

# 放射性物質分析・研究施設第2棟について（案）

## － 分析項目等及び安全対策・保安管理 －

1. 放射性物質分析・研究施設第2棟の概要
2. 分析成果の反映
3. 第2棟の安全対策
4. 第2棟の保安管理

2020年7月10日

---



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

### ■ 目的

- 福島第一原子力発電所（以下「1F」）の燃料デブリの取り出しの各工程（取り出し、収納・移送・保管等）の検討を進めるためには、**燃料デブリ等の分析により、その性状を把握することが重要。**
- このため、第2棟では、燃料デブリの取り出しの各工程の検討などの技術開発に資する**燃料デブリ等の分析**を行う。
- なお第1棟では、福島第一の瓦礫及び汚染水処理に伴い発生する二次廃棄物等の固体廃棄物に係る処理・処分方策の検討などの技術開発に資する、中低線量（ $\leq 1\text{Sv/h}$ ）の固体廃棄物の分析を行う。

### ■ 分析対象

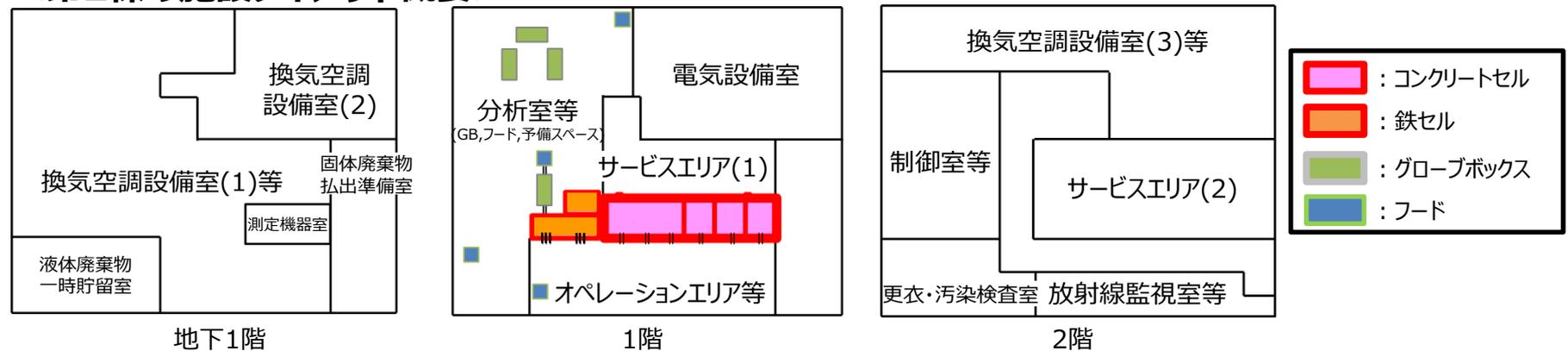
- 燃料デブリ等（燃料条件は1F事故時の炉内燃料を想定）
- 受入回数：**年間12回を想定**。（1回あたりの受け入れ量：握り拳大程度）

# 1. 放射性物質分析・研究施設第2棟の概要

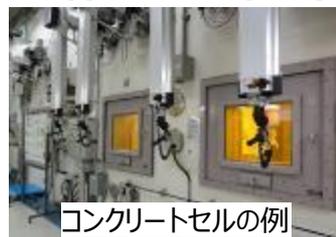
## 1.2. 施設・設備概要

- 建屋は**地上2階、地下1階**の鉄筋コンクリート造。
- 燃料デブリ等を扱うための**コンクリートセル等の設備を有する**。
- 分析後に発生する**廃棄物（固体・液体）**や残試料は、**1F構内の別施設**へ移送・保管する。  
また、**気体廃棄物は放射性物質をフィルタで除去**した後、濃度を測定しつつ排気口から排気する。

### <第2棟の施設レイアウト概要>



### <第2棟の主要な設備> 下記の他、試料ピット（分析試料等の一時保管設備）がある。



コンクリートセルの例

**コンクリートセル(4基)**  
放射性物質を閉じ込め遮へいする、厚いコンクリートによる密閉部屋



鉄セルの例

**鉄セル(1基)**  
放射性物質を閉じ込め遮へいする、厚い鉄による密閉部屋



グローブボックス(GB)の例

**グローブボックス(GB)(4基)**  
放射性物質を閉じ込めるステンレス及び樹脂製の密閉容器



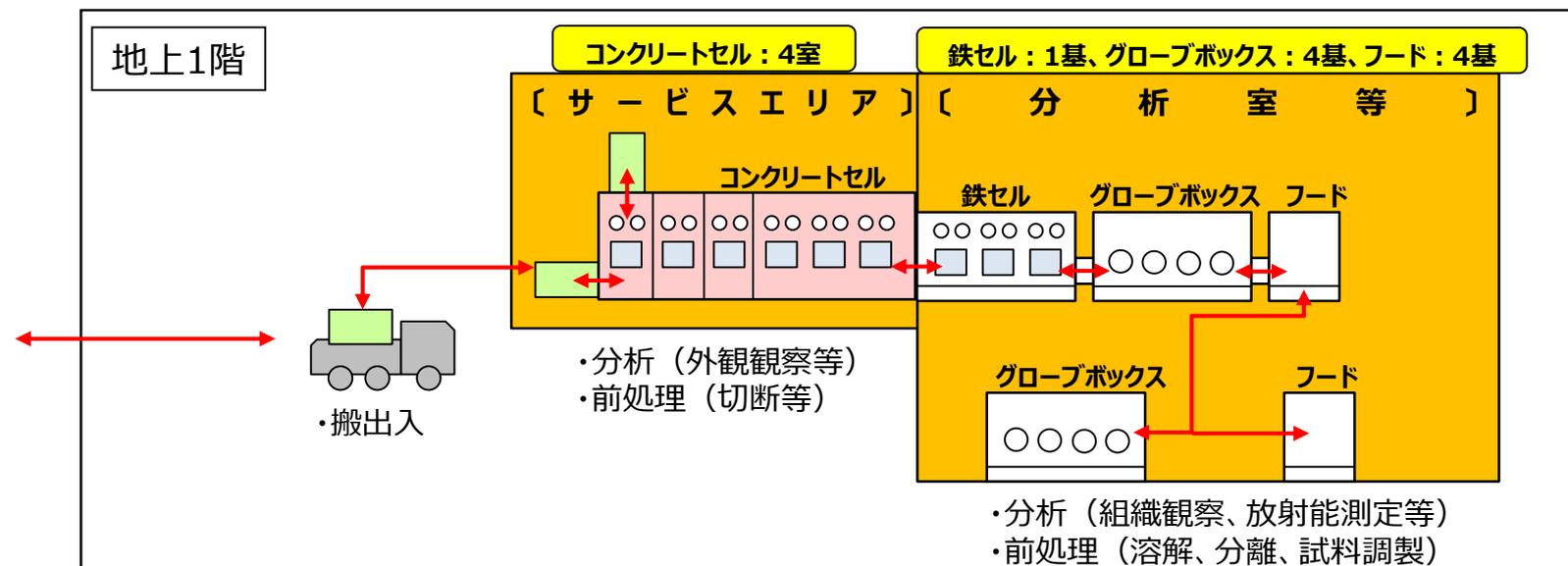
フードの例

**フード(4基)**  
装置の外から中に空気の流れを作り、放射性物質等を安全に取り扱う装置

# 1. 放射性物質分析・研究施設第2棟の概要

## 1.3. 燃料デブリ等の取り扱いフロー概要

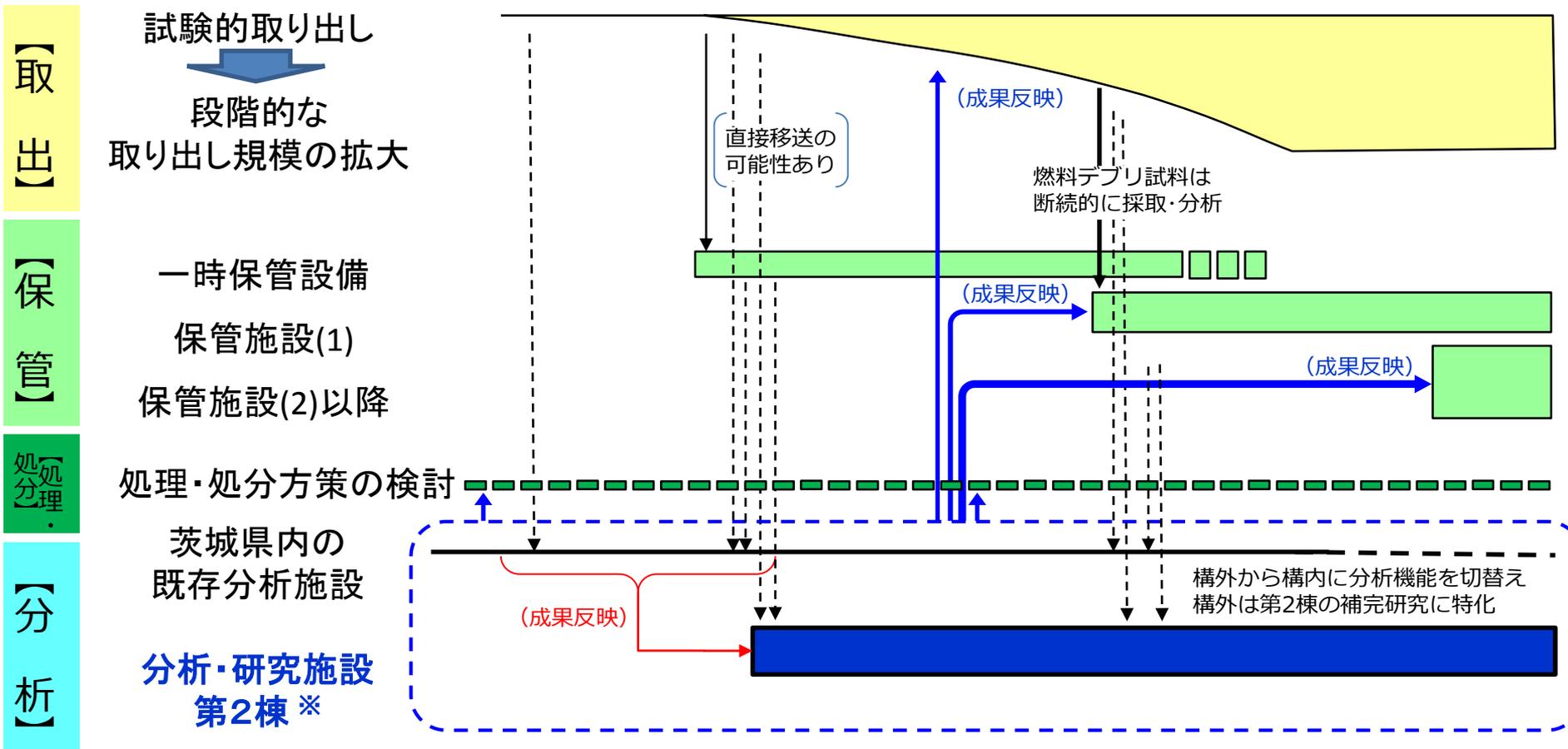
- 第2棟における燃料デブリ等の各設備への出し入れは、以下に示すような、**既存施設で実績のある方法**を用いる。
- 燃料デブリ等は、**高線量放射性物質の運搬実績のある輸送容器**にて施設に受入れ、コンクリートセルの**サイドポート**\*又は**天井ポート**に輸送容器を接続してコンクリートセル内に受け入れる。
- コンクリートセル4基間、並びにこれらコンクリートセル～フードの1基まではポートで接続されており、これらの間の燃料デブリ等の移動は同ポートを介して行う。
- 特にコンクリートセル4基及びコンクリートセル～鉄セル間の移動は線量が高いため、マニピュレータを用いて燃料デブリ等を移動する。
- ポートで接続されていないグローブボックス、フード等に係る燃料デブリ等の移動は、**外部に汚染を発生させない方法**（バッグアウト/イン、フードアウト/イン）を用いて**遮へい及び漏えいを考慮した容器**で行う。



