

福島第一原子力発電所の新設設備の耐震設計の基本方針について（案）

2021年6月28日

東京電力ホールディングス株式会社

- 1F設備に対する標準的な耐震重要度分類の規定はなく、これまで実施計画の個別変更申請案件に対して設計要件を決定
- 供用期間が長期となる設備の申請案件ができており、今後の新設設備に対して、1Fの特殊状況を考慮した耐震設計の統一的な考え方（耐震設計の基本方針）の策定が必要
- 法令要求（原子炉等規制法、措置を講ずべき事項）に従うことが基本
- 1Fの特殊状況（早期のリスク低減、燃料デブリの崩壊熱が大幅に減少し、放射性物質の放出を駆動する内在エネルギーが発電炉に比べて小さい）を踏まえると、リスクの早期低減を考慮すべき。

耐震設計の基本方針策定に係る基本的な考え方

- 法令要求（原子炉等規制法第64条の2第2項の規定に基づき定められた、「特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について」（平成24年11月7日，原子力規制委員会決定））に適合すること
- 法令への適合に際しては、早期のリスク低減の観点から、設計実現性（技術、期間）、廃炉進捗、供用期間、事故シナリオによる影響評価を適切に考慮

【措置を講ずべき事項】

- 特定原子力施設全体のリスク低減及び最適化を図り、敷地内外の安全を図ることを目標とし、その達成のために必要な措置を迅速かつ効率的に講ずること

Ⅱ．設計、設備について措置を講ずべき事項

14．設計上の考慮

②自然現象に対する設計上の考慮

- 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度及び地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響を考慮して、耐震設計上の区分がなされるとともに適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計であること

敷地境界線量への影響

耐震設計の基本方針（設定手法、耐震クラス）

本設定は、設備の耐震設計上の重要度を、地震により発生する可能性のある安全機能の喪失、及びそれに続く環境への放射線による影響を防止する観点、並びにこれらの影響の大きさから、耐震クラスを分類するもので、発電炉及びその他の原子力施設と共通の考え方である。
また、特定原子力施設全体のリスク低減及び最適化の達成を迅速かつ効率的に行うことを考慮したもの。

【設計要件の設定の手法】 以下の考え方にて設定

- 安全機能喪失時の公衆への放射線影響評価に基づく耐震クラス仮設定（安全機能の重要度については発電炉（止める、冷やす、閉じ込める）に関する分類も参考）
- 仮設定した耐震クラスに対して、設計実現性（技術、期間）、廃炉進捗、供用期間、事故シナリオによる公衆への放射線影響評価と緩和措置を考慮して、現実的な耐震クラスに見直し
- 廃炉の進捗（ロードマップ）に影響のある作業については、耐震クラスを上げることも検討

【公衆への放射線影響による耐震クラス分類】

耐震クラス	公衆への放射線影響※	耐震クラスの設定上の考慮事項
Sクラス	機能喪失による被ばく影響が大きい (敷地境界線量：> 5mSv/事故)	✓ 時間余裕を考慮して、機動的対応により影響緩和及び機能回復できるものは、機能喪失を想定しない。
Bクラス	機能喪失による被ばく影響あり (敷地境界線量：50μSv～5mSv/事故)	✓ 時間余裕を考慮して、機動的対応により影響緩和及び機能回復できるものは、機能喪失を想定しない。 ✓ 復旧が長期間となり、廃炉の進捗（ロードマップ）に影響のある設備については、耐震クラスを上げることも検討
Cクラス	公衆に与える放射線の影響が十分小さい (敷地境界線量：≤50μSv/事故)	✓ 復旧が長期間となり、廃炉の進捗（ロードマップ）に影響のある設備については、耐震クラスを上げることも検討

※ 参考1-1～1-3 再処理施設、加工施設（MOX燃料）、使用施設等の新規基準における耐震クラスの判断基準を基に設定

耐震設計の基本方針（現実的な適用地震力の設定）

考慮する要素

1. 設計実現性、廃炉進捗（リスク低減及び最適化）、供用期間の考慮

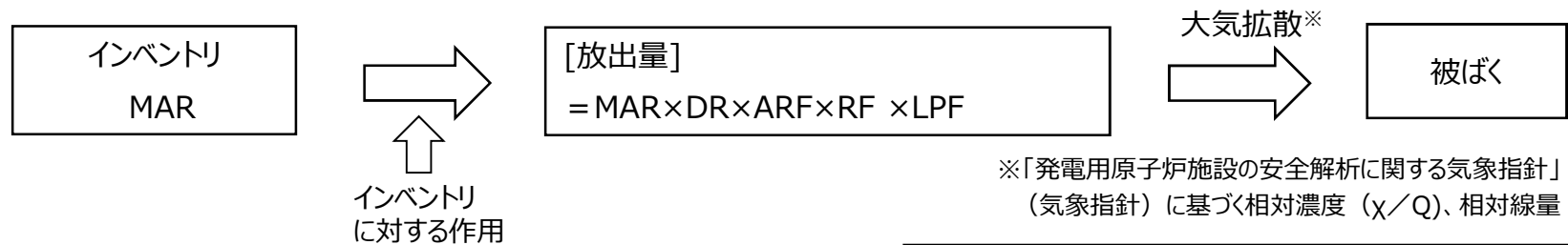
- 技術、期間：仮設定した設計要件の合理性・実現性を評価
 - － 設計要件に対する技術的な設備の成立性、リスクの早期低減と設備の設置に要する期間のバランス、供用期間を評価（参考2）
 - － 評価の結果、設計要件の見直しが必要と判断した場合は、事故シナリオを考慮した影響評価を実施

2. 事故シナリオを考慮した設計要件の評価

- 当該設備が機能喪失する事故シナリオを設定し、上記 1. の評価に基づく設計要件が妥当かどうかを判断
 - － 設計対象設備を閉じ込める設備の影響も合わせてFP放出量を評価し、影響に応じた耐震クラスを設定（閉じ込め機能維持に対する波及影響も考慮）
 - 例）敷地境界で 1 回の事故あたり5mSvを超えない場合は、耐震Bクラスを設定
（バウンダリ機能（建屋）の多重化等により、放射性物質の放出抑制対策を行うことも考慮可能）（参考3）
 - － 緩和措置（機動的対応等）でリカバリすることも考慮可能
 - 例）原子炉注水系は、基準地震動Ssによる地震力に対して、その安全機能を確保できることを基本としているが、震災前に設置されている注入ラインの一部（給水系注水ライン）を除き、耐震Bクラスで評価がなされていることから、それらが同時に機能喪失した場合を想定して、機動的対応（消防車、ホース再敷設等による注水）手順を整備しており、基準地震動Ssにおいても安全機能の確保が可能（参考4）
 - なお、燃料デブリの崩壊熱は大きく低下しており、他の発電所と比較して時間余裕があることから、リソースを投入して、強固な設備を設置するよりも、機動的対応を行うことにより機能を回復
 - － バウンダリの多重性も考慮可能
 - 例）着目している設備のバウンダリ機能が喪失しても、内and/or外のバウンダリが維持できれば、当該設備のバウンダリ機能維持は設計要件とせず、内and/or外のバウンダリに波及影響を及ぼさないことが設計要件となる。（参考5）

耐震設計の基本方針（機能喪失時の被ばく評価方法）

- 耐震クラスを決定するための被ばく影響評価は、DOE、NRCにおいても標準的な評価手法（DSA、ISA）として採用されている「五因子法」により放射性物質の放出量を評価して、被ばく評価を実施。
- 評価では、他設備からの波及影響も考慮して、当該クラスを超える地震に対しても閉じ込め機能維持が図られることが確認されているもの以外は、閉じ込め機能が喪失するものとして影響を評価
- 上記手法は、実施計画変更申請において既に評価を適用
（参考6、7、3 1F分析・研究棟第2棟、2号機PCV内部調査アクセスルート構築、原燃 JMOX施設）



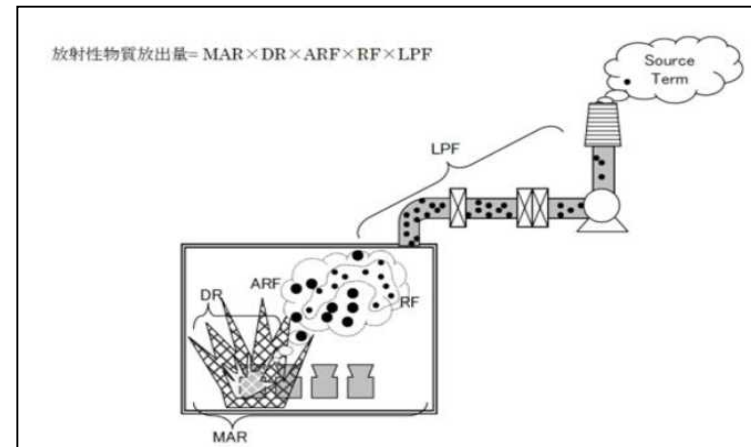
MAR：事象によって影響を受ける可能性のある放射性物質の総量
（インベントリ）（Material At Risk）

DR：事象の影響を受ける割合（Damage Ratio）
（地震ではインベントリ全体が影響を受けるものとして1を設定）

ARF：事象の影響を受けたもののうち雰囲気中に放出され浮遊する割合
（Airborne Release Fraction）（DOEのデータを参考に設定）

RF：肺に吸入され得る微粒子の割合（Respirable Fraction）
（微粒子の大きさによる変数であるため1と設定）

LPF：環境中へ漏えいする割合（Leak Path Factor）
（IAEAの文献を参考に設定）



出典 JAEA-Technology 2010-004, MOX 燃料加工施設PSA 実施手順書

耐震設計の基本方針（機能喪失時の被ばく評価方法）

[拡散係数]

- インベントリが、地震の影響を受けることにより放出される、放射性物質の放出割合を示す係数
- 形態が、気体→液体→スラッジ→固体の順に拡散しにくくなるため、放射性物質の放出割合が小さくなり、敷地境界へ与える影響も小さくなる。

(DOE HANDBOOK AIRBORNE RELEASE FRACTIONS/RATES AND RESPIRABLE FRACTIONS FOR NONREACTOR NUCLEAR FACILITIES DOE-HDBK-3010-94 引用)

形態	拡散係数（案）	備考（出典等）
気体	1	直接大気へ放出されることから1を設定
液体	1	直接敷地外へ漏洩する可能性がある場合（例 海岸の近く等）
	2E-4	直接敷地外へ放出される可能性が無い場合 DOE Handbook 3.2.3.1 Free-Fall Spill Liquid, aqueous solution, spill distance
スラッジ、スラリー （吸着塔、HIC等）	0.1	直接敷地外へ放出される可能性がある場合（例 海岸の近く等） スラッジ、スラリーは、滞留水等の液体よりも拡散しにくいと想定されるため、液体の1/10として設定
	5E-5	直接敷地外へ放出される可能性が無い場合 DOE Handbook 3.2.3.2 Free-Fall Spill Liquid, slurry (<40 percent solids), spill distance < 3 m
固体 （地震による破碎の影響）	6E-5	DOE Handbook 4.3.3 Free-Fall Spill and Impaction Stress 拡散係数 $(ARF \times RF) = (A)(P)(g)(h)$ A = 経験的相関値、P = 試料密度、g = 重力加速度 (sea level)、h = 落下高さ
粉末 （全て粉末状態で強い衝撃を受けた場合）	1E-2	DOE Handbook 4.4.3.3.2 Free-Fall Spill Powder, shock impact due to falling debris

なお、地震の揺れや建物倒壊以外の（過熱、水素爆発、臨界等）シナリオがある場合は、影響を踏まえて耐震設計を行う。

耐震設計の基本方針（設計用地震力）

【各耐震クラスに適用する設計用地震力及び考慮すべき事項】

- 原則として、適用実績がある規格を適用

耐震クラス	設計用地震力	
	静的地震力 C_i 地震せん断力係数 ^{※1}	動的地震動 ^{※2}
Sクラス	建物・構築物 水平： $3.0C_i$ ，鉛直：鉛直震度より算定 機器・配管系 水平： $3.6C_i$ ，鉛直：鉛直震度より算定 水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用することを考慮	基準地震動 S_s 弾性設計用地震動 S_d 水平2方向と鉛直方向の組合せを考慮
Bクラス	建物・構築物 水平： $1.5C_i$ 機器・配管系 水平： $1.8C_i$	$1/2S_d$
Cクラス	建物・構築物 水平： $1.0C_i$ 機器・配管系 水平： $1.2C_i$	—

※1 C_i ：地震せん断力係数 $1.0C_i$ は、建築基準法と同等の静的地震力で評価を行うことを示す。よって、 $1.5C_i$ は建築基準法の1.5倍、 $3.0C_i$ は建築基準法の3倍の静的地震力で評価を行う。

※2 Sクラス設備の動的地震動については、設備の信頼性向上の観点から、自主的に検討用地震動による評価を行い、評価結果に応じて、機動的対応を含めた影響緩和措置の検討を行う。

既設設備についても、本基本方針を適用していくことを基本とする。

- 既設設備の改造についても、本基本方針を適用
- また、既設設備については、本基本方針に基づく影響評価を優先順位（例 長期の供用期間となる設備等）をつけて計画的に実施していく。
- 評価により、追加の措置が必要であることが確認された場合は、影響緩和措置（補強、機動的対応）の対応を実施していく。

- 計画・設計センター内に、組織横断的に耐震設計を確認していく体制の構築を検討中（10月を目標）

【体制（案）】

- 計画・設計センターに耐震担当（仮称）、耐震チームを新設※

※ 機械／建築分野はチームを新設、土木／電気／計装分野は現行の体制で役割を明確化、安全部門も耐震チームと連携

【耐震チームの位置づけ（案）】

- 耐震クラスのお考え方、敷地境界への影響評価、個別の耐震計算、解析検証は従前どおり、主管グループが実施
- 耐震チームは、耐震クラスのお考え方、敷地境界への影響評価、個別の耐震計算、解析検証に対して、横並びの観点や、発電炉の最新知見に関して反映の必要性などの観点から横串的役割を担う。

【参考1-1】安全上の影響を考慮した耐震設計上の区分（再処理施設の新規制基準の解釈より）

（「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」別記2より）

一 Sクラス

自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しており**その機能喪失により**放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、放射性物質を外部に放出する可能性のある事態を防止するために必要な施設及び**事故発生の際に、外部に放出される放射性物質による影響を低減させるために必要な施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設**であって、**環境への影響が大きいものをいい、例えば、次の施設**が挙げられる。

- ① その破損又は機能喪失により**臨界事故**を起こすおそれのある施設
- ② 使用済燃料を貯蔵するための施設
- ③ **高レベル放射性液体廃棄物を内蔵**する系統及び機器並びにその冷却系統
- ④ **プルトニウムを含む溶液を内蔵**する系統及び機器
- ⑤ 上記③及び④の系統及び機器から放射性物質が漏えいした場合に、その影響の拡大を防止するための施設
- ⑥ 上記③、④及び⑤に関連する施設で放射性物質の外部への放出を抑制するための施設
- ⑦ 津波防護機能を有する設備及び浸水防止機能を有する設備
- ⑧ 敷地における津波監視機能を有する施設
- ⑨ 上記①から⑧の施設の機能を確保するために必要な施設

上記に規定する「環境への影響が大きい」とは、敷地周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故あたり5 mSv を超えること※をいう。

二 Bクラス

安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響が**Sクラス施設と比べ小さい施設をいい、例えば、次の施設**が挙げられる。

- ① **放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設**
- ② **放射性物質を内蔵している施設であって、Sクラスに属さない施設**（ただし内蔵量が少ないか又は貯蔵方式により、その破損により公衆に与える放射線の影響が十分小さいものは除く。）

三 Cクラス

Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設をいう。

※「安全上重要な施設」の定義においても、従前の定性的規定（「過度の放射線被ばくを及ぼすおそれ」）に対して同じ線量値が与えられている。

【参考1-2】安全上の影響を考慮した耐震設計上の区分（加工施設（MOX燃料）新規制基準の解釈より）

（「加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」別記3より）

ー プルトニウムを取り扱う加工施設

① Sクラス

自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しており**その機能喪失により放射性物質を外部に放散する可能性のある施設**、放射性物質を外部に放散する可能性のある**事態を防止するために必要な施設及び放射性物質が外部に放散される事故発生の際に外部に放散される放射性物質による影響を低減させるために必要な施設**、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、**環境への影響が大きいものをいい、例えば次の施設が挙げられる。**

- a) MOXを非密封で取り扱う設備・機器を収納するグローブボックス及びグローブボックスと同等の閉じ込め機能を必要とする設備・機器であって、その破損による公衆への放射線の影響が大きい施設
- b) 上記 a)に関連する設備・機器で放射性物質の外部への放散を抑制するための設備・機器
- c) 上記 a)及び b)の設備・機器の機能を確保するために必要な施設

上記に規定する「環境への影響が大きい」とは、敷地周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5ミリシーベルトを超えること※をいう。

② Bクラス

安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響が**Sクラス施設と比べ小さい施設をいい、例えば次の施設が挙げられる。**

- a) 核燃料物質を取り扱う設備・機器又はMOXを非密封で取り扱う設備・機器を収納するグローブボックス及びグローブボックスと同等の閉じ込め機能を必要とする設備・機器であって、その破損による公衆への放射線の影響が比較的小さいもの。（ただし、核燃料物質が少ないか又は収納方式によりその破損による公衆への放射線の影響が十分小さいものは除く。）
- b) 放射性物質の外部への放散を抑制するための設備・機器であってSクラス以外の設備・機器

③ Cクラス

Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設をいう。

※「安全上重要な施設」の定義においても、従前の定性的規定（「過度の放射線被ばくを及ぼすおそれ」）に対して同じ線量値が与えられている。

【参考1-3】安全上の影響を考慮した耐震設計上の区分（使用施設等の新規制基準の解釈より）

（「使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」別記3より）

一 耐震クラス分類 I

使用前検査対象施設は、以下のクラスに分類するものとする。ただし、施設の特徴に応じて、合理的な理由がある場合は、二の耐震クラス分類Ⅱによることができる。

① Sクラス

自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しており、**その機能喪失により放射性物質を外部に放出する可能性のある施設**、放射性物質を外部に放散する可能性のある事態を防止するために必要な施設及び放射性物質が外部に放散される事故発生の際に、外部に放散される放射性物質による影響を低減させるために必要な施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、**環境への影響が大きいものをいい、例えば、次の施設が挙げられる。**

- a) 核燃料物質を非密封で取り扱う設備・機器を収納するセル又はグローブボックス及びこれらと同等の閉じ込め機能を必要とする設備・機器であって、その破損による公衆への放射線の影響が大きい施設。
- b) 上記a) に関連する設備・機器で放射性物質の外部への放散を抑制するための設備・機器
- c) 上記a) 及びb) の設備・機器の機能を確保するために必要な施設

上記に規定する「環境への影響が大きい」とは、周辺監視区域周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5ミリシーベルトを超えることをいう。

② Bクラス

機能喪失した場合の影響が**Sクラス施設と比べ小さい施設をいい、例えば、次の施設が挙げられる。**

- a) 核燃料物質を取り扱う設備・機器又は核燃料物質を非密封で取り扱う設備・機器を収納するセル又はグローブボックス及びこれらと同等の閉じ込め機能を必要とする設備・機器であって、その破損による公衆への放射線の影響が比較的小さいもの。（ただし、核燃料物質が少ないか又は収納方式によりその破損による公衆への放射線の影響が十分小さいものは除く。）
- b) 放射性物質の外部への放散を抑制するための設備・機器であってSクラス以外の設備・機器

なお、Sクラスに属する施設を有しない使用施設等のうち、安全機能を喪失した場合に敷地周辺の公衆が被ばくする線量が十分に低いものは、Cクラスに分類することができる。この場合において、上記の**「敷地周辺の公衆が被ばくする線量が十分に低い」**

とは、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（昭和50年5月13日原子力委員会決定）を参考に、実効線量が発生事故当たり50マイクロシーベルト以下であることをいう。

③ Cクラス

Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設をいう。

2.1 地震・津波対策の基本的考え方：プール内使用済燃料

■ プール内使用済燃料

- 検討用地震動(900Gal),検討用津波(26.3m)は、機動的対応（消防車等の可搬設備による注水等）の信頼性向上に用いる
 - 原子炉建屋の構造健全性は、検討用地震動(900Gal),検討用津波(26.3m)に対しても確保できることを確認済み
⇒使用済燃料プールの水位維持が可能
 - 冷却設備が検討用地震動(900Gal),検討用津波(26.3m)により機能を喪失した場合、消防車等の可搬設備による注水再開が可能
⇒機動的対応の信頼性を向上させる
- 燃料取り出しのための新設設備（建屋カバー含む）については、基準地震動（600gal）,15m級津波で設計する。
[燃料取り出し用カバー，燃料取扱設備]
 - 運転プラントと異なり、崩壊熱が低下していること、揮発性放射性物質の希ガスやヨウ素は、大部分が減衰していることから、使用済燃料が抱えるリスクは、大幅に低下。重量物の落下等による燃料破損時の敷地境界におけるの年間の実効線量は、1mSvを大幅に下回る。
 - 使用済燃料を取り出す期間は、1～2年程度。供用期間が短い新設設備に対して地震動を大きくし、工期・作業員被ばくを増加させるより、リスク源である使用済燃料を速やかに取り出した方がリスクの低減に効果的。

＜バウンダリの多重化による線量影響の緩和の例＞

- グローブボックス・機器、工程室、建屋によるバウンダリの多重化により、敷地境界線量への影響を抑制

周辺公衆への実効線量評価モデル(1/2)

■ 評価モデルの考え方

- ① グローブボックスは建屋内の地下2、3階に設置する設計であるが、安全上重要な施設の選定としては、建屋内の配置を考慮せずに、グローブボックス・機器、工程室、建屋の3つの閉じ込めでモデル化する。
- ② 外部への放出は、排気フィルタ・排風機の機能を期待せずに、グローブボックス・機器→工程室→建屋→地上放散とし、周辺公衆への実効線量を評価する。
- ③ 外部への放出量評価では五因子法を使用し、グローブボックス・機器、工程室、建屋の除染係数(DF)をそれぞれ用いて評価する。

■ 除染係数(DF)の考え方

- グローブボックスの除染係数(DF)
 - ・ グローブボックスに損傷がある状態としてDF=10とする。
(DF=10は、IAEAの参考文献*より重大破損したグローブの値を採用している)
 - ・ グローブボックスと同等の閉じ込め機能を有する機器(焼結炉)に対しては、DF=1とする。
- 工程室・建屋の除染係数(DF)
 - ・ 工程室及び建屋の壁に損傷がある状態としてDF=10とする**。
(DF=10は、IAEAの参考文献*より軽微損傷した建屋の値を採用している)

閉じ込め	DF
グローブボックス・機器	10(機器の場合は1)
工程室	10
建屋	10

*) Elizabeth M. Fiew, et al. "Assessment of the Potential release of radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning". Handling of Radiation Accidents. International Atomic Energy Agency, Vienna, 1969, IAEA-SM-119/7

**) 粉末、ペレットを取り扱う設備は地下3階に設置する。そのため、実際には構築物内の床・壁などの複数の障壁があり放出量低減が期待できるが、本評価モデルにおいてはその低減効果を期待しない条件を設定している。

出典 第42回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合 資料5
 「MOX 燃料加工施設における新規制基準に対する適合性【設計基準】安全機能を有する施設及び安全上重要な施設の選定について（平成27年1月26日）」より

周辺公衆への実効線量評価モデル（2/2）

■ 評価式

- 五因子法による放射性物質放出量 算出式
 $ST(Bq) = MAR(Bq) \times DR \times ARF \times RF \times LPF$
- 内部被ばく線量 算出式
 $Di(Sv) = ST(Bq) \times \chi/Q \times R \times H$

■ 評価パラメータ

- MAR(当該場所の放射性物質質量(Bq))
- DR(MARのうち、事故の影響を受ける割合): 1
- ARF(雰囲気中に放出され浮遊する割合)

放射性物質の形態	ARF
粉末	7×10^4
焼結ペレット	3×10^6

評価が厳しくなるよう放射性物質の落下事象を想定した値を設定している。

- RF(肺に吸入され得る微粒子の割合): 1
- LPF(環境中へ漏れ出る割合)
 グローブボックス・機器、工程室、建屋のDFの逆数を掛け合わせた値

気象条件を見直しにより
大気拡散条件が変わった
ため χ/Q (相対濃度)を

$7.3 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$

↓

$9.3 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$
に変更している。

↓

● χ/Q (相対濃度): $9.3 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$
建屋から敷地境界への放射性物質の移行モデル、地上放散
(発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針)

● R(一般公衆の呼吸率): $1.2 \text{ m}^3/\text{h}$
(発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針)

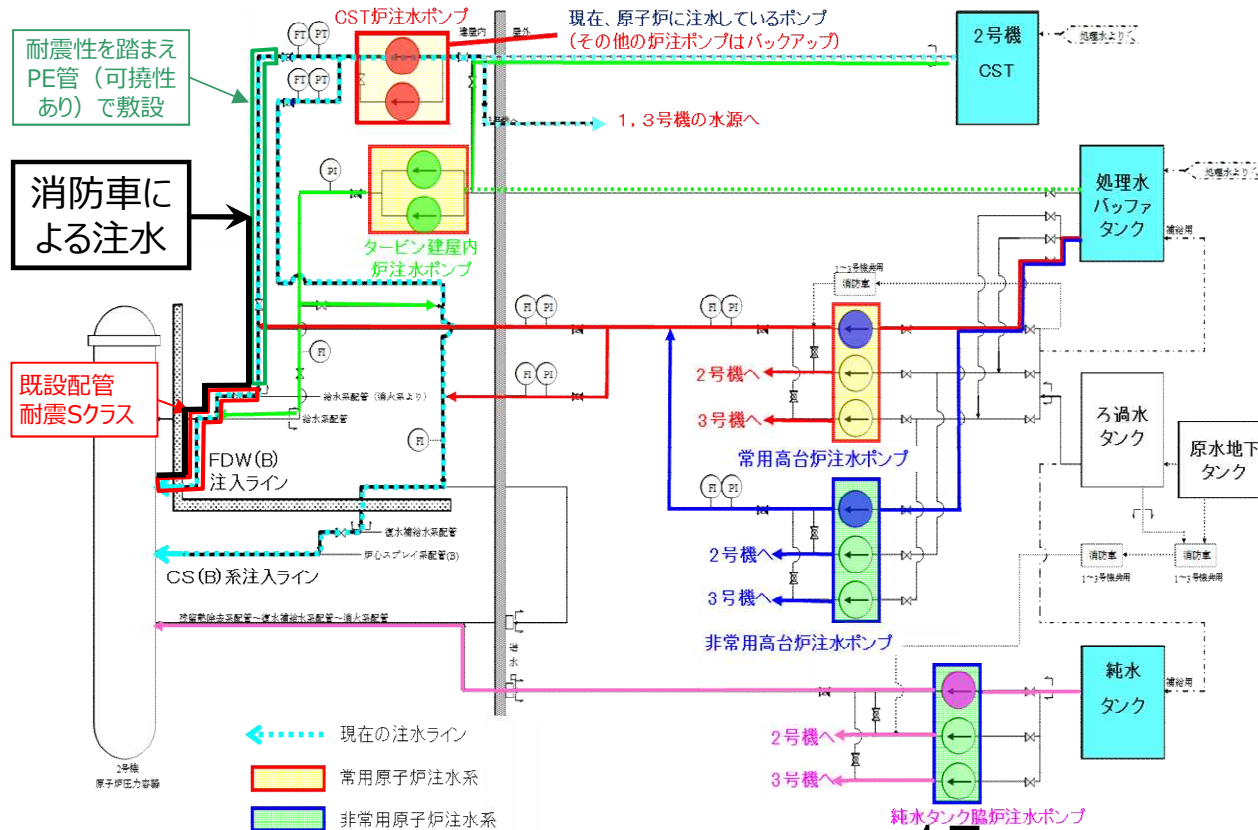
● H(実効線量換算係数)
ICRP Publication 72 実効線量換算係数(Sv/Bq)を使用

出典 第42回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合 資料5
 「MOX 燃料加工施設における新規制基準に対する適合性【設計基準】安全機能を有する施設及び安全上重要な施設の選定について（平成27年1月26日）」より

＜機動的対応による機能維持の例＞

- 震災前に設置されている注入ラインの一部（給水系注水ライン）は耐震Sクラスを確保
- 震災後に設置した設備は、耐震Bクラスで評価がなされていることから、それらが同時に機能喪失した場合を想定して、機動的対応（消防車、ホース再敷設等による注水）手順を整備しており、基準地震動Ssにおいても安全機能の確保が可能

原子炉注水設備 系統概略図（2号機）



機動的対応

- 消防車の操作訓練、消防ホースの敷設訓練を実施

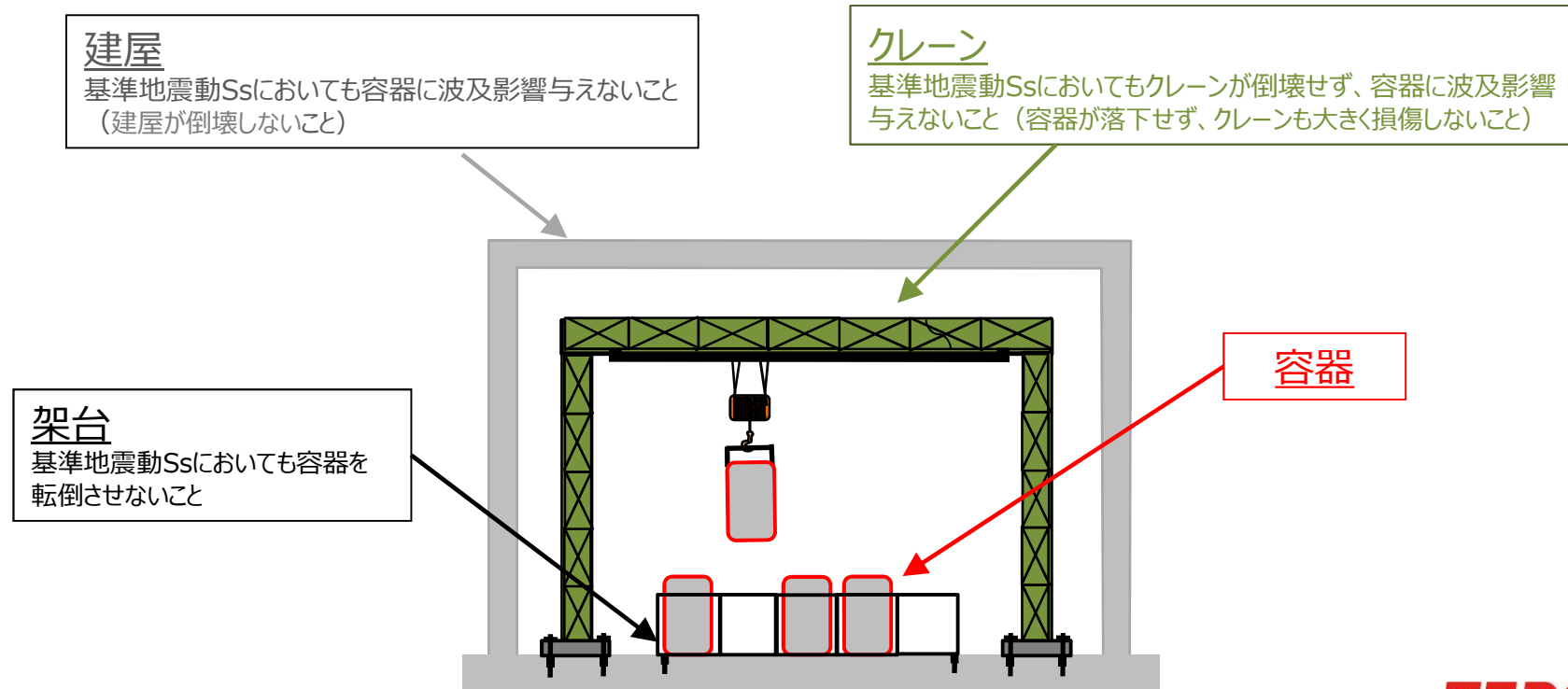


消防車操作訓練の様子

＜機器の耐震設計で容器の健全性を確保する例＞

- 建屋およびクレーン、架台は、地震による倒壊等により容器を破損させないこと（波及影響を与えないこと）が設計要件（耐震Bクラス）
 - クレーンについては、さらに、安全上の影響に応じて、容器を落下させないことも設計要件
- なお、建屋、クレーンについて、廃炉の進捗への影響や財産保護の観点から、耐震設計のクラスを上げる場合もある。

機器の耐震設計で容器の健全性を確保する例



【参考6】 1F分析・研究棟第2棟の例

- 1F分析・研究棟第2棟の建屋及び設備の耐震設計は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（平成18年9月19日）」（以下「耐震指針」という。）における耐震設計上の重要度分類しており、各設備毎に、地震により発生する可能性のある公衆への放射線影響を整理し、耐震クラスを設定

2. 耐震指針に基づく耐震重要度分類の考え方(1/4)

174

◆設備の重要度による耐震クラス別分類

第2棟の建屋及び設備の耐震重要度分類は、耐震指針に基づき行う。

【耐震Sクラス】

耐震重要度分類及び定義	クラス別分類
Sクラス	i)「原子炉冷却材圧力バウンダリ」を構成する配管・機器系
自ら放射性物質を内蔵しているか又は内蔵している施設に直接関係しており、その機能喪失により放射性物質を外部に放散する可能性のあるもの、及びこれらの事態を防止するために必要なもの、並びにこれらの事故発生の際に外部に放散される放射性物質による影響を低減させるために必要なものであって、その影響の大きいもの	ii)使用済燃料を貯蔵するための施設 iii)原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、及び原子炉の停止状態を維持するための施設 iv)原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設 v)原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設 vi)原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設 vii)放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための設備で上記vi以外の施設

耐震指針では、上記のように原子炉冷却材バウンダリ、使用済燃料の貯蔵施設、原子炉の緊急停止のための施設等をSクラスの施設としており、第2棟にはSクラスの施設に該当する設備はない。

なお、第2棟で取り扱う放射性物質の量は発電用原子炉施設に比十分少ないことから、試料ピットはii)項に該当しない。

TEPCO

無断転載・複製禁止 東京電力ホールディングス株式会社 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

JAEA

2. 耐震指針に基づく耐震重要度分類の考え方(2/4)

175

【耐震Bクラス】

耐震重要度分類及び定義	クラス別分類
Bクラス	i)原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵しうる施設
Sクラスの定義において、影響が比較的小さいもの	ii)放射性廃棄物を内蔵している施設。 ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式により、その破損によって公衆に与える放射線の影響が周辺監視区域外における年間の線量限度に比十分小さいものは除く。 iii)放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設 iv)使用済燃料を冷却するための施設 v)放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設

第2棟には、Bクラスの施設のiii)に該当する設備を有しており、その破損により公衆に影響を与える可能性の大きい設備はBクラスに分類している。一方、地震によって破損しても、公衆に影響を与える可能性が十分小さい設備は耐震Cクラスに分類している。

なお、上位の分類に属する設備は、下位の分類に属する設備の破損によって波及的影響が生じないように設計する。

TEPCO

無断転載・複製禁止 東京電力ホールディングス株式会社 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

JAEA

「放射性物質分析・研究施設第2棟に係る実施計画の変更認可申請について（耐震性評価について）」（2020年11月20日）より

【参考6】 1F分析・研究棟第2棟の例

■ 地震により発生する可能性のある公衆への放射線影響の観点から、各設備の耐震クラスを区分

2. 耐震指針に基づく耐震重要度分類の考え方(3/4)

一部改訂

◆第2棟 建屋及び設備の耐震重要度分類(1/2)

		耐震Bクラス	耐震Cクラス
建屋		・第2棟建屋(コンクリートセル含む)	・電気設備棟 ・消火用ガスボンベ庫
設備	(1)分析設備	・鉄セル ・グロープボックス	・フード
	(2)液体廃棄物一時貯留設備	-	・分析廃液受槽A、B ・設備管理廃液受槽A、B ・分析廃液移送ポンプ ・分析廃液回収ポンプ ・設備管理廃液移送ポンプ ・設備管理廃液回収ポンプ ・主要配管*2(鋼管)
	(3)換気空調設備	・セル・グロープボックス用排風機A、B ・セル・グロープボックス用排気フィルタユニットA、B、C、D ・コンクリートセル用給気フィルタユニットA、B ・鉄セル用給気フィルタユニットA、B、C、D ・グロープボックス用給気フィルタユニットA~H ・主要排気管(鋼管、ダクト)*1 ・主要給気管(鋼管)*3	・フード用排風機 ・管理区域用排風機 ・管理区域用送風機 ・フード用排気フィルタユニット ・管理区域用排気フィルタユニット
	(4)その他設備	-	・電気設備 ・消火設備

4. 使用許可基準規則を考慮した耐震重要度分類(1/3)

「使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(その解釈含む。以下「使用許可基準規則」という。)の第九条(地震による損傷の防止)では、**破損(機能喪失)による公衆への放射線影響の程度でクラス分類を行うよう求めている。**

- ・Sクラス: 5mSvを超える場合
- ・Bクラス: 5mSvを超えない場合。50 μSv以下の場合にはCクラスに分類できる。

放射性物質を内蔵している設備について、機能喪失を想定した場合の影響を評価した。

【「使用許可基準規則」より抜粋】

第9条(地震による損傷の防止)

一 耐震クラス分類

② Bクラス

機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設をいい、例えば、次の施設が挙げられる。

- 核燃料物質を取り扱う設備・機器又は核燃料物質を非密封で取り扱う設備・機器を収納するセル又はグロープボックス及びこれらと同等の閉じ込め機能が必要とする設備・機器であって、その破損による公衆への放射線の影響が比較的小さいもの。(ただし、核燃料物質が少ない又は収納方式によりその破損による公衆への放射線の影響が十分小さいものは除く。)
 - 放射性物質の外漏への放散を抑制するための設備・機器であってSクラス以外の設備・機器
- なお、Sクラスに関する施設を有しない使用施設等のうち、安全機能を喪失した場合に敷地周辺の公衆が被ばくする線量が十分に低いものは、Cクラスに分類することができる。この場合において、上記の「敷地周辺の公衆が被ばくする線量が十分に低い」とは、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」(昭和50年5月13日原子力委員会決定)を参考に、突効線量が発生事故当たり50マイクロシーベルト以下であることをいう。

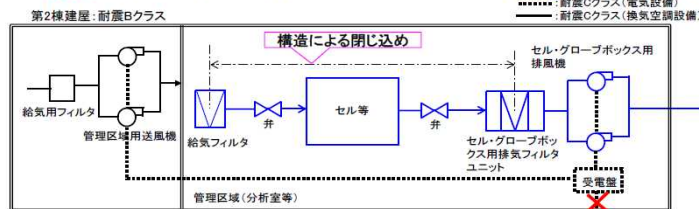
3. セル等の放射性物質閉じ込めの考え方、耐震クラス

一部改訂

◆Bクラス地震が発生して電源喪失した場合の対応

- 構造^{※1}による閉じ込めとして、給気フィルタと排気フィルタの間で放射性物質を閉じ込める。
- その際、フィルタから放出される放射性物質による影響は十分に小さい。(別紙1)
- フィルタからの放射性物質の放出をさらに低減するため、セル等の直近の給排気ラインに弁を設置し、閉止できる設計とする。
- 弁の閉止が速やかに出来るよう操作性・アクセス性を考慮する。
- 排風機が停止した場合の弁の操作を含めマニュアル化する。

※1:セル等、給気管、排気管、弁及び給排気系のフィルタ



◆耐震Bクラスの換気空調設備
放射性物質の拡散防止(バウンダリの確保)及び電源復旧後に速やかに負圧を回復できるように耐震Bクラスとしている。

4. 使用許可基準規則を考慮した耐震重要度分類(2/3)

◆機能喪失を想定した場合の影響を評価 (詳細は別紙2を参照)

設備	想定事象	線量評価の概要	線量の評価値
第2棟建屋(コンクリートセル含む)	閉じ込め機能喪失	コンクリートセル内の燃料調製時に発生する燃料デブリからの粉体の発生量を安全側に見積もり、粉体中の放射性物質がセル内の気相に移行 ^{※1} し、排気系統を通じてではなく、直接、セル周辺の室に放出され、さらに建屋から外部へ放出 ^{※2} され地上放出によって敷地境界に達したと想定	1.1mSv < 5mSv
鉄セル	閉じ込め機能喪失	鉄セル内の燃料デブリ中の放射性物質の一部がセル内の気相に移行 ^{※1} し、排気系統を通じてではなく、直接、セル周辺の室に放出され、さらに建屋から外部へ放出 ^{※2} され地上放出によって敷地境界に達したと想定	0.3mSv < 5mSv
グロープボックス、フード	閉じ込め機能喪失	グロープボックス内の燃料デブリ中の放射性物質の一部がセル内の気相に移行 ^{※1} し、排気系統を通じてではなく、直接、グロープボックス周辺の室に放出され、さらに建屋から外部へ放出 ^{※2} され地上放出によって敷地境界に達したと想定	0.03 μSv < 50 μSv
廃液受槽(分析廃液受槽)	閉じ込め機能喪失	分析廃液受槽が破損し、内蔵している放射性の液体廃棄物が室内に漏えいし、漏えいに伴い、液体廃棄物中の放射性物質の一部が室内の気相に移行 ^{※1} し、排気系統を通じてではなく、直接、建屋から外部へ放出 ^{※2} され地上放出によって敷地境界に達したと想定	0.008 μSv < 50 μSv
消火設備	消火機能喪失(火災)	コンクリートセル内の燃料調製時に発生する燃料デブリからの粉体の発生量を安全側に見積もり、建屋の放射能状態と気体の放射性物質を併せ、各410を考慮、鉄セル、グロープボックス、フード、廃液受槽については建屋の破壊係数のみ考慮、これらからセル内の気相に移行 ^{※1} するものとし、これが排気系統を通じて、排気口から火災によって放出され敷地境界に達したと想定	0.001 μSv < 50 μSv

※1 燃料デブリ切断時の粉体から気相への放射性物質の移行率1% (日本原子力安全「ボウラプの設計と管理」、K等の気体の放射性物質は100%移行)
 ※2 コンクリートセル、建屋の放射能状態と気体の放射性物質を併せ、各410を考慮、鉄セル、グロープボックス、フード、廃液受槽については建屋の破壊係数のみ考慮 Elizabeth M.Fleet et al. "Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning" Handling of Radiation Accidents. International Atomic Energy Agency, Vienna, 1989. IAEA-SM-119/7
 ※3 鉄セル、グロープボックス、フードでは、燃料デブリの切断は行わないが、取り扱う燃料デブリの量が粉体化するものとし、①の移行率を用いた。
 ※4 液体状の放射性物質の漏えい時の気相への移行率0.02% ("Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook", NUREG/CR-6410)
 ※5 火災に伴う粉体から気相への放射性物質の移行率0.8% ("Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook", NUREG/CR-6410)

「放射性物質分析・研究施設第2棟に係る実施計画の変更認可申請について(耐震性評価について)」(2020年11月20日)より

【参考6】1F分析・研究棟第2棟の例

- 地震により、コンクリートセル、建屋が損傷し、閉じ込め機能が喪失することを想定した被ばく評価を実施
- 敷地境界線量への影響は、約1.1mSvと評価し、コンクリートセルの設計は、耐震Bクラスと設定

機能喪失時の影響評価（コンクリートセル）

184

別紙2 機能喪失時の線量評価について(1/5)

①第2棟建屋(コンクリートセル含む)

- ◆想定事象
 - ・地震によりコンクリートセル、建屋が損傷し、閉じ込め機能が喪失することを想定。
- ◆放射性物質の放出経路
 - ・コンクリートセルにて、切断時に発生する粉体(約 7×10^{12} Bq)の1%(トリチウム、希ガス、ヨウ素は100%)が気相に移行(既存使用施設で同様な評価に用いている移行率^{※1})。
 - ・コンクリートセルから、排気系統を通じてではなく、直接、セル周辺の室に放出され、さらに建屋から外部へ放出され地上放出によって敷地境界に達したと想定。
- ◆除染係数
 - ・コンクリートセル、建屋については、損傷した場合の除染係数(DF)をIAEAの文献^{※2}から引用。→コンクリートセル、建屋ともDF:10を考慮する。
 - ・なお、ガス状の放射性物質については、除染係数を考慮しない。
- ◆放出された放射能
 - ・建屋外に放出された放射能 → 4.2×10^9 Bqと評価。
- ◆放射性物質の大気拡散
 - ・「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従い、地上放出によって敷地境界に達する場合の相対濃度 → 3.2×10^{-7} h/m³と評価。

セル等
燃料デブリ

セル等の閉じ込め喪失により、燃料デブリ中の放射性物質の一部が建屋から地上放出

想定事象①における建屋外への放出量

核種	放出量 [Bq]
Pu-238	4.7×10^7
Pu-239	3.4×10^8
Pu-240	6.1×10^8
Pu-241	4.7×10^8
Am-241	2.5×10^7
Am-242m	8.5×10^8
Cm-244	6.4×10^8
その他	3.6×10^9
合計	4.2×10^9

「その他」以外の核種が全体の実効線量のうち約99%を占める。

「その他」の主な核種

核種	放出量 [Bq]
Kr-85	3.2×10^9
H-3	3.3×10^8

◆線量評価結果

- ・「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を参考に求めた呼吸摂取による内部被ばく線量 → 約1.1mSv

※1 燃料デブリ切断時の粉体から気相への放射性物質の移行率1%(日本原子力学会「ホツラボの設計と管理」)
 ※2 コンクリートセル、建屋の除染係数として各々10を考慮。
 Elizabeth M.Flew, et al."Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning". Handling of Radiation Accidents. International Atomic Energy Agency, Vienna, 1969, IAEA-SM-119/7

TEPCO 無断転載・複製禁止 東京電力ホールディングス株式会社 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 JAEA

◎ 「放射性物質分析・研究施設第2棟に係る実施計画の変更認可申請について(21(耐震性評価について))」(2020年11月20日)より



【参考6】 1F分析・研究棟第2棟の例

- 地震により、鉄セル、建屋が損傷し、閉じ込め機能が喪失することを想定した被ばく評価を実施
- 敷地境界線量への影響は、約0.3mSvと評価し、鉄セルの設計は、耐震Bクラスと設定

機能喪失時の影響評価（鉄セル）

185

別紙2 機能喪失時の線量評価について(2/5)

②鉄セル

- ◆想定事象
 - ・地震により鉄セル、建屋が損傷し、閉じ込め機能が喪失することを想定。
- ◆放射性物質の放出経路
 - ・鉄セルでは燃料デブリの切断は行わないが、取り扱う燃料デブリのすべてが粉体化(約 2×10^{11} Bq)しているものとし、その1%(トリチウム、希ガス、ヨウ素は100%)が気相に移行^{※1}。
 - ・鉄セルから、排気系統を通じてではなく、直接、セル周辺の室に放出され、さらに建屋から外部へ放出され地上放出によって敷地境界に達したと想定。
- ◆除染係数
 - ・鉄セルの除染係数は考慮せず、建屋については、除染係数(DF)として10を考慮する^{※2}。
 - ・なお、ガス状の放射性物質については、除染係数を考慮しない。
- ◆放出された放射能
 - ・建屋外に放出された放射能 → 2.6×10^8 Bqと評価。
- ◆放射性物質の大気拡散
 - ・「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従い、地上放出によって敷地境界に達する場合の相対濃度 → 3.2×10^{-7} h/m³と評価。

◆線量評価結果

- ・「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を参考に求めた呼吸摂取による内部被ばく線量 → 約0.3mSv

建屋

セル等

燃料デブリ

セル等の閉じ込め喪失により、燃料デブリ中の放射性物質の一部が建屋から地上放出

想定事象②における建屋外への放出量

核種	放出量 [Bq]
Pu-238	1.2×10^7
Pu-239	8.4×10^5
Pu-240	1.5×10^6
Pu-241	1.2×10^8
Am-241	6.2×10^6
Am-242m	2.1×10^5
Cm-244	1.6×10^6
その他	1.2×10^8
合計	2.6×10^8

「その他」以外の核種が全体の実効線量のうち約99%を占める。

「その他」の主な核種

核種	放出量 [Bq]
Kr-85	8.0×10^7
Cs-137	9.4×10^6
Ba-137m	8.9×10^6
H-3	8.3×10^6

※1 燃料デブリ切断時の粉体から気相への放射性物質の移行率1%(日本原子力学会「ホツラボの設計と管理」)

※2 建屋の除染係数として10を考慮。
Elizabeth M.Flew, et al. "Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning". Handling of Radiation Accidents. International Atomic Energy Agency, Vienna, 1969, IAEA-SM-119/7

無断転載・複製禁止 東京電力ホールディングス株式会社 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

【参考7】2号機 PCV 内部調査アクセスルート構築の例

1. PCV内ダスト浮遊量

X-6ベネ内堆積物のWJによる洗浄・落下による浮遊

TEPCO

ダスト浮遊量[Bq]
=放射能濃度[Bq/g]×堆積物量[g]×気相移行率[-]

<気相移行率> DOE HANDBOOK®に基づき設定

- WJ洗浄： 高圧水の圧力開放時のダスト浮遊に類似すると見なし、「加圧容器/配管からのベント時の飛散率」の液面上もしくは容器全体破損条件の気相移行率（0.35MPa以上）の0.2%を設定（1号機AWJの気相移行率と同条件）。
- 堆積物落下： 水との混合が不確実であるため、「乾燥粉体の自由落下」の気相移行率として1%を設定。

「乾燥粉体自由落下」の気相移行率 (DOE HANDBOOKに基づき設定)
 $ARF = 0.1064(M_0^{0.125})(H^{2.27})/\rho_{pp}^{1.02}$
 ここで、
 ARF: 気相移行率の平均値, Bounding Factorとして2倍する
 M₀: 粉体重量(堆積物236 kg)
 H: 落下高さ(X-6ベネ高さ5.20m)
 ρ_{pp}: 密度(堆積物密度2000 kg/m³)
 より、
 = 9.25×10⁻³ ⇒ 気相移行率

設定条件
 堆積物全体に対してWJ洗浄(0.2%)より落下(1%)することから、
 ける気相移行率は合計1.2%と

WJ洗浄によるダスト浮遊	0.2%
堆積物落下によるダスト浮遊	1.0%
合計	1.2%

図 堆積物除去のダスト飛散想定

® Department of Energy, "DOE HANDBOOK: AIRBORNE RELEASE FRACTIONS/RATES AND RESPIRABLE FRACTIONS FOR NONREACTOR NUCLEAR FACILITIES Volume I - Analysis of Experimental Data", DOE-HDBK-3010-94, December, 1994 Reaffirmed 2013
 ©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 参照複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

影響を受ける放射性物質の気中移行（飛散）：
DOE HANDBOOK等に基づく評価が可能



1. PCV内ダスト浮遊量

AWJ影響範囲にある構造物の汚染表面からの剥離による浮遊

TEPCO

ダスト浮遊量[Bq]
=汚染密度[Bq/cm²]×対象範囲[cm²]×気相移行率[-]

<気相移行率> DOE HANDBOOK®に基づき設定

- 1m以内は剥離のエネルギーが大きく（切断可能）、影響範囲の増加率も大きいことから、「加圧容器/配管からのベント時の飛散率」の液面上もしくは容器全体破損条件の気相移行率（0.35MPa以上）の0.2%を設定（1号機AWJの気相移行率と同条件）。
- 1m以遠は剥離のエネルギーが弱まるため、気相移行率は「高圧水噴出時」（図1）の0.01%を設定（図2）。

図1 AWJ噴流速方（左）と高圧水噴出（右）のダスト飛散の類似性

設定条件

気相移行率[-]		
(参考)切断欠損表面	1m以内	1m以遠
0.2%	0.2%	0.01%

図2 高圧水噴出時の気相移行率試験結果（0.01%）
 ノズル径0.128 inch、噴霧圧力200 psiにおいて、液滴径10 μm以下の質量割合は0.01%
WJの液滴径の研究®によれば液滴径は吐出圧増加により低下し、また300mm以遠では増加することが確認されている。作業使用マシンの運転条件に照らしても10μm以下の液滴が支配的にならないと推定できる。このため、DOE HANDBOOKの適用範囲内と判断し、バウンディング値の0.01%を採用。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 参照複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社
 ④ 材料と環境, vol. 57, 130-145, 2008

2号機原子炉格納容器内部詳細調査
 アクセスルート構築作業時の影響評価について
 (2020年10月13日)

3号機原子炉注水停止試験の結果及び 今後の注水に係る検討について（案）

2021年6月28日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

- 3号機原子炉注水停止試験の結果
- 今後の注水に係る検討について

1. 概要

■ 試験目的（3号機：注水停止7日間）

- ✓ 注水停止により、PCV水位が主蒸気配管伸縮継手部下端を下回るかどうかを確認する。

（補足）

- 2019年度の試験では、PCVからの漏えいを確認している主蒸気配管伸縮継手部下端までPCV水位は低下しなかった
- PCV水位の低下有無や低下速度等を踏まえ、今後の注水のありかたを検討していく