※)ポート: 物品・資材等搬出入口

# 2. 分析成果の反映

## 2.1. 概要



- ・既存分析施設で検証された分析手法等は、分析・研究施設第2棟の設計等にその成果を反映。
- ・取り出し規模の拡大以降の分析成果は、取り出し設備の見直しや燃料デブリ保管施設の設計に反映。
- ・また、これら分析成果は将来の処理・処分方策の検討に供する。

---> 燃料デブリ試料  
—> 燃料デブリ

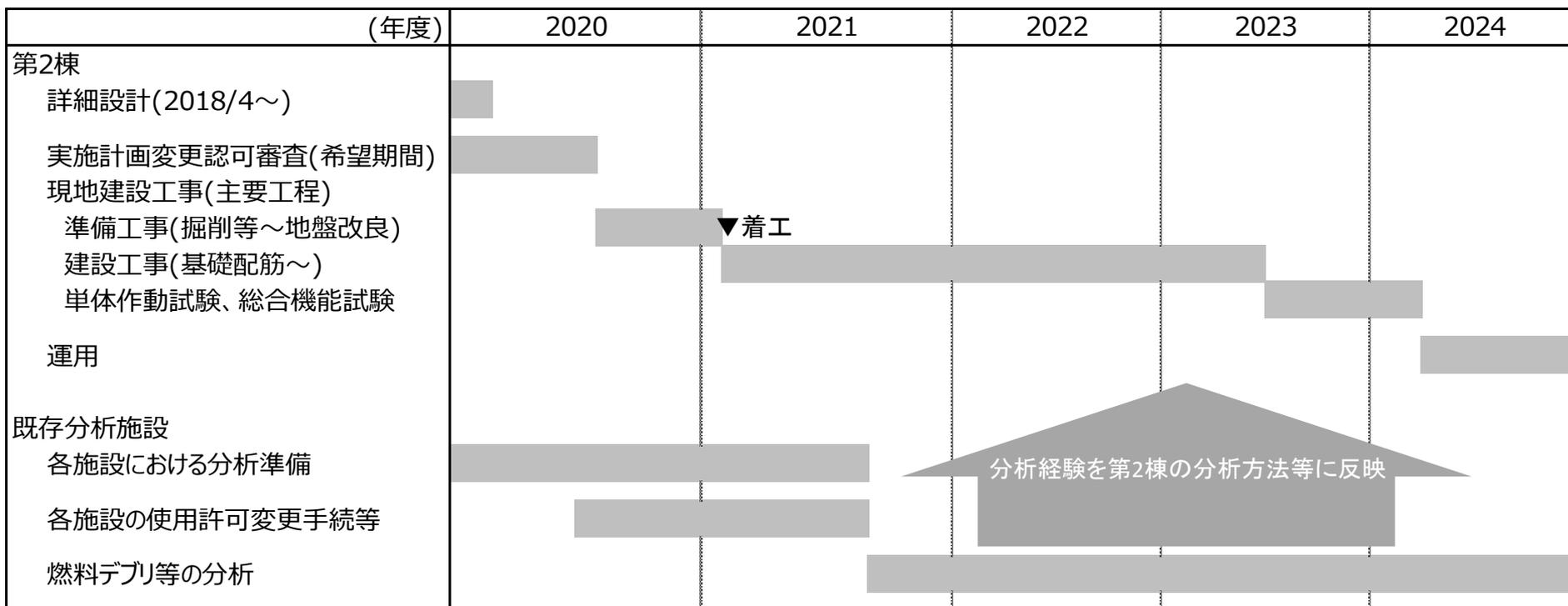
※ 取り出し規模の拡大と第2棟の運用開始時期は逆転の可能性あり

## 2. 分析成果の反映 2.2. 既存施設における成果の第2棟への反映

### (1) 既存分析施設における分析と第2棟への反映スケジュール



- 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。
- 第2棟の設計には、既にこれまでのIRID/JAEAによる燃料デブリ分析方法の検討を反映しているが、更に今後実施予定の既存分析施設での分析経験を第2棟の分析方法等に反映の上運用を開始する予定。**



※工程は今後の精査により変更可能性がある。

## 2. 分析成果の反映 2.2. 既存施設における成果の第2棟への反映 (2) 燃料デブリの分析に係る課題例について

- 過去の知見から、燃料デブリの分析においては、その前処理として必須の操作である溶解が難しい（燃料デブリは非常に溶けにくい）という課題があることが分かっている。
- この課題については、IRID/JAEAにおける模擬物質等を用いた研究によりアルカリ融解技術※1の適用で解決できそうな見通しが得られている。ただし、福島第一事故の特殊性を考慮すると、不確実性が残る。
- 一方、少量の試験取り出しの準備が進んでいるほか、既存施設においては、アルカリ融解試験についても試験装置の準備の見通しが得られた。



- 先行して既存施設にて実施する燃料デブリ試料の分析において溶解試験を行うこととした。またその際に残渣の発生その他の課題が見いだされた場合、その対応策を検討し、第2棟の分析方法等に反映することとした。

### TMI-2における溶解に係る知見：

- 燃料デブリは、Zr (被覆管等の材料)と反応したこと等により、硝酸 或いは硝酸+フッ酸等に溶けにくい。

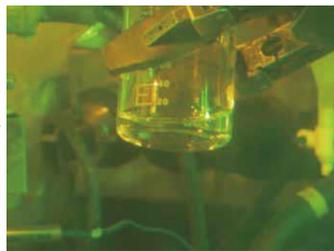


TMI-2デブリの例

### これまでの研究結果：

- TMI-2デブリ(の一部)や1Fの特殊性を考慮した模擬デブリを用いた試験により、アルカリ融解法が有効であることを確認。

模擬デブリを用いたホットセルでのアルカリ融解試験で溶解した例



### 1Fデブリの溶解試験：

- これまでに内部調査により堆積物の状況を確認。
- 少量を試験的に取り出す技術開発を実施中。



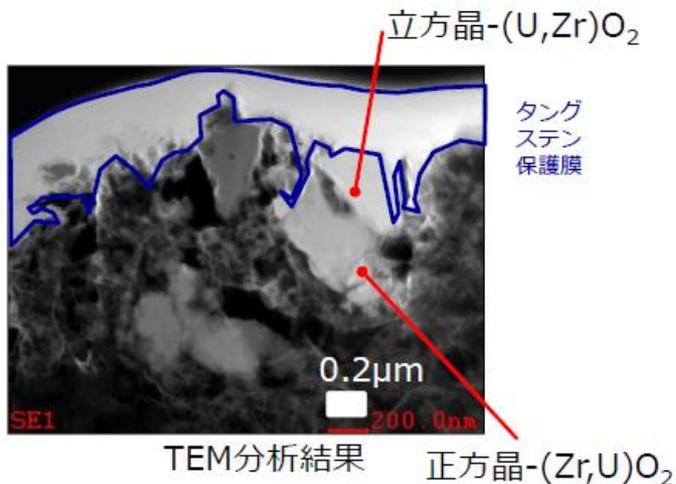
少量回収装置の例(極細線金ブラシ方式)

⇒ 既存施設でアルカリ融解試験を含む各種分析方法の適用性を確認

※1) 難溶性の物質について、固体のアルカリと混合し加熱することで反応させ、溶けやすい物質にする操作。

## 2. 分析成果の反映 2.2. 既存施設における成果の第2棟への反映 (3) 第2棟運用開始前の燃料デブリ分析について

- これまで、PCV内部調査で採取された堆積物試料について、構外の既存分析施設に輸送し分析を実施してきている※1。
- この実績を踏まえ、ウランやプルトニウムを多く含む可能性のある堆積物について、既存分析施設に輸送し分析する計画を進めてきており、そのための輸送の方法や、分析項目についても検討が進んでいる※2。



1号機PCV底部堆積物のTEM分析結果※1  
(立方晶、正方晶は結晶構造の分類の名称)

評価項目例【分析装置・手段例】	分析結果の活用例
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ウランとジルコニウム混合酸化物の組成</li> <li>・Gd含有率</li> <li>・鉄の酸化状態、ホウ素含有率</li> </ul> 【SEM-EDS、TEM-EDS、ICP-MS】	<ul style="list-style-type: none"> <li>・微細構造(どのような成分がどのように混ざっているか)の情報から、事故がどのように進展したかの推察ができる。</li> <li>⇒この情報はさらに炉内のデブリの分布(どのようなデブリがどれくらいどの範囲に広がっているか)等の推定に繋がる。</li> <li>⇒取出しの計画の立案や、取り出したデブリの収納・保管設備等の設計に役に立つ。</li> <li>・中性子を吸収するガドリニウムやホウ素の含有率は、未臨界管理上重要な情報になる。</li> </ul>
FP分布(セシウム、ストロンチウム濃度等) 【放射線分析、ICP-MS、TIMS】	<ul style="list-style-type: none"> <li>・一部のFP量等の分析から、その場所の核物質がどの程度核分裂したか(燃焼度)が推定可能。</li> <li>⇒燃焼度からFPの初期生成量を推定し、FPの残存率を評価可能。</li> <li>⇒FP残存率は収納・保管設備等の設計に重要な情報になる。</li> </ul>
線量率 【放射線分析】	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料デブリの放射線の強さ等は、取り扱い時の被ばく低減方策の検討に役に立つ。</li> </ul>
切断性(硬さ、じん性) 【ビッカース硬度計】	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料デブリの切断性の情報は、切断治具の設計等に反映、活用できる。</li> </ul>

### サンプル分析の目的(※2をベースに解説)

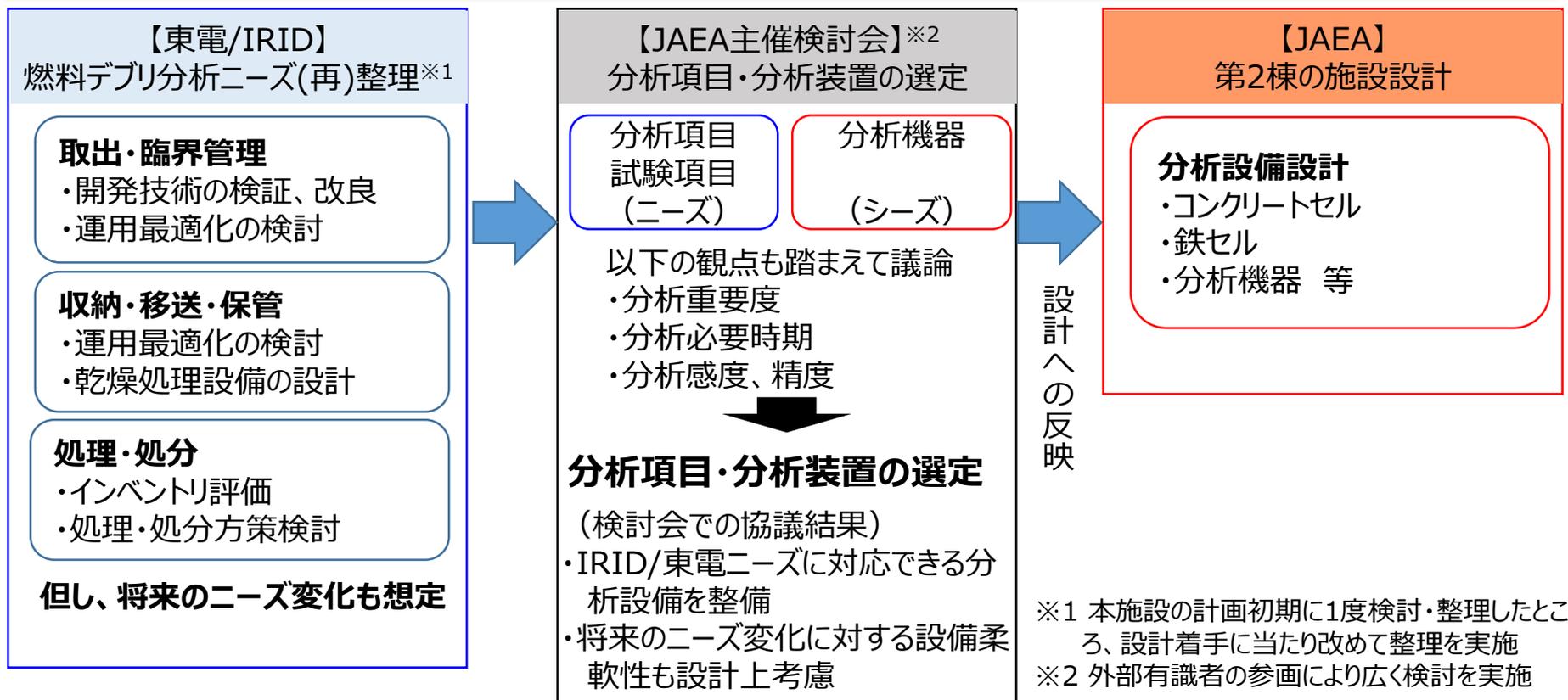
※1)廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議(第56回)資料3-3より「1~3号機原子炉格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果」 2018/7/26

※2)廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議(第56回)資料3-3より「原子炉格納容器内部調査、サンプリング及び分析の検討状況について」 2018/7/26

## 2. 分析成果の反映 2.3. 廃炉への分析成果の反映

### (1) 第2棟における分析項目の選定について (概要)

- ① 廃炉に直接貢献する分析の観点で、技術研究組合廃炉国際研究開発機構(以下「IRID」、東電にて廃止措置の各工程(取り出し、収納・移送・保管、処理・処分)においてどのような分析ニーズ(分析項目と対応する装置)があるのかを議論した。
- ② 上記を踏まえ、JAEA主催の検討会にて項目と装置の対応や各項目の重要性と優先度について関係機関を含む有識者を交えて整理した。
- ③ 上記を受け、JAEAと原子力損害賠償・廃炉等支援機構、東電間で協議のうえ、改めて廃炉作業上の必要性や構外の既存分析施設の利用も考慮して導入する設備を検討した。



(2) IRID/東京電力による燃料デブリ分析ニーズ再整理

- 燃料デブリの取り出し、取出し中の臨界管理、収納・移送・保管、処理・処分の廃炉作業実施にあたり必要となる分析項目を検討。
- 目的／分析項目概要／分析項目詳細を整理、総合的な優先度を設定。分析項目詳細においては、装置レベルでの検討を実施。
- なお研究開発の進捗及び燃料デブリ取り出し工程の具体化等に伴ってニーズは変動しうることを前提に整理。
  
- 分析目的の検討例：
  - 取出しに係る目的①：運用改善
    - (概要) 取出し工法の検討や装置の設計に用いた設計条件との差異を確認し、フィードバックが必要な場合には装置改良等を実施。
      - フィルタを用いた粒子状燃料デブリの回収時に粒径等を把握し、フィルタ種類の妥当性確認、改良可能性の検討に貢献。

• 分析項目詳細の検討例：

大項目	小項目	分析技術/装置	取得する分析データの内容	取出	臨界	保管	処理・処分	必要分析点数の考え方
I. 基礎物性	02.寸法(粒径)	湿式レーザー回折装置 ふるい分け装置	粉体の粒度分布	○ △	× △	× △	× ×	サンプル毎
II. 機械的特性	01.硬さ	マイクロビッカース	燃料デブリの硬度の測定	○	×	×	×	サンプルに含まれるマクロな構造毎、各層毎適宜

## 2. 分析成果の反映 2.3. 廃炉への分析成果の反映

### (3) JAEA検討会における検討内容：検討結果の概要

	分析ニーズ (分析データの反映先)	分析・試験項目
初期(燃料デブリの取出開始から10年程度)	燃料デブリを構成する物質の由来等の推定への反映等	組成-U/Pu含有率 組成-Zr,Fe,Cr,Ni等含有率 (SUS等由来) 組成-U同位体組成 組成-FP、CP、アクチノイドの核種毎の含有率
	取出等の技術開発に当り想定した条件の妥当性の確認、インベントリ管理への反映等	線量率
	取出等の技術開発に当り想定した条件の妥当性の確認等	形状 (粉/粒/塊) 、化学形態、表面状態 硬さ、じん性 寸法 (粒径)
	燃料デブリの取出し工程への反映等	
	粒子状の燃料デブリの取出し工程への反映等	組成-B含有率 (B <sub>4</sub> C等由来) 組成-Gd含有率
	臨界管理への反映等	密度-空隙率 (気孔率)
	粒子状の燃料デブリの取出し工程への反映、重量評価への反映等	組成-塩分濃度等
	保管における腐食に係る評価への反映等	密度-真密度
	保管に係る燃料デブリの物質同定への反映等	含水率
	保管時における水素発生量評価への反映等	有機物含有率
水素発生源としての有機物量の考慮への反映等	水素発生量	
中期(燃料デブリ取出開始後5～20年程度、当初計画範囲)	保管における安全評価への反映等	熱挙動
	保管における燃料デブリの安定性評価への反映等	発熱量
後期燃料デブリ取出開始後10年～)	処理・処分の検討における安全評価への反映等	熱伝導率
	処理・処分の検討における安全評価への反映等	加熱時FP放出挙動

赤字：最重要項目、青字：重要項目、緑字：やや重要な項目

## 2. 分析成果の反映 2.3. 廃炉への分析成果の反映

### (4) 選定した分析項目

- 第2棟と構外の既存分析施設で廃炉作業に必要な分析項目を実施できる体制を構築する。
- なお、事故進展の研究に必要な分析項目も、概ね網羅されていることを確認した。現行分析項目で読めない燃焼度等についても、ICP-MSでのNd-148の分析可否等の検討を進める。**
- 分析ニーズは設計・建設・運用中にも変わりうるとの認識のもと、柔軟な対応を目指す。

【成果の反映先】	⑤	④	③	②	①
① 取出し時の臨界安全の確認					
② 取出し作業時の線量、ガス挙動の把握					
③ 取出し工法へのフィードバック					
④ 収納・移送・保管にあたっての安全確認・評価					
⑤ 処理・処分方策の検討					
【第2棟の分析項目※】					
線量率			○	○	
核種インベントリ、組成	○	○		○	○
形状、化学形態、表面状態			○		
寸法（粒径）			○		
密度（空隙率）		○			
硬さ、じん性			○		
熱伝導率、熱拡散率	○				
組成（塩分濃度、SUS等含有率）	○	○	○		
有機物含有量	○	○			
含水率		○			○
水素発生量		○			
加熱時FP放出挙動	○	○		○	

※) 一部は将来設置を想定

## 3. 第2棟の安全対策

### 3.1. 紹介する項目

過去の監視・評価検討会におけるご指摘事項等を踏まえ、第2棟の安全に係る事項のうち注目される項目として、以下を紹介する。

- 安全設計に用いる燃料デブリ等の仕様
- 第2棟に特有な安全対策として、
  - 臨界安全設計
  - 放射性物質拡散防止対策
- 実施計画施設全般において重要な安全対策として、
  - 耐震設計（耐震重要度分類の考え方）
  - 敷地境界線量評価
  - 火災対策

### 3. 第2棟の安全対策

#### 3.2. 安全設計に用いる燃料デブリ等の仕様

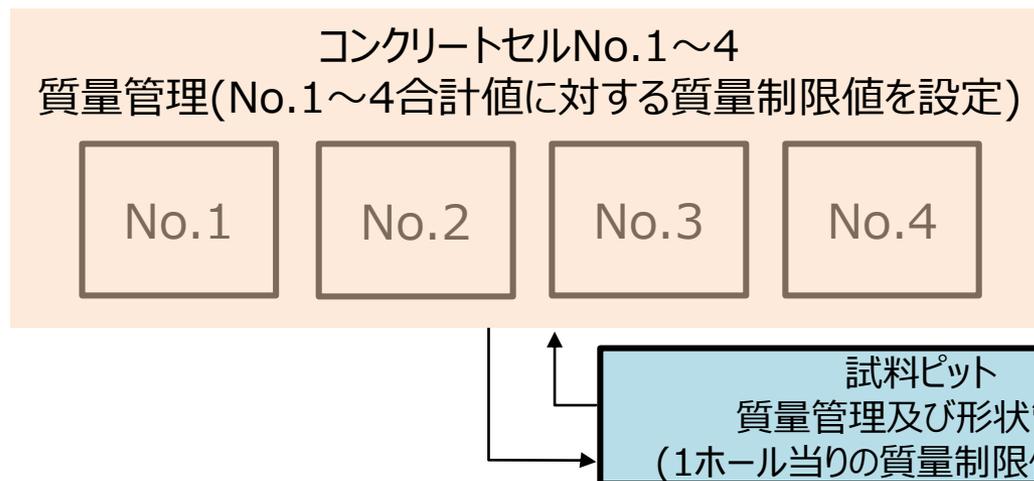
- 第2棟において受け入れる**燃料デブリ等は、受入れ前にその核物質質量等を確定することができない**。このため、**保守的な想定**による燃料デブリ等の核物質質量等の**仕様を設定**し、同設定に基づき安全設計を行っている。
- 安全設計において重要な仕様は、**臨界設計に用いる燃料デブリ重量当たりの核物質質量**（臨界寄与成分）と、**遮へい設計等に用いる重量当たりの放射エネルギー/放射線量**である。これらが最も保守的となる条件は、同時には発生しないことから、以下のとおり個別に想定する。
  - **臨界に寄与する燃料デブリ重量当たりの核物質質量：**
    - ✓ 炉内においては、Pu富化度/濃縮度の高い新燃料の燃料成分において、もっとも核物質質量が多くなる。燃料デブリ等においては、炉内における燃焼や、燃料デブリを構成するその他要素（Pu富化度/濃縮度の低い燃料成分や構造材等）と混合することで、重量当たりの核物質質量は低下する。
    - ✓ 以上を踏まえ、保守的な燃料デブリの仕様として、1～3号機の新燃料のうち、**臨界に寄与する核物質質量が最も多い3号機のMOX燃料のみで構成されていると想定した場合の値を設定**する。
  - **遮へい設計等に用いる燃料デブリ重量当たりの放射エネルギー/放射線量：**
    - ✓ 炉内においては、燃料の放射エネルギー/放射線量は燃料度と運転履歴により変化する。デブリ等においては、燃料デブリを構成するその他要素（燃焼度の低い燃料成分や構造材）と混合することで、重量当たりの放射エネルギー/放射線量は低下する。
    - ✓ 以上を踏まえ、保守的な燃料デブリの仕様として、**1～3号機のうち燃焼度と運転履歴に基づく放射エネルギー/放射線量が最も高い2号機の燃料のみで構成されていると想定した場合の値を設定**する。

### 3. 第2棟の安全対策

#### 3.3. 臨界安全設計(1/3)

第2棟で取り扱う燃料デブリは核燃料物質等で構成されているため、第2棟の設計では臨界安全を考慮している。

- 燃料デブリは主にコンクリートセルで扱う。また、第2棟での一時的な保管は XXXXXXXXXX XXXXXXXXXX 試料ピットで行う。
- コンクリートセルでは、取り扱う燃料デブリ等の質量を制限する質量管理により臨界安全を確保する（取り扱う燃料デブリ等の量に制限する。）。
- 試料ピットは、複数のホールから構成されており、1ホールあたりの質量制限を設定し、形状管理（ホール形状、ホール間距離等の制限）により、臨界安全を確保する。