■ 試験結果概要

- ✓ 注水停止：2021年4月9日～4月16日までの7日間。（4/23試験終了）

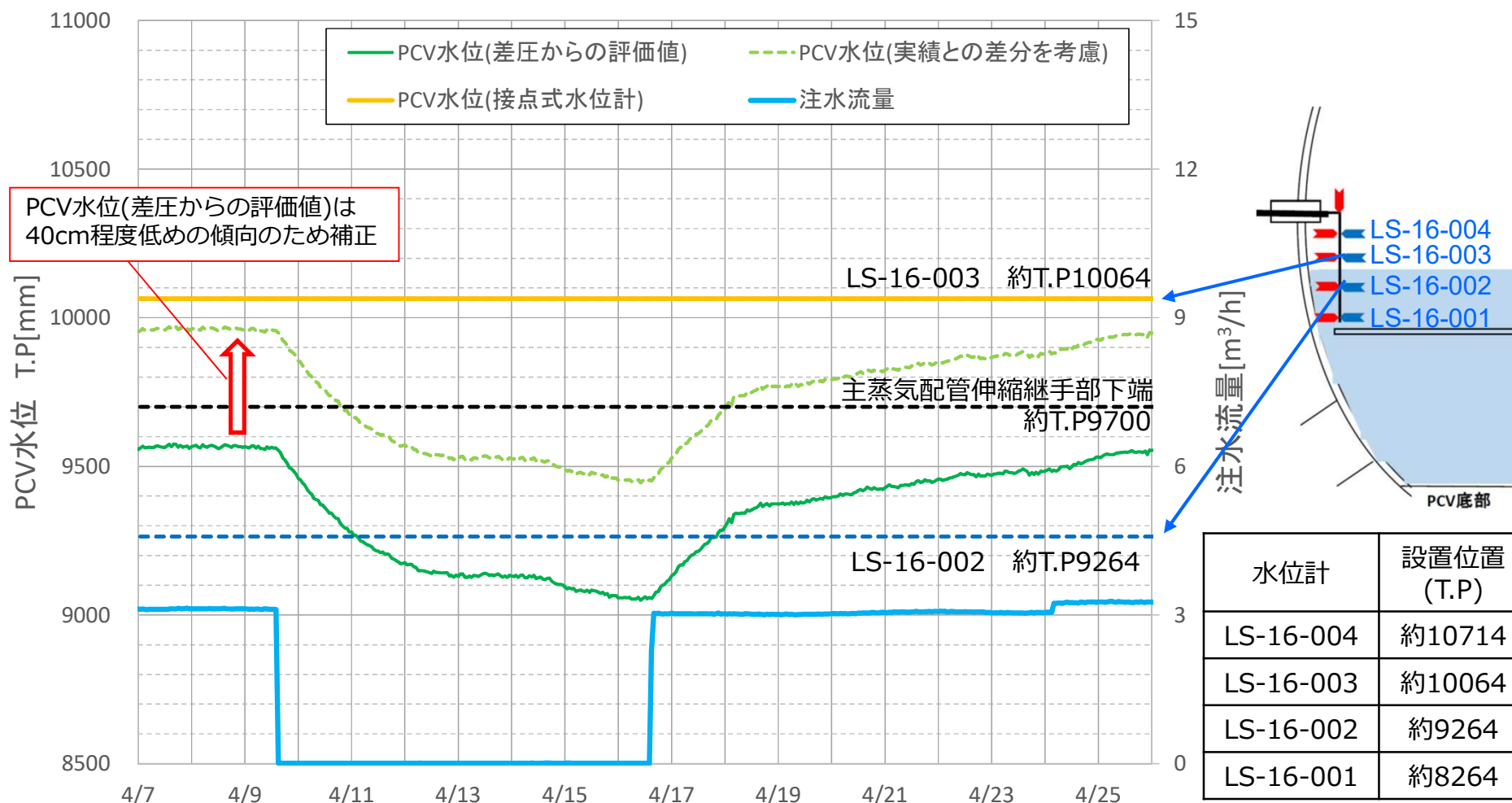
注水停止：2021年4月9日14:39

注水再開：2021年4月16日15:24

- PCV水位は、注水停止後、4月13日頃までは低下幅が大きかったが、以降の低下は緩やかとなる傾向であった。
（差圧からの評価値で約50cm程度、PCV水位が低下）
- PCV水位は、主蒸気配管伸縮継手部下端を下回っているが、当該高さ付近で低下傾向が緩やかとなっており、主要な漏えいは当該高さ付近に存在すると考えられる。
- RPV底部温度、PCV温度に、温度計毎のばらつきはあるが概ね予測の範囲内で推移。
- ダスト濃度や希ガス（Xe135）濃度に有意な変動なし。

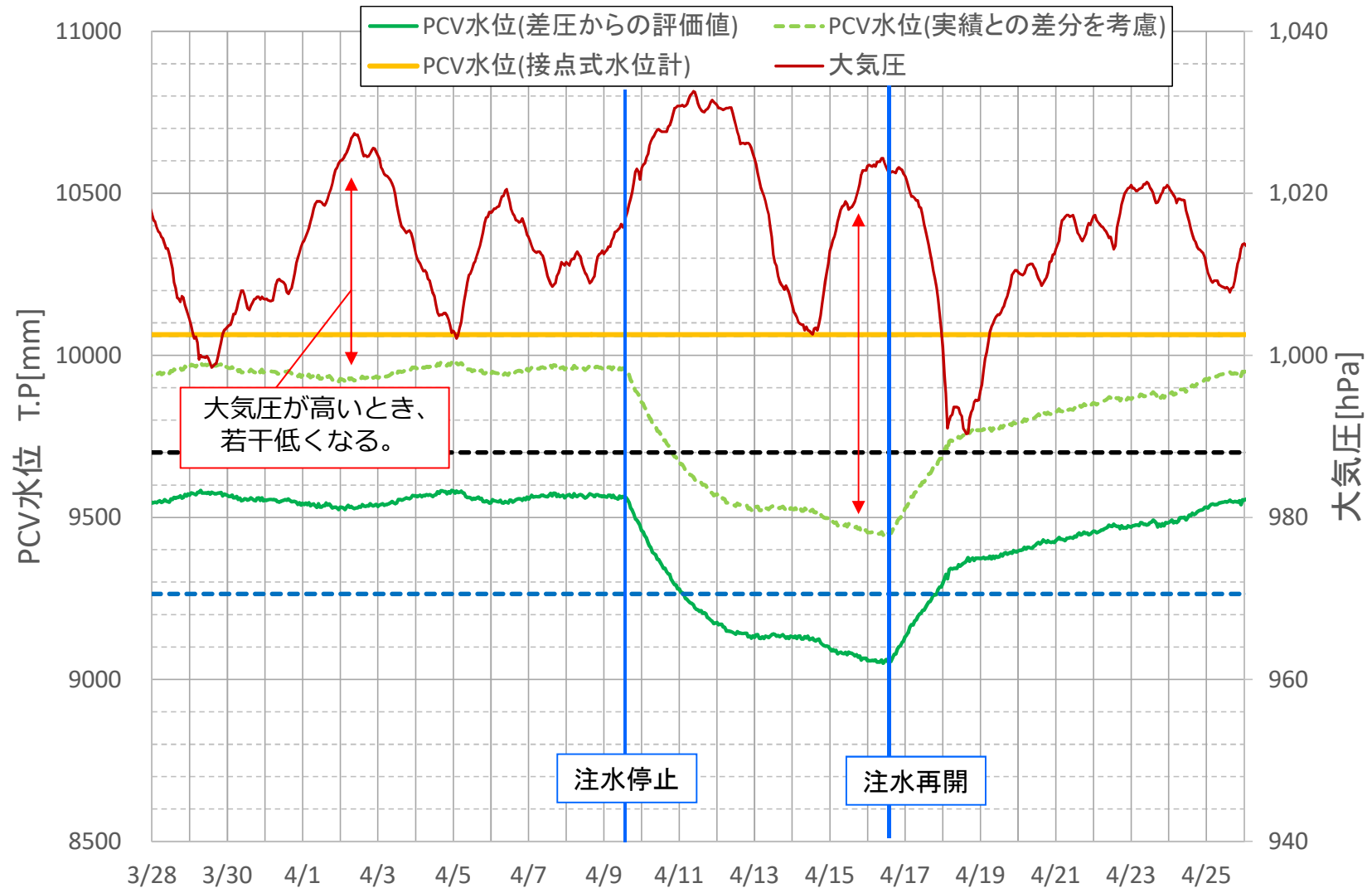
2-1. PCV水位の挙動

- 注水停止後、PCV水位は、4月13日頃までは低下幅が大きかったが、以降の低下は緩やかとなる傾向。（差圧からの評価値で約50cm程度、PCV水位が低下）



【参考】PCV水位変化と大気圧変化

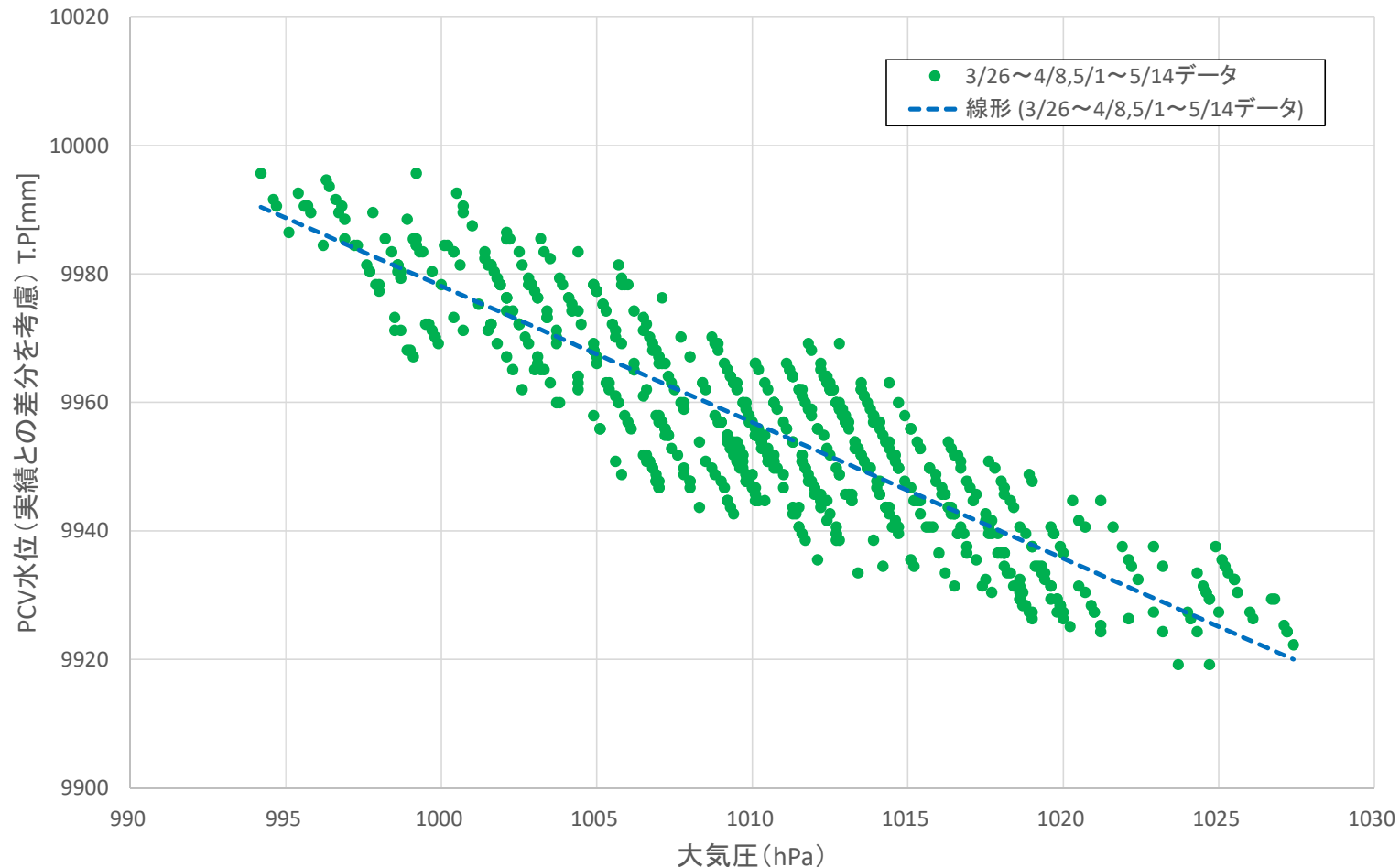
- 大気圧が高いときに、評価値のPCV水位が若干低くなる。



2-2. PCV水位（差圧からの評価値）と大気圧の相関

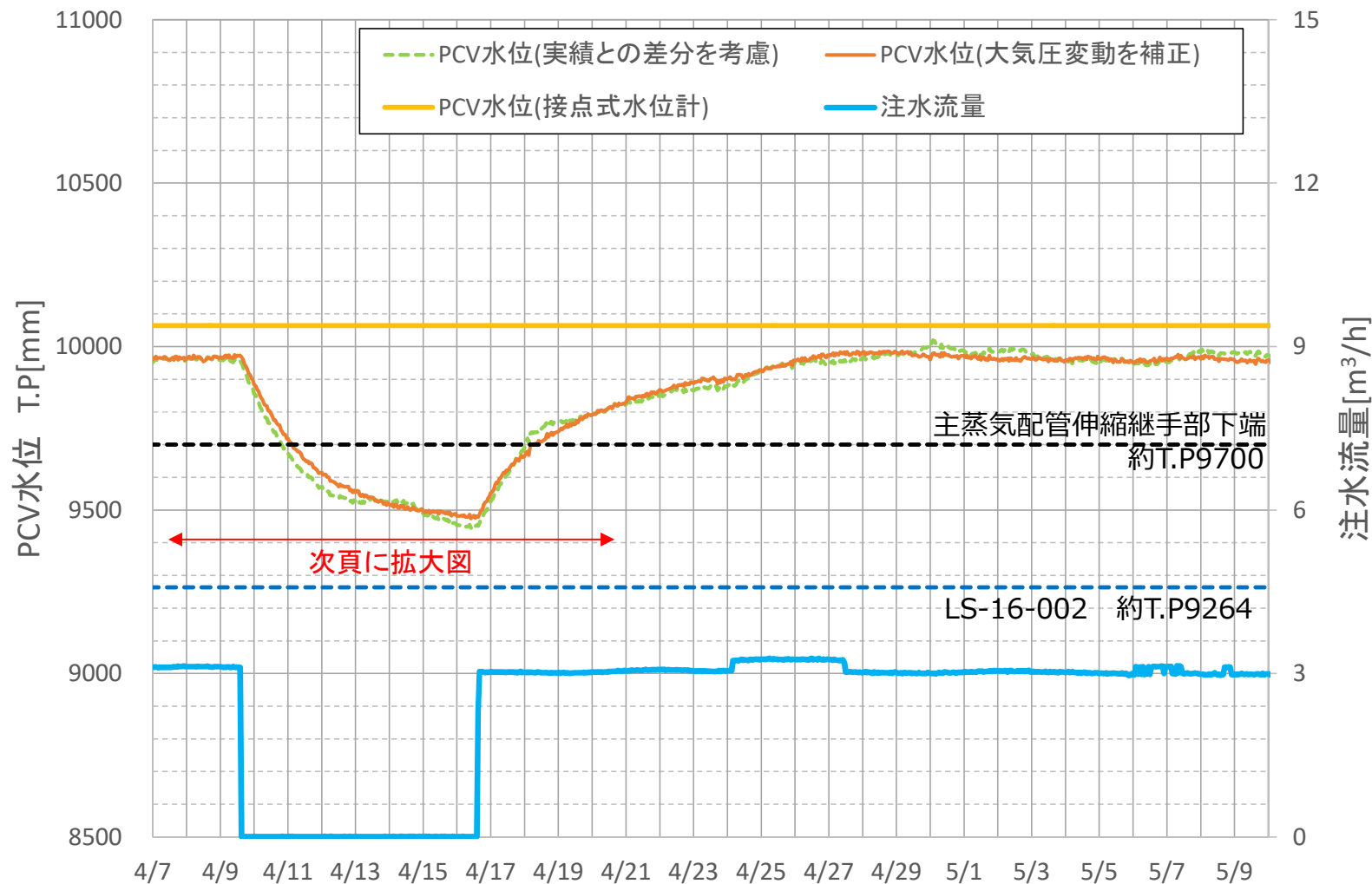
- 注水停止試験前の2週間（3/26～4/8）及び、注水再開後PCV水位安定後の2週間（5/1～5/14）のPCV水位と大気圧の相関を確認。
- 大気圧変動とPCV水位に相関があることを確認。

相関(大気圧、PCV水位評価値)



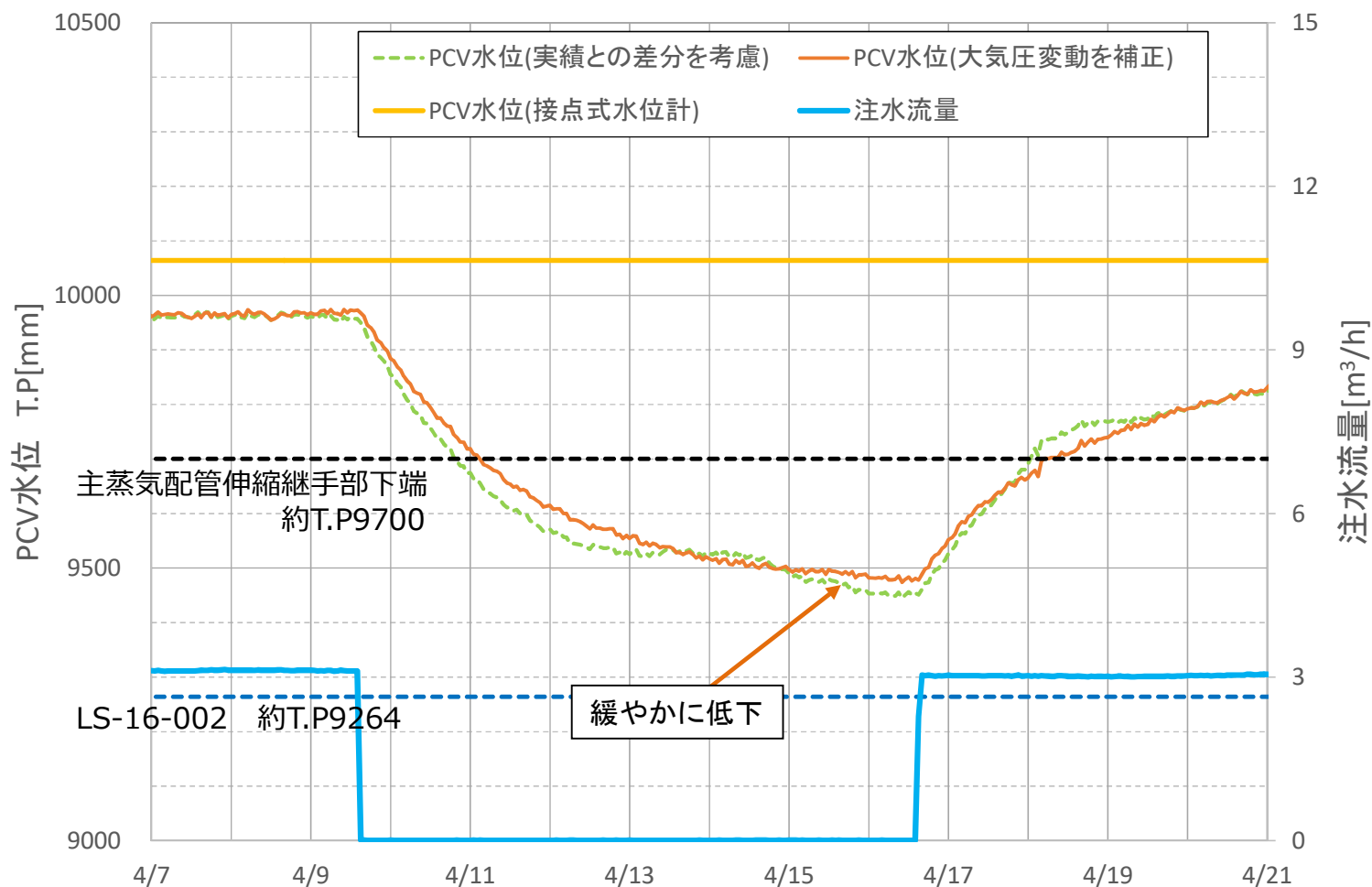
2-3. 大気圧変動を補正したPCV水位の挙動（1 / 2）

- 大気圧とPCV水位の相関から、注水停止中のPCV水位変化の補正を実施。（次頁に注水停止期間の拡大図を掲載）



2-4. 大気圧変動を補正したPCV水位の挙動 (2 / 2)

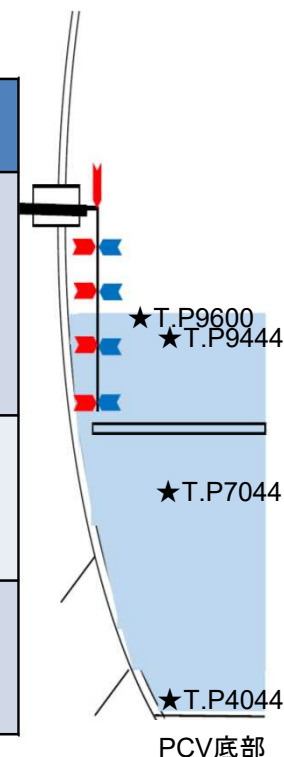
- 大気圧変動によるPCV水位の変化を補正したところ、注水再開直前まで、PCV水位は緩やかに低下していたと考えられる。



2-5. PCV水位の評価

- 注水再開直前まで、PCV水位は緩やかに低下していたと考えられることから、漏えい高さ等を仮定して、水位の挙動を評価した。
- 下表の例1～例3は、漏えい高さ等の仮定に応じて、実績の水位挙動を再現するようにパラメータを設定した値である（実際の漏えい箇所を示すものではない）。

	水位評価：例1		水位評価：例2		水位評価：例3	
	主要な漏えいを仮定	PCV底部からの漏えいを仮定	主要な漏えいを仮定	今回の経験水位よりも少し下からの漏えいを仮定	主要な漏えいを仮定	例1と例2の間の高さからの漏えいを仮定
漏えい高さ (T.P)	9600	4044 (PCV底部)	9600	9444 (水位5.4m)	9600	7044 (水位3m)
漏えい口 (cm ²)	2.8	0.1	2.25	0.8	2.7	0.14



- PCV水位評価は、下記の式により評価

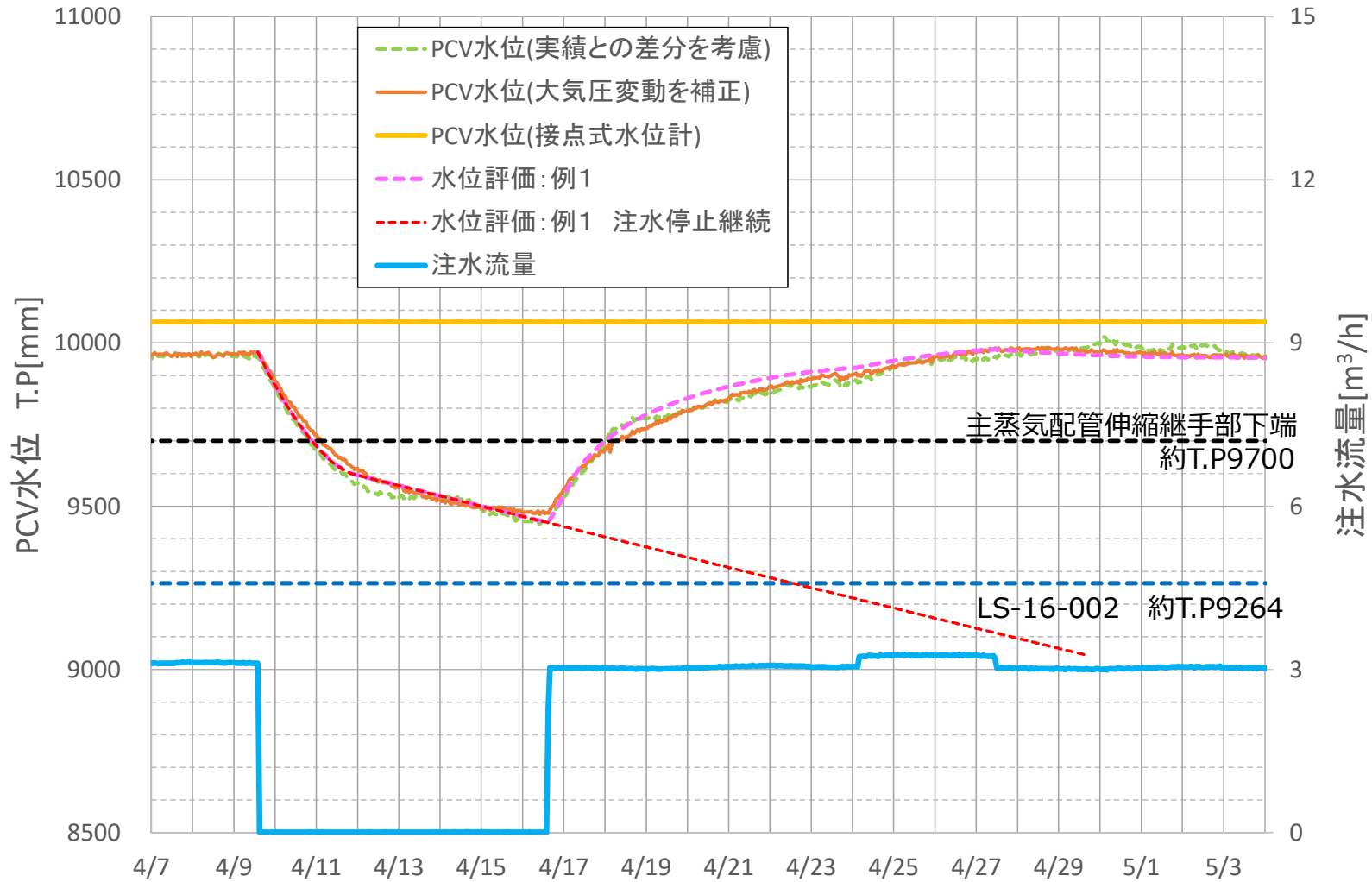
$$Q = \sqrt{2g(H - h)} \times S$$

漏えい量：Q、重力加速度：g、PCV水位：H、漏えい高さ：h、漏えい口面積：S

なお、水の粘性等は考慮していない。— 32 —

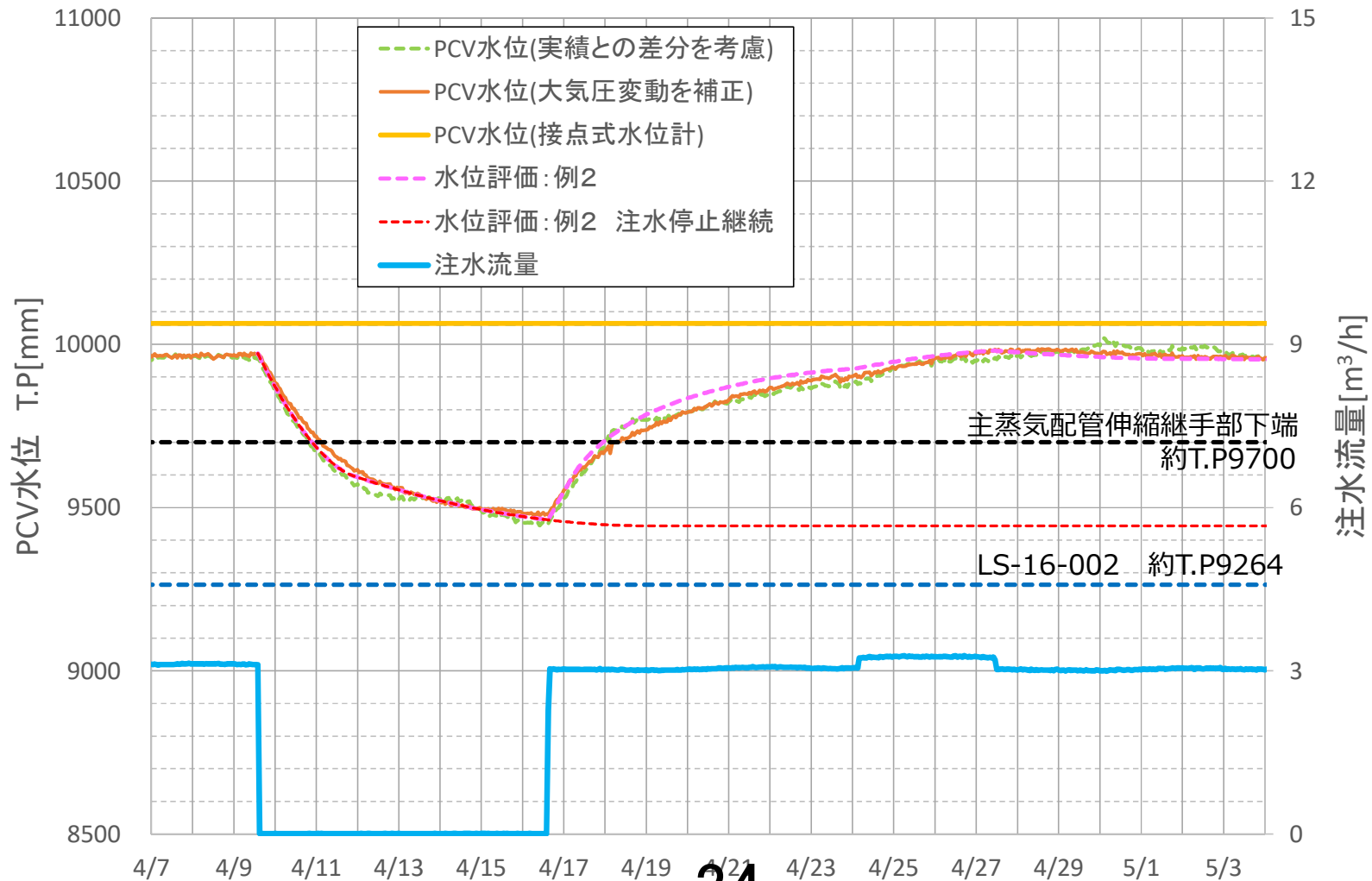
2-6. 水位評価 例1

- PCV底部 (T.P4044) からの漏えいを仮定。ある程度、実績水位の再現が可能。ただし、注水再開後の水位上昇が若干早い。



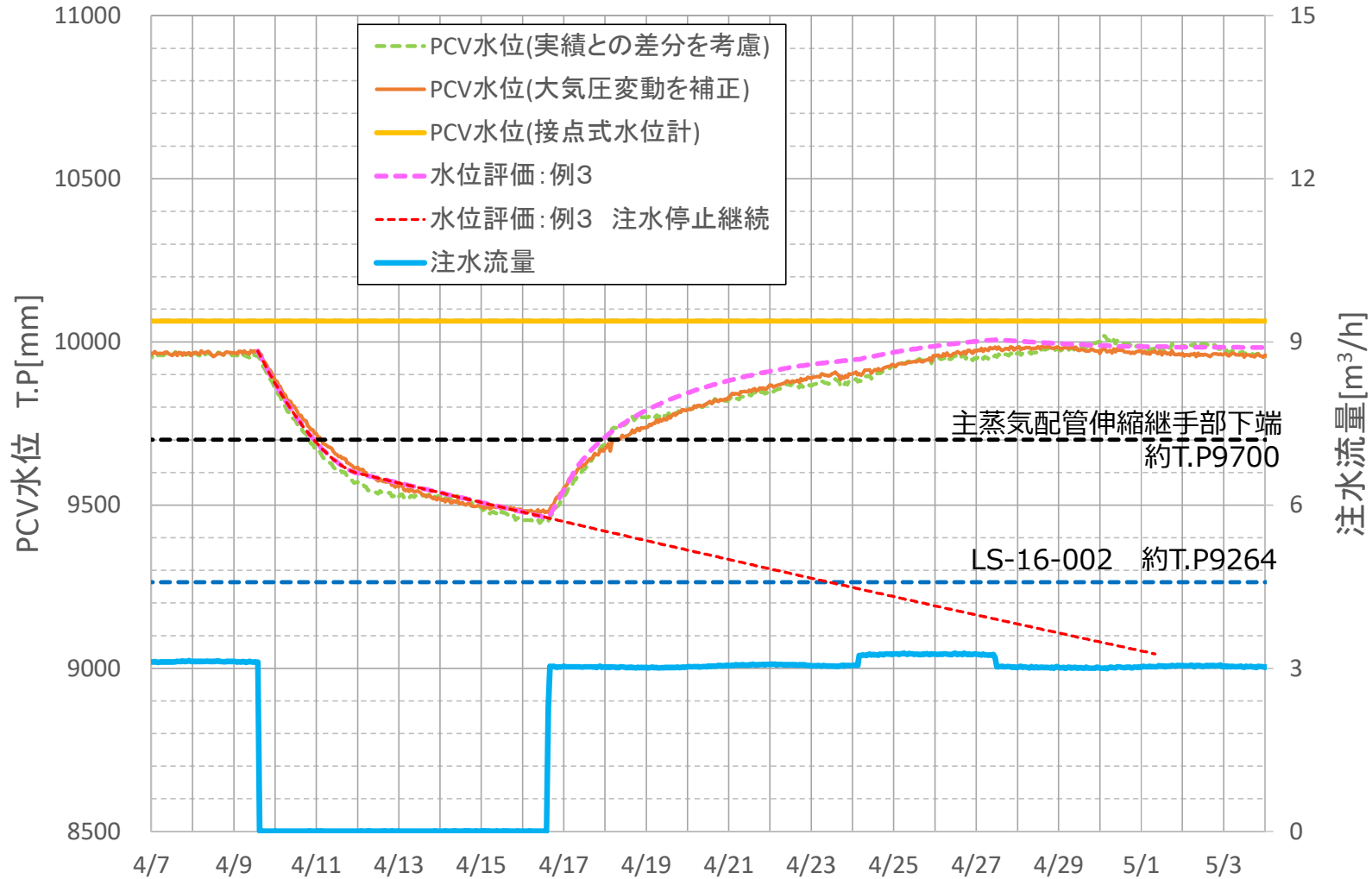
2-7. 水位評価 例2

- 今回の経験水位よりも少し下 (T.P9444) からの漏えいを仮定。ある程度、実績水位の再現が可能。ただし、注水再開後の水位上昇が若干早い。
- 例1及び例3 (次頁) と比較して、注水停止後半の推移の再現がよい。



2-8. 水位評価 例3

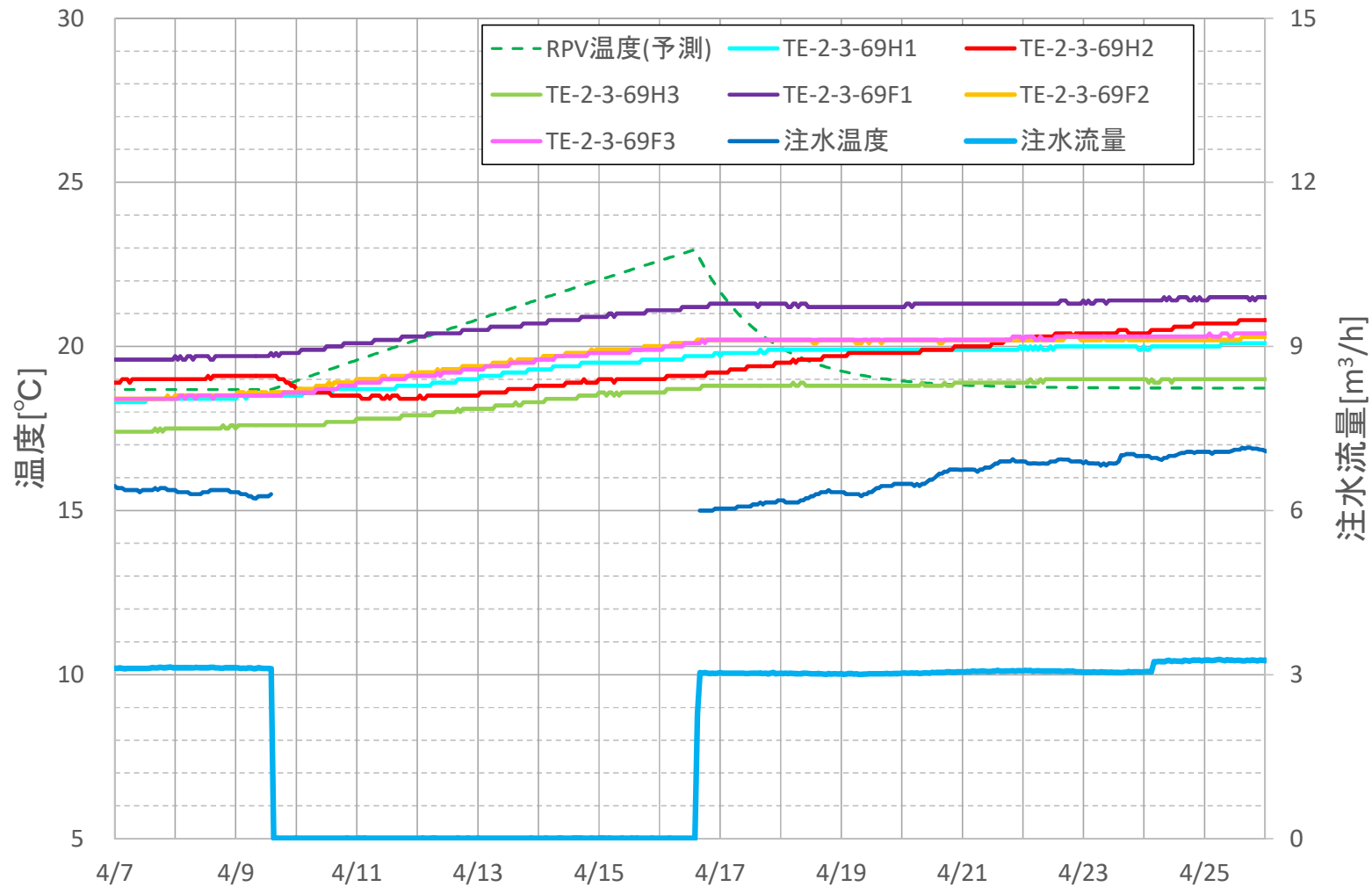
- 例1と例2の間の高さ (T.P7044) からの漏えいを仮定。ある程度、実績水位の再現が可能。ただし、注水再開後の水位上昇が若干早い。



- PCV水位は、主蒸気配管伸縮継手部下端を下回っているが、当該高さ付近で低下傾向が緩やかとなっており、主要な漏えいは当該高さ付近に存在すると考えられる。
- 大気圧変動によるPCV水位の変化を補正したグラフから、注水再開直前までPCV水位は緩やかに低下していたと考えられる。
- T.P9600からの主要な漏えいの仮定と、今回の水位低下範囲よりも下部からの漏えいの仮定（例1～例3）により水位評価を行い、いずれのケースでもある程度の実績水位の再現は可能であることを確認。
 - なお、注水停止中の後半に関して、実績では低下傾向が緩やかになっているが、当該挙動の再現は例2に近い。
 - 注水再開後の挙動に関して、いずれのケースでも、水位上昇が早くなっている。この差分の可能性として、例えば、T.P9600に仮定した主要な漏えいの漏えい口が、実際には縦(高さ)方向に細長く広がっているなど、高さに応じた漏えいが存在するなどが考えられる。

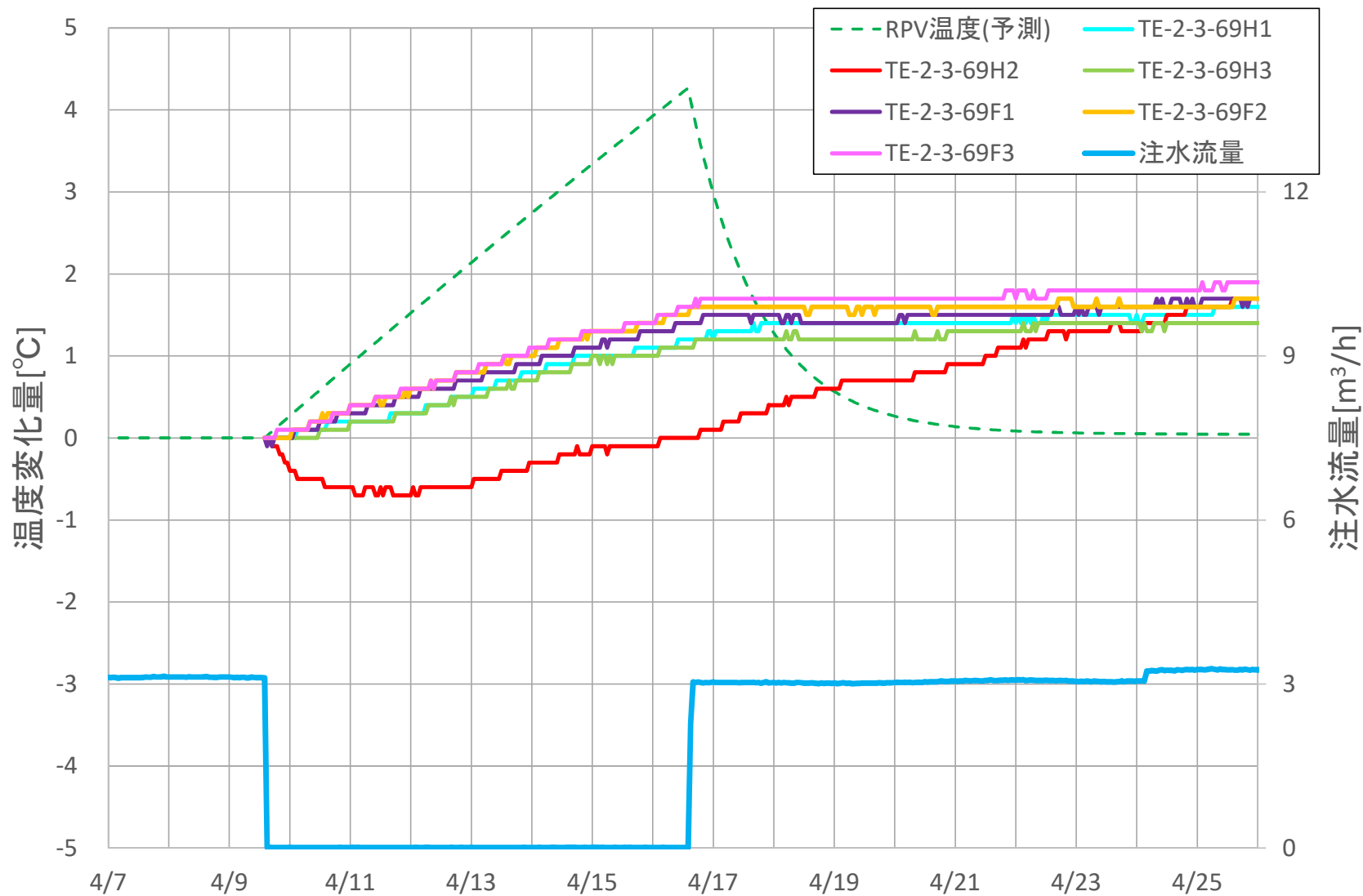
3-1. RPV底部温度の推移 (実測値)

- RPV底部温度の上昇は、小さい。
- TE-2-3-69H2が、注水停止後に低下。



※予測温度は試験開始時の実績温度(RPV底部温度計の平均値)を基準としている

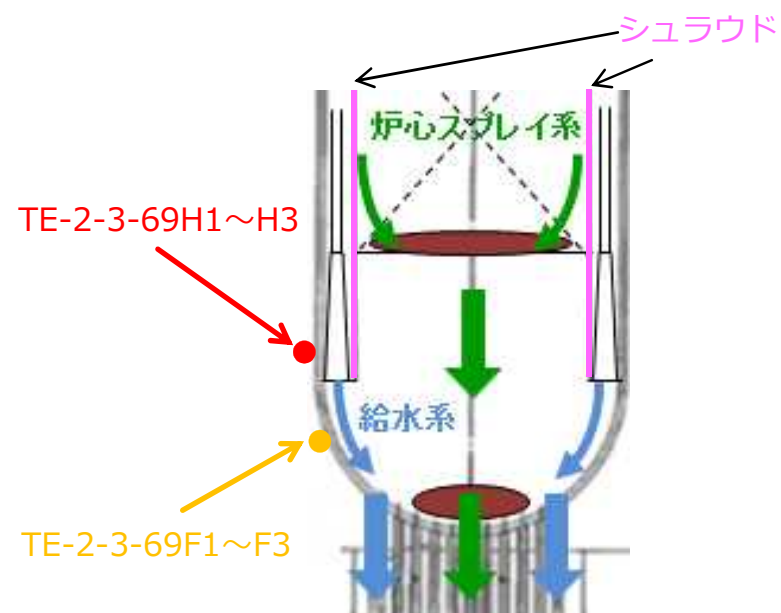
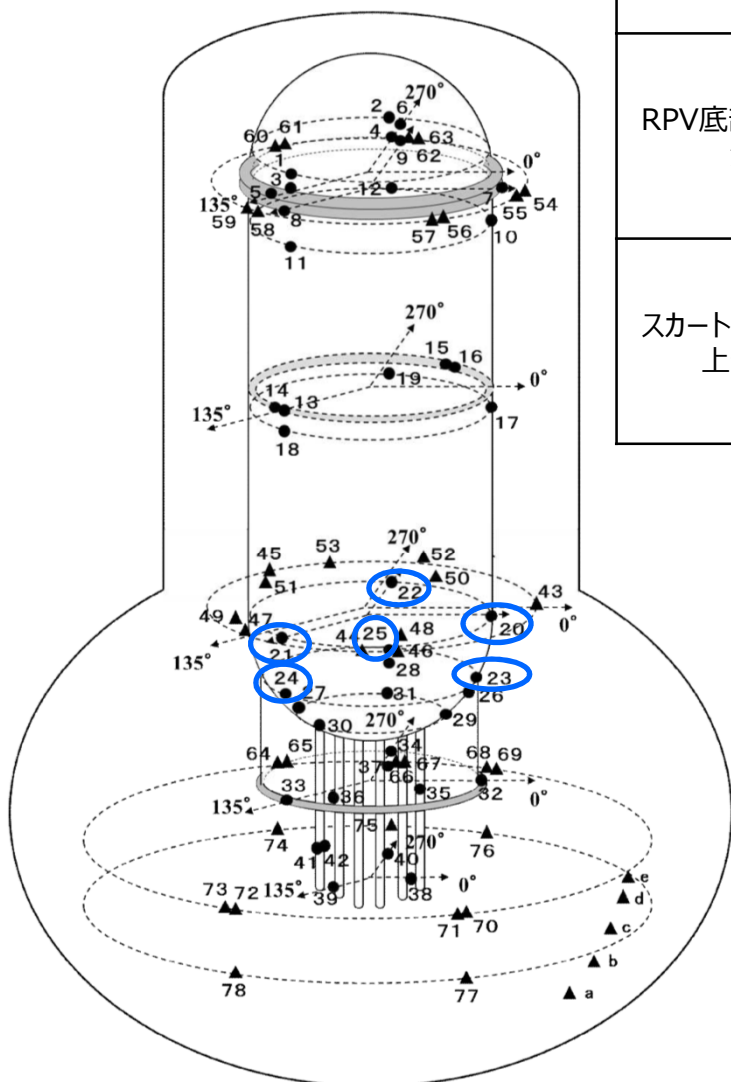
【参考】RPV底部温度の推移（試験開始からの温度変化量）



【参考】RPV底部温度の設置位置

■ RPV底部温度計

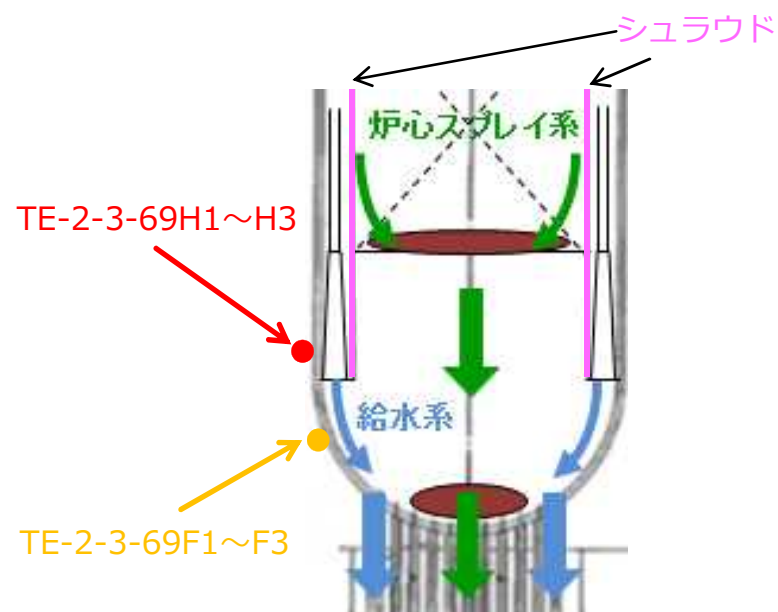
サービス名称	Tag No.	No.	設置位置 (T.P)	設置方向
RPV底部ヘッド上部温度	TE-2-3-69H1	20	約15800	0°
	TE-2-3-69H2	21		135°
	TE-2-3-69H3	22		270°
スカートジャンクション上部温度	TE-2-3-69F1	23	約14460	0°
	TE-2-3-69F2	24		135°
	TE-2-3-69F3	25		270°



3-2. RPV底部温度 (TE-2-3-69H2) の挙動について

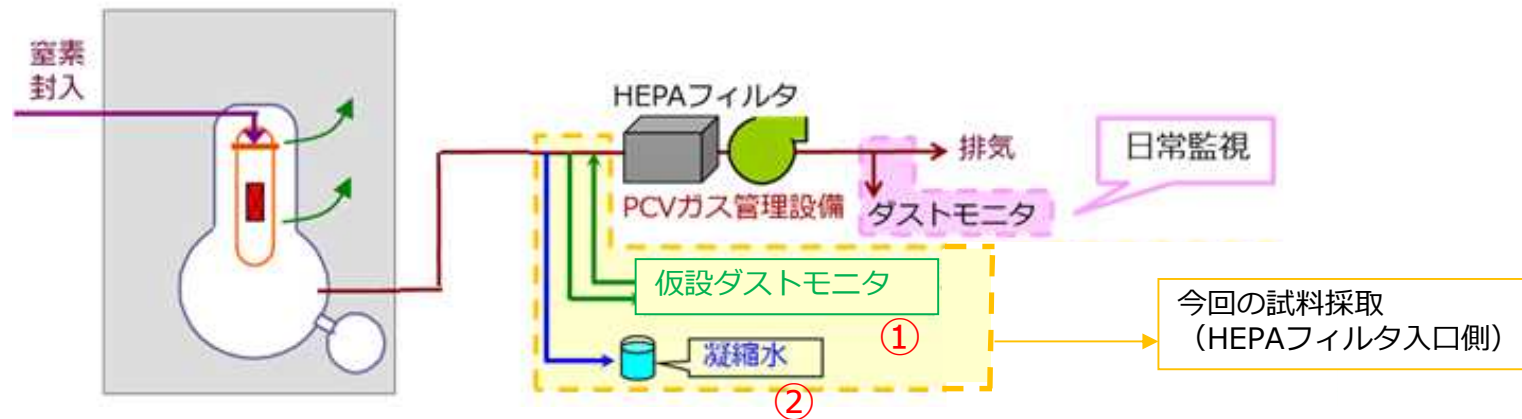
- RPV底部ヘッド上部温度 (TE-2-3-69H2) で、注水停止後に温度が低下。4月13日以降は、温度が緩やかに上昇し、注水再開後も温度上昇が継続した。

- ▶ TE-2-3-69H2の挙動は炉内の水の流れや空気の流れの影響を受けている可能性がある。
- ▶ 注水停止等で、温度挙動が変化していることから、炉内で局所的な水溜まりが形成され、溜まり水がデブリ等の熱源により温められ蒸発・対流している可能性がある。



4-1. 注水停止中の試料採取・分析

- 炉内挙動を評価するためのデータ拡充の観点から、原子炉注水停止試験前及び試験中に、PCVガス管理設備のHEPAフィルタを通過する前の①ダスト、②凝縮水を採取し分析。



4-2. 採取試料の分析結果 ①ダスト

- 3号PCVガス管理設備HEPAフィルタ入口側ダストを採取。
- 注水停止中、注水再開後の試料で全αの検出を確認。
- HEPAフィルタ通過後のダストモニタの指示値に有意な上昇なし。(P20参照)

(単位 : Bq/cm³)

分析項目	半減期	前回試験前	前回試験中	今回試験前	注水停止中	注水再開後
		2020.1.31 採取	2020.2.4 採取	2021.3.23 採取	2021.4.15 採取	2021.4.21 採取
全α	—	ND ($<9.8E-09$)	ND ($<1.3E-08$)	ND ($<8.8E-09$)	2.8E-07	2.5E-08
全β	—	ND ($<2.7E-07$)	ND ($<2.7E-07$)	6.2E-07	3.0E-06	1.0E-06
Cs-134	約2年	ND ($<1.1E-07$)	ND ($<1.1E-07$)	ND ($<2.5E-07$)	1.2E-07	ND ($<2.1E-07$)
Cs-137	約30年	ND ($<9.9E-08$)	2.5E-07	1.4E-06	2.7E-06	1.3E-06
その他 γ核種※1	—	ND	ND	ND	ND	ND

※1 Cr-51、Mn-54、Co-58、Fe-59、Co-60、Ag-110m、Sb-125、I-131、Ce-144、Eu-154、Am-241

4-3. 採取試料の分析結果 ②凝縮水

- 3号PCVガス管理設備HEPAフィルタ入口側凝縮水を採取。

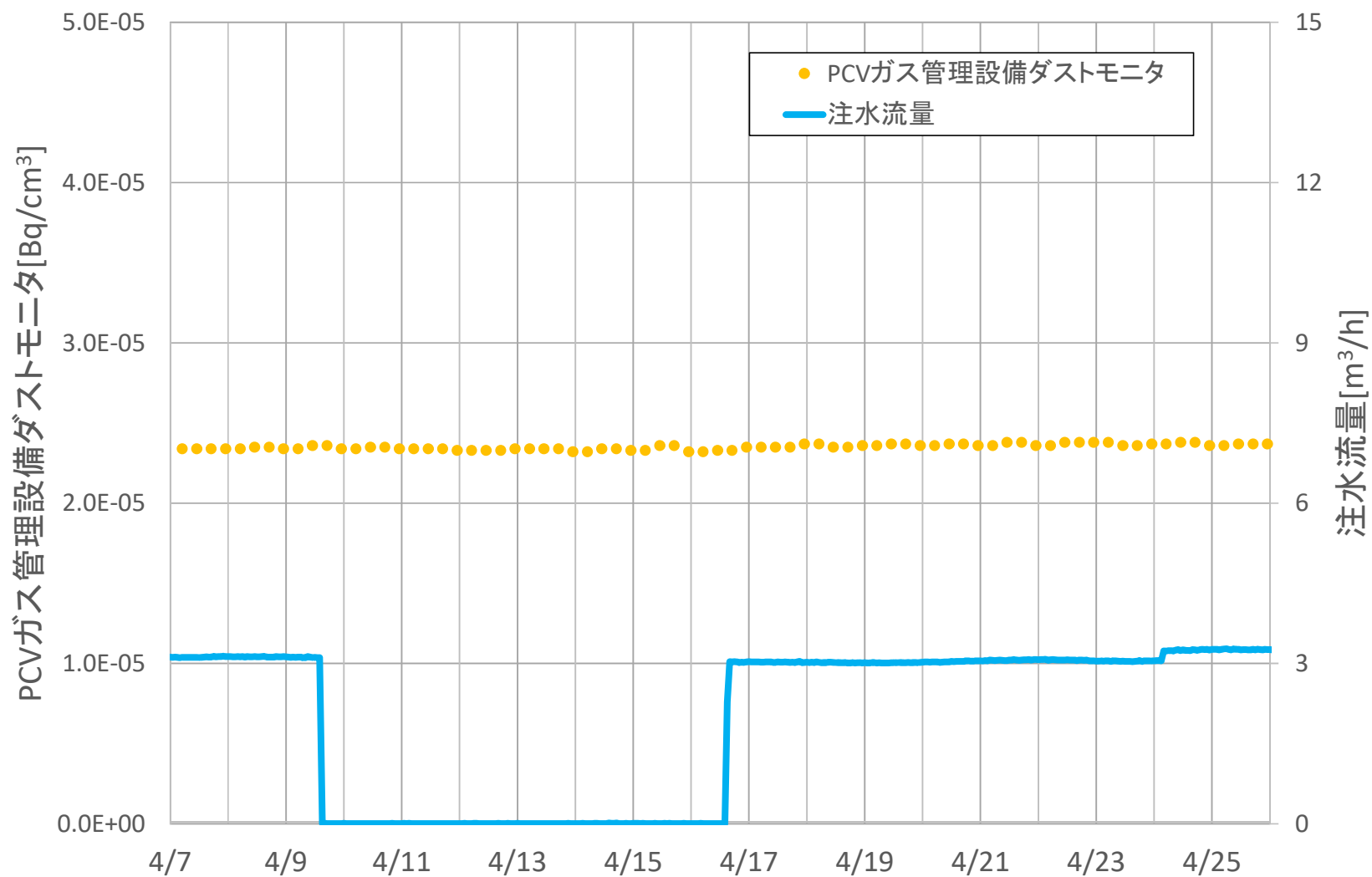
(単位 : Bq/cm³)