※鉄セル、グローブボックス及びフードは燃料デブリ取扱量が少量のため、臨界とならない。

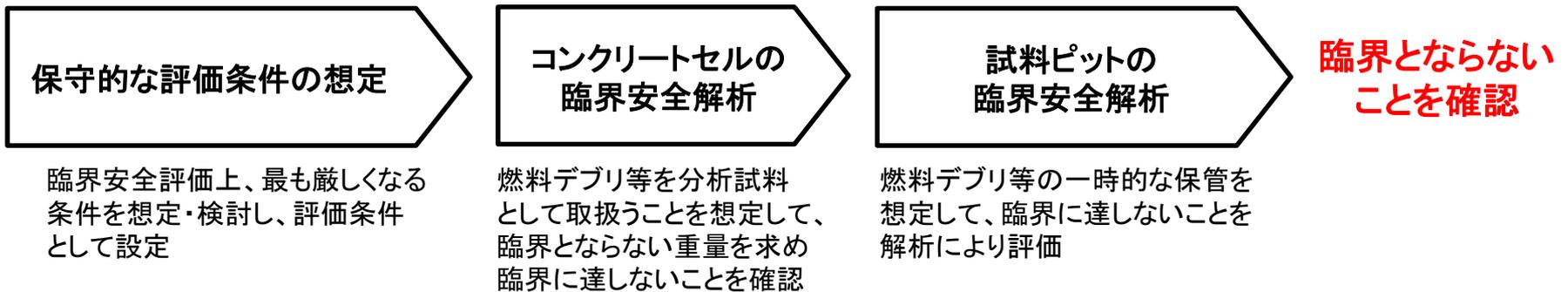
# 3. 第2棟の安全対策

## 3.3. 臨界安全設計(2/3)

臨界設計の結果については、以下のフローに基づき、未臨界性を満足することを確認した。なお、未臨界性の判断基準は、中性子実効増倍率（ $k_{eff}$ ）に標準偏差の3倍（ $3\sigma$ ）を加えた値が 0.95以下となることとした※1。

その際の燃料デブリについては、3.2.で述べたとおり以下のような保守的な想定を置くこととした。

- ✓ 炉内においては、Pu富化度/濃縮度の高い新燃料の燃料成分において、もともと核物質質量が多くなる。燃料デブリ等においては、炉内における燃焼や、燃料デブリを構成するその他要素（Pu富化度/濃縮度の低い燃料成分や構造材等）と混合することで、重量当たりの核物質質量は低下する。
- ✓ 以上を踏まえ、保守的な燃料デブリの仕様として、1~3号機の新燃料のうち、**臨界に寄与する核物質質量が最も多い3号機のMOX燃料のみで構成されていると想定した場合の値を設定**する。



※1：『臨界安全ハンドブック第2版』, 日本原子力研究所, (1999)

### 3. 第2棟の安全対策

#### 3.3. 臨界安全設計(3/3)

- コンクリートセルについては、まず臨界に達しない重量を評価した。
- コンクリートセルでは、燃料デブリ等の受入、外観確認、切断、溶解等を行うため、固体、粉体及び液体の形態が想定される。このうち溶解処理中において、Pu濃度の高い残渣・沈殿が発生する場合を考慮して、臨界安全評価上、最も厳しいPuと水の混合物（非均質性）で臨界に達しない重量を評価した※<sup>1</sup>。
- その結果、二重装荷（コンクリートセルに設定した制限値の2倍の量が存在する場合）を考慮しても、臨界に達することはないことを確認した。
  
- 試料ピットについては、実際の配置設計等を安全側にモデル化し、中性子実効増倍率を解析によって求めた※<sup>1</sup>。
- 解析によって得られた中性子実効増倍率は0.92であり、これは未臨界性の判断基準である0.95 ※<sup>2</sup>を下回っている。これにより、臨界に達することはないことを確認した。

※1：解析コードはMVP2.0（連続エネルギーモンテカルロ計算コード）を用いた。

※2：『臨界安全ハンドブック第2版』, 日本原子力研究所, (1999)

### 3. 第2棟の安全対策

#### 3.4. 放射性物質拡散防止対策(1/5)

閉じ込めの基本として、燃料デブリ等に含まれる放射性物質の漏えい・拡散を防止するため、以下のような設計上の措置を講じている。

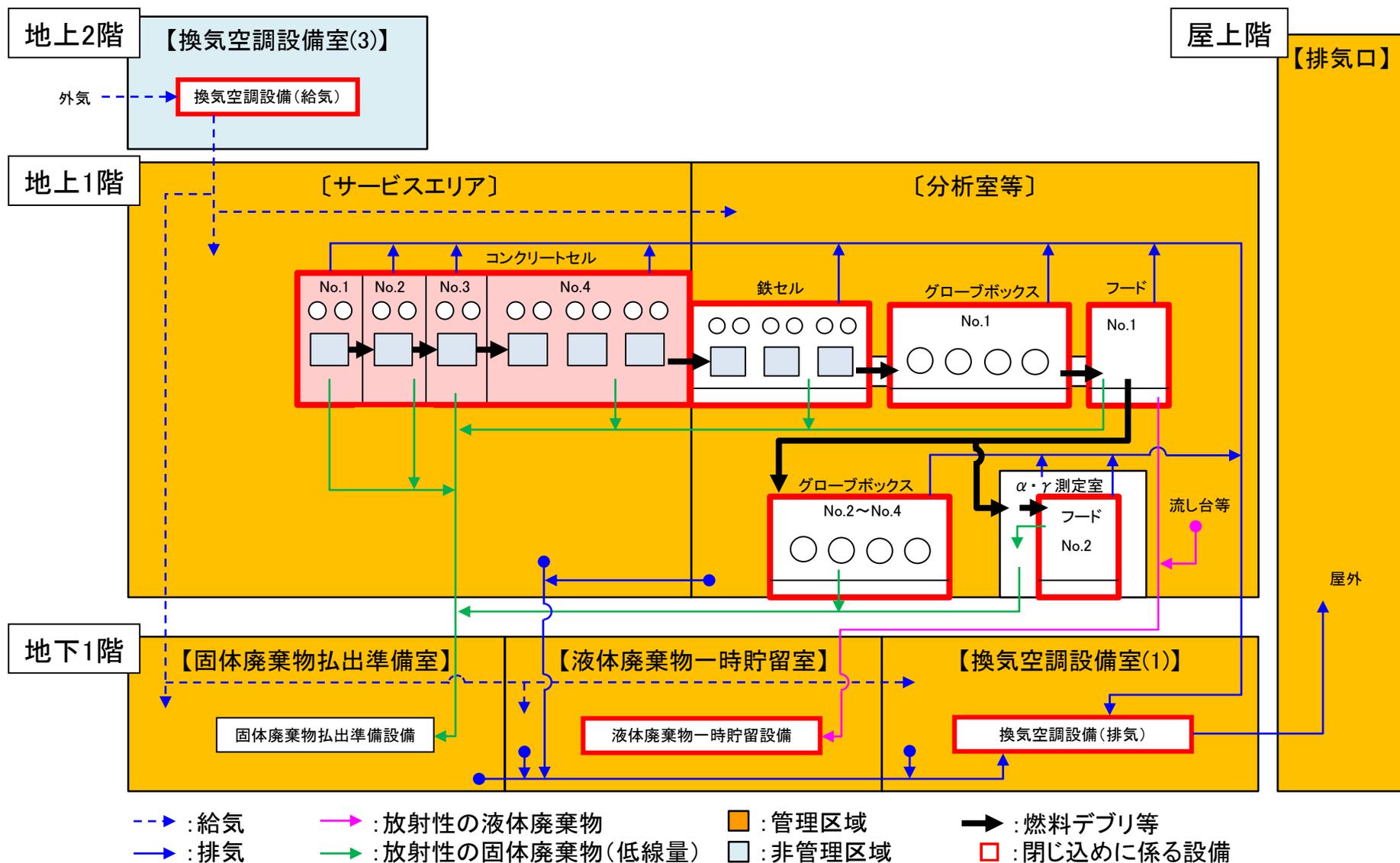
- ・燃料デブリ等は、セル・グローブボックス等の設備で取り扱う。セル・グローブボックスは、**内部を常時負圧**に維持しており、また、ステンスライニング等により**放射性物質を閉じ込めることのできる構造**とすることにより、放射性物質の漏えいを防止している。また、放射性物質の**漏えいがあった場合は、それを検知**※する機能を有している。

※漏えいの検知：定置式の放射線モニタを設置している他、液体廃棄物一時貯留設備においては、漏えい検知器によるとともに、作業毎のサーベイにより放射性物質の漏えいを検知する。

- ・気体廃棄物については、高性能フィルタで十分低い濃度になるまで放射性物質を除去し、その後排気口から放出する。また、異常の有無を確認するために放射性物質濃度を定期的に測定する。
- ・液体廃棄物を一時的に貯留する機器等は環境や内部流体の性状に応じた適切な材料を使用する。液体廃棄物を一時的に貯留する貯槽は、万一、液体状の放射性物質が漏えいした場合の拡大を防止するため堰内に設置する。

# 3. 第2棟の安全対策

## 3.4. 放射性物質拡散防止対策(2/5)



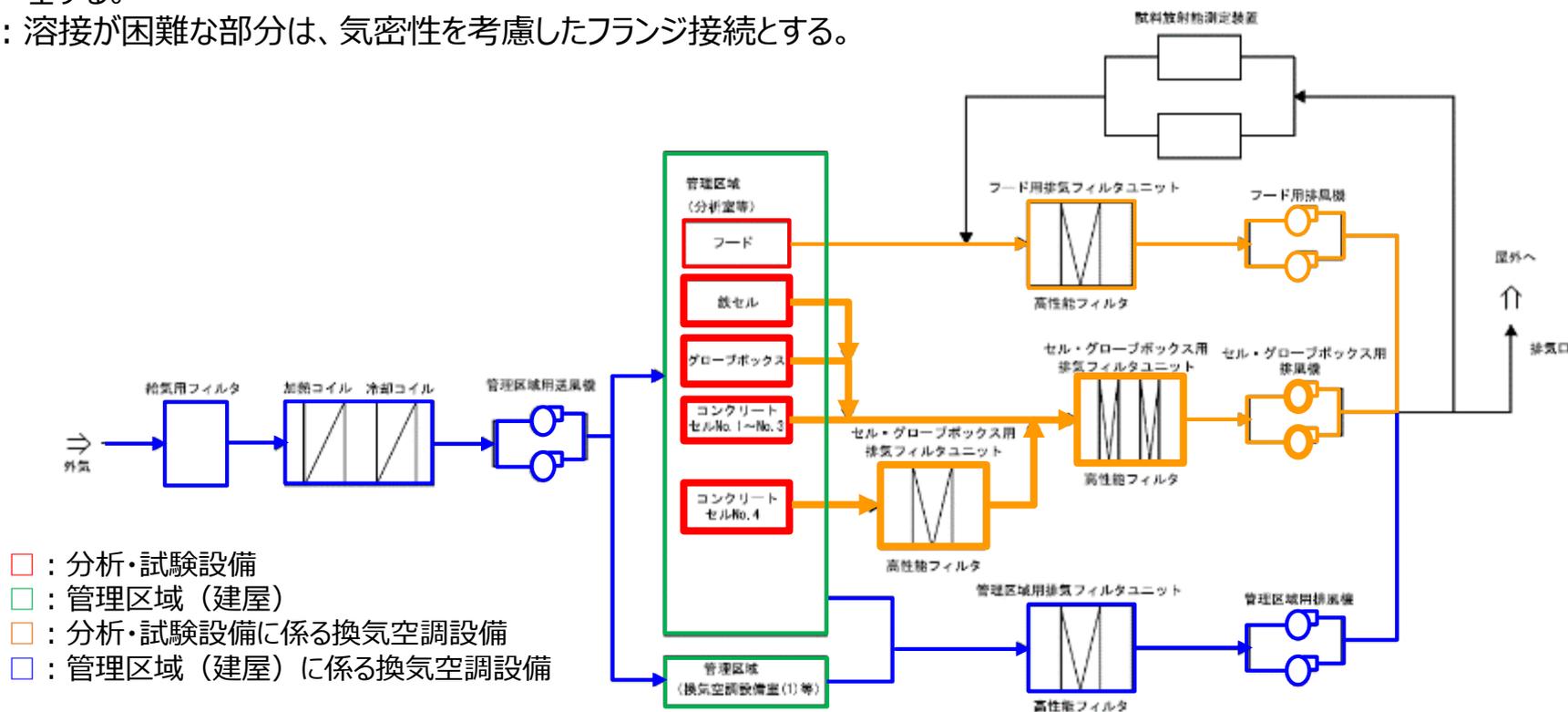
### 3. 第2棟の安全対策

#### 3.4. 放射性物質拡散防止対策(3/5)

- 建屋内（管理区域）は、管理区域用排風機を用いた負圧維持※1による閉じ込めを行う。
- コンクリートセル等からセル・グローブボックス用排気フィルタユニット間の主要排気管は、基本溶接構造※2とする。これらの排気系統に含まれる機器・配管及びセル・グローブボックス自体は、その構造による閉じ込めを行う。この閉じ込めに関わる範囲は耐震クラスBで構成する。さらに、排風機等を用いた負圧維持※1による閉じ込めを行う。