分析項目	半減期	前回試験前	前回試験中	今回試験前	注水停止中	注水再開後
		2020.1.31 採取	2020.2.4 採取	2021.3.23 採取	2021.4.15 採取	2021.4.21 採取
全α	—	ND (<7.9E-03)	ND (<7.9E-03)	1.5E-02	ND (<1.6E-03)	ND (<1.6E-03)
全β	—	4.5E+00	4.5E+00	5.2E+01	2.0E+01	2.0E+01
H-3	約12年	7.0E+02	6.9E+02	3.9E+02	3.4E+02	3.5E+02
Sr-90	約29年	4.4E+00	4.5E+00	2.5E+00	2.2E+00	2.6E+00
Cs-134	約2年	2.6E-01	2.7E-01	2.3E+00	8.8E-01	7.0E-01
Cs-137	約30年	3.8E+00	4.0E+00	5.1E+01	2.0E+01	1.7E+01
Co-60	約5年	8.2E-03	1.7E-02	3.6E-02	3.6E-03	3.5E-03
Sb-125	約3年	6.2E-02	1.1E-01	4.0E-01	ND (<8.7E-02)	ND (<8.3E-02)
その他 γ核種※1	—	ND	ND	ND	ND	ND

※1 Cr-51、Mn-54、Co-58、Fe-59、Ag-110m、I-131、Ce-144、Eu-154、Am-241

【参考】PCVガス管理設備 ダスト濃度の推移

- ダストモニタの指示値に有意な上昇なし。



5. 注水停止試験結果 まとめ

【試験結果】

- PCV水位は、主蒸気配管伸縮継手部下端を下回っているが、当該高さ付近で低下傾向が緩やかとなっており、主要な漏えいは当該高さ付近に存在すると考えられる。
- 大気圧変動によるPCV水位の変化を補正したグラフから、注水再開直前までPCV水位は緩やかに低下していたと考えられる。
- RPV底部温度、PCV温度に、温度計毎のばらつきはあるが概ね予測の範囲内で推移。
- ダスト濃度に有意な変動なし。

【今後】

(建屋滞留水抑制の観点)

- 注水停止中のPCV水位低下状況を踏まえて、今後の注水のあり方を検討していく。

(検討内容)

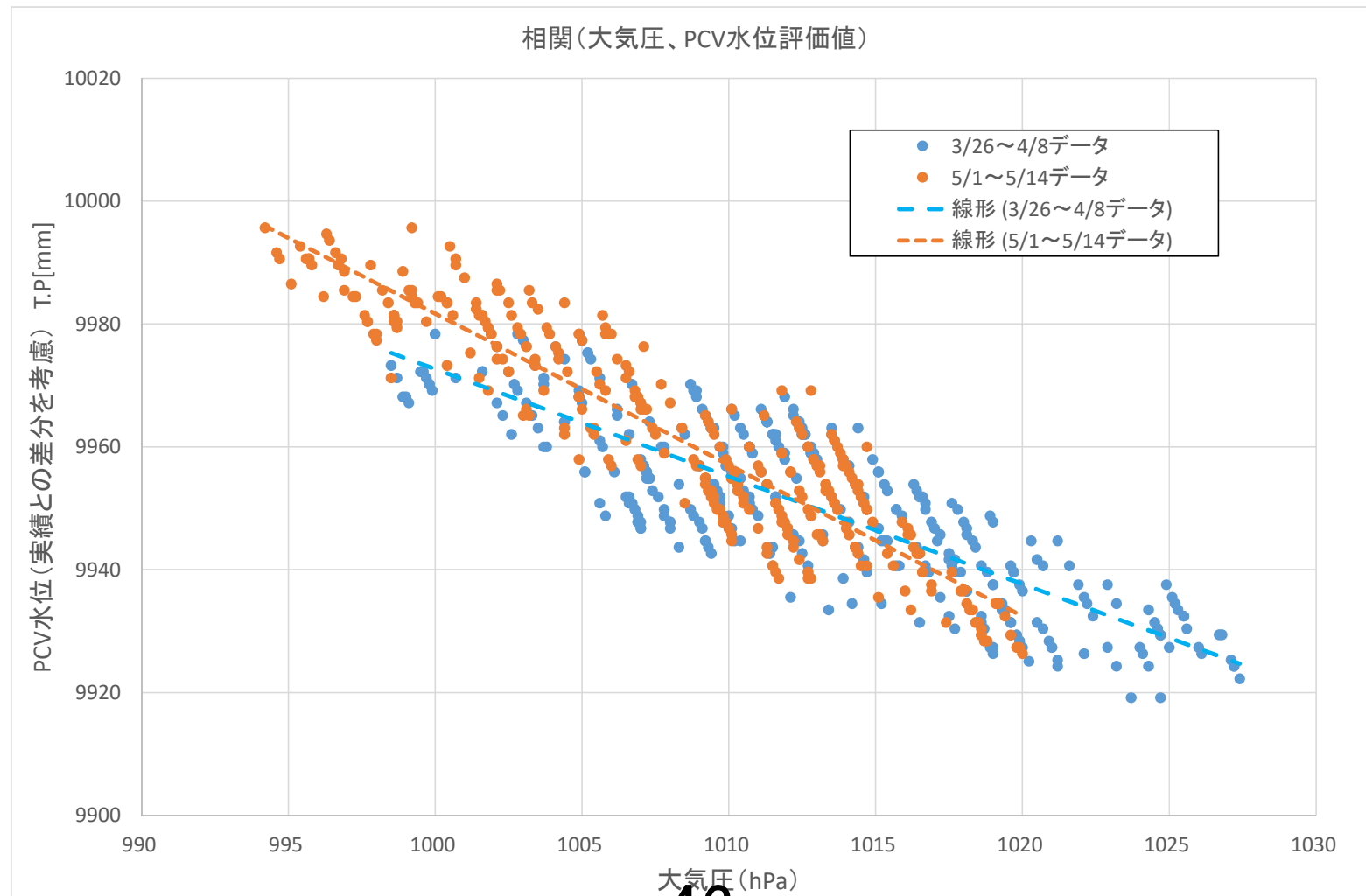
- PCV (MSIV室) からの漏えい量を長期にわたって、現状よりも抑制していくこと
- 短期的には、現在の注水量 $3\text{m}^3/\text{h}$ から減らしていくこと
- 並行して、今回の注水停止期間よりも長く注水を止めることについて、温度やダストへの影響を踏まえつつ計画していくこと

(PCV水位低下計画の観点)

- 注水停止時の水位低下は緩やかであることから、注水停止による大幅な水位低下は有効ではなく、S/Cからの取水によりPCV水位低下を進めていく。

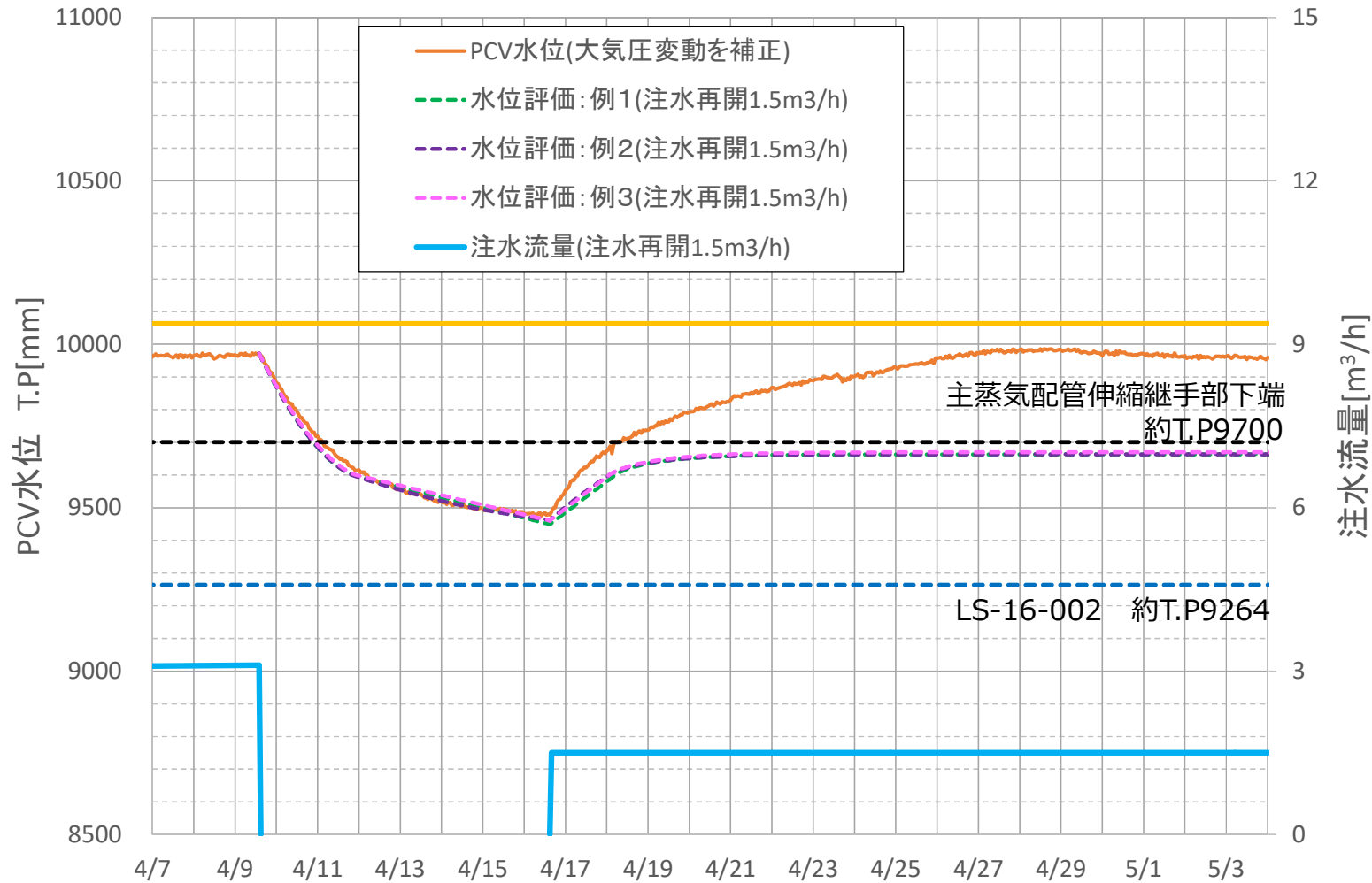
【参考】 PCV水位（差圧からの評価値）と大気圧の相関

- 注水停止試験前の2週間（3/26～4/8）と、注水再開後PCV水位安定後の2週間（5/1～5/14）のPCV水位と大気圧の相関を比較
- 試験前後で、若干の差はあるものの、相関の傾向に大きな変化がないことを確認

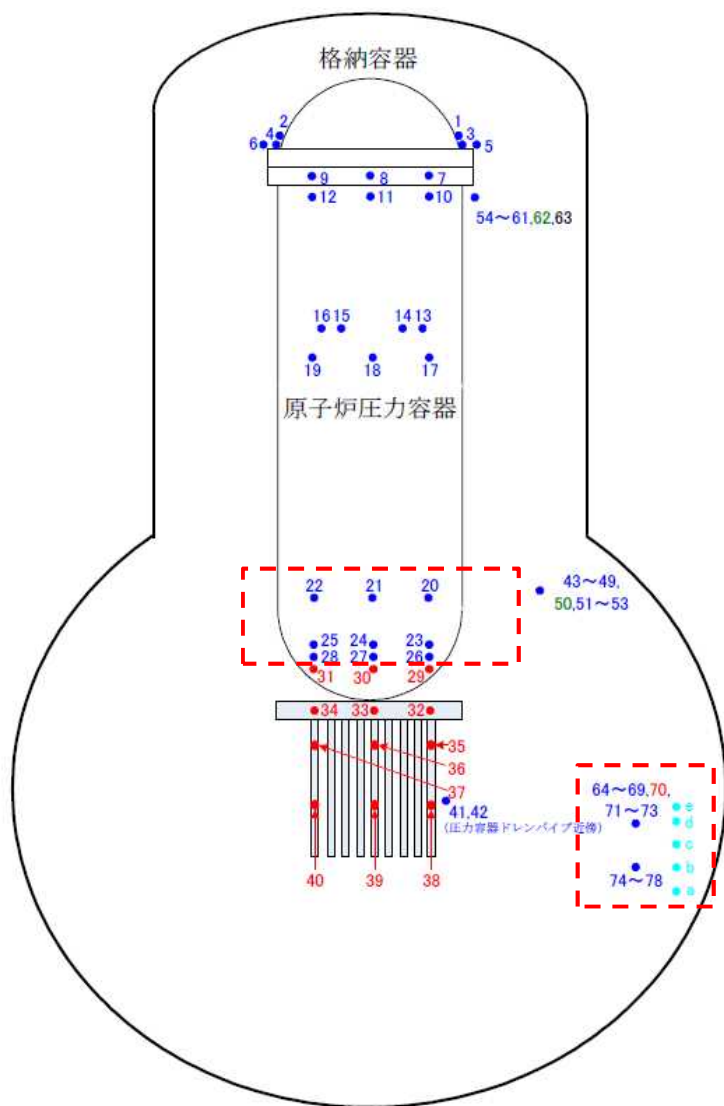


【参考】水位評価 注水再開1.5m³/h

- 例1～例3について、注水再開1.5m³/hとした場合の挙動を評価。
- いずれのケースでも、水位は低下継続とならずT.P9700付近で安定する。



【参考】 3号機 温度計配置図 (RPV底部温度、PCV温度)



- 既設温度計
- 新設温度計
- 監視・評価対象外

■ RPV底部温度計

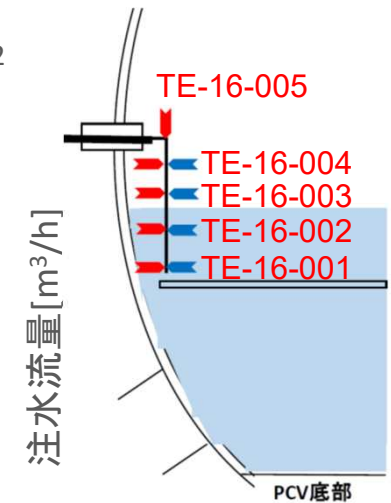
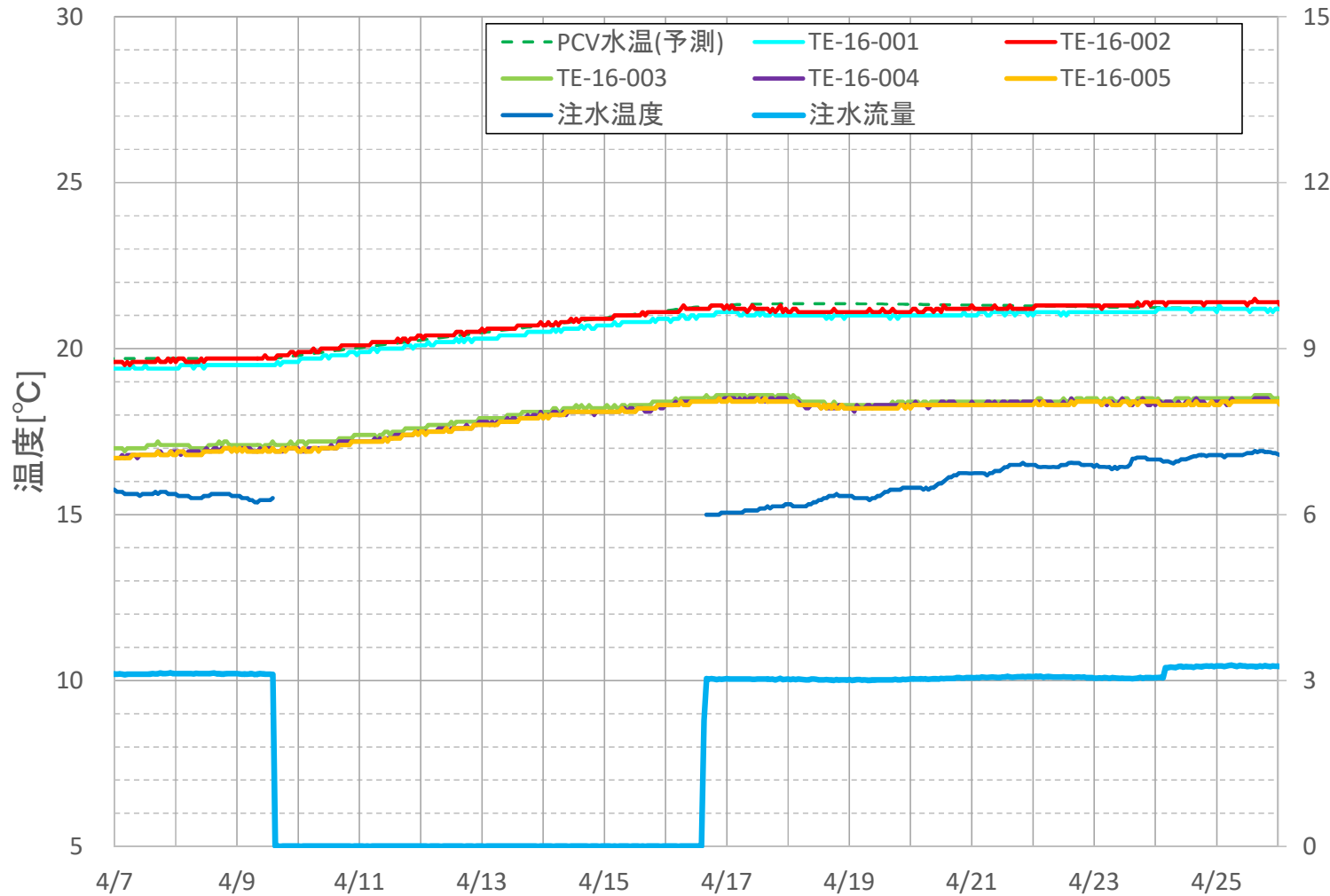
サービス名称	Tag No.	No.
RPV底部ヘッド上部温度	TE-2-3-69H1	20
	TE-2-3-69H2	21
	TE-2-3-69H3	22
スカートジャンクション上部温度	TE-2-3-69F1	23
	TE-2-3-69F2	24
	TE-2-3-69F3	25

■ PCV温度計

サービス名称	Tag No.	No.
格納容器空調機戻り空気温度	TE-16-114A~E	74~78
格納容器空調機供給空気温度	TE-16-114F#1, G#1,H#1,J#2,K#1	64,66,68 ,71,72
PCV温度	TE-16-001~005	a~e

【参考】PCV温度(新設)の推移 (実測値)

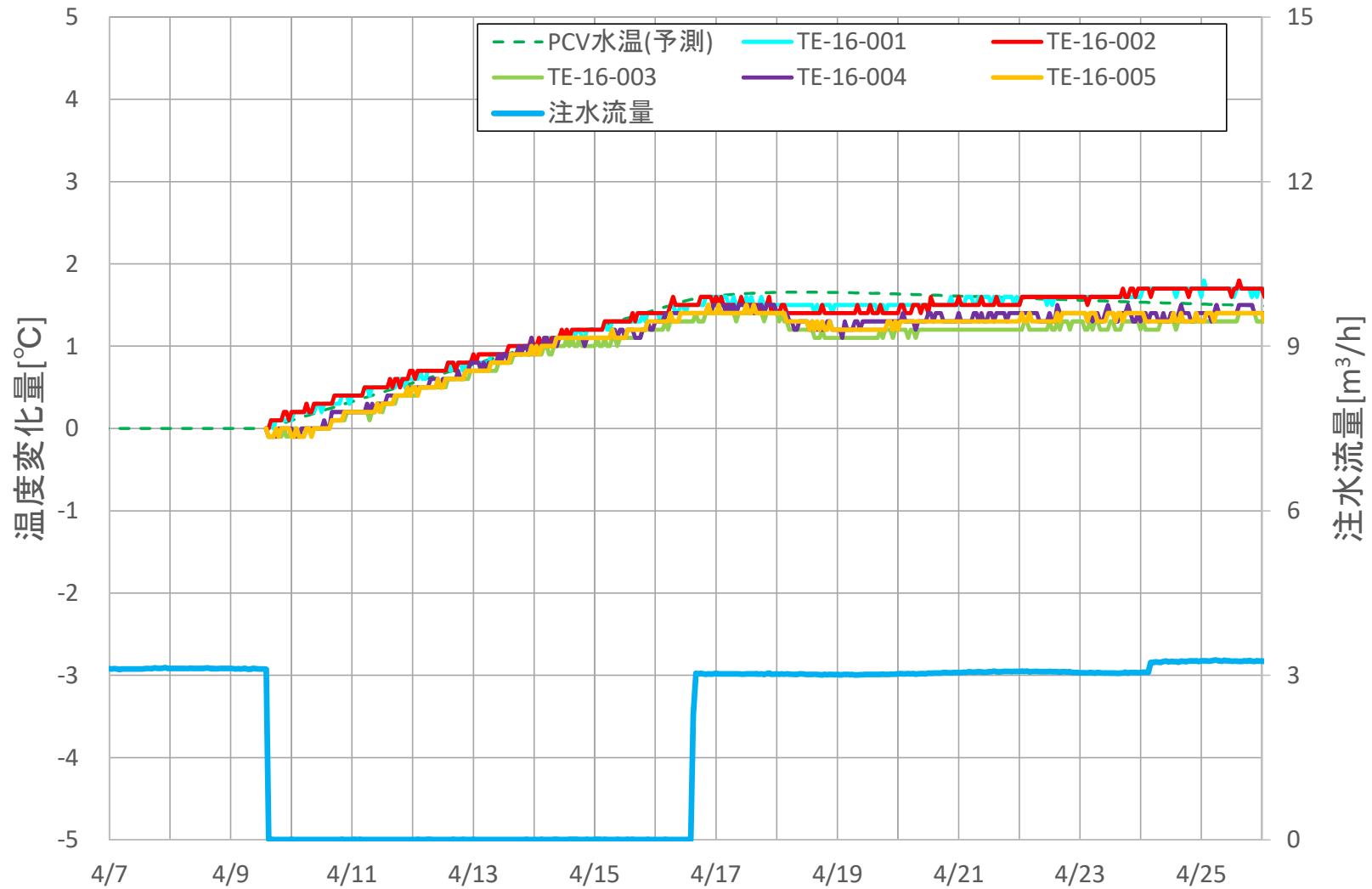
■ 注水停止後、緩やかに温度上昇。



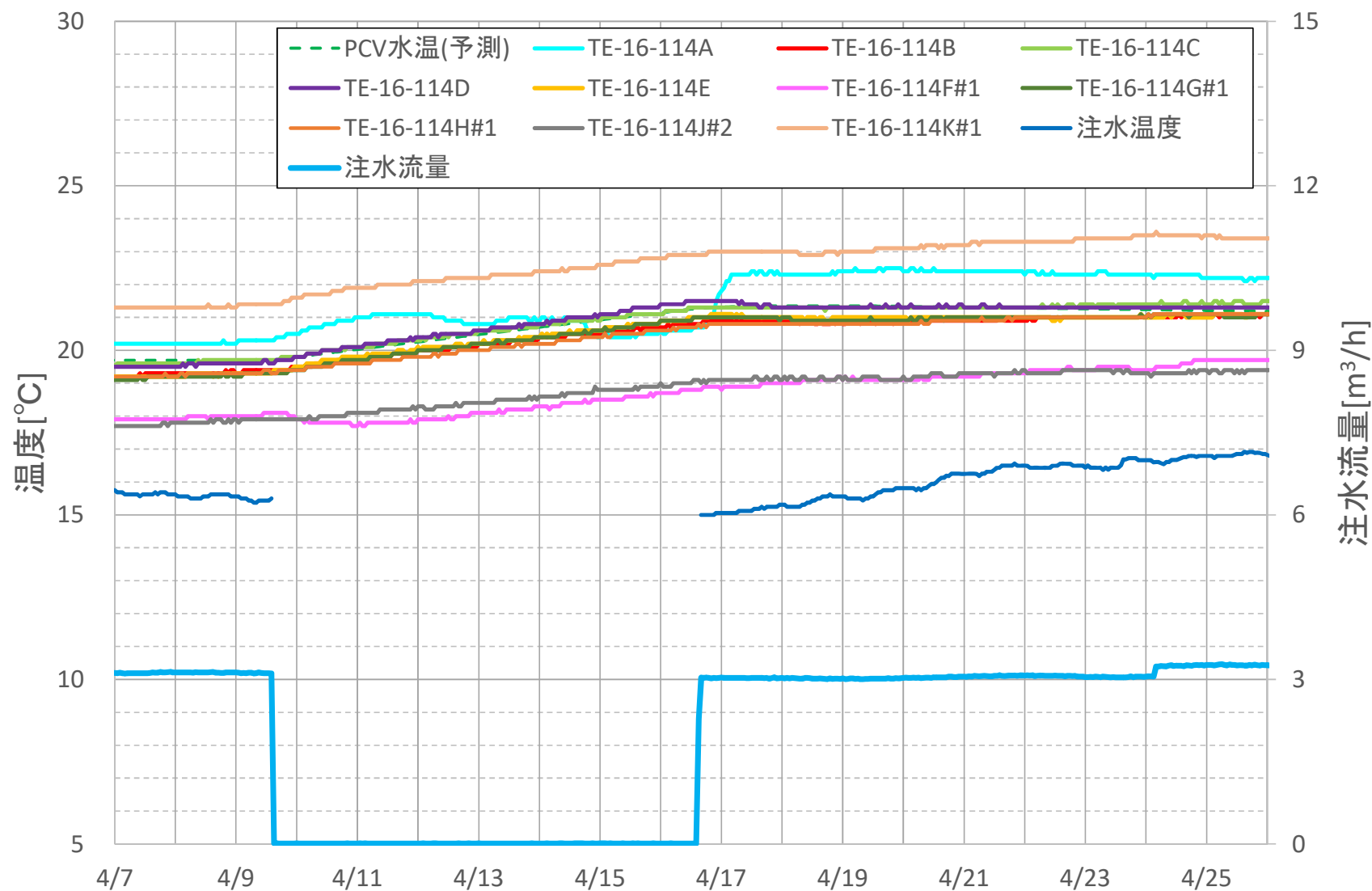
温度計	設置位置 (T.P)
TE-16-005	約10964
TE-16-004	約10714
TE-16-003	約10064
TE-16-002	約9264
TE-16-001	約8264

※予測温度は試験開始時の実績温度(TE-16-002)を基準としている

【参考】 PCV温度(新設)の推移 (試験開始からの温度変化量)

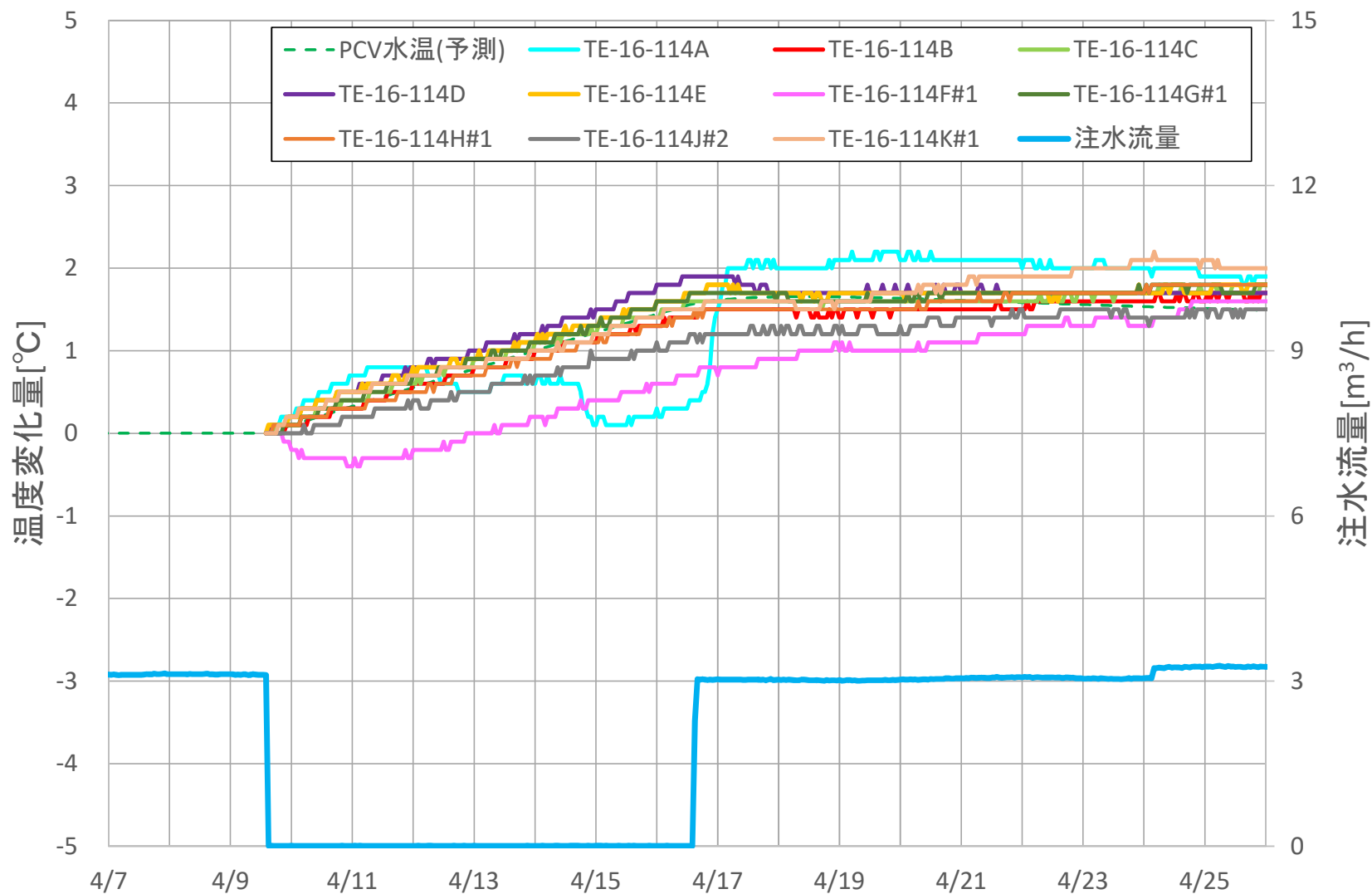


【参考】PCV温度(既設)の推移 (実測値)



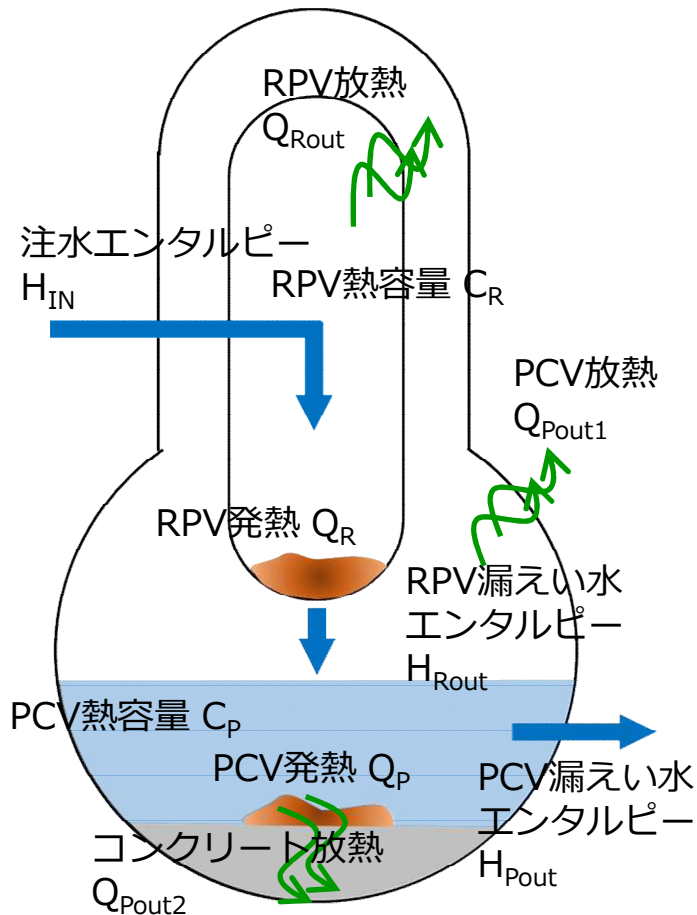
※予測温度は試験開始時の実績温度(TE-16-002)を基準としている

【参考】PCV温度(既設)の推移 (試験開始からの温度変化量)



【参考】RPV/PCV温度の計算評価（熱バランス評価）

- 燃料デブリの崩壊熱、注水流量、注水温度などのエネルギー収支から、RPV、PCVの温度を簡易的に評価。
- RPV/PCVの燃料デブリ分布や冷却水のかかり方など不明な点が多く、評価条件には仮定を多く含むものの、単純化したマクロな体系で、過去の実機温度データを概ね再現可能



- タイムステップあたりのエネルギー収支から、RPV/PCVの温度挙動を計算

(1) RPVのエネルギー収支と温度変化の計算式

$$H_{IN} + Q_R - Q_{Rout} - H_{Rout} - C_R \times \Delta T_R = 0$$

$$T_{RPV}(i+1) = T_{RPV}(i) + \Delta T_R$$

(2) PCVのエネルギー収支と温度変化の計算式

$$H_{Rout} + Q_p + Q_{Rout} - Q_{Pout1} - Q_{Pout2} - H_{Pout} - C_p \times \Delta T_p = 0$$

$$T_{PCV}(i+1) = T_{PCV}(i) + \Delta T_p$$

- 3号機原子炉注水停止試験の結果
- 今後の注水に係る検討について

1. 今後の注水について

- 注水停止試験の実績やRPV・PCVの温度評価より、現在の注水量は安定冷却維持の観点では余裕があり、注水量の低減が可能である。
- また、地下水流入量の抑制による建屋滞留水発生量の減少に伴い、淡水生成可能量も減少していくことから、淡水を水源とした注水量の低減が必要である。
- そこで、PCV水位が安定している **2・3号機について1.7m³/hを目標に注水量の低減を実施する**。注水量の低減にあたっては、設備上の制約から、CS系またはFDW系の単独注水によって実施する。
- 低減後の注水量によっては設備トラブル等により緊急で注水系統切替の際、運転上の制限に抵触する可能性があることから2ステップで実施していく。

	1号機[m ³ /h]	2号機[m ³ /h]	3号機[m ³ /h]	総量[m ³ /日]
現在の注水量		3.0	3.0	約228
注水低減 (STEP1)	約3.5 (変更なし)	2.5 (0.5減)	2.5 (0.5減)	約204 (24減)
注水低減 (STEP2)		1.7 (1.3減)	1.7 (1.3減)	約166 (62減)

- なお、1号機については、PCV水位安定化のために注水量を増加しており、今後のPCV関連作業、PCV水位低下の検討とあわせて注水量低減を検討していく。

【参考】注水量の低減目標（1.7m³/h）の根拠

■ 低減後の注水量

- ✓ 2・3号機ともに夏季の必要な注水量※は最大で1.2m³/hとなる見込み。
- ✓ 必要な注水量1.2m³/hに対し、運用上の余裕0.5m³/hを考慮し、低減後の注水量の目標を1.7m³/hとする。

	2号機	3号機
必要な注水量	1.2m ³ /h	1.2m ³ /h
運用上の余裕	0.5m ³ /h	0.5m ³ /h
低減後の注水量の目標	1.7m ³ /h	1.7m ³ /h

※ 実施計画Ⅲ第1編第18条の運転上の制限において「原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていること」と定められている。なお、必要な注水量を一時的に下回った場合においても、24時間以内に必要な注水量を確保することで運転上の制限逸脱とはならない。

【参考】STEP1 (2.5m³/h) の低減目標の根拠

- 実施計画Ⅲ第1編第18条で運転上の制限として「任意の24時間あたりの注水量増加幅：1.5m³/h以下」と定めている。
- 注水量によっては緊急で高台炉注設備へ切り替える場合、3.5m³/h以上で切り替えが必要となることから、上記運転上の制限に抵触する可能性がある。
- 一方、これまでの注水停止試験において、注水再開時に3.0m³/hの注水増加を実施し、未臨界維持を確認したことから、当該運転上の制限について、実態に即した適正化（1.5m³/hから3.0m³/hに変更）が可能と評価している。
- そこで、まずは現状の運転上の制限の範囲内で実施可能な2.5m³/hを目標に注水量の低減を段階的に実施するとともに、STEP2については、実施計画の適正化後に実施していく計画。

	CST炉注系	高台炉注系	実施計画を満足
STEP 1	2.5 m ³ /h	+1.0m ³ /h → 3.5m ³ /h	OK
STEP 2	1.7m ³ /h	+1.8m ³ /h → 3.5m ³ /h	NG (<u>実施計画変更後はOK</u>)

【参考】注水量低減の手順

- CS系・FDW系の両系注水をCS系またはFDW系単独注水に切り替える。
- 注水量をSTEP1で2.5m³/hへ、STEP2で1.7m³/hへ低減し、パラメータを1ヶ月程度監視、安全上の問題がないことを確認する。
- なお、STEP2については緊急で高台炉注設備へ切り替える際、運転上の制限に抵触する可能性があるため、当該運転上の制限の適正化後に実施する。※

	現状	STEP1		STEP2	
		CS系単独	FDW系単独	CS系単独	FDW系単独
CS系	1.5m ³ /h	2.5m³/h	0.0m ³ /h	1.7m³/h	0.0m ³ /h
FDW系	1.5m ³ /h	0.0m ³ /h	2.5m³/h	0.0m ³ /h	1.7m³/h

※ 高台炉注設備へ切り替える場合、3.5m³/h以上で切り替えが必要となることから、実施計画Ⅲ第1編第18条の運転上の制限「任意の24時間あたりの注水量増加幅：1.5m³/h以下」を満足する範囲内で切り替えを実施する。なお、上記運転上の制限については「3.0m³/h以下」に適正化予定。

【参考】監視パラメータと監視期間

- 過去の注水停止試験の実績、RPV・PCVの温度評価の検討状況から注水量を低減した場合でも、安定的に原子炉を冷却できると評価している。
- しかし、注水量2.5m³/h以下における単独注水で長期的に運用した実績がないことから、試運用期間を設け、注水量低減、単独注水による影響を確認する。
- 以下の監視パラメータを2・3号機ともCS系、FDW系で各1ヶ月程度監視する。

監視パラメータ	判断基準
RPV底部温度	65℃以下、温度上昇量が20℃未満 (15℃以上で監視強化)
PCV温度	
PCVガス管理設備 ダストモニタ	有意な上昇が継続しないこと

【参考】注水量低減による原子炉冷却への影響

- 注水停止、注水量低減の実績から、短期的（1週間程度）には注水量低減による大きな影響はないと評価。
- RPV・PCVの温度評価結果では、注水量を1.5m³/hへ低減した場合でも温度上昇は小さく、実施計画Ⅲ第1編第18条の運転上の制限である80℃に対し、十分な余裕を確保可能。
- 2・3号機については、注水量低減によるPCV水位低下の影響は限定的と評価

	2号機	3号機
注水量低減実績	CS系単独1.5m ³ /hで約7日間 (2019年4月)	CS系単独1.5m ³ /hで約1日間 (2020年2月)
注水停止実績	約3日間 (2020年8月)	約7日間 (2021年4月)
RPV・PCVの温度評価	RPVで約6℃、PCVで約4℃ 温度上昇を考慮しても夏季最大で 41℃程度と評価	RPVで約2℃、PCVで約8℃ 温度上昇を考慮しても夏季最大で 43℃程度と評価
PCV水位への影響	現状のPCV水位はPCV底面より約 30cm程度であり、注水量低減による 水位低下はないと評価	2021年4月に実施した注水停止試験 の結果から、主たる漏えい箇所はMS ライン高さ付近にあることが判明し たため、注水量低減による大きな水 位低下はないと評価

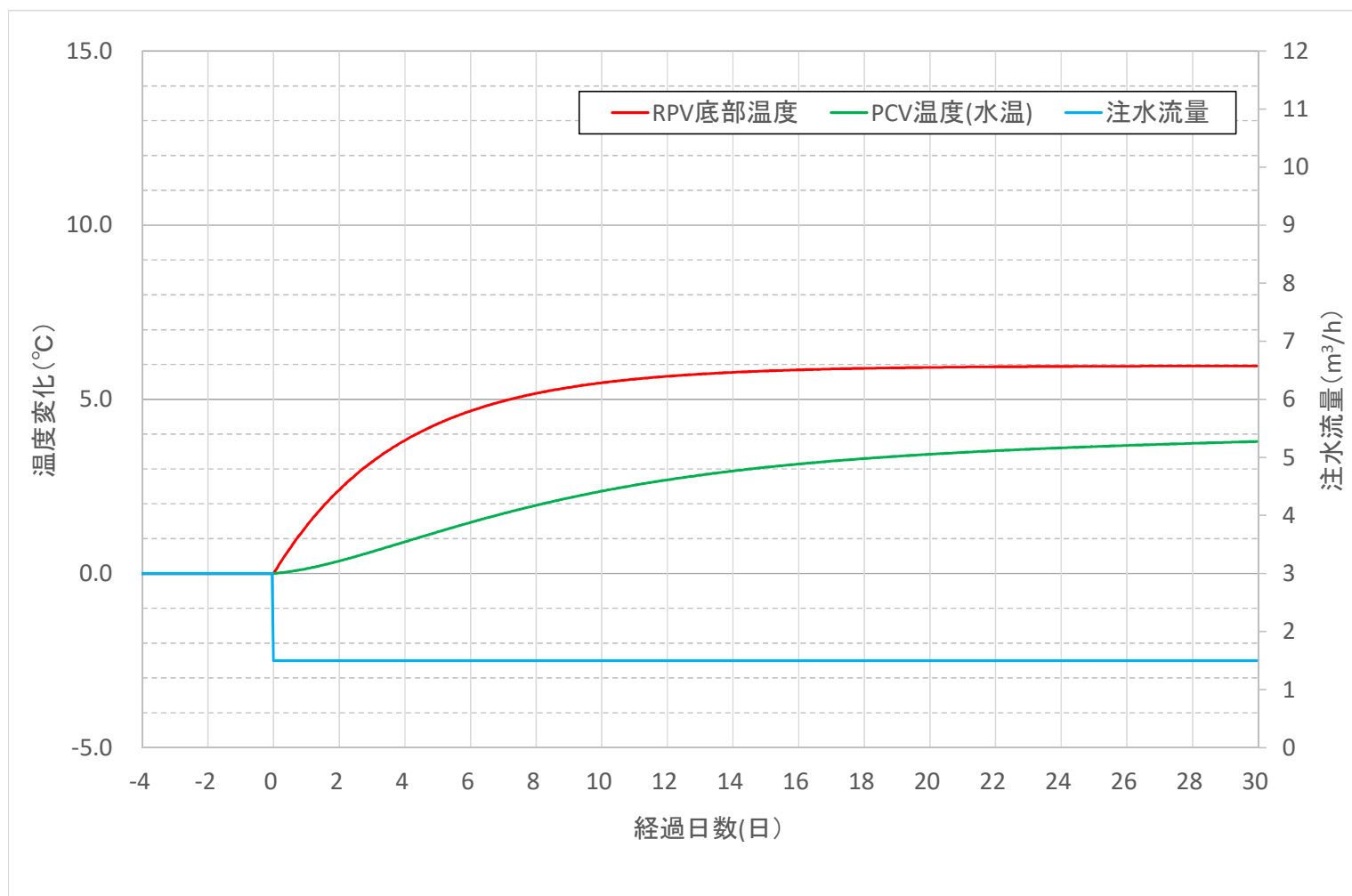
【参考】スケジュール

- STEP 1 (2.5m³/h) について2号機は7月より、3号機は8月より開始予定。
- STEP2については実施計画Ⅲ第1編第18条の運転上の制限を適正化後、速やかに実施予定。*

	6月	7月	8月	9月	10月	11月
工程	7/14 (CS系単独注水, 注水量低減) CS系 : 1.5→2.5m ³ /h FDW系 : 1.5→0.0m ³ /h		8/17 (FDW系単独注水) CS系 : 2.5→0.0m ³ /h FDW系 : 0.0→2.5m ³ /h			
			▼ 2号機 ▼		9/16 本運用開始	
工程			8/18 (CS系単独注水, 注水量低減) CS系 : 1.5→2.5m ³ /h FDW系 : 1.5→0.0m ³ /h		9/15 (FDW系単独注水) CS系 : 2.5→0.0m ³ /h FDW系 : 0.0→2.5m ³ /h	
			▼ 3号機 ▼		10/13 本運用開始	

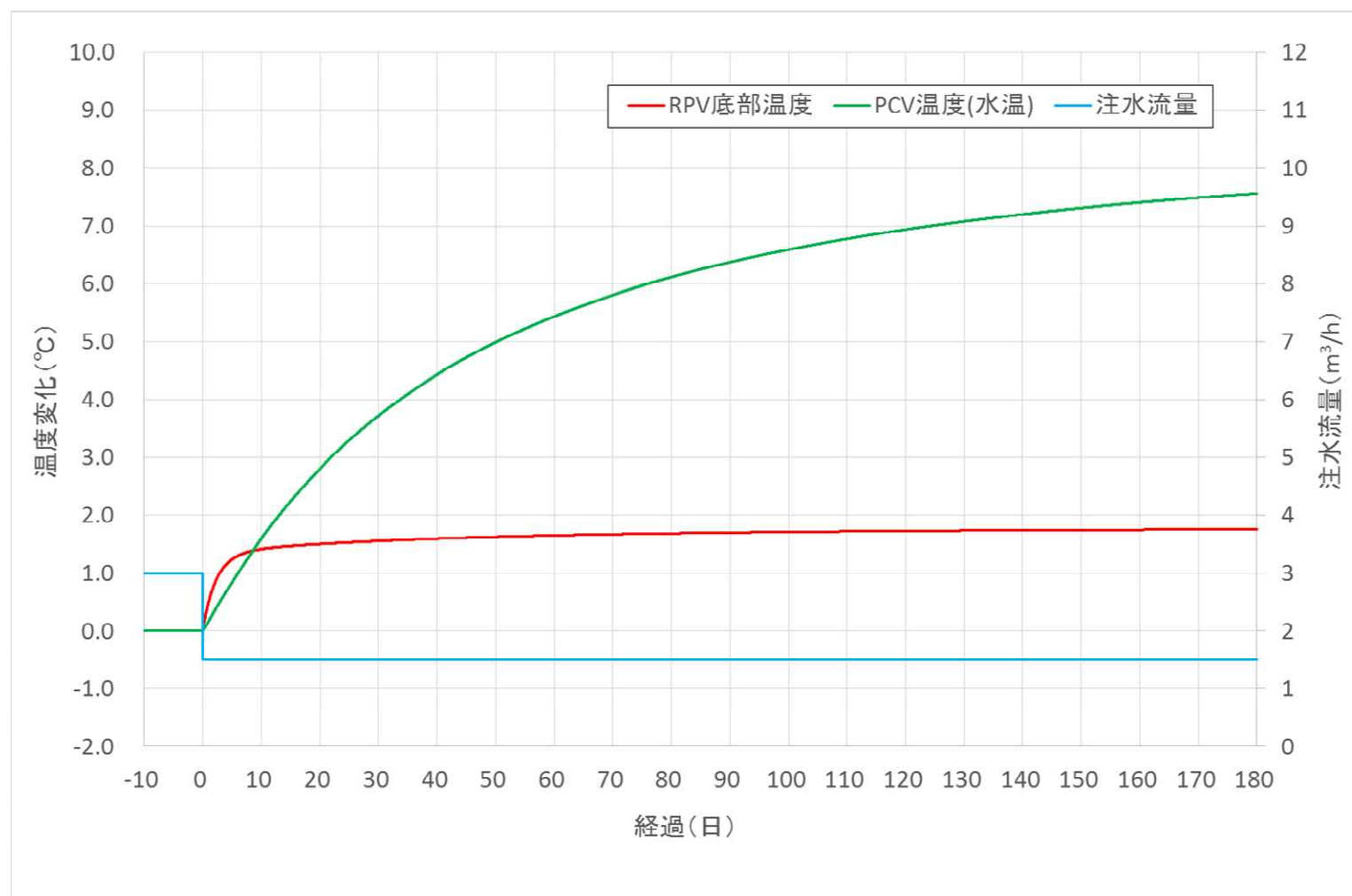
* 高台炉注設備へ切り替える場合、3.5m³/h以上で切り替えが必要となることから、実施計画Ⅲ第1編第18条の運転上の制限「任意の24時間あたりの注水量増加幅：1.5m³/h以下」を満足する範囲内で切り替えを実施する。
なお、上記、運転上の制限については「3.0m³/h以下」に適正化予定。

【参考】 2号機 注水量1.5m³/hの温度上昇評価



- 1.5m³/hに低減することによる温度変化量：RPV底部で6°C程度の予測。
- 過去の実績では片系注水で2°C程度の温度上昇あり。（3.0m³/h注水時）
- 夏季のRPV底部温度：3.0m³/h注水で最大35°C程度 →1.5m³/hで最大41°C程度と予測。

【参考】 3号機 注水量1.5m³/hの温度上昇評価



- 1.5m³/hに低減することによる温度変化量：PCVで8°C以下の予測。
- 過去の実績では片系注水では大きな温度変化なし。（3.0m³/h注水時）
- 夏季のPCV温度：3.0m³/h注水で最大35°C程度 →1.5m³/hで最大43 °C程度と予測。

汚染水発生抑制対策の進捗及び検討状況 建屋毎の地下水及び雨水流入量（案）

2021年6月28日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

汚染水発生抑制対策の進捗及び検討状況

1-1.雨水対策の現況について：建屋屋根雨水対策状況（全体）



- 降雨が建屋屋根の破損箇所から建屋内へ流入することを防止するため、屋根損傷箇所の補修を計画的に実施し、建屋ガレキ撤去作業中の1号機原子炉建屋及び1号機廃棄物処理建屋を除いて、2020年度上期に完了した。（2020年に実施した範囲は下記赤枠内）
- 1号機原子炉建屋と廃棄物処理建屋については2023年度までにカバー設置などの対策完了予定。

3号機T/B上屋 屋根状況（着手前）

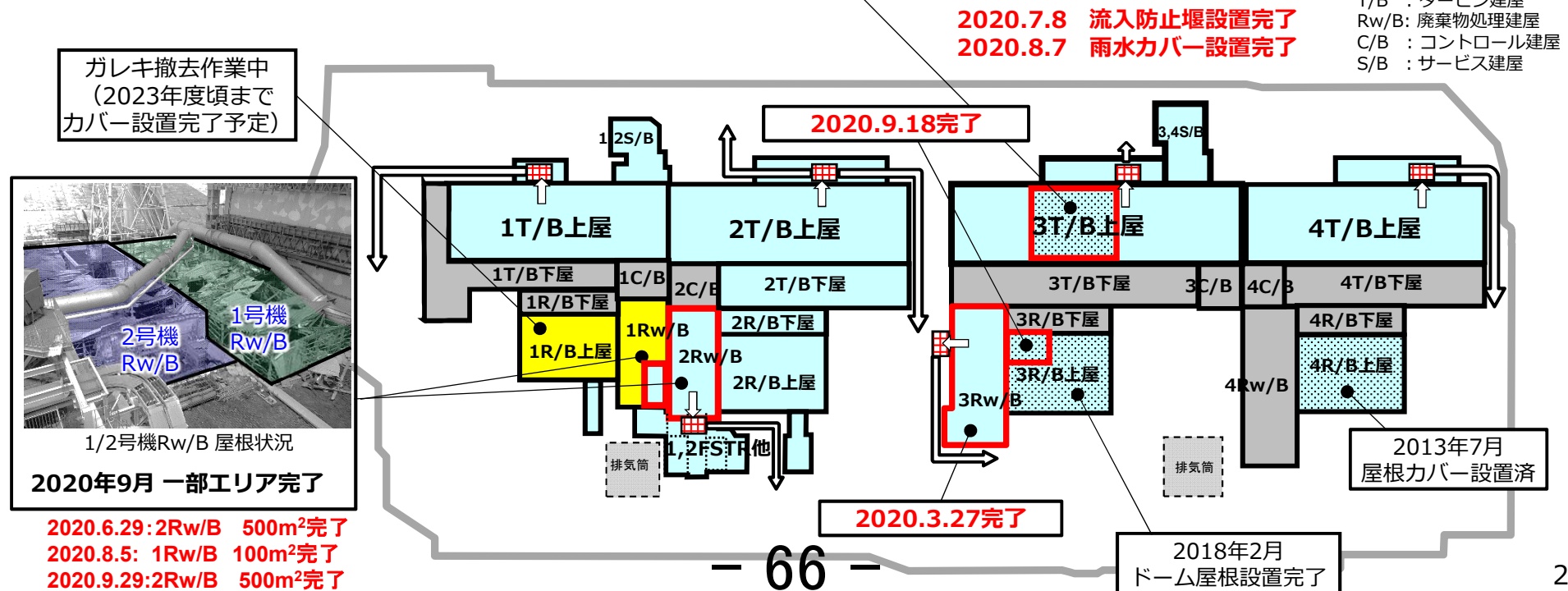
クレーンヤード整備完了

3号機T/B上屋 ガレキ撤去状況

【凡例】

- 雨水対策実施予定
- 汚染源除去対策済
- カバー屋根等設置済
- 陸側遮水壁
- 浄化材
- 雨水排水先

R/B：原子炉建屋
T/B：タービン建屋
Rw/B：廃棄物処理建屋
C/B：コントロール建屋
S/B：サービス建屋



1-2.雨水対策の実施状況（3号機タービン建屋）

- 2018年10月から、3号機タービン建屋東側のヤード整備を開始。
- 2020年5月から、流入防止堰の設置を開始。7月20日から雨水カバーの設置作業を開始し、8月7日完了。



3号機タービン建屋・屋根状況【着手前】
〔西側から撮影〕



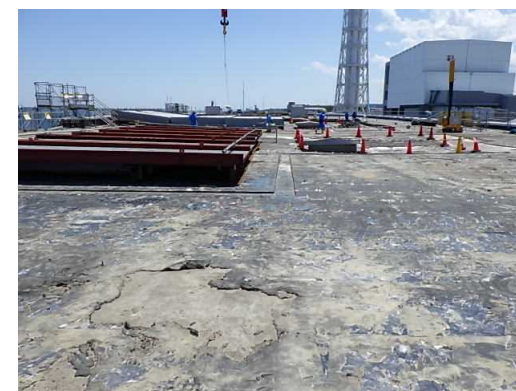
屋根状況【流入防止堰・雨水カバー設置完了】
〔西側から撮影〕



クレーンヤード整備状況【整備中】
〔北側から撮影〕



クレーンヤード整備状況【完了】
〔北側から撮影〕



屋根ガレキ撤去の状況
〔北側から撮影〕

1-4. T.P.+8.5m盤フェーシングの状況

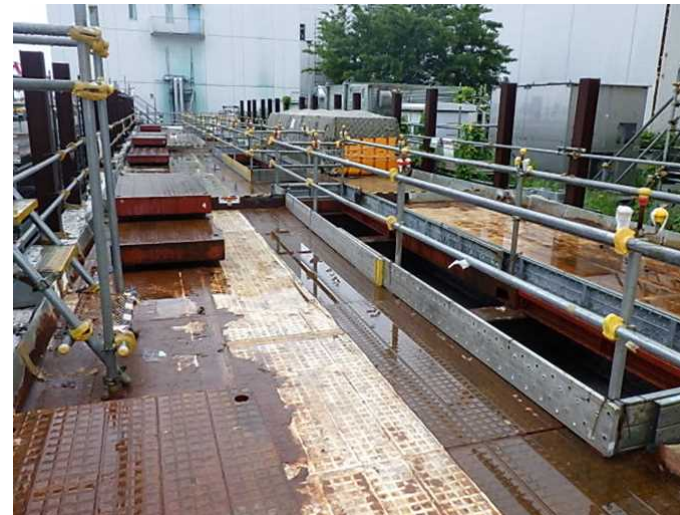
■ 2-3号間道路（海側） 状況写真
(施工中)



(施工後)



■ 1号機タービン建屋海側 状況写真
(施工前)

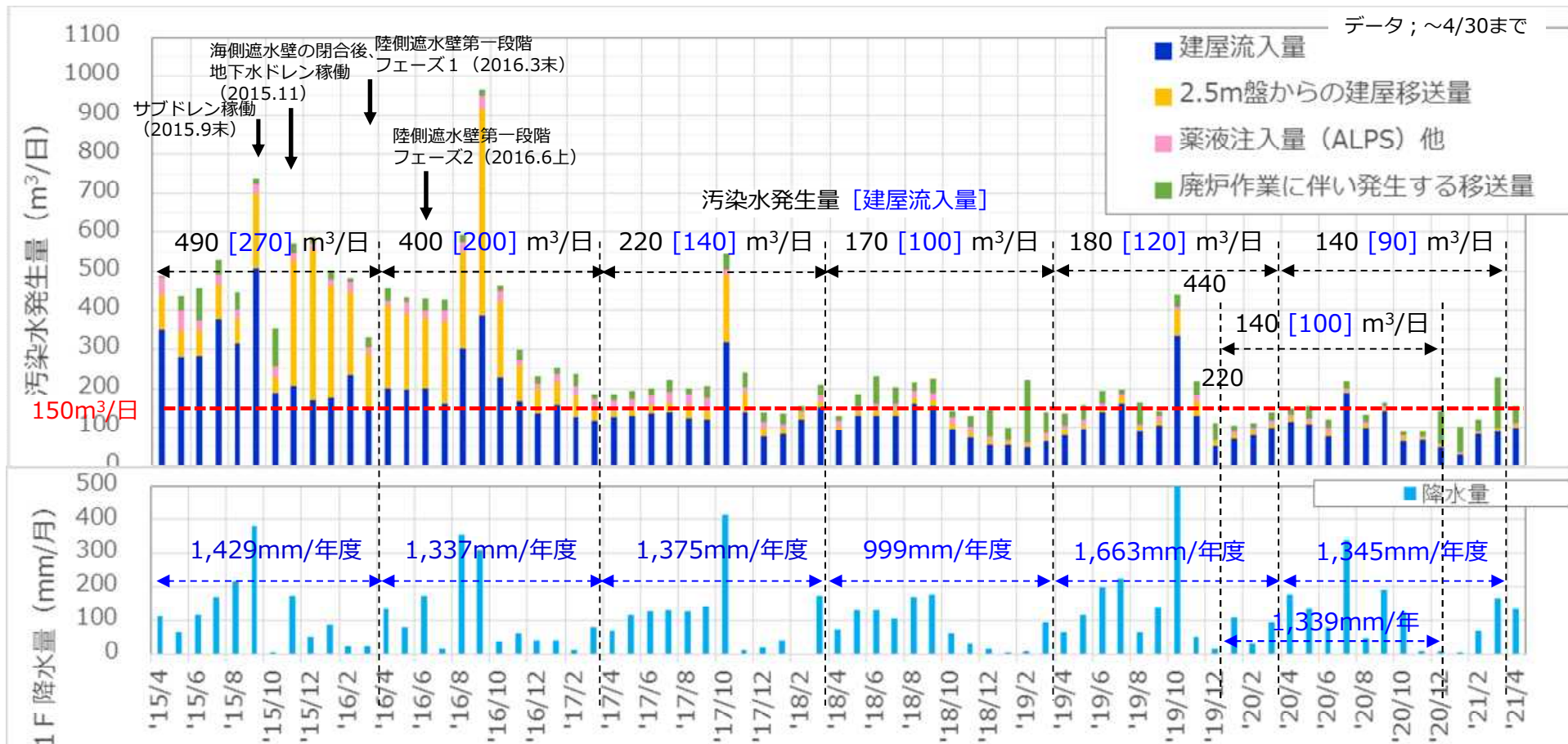


(施工後)



2-1.汚染水発生量の現況について

■ 陸側遮水壁、サブドレン等の重層的な対策の進捗に伴って、建屋流入量・汚染水発生量共に減少しており、2018年度は170m³/日まで低減。2019年度は、1,663mmと震災以降最大の降雨量となり、約180m³/日となっているが、2020年は、各汚染水抑制対策が進捗し、汚染水発生量は約140m³/日となっている。

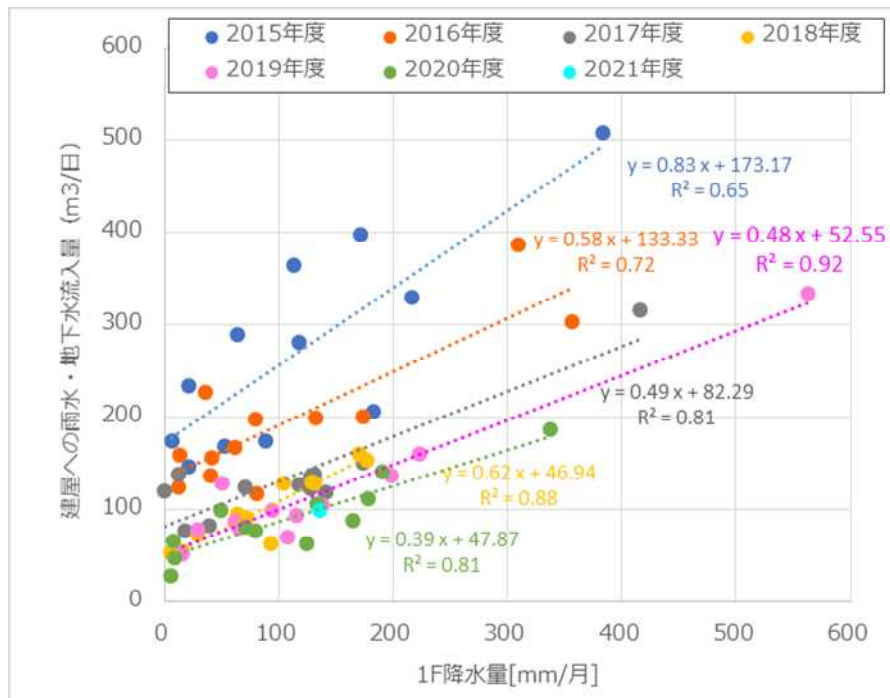


注) 2017.1までの汚染水発生量(貯蔵量増加量)は、建屋滞留水増減量(集中廃棄物処理建屋含む)と各タンク貯蔵増減量より算出しており、気温変動の影響が大きいので、2017.2以降は上表の凡例に示す発生量の内訳を積み上げて算出する方法に見直している。よって、2017.1までの汚染水発生量の内訳は参考値である。

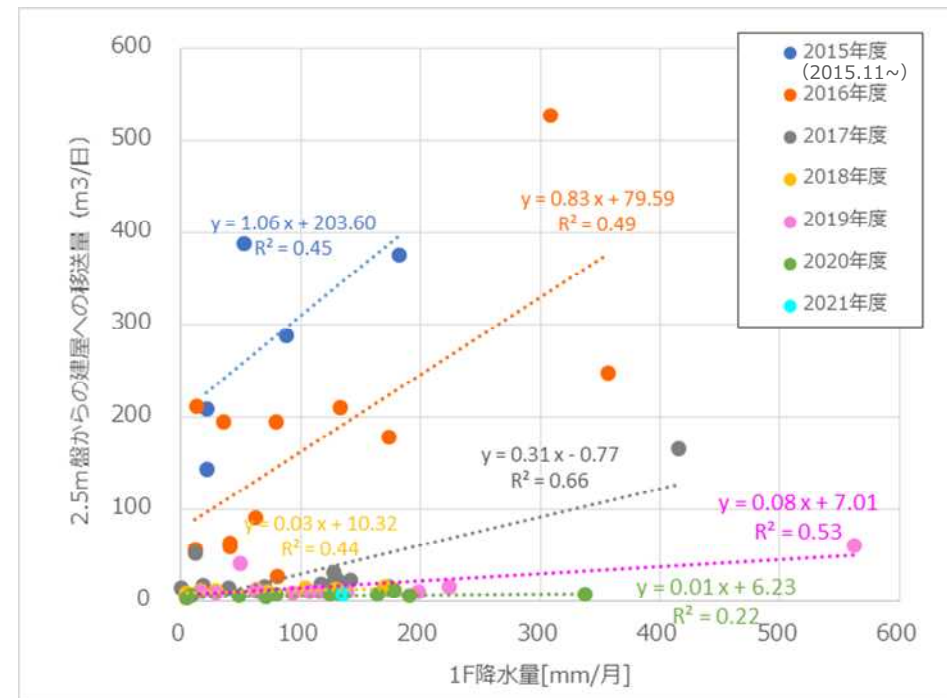
2-2.建屋流入量及び2.5m盤からの建屋移送量と降雨量との関係 TEPCO

- 建屋流入量は、降雨により増加する傾向はあるものの、年々抑制されており、2020年内に建屋屋根及び建屋周辺のフェーシングを進めた結果、データはまだ少ないものの、降雨時の建屋への雨水・地下水流入量も、抑制されている傾向となってきた（左グラフ緑線）。
- T.P.2.5m盤からの建屋への移送量は、降雨による増加傾向は大幅に抑制され、2018年度以降は降雨による増分は殆どなくなっている。

建屋流入量



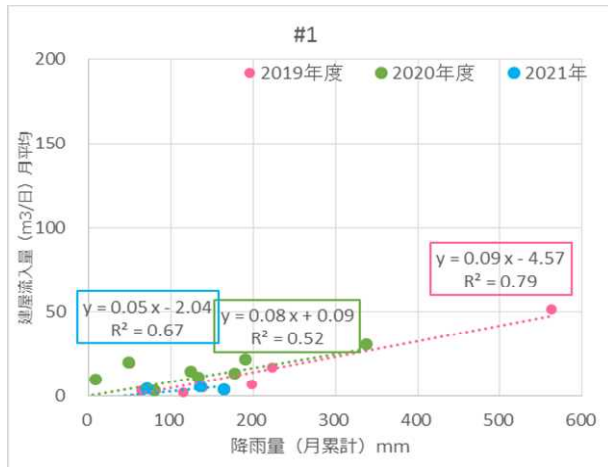
T.P.2.5m盤からの建屋への移送量



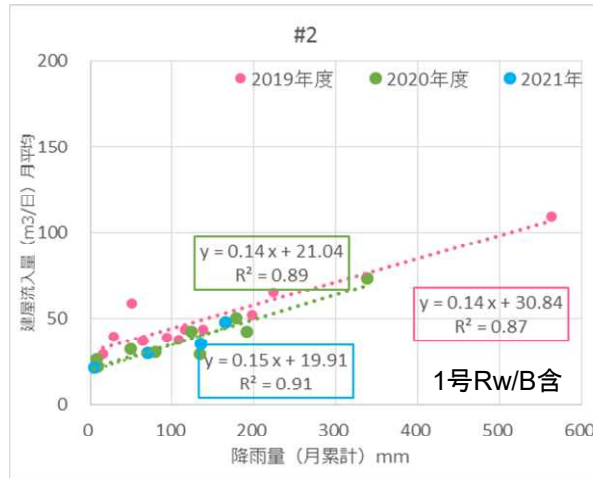
※2021.4.30迄のデータでプロット
 但し、2020.8月データは、本設ポンプによる移送に伴う建屋流入量のバラツキを考慮して、回帰分析において除外している。

2-3.建屋流入量（号機別）と降雨量との関係

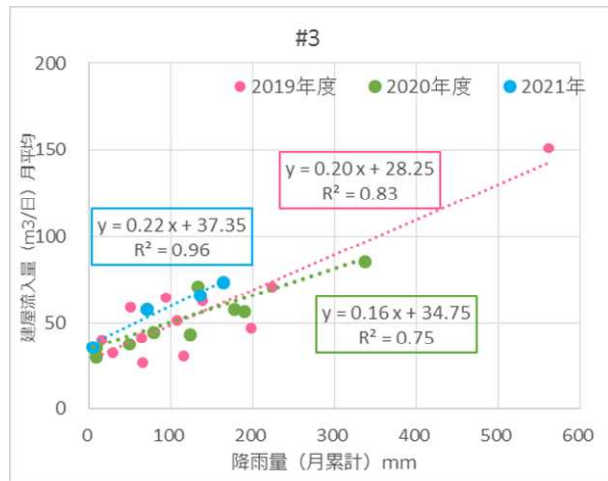
- 号機別に建屋流入量のデータを整理、分析を行い、発生推定要因（地下水orその他流入）別に見ると、2号機及び3号機の流入量が多く支配的であり、3号機は2021年以降増加しており、対策を実施中。



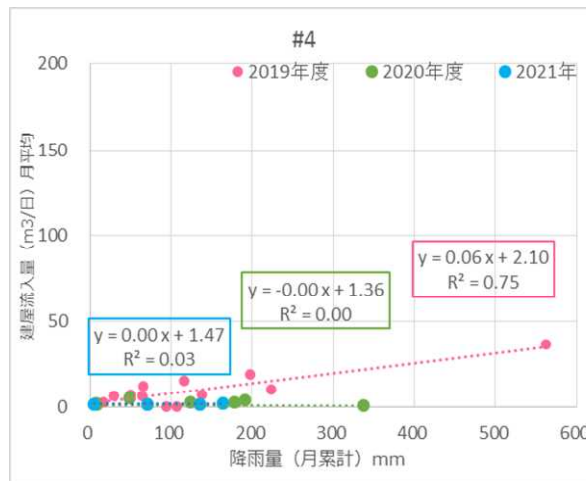
2019年度：8m³/日（地下水：0、その他：8）
 2020年度：11m³/日（地下水：1、その他：10）
 2021年*1：2m³/日（地下水：0、その他：2）



2019年度：50m³/日（地下水：31、その他：19）
 2020年度：37m³/日（地下水：20、その他：17）
 2021年*1：34m³/日（地下水：20、その他：14）



2019年度：56m³/日（地下水：28、その他：28）
 2020年度：52m³/日（地下水：35、その他：17）
 2021年*1：58m³/日（地下水：37、その他：21）



2019年度：10m³/日（地下水：2、その他：8）
 2020年度：1m³/日（地下水：1、その他：0）
 2021年*1：1m³/日（地下水：1、その他：0）

□ 1-4号機建屋流入量(m³/日)

2019年度：125[1,663 (139)]
 2020年度：101[1,349 (112)]
 2021年1-4月：96[321 (80)]

※建屋流入量は、公表値（週報値）とは集計範囲が異なり、週報では用いていない建屋毎の移送流量計の数値を用いて計算しているため、各建屋の合計値と週報値は誤差が異なり合致しない状況である。

※※[]数値は、降水量（mm）、
 ()数値は、月平均雨量（mm/月）

（建屋流入量の発生推定要因）

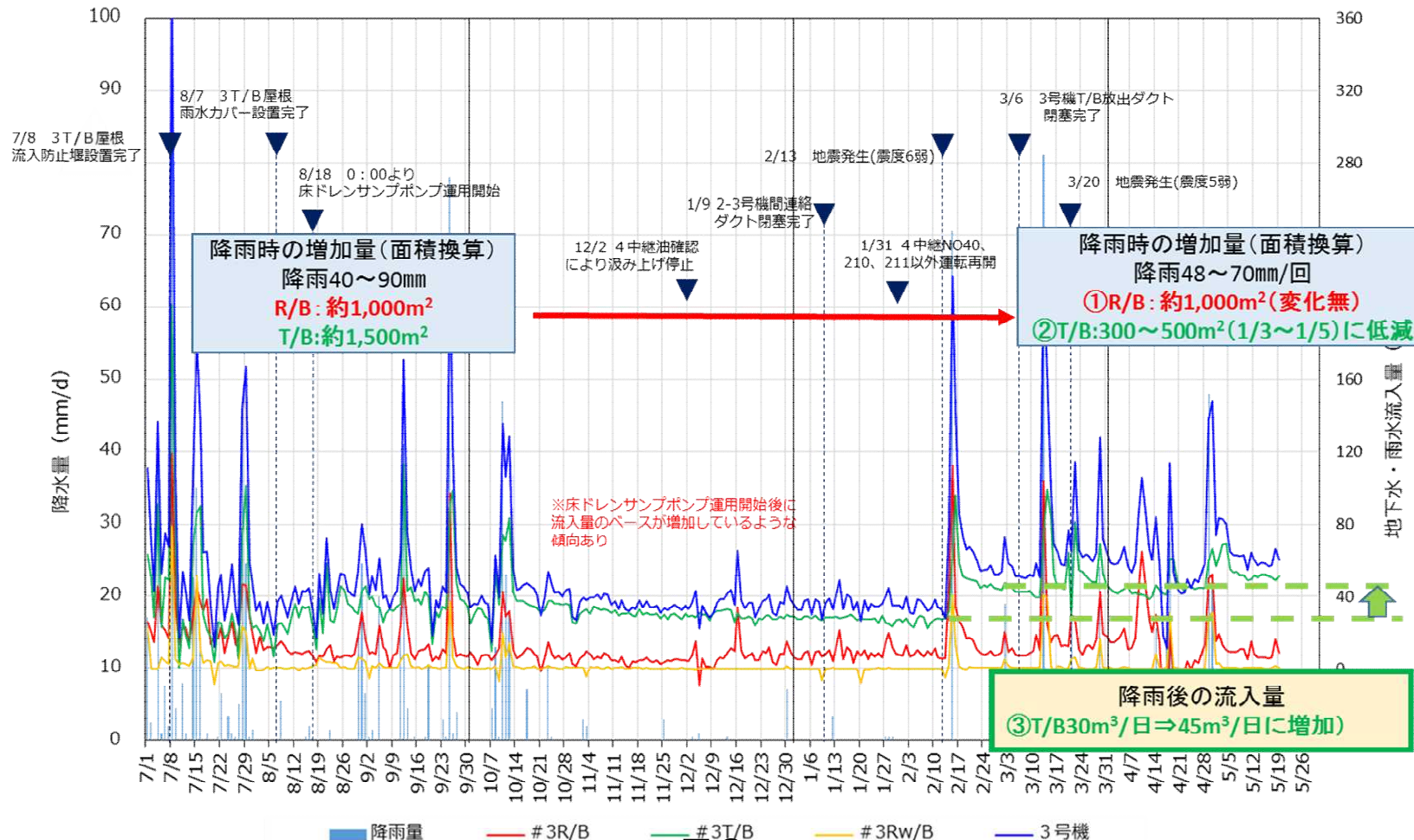
- ✓ 地下水：切片の値
- ✓ その他（雨水等）：勾配×降水量

*1 2020.1~4

3-1. 3号機の建屋流入量分析結果

- 流入量が多い3号機について、建屋ごとの流入量を至近1年程度を分析した結果、下記が確認された。
- ①R/B：降雨時の増加流量が1年間変化していない
- ②T/B：降雨時の増加流量は1/3～1/5に低減
- ③降雨後のT/B建屋流入量が2月から増加

3号機流入量トレンド(2020年7月～2021年5月)



➤ 評価方法 : 40mm/日以上降雨量があった日について直前数日間の流入量をベースとして、集水面積を算出

3-2.3号機の建屋流入量状況と要因、今後の対策について

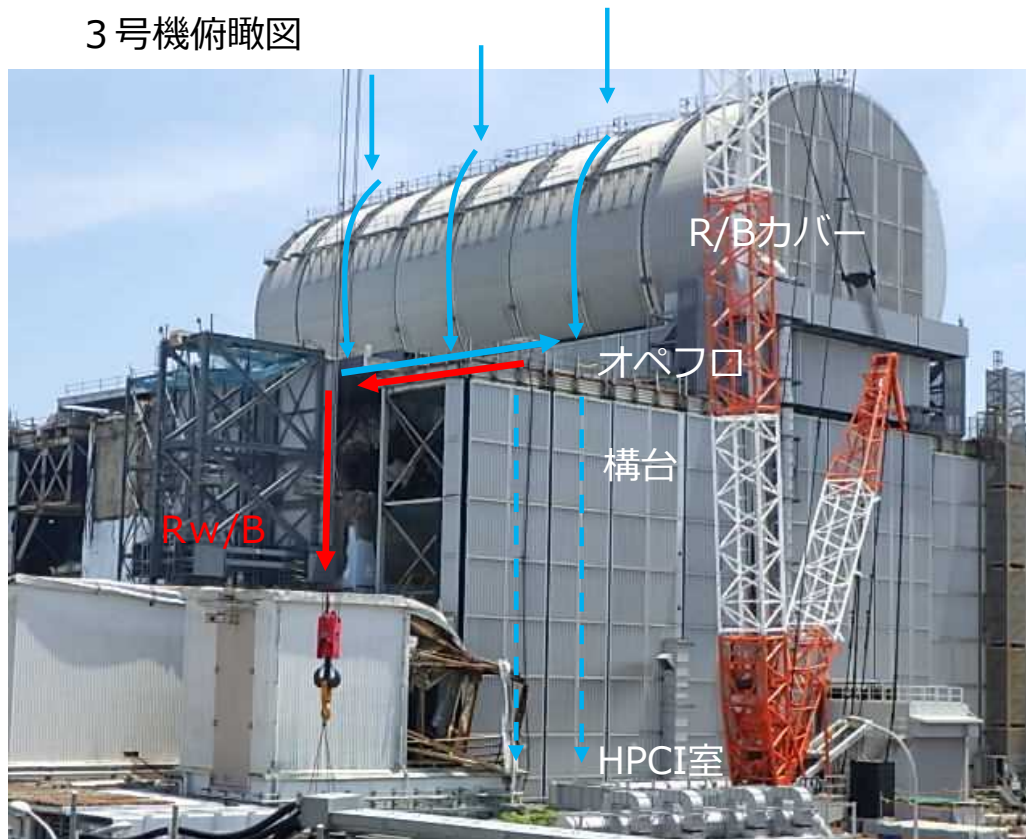
- 3号機の流入量の分析結果と今後の対策について、下記に整理する。

場所	①3号機R/B	②3号機T/B	③3号機T/B
事象	降雨時の流入量	降雨時の流入量	降雨後の流入量
状況	1年間横ばい	1年間で1/5に低減 (▲5m ³ /日抑制)	2月以降増加
要因	HPCI室への雨水の流入	カバー工事等2020年度 実施の対策効果	SD40近傍が油分確認に よる汲み上げの停止
要因根拠	HPCI室の水位上昇が最も 鋭敏かつ、現場状況	降雨時の増加流量の 分析結果	SD水位の降雨による 上昇
対策	3号ドームカバーの雨水 排水の排水先の変更	継続監視	SD40の汲み上げ再開
対策による 想定効果	▲5m ³ /日 (1,000m ² ×1,400mm ÷365)	—	▲10m ³ /日 (増加流入量と降雨時期 [年間の2/3と想定])
現状	雨どいルート検討中 (8月着手予定)	—	試験くみ上げ準備中 (7月末開始予定)

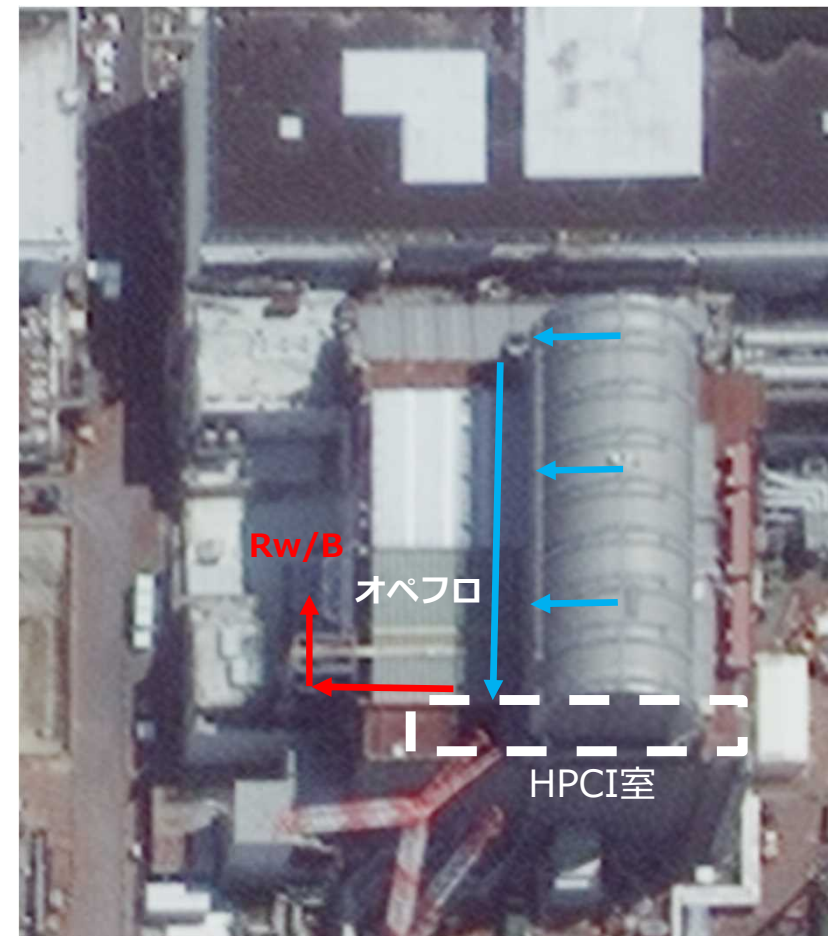
3-3. 3号機R/B屋根排水の変更について(案)

- 3号機R/Bカバーの雨水は、北側と南側で集水し、北側はオペフロ上で排水しており、その下部にHPCI室があることから、排水先をRw/B側へ雨樋を追加設置する。
(2021年中に実施)

3号機俯瞰図



3号機平面図



- 現状降雨の流れ
- 雨樋追加後

(コメント)

滞留水抑制対策として、屋根の修理、フェーシングの計画前倒しを検討すること

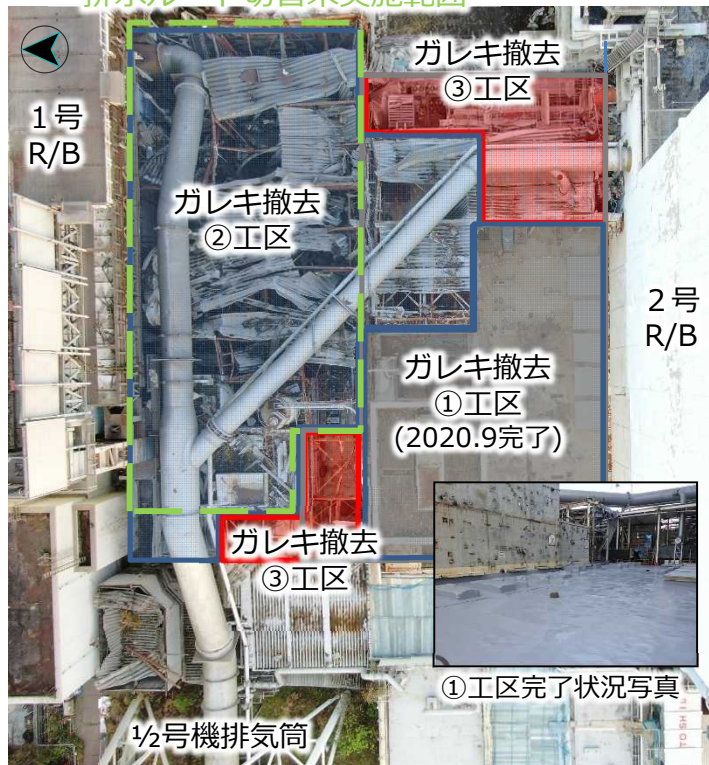
(回答)

- ・ 1号機Rw/Bの屋根修理工事において、ガレキ撤去作業と排水路切替作業を並行作業化し、工程短縮を検討する。
- ・ 1号機北西部について、カバー設置工事の中で、仮設的にフェーシングを行う。
- ・ 2号機、3号機西（山）側については、関連工事と今後も調整の上、フェーシングの実施を検討し、2023年度末までに1-4号機周辺のフェーシング5割程度完了を目指す。
(2020年度末進捗：約25%)

【参考】 1号RW/B屋根修理工事工程について

- 1/2号機Rw/Bは既存鉄骨屋根が大きく損傷しており、雨水が建屋内に流入していることから雨水対策（ガレキ撤去・排水先切替）を2023年度までに実施する計画としてきた。
- 2019年12月より2号機Rw/B側のガレキ撤去・排水先切替に着手しており、1号機Rw/B側と2号機側残り部分についてはSGTS配管の撤去された範囲から、順次作業予定。
- 1号機側排水ルート切替の平行作業化による実施時期前倒し検討・周辺工事との工程調整を進め、2022年度上期完了を目指す。

排水ルート切替未実施範囲



計画概要

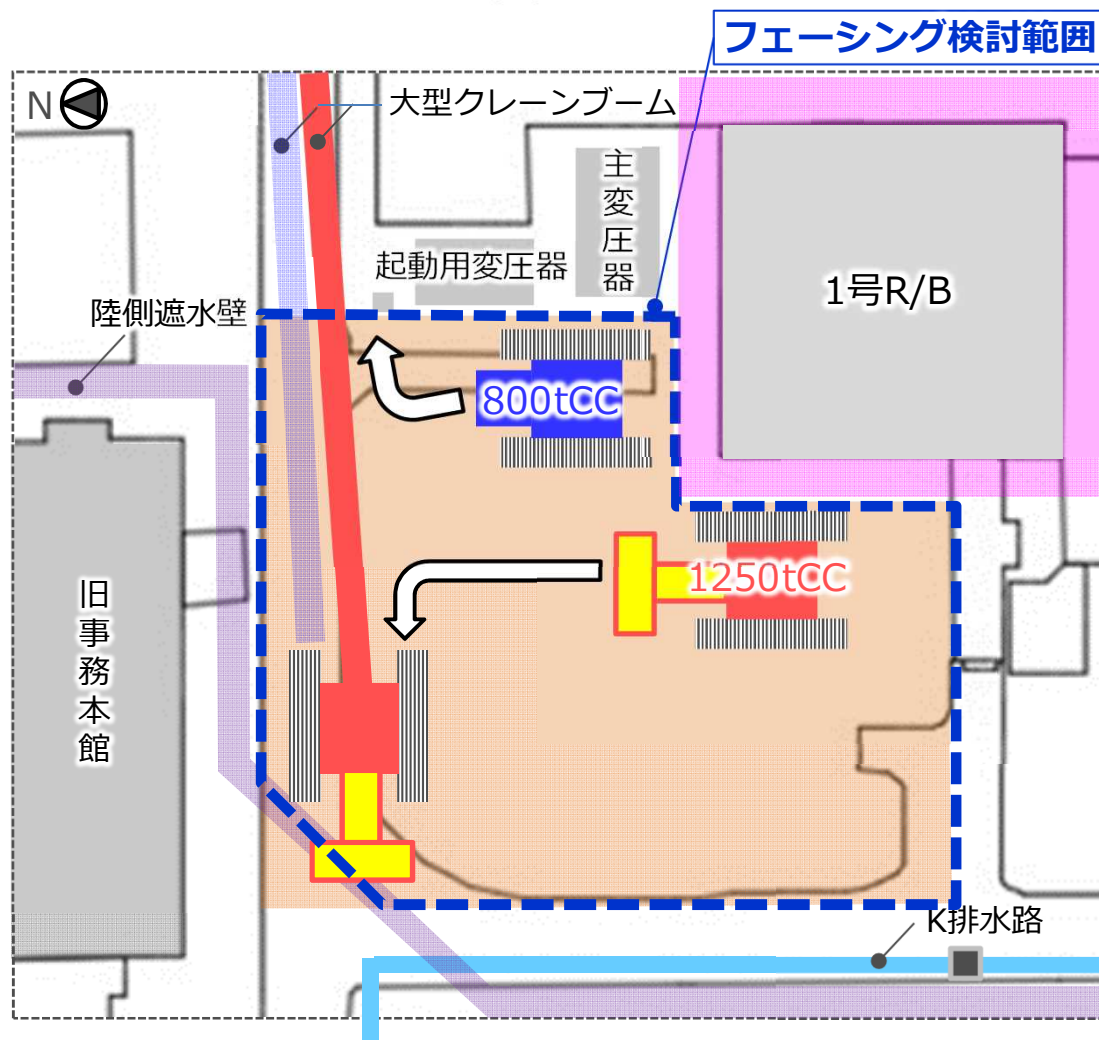
	2021年度			2022年度	
	2Q	3Q	4Q	上期	下期
1,2Rw/B 雨水対策		②工区ガレキ撤去		③工区ガレキ撤去	
関連工事	SGTS配管撤去				
	1号大型カバー（下部下部構台）				1号大型カバー（本体）

工程調整中

1号機側排水ルート切替

【参考】 1号機北西部フェーシングについて

- 1号機大型カバー設置工事との干渉を最小限，かつ雨水浸透抑制を鑑みメンテナンスを考慮した仕様を選定。
- クレーン走行干渉を避け実施するため2022年度完了目標。

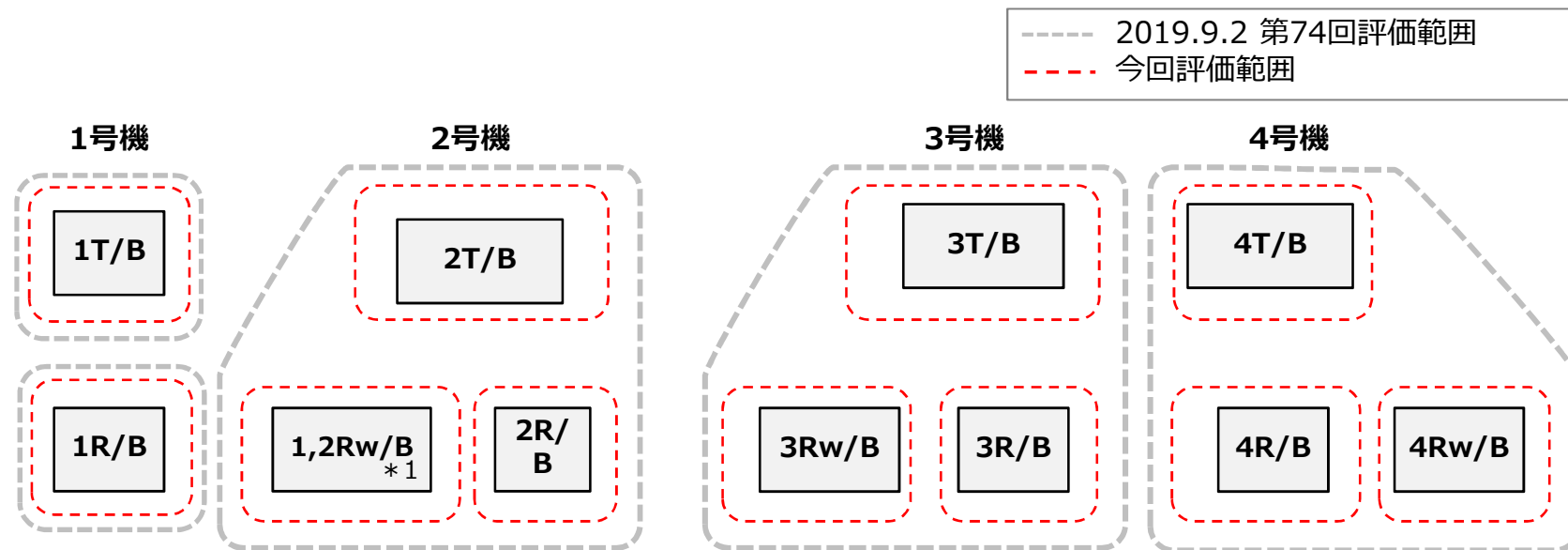


フェーシング	
イメージ図	
仕様	①堰設置 (L型鋼) ②鉄板継目コーキング
メリット	・設置工期：中 ⇒カバー設置影響なし (工事干渉を避け実施可)
デメリット	・浸透抑制効果：中 ⇒鉄板継目の補修あり ・水勾配：ゼロ勾配 ⇒旧排水側溝に期待
工期	2022年度中に完了予定

【参考資料1】 建屋毎の地下水及び雨水流入量

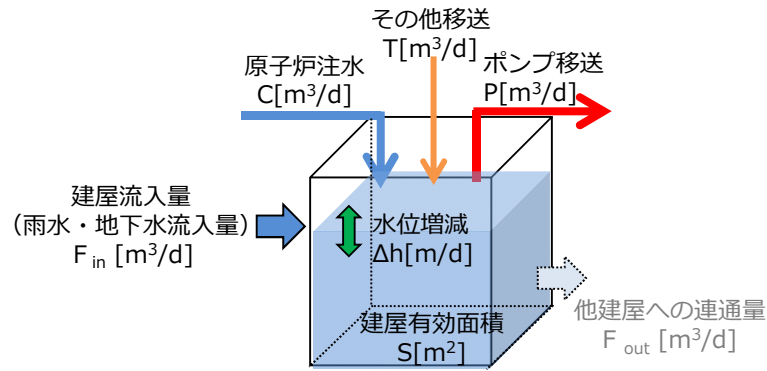
1-1.各建屋への流入量評価

- 滞留水処理の進捗（建屋水位の低下）により、1~4号機建屋の切り離しを達成したことから、各建屋毎に建屋流入量（雨水・地下水等の流入量）評価を実施。なお、まだデータ点数が少ないことから、評価は継続し、傾向を確認していく。
 - 1号機はタービン建屋（T/B）、廃棄物処理建屋（Rw/B）の床面露出状態を維持しており、原子炉建屋（R/B）はT/B,Rw/B床面より低い水位で運用。
 - 2,3号機はR/B水位をT/B、Rw/B床面より低い水位で運用。T/B、Rw/Bの建屋滞留水はR/B側へ流出していた状況であったが、2号機は2020年10月より、3号機は2020年8月よりT/B、Rw/Bの床ドレンサンプに設置した滞留水移送装置を稼働させ、床面露出状態を維持。
 - 4号機は、2020年8月からR/B,T/B,Rw/Bの床面露出状態を維持。



*1：1号機Rw/Bに流入した雨水・地下水は、連絡口から2号機Rw/Bへ流れ込んでいることから、2号機Rw/Bと合算して評価。
なお、2020年10月より1号機Rw/Bの床ドレンサンプに設置した滞留水移送ポンプを稼働させたことから、現在は2号機Rw/Bへ流れ込んでいない。

(参考) 計算手法について



【建屋流入量の評価式】

$$F_{in} = \triangle S \cdot \Delta h - \bigcirc C - \bigcirc T + \bigcirc P + \square F_{out}$$

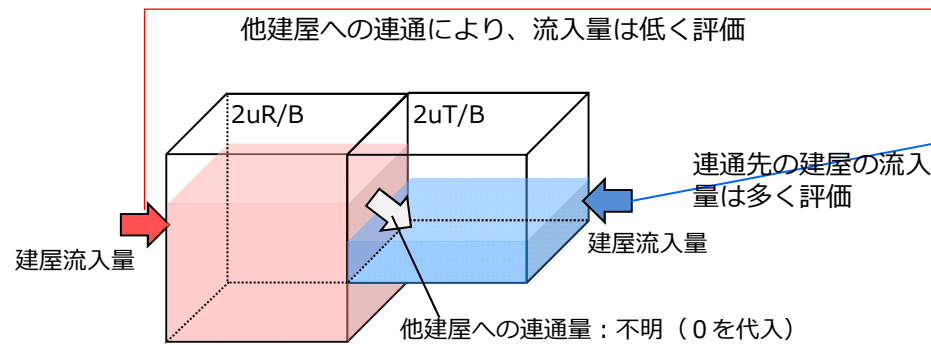
○ : 既知 (流量計や水位計データ)

△ : 概算 (図面、運転実績により算出)

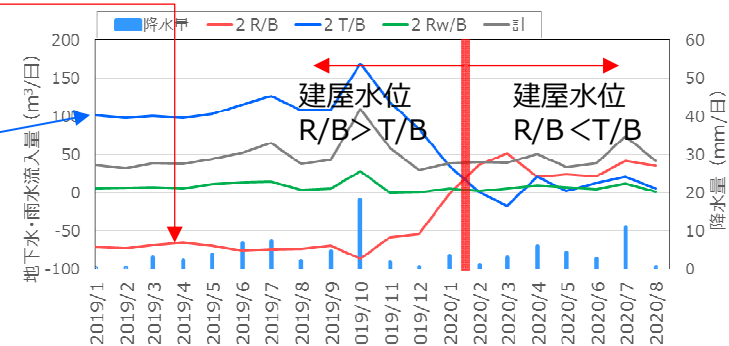
□ : 不明 (流入量評価では0を代入)

- なお、建屋間に水位差があり滞留水が連通している場合、水位の低い建屋の方へ滞留水が流入することになるが、その流入量を建屋流入量と切り分けて評価することが出来ない。その影響により、建屋流入量 (F_{in}) が評価上、マイナス値を示す建屋があるものの、周辺サブドレン水位 > 建屋水位であることから、実態は建屋滞留水は外部へ流出していない。
- 具体的には、2,3号機は2019年頃までT/Bの滞留水移送ポンプを主として水位低下を進めていたこと (R/B水位 > T/B水位) から、R/B滞留水がT/Bに流入し、R/Bの建屋流入量がマイナス評価となっている。2020年頃からはR/Bの滞留水移送ポンプを主として水位低下を進めていることから、T/Bの流入量評価がマイナス評価となっている。

参考：建屋流入量がマイナス評価となるケースについて



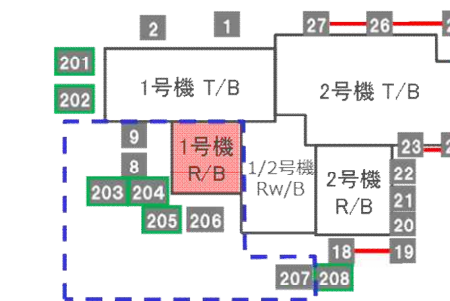
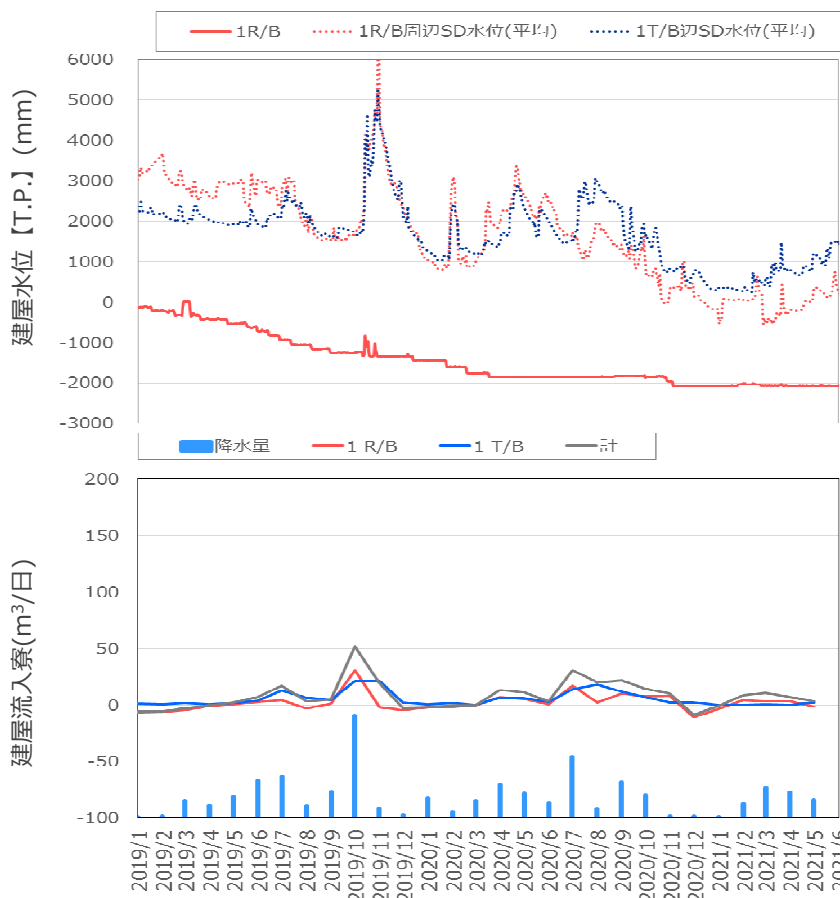
参考：建屋間の水位差がある場合のイメージ



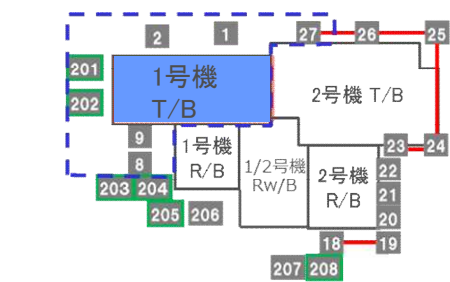
参考：2号機建屋流入量評価

1-2.各建屋への流入量評価： 1号機

- 1号機は全体的に流入量が小さい。
 - 1R/Bは屋根が全面的に破損しているため、降雨時に流入があるが、降雨時以外において流入量はほとんどない。
 - 1T/Bは屋根に破損箇所はないが、降水により周辺地下水位が上昇した期間に流入量が増加する傾向が見られる。



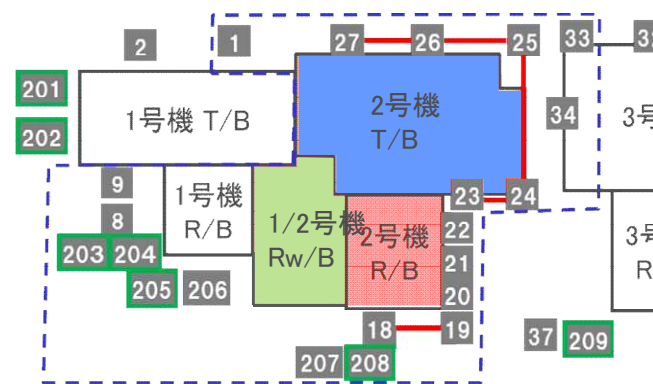
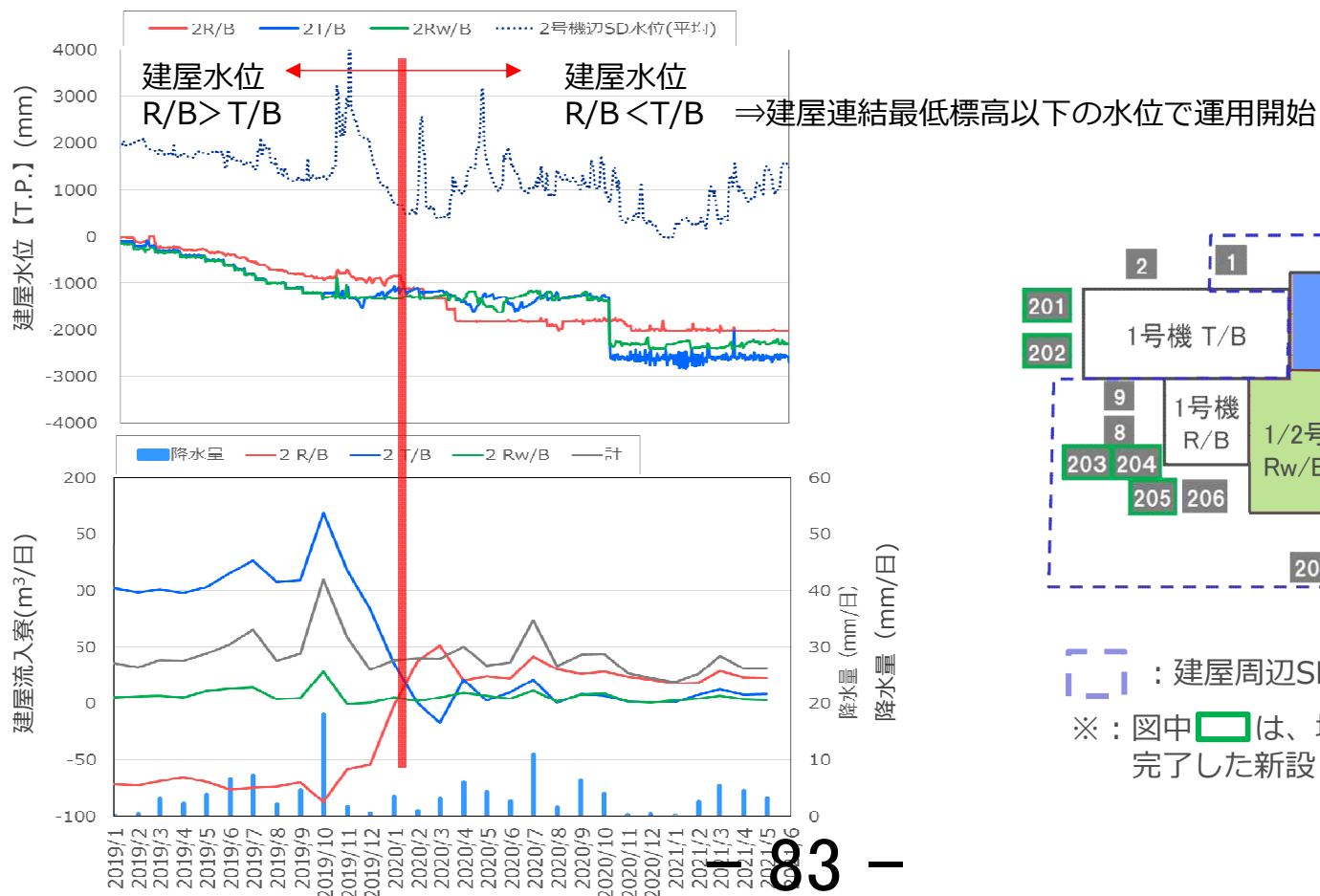
□ : 建屋周辺SD範囲
 ※ : 図中 □ は、増強工事(大口径化)が完了した新設ピット



□ : 建屋周辺SD範囲
 ※ : 図中 □ は、増強工事(大口径化)が完了した新設ピット

1-3.各建屋への流入量評価： 2号機

- 2号機は全体的に建屋流入量が多く、降雨時に増加する傾向が確認されている。
 - R/Bは2020年1月頃から滞留水移送ポンプを主として稼働させ、R/B滞留水はT/B滞留水よりも高い水位から低い水位となっている。これに伴い、R/Bの建屋流入量は、マイナス評価からプラス評価となっている。
 - T/Bは2020年10月より床ドレンサンプに設置した滞留水移送ポンプを稼働させたことで、R/Bへ滞留水が流出している状況ではないが、流入量が少ない状況が継続している。
 - Rw/Bの建屋流入量は隣接する建屋水位に影響されておらず、連通は停滞していると考えられる。流入量は継続して少なく、降雨時に若干の増加が確認される。