※1：負圧は管理区域(サービスエリア含む)、グローブボックス、鉄セル、コンクリートセルの順で深くなるよう設定している。セル、グローブボックス、フード等、放射性物質を容器から取り出して扱う場所以外の管理区域は基本的に汚染させないよう管理する。

※2：溶接が困難な部分は、気密性を考慮したフランジ接続とする。

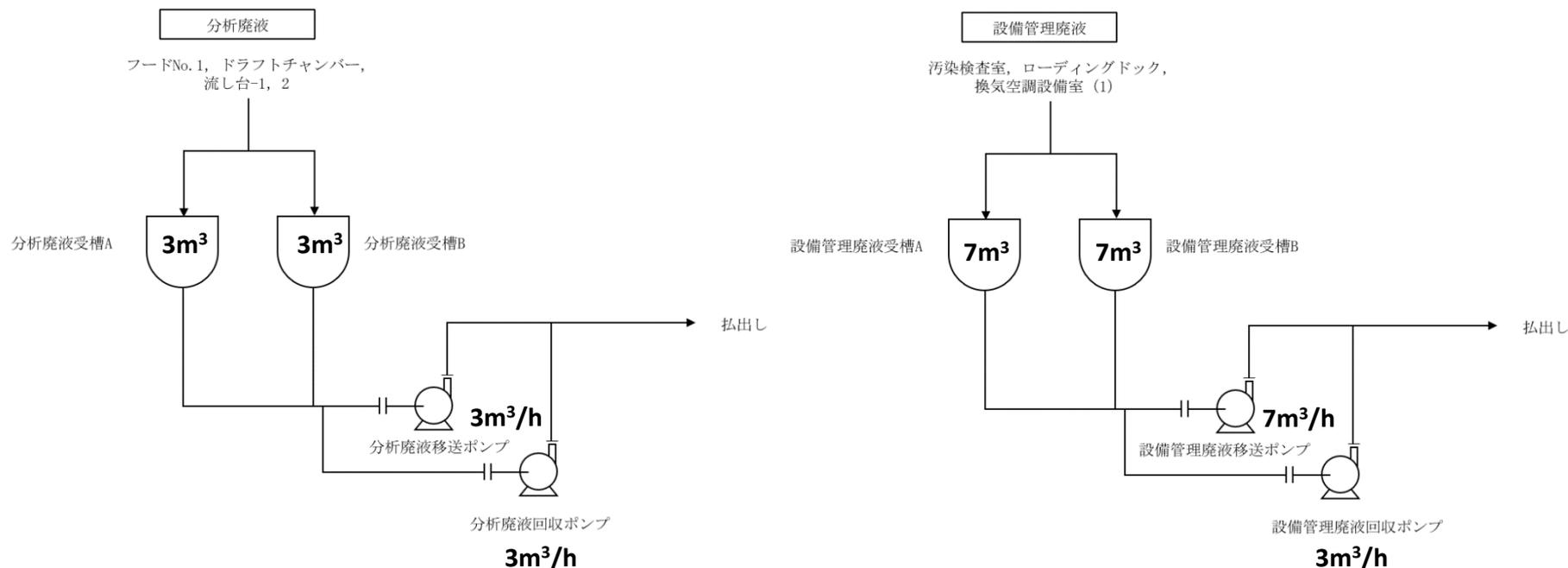


第2棟の換気空調設備概略系統図

### 3. 第2棟の安全対策

#### 3.4. 放射性物質拡散防止対策(4/5)

- 第2棟の液体廃棄物一時貯留設備において取り扱う放射性の液体廃棄物には、分析作業において硝酸、アルカリ等による溶解、分離等の作業に伴い発生する分析廃液とその他管理区域から発生する設備管理廃液がある。
- 分析廃液を一時的に保管する分析廃液受槽及び主要配管等については、耐食性を考慮してSUS316Lを使用する。また、設備管理廃液を一時的に保管する設備管理廃液受槽及び主要配管等については、SUS304を使用する。
- 分析廃液受槽及び設備管理廃液受槽には、液位計を設置して槽水位を検知する。



液体廃棄物一時貯留設備の概略系統図

### 3. 第2棟の安全対策

#### 3.4. 放射性物質拡散防止対策(5/5)

- 液体廃棄物一時貯留設備において、放射性の液体廃棄物を一時的に保管する受槽は、漏えい拡大防止のための堰内に設置する。堰は、堰内に設置する槽の漏えい廃液を全量保持できる容量とする。また、堰内は液体が浸透しにくく、腐食しにくいエポキシ樹脂にて塗装する。
- 万一、放射性の液体廃棄物が堰内に漏えいした場合は、堰内に設置した漏えい検知器により検知する。

#### 液体廃棄物一時貯留設備

各受槽の容量

分析廃液受槽 : 3m<sup>3</sup>×2基

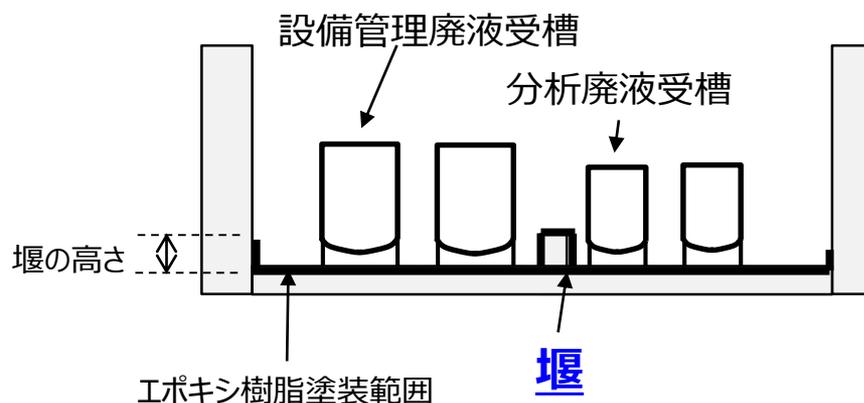
設備管理廃液受槽 : 7m<sup>3</sup>×2基

#### 堰の高さ

	必要な堰の高さ(mm)※	堰の高さ(mm)
分析廃液受槽エリア	約300	約400
設備管理廃液受槽エリア	約500	約600

※各エリアで、各貯槽2基が全量漏えいしたときの漏えい液の高さ

漏えい検知 : 堰中には、漏えい検知器を設置



立面図

### 3. 第2棟の安全対策

#### 3.5. 耐震設計（耐震重要度分類の考え方）（1/3）

第2棟の耐震設計においては、**第1棟を含む他の実施計画施設と同様に、「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）に基づき耐震クラス分類を行う。**

指針において、Sクラスの施設は次のように記載

- ① Sクラスの施設
    - i) 「原子炉冷却材バウンダリ」を構成する機器・配管系
    - 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
- (以下略)

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**の施設としている。第2棟には、これらのSクラスの施設に該当する設備はない。

## 3. 第2棟の安全対策

### 3.5. 耐震設計（耐震重要度分類の考え方）（2/3）

指針では、Bクラス、Cクラスの施設は次のように記載

#### ② Bクラスの施設

- i) 「原子炉冷却材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
- 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、その破損による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べ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

#### ③ Cクラスの施設

上記Sクラス、B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、周辺監視区域外における年間の線量限度に比べ十分小さい設備は耐震Cクラスに分類している。

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か否かについては、使用施設の事例等を踏まえ、設備毎に判断している。

### 3. 第2棟の安全対策

#### 3.5. 耐震設計（耐震重要度分類の考え方）（3/3）

	Bクラス	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
分析設備	鉄セル グローブボックス	フード
液体廃棄物一時貯留設備	－	廃液受槽 廃液移送、回収ポンプ 廃液系統の配管
換気空調設備	セル・グローブボックス排気フィルタ ユニット、排風機、排気管	フード排気フィルタユニット、排風 機、排気管 その他建屋換気空調設備

### 3. 第2棟の安全対策

#### 3.6. 敷地境界線量評価

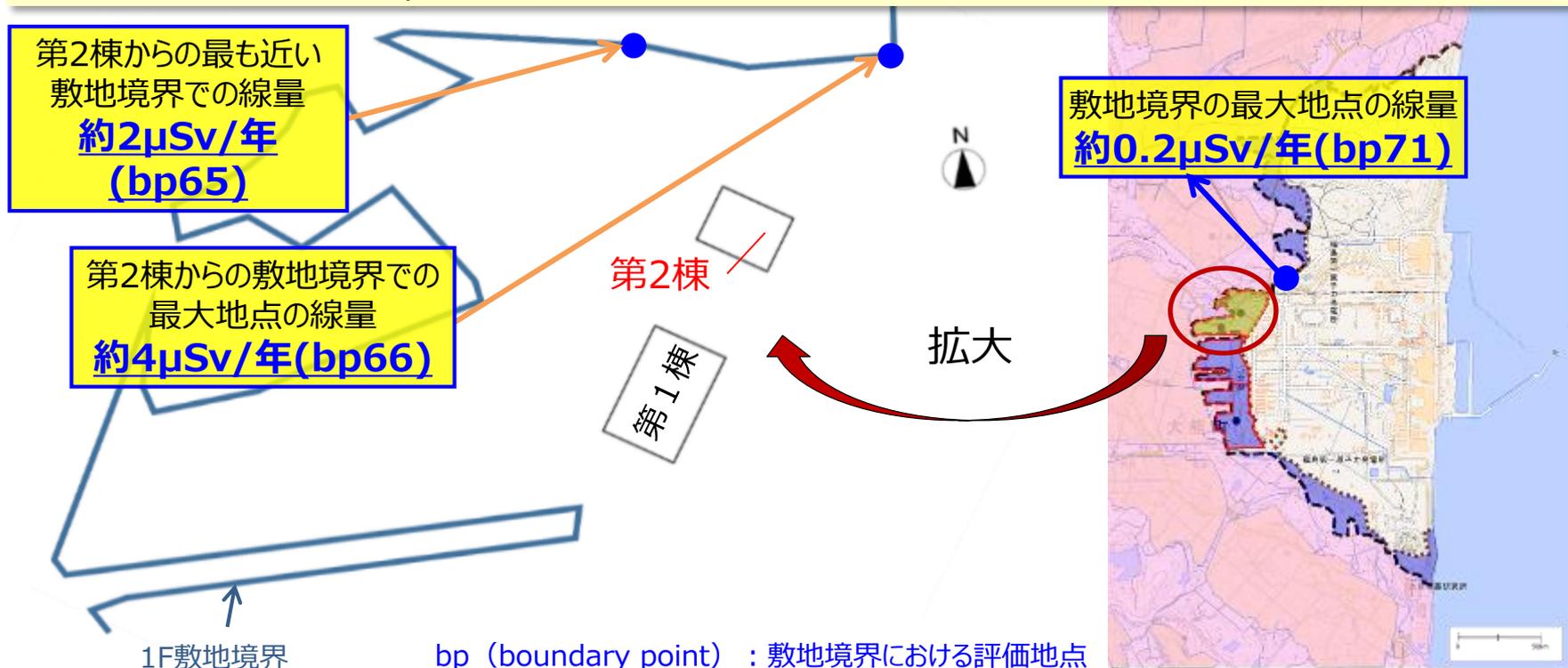
コンクリートセル、鉄セル等の設備で最大量の線源(燃料デブリ等質量相当)を同時に取り扱う等の安全側の条件を想定し、直接線及びスカイシャイン線\*の敷地境界線量における実効線量を評価した。

\*天井を通過した後施設上方の空気中で反射され、建物から離れた地上付近に降り注ぐ放射線

(評価結果)