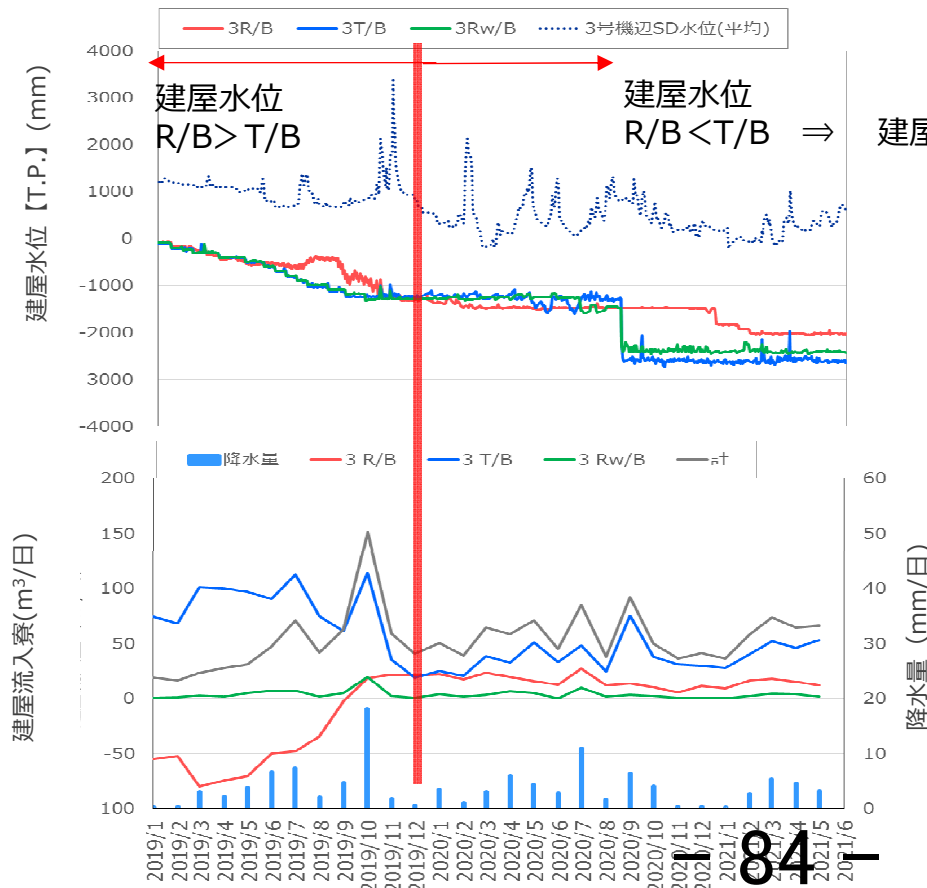


：建屋周辺SD範囲

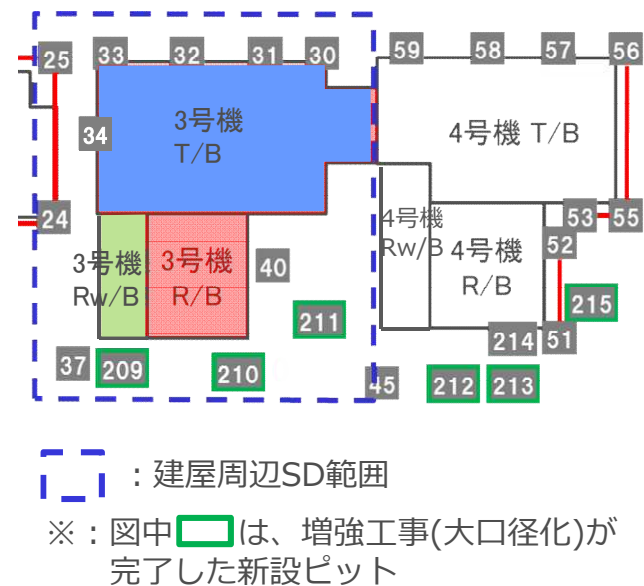
※：图中 は、増強工事(大口径化)が完了した新設ピット

1-4.各建屋への流入量評価： 3号機

- 3号機は全体的に建屋流入量が多く、降雨時に増加する傾向が確認されている。
 - R/Bは2019年1月頃から滞留水移送ポンプを主として稼働させ、R/B滞留水はT/B滞留水よりも高い水位から低い水位となっている。これに伴い、R/Bの建屋流入量は、マイナス評価からプラス評価となっている。
 - T/Bは2020年8月より床ドレンサンプに設置した滞留水移送ポンプを稼働させたことで、R/Bへ滞留水が流出している状況ではなく建屋流入量の評価が可能となった。計測開始以降、比較的流入量が多い傾向が確認されており、主たる地下水等の流入箇所があると想定。なお、2020年8月より屋根補修を実施しており、降雨時の一時的な増加量は減少傾向にあると想定されるが、2021年2月以降降雨後の流入量の増加傾向が確認されている。
 - Rw/Bは2号機同様、隣接建屋との連通は停滞していると考えられ、流入量は継続して少ない状況にある。

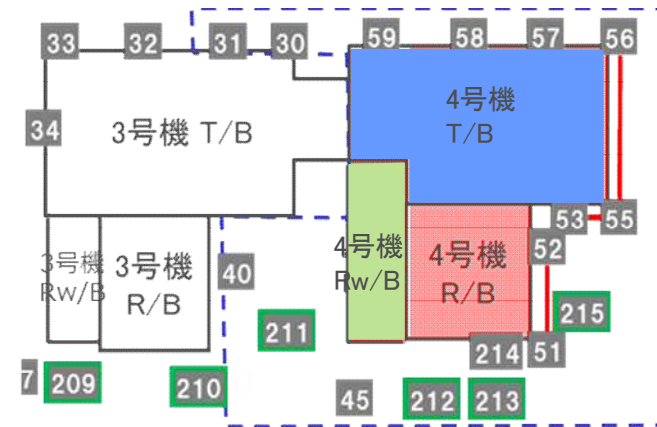
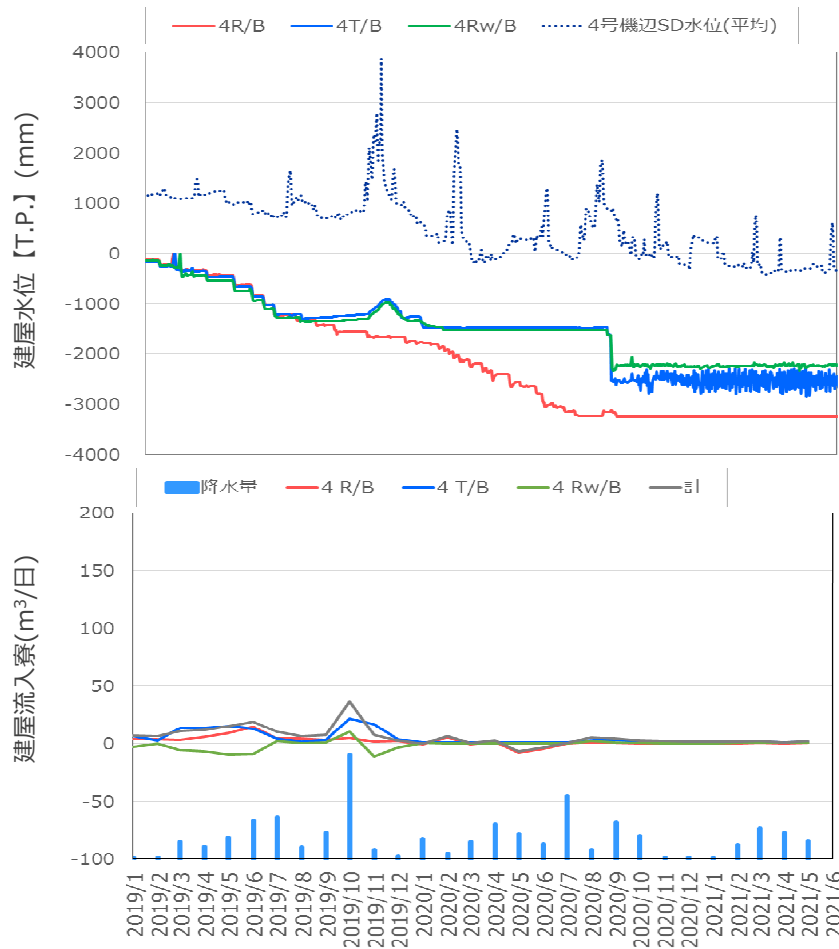


建屋連結最低標高以下の水位で運用開始



1-5.各建屋への流入量評価： 4号機

- 4号機は全体的に建屋流入量が小さい。
 - R/B、T/B、Rw/Bの地下水等流入量は少ない状況が継続して推移している。



- : 建屋周辺SD範囲
- : 増強工事(大口径化)が完了した新設ピット

【参考資料2】 3号機各建屋分析データ

2-1. 3号機各建屋の水位計、SD配置、及び屋根雨水排水箇所



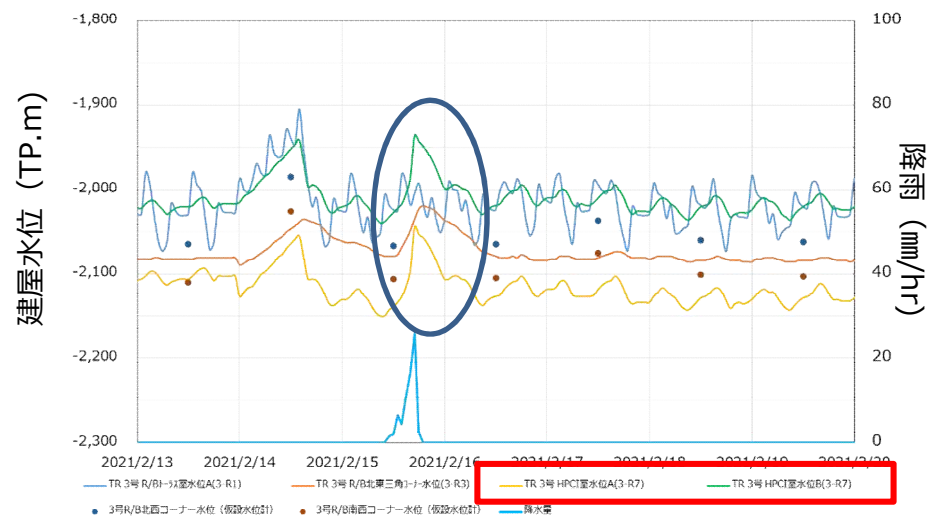
2-2. 3号機R/B降雨時挙動、3号機R/B降雨時水位トレンド

- 3号機R/Bの水位トレンドより、降雨時の流入箇所としてHPCI室が主であると推定。

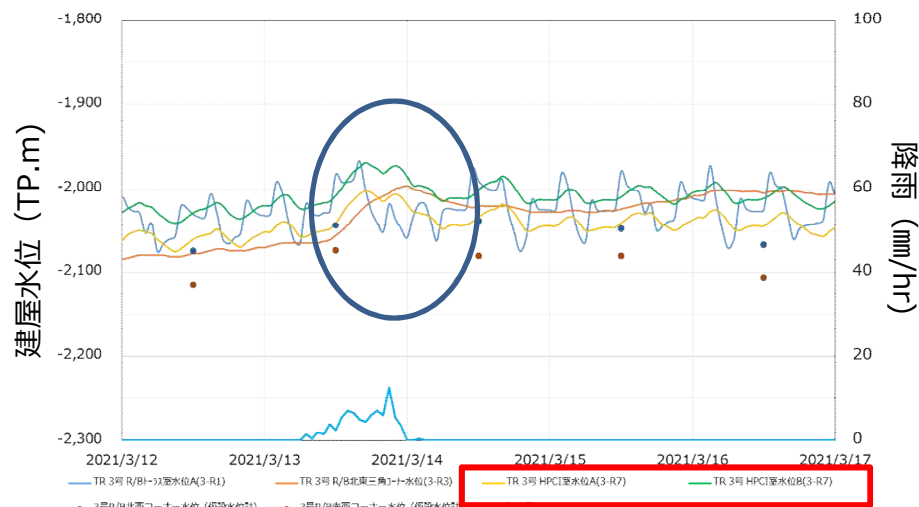
⇒下記の降雨時（赤点線で囲んだ箇所）にHPCI室の水位が大きく上昇。

トラス室の水位は大きな変動なし。

HPCI室（黄色・緑）の水位上昇
⇒R/B三角コーナ（赤）水位上昇



HPCI室（黄色、緑）の水位上昇
⇒R/B三角コーナ（赤）水位上昇

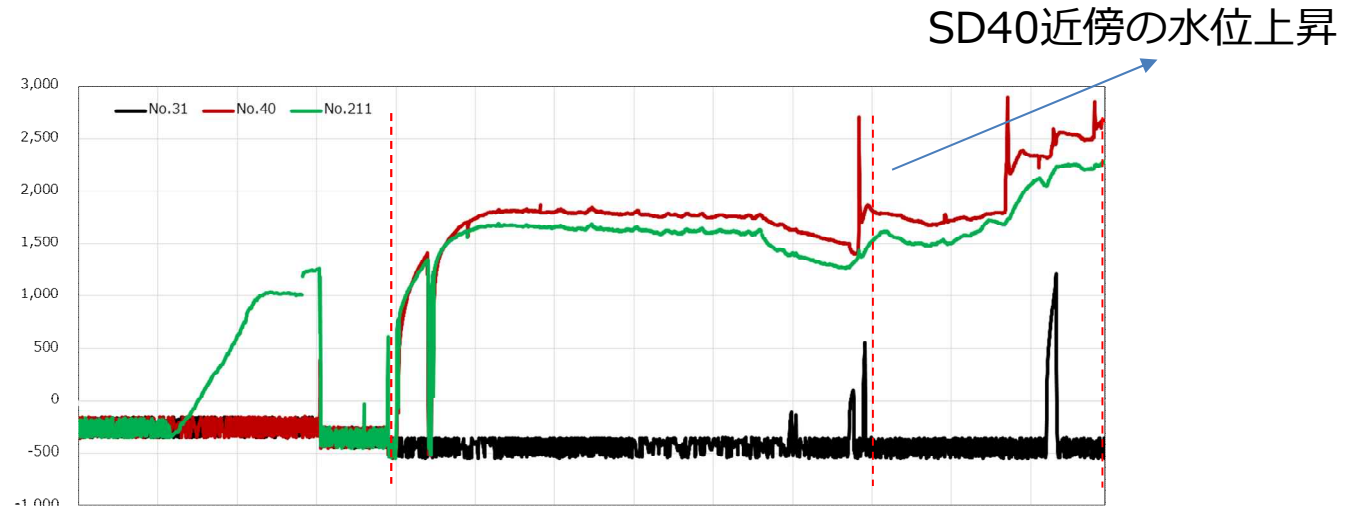


2-3. 3号機T/B降雨後の流入：2021年2月以降の3号機の流入量上昇

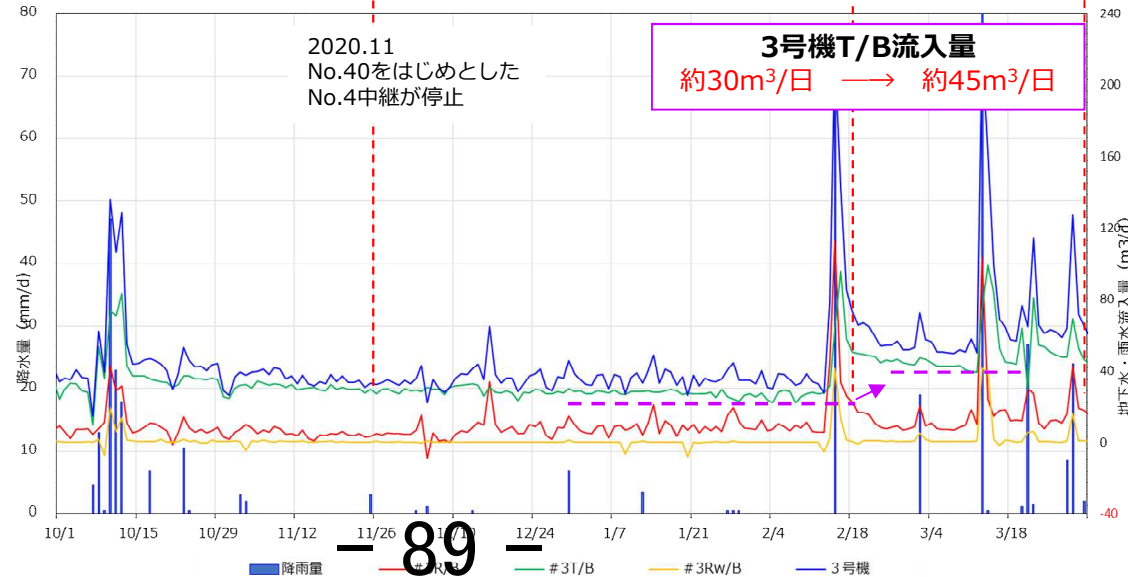
2021年2月以降に3号機T/B建屋への流入の増加を確認

- 2月中旬から降雨が継続し、SD40等の周辺水位が更に上昇しており、この影響で流入が増加している可能性が考えられる。

○3号機周辺 SD



○建屋流入量&降水量



2-4. 3号機T/B降雨後の流入：SD No.40 の油回収対応工程表

- ▶ ピット内の油回収後、約2週間程度で表面に油が確認される状況が継続している。油の性状は当初（黒いもの）と異なり、薄い茶褐色で降雨による水位変動による井戸側壁の油分と想定。
- ▶ 継続的な表層の油回収は必要だが、現時点の水位では高濃度の油分が井戸に供給している状態ではないため、汲み上げの継続は可能として、試験汲み上げを実施する。



	2021.4	2021.5	2021.6	2021.7	2021.8	2021.9
ピット油回収 (経過観察含)	[Solid bar]					
ポンプ復旧 試験くみ上げ				[Vertical bars]	[Solid bar]	
汲み上げ (中継タンク)						[Dashed bar]

汲み上げ水の油が許容濃度
(排水基準は 1 ppm、
許容濃度は別途検討)

福島第一原子力発電所 3号機原子炉建屋内調査結果について（案）

2021年6月28日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

【1～3号機原子炉建屋の長期健全性評価について】

- 1～3号機原子炉建屋については、損傷状況を反映した耐震安全性評価を行い、基準地震動Ssに対して十分な耐震安全性を有していることを確認している。
- 一方、デブリ取り出し完了までの長期にわたって建屋健全性を確認していく必要があるため、耐震安全性評価で考慮している耐震壁等の耐震要素について、経年劣化や地震時の追加損傷等の有無を確認し、必要に応じて耐震安全性評価モデルに反映していく。

【今回調査の目的】

3号機について、耐震安全性評価で考慮している耐震部材（シェル壁，プール壁，耐震壁）の今後の外観点検計画の立案のため，下記の調査を行う。

- 耐震部材周辺の状況調査（現状確認，外観点検が可能な箇所を選定用）
- アクセスルートの状況調査（ロボット・ドローンによる調査計画検討用）

【調査対象】

3号機原子炉建屋

2階：耐震壁(プール下部の東面)周辺，シェル壁周辺

3階：プール壁(西面)周辺，南東階段周辺(ドローン等のアクセスルート)

- 実施日時：2021年5月25日（火）11:23～11:47
- 調査箇所：3号機原子炉建屋 2階および3階の調査（R α zone）
- 調査概要

【2階調査】

調査経路：2階南東階段～東側通路～北側シエル壁

調査方法：ウェアラブル型3Dスキャン装置（360°写真，点群データ取得）
360度カメラ（360°動画）

調査時間：9分程度（行き2分，調査5分，帰り2分）実績 9分

調査体制：3名（撮影，照明，線量測定）

計画線量：5.0mSv（APD設定値：4.0mSv）

【3階調査】

調査経路：3階南東階段周辺～西側プール壁周辺

調査方法：360度カメラ（360°動画）

調査時間：10分程度（行き4分，調査3分，帰り3分）実績 9分

調査体制：2名（撮影兼照明，線量測定）

計画線量：2.5mSv（APD設定値：2.0mSv）

実績総線量 7.16mSv（5名の合計）個人最大1.87mSv

2階調査結果

- 概ね計画通りのルートでアクセス可能であることが確認できた。
- 北側一部はガレキにより通行不可であったが、ルートを変更すればアクセス可能と判断した。
- シェル壁，プール下部耐震壁について，定点確認していく候補箇所を選定できた。
- 一部箇所で塗装の剥がれやひび割れが確認されたが，耐震性能の低下につながるような損傷，経年劣化の兆候（表面コンクリートの剥落や錆汁等）は確認されなかった。



写真2D: シェル壁北面と北側床上瓦礫の状況



写真2C: シェル壁北東面

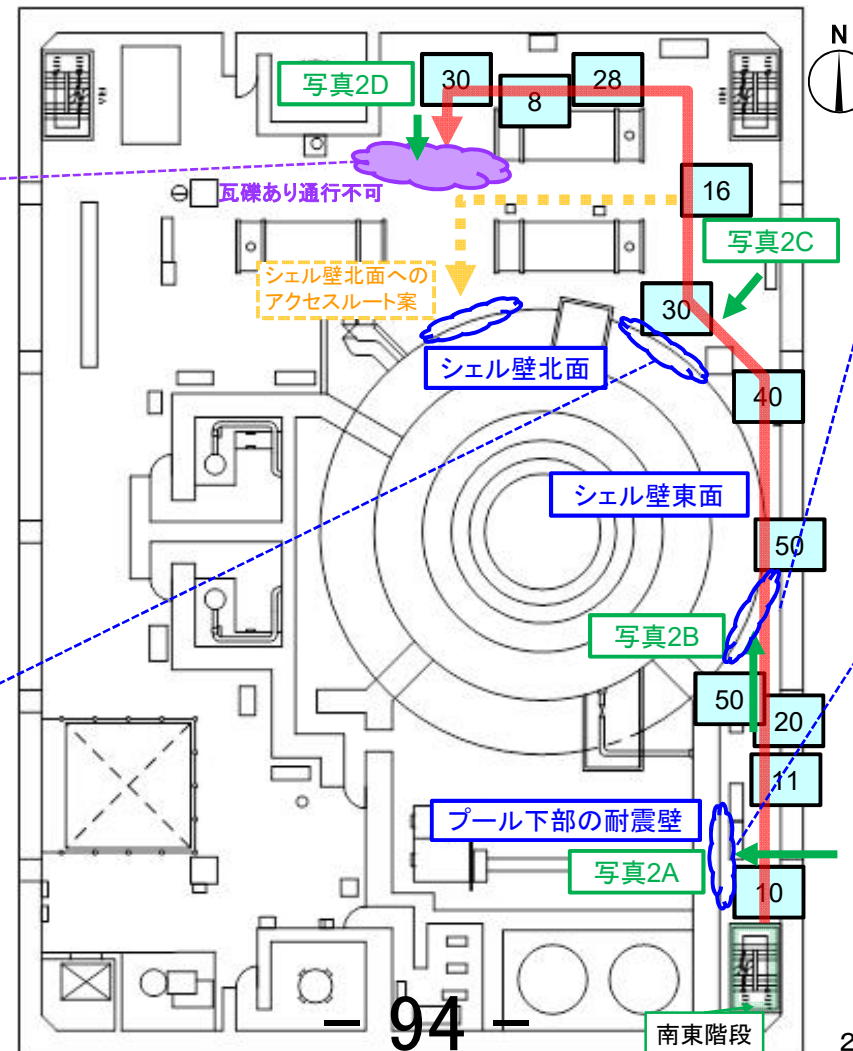


写真2B: シェル壁南東面



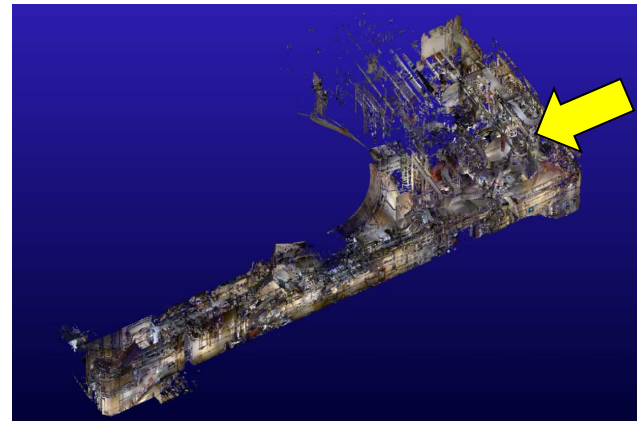
写真2A: プール下部の耐震壁

2階調査結果 点群データの取得

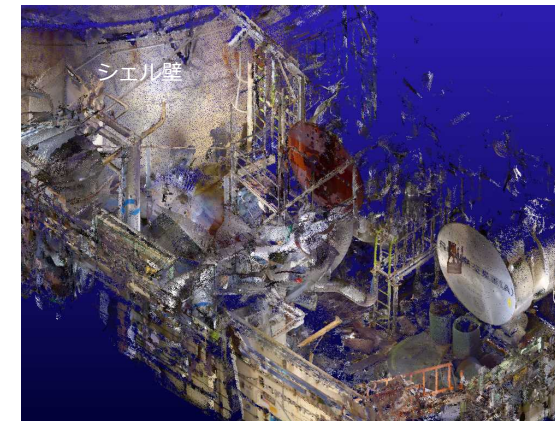
- ウェアラブル型3Dスキャン装置により、点群データ[※]の取得に成功、建屋内の状況を3Dデジタル化することができた。
- 点群データから通路幅や高さ等の寸法を把握でき、ロボットやドローンによる無人化検討に非常に有効であることがわかった。
- 今後も継続的に点群データを取得することで、前回からの変化した場所を漏れが無くかつ簡便に把握することも出来ると考えられる。引き続きデータの活用方法を検討していく。



照明とウェアラブル型3Dスキャン装置
(4号機におけるモックアップの様子)



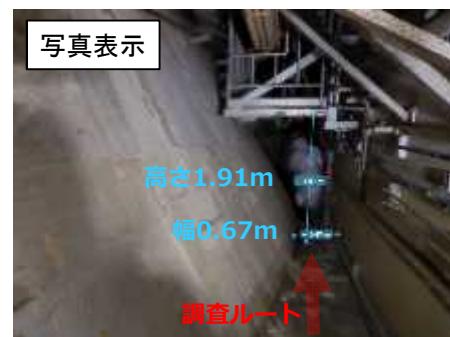
点群データの俯瞰
(2階部分抜粋)



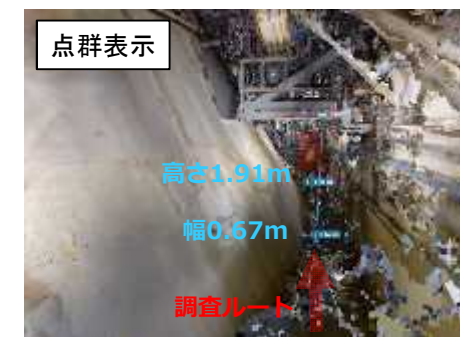
北東部を拡大した例



ウェアラブル型3Dスキャン装置



写真表示
シェル壁南側狭隘部(360度写真)



点群表示
シェル壁南側狭隘部(点群)

※点群データとは、3次元座標(X,Y,Z)と色(RGB値)のデータを持っている点のデータの集合。ウェアラブル型3Dスキャン装置を用いることで、短時間で広範囲の点群データが取得可能で、今回の計測では約1900万個の点を取得した。

3階調査結果

- 計画通りのルートでアクセス可能であることが確認できた。
- プール壁について、定点確認していく候補箇所を選定できた。
- 2階と同様、耐震性に影響する損傷や経年劣化の兆候は確認されなかった。



写真3C: プール壁とハッチ開口の間



写真3B: プール壁の南西部

- 空間当量線量率(mSv/h)
※6/8ホームページ公開記録の抜粋
- ← 調査ルート
- 撮影方向
- 定点確認候補箇所

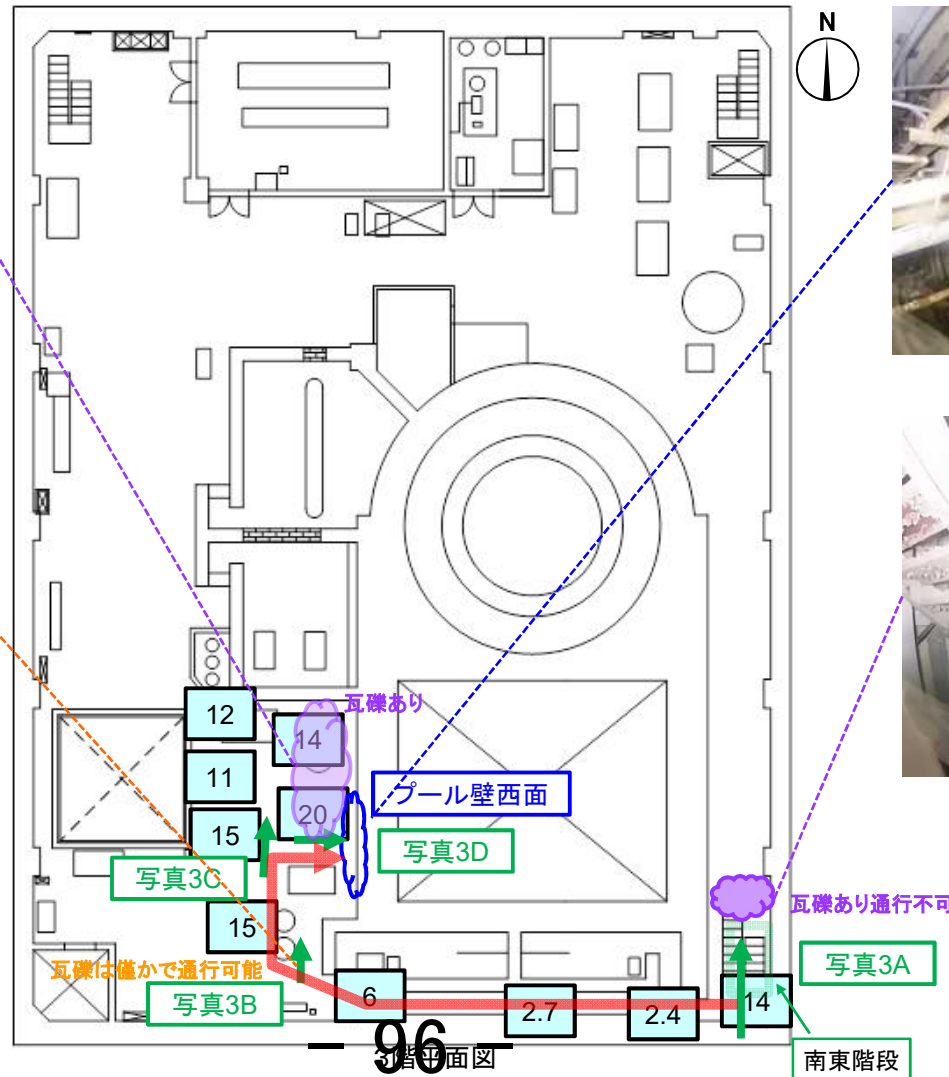


写真3D: プール壁西面



写真3A: 南東階段周辺

- 概ね計画通りのルートでアクセスが可能であることが確認できた。
- 定点確認していく耐震部材の候補箇所も選定することができた。
- 2階については建屋内の3次元デジタル化に成功、寸法の把握によるルート詳細検討や、経年変化の把握に有効であることがわかった。
- 今回の調査結果を活用し、ロボット・ドローンによる無人化調査の検討を実施していく。
- 1, 2号機については、今秋を目途に調査を実施予定。

1F規則第18条第10号判断について(案)
(物揚場排水路PSFモニタ放射能高警報発生事象)

2021年6月28日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

報告の概要

1. 事象と報告の概要

事象の経緯 (既報の内容)

- 3/2 物揚場排水路PSFモニタ高警報発報
 - ・ サンプルングにより全β放射能濃度 890 Bq/Lを確認
⇒ゲート閉止(3/9ゲート開)
- 3/22 原因調査の結果、瓦礫等の一時保管エリアW(研修棟北側)[以下、一時保管エリアWとする]に高濃度にβ汚染された堆積物を確認
 - ・ 3/24 堆積物を回収
 - ・ 3/24 一時保管エリア地表面の養生
 - ・ 以後、堆積物に由来する排水中放射能濃度の上昇はない
- 3/25 1F規則第18条第11号「核燃料物質等が管理区域内で漏えいしたとき」に該当すると判断
 - ・ 4/19 汚染の程度が高い箇所の再舗装・塗装を完了

今回報告の概要

- 一時保管エリアWで回収した堆積物の調査を実施した。同エリアに保管されていた瓦礫類収納容器[以下、コンテナとする]の内容物であると同定
- 流出源と確認されたコンテナ底部に溜まっていた高分子吸収材を含む水[以下、残水とする]が排水路から1F港湾に到達と判断
 - ・ 5/20 1F規則第18条第10号「核燃料物質等が管理区域外で漏えいしたとき」に該当すると判断
- 今後の一時保管エリア・廃棄物容器の調査について

2. 環境への影響評価

<本事象による環境への影響評価>

- 港湾へ流出した放射エネルギーを保守的（※1）に評価（2021年1月1日～3月31日）した結果、Sr-90として1.6E9（16億）Bqであった。
 - フォールアウトと評価している2020年1月1日～12月31日の物揚場排水路から排水された全β放射エネルギーは2.3E9（23億）Bq（フォールアウトのCs-137を含む）
 - 排水路流量及びPSFモニタ値、サンプリング測定値を用いて算出した
- 排水の3カ月（※2）平均濃度（2021年1月1日～3月31日）を評価した結果、仮に法令に基づく排水の濃度限度（3カ月平均濃度）と比較すると、Sr-90は告示濃度（※3）30Bq/Lに対し25Bq/Lであることを確認した。
- 港湾内の海水の放射能濃度は、通常の変動範囲内（※4）であることから、環境への影響はないものと評価している。
- 堆積物の除去・一時保管エリア地表面の養生後は、物揚場排水路における全β放射能濃度に、有意な上昇は確認されていない。

（※1）3月1日以前に漏えいがなかったと考えているが1月1日からのモニタ変動を放出量として全て積算していること、降雨の無い時期の流出量、すなわちフォールアウト由来の放射性物質も全て放出量として積算に含めていること

（※2）東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示で定められている評価期間

（※3）東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示

（※4）物揚場前地点（物揚場排水路排水口に最も近い採取点）、港湾内北側地点、港湾口の各モニタリング地点

一時保管エリアWに保管していたコンテナの内部及び堆積物等調査と
一時保管エリアWにおける対策について

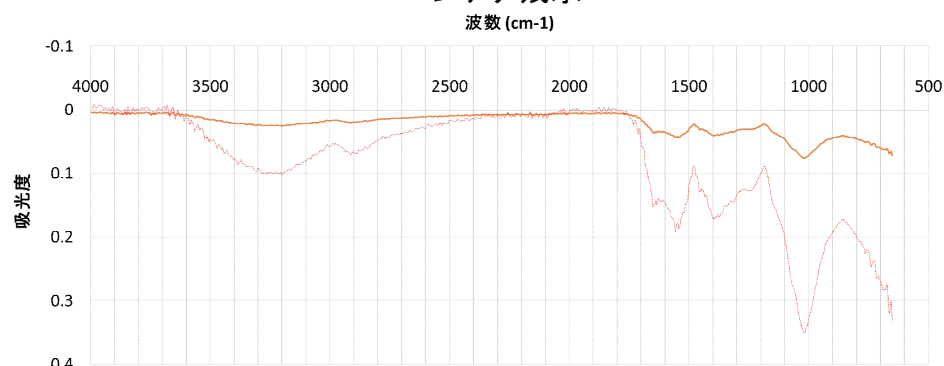
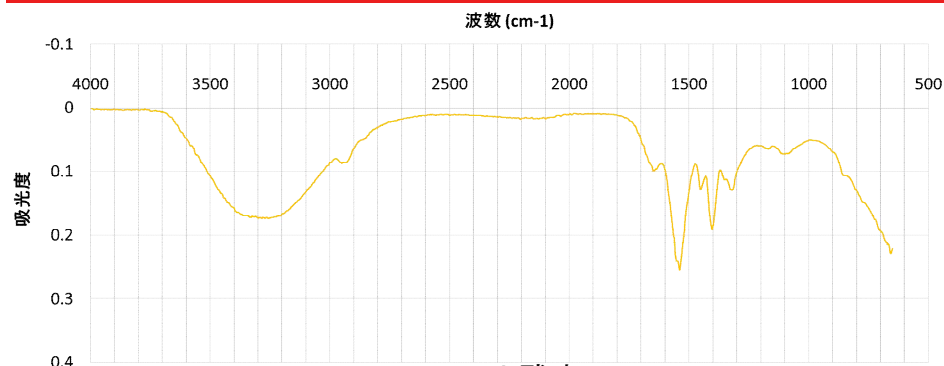
1. コンテナ内容物調査の目的と内容について

- 3/24 一時保管エリアWからゲル状の堆積物を回収
 - 高濃度のβ汚染を確認
- 1/25~3/2に一時保管エリアWから移動したコンテナの1個に著しい腐食
 - コンテナ内に水の滞留(残水の存在)を確認
 - 目視では他のコンテナに著しい腐食・貫通部は見られなかった
- 回収した堆積物と当該コンテナ内容物の関連性を調査した

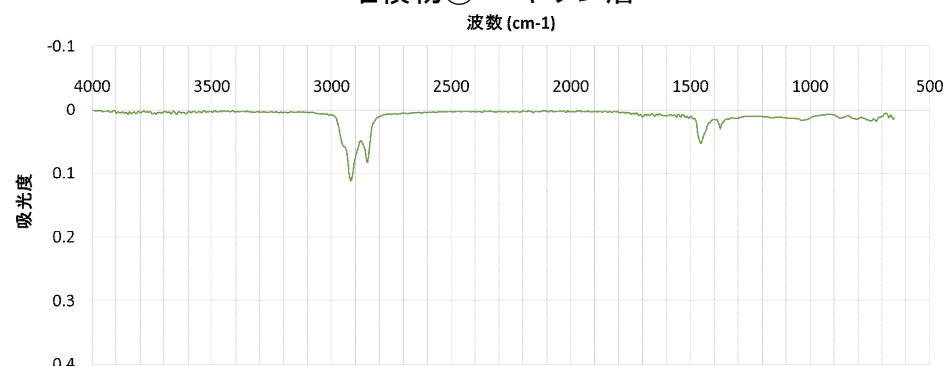
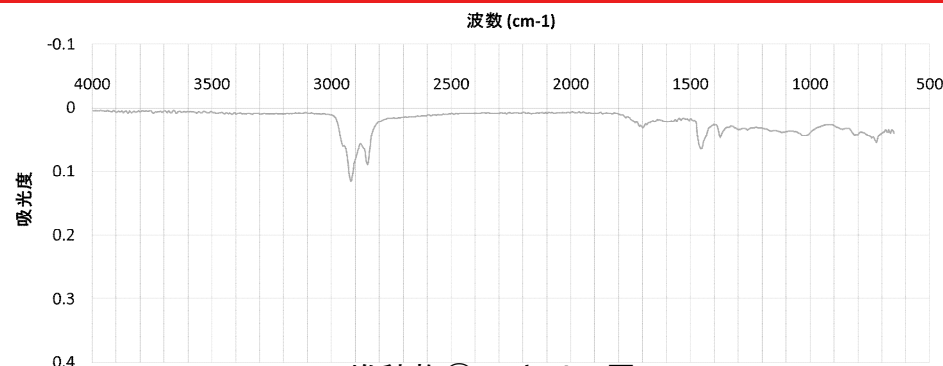
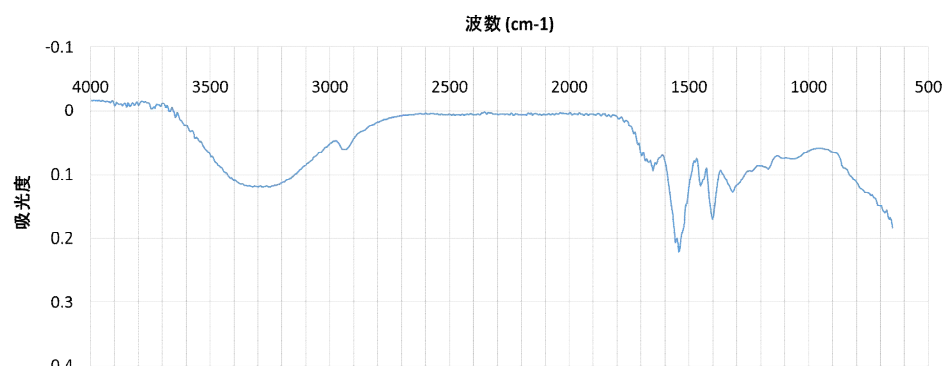


- 汚染源の確認・物質の同定のため以下の調査を実施
 - 赤外線分光分析法[以下、IR分析]による分子構造の推定
 - 放射能濃度測定
 - Na濃度
 - シリカ(SiO_2)濃度
 - TOC (溶存有機炭素, Total Organic Carbon)測定

2-1. IR分析結果



*: 測定されたスペクトルと5倍に強調したスペクトル



コンテナ残水、堆積物④水層、高分子吸収材標品のスペクトルは概ね一致

- 堆積物④水層の1000cm⁻¹付近のピークは劣化によると判断
- 3300cm⁻¹付近のピーク強度はNaイオン濃度差によると推定
- 堆積物④ヘキサン層はアスファルトと一致
 - アスファルト舗装上に堆積していたため舗装材を巻き込んでいたと推定

2-2. 堆積物等の調査結果

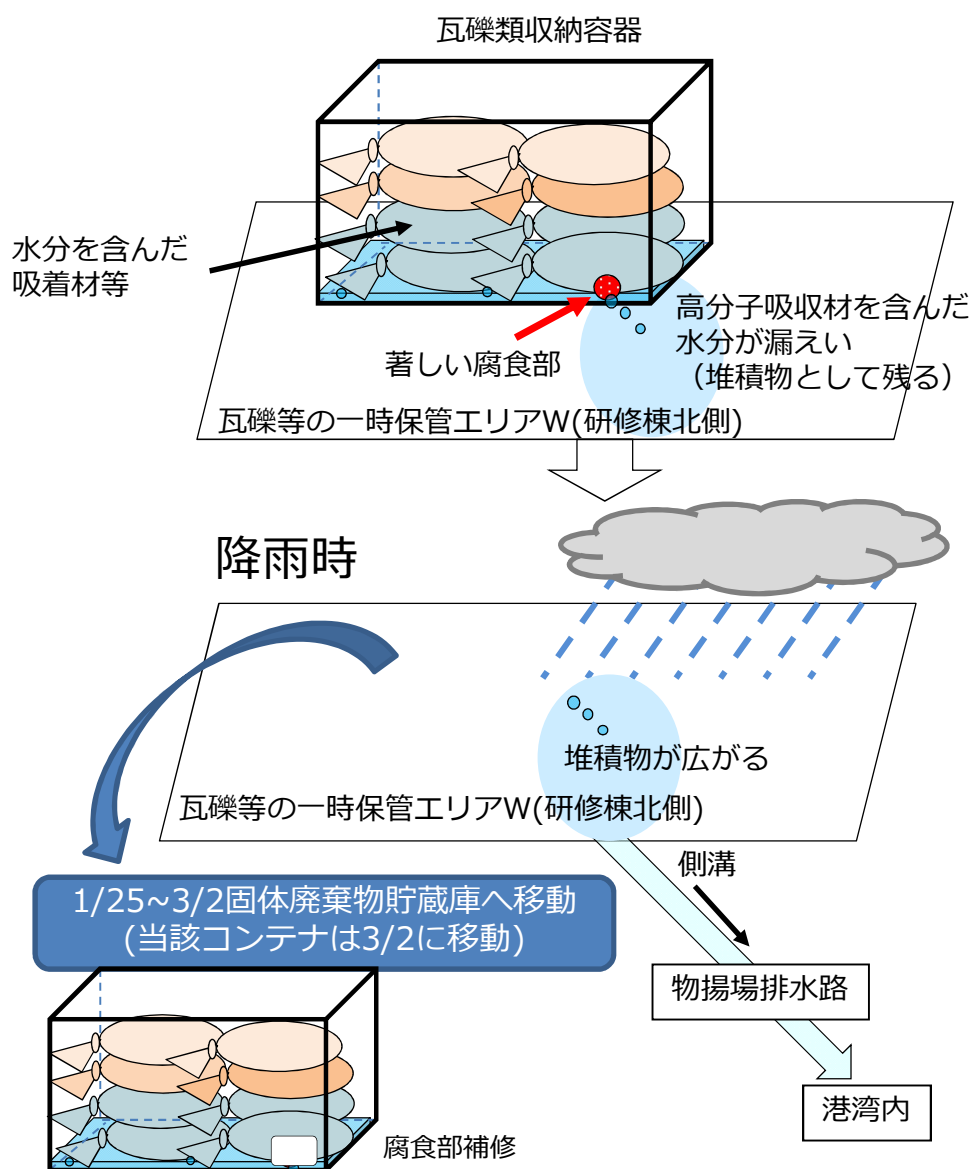
- ✓ 堆積物、コンテナ残水ともに、Cs-137に比べSr-90が有意に高い
- ✓ 堆積物およびコンテナ残水ともに、NaおよびTOCを含む
 - ⇒有機物の可能性高
 - ⇒水ガラスの場合よりSiO₂/Naが小さい
 - 高分子吸収材の場合もNaを含む(ポリアクリル酸のNa塩)
 - Naは海塩由来の可能性もある
- IR分析結果と併せて堆積物はコンテナ内に存在した高分子吸収材由来と判断した

○放射能及び化学性状の測定結果

	Cs-134 (Bq/kg)	Cs-137 (Bq/kg)	全β (Bq/kg)	Sr-90 (Bq/kg)	Na (mg/kg)	SiO ₂ (mg/kg)	TOC (mg/kg)
堆積物①	2.9E+4	9.0E+5	2.3E+8	2.1E+7	9,400	210	29,000
堆積物②	2.1E+4	4.9E+5	2.4E+7	4.4E+6	1,900	240	5,800
堆積物③	2.7E+4	5.8E+5	6.4E+6	3.8E+6	590	57	3,000
堆積物④	8.2E+4	1.9E+6	4.7E+7	2.1E+7	1,400	170	4,900

	Cs-134 (Bq/L)	Cs-137 (Bq/L)	全β (Bq/L)	Sr-90 (Bq/L)	Na (mg/L)	SiO ₂ (mg/L)	TOC (mg/L)
コンテナ残水	3.1E+3	8.9E+4	2.6E+7	1.4E+7	7,500	11	13,000

3. 物揚場排水路PSFモニタ放射能高警報を発生させた原因（推定）



1/25~3/2固体廃棄物貯蔵庫へ移動
(当該コンテナは3/2に移動)

一部に著しい腐食のあった容器1基について腐食部補修を実施
その他の容器については貫通部及び漏えい痕がないことを目視確認した

水分を含んだ吸水シート等を収納したビニール袋を積み重ねており、その重みにより、下部のビニール袋の結び目から高分子吸収材を含んだ水分が容器内に染み出す

染み出した水分により容器内面の下部が腐食

容器下部の一部著しい腐食部から放射性物質を含む水分が容器外部へ漏えい

容器を固体廃棄物貯蔵庫へ移動。漏えいした水分が堆積物としてエリアに残る

降雨時に堆積物に含まれる放射性物質がエリアに広がり、側溝へ流れ込む

側溝を経由し、物揚場排水路に到達

物揚場排水路PSFモニタ放射能高警報発生

港湾内へ漏えい

4. 測定のまとめと法令判断

- ▶ 一時保管エリアWから回収した堆積物が、同エリアに保管されていたコンテナ内容物に由来すると同定した
 - 赤外線分光分析結果が概ね一致
 - 放射能濃度測定の結果Sr-90濃度がCs-137に比べ有意に高かった
 - なお標品との比較により高分子吸収材(ポリアクリル酸ナトリウム)と同定



- ▶ 以下の事由をもって
東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則第18条第10号「核燃料物質等が管理区域外で漏えいしたとき」に該当すると判断した
 - 一時保管エリアWの堆積物除去・養生実施後、排水路の排水中全β放射能濃度に有意な上昇が見られていないこと
 - 堆積物がフォールアウトではなく、コンテナの残水が腐食した容器底部から漏えいし、地表面に堆積物として形成されたと評価したこと
 - 3月2日PSFモニタ高警報が発生した原因は、一部に著しい腐食のあるコンテナに溜まっていた高分子吸収材を含む水が、一時保管エリアWに漏えいし、降雨時に雨水とともに当該一時保管エリアから流出し、排水路に到達したためと推定

5-1. 本事象への対策

①漏えい箇所における汚染の除去

- 堆積物を確認し、70 μ m線量当量率が高い箇所について、アスファルト舗装をはぎ取り、再舗装を実施
- 再舗装箇所に対し、放射性物質飛散及び流出を防止するための塗装作業を実施



堆積物除去・除染材塗布後（3月24日）



養生後（3月24日）
（70 μ m線量当量率が高い箇所）



アスファルト舗装はぎ取り（4月15日）
（70 μ m線量当量率が高い箇所）



アスファルト再舗装(4月15日)・塗装(4月16,19日)
【4/20撮影】

5-2. 本事象への対策(2)

②物揚場排水路における放射能モニタリングの強化

- 汚染水（ β 核種のSr-90が主要核種）の漏えい検知の強化のため、物揚場排水路に $\beta\gamma$ 弁別型PSFモニタを新たに導入（5月21日から運用を開始した。引き続き傾向監視を行う）

従前のP S Fモニタは β 核種からの放射線と γ 核種からの放射線が区別できなかったため、汚染水漏えい事象(主に β 核種)とフォールアウトの流入（Cs-137等 $\beta+\gamma$ 核種）を区別できなかった



弁別型P S Fは β 核種からの放射線と γ 核種からの放射線を区別できるため、より精度よく汚染水漏えい事象を検知できる

5-3. 本事象への対策(3)

③瓦礫類収納容器からの放射性物質漏えいに関する点検強化

- バウンダリ機能（容器、シート養生）が必要※な瓦礫類収納容器(5,338基)の外観目視点検の実施（2021年4月15日～2021年6月）：6/25時点 3,339基完了
- 内容物の把握に時間を要する、もしくは困難な状況にある瓦礫類収納容器(4,011基)の内容物確認（水分有無を確認含む）の実施（2021年7月～10月）
- 瓦礫類収納容器の一時保管を申請する際、収納物に水分を含んでいないことを確認するため、収納物の写真を添付して申請する運用に変更(新規)
- バウンダリ機能（容器、シート養生）が必要※な容器を保管している一時保管エリアのモニタリングの強化
 <瓦礫類収納容器の外観目視点検中のモニタリング強化（新規）>
 容器から放射性物質が漏えいしていないことを確認するため、一時保管エリアの排水経路となっている側溝や溜枳直近の線量当量率（70 μ m, 1cm）を1回/日（日曜日除く）定点測定し、有意な変動が無いことを確認する
 <一時保管エリアのモニタリング>
 ・エリア巡視及び空間線量率測定：1回/週、空气中放射性物質濃度測定：1回/3ヵ月（継続）
 ・念のため、容器を移動した都度、移動前に定置していた地表面の線量当量率（70 μ m, 1cm）を測定し、容器からの漏えいが無いことを確認する（新規）
 <雨水排水のモニタリング（継続）>
 一時保管エリアの雨水排水経路である陳場沢川（1回/1ヵ月）、物揚場排水路（連続）のモニタリング

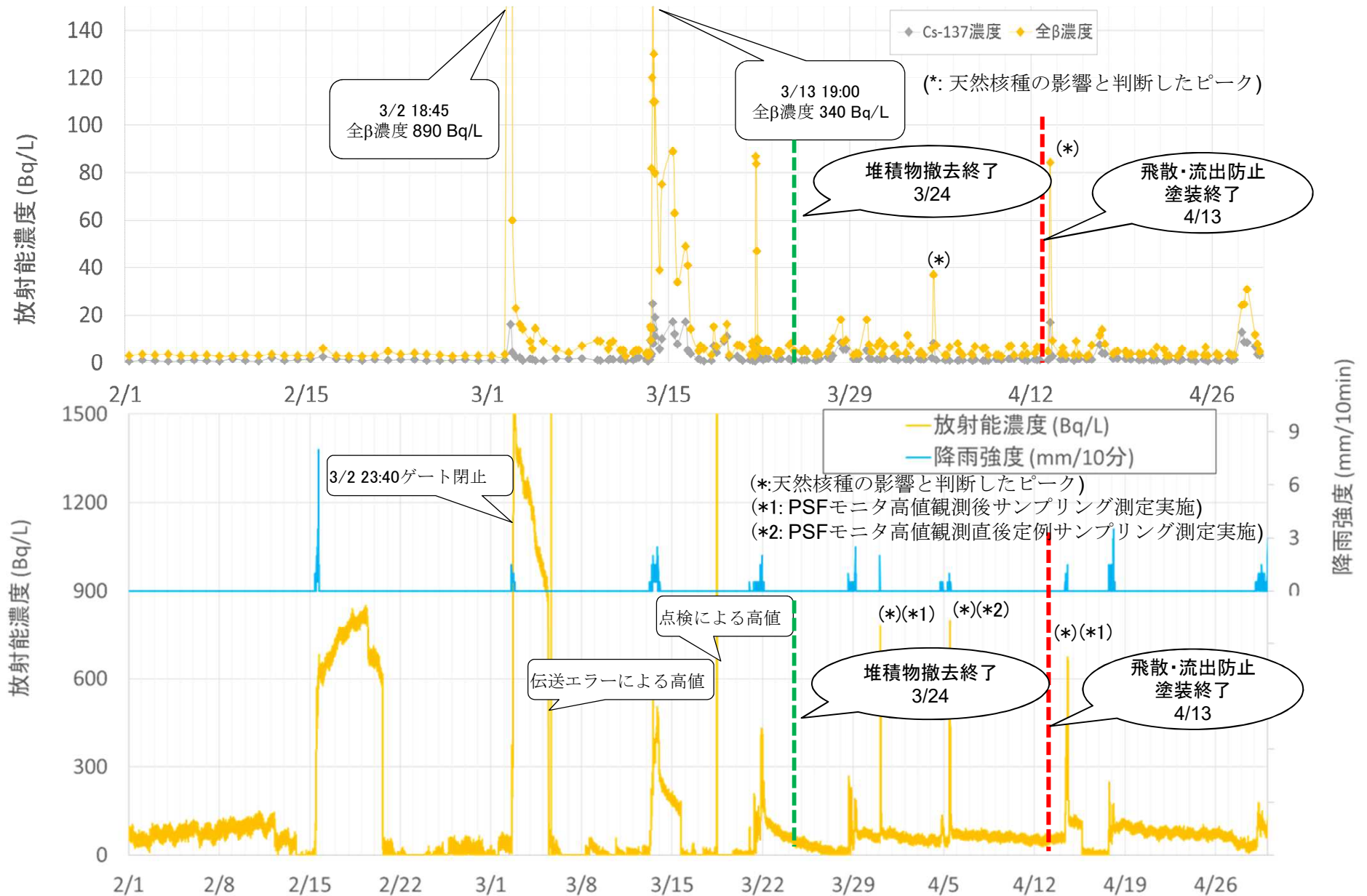
※飛散抑制（対象：表面線量率（ γ ）で0.1mSv/h以上の瓦礫類の他、表面線量率（ β ）が0.01mSv/h以上の瓦礫類）

作業スケジュール

	2021年						
	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月
外観目視点検	①	■					
内容物確認			②	■			

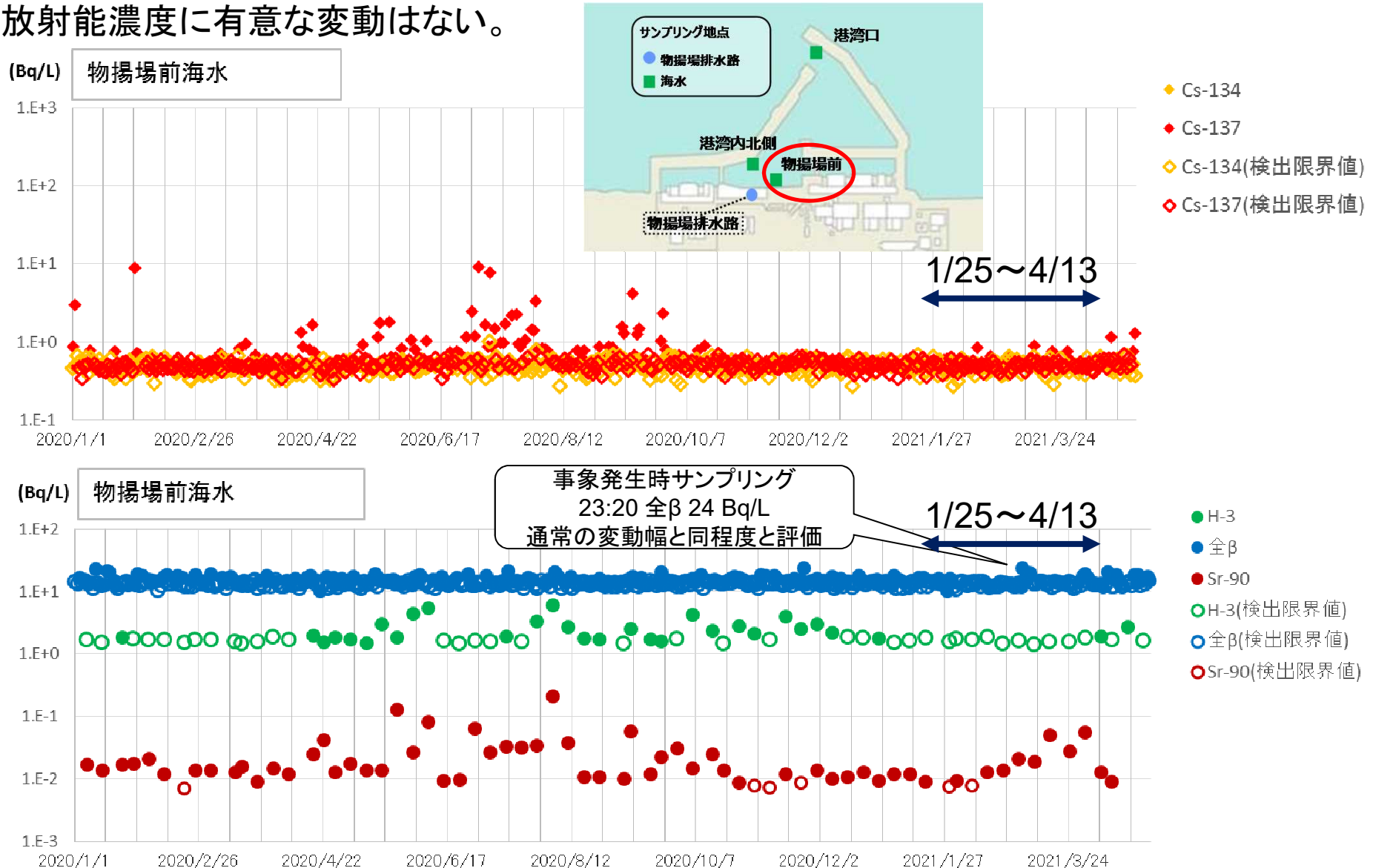
※作業スケジュールは天候の影響により変更の可能性あり。

【参考1】 PSFモニタ及びサンプリング測定結果トレンド

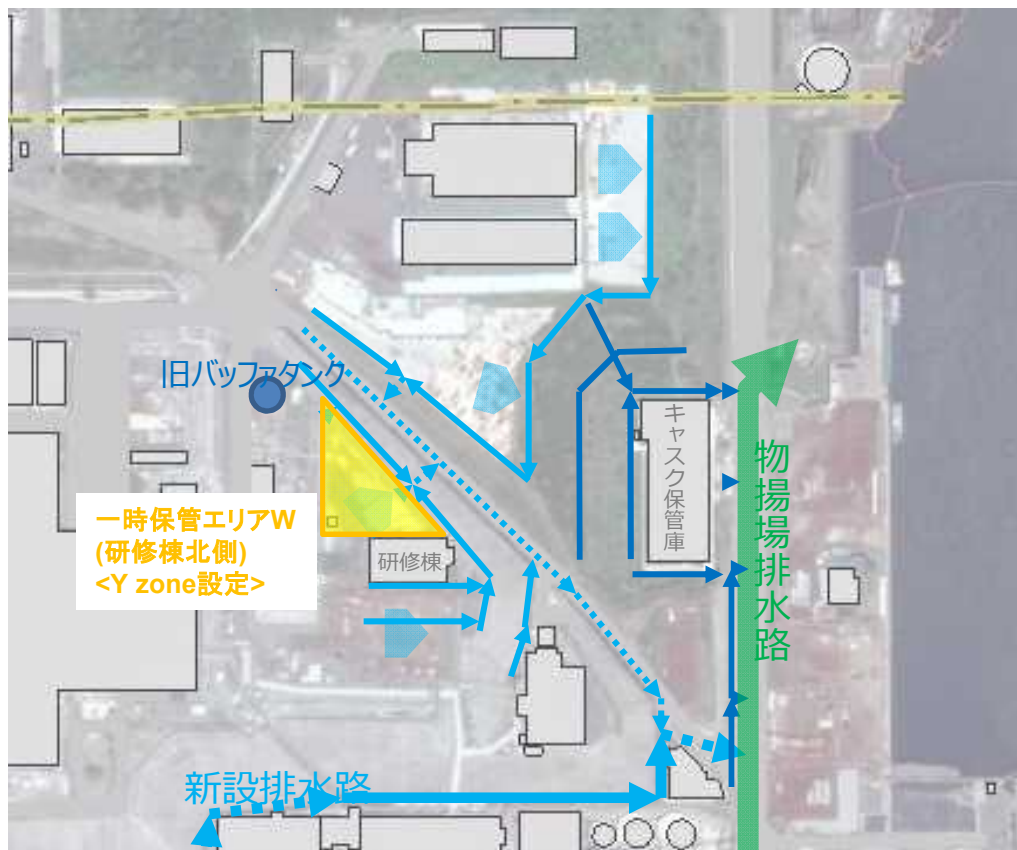


【参考2】 漏えい事象発生時の海水モニタリング状況

2021年1/25～4/13の間において、物揚場排水路排水口に一番近い物揚場前地点の海水中放射能濃度に有意な変動はない。



【参考3】 瓦礫等の一時保管エリアW(研修棟北側)に保管していた収納容器の状況



瓦礫等の一時保管エリアW(研修棟北側)と物揚場排水路の位置関係



収納袋を取り出す前の収納容器内の状況



容器内面・補修箇所の状況

瓦礫類収納容器底部に腐食を確認

【参考4】可能性が考えられた物質と分析上の特徴

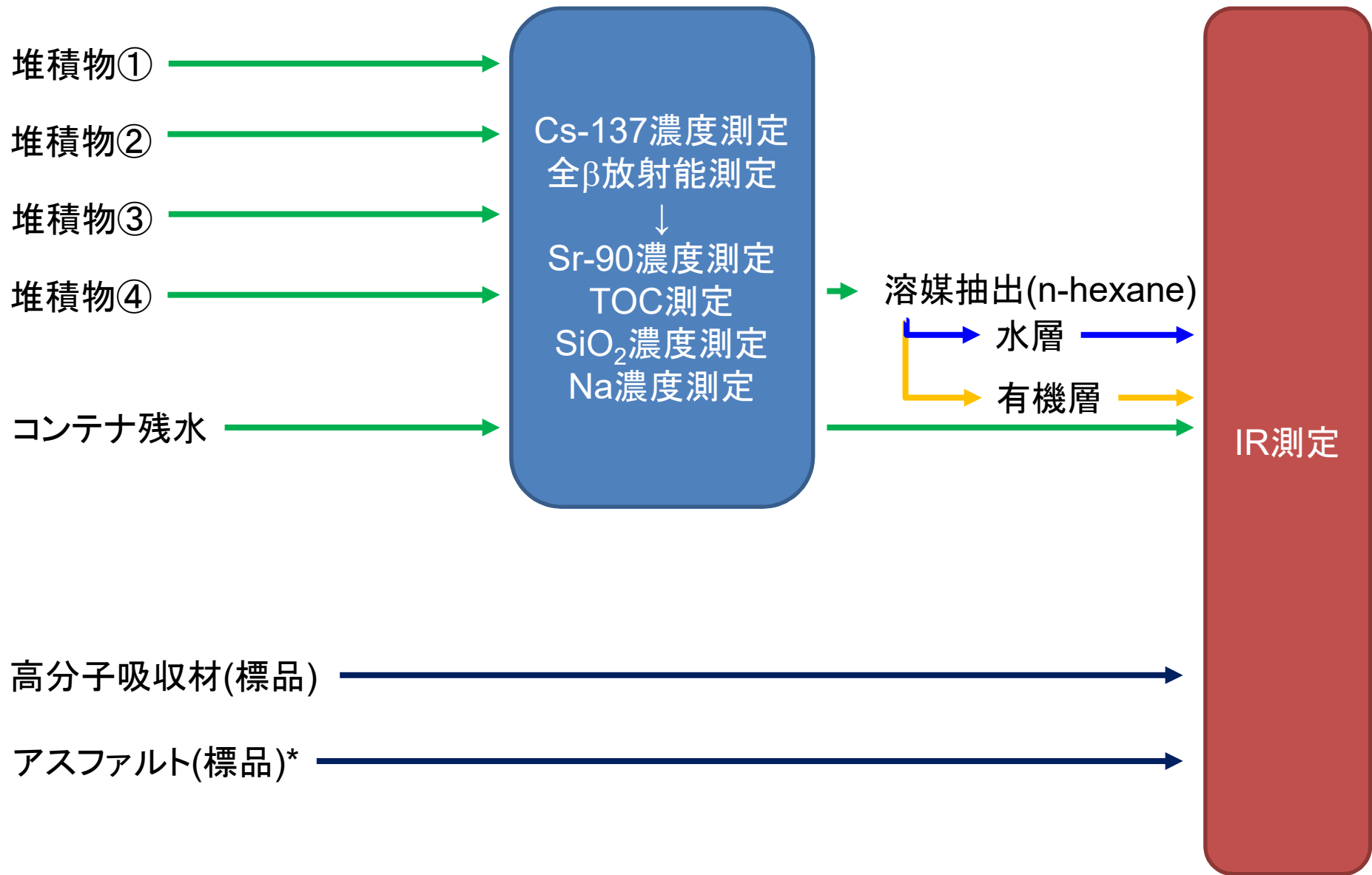
1. 汚染源であるかどうかの判断

- コンテナ内容物が汚染源
⇒ Sr-90濃度/Cs-137濃度は堆積物と同様の傾向を示すと考えられる

2. 可能性として考慮した物質は以下の通り

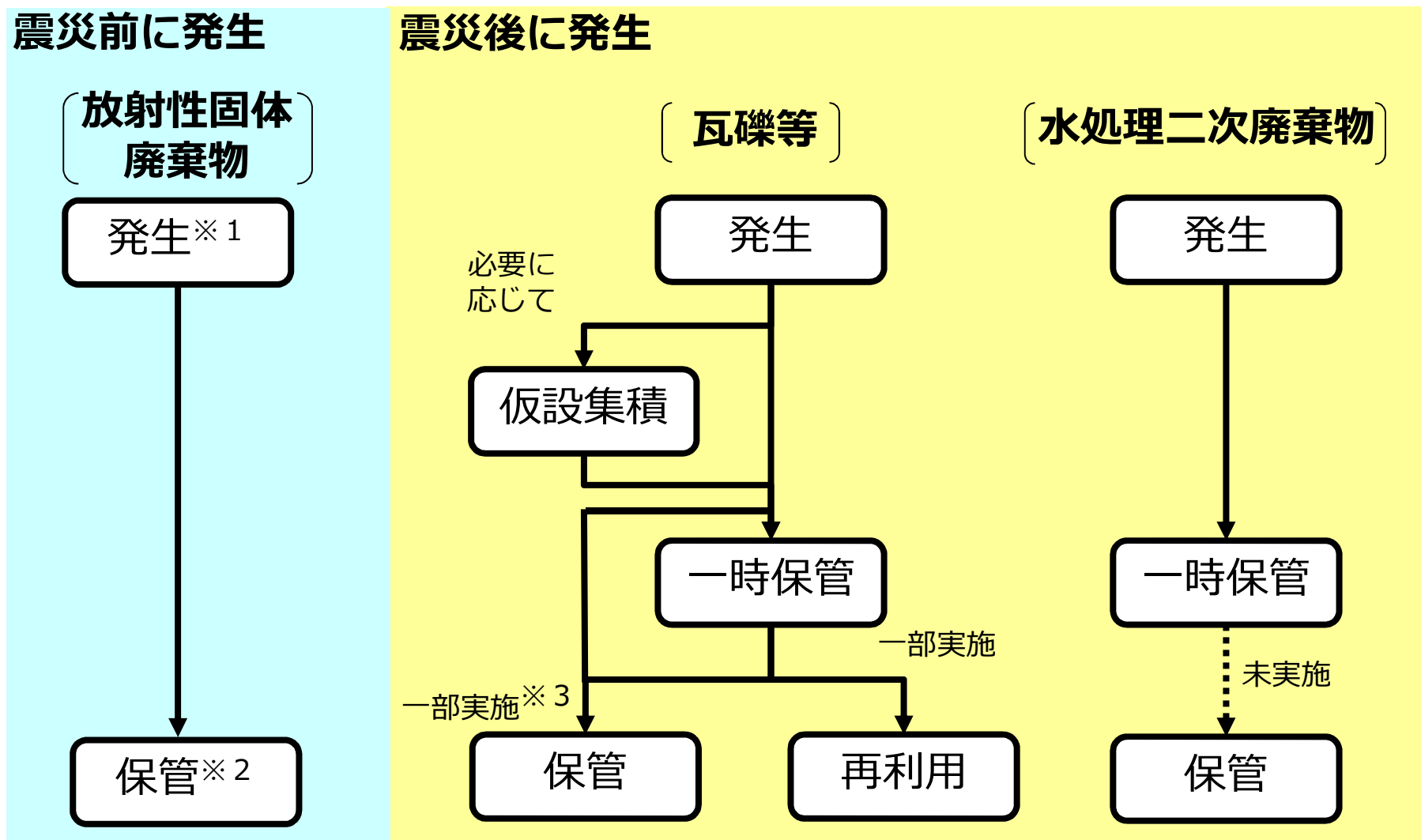
- 震災直後の対応で使用された資材のうち「ゲル状」になりうるもの
⇒高分子吸収材(ポリアクリル酸ナトリウム)
⇒水ガラス(ケイ酸ナトリウム Na_2SiO_3)
 - 水ガラスは親水性が高いため溶媒抽出を実施しても水層に留まる
 - 高分子吸収材も構造的に親水性が高いため水層に留まる可能性高
 - 高分子吸収材であればIR分析で構造を確認可
 - 水ガラスであればシリカ濃度/Na濃度により特徴づけられる

【参考5】 分析の流れ



*一時保管エリアW近傍の舗装材を採取し溶媒抽出したもの。地表で舗装材と混合した可能性を考慮

【参考6】 固体廃棄物の発生～保管までの流れ



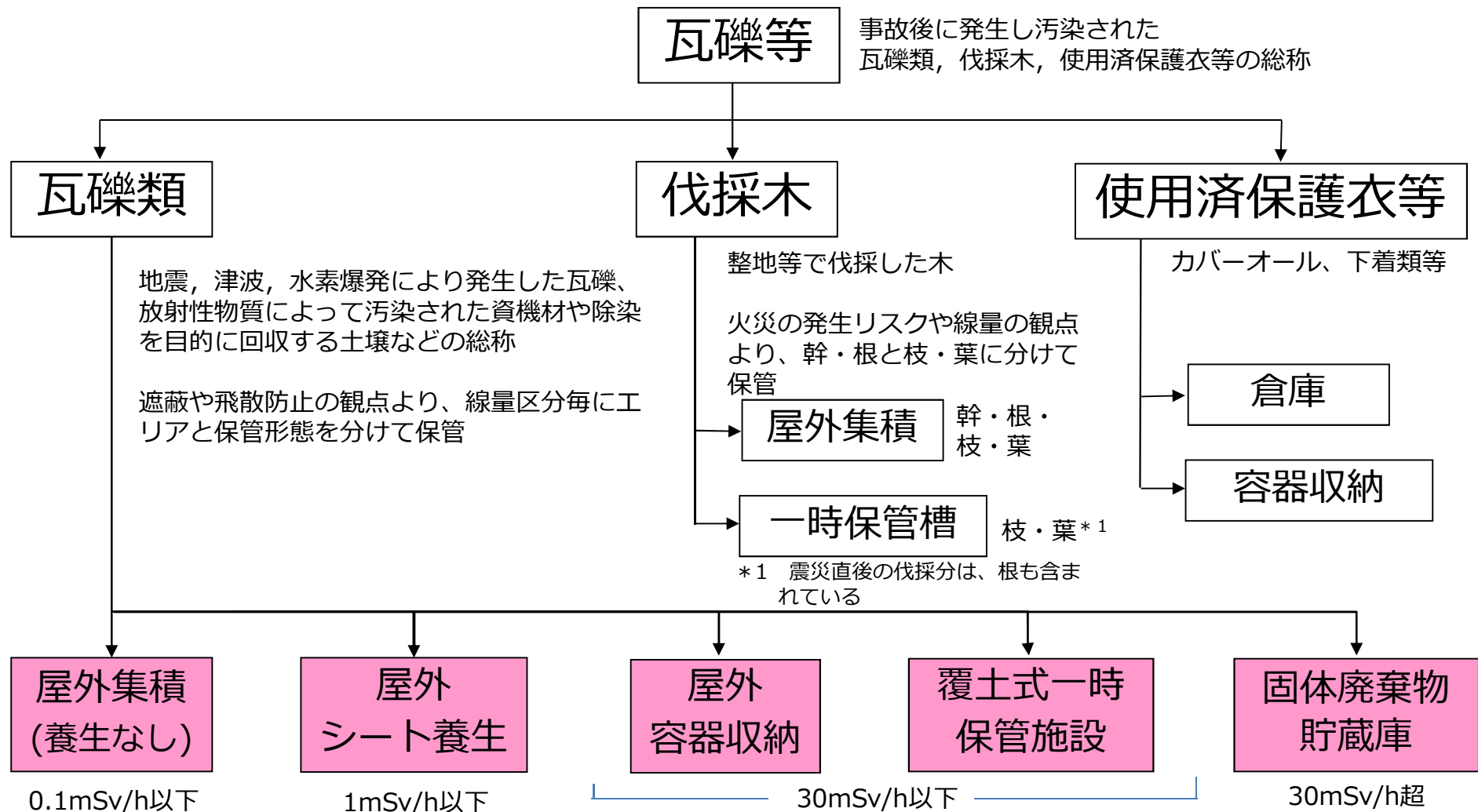
※1 震災時に設備内に存置されていた樹脂等が今後発生する見込み

※2 放射性固体廃棄物を収納したドラム缶や給水加熱器等大型廃棄物は貯蔵庫等に、使用済制御棒等はサイトバンカに保管（いずれも震災前に設置）

※3 「一時保管」していた使用済保護衣等を焼却処理した焼却灰、及び大型機器除染装置より発生したブラスト材（「一時保管」を経由せず）

【参考7】瓦礫等の分類と一時保管方法

- 瓦礫等は「瓦礫類」「伐採木」「使用済保護衣等」に分類される
- 瓦礫類は線量率 (γ) に応じて保管エリアを設定し、エリアごとに管理



【参考8】瓦礫類・使用済保護衣等の管理状況

- 福島第一原子力発電所構内において発生した瓦礫類、使用済保護衣等や伐採木は、敷地周辺への放射線の影響や、作業員の被ばくを低減する観点から、表面線量率に応じた保管エリアを設定し、その保管エリアごとに、(i)区画 (ii)線量率測定 (iii)空气中放射性物質濃度測定 (iv)遮蔽 (v)巡視・保管量確認等について、管理を行っている。
- 表面線量率が屋外集積（養生なし）レベルの瓦礫類であっても、保守的に容器に収納しているものもある。また、屋外シート養生レベルであっても、保守的に容器に収納しているものもある。なお、表面線量率（β線）が0.01mSv/h以上の瓦礫類については、容器収納等の飛散抑制対策を実施している。
- 屋外の一時的保管エリア内に保管している、瓦礫類や使用済保護衣等を収納した容器は85,469基あり、瓦礫類は54,319基（可燃物：47,032基，不燃物：7,287基）、使用済保護衣等は31,150基ある。
- なお、内容物の把握に時間を要する、もしくは困難な状況にある容器は、2017年12月のシステム管理※以前に保管された瓦礫類（不燃物）4,011基

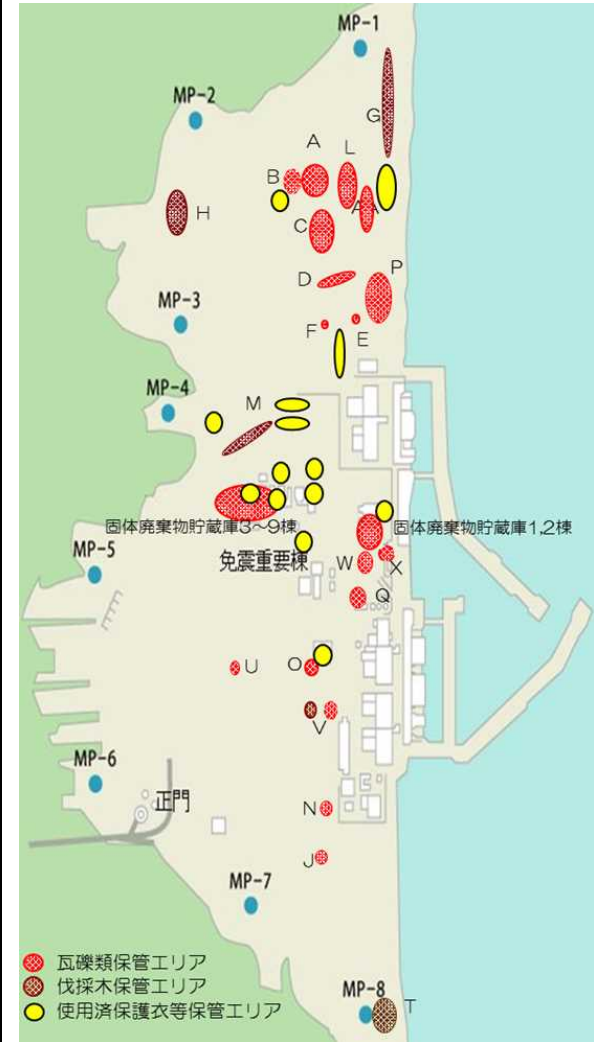
※システム管理以降は、瓦礫類（不燃物）を収納した容器ごとに、容器番号と内容物をシステム登録する運用とした

【参考9】瓦礫類・使用済保護衣等の管理状況

分類	保管場所	実際の保管方法	可燃/不燃	エリア境界空間線量率 (mSv/h)	保管量	容器数	内容物を速やかに把握できる容器数	内容物の把握に時間を要する、または困難な容器数 (2017年12月以前に保管した容器)					
瓦礫類	屋外集積 (0.1mSv/h以下)	A	屋外集積	不燃	0.15	500 m ³	—	—					
		B	容器収納	可燃	0.01	5,300 m ³	5,293	5,293					
		C	シート養生	不燃	0.01未満	67,000 m ³	—	—					
			容器収納	不燃			184	183					
		F 2	容器収納	可燃	0.01未満	6,400 m ³	6,356	6,356					
		J	容器収納	可燃	0.01	6,200 m ³	6,215	6,215					
		N	タンク収納	不燃	0.01未満	9,600 m ³	—	—					
		O	屋外集積	不燃	0.01未満	44,000 m ³	—	—					
			容器収納	可燃			17,836	17,836					
		P 1	屋外集積	不燃	0.01未満	62,600 m ³	—	—					
			容器収納	可燃			5,332	5,332					
				不燃			1,250	666	584				
		U	屋外集積	不燃	0.01未満	700 m ³	—	—					
		V	容器収納	可燃	0.01	6,000 m ³	6,000	6,000					
		AA	容器収納	不燃	0.01未満	17,000 m ³	515	515					
合計 (0.1mSv/h以下)					225,300 m ³	48,981	48,396	585					
瓦礫類	シート養生 (1mSv/h以下)	D	シート養生	不燃	0.01未満	2,600 m ³	—	—					
		E 1	シート養生	不燃	0.02	14,600 m ³	—	—					
			容器収納	不燃			1,598	4	1,594				
		P 2	シート養生	不燃	0.01	5,800 m ³	361	1	360				
			容器収納	不燃			1,489	1,398					
		W	容器収納	不燃	0.03	11,700 m ³	1,363	334	1,029				
X	容器収納	不燃	0.01	7,900 m ³	4,811	1,737	3,074						
合計 (1mSv/h以下)					42,600 m ³	4,811	1,737	3,074					
瓦礫類	覆土式一時保管施設、容器 (30mSv/h以下)	L	覆土式一時保管施設	不燃	0.01未満	16,000 m ³	—	—					
		E 2	容器収納	不燃	0.01未満	1,100 m ³	428	175	253				
		F 1	容器収納	不燃	0.01未満	600 m ³	99	0	99				
		Q	—	—	—	0 m ³	—	—					
合計 (30mSv/h以下)					17,700 m ³	527	175	352					
合計 (屋外保管の瓦礫類)					—	54,319	50,308	4,011					
固体廃棄物貯蔵庫	固体廃棄物貯蔵庫	容器収納	不燃	0.01	23,000 m ³	3,842	3,729	113					
使用済保護衣等	屋外集積 (容器収納、袋詰め)	a	容器収納	可燃	0.01	1,000 m ³	1,018	0					
		b				4,300 m ³	4,302	0					
		c				0 m ³	0	0					
		d				0 m ³	0	0					
		e				0 m ³	0	0					
		f				2,200 m ³	2,184	0					
		i				11,700 m ³	11,668	0					
		j				1,300 m ³	1,250	0					
		k				4,000 m ³	3,957	0					
		l				4,600 m ³	4,649	0					
		m				0 m ³	0	0					
		n				0 m ³	0	0					
		o				2,100 m ³	2,122	0					
		合計 (使用済保護衣等)					31,200 m ³	31,150	31,150	0			

※保管量は100m³未満を端数処理している

2021年2月末時点



【参考10】屋外の瓦礫類・使用済保護衣等一時保管エリアの点検について(1)

- 点検目的
 - 一時保管エリア内の瓦礫類を収納した容器の腐食部から放射性物質が漏えいした可能性のある事象が発生したことを踏まえ、屋外の一時保管エリアの**バウンダリ機能の健全性**を確認
- 外観目視点検
 - 容器の外観目視点検を行うとともに、必要に応じて補修・詰替えを行う

優先順位 1

保管方法の分類上 **バウンダリ機能（容器、シート養生）が必要なもの**。このうち、2017年12月以前の**古い容器**

2017年12月以前に保管した
瓦礫類（不燃物）（0.1～30mSv/h）
3,426基

優先順位 2

保管方法の分類上 **バウンダリ機能（容器、シート養生）が必要なもの**。このうち、2017年12月以降の**比較的新しい容器**

2017年12月以降に保管した
瓦礫類（不燃物）（0.1～30mSv/h）
1,912基

保管方法の分類が「屋外集積」となっており、バウンダリ機能が必要ないもの。このうち、2017年12月以前の古い容器

2017年12月以前に保管した
瓦礫類（不燃物）（0.1mSv/h以下）※
585基

保管方法の分類が「屋外集積」となっており、バウンダリ機能が必要ないもの

2017年12月以降に保管した
瓦礫類（不燃物）（0.1mSv/h以下）※
1,364基

瓦礫類（可燃物）（0.1mSv/h以下）※
47,032基

使用済保護衣等※
31,150基

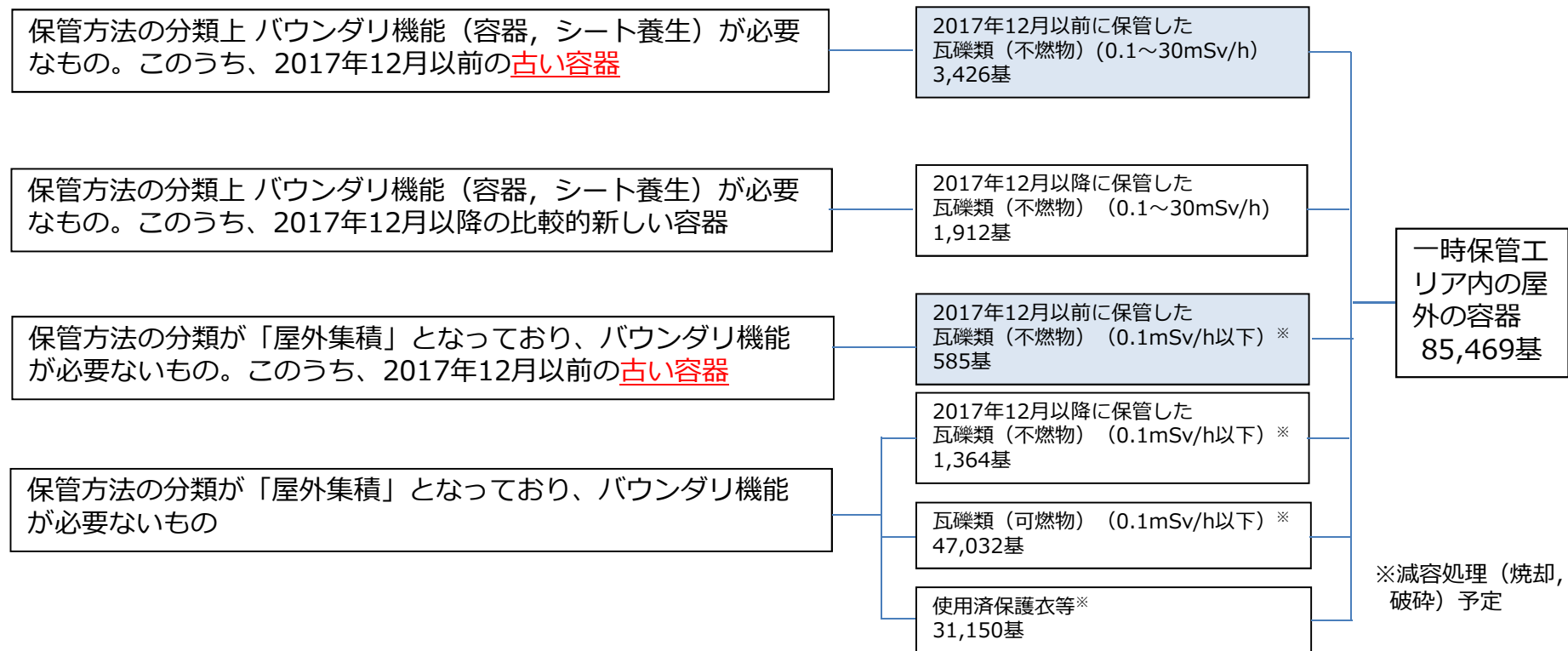
一時保管
エリア内の屋
外の容器
85,469基

※減容処理（焼却、
破砕）予定

【参考11】屋外の瓦礫類・使用済保護衣等一時保管エリアの点検について(2)

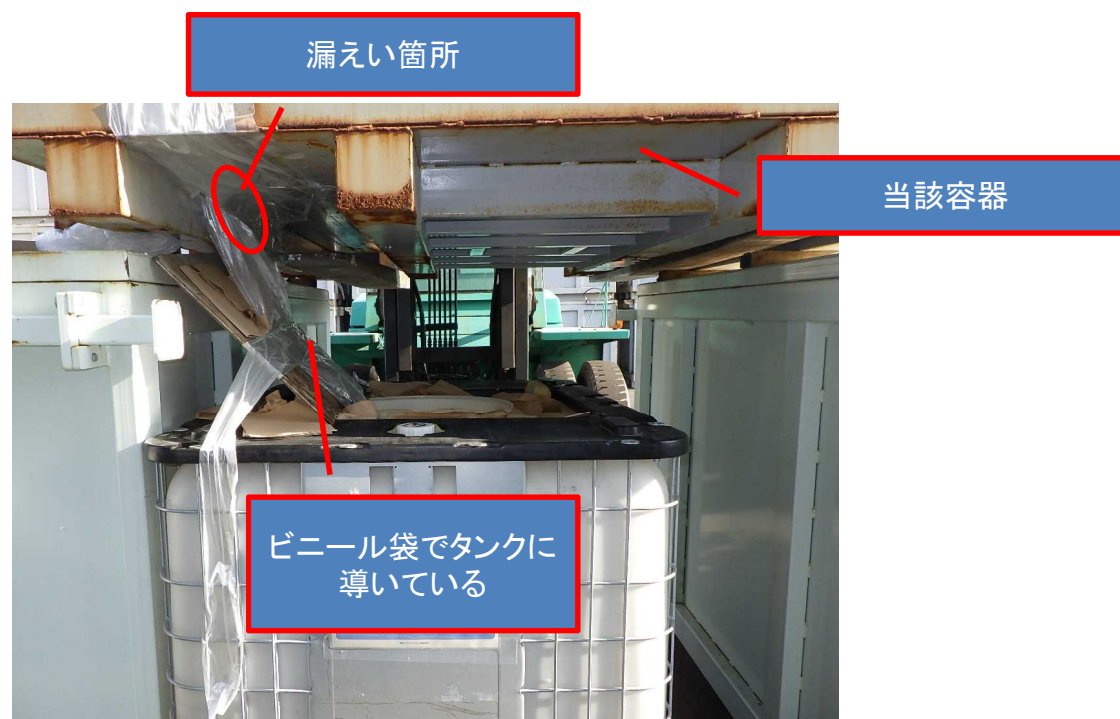
- 内容物確認

「内容物の把握に時間を要する、または困難な容器」（2017年12月以前に保管した容器）について、内容物を確認し、容器番号と内容物の紐づけをシステム管理にて行う



【参考12】 点検中の瓦礫類収納容器からの水漏れ事象について

- 事象：6月1日に一時保管エリアXで瓦礫類収納容器の外観点検を実施していたところ、容器の底面の一部に著しい腐食を発見したため、フィラメントテープで補修した。その後、当該箇所から滲みが確認され、状況確認のためテープを剥がしたところ水が漏れ出した。
- 処置内容：水抜きを実施して、フィラメントテープで補修し、6月2日に固体廃棄物貯蔵庫2棟に保管した。
- 容器に水が溜まった原因：当該容器は、蓋と胴体部の隙間部が養生された状態で保管されていたこと、及び容器の内部を確認したところ、吸水シート・紙・ウェスなどは無く、金属ガラ（鉄骨）が確認されたことから、漏れ出した水は、金属ガラを瓦礫類収納容器に収納する作業時に混入した雨水の可能性が高いと推定しています。
- 漏れ出した水の分析結果：Cs-134：24Bq/L，Cs-137：610Bq/L，全β：760Bq/L



水受けタンクによる漏えい拡散防止の状況

水が漏れ出した瓦礫類収納容器の全景



ALPS スラリー安定化処理設備に関する確認事項

原子力規制庁 原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

第 91 回特定原子力施設監視・評価検討会（令和 3 年 6 月 7 日）において、令和 3 年 1 月 7 日付け（令和 3 年 4 月 15 日付け補正）で提出された実施計画の変更認可申請（多種除去設備スラリー安定化処理設備の設置）について、以下の事項を確認した。

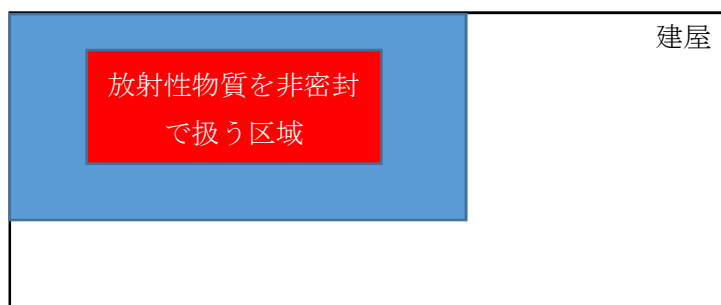
- ✓ 脱水物の保管容器について、長期的な保管が達成できるよう腐食評価等を見直し、その結果に応じて設計を変更すること。
- ✓ 当該設備における設計方針について、「脱水物は水分を保有していることから放射性ダストが飛散する恐れは低い」という前提の下で設計がなされているが、非密封かつ高放射能の放射性物質を取り扱うことから、「放射性ダストが飛散する恐れがある」という考え方に変更すること。

上記事項については、東京電力と原子力規制庁の間で合意が得られたものと認識している。

また、当該設備について、原子炉等規制法上、使用施設に対する規制を準用することが適切であるため、取り扱う放射性物質の性状・量を適切に考慮した上で、「使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」に準じた設計とすることを求める。その際に、安全上の問題、懸念などが生じる場合には、早急に具体的説明をすること。

なお、議論のあった閉じ込め機能としては、上記基準に準じて、具体的に以下を求めるものである。

- ✓ 非密封の放射性物質は、限定された区域内で取り扱う設計とすること。その区域は気密性の確保・負圧維持などにより、放射性物質を漏えいさせない設計とすること。
- ✓ 非密封で扱う区域の外側に中間的な区域を設け、漏えいした場合にもその中間的な区域内に保持することができる設計とすること。



イメージ（平面図）

スラリー安定化処理に向けた設計について（案）

2021年6月28日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

- 第91回特定原子力施設監視・評価検討会にて議論したスラリー安定化処理設備の設計に関する検討状況について報告。
- 脱水物保管容器の長期健全性
- スラリー安定化処理設備における閉じ込め機能

- HICスラリーの移替え作業に関する進捗状況について報告。

スラリー安定化処理に向けた設計

1. 脱水物保管容器の長期健全性

- 多核種除去設備で発生したスラリーの脱水物は、処理水の性状より塩分を含んでおり、脱水物保管容器（以下、保管容器）内で保管するにあたり、長期健全性について確認する。
- スラリーの性状や保管環境（固体廃棄物貯蔵庫第9棟内に屋内保管）を踏まえると、ステンレス鋼は孔食が発生しやすく、炭素鋼は全面腐食が発生するものの、ステンレス鋼と比較して長期使用には適していると考える。
- 腐食防止の観点から、外面には塗装を施し、内面にはポリエチレンライニングを施工する。ライニングは延性劣化するので、強度を必要とする使い方はしない施工とする。
- これより、保管容器の設計仕様における長期健全性について、以下の通り考える。
 - 保管容器内面におけるライニング内表面は脱水物からの放射線劣化が懸念されるが、固体状の脱水物が鋼板と接触する障壁となる。ここで、仮にライニングが消失し、脱水物が鋼板と接触して鋼板内面に脱水物による全面腐食が発生すると想定した場合、40年間の腐食進展量は2.1mmであることから、約40年は貫通には至らないと評価する。
【腐食進行の評価 参照】
 - 脱水物には50%程度含水しているが、模擬脱水物での時間経過による影響調査において、脱水物の含水量は低下する傾向にあることから、保管容器内での保管中には、液体の層は形成されないため、気液界面による影響は低いと考える。
 - なお、スラリー脱水物の保管は、国内において初めての事例であることから、模擬脱水物を用いた調査など知見拡充を図っていく。

炭酸塩スラリー

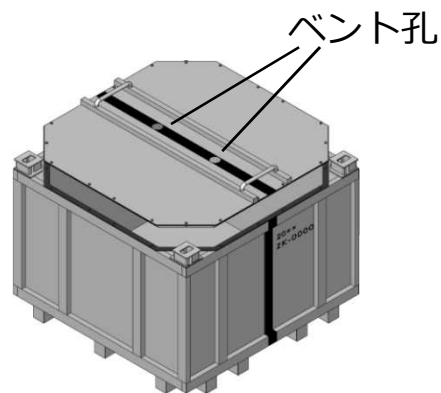


脱水

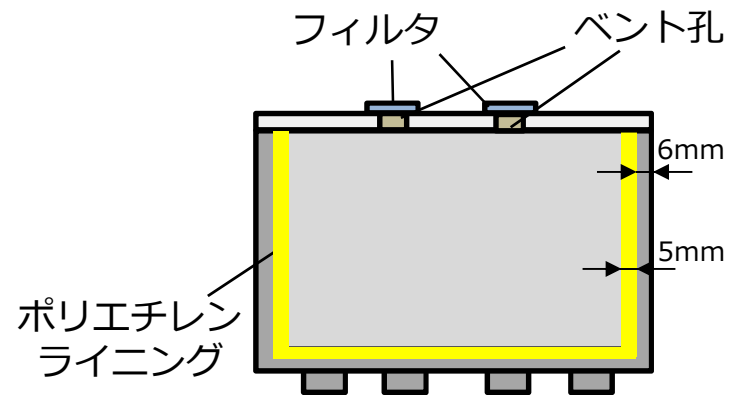


【参考】脱水物保管容器の仕様

- 脱水物保管容器（以下、「保管容器」）仕様は以下の通り。
 - 材質：SS400（蓋以外の内面にはポリエチレンライニングを施工）
 - 寸法：縦 約2 m × 横 約2 m × 高さ 約1.3 m
 - 内容積：約5.2m³
- 放射線分解で発生する水素の容器内の濃度が可燃限界濃度を超えないようベント機構を設置。また、固体廃棄物貯蔵庫に収納し、建屋は換気して水素が滞留しないように管理。
- 保管容器の腐食防止の観点から、外面は塗装を施し、内面にはポリエチレンライニングを施工。



保管容器

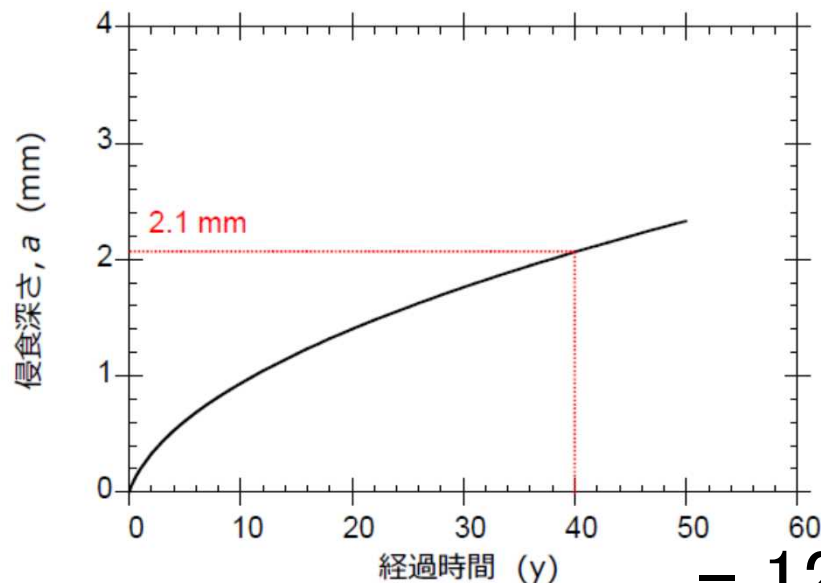


保管容器断面概略図

【参考】腐食進行の評価

- 炭素鋼が全面腐食すると腐食生成物（錆び）に覆われていく。この錆びの下地保護性により、実際の腐食速度は時間とともに低下していく。
- したがって、炭素鋼の腐食進展モデルとしては、平均侵食深さが時間のべき乗に比例するモデル（べき乗則モデル）が一般的であり、特にべき乗数を1/2とする放物線則モデルがよく使われている。
- 平均侵食深さ a (mm)と時間 t (年)との関係は次式で表される※1。初期速度を r_0 (mm/年)、速度定数を k (年)とする。

$$(a + kr_0)^2 = 2kr_0^2t + k^2r_0^2$$
- 脱水物よりも厳しい条件である自然海水中での腐食を想定して初期速度を $r_0 = 0.285$ (mm/年) ※1，速度定数を $k = 0.80$ (年) ※1として侵食深さを計算すると下図のようになり、40年間の腐食進展量は2.1 mmと評価される。



※1：評価式及び r_0, k の出典は「金属の腐食・防食Q&A コロージョン110番（腐食防食協会編，丸善，1988）」による。 r_0, k は25℃の自然海水中での腐食を想定した値である。

2.1 スラリー安定化処理設備の現設計

- スラリー安定化処理設備における現在の設計方針は以下の通り。また、「使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下、使用施設等の規則）との相違点も以下の通り。

要求機能	現在の設計方針	使用施設等の規則	相違点
閉じ込め機能	ダスト飛散のおそれがあるエリア（ダスト管理エリア）を部屋にて区画（当該エリアの壁は遮へい機能を有する）	放射性物質を系統又は機器に閉じ込めること、又は漏えいした場合でも、構築物等の管理区域内に保持すること	閉じ込め範囲及び物質の相違
負圧機能	ダスト管理エリア内に空気が流れ込む換気流量バランスを確保。それが維持できない場合、ダスト飛散するおそれのある作業をしないように制御	原則として、換気機能により常時負圧に保たれていること	保守作業時など負圧が維持できない場合もある
浄化機能	上記範囲に浄化機能を有する換気設備を設置（電源の多重化はしていない）	排気系統には、フィルタ等の放射性物質を除去するための系統及び機器が設けられていること	電源が多重化されていない
監視機能	上記範囲にダスト濃度の警報管理	放射性物質の漏えいを検知すること	（大きな相違なし）

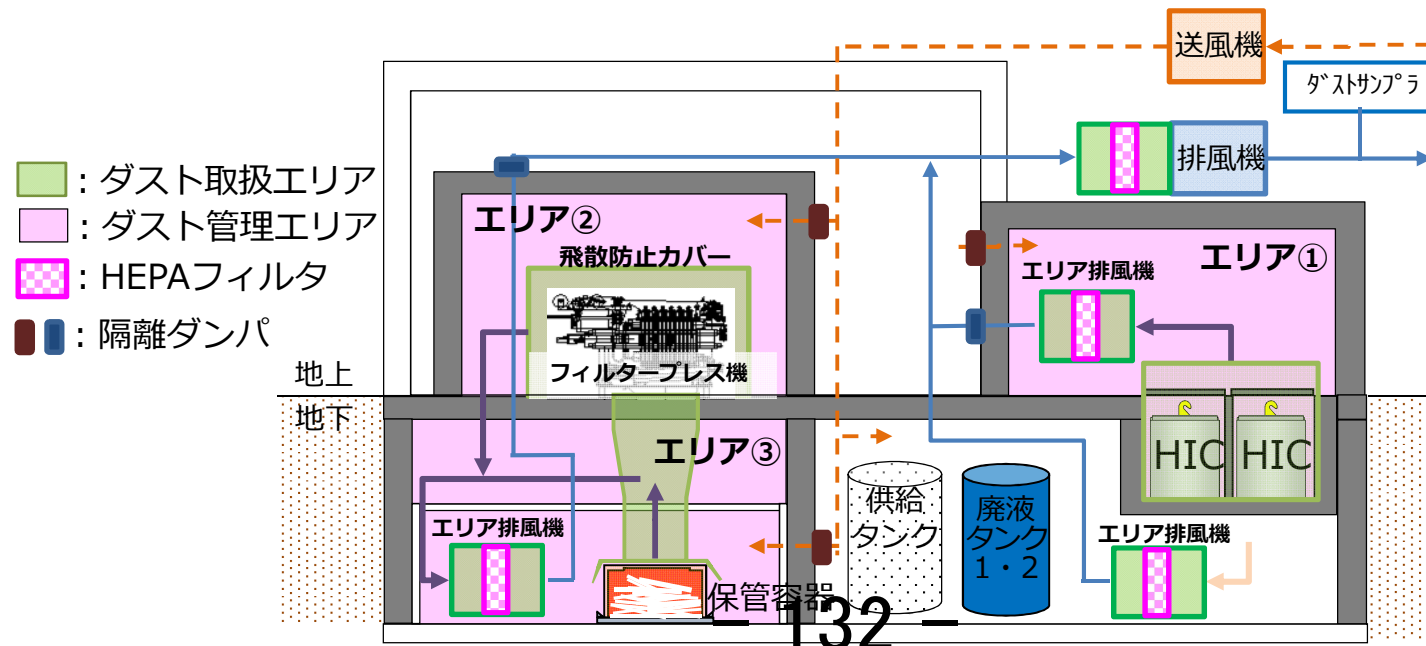
2.2 設計方針の見直し

- 当該設備の設計方針について、以下の通り変更する。

要求機能	現在の設計方針	今後の設計方針（案）
閉じ込め機能	ダスト飛散のおそれがあるエリア（ダスト管理エリア）を部屋にて区画（当該エリアの壁は遮へい機能を有する）	左記に加えて、ダスト飛散範囲を制限するカバー等（耐腐食考慮）にてダスト取扱エリアを設ける。ただし、設備構成により気密性は維持できないため、ダスト取扱エリアの空気はエリア排風機にて浄化する。また、換気設備停止時には、設備を停止し、隔離ダンパにてダスト管理エリア内で閉じ込める。
負圧機能	ダスト管理エリア内に空気が流れ込む換気流量バランスを確保。それが維持できない場合、ダスト飛散するおそれのある作業をしないように制御	左記に加えて、排気風量が大きくなるよう換気流量を設定する。換気設備停止時には、設備を停止し、閉じ込め機能にて放射性物質の漏えい防止を図る。また、保守作業時はダスト濃度を監視し、必要に応じて除染を実施する。
浄化機能	上記範囲に浄化機能を有する換気設備を設置（電源の多重化はしていない）	左記に加えて、電源の多重化を図る。
監視機能	上記範囲にダスト濃度の警報管理	左記の通り。

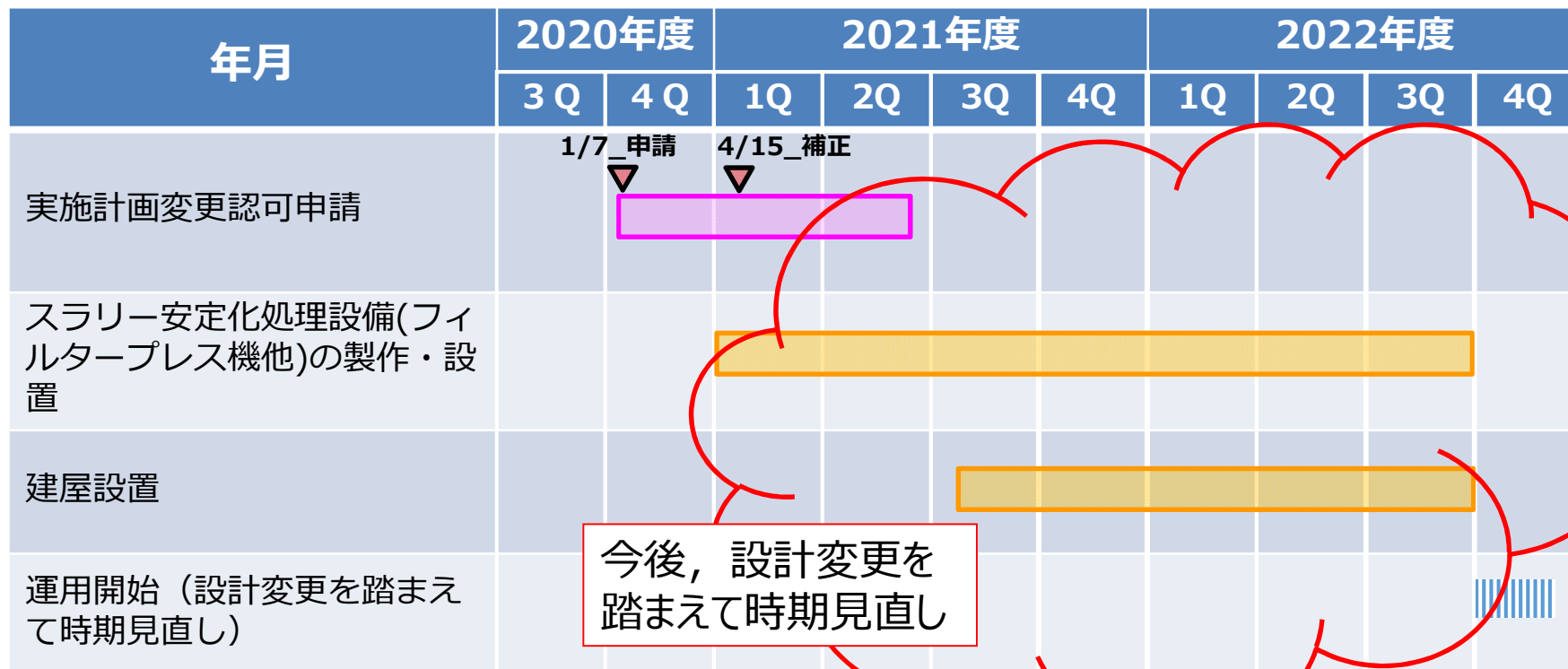
2.3 閉じ込め機能他の設計

- 閉じ込め機能
 - ダスト含有機器（フィルタープレス機，保管容器，HIC）はカバー等で制限されたダスト取扱エリアで取り扱う。そこから漏えいしたダストは，ダスト管理エリア内にて閉じ込める。換気設備停止時，ダスト発生作業を中止し，隔離ダンパにて閉じ込め機能を確保する。
- 負圧機能
 - 排気風量が送気風量より大きくなるように設定し，ダスト管理エリア内を負圧にする。負圧維持できない場合，ダスト発生作業を中止し，閉じ込め機能にて漏えい防止を図る。
- 浄化機能
 - ダスト管理エリア内のダストはH E P A フィルタ（換気設備）により浄化する。換気設備の電源を多重化する。
- ダスト監視
 - ダスト管理エリア内にて放射性核種や作業環境に応じた管理値を設定して監視する。