第2棟からの敷地境界での最大地点の実効線量を計算した結果、**約4 $\mu$ Sv/年**となった。

現行の福島第一の敷地境界のうち最大となる地点 (bp71)における第2棟からの実効線量は、約0.2 $\mu$ Sv/年。これを合算した1F各施設からの実効線量の合算値は**約0.92mSv/年**\*1であり、規制値(1mSv/年)を下回る。なお、第2棟からの実効線量が最大となる地点(bp66)での1F各施設からの実効線量の合算値は約0.87mSv/年である。

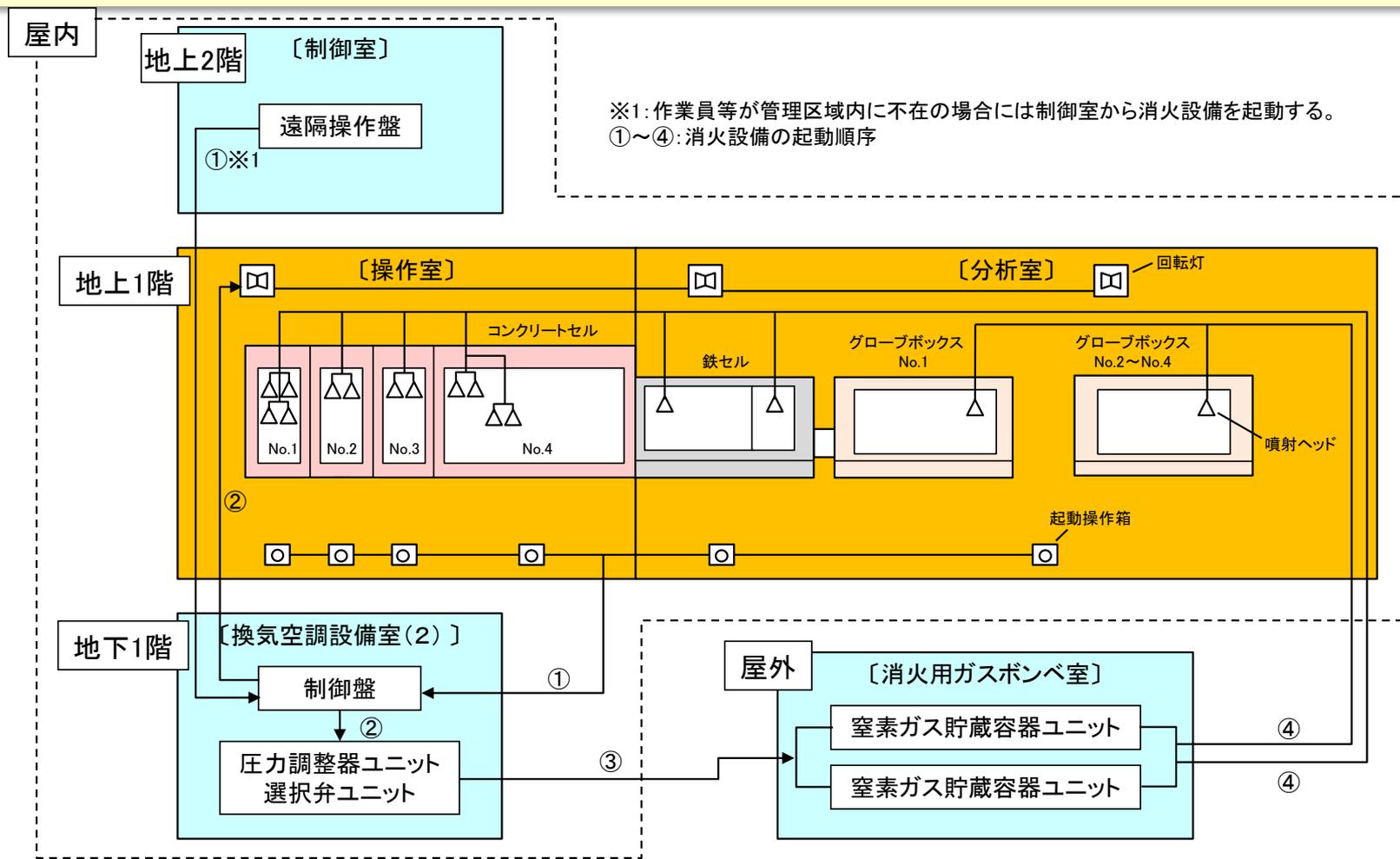


\*1 : 既認可(大型廃棄物保管庫2020年5月27日)に基づく

# 3. 第2棟の安全対策

## 3.7. 火災対策(設備)

- コンクリートセル、鉄セル、グローブボックス及びフードは、可能な限り不燃性材料又は難燃性材料を使用する。
- 火災の早期検知、初期消火を可能にする火災検知器（温度計）、消火設備を設置する。
- コンクリートセル、鉄セル及びグローブボックスの火災に対する消火剤は不活性ガス（窒素ガス）とする。
- フード内の火災に対しては、フード近傍に設置した消火器等により消火する。



### 3. 第2棟の安全対策

#### 3.7. 火災対策(建屋)

##### (火災の発生防止)

- 第2棟は、壁、柱、床等の主要構造部は、不燃性材料を使用する。間仕切り壁、天井及び仕上げは、建築基準法及び関係法令に基づく他、可能な限り不燃性材料又は難燃性材料を使用する。建屋内の機器、配管、排気管等の主要構造体並びにこれらの支持構造物は、不燃性材料とする。
- 落雷、地震等の自然現象により火災が生じることがないように設計する。

##### (火災の検知及び消化)

- 第2棟の建屋に設置する火災検知器及び消火設備は、早期消火を行えるよう消防法及び関係法令に基づいた設計とする。
- 火災検知器及び消火設備は地震等の自然現象によっても、その性能が著しく阻害されることがないように措置を講ずる。

##### (火災の影響の軽減)

- 第2棟の建屋は、建築基準法及び関係法令に基づき防火区画を設置し、消防設備と組み合わせることにより、火災の影響を軽減する設計とする。なお、主要構造部の外壁(鉄筋コンクリート造)は、延焼を防止するために必要な耐火性能を有する設計とする。

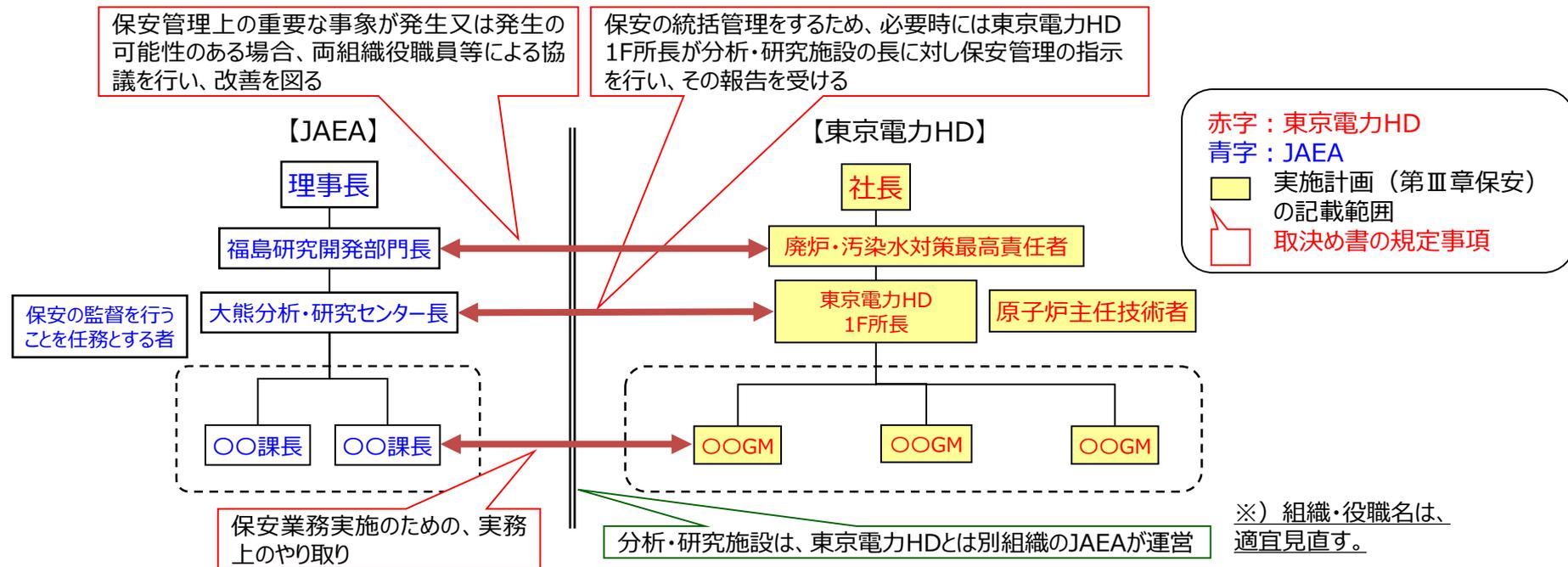
# 4. 第2棟の保安管理

## 4.1. 放射性物質分析・研究施設に特有な保安管理体制についての概要



JAEAと東京電力HDは本施設の安全性並びに効率性を相互協力により確保するため覚書を交わし、放射性物質分析・研究施設に係る両者の基本的な役割分担、権利義務を以下の通り定めている。

- 放射性物質分析・研究施設は、1Fにおける特定原子力施設の一部として、**東京電力HDが保安に関する統括管理を行う**。
- 放射性物質分析・研究施設の**施設所有・運営**は、十分な技術力を有する**JAEAを主体**とすることで、本施設の有効活用を図る。
- 分析結果の第三者性の観点を踏まえ、JAEAの運営組織は東京電力HDと別組織とする。
- 本施設についての保安管理を確実に実施するため、**両者の関係を取決め書**で規定する。
- 保安管理上の重要な事象が発生又は発生のある可能性がある場合は、両組織の役員による協議を行い、改善を図る。  
(東京電力HDの役員は実施計画上に位置づけがあり、対応するJAEA役員と協議を行う。)