3. 今後のスケジュール

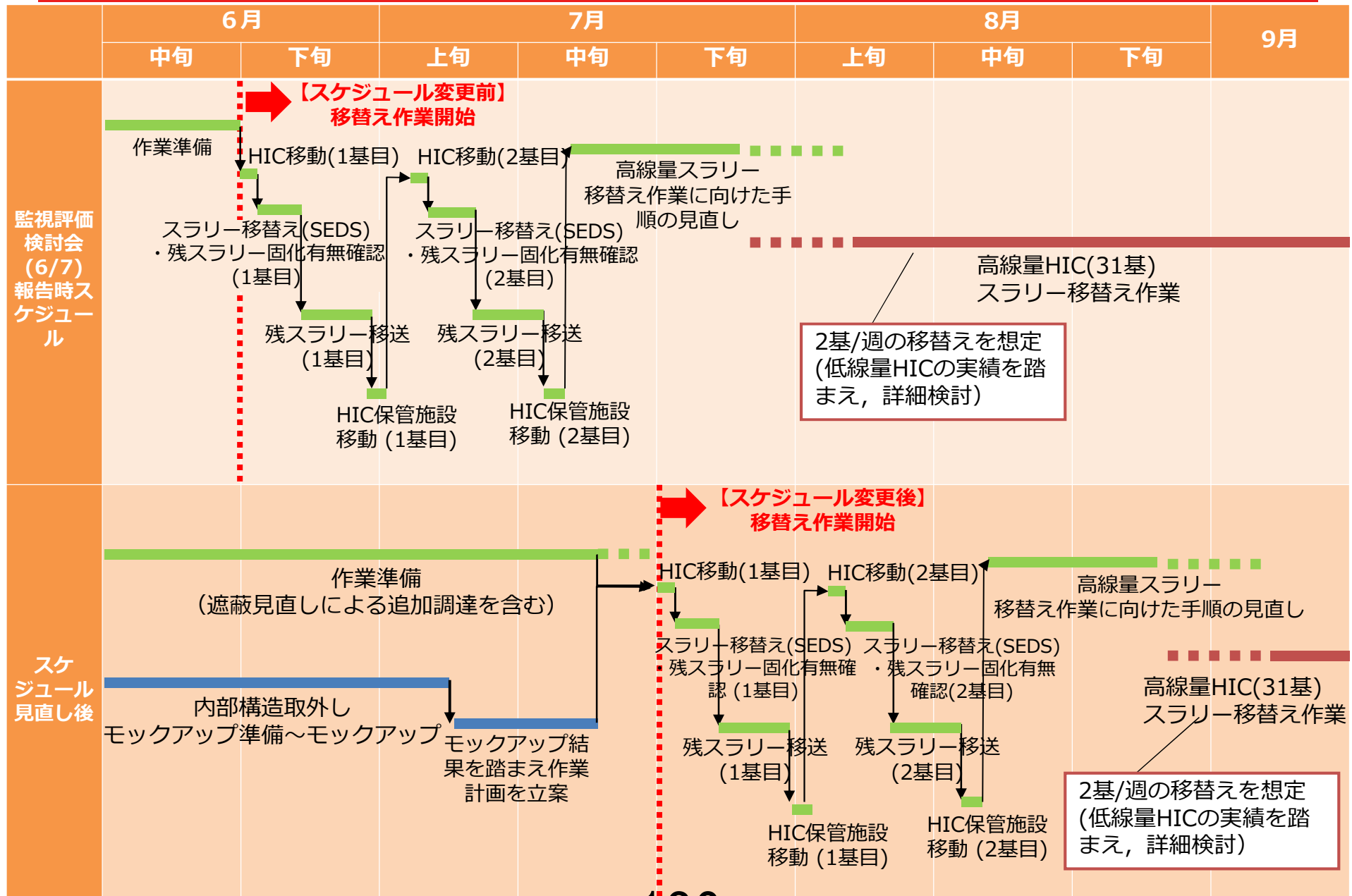
- 現在，実施計画変更について，特定原子力施設監視・評価検討会及び面談にて原子力帰省庁殿に審査いただいておりますが，基本設計に関する見直しを踏まえて，今後，実施計画の補正申請を実施していく。
- その後，設計変更を反映して，設備の製作・設置を実施し，運用開始していく。運用開始時期については，設計変更による影響を踏まえて，今後見直していく。
- なお，運用開始時期はHICの一時保管施設の保管容量を考慮する必要があるため，HICの移替作業による追加作業等を含めた発生予測の見直しにより，保管施設の増設などの必要な措置を検討していく。



HICスラリー移替え作業の状況

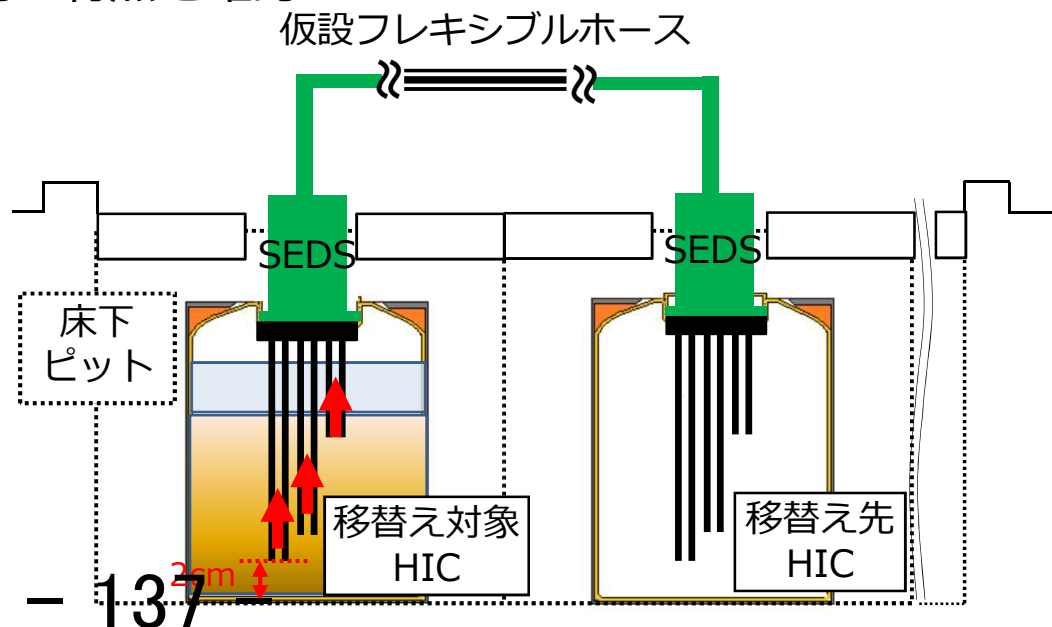
- スラリー移替え作業は、6月下旬から低線量HIC2基の移替え開始を予定していたが被ばくに関する安全対策の追加実施により開始が7月中旬～下旬となる見通し
 - ベータ線被ばくに関する主な追加対策
高線量HICの上蓋開放時は、内部の炭酸塩スラリーからのβ線被ばくが想定されることから以下の対策を実施
 - ✓ HIC開口部に設置する遮蔽体について、遮へい厚・遮へい材材料を見直し（現在、遮へい材手配中）
 - ✓ 上記と並行しスラリーに近接するHICの内部構造物の取外し作業に関して、空のHICを用いて内部構造物取外しのモックアップを実施（作業に要した時間から実作業での被ばく量を評価）

5. スラリー移替え作業のスケジュール(詳細工程調整中)



6. スラリー移替え作業内容(1/2)

- スラリー移替え作業は，増設多核種除去設備建屋内のHIC払出しエリアにて，設備からHICへスラリーを移送するために使用している抜出装置（SEDS）を使用
 - SEDSの概要
 - SEDSは多核種除去設備からHICへのスラリー・吸着材の排出，吸着材排出後に内部の水の抜取りを行う装置
 - HICの内部構造上，抜出用の配管はHIC底部2cm程度上までとなっており，SEDSによる抜出後もスラリーがHIC内に残るため，他の手段を用いて残ったスラリー（残スラリー）を移送（次頁）
- 移替え対象HICからSEDSにより移替え先のHIC（新品）へスラリーを移替えた後，SEDS備付けのカメラ・ファイバーカメラ等を用いて内面確認を行い，底部に残ったスラリー（残スラリー）の固化の有無を確認



6. スラリー移替え作業内容(2/2)

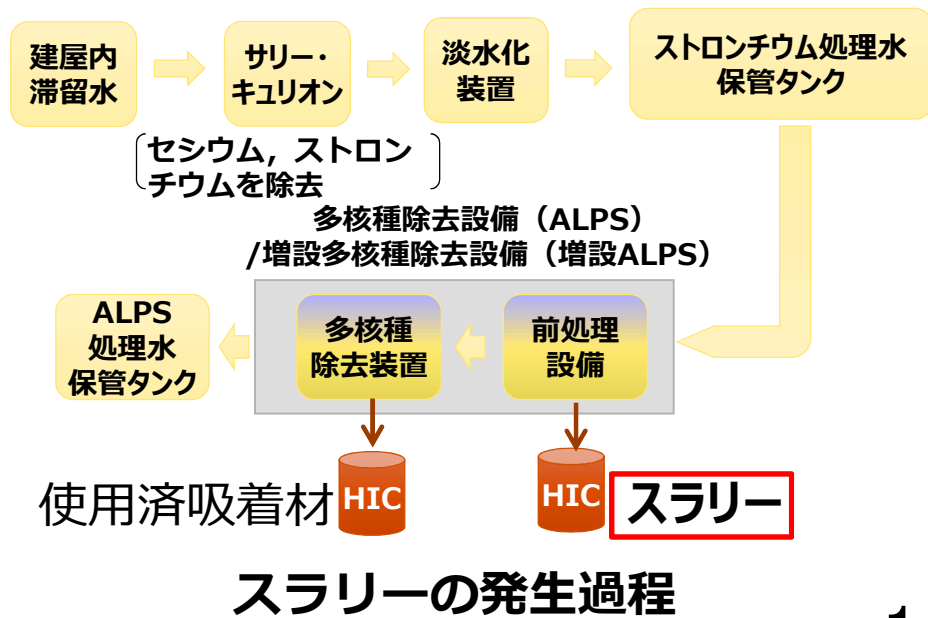
- 底部のスラリーの固化が確認されなかった場合、治具を用いて残スラリーを移替え
 - 底部に残ったスラリーが固化していた場合は追加の対応が必要となるため、一旦、固化が確認されたHICを使用済セシウム吸着塔一時保管施設に移動
- スラリー移替え完了後、壁面に付着したスラリーをろ過水によりすすぎ、ファイバーカメラにより可能な範囲で容器内面における損傷の有無を確認
- 移替えが完了した後のH I C（移替え対象、移替え先）は、使用済セシウム吸着塔一時保管施設（第二施設・第三施設）に移動し保管
 - 2022年度末に運用開始予定のスラリー安定化処理設備には、HIC内部を洗浄する装置を計画しており、洗浄後、HICを減容処理していく予定
 - スラリーの移替えにより空となったHICをスラリー安定化処理設備運用開始まで使用済セシウム吸着塔一時保管施設で保管すると、保管施設の空き容量が減少するため、先行して洗浄し、他エリアで仮置きすることを検討していく

以下，参考

【参考】背景

- 多核種除去設備（ALPS）の前処理工程で発生するスラリーは、高性能容器(HIC)に収納し使用済みセシウム吸着塔一時保管施設に保管。
- 保管中に上澄み水の溢水を経験し、またスラリー内での水素蓄積も推定され、リスク低減のため、安定化(脱水)処理を行い固形化する方針。
- 実規模試験により脱水処理の成立性を確認した「加圧搾ろ過処理」(フィルタプレス)にて、スラリーを安定化(脱水)処理する設備に関する基本設計及び配置設計等を実施。
 - 2021年1月7日，実施計画変更認可申請
 - 2021年4月15日，実施計画補正申請

『液体状』を『固体』に安定化



炭酸塩スラリー



脱水



鉄共沈スラリー



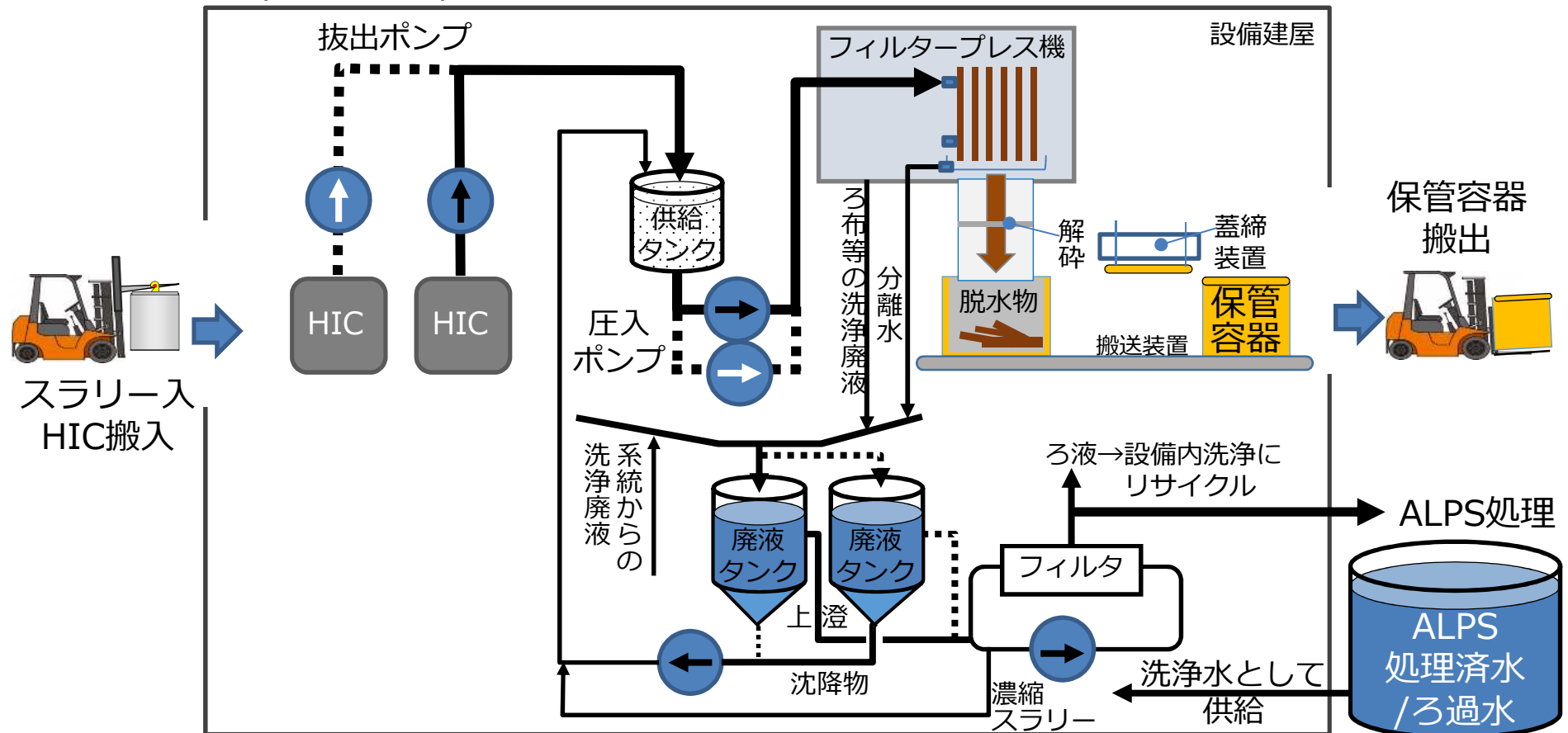
脱水



スラリーの発生過程

【参考】設備構成

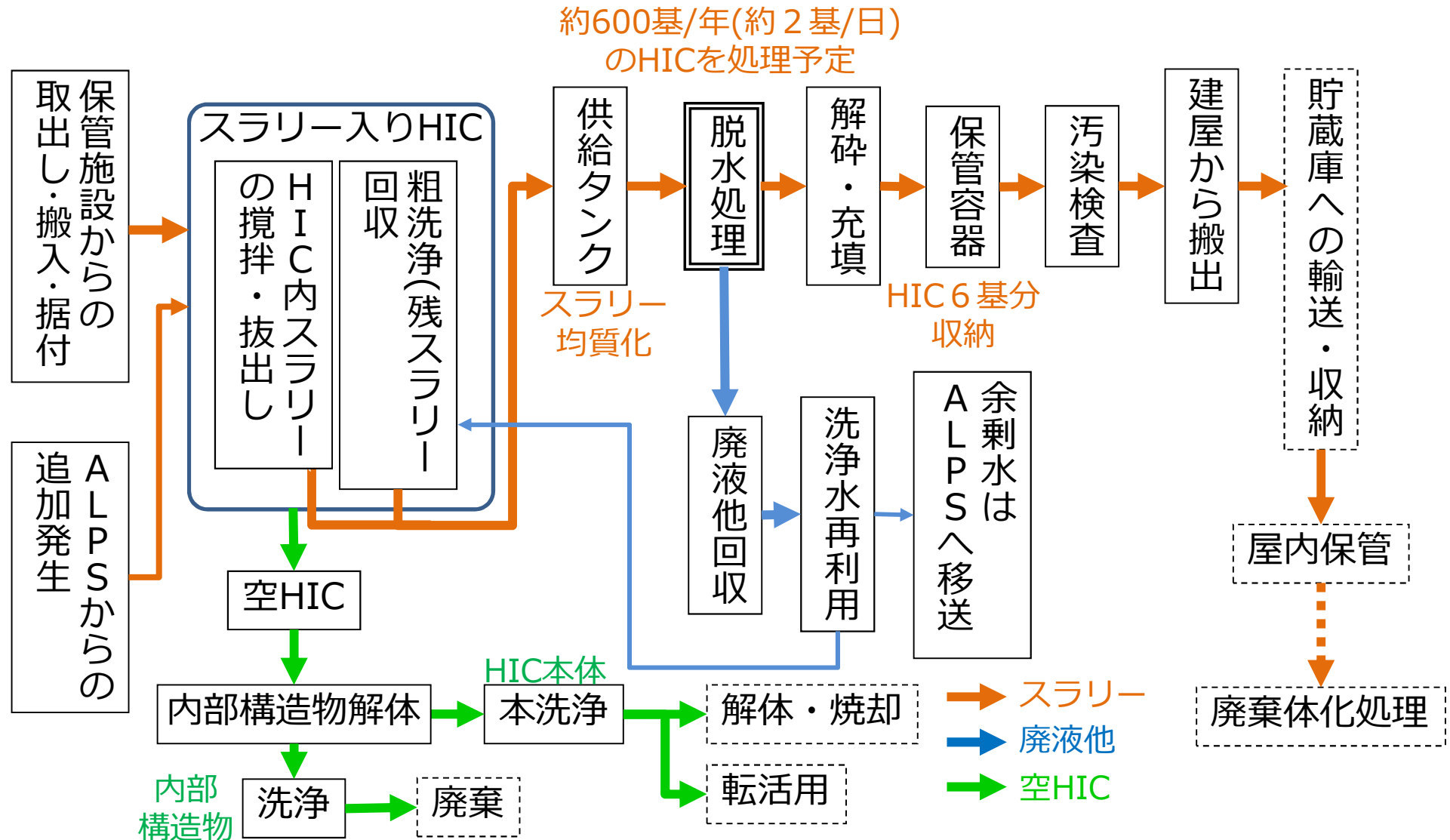
- HICに収納されているスラリーは、ポンプ等にて抜き出し、フィルタープレス機で脱水され、脱水物を保管容器に充填し、別建屋に搬出。
- 脱水等により発生した廃液・洗浄水等は、フィルタ等を介して洗浄等に再利用し、余剰水はALPSに返送。
- その他に、換気系、制御装置等の付帯機器を配備。



スラリー安定化処理設備全体概要図

【参考】処理プロセス

- 主な処理プロセスは以下の通り。



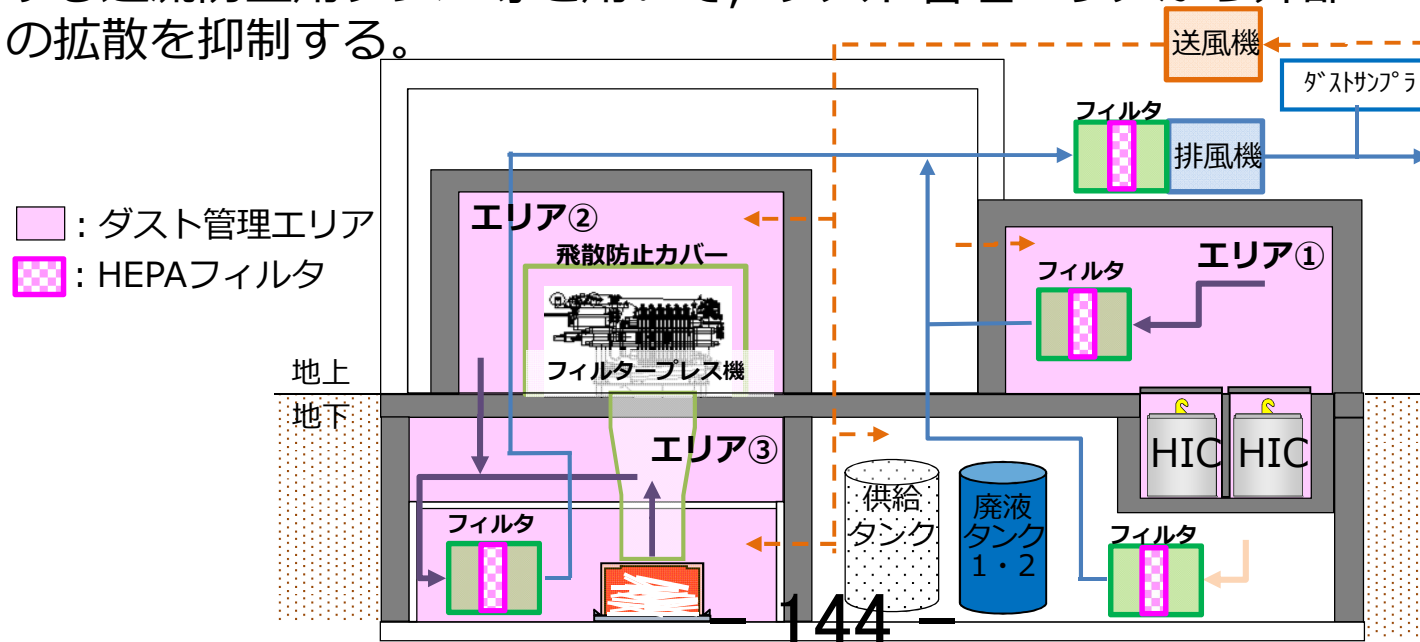
【参考】放射性物質の閉じ込め機能とダスト飛散対策 **TEPCO**

- スラリー安定化処理設備において処理対象のスラリーには高濃度のSr-90が含まれているため、放射性物質の屋外への放出や作業者の被ばくに関する安全対策が必要となる。
- 当該設備は、液体状のスラリーを固体状のスラリーへと安定化（脱水）する処理プロセスの中でダストが飛散する恐れがあるため、ダスト飛散対策を計画。ダスト飛散の恐れがある処理プロセス及び実施場所は以下の通り。

処理プロセス	実施場所	ダスト飛散の恐れ	作業者の介在
スラリー入りHIC搬入	建屋内外	無	有
HICからのスラリー抽出	地上階南側 抽出室	有(エリア①)	有
供給タンクへのスラリー受入	地下階南側 機器エリア	無	無
スラリーの脱水処理	地上階北側 フィルタープレス室	有(エリア②)	無
保管容器への脱水物受入	地下階北側 充填エリア	有(エリア③)	無
保管容器の蓋締め	地下階北側 蓋締めエリア	無	無
保管容器搬出	建屋内外	無	有
空HIC洗浄	地上階南側 抽出室	有(エリア①)	有
空HIC搬出	建屋内外	無	有

【参考】放射性物質の閉じ込め機能とダスト飛散対策 **TEPCO**

- 現設計は以下であり、負圧管理・ダスト警報管理はしていない。
 - ダストが飛散する恐れがあるエリアは、ダスト管理エリア（バウンダリ）として部屋等で区画し、エリア内の空気をHEPAフィルタ付の局所排風機により浄化し、換気設備の排気ラインにて建屋内の空気を再浄化して排出する。
 - 建屋の換気設備の排気口にて放射性物質をダストサンプラで採取し、放射性物質濃度(主要ガンマ(γ)線放出核種, 全アルファ(α)放射能, 全ベータ(β)放射能, ストロンチウム90(Sr-90)濃度)を監視する。
 - ダスト管理エリアと屋外の間には直接の出入口は設けず、ダスト飛散の恐れがないエリアを経由して出入りする設計とし、このエリアも換気設備により換気する。
 - 換気設備に異常が発生した場合、設備全体を停止するとともに、換気設備に設置する逆流防止用ダンパ等を用いて、ダスト管理エリアから外部への放射性ダストの拡散を抑制する。



【参考】放射性物質の閉じ込め機能とダスト飛散対策 **TEPCO**

- 作業者の被ばく防止
 - 脱水前のスラリーは液体状でありダスト発生源となりにくく、脱水直後の固体状の脱水物が保管容器に自由落下させる工程がダスト飛散しやすいと考えられる。
 - 評価の結果、建屋外への放出は原子炉建屋と比較して十分低く、実効線量へ有意な影響を与える値では無い。また、当該作業中には作業者は介在しないこと、当該エリアのダスト濃度は、局所排風機による浄化により、当該エリアでの作業も全面マスクの着用上限濃度未満となると評価した。【放射性ダストの飛散影響参照】
 - 処理工程は隣接する操作室から遠隔で実施するが、作業者がダスト管理エリアにて作業する際は、ダスト管理エリア内の空気が浄化されていることの確認やスラリー移替え作業の被ばく対策をふまえ、作業を実施する。
 - ・ HICからスラリーを抜き出すための抜き出しポンプ着脱時
 - ・ スラリー抜き出し後のHIC内部を洗浄するための洗浄装置着脱時
 - ・ HIC搬入時、設備トラブル時または停止中の設備保全時
- 当該作業は高濃度のSr-90を多く取り扱う国内初めての作業であることから、規制庁殿のコメントをふまえ、上記に加えて以下の対策を実施する。
 - ダスト管理エリアにダスト飛散の恐れがないエリアの空気が流れ込むよう風量バランスを取り、バランスが取れない場合には、ダスト飛散の恐れがある作業を実施しないよう制御を行う。
 - ダスト管理エリアには、ダスト発生状況を確認するため、ダスト濃度を測定し、放射性核種や作業環境に応じた管理値を設定して監視する。

【参考】放射性ダストの飛散影響

- 万一放射性ダストが飛散した場合を想定し、建屋外へ排出される放射エネルギー及び建屋内の放射能濃度を評価する。なお、設備保全時には機器内洗浄後に実施するため、ダスト飛散の影響は低いと想定される。また、設備トラブル時には、スラリーの漏えいが想定されるものの、HICからの漏えい時の対応と同様な対応を実施する。

➤ 計算条件

処理工程の中でダスト飛散の恐れが高い、フィルタープレス機による脱水物を下方の保管容器へ自由落下により排出する工程を想定して評価する。スラリー中の核種は支配的な核種であるSr-90を想定する。Sr-90は全量が脱水物中に残留すると想定する。

A : スラリー中のSr-90濃度	1.40E+07 Bq/cm ³
B : HIC1基あたりのスラリー保管容量	2.21 m ³
C : HIC処理ペース	2 基/日
D : スラリーが落下により空气中へ移行する割合	5.00E-05 [-]※1
E : HEPAフィルタによる除去効率(DF)	1.00E+06 [-]※2
F : HIC 1 基あたりの脱水処理回数	3 回/基
G : 保管容器周囲容積 (保管容器及び脱水物シューター部)	19.0 m ³
H : 脱水物受入エリアの容積	399 m ³
I : HIC1基分スラリーに相当する脱水物容量	0.64 m ³

※1 : U.S. Department of Energy, AIRBORNE RELEASE FRACTIONS/RATES AND RESPIRABLE FRACTIONS FOR NONREACTOR NUCLEAR FACILITIES, Volume I - Analysis of Experimental Data, DOE-HDBK-3010-94 December 1994

※2 : 区画したエリアから建屋外へ排出される空気は少なくとも2段のHEPAフィルタを通過する。HEPAフィルタの除去性能はJIS規格にて99.97%以上 (DF=3333以上) と定めており、フィルタ2段を考慮するとDFは1.00E+07以上となるが、保守側に値を設定する。

【参考】放射性ダストの飛散影響

➤ 建屋外への放出量

フィルタプレス機より排出される脱水物が自由落下により空気中へ移行し、その空気がHEPAフィルタを通過して建屋外へ排出される際の建屋外へのSr-90放出量は以下の通り。

$$\text{建屋外への放出量} = A \times B \times 10^6 \times C \times D / E = 3.09E+03 \text{ Bq/日}$$

この値は、大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量評価にて用いる放出量（Ⅲ章2.1.3放射性気体廃棄物等の管理に記載の原子炉建屋からの放出量, 10^3 Bq/sec オーダー）に比べて十分低く、実効線量へ有意な影響を与える値では無い。

➤ 建屋内の放射能濃度

フィルタプレス機より排出される脱水物が自由落下により空気中へ移行し、当該エリア中の空気へ拡散することを想定する。

脱水物が落下する保管容器周囲の空気は排風機に吸い込まれる設計としているため、放射性物質が当該エリアへ広く拡散することはないが、保守側に、保管容器周囲の空気が脱水物の容積分押し出され、排風機に吸い込まれずに当該エリアに拡散することを想定する。脱水物が自由落下により保管容器周囲の空気中へ移行した直後の、保管容器周囲の空気中の放射性物質濃度は以下の通り。（換気空調系の寄与については次項に記載）

$$\begin{aligned} \text{放射性物質濃度} &= A \times B \times 10^6 / F \times D / (G \times 10^6) \\ &= 2.72E+01 \text{ Bq/cm}^3 \quad \dots \text{①} \end{aligned}$$

当該エリアの空気中の放射性物質濃度は以下の通り。

$$\text{放射性物質濃度} = \text{①} \times (I / F) / H = 1.45E-02 \text{ Bq/cm}^3 \quad \dots \text{②}$$

【参考】放射性ダストの飛散影響

➤ 全面マスク着用上限濃度

当該設備で取り扱うスラリーはSr-90が支配的であることから、全面マスク着用上限濃度（1年間を通して、週40時間平均して吸引すると仮定した時の上限濃度）はSr-90（チタン酸ストロンチウム以外の化合物）を基準に設定し、 $3.0E-03Bq/cm^3$ とする。

➤ 建屋内の空気浄化

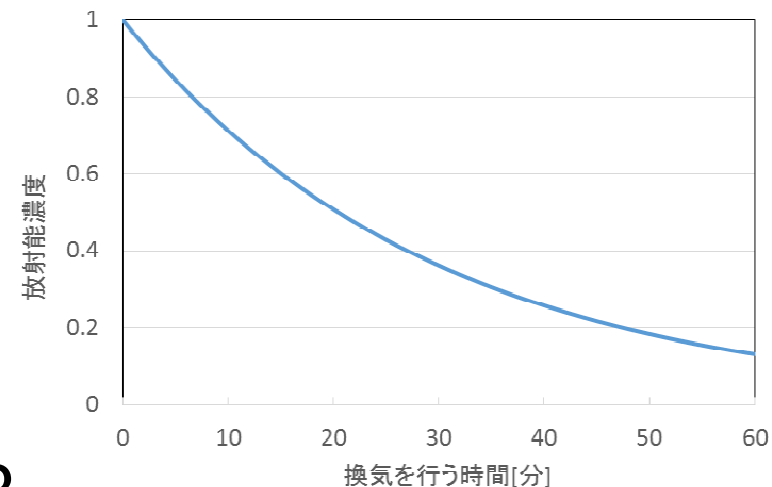
フィルタープレス機や保管容器を設置するエリアについては、ダスト管理エリアとして、エリアを区画してエリア内の空気をHEPAフィルタ付の局所排気設備により浄化する設計とする。また、その換気回数は1時間あたり2回以上としている。

②で求めた放射能濃度（ $1.45E-02 Bq/cm^3$ ）は、全面マスク着用上限濃度（ $3.0E-03Bq/cm^3$ ）に対して約5倍高い値であるが、約60分で同程度まで低下する。

作業者が、ダスト管理エリアへ立ち入る際には放射性ダスト濃度の測定を行い、放射性ダスト濃度が全面マスク着用にて作業可能な値であることを確認して作業する。

このため、作業者は立ち入りのために約60分待つ必要があるが、設備の運用に支障を及ぼすような長い待ち時間ではない。

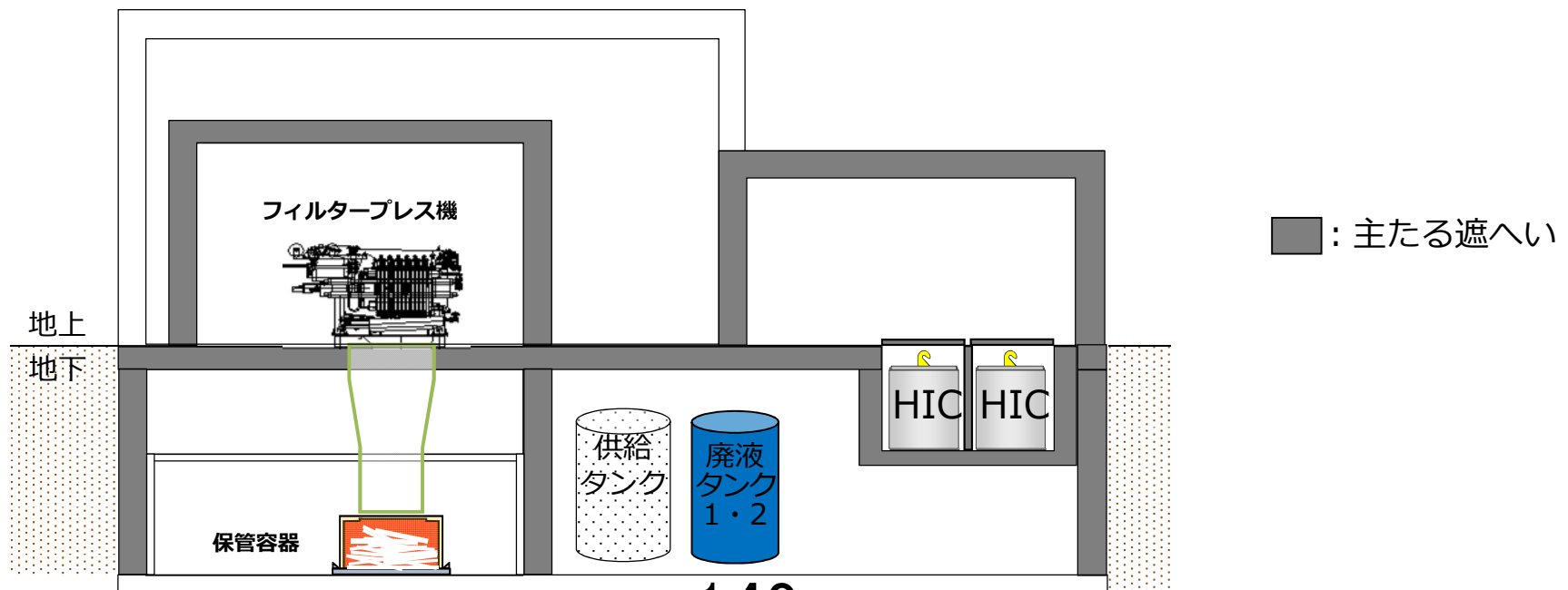
換気回数を2回/時間とする時の放射能濃度の推移を右のグラフに示す。
放射能濃度は、0分における値を1として無次元化して示している。



【参考】 遮へい計画

● 遮へい計画

- 高線量機器を建屋地下階に格納し、床及び壁等にて遮へいすることで、敷地境界線量への寄与を低減。最寄評価地点における線量寄与は、0.0006mSv/年。
- ✓ 主要機器：HIC, フィルタープレス機, 保管容器, タンク類(含水処理設備)
- ✓ 主要核種： $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ (他の核種の存在比は多核種除去設備に準じる)
- ✓ 主たる遮へい：鉄筋コンクリート造の建屋
 - ・ フィルタープレス機以外は地下配置とし、地上階床スラブで遮へい
 - ・ フィルタープレス機は地上設置のため、鉄筋コンクリート造の壁等で遮へい



【参考】脱水物の長期的な管理

- 脱水物には水が滴らない程度の水分（含水率50～60%）が含まれており水素の発生は継続するため、保管容器にはフィルター付きの排気口を設けて、水素が保管容器内に滞留しない構造とする。保管容器は固体廃棄物貯蔵庫に収納し、建屋は換気し、水素が滞留しないようにする。
- 炭酸塩スラリーや鉄共沈スラリーの脱水物については、国内での長期保管経験がないことから、保管中に想定外の形態・性状変化を生じていないかを観察する計画を立てて管理してゆく。
- 内容物が充填された脱水物保管容器のうち、容器表面線量の高いもの若干数を選定し、保管開始後の経過年数について時期を定めて内部の観察を行う。
- 変化の有無を含め、観察結果を将来の廃棄体化の検討に活用する。

福島第一原子力発電所 中期的リスクの低減目標マップ（2021年3月版）を踏まえた
検討指示事項に対する工程表（案）



2021年6月28日

東京電力ホールディングス株式会社

①：液状の放射性物質

- No.①-1：原子炉建屋内滞留水の半減・処理……………P1,2
（2021年度までにα核種除去方法の確立）
：原子炉建屋内滞留水の全量処理
：ドライアップ完了建屋の残存スラッジ等の処理
（その他のもの）
- No.①-2：原子炉注水停止に向けた取組……………P3
- No.①-3：1・3号機S/C水位低下に向けた取組……………P4
：原子炉建屋内等での汚染水の流れ等の状況把握
（その他のもの）
- No.①-4：プロセス主建屋等ドライアップ……………P5
：プロセス主建屋等ゼオライト等の回収着手
（2021年度までに手法検討）
- No.①-5：タンク内未処理水の処理（2023以降も継続）……………P6
- No.①-6：構内溜まり水等の除去（4号機逆洗弁ピット）……………P7
（その他のもの）
- No.①-7：地下貯水槽の撤去（その他のもの）……………P8

②：使用済燃料

- No.②-1：1号機原子炉建屋カバー設置…………… P9
：1・2号機燃料取り出し
：全号機使用済燃料プールからの燃料取り出し
：建物等からのダスト飛散対策
- No.②-2：2号機燃料取り出し遮へい設計等…………… P10
：2号機原子炉建屋オベフロ遮へい・ダスト抑制～2023
：1・2号機燃料取り出し
：全号機使用済燃料プールからの燃料取り出し
：建物等からのダスト飛散対策
- No.②-3：5号機燃料取り出し開始…………… P11
：6号機燃料取り出し開始
：全号機使用済燃料プールからの燃料取り出し
- No.②-4：使用済制御棒の取り出し（その他のもの）…………… P12
- No.②-5：乾式貯蔵キャスク増設開始…………… P13
：乾式貯蔵キャスク増設エリア拡張

③：固形状の放射性物質

- No.③-1：増設焼却設備運用開始…………… P14
- No.③-2：大型廃棄物保管庫（Cs吸着材入り吸着塔）設置…………… P15
- No.③-3：ALPSスラリー（HIC）安定化処理設備設置…………… P16
- No.③-4：減容処理設備・廃棄物保管庫（10棟）設置…………… P17
- No.③-5：廃棄物のより安全・安定な状態での管理…………… P18
：瓦礫等の屋外保管の解消
- No.③-6：除染装置スラッジの回収着手…………… P19
- No.③-7：1号機の格納容器内部調査…………… P20
：2号機燃料デブリ試験的取り出し・格納容器内部調査・
性状把握
：格納容器内及び圧力容器内の直接的な状況把握
（その他のもの）
- No.③-8：分析施設本格稼働，分析体制確立…………… P21
：分析第2棟等の燃料デブリ分析施設の設置
- No.③-9：燃料デブリ取り出しの安全対策（時期未定）…………… P22
- No.③-10：取り出し燃料デブリの安定な状態での保管…………… P23

④：外部事象等への対応

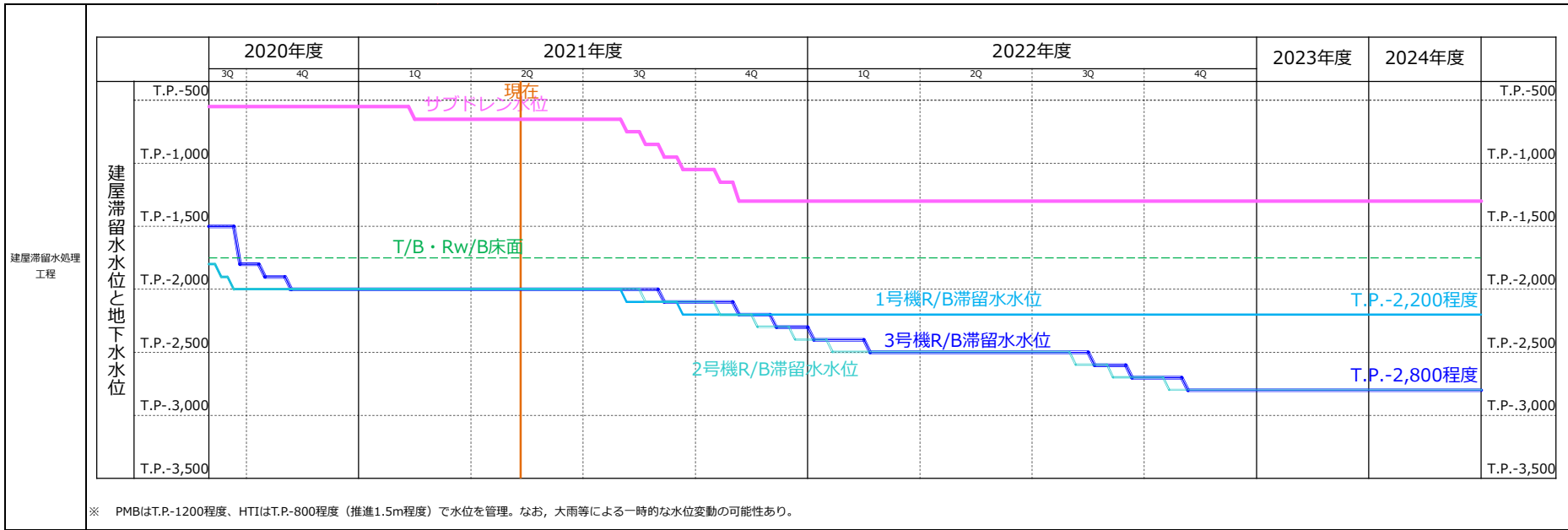
- No.④-1：建屋内雨水流入の抑制…………… P24
（1，2号機廃棄物処理建屋への流入抑制）
（その他のもの）
- No.④-2：建屋開口部閉塞等【津波】…………… P25
- No.④-3：建屋周辺のフェーシング範囲の拡大【雨水】～2023…………… P26
- No.④-4：建物構築物・劣化対策・健全性維持…………… P27
- No.④-5：建屋外壁の止水【地下水】…………… P28
- No.④-6：日本海溝津波防潮堤設置（その他のもの）…………… P29

⑤：廃炉作業を進める上で重要なもの

- No.⑤-1：1，2号機排気筒下部の高線量SGTS配管等の撤去…………… P30
：1，2号機排気筒下部とその周辺の汚染状況調査
（その他のもの）
- No.⑤-2：多核種除去設備処理済水の海洋放出等…………… P31
（時期未定）
- No.⑤-3：原子炉建屋内等の汚染状況把握（核種分析等）…………… P32
（その他のもの）
- No.⑤-4：原子炉冷却後の冷却水の性状把握（核種分析）…………… P33
（その他のもの）
- No.⑤-5：排水路の水の放射性物質の濃度低下（その他のもの）…………… P34
- No.⑤-6：建屋周辺瓦礫の撤去（3号機原子炉建屋南側）…………… P35
（その他のもの）
- No.⑤-7：T.P.2.5m盤の環境改善に係る土壌の回収・洗浄、…………… P36
地下水の浄化対策等の検討（その他のもの）
- No.⑤-8：品質管理体制の強化…………… P37
：労働安全衛生環境の継続的改善
：高線量下での被ばく低減
- No.⑤-9：シールドプラグ付近の汚染状態把握…………… P38
：シールドプラグ汚染を考慮した各廃炉作業への影響を検討

No.	分類	項目				
①-1	液状の放射性物質	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋内滞留水の半減・処理（2021年度までにα核種除去方法の確立） 原子炉建屋内滞留水の全量処理 ドライアップ完了建屋の残存スラッジ等の処理（その他のもの） 				
現状の取り組み状況		<table border="1"> <thead> <tr> <th>検討課題</th> <th>今後の予定</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td> <p>【滞留水処理】</p> <ul style="list-style-type: none"> 循環注水を行っている1～3号機原子炉建屋、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋以外の建屋の最下階の床面露出状態を維持 1～3号機原子炉建屋の水位低下は、R/B下部のα核種を含む高濃度の滞留水を処理することで生じる急激な濃度変化による後段設備への影響等を緩和するため、建屋毎に2週間毎に10cm程度のペースを目安に水位低下を実施中 1～4号機建屋滞留水を一時貯留しているプロセス主建屋、高温焼却炉建屋を代替する建屋滞留水一時貯留タンクを設置し、床面露出をすることを計画中 <p>【α核種除去方法の確立】</p> <ul style="list-style-type: none"> 全α濃度の傾向監視とともに、α核種の性状分析等を進め、並行して、α核種の低減メカニズムの解明を進めている。（比較的高濃度α核種を有する原子炉建屋に対してα核種除去が確立することにより、汚染源を下流設備に拡大させることなく原子炉建屋滞留水の処理が可能となる。） α核種除去設備の設計・検討を実施中。 <p>【床面露出後の残存スラッジ等の回収】</p> <ul style="list-style-type: none"> 床面露出状態を維持させている建屋について、床上にスラッジ等が残存していることから、処理方法を検討中。 </td> <td> <p>【滞留水処理】</p> <ul style="list-style-type: none"> 汚染水発生量を低減すること（2025年内に100m³/日以下とする） 1～3号機原子炉建屋について、2022～2024年度内に滞留水を2020年末の半分程度（約3000m³未満）に低減すること プロセス主建屋、高温焼却炉建屋を代替するタンクの設置すること <p>【α核種除去方法の確立】</p> <ul style="list-style-type: none"> 滞留水中のα核種については、現在までの知見で概ね固形物であることが確認されている（実液を使用したラボの分析で0.1μmのフィルタで9割程度のα核種の除去ができていた）ものの、滞留水中のα核種の粒径分布及びイオン状の存在はまだ不明な部分も多く、現在分析を継続的に進めている状況汚染源を広げない観点からその性状の把握とともに効率的な滞留水中のα核種の除去方法の検討が必要 <p>【床面露出後のスラッジ等の回収】</p> <ul style="list-style-type: none"> 床面露出状態を維持させている建屋スラッジ等の処理方法を確立すること </td> </tr> </tbody> </table>	検討課題	今後の予定	<p>【滞留水処理】</p> <ul style="list-style-type: none"> 循環注水を行っている1～3号機原子炉建屋、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋以外の建屋の最下階の床面露出状態を維持 1～3号機原子炉建屋の水位低下は、R/B下部のα核種を含む高濃度の滞留水を処理することで生じる急激な濃度変化による後段設備への影響等を緩和するため、建屋毎に2週間毎に10cm程度のペースを目安に水位低下を実施中 1～4号機建屋滞留水を一時貯留しているプロセス主建屋、高温焼却炉建屋を代替する建屋滞留水一時貯留タンクを設置し、床面露出をすることを計画中 <p>【α核種除去方法の確立】</p> <ul style="list-style-type: none"> 全α濃度の傾向監視とともに、α核種の性状分析等を進め、並行して、α核種の低減メカニズムの解明を進めている。（比較的高濃度α核種を有する原子炉建屋に対してα核種除去が確立することにより、汚染源を下流設備に拡大させることなく原子炉建屋滞留水の処理が可能となる。） α核種除去設備の設計・検討を実施中。 <p>【床面露出後の残存スラッジ等の回収】</p> <ul style="list-style-type: none"> 床面露出状態を維持させている建屋について、床上にスラッジ等が残存していることから、処理方法を検討中。 	<p>【滞留水処理】</p> <ul style="list-style-type: none"> 汚染水発生量を低減すること（2025年内に100m³/日以下とする） 1～3号機原子炉建屋について、2022～2024年度内に滞留水を2020年末の半分程度（約3000m³未満）に低減すること プロセス主建屋、高温焼却炉建屋を代替するタンクの設置すること <p>【α核種除去方法の確立】</p> <ul style="list-style-type: none"> 滞留水中のα核種については、現在までの知見で概ね固形物であることが確認されている（実液を使用したラボの分析で0.1μmのフィルタで9割程度のα核種の除去ができていた）ものの、滞留水中のα核種の粒径分布及びイオン状の存在はまだ不明な部分も多く、現在分析を継続的に進めている状況汚染源を広げない観点からその性状の把握とともに効率的な滞留水中のα核種の除去方法の検討が必要 <p>【床面露出後のスラッジ等の回収】</p> <ul style="list-style-type: none"> 床面露出状態を維持させている建屋スラッジ等の処理方法を確立すること
検討課題	今後の予定					
<p>【滞留水処理】</p> <ul style="list-style-type: none"> 循環注水を行っている1～3号機原子炉建屋、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋以外の建屋の最下階の床面露出状態を維持 1～3号機原子炉建屋の水位低下は、R/B下部のα核種を含む高濃度の滞留水を処理することで生じる急激な濃度変化による後段設備への影響等を緩和するため、建屋毎に2週間毎に10cm程度のペースを目安に水位低下を実施中 1～4号機建屋滞留水を一時貯留しているプロセス主建屋、高温焼却炉建屋を代替する建屋滞留水一時貯留タンクを設置し、床面露出をすることを計画中 <p>【α核種除去方法の確立】</p> <ul style="list-style-type: none"> 全α濃度の傾向監視とともに、α核種の性状分析等を進め、並行して、α核種の低減メカニズムの解明を進めている。（比較的高濃度α核種を有する原子炉建屋に対してα核種除去が確立することにより、汚染源を下流設備に拡大させることなく原子炉建屋滞留水の処理が可能となる。） α核種除去設備の設計・検討を実施中。 <p>【床面露出後の残存スラッジ等の回収】</p> <ul style="list-style-type: none"> 床面露出状態を維持させている建屋について、床上にスラッジ等が残存していることから、処理方法を検討中。 	<p>【滞留水処理】</p> <ul style="list-style-type: none"> 汚染水発生量を低減すること（2025年内に100m³/日以下とする） 1～3号機原子炉建屋について、2022～2024年度内に滞留水を2020年末の半分程度（約3000m³未満）に低減すること プロセス主建屋、高温焼却炉建屋を代替するタンクの設置すること <p>【α核種除去方法の確立】</p> <ul style="list-style-type: none"> 滞留水中のα核種については、現在までの知見で概ね固形物であることが確認されている（実液を使用したラボの分析で0.1μmのフィルタで9割程度のα核種の除去ができていた）ものの、滞留水中のα核種の粒径分布及びイオン状の存在はまだ不明な部分も多く、現在分析を継続的に進めている状況汚染源を広げない観点からその性状の把握とともに効率的な滞留水中のα核種の除去方法の検討が必要 <p>【床面露出後のスラッジ等の回収】</p> <ul style="list-style-type: none"> 床面露出状態を維持させている建屋スラッジ等の処理方法を確立すること 					

対策	分類	内容	2021年度												2022年度			2023年度	2024年度以降	備考
			4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月						
1～3号機原子炉建屋水位低下	現場作業	原子炉建屋滞留水水位低下（半減に向けた水位低下）	[進捗状況]												[進捗状況]			[進捗状況]	[進捗状況]	
建屋滞留水一時貯留タンクの設置	設計・検討	建屋滞留水一時貯留タンク設計	[進捗状況]												[進捗状況]			[進捗状況]	[進捗状況]	
	現場作業	建屋滞留水一時貯留タンク設置	[進捗状況]												[進捗状況]			[進捗状況]	[進捗状況]	
滞留水中のα核種除去方法の確立	設計・検討	α核種除去設備設計	[進捗状況]												[進捗状況]			[進捗状況]	[進捗状況]	
	現場作業	α核種除去設備設置	[進捗状況]												[進捗状況]			[進捗状況]	[進捗状況]	
床面露出後の残存スラッジ等の回収	設計・検討	床面スラッジ等回収装置の検討・設計	[進捗状況]												[進捗状況]			[進捗状況]	[進捗状況]	
	現場作業	床面スラッジ等回収装置の設置	[進捗状況]												[進捗状況]			[進捗状況]	[進捗状況]	



No.	分類	項目
①-2	液状の放射性物質	原子炉注水停止に向けた取組
現状の取り組み状況		検討課題
<p>・2019年度の注水停止試験も踏まえ、2020年度の注水停止試験を以下のとおり実施することを計画。</p> <p>1号機：PCV水位が最下端の温度計(T1)を下回るかどうかを確認するために5日間の停止 2020年11月26日～12月1日に注水停止を実施。</p> <p>2号機：温度評価モデルの妥当性を検証するために3日間の停止 2020年8月17日～20日に注水停止を実施し、RPV底部温度は予測と同程度の上昇を確認。</p> <p>3号機：PCV水位がMSラインベローズ配管を下回らないことを確認するために7日間の停止 2021年4月9日～16日に注水停止を実施。</p>		<p>・注水停止に伴う安全機能（冷却、閉じ込め、臨界等）への影響を見極めながら試験する必要がある。</p> <p>・試験結果を踏まえて今後の注水のあり方を検討する。 - 2・3号機の注水量を現在の3.0m³/hから低減していく。</p>
		今後の予定

工程表

分類	内容	2021年度												2022年度			2023年度	2024年度 以降	備考	
		4月	5月	6月	7月 稼働中	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月							
運用	原子炉注水の一時的な停止試験	□																		
	原子炉注水量の低減																			
	原子炉建屋滞留水水位低下 (半減に向けた水位低下)																			

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目
①-3	液状の放射性物質 廃炉作業を進める上で重要なもの	・1・3号機S/C水位低下に向けた取組 ・原子炉建屋内等での汚染水の流れ等の状況把握（その他のもの）
現状の取り組み状況		検討課題
・サブプレッションチェンバ（S/C）の水位計測・制御を行う設備の設置に資する技術（S/C内へアクセスのためのガイドパイプ等）の開発を実施 ・原子炉格納容器（PCV）下部から原子炉建屋への汚染水漏れ箇所等の調査等を実施 【1号機】 ・サンドクッションドレンラインからの流水を確認 ・真空破壊ラインベローズからの漏れを確認 【2号機】 ・原子炉建屋地下階の気中部からの漏れいなし（サブプレッションチェンバ水没部からの漏れいの可能性） 【3号機】 ・原子炉建屋1階主蒸気配管ベローズからの漏れを確認 ・S/C内包水のサンプリング実施(2020年7月～9月)		・3号機については、PCV（S/C含む）内から直接取水のためのガイドパイプ等の技術を用いたS/C水位低下設備の設置については、干渉物撤去も含めた現地施工性、メンテナンス等の現場適用性の課題抽出・整理および成立性確認が必要。 1号機については、既設配管を活用したPCV水位低下の成立性確認が必要。 ・未確認のPCV下部からの漏れい箇所等の調査方法の検討 （2号機サブプレッションチェンバ水没部の漏れい経路の特定等）
		今後の予定
		・調査方法の検討を行う。