# 4. 第2棟の保安管理

## 4.2. 放射性物質分析・研究施設に特有な保安管理についての取決め



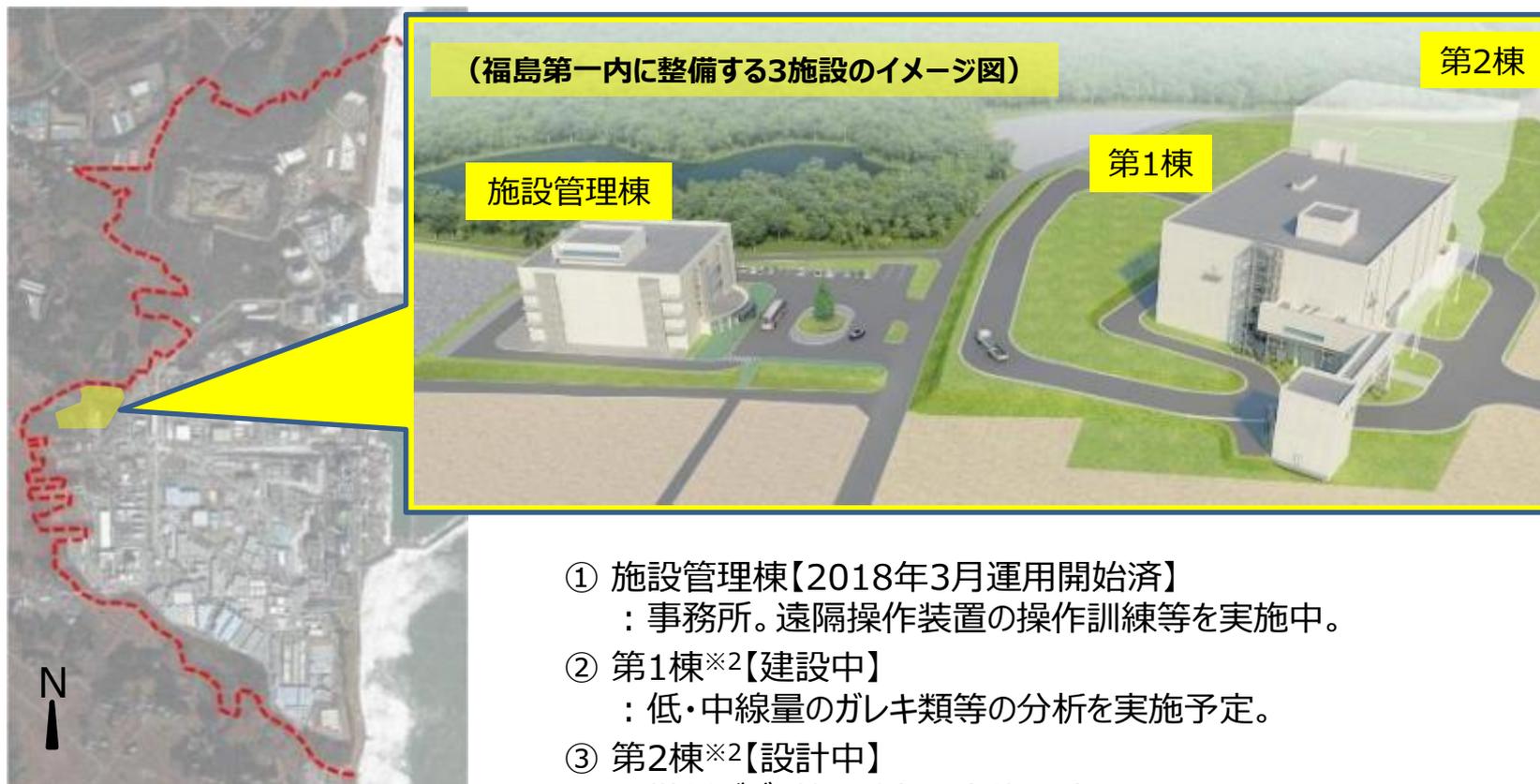
放射性物質分析・研究施設は、JAEAが施設の所有・運営を行う事業体として、東京電力HDの保安管理の下、保安活動を実施する。今後、第2棟に係る取決め書は、以下の第1棟の建設・運転保守における保安管理に関する取決め書に準じた内容とする予定である。

### 取決め書に定める両社の保安に係る具体的な役割分担

東京電力HD	JAEA
本施設についても、他の実施計画の施設と同等の保安管理・保安活動を実施。	実施計画を遵守。 実施計画第三章の条文から直接的な要求がない場合でも、東電HDの施設と同水準の管理を行う。
特定原子力施設の設置者として、各職務に応じた <b>保安管理</b> を行う。 ・JAEAのマニュアル・手順書及びそれらに沿った活動のエビデンスを定期的に <b>確認</b> 。 ・運転保守段階では、定期的な現場巡視や保安管理に関する各種会議に参加する等により、 <b>当該施設の運用状況を把握</b> 。 ・保全計画が適切に管理されていることを <b>定期的に確認</b> 。 ・保管管理に係るマニュアル・手順書等を制改訂する際は、JAEAに <b>通知</b> 。	東電HDの保安管理の下、各職務に応じた <b>保安活動</b> を行う。  ・東電HDがマネージメントレビューを実施する上で必要な情報やその他双方が必要と考える事項について <b>報告</b> 。 ・保安管理上の改善が必要な場合は、改善を実施。 ・保安管理状況を <b>日常的に報告</b> 。 ・全ての <b>不適合事象を報告</b> 。 ・保安管理に係るマニュアル・手順書等を制改訂する際は、施行前に東電HDに <b>確認</b> を受ける。
保安管理に関する具体的な <b>要求事項</b> をマニュアルとして定める。	左記マニュアルの <b>要求事項</b> に従い、その具体的な手順を示したマニュアル等を定める。
保安検査は東電HDが受検。	東電HDの統括管理の下、保安検査官への状況説明及び必要な対応を行う。
1F所長は、保安管理上の懸念があった際には、 <b>設備運用停止</b> やその改善について指示できる。	左記指示に従う。

- 放射性物質分析・研究施設の全体概要
- 分析・研究設備
- 分析項目の選定関係
- 保安管理体制に係る文書整備概要

- 福島第一の事故によって発生した放射性廃棄物や燃料デブリ等の分析を行う施設。
- 施設管理棟、第1棟、第2棟及びサテライトオフィス（仮称）※1で構成。



（福島第一内に整備する3施設のイメージ図）

施設管理棟

第1棟

第2棟

- ① 施設管理棟【2018年3月運用開始済】  
：事務所。遠隔操作装置の操作訓練等を実施中。
- ② 第1棟※2【建設中】  
：低・中線量のガレキ類等の分析を実施予定。
- ③ 第2棟※2【設計中】  
：燃料デブリ等の分析を実施予定。

注)赤破線内側は東京電力HD敷地  
黄色塗部分が大熊施設

※1 サテライトオフィス（仮称）は大熊町大野駅周辺に設置予定。

※2 特定原子力施設の一部として東京電力HDが実施計画申請し保安を統括。JAEAが設計・建設、運営（分析実務及び換排気等の施設運転）を担当。

## ■ 主な分析・設備

コンクリートセル：4室、鉄セル：1基、グローブボックス：4基、フード：4基

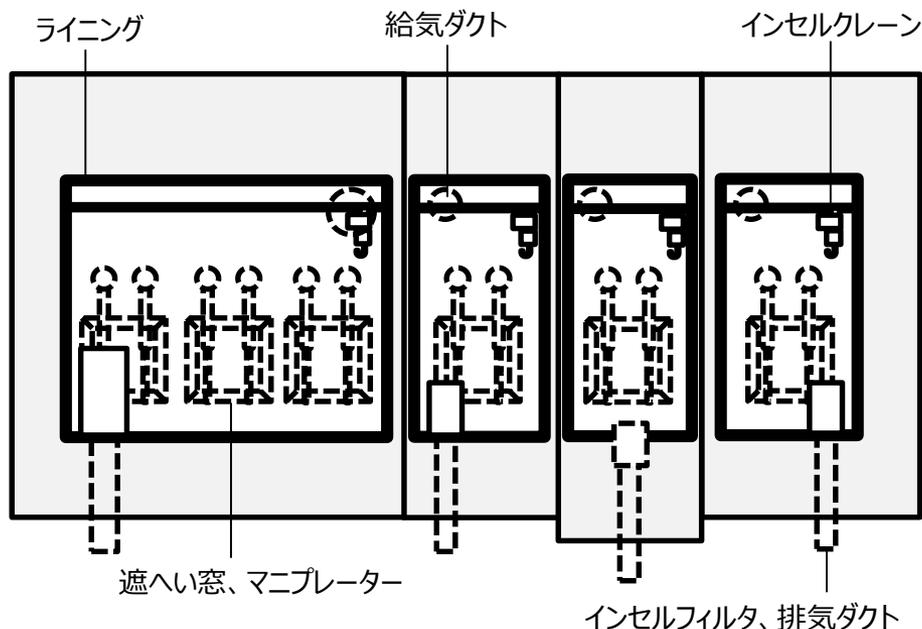
## ■ 主な分析装置

- 蛍光X線分析装置（XRF）
- 光学顕微鏡
- 硬さ試験機
- 電子線マイクロアナライザ
- ガスクロマトグラフ
- イオンクロマトグラフ
- 高周波誘導結合プラズマ質量分析装置
- 高周波誘導結合プラズマ発光分析装置
- アルファ線スペクトロメータ
- ガンマ線スペクトロメータ
- 液体シンチレーションカウンタ
- ガスフローカウンタ 等

## 【コンクリートセル概要】

高線量の燃料デブリ等が収納された容器から燃料デブリ等を取り出して外観確認等を実施し、切断、研磨、粉碎、溶解等の試料調製を行い、分析・試験に必要な量を採取する。

- 数量            4室                            ○耐震クラス        Bクラス
- 主要材料       普通コンクリート       ○ライニング        ステンレス鋼(SUS304)



コンクリートセル概要図 (立面面)



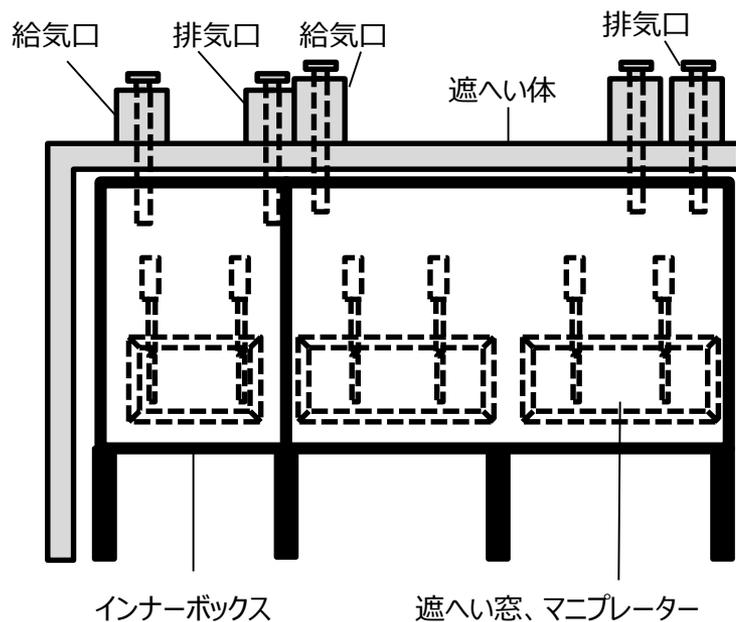
コンクリートセルイメージ\*

\* : 日本原子力研究開発機構原子力科学研究所HPより  
[https://www.jaea.go.jp/04/ntokai/hot/hot\\_04.html](https://www.jaea.go.jp/04/ntokai/hot/hot_04.html)

## 【鉄セル概要】

コンクリートセルにて採取された試料に対して、各種装置による分析・試験又は核種分離などの前処理を行い、分析に必要な量を採取する。

- |           |                |        |           |
|-----------|----------------|--------|-----------|
| ○数量       | 1基             | ○耐震クラス | Bクラス      |
| ○インナーボックス | ステンレス鋼(SUS304) | ○遮へい体  | 鋼材(SS400) |



鉄セル概要図（立面図）



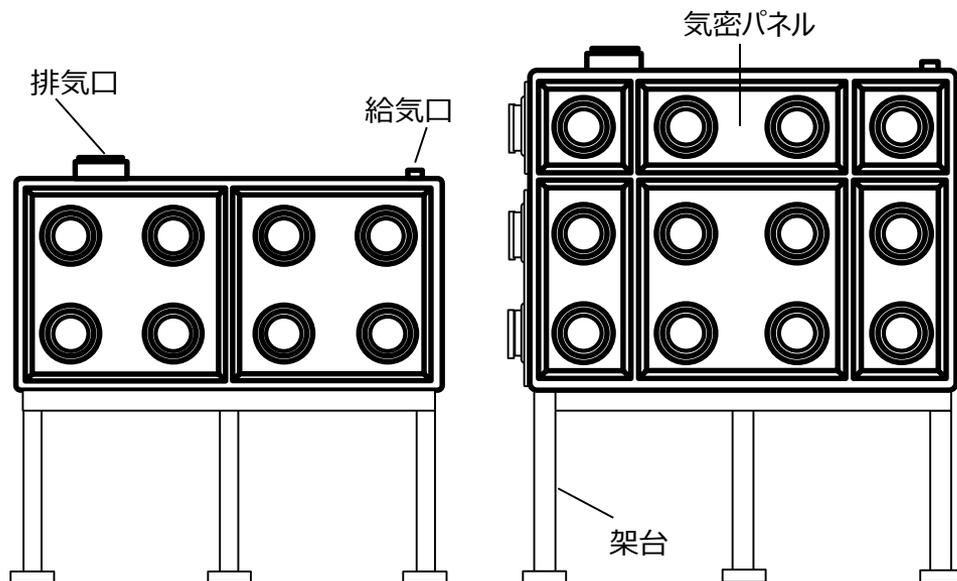
鉄セルイメージ\*

\* : 日本原子力研究開発機構原子力科学研究所HPより  
[https://www.jaea.go.jp/04/ntokai/hot/hot\\_04.html](https://www.jaea.go.jp/04/ntokai/hot/hot_04.html)