分類	内容	2021年度												2022年度				2023年度	2024年度以降	備考
		4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月			
1号機PCV 水位低下	成立性検討	[Gantt bar from April to July]																		
	線量低減・サンプリング機構設置・取水																			
	取水設備の設計・製作・設置																			
3号機PCV内取 水設備設置	許可可 実施計画	[Gantt bar from April to July]																		
	現場作業 取水設備設置																			
3号機S/C水 位低下に向け た設計・検討	PCV水位低下時の安全性確認	[Gantt bar from April to July]																		
	3号機 PCV(S/C を含む)内 の水位計 測・制御を 行うシステ ム検討	[Gantt bar from April to July]																		
	現場適用性の課題抽出・整理	[Gantt bar from April to July]																		
	現場適用の成立性確認	[Gantt bar from April to July]																		
	水位低下設備の設計検討																			
運用	原子炉注水の一時的な停止試験																			
	原子炉建屋滞留水水位低下 (半減に向けた水位低下)	[Gantt bar from April to July]																		

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目
①-4	液状の放射性物質 固体状の放射性物質	・プロセス主建屋等ドライアップ ・プロセス主建屋等ゼオライト等の回収着手（2021年度までに手法検討）
現状の取り組み状況		検討課題
<ul style="list-style-type: none"> ・プロセス主建屋（PMB）、高温焼却炉建屋（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壌の対策及びα核種の拡大防止対策を優先的に進める。 ・PMBのゼオライト土壌のサンプリングを実施し、分析を実施 ・現場調査、線量評価実施 ・対策の概念検討（水中回収を主方針として検討中） 		<ul style="list-style-type: none"> ・現場調査において、プロセス主建屋およびHTI建屋ともに水中のゼオライト土壌近傍で数Sv/hの高線量となっており、作業被ばく抑制や、ダスト飛散防止、類似例の多さを考慮し、実現性が高いと考えられる水中回収を実施する方針で検討。 ・技術の信頼性が高いと考えられる水中回収工法であるが、PMB・HTIに特有な状況に留意して工法の検討を進める。
今後の予定		
基本設計を開始し、より具体的な検討に入り、2021年度中に手法を確定する。2023年度内に処理を開始する。		

工程表																					
対策	分類	内容	2021年度												2022年度		2023年度	2024年度以降	備考		
			4月	5月	6月	7月 現時点	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月							
ゼオライト土壌等の対策	設計・計画	ゼオライト土壌等対策基本設計（手法検討）	→																		
		ゼオライト土壌等対策詳細設計																			
	許認可	実施計画																			
	現場作業	ゼオライト土壌等対策設備製作・設置																			
		ゼオライト土壌等処理																			

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目																		
①-5	液状の放射性物質	・タンク内未処理水の処理（2023以降も継続）																		
現状の取り組み状況		検討課題	今後の予定																	
<p>【Sr未処理水の処理】</p> <p>・2020年8月8日をもって再利用分の溶接型タンク内のSr処理水の処理を完了（ポンプインターロック値以下の残水約6,500m³は除く）。</p>		—	<p>【Sr未処理水の処理】</p> <p>・今後は日々発生するSr処理水を多核種除去設備にて処理していく。</p> <p>【濃縮廃液の処理】</p> <p>・濃縮廃液貯槽(Dエリア)貯留分：海水成分濃度が高い放射性液体の最適な処理の方法について、国外の知見を踏まえた整理を2021年度も継続実施し、処理方針を決定する計画</p> <p>・濃縮廃液貯槽(H2エリア)貯留分：炭酸塩主体のスラリー状であるため、スラリー安定化処理設備による処理を検討（ALPSスラリーの処理完了後）</p>																	
工程表																				
対策	分類	内容	2021年度												2022年度			2023年度	2024年度以降	備考
			4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月						
未処理水の処理	現場作業	濃縮廃液の処理	取り纏まり次第、提示																	

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
 青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目																		
①-6	液状の放射性物質	構内溜まり水等の除去（4号機逆洗弁ピット）（その他のもの）																		
現状の取り組み状況		検討課題									今後の予定									
<ul style="list-style-type: none"> トレンチは、年1回、溜まり水の点検を実施 1号機海水配管トレンチは、水質の浄化について継続検討中 放水路は、溜まり水の濃度を監視中 1号機逆洗弁ピットは、2020年6月内部充填完了 2号機逆洗弁ピットは、2020年8月内部充填完了 4号機逆洗弁ピットは、2020年11月から内部充填工事に着手し、2021年5月に完了 		<ul style="list-style-type: none"> トレンチは、点検箇所の空間線量が高いなどの理由により、アクセスできない箇所がある。 									<ul style="list-style-type: none"> トレンチの未点検箇所は、アクセス方法を見直す等により、計画的に点検予定 放水路は、排水ルートの変更と合わせて、対策を検討予定 その他については、溜まり水の濃度などリスクの優先順等の検討結果を踏まえ、順次対策を実施予定 									
工程表																				
対策	分類	内容	2021年度												2022年度			2023年度	2024年度以降	備考
			4月	5月	6月	7月 現時点	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月						
全般	現場作業	トレンチ点検	年1回、溜まり水の点検を実施																	
1号機海水配管トレンチ	現場作業	溜まり水の除去・内部充填																		2017年12月より充填作業実施中 溜まり水の水質による水処理設備への影響を踏まえ水移送・充填作業を一時中断、移送計画を再変更 ※水質の浄化について継続検討中
4号機逆洗弁ピット	現場作業	溜まり水の除去・内部充填																		2020年11月9日着手 2021年5月13日完了

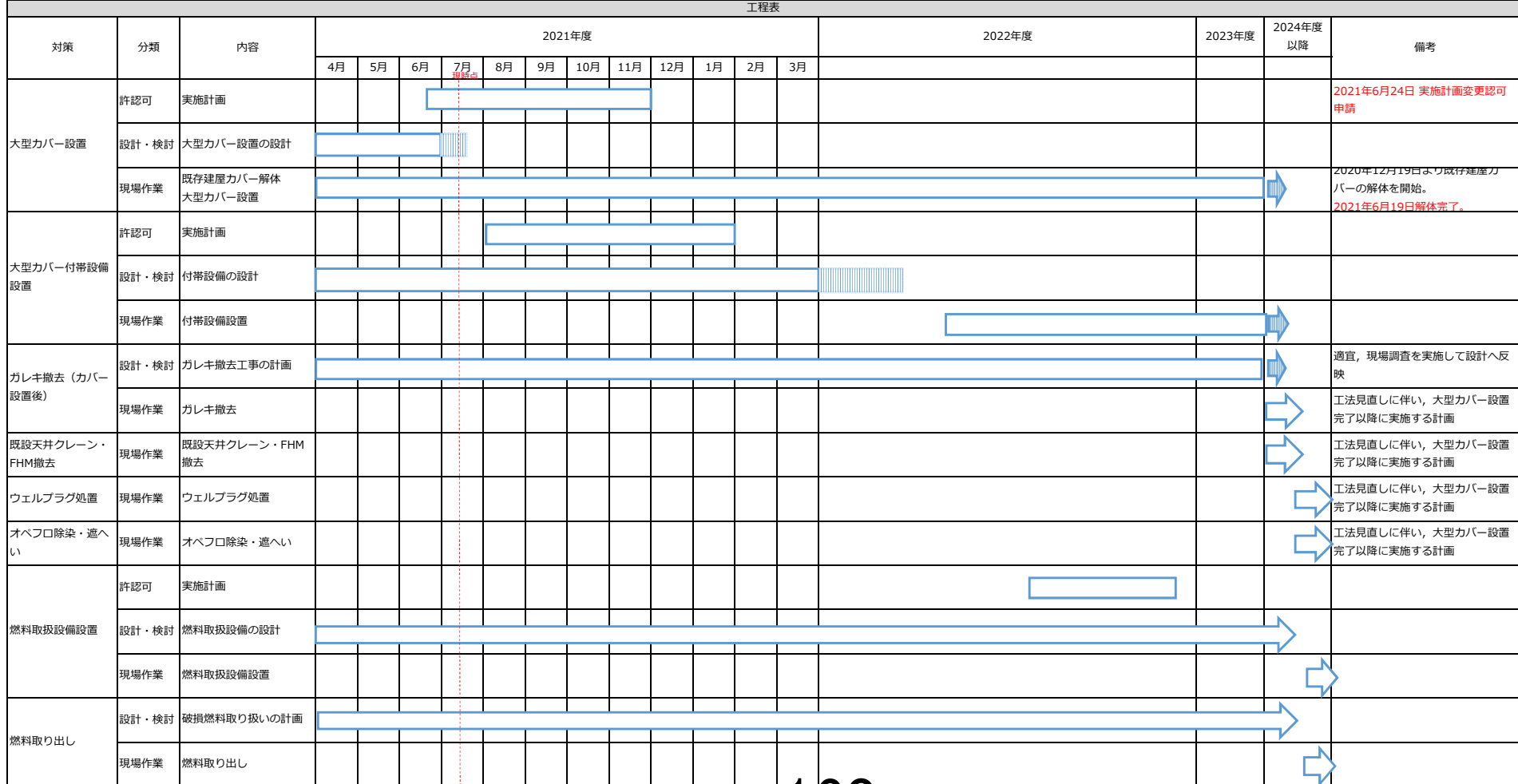
赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目																																
①-7	液状の放射性物質	地下貯水槽の撤去（その他のもの）																																
現状の取り組み状況		検討課題										今後の予定																						
<ul style="list-style-type: none"> 漏えい後に、地下貯水槽内部の貯水と周辺の汚染土壌を回収した。 新たな汚染水の漏えいについては、地下貯水槽内部の水位を低く保っていること及び継続中の地下水モニタリング結果から、可能性は低いと評価している。 地下貯水槽内部の残水回収作業は、2018年9月26日に完了 解体・撤去の方針について検討中 		<ul style="list-style-type: none"> 解体・撤去の実施にあたっては、大量の廃棄物が発生することから、廃棄物の減容・保管設備の整備計画と連携し、撤去時期を検討することが必要 										<ul style="list-style-type: none"> 廃棄物設備の計画と連携しながら、撤去の方針およびスケジュール等を検討する。 																						
工程表																																		
対策	分類	内容	2021年度												2022年度			2023年度	2024年度以降	備考														
			4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月																				
解体・撤去	設計・検討	撤去・解体工法の概念検討				7月																												

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目
②-1	使用済燃料 廃炉作業を進める上で重要なもの	<ul style="list-style-type: none"> ・1号機原子炉建屋カバー設置 ・1・2号機燃料取り出し ・全号機使用済燃料プールからの燃料取り出し ・建物等からのダスト飛散対策

現状の取り組み状況	検討課題	今後の予定
<ul style="list-style-type: none"> ・建屋カバー残置部解体完了 ・ずれが確認されたウェルブラグの処置計画の検討 ・ダスト対策の更なる信頼性向上や雨水の建屋流入抑制の観点等から、「原子炉建屋を覆う大型カバーを設置し、カバー内でガレキ撤去を行う」工法を選択。大型カバーや燃料取扱設備等の設計検討 ・大型カバー内でのガレキ（屋根鉄骨・既設機器含む）撤去計画の検討 ・大型カバー付帯設備、燃料取扱設備の設計 ・震災前から保管している破損燃料の取り扱い計画の検討 	<ul style="list-style-type: none"> (1)大型カバー内でのガレキ（屋根鉄骨・既設機器含む）撤去計画の検討 (2)ずれが確認されたウェルブラグの処置計画の立案 (3)大型カバーや燃料取扱設備等の計画の立案 (4)震災前から保管している破損燃料の取り扱い計画の立案 	<ul style="list-style-type: none"> ・2023年度頃の大型カバー設置完了に向けて設計・検討を進めていく。併せて、燃料取扱設備及び震災前から保管している破損燃料の取り扱い等についても検討を進めていく。 ・ガレキ（屋根鉄骨・既存設備含む）を大型カバー内で撤去するにあたり、ガレキの詳細な状況を確認するために調査を行い、ガレキ撤去計画の検討を進めていく。



No.	分類	項目
②-2	使用済燃料 廃炉作業を進める上で重要なもの	<ul style="list-style-type: none"> ・2号機燃料取り出し遮へい設計等 ・2号機原子炉建屋オベフロ遮へい・ダスト抑制～2023 ・1・2号機燃料取り出し ・全号機使用済燃料プールからの燃料取り出し ・建物等からのダスト飛散対策
現状の取り組み状況		<p>・オペレーティングフロアの除染・遮へい計画の検討</p> <p>・燃料取り出し用構台や燃料取扱設備等の設計</p> <p>・2020年12月25日 実施計画変更認可申請</p> <p>・オペレーティングフロアの残置物片付け作業完了に伴う、オベフロ調査完了</p>
検討課題		<p>(1)燃料取り出し用構台の計画立案</p> <p>(2)オペレーティングフロアの除染・遮へいの計画立案</p> <p>(3)燃料取扱設備等の計画立案</p>
今後の予定		
<p>・中長期ロードマップの目標である2024年度～2026年度からの燃料取り出し開始に向けて設計・検討を進めていく。</p>		

工程表

対策	分類	内容	2021年度												2022年度			2023年度	2024年度以降	備考						
			4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月												
オペレーティングフロア内作業	現場作業	オベフロ調査	■																					規制庁との協働調査終了		
		干渉物撤去																							既存設備の干渉物撤去予定	
		除染・遮へい																							オベフロ除染に向けたモックアップを3月15日着手（準備作業含む）	
燃料取り出し用構台設置	許認可	実施計画																						2020年12月25日 実施計画変更認可申請 審査状況を踏まえた認可希望時期の変更		
	設計・検討	燃料取り出し用構台の設計																								
	現場作業	構台設置ヤード整備 地盤改良準備作業 地盤改良																								
		燃料取り出し用構台設置																								
燃料取扱設備等設置	許認可	実施計画																						2020年12月25日 実施計画変更認可申請 審査状況を踏まえた認可希望時期の変更		
	設計・製作	燃料取扱設備等の設計																								
	現場作業	燃料取扱設備等設置																								
燃料取り出し	現場作業	燃料取り出し																								

No.		分類		項目															
②-3		使用済燃料		<ul style="list-style-type: none"> ・5号機燃料取り出し開始 ・6号機燃料取り出し開始 ・5・6号機使用済燃料プールからの燃料取り出し 															
現状の取り組み状況				検討課題						今後の予定									
<ul style="list-style-type: none"> ・搬出先の共用プールの空き容量確保の為、乾式キャスクを調達中 				<ul style="list-style-type: none"> ・乾式キャスク及び乾式キャスク貯蔵エリアの増設 						<ul style="list-style-type: none"> ・1,2号機の作業に影響を与えない範囲で、燃料を取り出す。 ・2022年度に6号機の使用済燃料取り出しを開始する計画 									
工程表																			
対策	分類	内容	2021年度												2022年度	2023年度	2024年度以降	備考	
			4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月					
5号機燃料取り出し	現場作業	燃料取り出し																⇨	
6号機燃料取り出し	現場作業	燃料取り出し														⇨			

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
 青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目
②-4	使用済燃料	・使用済制御棒の取り出し（その他のもの）
現状の取り組み状況		今後の予定
<ul style="list-style-type: none"> 万一のSFP漏えい発生時に備えた注水手段は確立済 制御棒等の搬出先候補（サイトバンカ）の調査の実施済 		<ul style="list-style-type: none"> SFP廃止措置の全体方針，計画の策定 対象物の取り出し方法，移送方法の検討 搬出先の確保 保管方法の検討
<ul style="list-style-type: none"> 3号機 使用済燃料プール内の制御棒等の調査を実施する。 3号機 使用済燃料プール内のガレキの取り出しを実施する。 SFP内の使用済制御棒等は，高汚染・高線量物として保管することになると想定される。このため，安全対策や保管先の確保等の計画が必要になる。 一方，取り出し時期は，1F廃炉全体の状況を踏まえた優先度に基づき，決定する必要がある。 		

工程表																				
対策	分類	内容	2021年度												2022年度		2023年度	2024年度以降	備考	
			4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月						
制御棒等の搬出先確保	現場作業	サイトバンカ調査																		
3号機制御棒等取り出し	現場作業	プール内制御棒等調査																		
	現場作業	プール内ガレキ取り出し																		

No.	分類	項目
②-5	使用済燃料	<ul style="list-style-type: none"> 乾式貯蔵キャスク増設開始 乾式貯蔵キャスク増設エリア拡張
現状の取り組み状況		今後の予定
<ul style="list-style-type: none"> 乾式キャスクの製造及び使用前検査実施中 乾式キャスク仮保管設備の増設実現性について検討中 		<ul style="list-style-type: none"> 乾式キャスク仮保管設備の増設の計画立案 2021年度末頃からの乾式貯蔵キャスクの納入開始を計画 2022年中の乾式キャスク仮保管設備の増設工事の開始を計画

		工程表																													
対策	分類	内容	2021年度												2022年度								2023年度	2024年度以降	備考						
			4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月	9月	3Q~4Q										
乾式キャスクの増設、仮保管設備の増設	許認可	実施計画																													2020年4月16日 実施計画変更認可申請 2020年9月29日 実施計画変更認可
乾式キャスク増設	現場作業	乾式キャスクの製造																													
		乾式キャスクの設置 (共用プールからの燃料取り出し)																													
乾式キャスク仮保管設備の増設	設計・検討	乾式キャスク仮保管設備の増設検討及び設計																													
	許認可	実施計画																													
	現場作業	乾式キャスク仮保管設備の増設工事																													

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目																		
③-1	固形状の放射性物質	・増設焼却設備運用開始																		
現状の取り組み状況		検討課題										今後の予定								
・2018年4月19日実施計画変更認可 ・現在、想定より多い摩耗の確認された摺動部の設計見直しを実施中		□ロータリーキルンの摺動部に想定より多い摩耗が確認されたため、摺動部の構造を見直す										・2021年4月～2021年9月：摺動部の設備設計・製作 ・2021年8月～2021年12月：現地工事（既設設備の撤去、新規設備の取付） ・2021年12月～2022年3月：系統試験、コールド試験、ホット試験等 ・2022年3月：設備竣工、運用開始予定								
工程表																				
分類	内容	2021年度												2022年度			2023年度	2024年度以降	備考	
		4月	5月	6月	7月 現段階	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月							
設計・製作	摺動部の設備設計・製作	■																		
現場作業	摺動部の撤去・取付工事					■														
許認可	実施計画				■															
運用	系統試験・試運転									■										ロータリーキルンの摺動部に想定より多い摩耗が確認されたため、摺動部の構造を見直す 2022年3月竣工予定
	本格運用（焼却処理）													▶						2022年3月運転開始予定

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
 青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目
③-2	固形状の放射性物質	・大型廃棄物保管庫（Cs吸着材入り吸着塔）設置
現状の取り組み状況		検討課題
<ul style="list-style-type: none"> ・2018年11月30日 実施計画変更認可申請 ・2019年6月3日～2020年5月20日 準備作業（地盤改良等） ・2020年5月27日 実施計画変更認可 ・2020年6月1日～ 建屋設置工事 ・2020年7月22日 実施計画変更認可申請（揚重設備、架台設置） 		今後の予定 <ul style="list-style-type: none"> ・2021年度に建屋竣工予定 ・実施計画変更認可及び建屋設置工事工程については、2月13日に発生した地震を踏まえ、設計見直しを検討中。

工程表																					
分類	内容	2021年度												2022年度			2023年度	2024年度以降	備考		
		4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月								
許認可	実施計画 建屋設置（換気，電気・ 計装含む）																				2018年11月30日 実施計画変更認可申請 2020年5月27日 実施計画変更認可
	実施計画（揚重設備，架 台設置）																				2020年7月22日 実施計画変更認可申請
現場作業	設置工事																				2020年6月1日～ 着工
運用	吸着塔類の移動																				架台設置後に吸着塔移動開始予定

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目																	
③-3	固形状の放射性物質	・ALPSスラリー（HIC）安定化処理設備設置																	
現状の取り組み状況		検討課題											今後の予定						
<ul style="list-style-type: none"> ・2017年度に概念設計を実施 ・2018～2020年度に構内での設置可能場所の選定，脱水物を収納する容器の検討を行い，処理設備の基本設計を実施 ・2021年1月7日 実施計画変更認可申請 ・第87,88,91回検討会にて，設備の検討状況，及び設置までのスケジュールを提示 		<ul style="list-style-type: none"> ・HICからスラリーの抜出，脱水物の充填・搬出，メンテナンス時等，設備運用時の安全性確保，ダスト飛散防止対策，脱水物保管容器の健全性。 											<ul style="list-style-type: none"> ・2021年度より建屋設置工事及び機器製作・設置を開始予定 ・2022年度に運用開始予定 						
工程表																			
分類	内容	2021年度												2022年度		2023年度	2024年度以降	備考	
		4月	5月	6月	7月 <small>現時点</small>	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月						
設計・検討	配置設計・建屋設計																		
許認可	実施計画																		2021年1月7日 実施計画変更認可申請 監視・評価検討会における対応状況を踏まえ，工程精査中
製作・現場作業	建屋設置																		監視・評価検討会における対応状況を踏まえ，工程精査中
	スラリー安定化処理設備（フィルタープレス機他）製作・設置																		
運用	スラリー安定化処理																		

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目																							
③-4	固形状の放射性物質	減容処理設備・廃棄物保管庫（10棟）設置																							
現状の取り組み状況			検討課題												今後の予定										
【減容処理設備】 ・ 2019年12月2日 実施計画変更認可申請 ・ 2021年4月6日 変更認可 【固体廃棄物貯蔵庫第10棟】 ・ 詳細設計を実施中 ・ 汚染土一時保管施設と統合し設置する計画へ変更			-												【減容処理設備】 ・ 2022年度に竣工予定 【固体廃棄物貯蔵庫第10棟】 ・ 2022年度に竣工予定の減容処理設備の運用開始に合わせて、運用開始できるよう検討等を進める。 ・ 建屋は2024年度にかけて順次竣工予定										
対策	分類	内容	2021年度												2022年度			2023年度	2024年度以降	備考					
			4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月											
減容処理設備設置	許認可	実施計画	□																						2019年12月2日 変更認可申請 2021年4月6日 変更認可
	現場作業	設置工事	■																				地盤整地等の準備作業実施中 2022年度竣工予定		
	運用	減容処理																							竣工後、速やかに実施
固体廃棄物貯蔵庫第10棟設置	設計・検討	設置の検討・計画	■																						
	許認可	実施計画				■																			設計進捗に伴う申請時期の見直し
	現場作業	設置工事							■															建屋は3工区を順次設置予定	
	運用	廃棄物受入																							

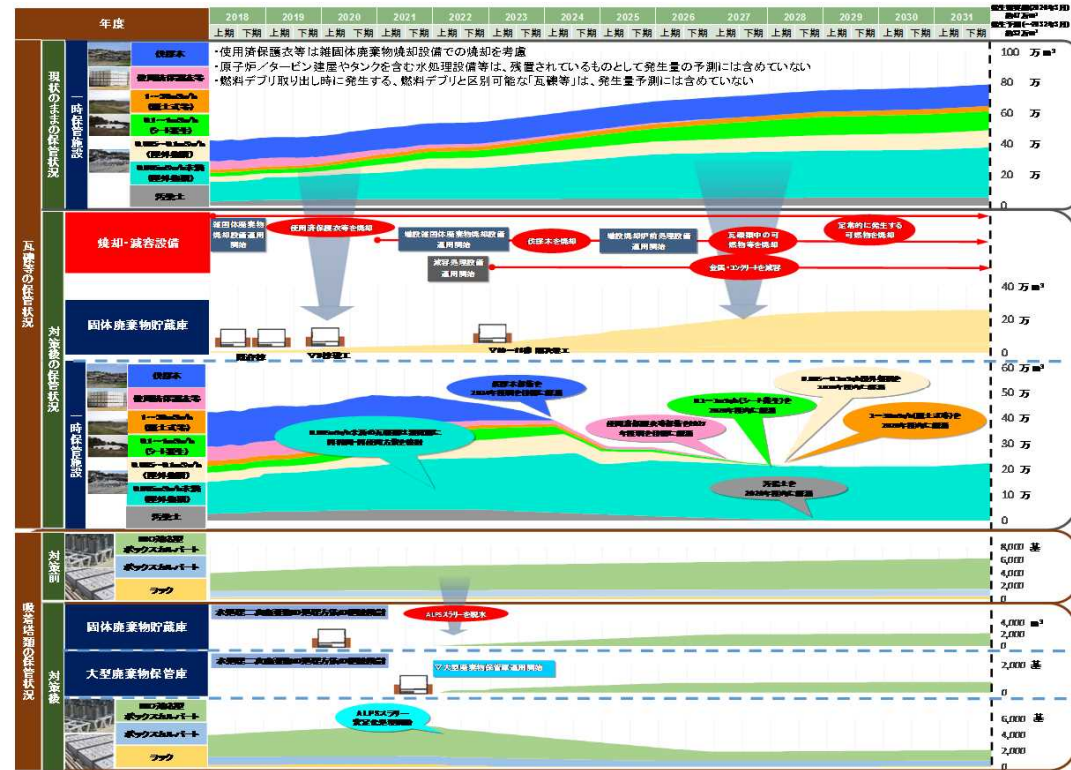
赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目
③-5	固形状の放射性物質	<ul style="list-style-type: none"> ・廃棄物のより安全・安定な状態での管理 ・瓦礫等の屋外保管の解消
現状の取り組み状況		検討課題
・2016年3月「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管理計画」の策定（2020年7月 第4回改訂）		今後の予定 ・当面10年程度に発生する固体廃棄物物量予測を年1回見直し、適宜保管管理計画を更新する。

工程表

保管管理計画に基づき2028年度内までに、水処理二次廃棄物及び再利用・再使用対象を除くすべての固体廃棄物の屋外保管を解消する。

福島第一原子力発電所の固体廃棄物の保管管理計画イメージ



赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目
③-6	固形状の放射性物質	・除染装置スラッジの回収着手
現状の取り組み状況		検討課題
<ul style="list-style-type: none"> ・遠隔操作アーム、吸引装置を用いてスラッジを抜き出す方法を検討中 ・プロセス主建屋1階の除染作業を実施中 ・スラッジ抜出しの過程における脱水を計画 ("安定化処理"を別個に計画する必要があるかを今後判断) 		<ul style="list-style-type: none"> ・抜き出し装置を設置するプロセス主建屋1階が高線量であることから除染の検討 ・高線量スラッジを取り扱うことから遮へい、漏えい対策等の安全対策の検討 ・抜き出し時にスラッジをどこまで脱水できるかについて検討 ・スラッジの脱水性の評価と脱水設備の設計具体化
		今後の予定
		<ul style="list-style-type: none"> ・抜き出し装置の更なる具体化、安全対策を含めた詳細設計を実施し、スラッジを高台へ移送開始する。(2023年度 高台への移送を完了予定) ・スラッジ抜出しに関する実施計画変更申請への反映に向けて検討を進める。

工程表																				
対策	分類	内容	2021年度												2022年度		2023年度	2024年度 以降	備考	
			4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月						
除染装置スラッジの移送	設計・検討	詳細設計検討																		
	許認可	実施計画																		
	製作 現場作業	除染装置フラッシング、床 面除染、遮へい設置等																		
		抜き出し装置製作・設置																		
		抜き出し装置運転																		

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
 青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目
③-7	固形状の放射性物質 廃炉作業を進める上で重要なもの	<ul style="list-style-type: none"> ・1号機の格納容器内部調査 ・2号機燃料デブリ試験的取り出し・格納容器内部調査・性状把握 ・格納容器内及び圧力容器内の直接的な状況把握（その他のもの）
現状の取り組み状況		検討課題
<p>○原子炉格納容器（PCV）内部調査</p> <ul style="list-style-type: none"> ・遠隔調査装置を開発し、PCV内部調査を進めている。至近の調査状況は下記の通り。 【1号機】 ・走行型調査装置が1階グレーチング上から装置先端部を吊り下ろすことで、ベデスタル外側地下階の映像・線量率を取得（2017年3月） 【2号機】 ・テレスコピック式調査装置の先端をベデスタル内グレーチング脱落部まで到達させた後に装置先端部を吊り下ろすことで、ベデスタル内の映像・線量率データを取得（2018年1月） ・装置先端にフィンガ構造を有した調査装置を用いて、ベデスタル内の堆積物の状態を確認（2019年2月） 【3号機】 ・水中ROVにてベデスタル内の映像を取得（2017年7月） <p>○原子炉圧力容器（RPV）内部調査</p> <ul style="list-style-type: none"> ・オベフロ上側からアクセスする「上部穴開け調査工法」、原子炉建屋外側からアクセスする「側面穴開け調査工法」について、アクセス装置の開発、調査方式の開発を実施 		<p>○原子炉格納容器（PCV）内部調査及び試験的取り出し作業</p> <ul style="list-style-type: none"> ・試験的取り出し装置の開発や、広範囲かつ詳細な映像の取得や放射線計測などができる多機能なPCV内部調査装置の開発と、PCV内部調査及び試験的取り出し作業に向けた準備作業 ・PCV内部調査及び試験的取り出し作業に向けた準備作業における原子炉格納容器ベネトレーション穿孔作業及び干渉物撤去作業に伴う放射性物質・ダストの飛散防止対策の検討・実施 <p>○原子炉圧力容器（RPV）内部調査</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アクセス装置・調査装置の開発、調査の実施に必要な付帯システムの検討等
		今後の予定
		<p>○原子炉格納容器（PCV）内部調査及び試験的取り出し作業</p> <ul style="list-style-type: none"> ・開発した取り出し・調査装置によるPCV内部調査及び試験的取り出し作業を計画 <p>○原子炉圧力容器（RPV）内部調査</p> <ul style="list-style-type: none"> ・調査装置、調査システムの開発及び実機での調査方法の検討

工程表

対策	分類	内容	2021年度												2022年度			2023年度	2024年度以降	備考				
			4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月										
1号機PCV内部調査	現場作業	PCV内部調査に向けた準備工事	[作業]																				※1	
		PCV内部調査				[作業]																		※1
2号機PCV内部調査及び試験的取り出し作業、性状把握	許認可	2号機PCV内部調査及び試験的取り出し作業					[作業]																	2018年7月25日 実施計画変更認可申請 2021年2月4日 実施計画変更認可 ※2
	現場作業	PCV内部調査に向けた準備工事	[作業]																				※2	
		PCV内部調査及び試験的取り出し作業																						※2
		性状把握																						※2

※1：安全最優先で慎重に作業を進めるため、今後のアクセスルート構築時のダスト濃度変化等によっては、時期が前後する可能性がある。

※2：1号機アクセスルート構築時のダスト濃度変化を踏まえて、2号機においてもダスト低減対策を検討中。ダスト低減対策や今後のアクセスルート構築時のダスト濃度変化等によっては、時期が前後する可能性がある。

No.	分類	項目
③-8	固形状の放射性物質	<ul style="list-style-type: none"> 分析施設本格稼働, 分析体制確立 分析第2棟等の燃料デブリ分析施設の設置
現状の取り組み状況		検討課題
<p>【放射性物質分析・研究施設（第1棟）】</p> <ul style="list-style-type: none"> 2017年3月7日実施計画変更認可 設置工事を実施中 <p>【放射性物質分析・研究施設（第2棟）】</p> <ul style="list-style-type: none"> 2020年5月20日実施計画変更申請 		<p>今後の予定</p> <p>【放射性物質分析・研究施設（第1棟）】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送排気設備の風量不足対策に伴い工程精査中 <p>【放射性物質分析・研究施設（第2棟）】</p> <ul style="list-style-type: none"> JAEA, 東電で連携し, 合理的な施設運用が可能になるよう, 引き続き対応 2021年内に燃料デブリ取り出しが開始された後は, まずは既存分析施設で分析に着手 中長期的な燃料デブリ分析能力の確保の観点から整備する第2棟は, 2024年を目途に運用を開始する予定

工程表																				
対策	分類	内容	2021年度												2022年度	2023年度	2024年度以降	備考		
			4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月						
放射性物質分析・研究施設（第1棟）	現場作業	設置工事																		送排気設備の風量不足対策のため工程精査中
	運用	瓦礫等・水処理二次廃棄物の分析																		
放射性物質分析・研究施設（第2棟）	設計・検討	詳細設計																		
	許認可	実施計画																		2020年5月20日 実施計画変更認可申請
	現場作業	準備工事																		工程精査中
		設置工事																		

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
 青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。


No.	分類	項目																	
③-9	固形状の放射性物質	・燃料デブリ取り出しの安全対策（時期未定）																	
現状の取り組み状況		検討課題											今後の予定						
<ul style="list-style-type: none"> 燃料デブリ取り出しは、RPVベデスタル内のデブリに直線的にアクセス可能なX6ベネからの横アクセスにより、2号機の試験的取り出しから開始し、段階的に規模を拡大していく。 段階的な取り出し規模の拡大に向け、取り出し設備等の設計や安全確保の考え方と被ばくの評価を実施中 		<ul style="list-style-type: none"> 段階的な取り出し規模拡大に向けたプロセス検討 現行設備での、PCV閉じ込め機能維持評価、冷却維持機能評価、臨界管理評価等の取り出しシステム成立性検討 取り出し設備等の設計検証や安全評価 											<ul style="list-style-type: none"> 段階的な取り出し規模の拡大に向けた安全システムの検討 						
工程表																			
分類	内容	2021年度												2022年度			2023年度	2024年度以降	備考
		4月	5月	6月	7月 現時点	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月						
設計・検討	設計検討	→																	
	燃料デブリ取出設備	→																	
現場作業	燃料デブリ取出設備設置	→																	
		→																	

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
 青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目
③-10	固形状の放射性物質	・取り出し燃料デブリの安定な状態での保管
現状の取り組み状況		検討課題
<ul style="list-style-type: none"> ・燃料デブリを保管するための施設を準備するまでの短期間、取り出し初期の燃料デブリを安全に保管するための一時的な保管設備を準備することとし、その概念検討を2018年度に実施 ・一時保管設備は、保管方法を乾式と設定し、既設建屋を活用して保管できるよう候補地を選定中 ・2019年度から一時保管設備の基本設計に着手し、設備の具体化を検討中 		<ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質の閉じ込め、未臨界等に配慮した取扱いを安全に実施できるための具体的な設備の検討 ・燃料デブリを安全かつ合理的に収納・保管することができる専用の収納缶の検討
今後の予定		
<ul style="list-style-type: none"> ・段階的な取り出し規模の拡大に向けた一時保管設備の検討 		

工程表																			
分類	内容	2021年度												2022年度	2023年度	2024年度以降	備考		
		4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月						
設計・検討	設計検討																		
	燃料デブリ一時保管設備																		
現場作業	燃料デブリ一時保管設備設置																		

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
 青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目																			
④-1	外部事象等への対応	・建屋内雨水流入の抑制（1, 2号機廃棄物処理建屋への流入抑制）（その他のもの）																			
現状の取り組み状況		検討課題																			
【1, 2号機廃棄物処理建屋】 ・2020年2月より1・2号機廃棄物処理建屋雨水対策(A工区(600m ²))着手し、11月に完了 ・B工区(2号機Rw/B側)については、2020年9月2日に排水ルート切り替え完了 【その他の建屋】 ・2019年3月, FSTR建屋雨水対策工事完了 ・2019年10月, 2号機タービン建屋下屋雨水対策完了 ・2020年3月, 2号機原子炉建屋下屋雨水対策完了 ・2020年3月, 3号機廃棄物処理建屋雨水対策完了 【3号タービン建屋】 ・2018年11月19日からヤード整備に着手し完了 ・ガレキ撤去作業、開口部シート掛け、浄化装置設置、防水塗装完了		・既存設備の撤去や配管の閉止方法等について、検討が必要 ・1・2号機廃棄物処理建屋雨水対策工事は、B, C工区分(約1500m ²)をSGTS配管の撤去された範囲から、順次実施予定																			
工程表																					
対策箇所	分類	内容	2021年度												2022年度	2023年度	2024年度以降	備考			
			4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月							
1・2号機廃棄物処理建屋	現場作業	SGTS配管撤去	1/2号機排気筒下部の高線量SGTS配管等の撤去工程は検討指示事項No.⑤-1を参照															 工区割図			
		瓦礫撤去 B, C工区(1,500m ²)																			
1号機原子炉建屋	現場作業	1号原子炉建屋大型カバー設置	1号機原子炉建屋カバー設置工程は検討指示事項No.②-1を参照																		

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
 青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目
④ - 2	外部事象等への対応	建屋開口部閉塞等【津波】
現状の取り組み状況		検討課題
<p>・「閉止困難箇所」を含め、全開口箇所について工夫を行い対策を行うことを報告（第65回）、優先順位を踏まえ対策実施区分を見直し（第68回）</p> <p>・【区分⑤】区分④以外の残りの建屋（1~4号機廃棄物処理建屋、4号機原子炉建屋・タービン建屋）の開口部を2021年度完了を目標に閉止する。（2021年6月25日現在 24箇所中13箇所の対策が完了）</p>		<p>・【区分⑤】区分④以外の残りの建屋（1~4号機廃棄物処理建屋、4号機原子炉建屋・タービン建屋）の開口部を2021年度完了を目標に閉止する。</p>

工程表

対策	分類	内容	2021年度												2022年度			2023年度	2024年度以降	備考
			4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月						
【区分⑤】 1~4号機廃棄物処理建屋、4号機原子炉建屋・タービン建屋	現場作業	開口部閉塞	[Progress bar from April to July]																24箇所中13箇所完了 2020年3月16日着手	

開口部閉塞区分

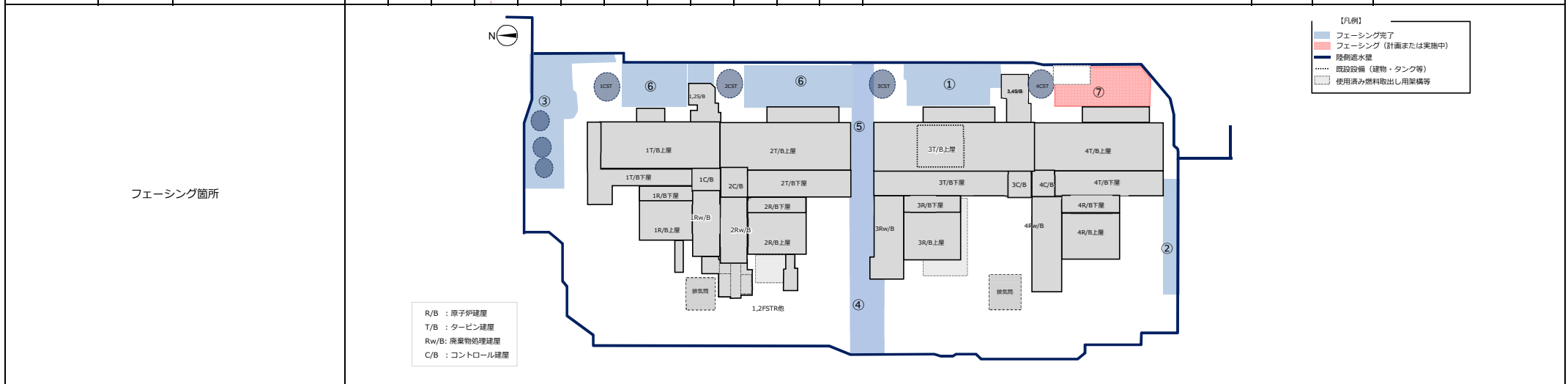
区分	建屋	完了/計画数	2018	2019	2020	2021
①	1・2T/B, HTI, PMB, 共用プール	40/40	■			現在
②	3T/B	27/27	■			
③	2・3R/B (外部床等)	20/20		■		
④	1~3R/B (扉)	16/16			■	
⑤	1~4Rw/B 4R/B, 4T/B	13/24			■	2021年度未完了

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目	
④-3	外部事象等への対応	・ 建屋周辺のフェーシング範囲の拡大【雨水】～2023	
現状の取り組み状況		検討課題	今後の予定
・ 1号機, 2号機タービン建屋側エリア『⑥』は、2021年3月に完了 ・ 4号機タービン建屋東側エリア『⑦』は、2021年4月より着手		・ 使用済燃料取り出しなど他の廃炉作業とヤードが輻輳する。 ・ 建屋周辺のガレキ撤去が必要	・ その他のエリアについては、計画が進んだ箇所から順次実施予定 ・ 4号機原子炉建屋西側エリアについては、設計検討中。(2021年度内に工事開始予定)

工程表

対象箇所	分類	内容	2021年度												2022年度			2023年度	2024年度以降	備考		
			4月	5月	6月	7月 現時点	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月								
⑥1/2号機タービン建屋東側	現場作業	フェーシング																				7月20日着手 2021年度3月完了
⑦4号機タービン建屋東側	現場作業	フェーシング																				4月7日着手



赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
 青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目	
④-4	外部事象等への対応	・建物構築物・劣化対策・健全性維持	
現状の取り組み状況		検討課題	今後の予定
<p>・1~4号機原子炉建屋は、損傷状況を考慮した建物モデルを用いた地震応答解析により倒壊に至らないことを確認済</p> <p>・原子炉建屋については、線量環境に応じた調査を実施しており、4号機については定期的に建屋内部に入り目視等で躯体状況を確認している。</p> <p>・1~3号機については、高線量エリアであるため調査範囲が限定されており、建屋内外の画像等から調査出来る範囲の躯体状況を確認している。</p> <p>・耐震安全性評価の保守的な評価モデルに対し、評価結果に変更が生じる事象が無いかを確認していく。</p> <p>・3号機原子炉建屋の地震観測試験を開始（2020年4月）</p> <p>2020年7月、10月に地震計故障により観測を中断していたが、地震計を復旧して2021年3月より観測を再開。</p>		<p>・高線量エリアにおける無人・省人による調査方法を検討</p> <p>・部材の経年劣化の評価方法の検討</p> <p>・建屋全体の経年変化の傾向を確認するための評価手法の検討（地震計の活用等）</p>	<p>・燃料デブリの取り出し検討状況等を踏まえ、適切な時期に解決できるよう、検討を進める。</p> <p>・3号機での観測結果を踏まえ、1・2号機原子炉建屋にも、経年変化確認用の地震計設置を検討していく。</p> <p>・2021年度に有人による耐震壁等の状況調査を実施予定</p>

工程表

分類	内容	2021年度												2022年度			2023年度	2024年度以降	備考
		4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月						
作業	原子炉建屋内の有人調査	2021年5月25日に3号機原子炉建屋の有人調査を実施。 1,2号機は今後調査計画・準備ができ次第実施予定。																	
検討	躯体状況確認・調査方法の検討																2022年度までの検討を踏まえ調査・評価を実施予定		

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目																	
④-5	外部事象等への対応	・建屋外壁の止水【地下水】																	
現状の取り組み状況		検討課題										今後の予定							
・サブドレン及び陸側遮水壁に加えて、建屋屋根の補修・陸側遮水壁内のフェーシングにより雨水・地下水の建屋への流入抑制対策を継続的に実施している。		<ul style="list-style-type: none"> ・汲み上げ井戸、水質、ポンプや冷凍機などの管理が不要な、監視のみとなる止水工法を選定する。 ・実現可能な施工方法の検討 ・被ばく防止手法 										・関係者及び有識者のヒアリング及び検討体制の構築							
工程表																			
対策	分類	内容	2021年度												2022年度		2023年度	2024年度以降	備考
			4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月					
取り纏まり次第，提示																			

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
 青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目																			
⑤-1	廃炉作業を進める上で重要なもの	<ul style="list-style-type: none"> 1, 2号機排気筒下部の高線量SGTS配管等の撤去 1, 2号機排気筒下部とその周辺の汚染状況調査（その他のもの） 																			
現状の取り組み状況		検討課題										今後の予定									
<ul style="list-style-type: none"> 2020年2月12日 1, 2号機排気筒下部周辺のSGTS配管線量測定を実施 2020年4月～9月 1, 2号機排気筒とSGTS配管接続部の内部調査及びSGTS配管上部の線量測定を実施 2021年3月12日 実施計画変更申請 		<ul style="list-style-type: none"> 現場調査結果を踏まえたSGTS配管撤去工法の検討 										<ul style="list-style-type: none"> SGTS配管の撤去工法の検討を進めていく。 									
工程表																					
分類	内容	2021年度												2022年度			2023年度	2024年度以降	備考		
		4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月								
SGTS配管等の撤去	設計・検討																				2020年4月6日より内部調査を開始 汚染分布状況の把握のための追加調査を行い、 調査結果を工法検討へ反映する。 2021年6月より、モックアップを開始予定。
	許認可																				2021年3月12日 実施計画変更認可申請 審査状況を踏まえた認可希望時期の変更
	現場作業																				2021年度までに撤去完了予定。 現場着工時期の変更
排気筒下部の汚染状況調査	現場作業	<p>取り纏まり次第、提示</p>																			

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目																		
⑤-2	廃炉作業を進める上で重要なもの	・多核種除去設備処理済水の海洋放出等（時期未定）																		
現状の取り組み状況		検討課題											今後の予定							
<ul style="list-style-type: none"> ・2021年4月13日、「廃炉・汚染水・処理水対策関係閣僚等会議（第5回）」が開催され、多核種除去設備等処理水の処分に関する政府の基本方針が決定。 ・2021年4月16日、多核種除去設備等処理水の処分に関する政府の基本方針を踏まえた当社の対応について公表。 ・2021年6月7日、特定原子力施設監視・評価検討会にて実施計画変更認可申請上の論点を提示 		-											<ul style="list-style-type: none"> ・実施計画変更認可申請上の論点について、特定原子力施設監視・評価検討会にて説明し、必要な設備等の設計および運用の具体化を進め、実施計画変更認可申請に向けた諸準備を進める。 							
工程表																				
対策	分類	内容	2021年度												2022年度			2023年度	2024年度以降	備考
			4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月						
取り纏まり次第,提示																				

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
 青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目
⑤-3	廃炉作業を進める上で重要なもの	・原子炉建屋内等の汚染状況把握（核種分析等）（その他のもの）

現状の取り組み状況	検討課題	今後の予定
<p>○1～3号機原子炉建屋1階の線量低減を実施状況と現状の雰囲気線量</p> <p>【1号機】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・北西・西エリアは空間線量を60%程度低減（平均約4mSv/h(2014年3月)⇒約1.5mSv/h(2018年12月)) ・南側エリアはAC配管・DHC設備等の高線量機器が主線源 ・北東・北エリアは狭かつ重要設備が配置されており線量低減ができていない。 <p>【2号機】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・空間線量を70%程度低減（平均約15mSv/h(2013年3月)⇒約5mSv/h(2019年12月)) ・高所部構造物・HCU等が主線源 <p>【3号機】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・北西・西エリアは空間線量を70%程度低減（平均約16～25mSv/h(2014年6月)⇒約5mSv/h(2020年5月)) ・電源盤・計装ラック・HCU・機器ハッチレール部等が主線源 ・北・南・北東エリアは依然線量が高い。 ・南西エリアは上部階からの汚染の移行により、十分な線量低減ができていない。 	<p>【1号機】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・X-6ベネのある南側エリアには、線量寄与が大きい高線量設備（AC配管・DHC設備など）があり、当該設備の除染工法・撤去工法等の線量低減対策の検討が必要 <p>【2/3号機】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・依然として線量の高い箇所があることから、線源となっている機器に対するの除染工法・撤去工法等の線量低減対策の検討が課題 ・主な残存線源は高所部機器・残存小瓦礫および重要機器(計装ラック)廻り・HCU等 	<ul style="list-style-type: none"> ・各号機における線量低減対策方針を検討（今後計画している試験的取り出し・PCV内部調査等の燃料デブリ取り出し準備に係る機器撤去工事等による線量低減実績反映）

工程表																		
対象	分類	内容	2021年度												2022年度	2023年度	2024年度以降	備考
			4月	5月	6月	7月 埋設点	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月				
1号機	現場作業	対策工事																線量寄与が大きい高線量設備（AC配管・RCW系統（RCW熱交・DHC設備））の対策工事の実施などを検討。2020年7月より線源除去に向けた準備作業を実施中。
2号機	現場作業	対策工事																原子炉建屋1階の干渉物撤去・線量低減の実施。2020年7月より機器撤去・除染を実施。他作業との工程調整のため、2021年度3Qより西側エリアの機器撤去・除染を実施予定。
3号機	現場作業	対策工事																原子炉建屋1階の機器撤去、高線量箇所への遮へい体設置工を実施。2019年9月より機器撤去・遮へい設置・線源調査作業を実施。

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目
⑤-4	廃炉作業を進める上で重要なもの	・原子炉冷却後の冷却水の性状把握（核種分析等）（その他のもの）
現状の取り組み状況		今後の予定
<p>・現在の注水冷却方式を維持し、取り出し規模が拡大される段階で、冷却方式だけではなく、放射性物質の閉じ込め、臨界管理等のシステム検討や、燃料デブリ加工時の冷却方法の検討等、総合的に冷却方式を検討中</p>		<p>・冷却方法の変更に伴うその他の安全機能（閉じ込め、臨界管理等）への影響の検討について、定量的な評価が困難なものがある。</p> <p>・調査方法の検討を行う。</p>

		2021年度												2022年度			2023年度	2024年度以降	備考
分類	内容	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月						
1号機PCV水位低下	成立性検討	[Progress bar from April to July]																	
	線量低減・サンプリング機構設置・採水																		
	取水設備の設計・製作・設置																		
3号機S/C水位低下に向けた設計・検討	3号機PCV(S/Cを含む)内の水位計測・制御を行うシステム検討	[Progress bar from April to July]																	
	PCV水位低下時の安全性確認																		
	現場適用性の課題抽出・整理																		
	現場用応の成立性確認																		
	水位低下設備の設計検討																		
運用	原子炉注水の一時的な停止試験																		
	原子炉建屋滞留水水位低下（半減に向けた水位低下）																		

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目																	
⑤-5	廃炉作業を進める上で重要なもの	・排水路の水の放射性物質の濃度低下（その他のもの）																	
現状の取り組み状況		検討課題						今後の予定											
<ul style="list-style-type: none"> ・排水路及びタービン建屋雨樋への浄化材設置，道路・排水路清掃，各建屋屋根面のガレキ撤去等を実施中 ・2号機原子炉建屋屋根面の敷砂等撤去完了 ・1～3号機タービン建屋下屋雨どいの浄化材設置は，2018年9月完了 ・1,2,4号機タービン建屋上屋雨どいの浄化材設置は，2019年3月完了 		<ul style="list-style-type: none"> ・各建屋のガレキ撤去については，使用済燃料取り出し等，他の廃炉作業とヤードが輻輳する。 						<ul style="list-style-type: none"> ・降雨時に雨どいの採水分析を行い，浄化材の効果確認を実施予定 ・各建屋の雨水対策工事（ガレキ撤去）の工程については，検討指示事項No.④-1を参照 											
工程表																			
分類	内容	2021年度												2022年度	2023年度	2024年度以降	備考		
		4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月						
現場作業	道路・排水路の清掃																		
	建屋の雨水対策（ガレキ撤去）	各建屋の雨水対策工事（ガレキ撤去）工程は検討指示事項No.④-1を参照																	

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
 青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目																	
⑤-6	廃炉作業を進める上で重要なもの	・建屋周辺瓦礫の撤去（3号機原子炉建屋南側）（その他のもの）																	
現状の取り組み状況		検討課題										今後の予定							
<ul style="list-style-type: none"> ・2016年度末までに、2号機原子炉建屋西側の路盤整備を完了 ・2020年7月17日より3号機原子炉建屋南側ガレキ撤去に関する現場調査に着手 ・2020年9月よりガレキ撤去準備（資機材設置）を開始した。 ・資機材設置後は、汚染拡大防止処置（チェンジングプレースの設定等）を行い、本格的なガレキ撤去を2021年1月27日より開始した。 		<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料取り出し等、他の廃炉作業とヤードが輻輳する。 										<ul style="list-style-type: none"> ・ガレキ撤去を2021年12月頃まで継続的に実施予定。 							
工程表																			
対策	分類	内容	2021年度												2022年度		2023年度	2024年度以降	備考
			4月	5月	6月	7月 現時点	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	4月				
ヤード整備	現場作業	2号機構台設置 ヤード整備	2号機構台設置ヤード整備の工程は検討指示事項No.②-2を参照																
ガレキ撤去	現場作業	3号機原子炉建屋 南側ガレキ撤去																	2021年1月27日より本格的なガレキ撤去に着手

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目																	
⑤-7	廃炉作業を進める上で重要なもの	・ T.P.2.5m盤の環境改善に係る土壌の回収・洗浄、地下水の浄化対策等の検討（その他のもの）																	
現状の取り組み状況		検討課題						今後の予定											
<p>・ 護岸部の地盤改良（水ガラス）及び海側遮水壁により海域への漏えいを防止するとともに、2.5m盤のフェーシングにより雨水の浸透を抑制している。また、ウエルポイントにより地下水をくみ上げ、濃度を監視している。</p>		<p>・ 対策（土壌の回収・洗浄、地下水の浄化）の方針及び廃棄物の処理方法の検討が必要</p>						<p>・ 2019年度に8.5m盤フェーシングが完了したことから、雨水の流入がこれまでよりも減少することが想定される。これにより、地下水の流れに変化が生じる可能性があることから、2020年度は環境変化後のモニタリングを継続する。その後、2020年度のモニタリング結果を踏まえ、汚染範囲の特定と今後の推移予測を行う。</p>											
工程表																			
分類	内容	2021年度												2022年度		2023年度	2024年度以降	備考	
		4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月						
現場作業	モニタリング																		2021年度以降もモニタリング継続
設計・検討	汚染範囲の特定・今後の予測																		

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
 青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目	
⑤-8	廃炉作業を進める上で重要なもの	<ul style="list-style-type: none"> ・品質管理体制の強化 ・労働安全衛生環境の継続的改善 ・高線量下での被ばく低減 	
現状の取り組み状況		検討課題	今後の予定
<p>継続的な取り組みを実施。</p>			

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
 青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。

No.	分類	項目																											
⑤-9	廃炉作業を進める上で重要なもの	<ul style="list-style-type: none"> シールドプラグ付近の汚染状態把握 シールドプラグ汚染を考慮した各廃炉作業への影響を検討 																											
現状の取り組み状況		検討課題	今後の予定																										
(2号機) ○オベフロ作業 ・規制庁と協働調査済(4月14日~15日) ○ウェル内調査 ・ウェル内調査を実施済(5月20日,24日, 6月23日)		(2号機) ○オベフロ調査 ・オペレーティングフロアの除染・遮へいの計画立案 ○ウェル内調査 ・ウェル内調査で採取したサンプルの分析項目検討	(2号機) ・現場調査結果を踏まえ、調査項目の検討を進めていく。 (1、3号機) 1号機：検討中、3号機：未定																										
工程表																													
分類	内容	2021年度												2022年度							2023年度	2024年度以降	備考						
		4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月																
汚染状態把握 (2号機)	オベフロ調査	█			█																								規制庁との協働調査終了
	ウェル内調査	█			█																								
	サンプル分析			█																									5/6号機ホットラボにてサンプル分析中(6月9日~)

赤字は前回からの追加・変更箇所を示す。
 青点線の工程は見直し前、黄色線の工程は見直し後の工程を示す。