## 【グローブボックス概要】

鉄セルにて採取された試料に対して核種分離などの前処理を行い、分析に必要な量を採取する。また、試料調製後の試料に対して、各種分析装置にて分析を行う。

- 数量 4基
- 耐震クラス Bクラス
- 構造 本体+気密パネル
- 主要材料 ステンレス鋼(SUS304)



グローブボックスイメージ\*

\*：日本原子力研究開発機構原子力科学研究所HPより  
[https://www.jaea.go.jp/04/ntokai/hot/hot\\_01.html](https://www.jaea.go.jp/04/ntokai/hot/hot_01.html)



○廃炉作業について、時間的な緊急性や優先度などを踏まえ、以下の評価基準を設定。

	分類	分類の評価基準	
(1)	最重要項目	A	IRIDの各PJについて、取出し、取出し時の臨界評価の工程に必要な分析項目
(2)	重要項目	B	収納・移送・保管のほか、処理・処分を含む全工程を考慮し、最重要項目に次ぐもの
(3)	やや重要な項目	C	全工程を通じて、優先度の分類でA、B以外に整理される項目
(4)	未評価		東京電力/IRIDニーズで不要、試験方法等が未定の項目

○東京電力/IRIDにてとりまとめた分析ニーズについて、上記の評価基準に基づき、各分析項目の重要度を整理。

	分類	分析項目	
(1)	最重要項目	A	I -01 形状(粉/粒/塊)、化学形態、表面状態 I -02 寸法(粒径) I -05 組成-U/Pu含有率 I -06 組成-Fe,Cr,Ni等含有率(SUS等由来) I -07 組成-ホウ素含有率(B <sub>4</sub> C等由来) I -08 組成-Gd含有率 I -09 組成-U同位体組成 I -12 組成-FP,CP,アクチノドの核種毎の含有率 II -01 硬さ II -02 じん性 IV-01 線量率
(2)	重要項目	B	I -03 密度-真密度 I -04 密度-空隙率(気孔率) I -10 組成-塩分濃度 I -11 有機物含有量 I -13 含水率 I -14 水素発生量 III-01 熱伝導率(III-4 熱拡散率) III-02 熱挙動 IV-02 発熱量
(3)	やや重要な項目	C	VI-07 加熱時FP放出挙動
(4)	未評価		II -03 圧縮試験、III-3 熱膨張率、III-05 融点、 V-01～-05 その他(特性)、VI-01～-06,-08,-09 試験

- 1) 燃料デブリの取出し、取出し時の臨界管理、収納・移送・保管等において必要となる基礎的な分析項目（赤枠内）は、核種分析（紫色部）も含め優先して実施する。
- 2) その他、1F廃棄物の処理・処分方策の検討に係る核種（青枠内）の選定が行われている（参考2参照）。同核種の分析は、デブリの処理・処分に係る検討にも有用と考えられる。よって、1)と重複しない核種（青色部）についても、処理・処分技術検討のための分析は緊急性が低いことから、施設運用開始の時点で実施するか否かは引き続き検討するが、設計段階では分析環境を準備しておく。

なお「基礎的な分析項目」「燃料デブリの処理・処分検討に係る核種」とも今後変更されうるところ、それらの検討、選定についても、JAEA、NDF、東京電力が密に連携して進めていく。

## 燃料デブリの基礎的な分析

・線量率、形状、化学形態、表面状態等

## 燃料デブリの基礎的な核種分析

- ・U, Puの同位体分析
- ・TRU (α核種) の同位体分析
- ・主要線源 (Cs-137, Sr-90等) 等

## 燃料デブリの処理・処分検討に係る核種分析

# 放射性物質分析・研究施設第2棟について（案）

－ 分析項目等及び安全対策・保安管理 －

2020年7月10日

---



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

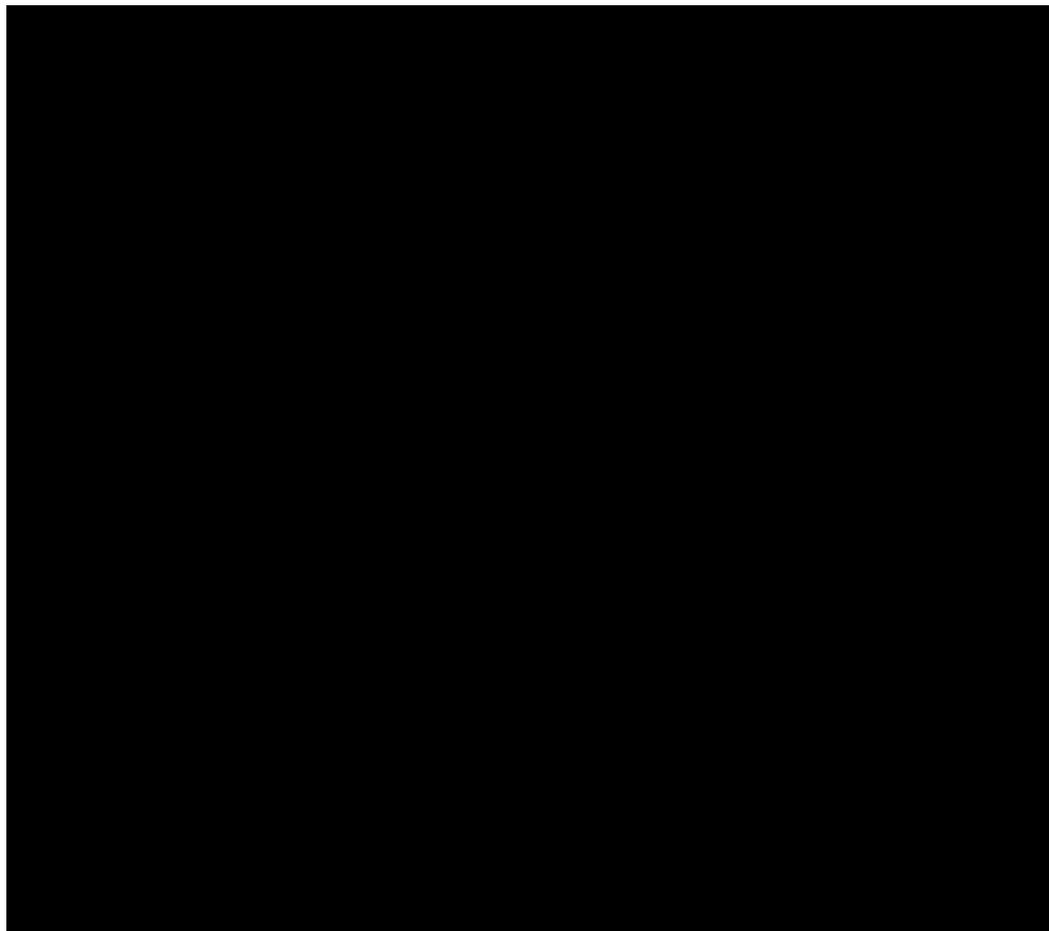
### ■ 分析対象物(受入物)

- ・分析対象物: 燃料デブリ等(燃料デブリ、炉構造材、解体廃棄物)
- ・受入量: 1回当たり [REDACTED] 以下
- ・受入回数: 最大12回/年
- ・最大取扱量: [REDACTED]

# 1. 放射性物質分析・研究施設第2棟の概要

## 1.3. 燃料デブリ等の取り扱いフロー概要の補足 (1/10)

### 燃料デブリ等の建屋内での移送ルート概要(1/2)



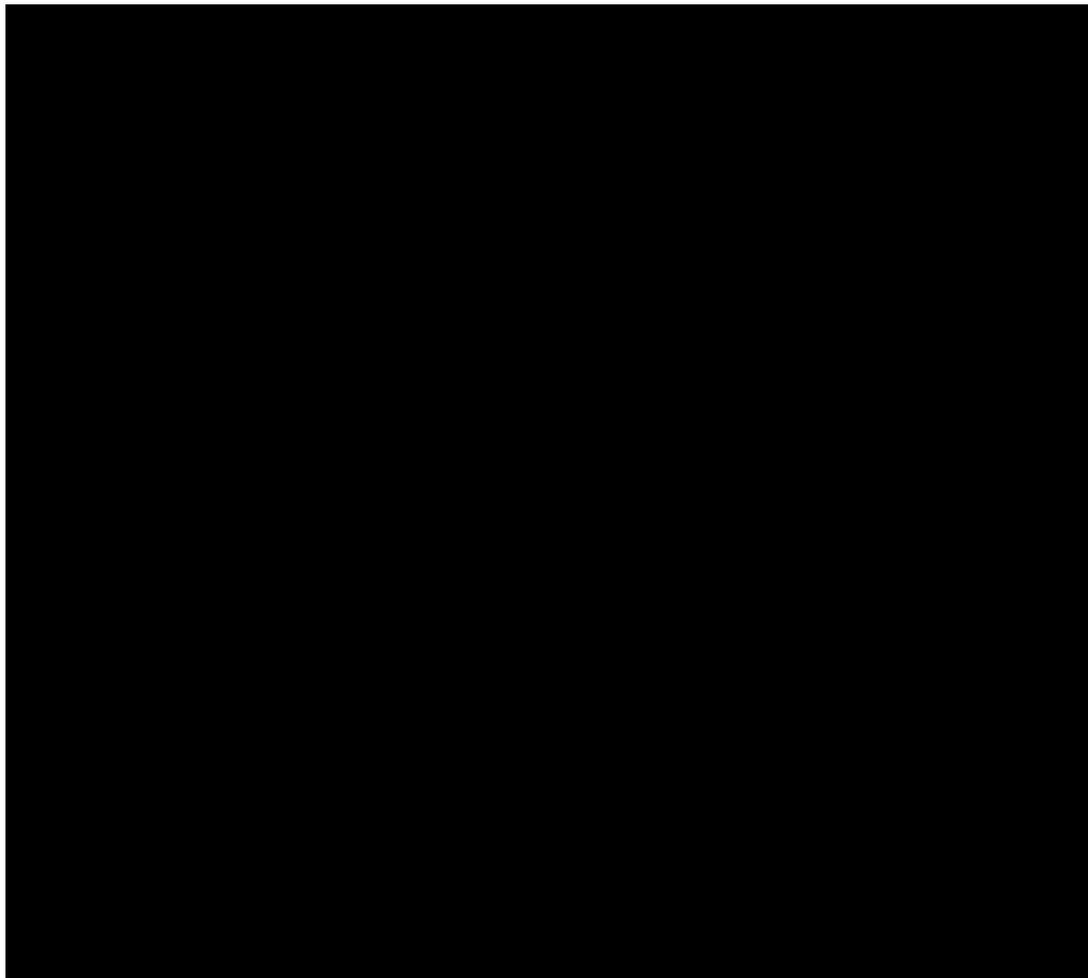
第2棟の機器配置図 地上1階

- ① 1Fからのキャスクをローディングドックへ搬入
- ② ローディングドックからサービスエリア(1)へキャスク架台含めて移送
- ③ サービスエリア(1)にてキャスク本体のみ吊上げ、地上2階サービスエリア(2)のコンクリートセルNo.1天井又はサービスエリア(1)のコンクリートセルNo.1背面に接続
- ④ キャスクからコンクリートセルNo.1に容器を搬入
- ⑤ コンクリートセルNo.1からセル間ポート等を介してコンクリートセルNo.2→No.3→No.4→鉄セル→グローブボックスNo.1→フードNo.1の順に移送
- ⑥ 一時的に保管する場合には、 [REDACTED] 試料ピットに収納する。
- ⑦ フードNo.1からフードアウトし、気密及び遮へいを考慮した容器にてグローブボックスNo.2、No.3、No.4、フードNo.2、 $\alpha$ ・ $\gamma$ 測定室へ移送

# 1. 放射性物質分析・研究施設第2棟の概要

## 1.3. 燃料デブリ等の取り扱いフロー概要の補足 (2/10)

### 燃料デブリ等の建屋内での移送ルート概要 (2/2)

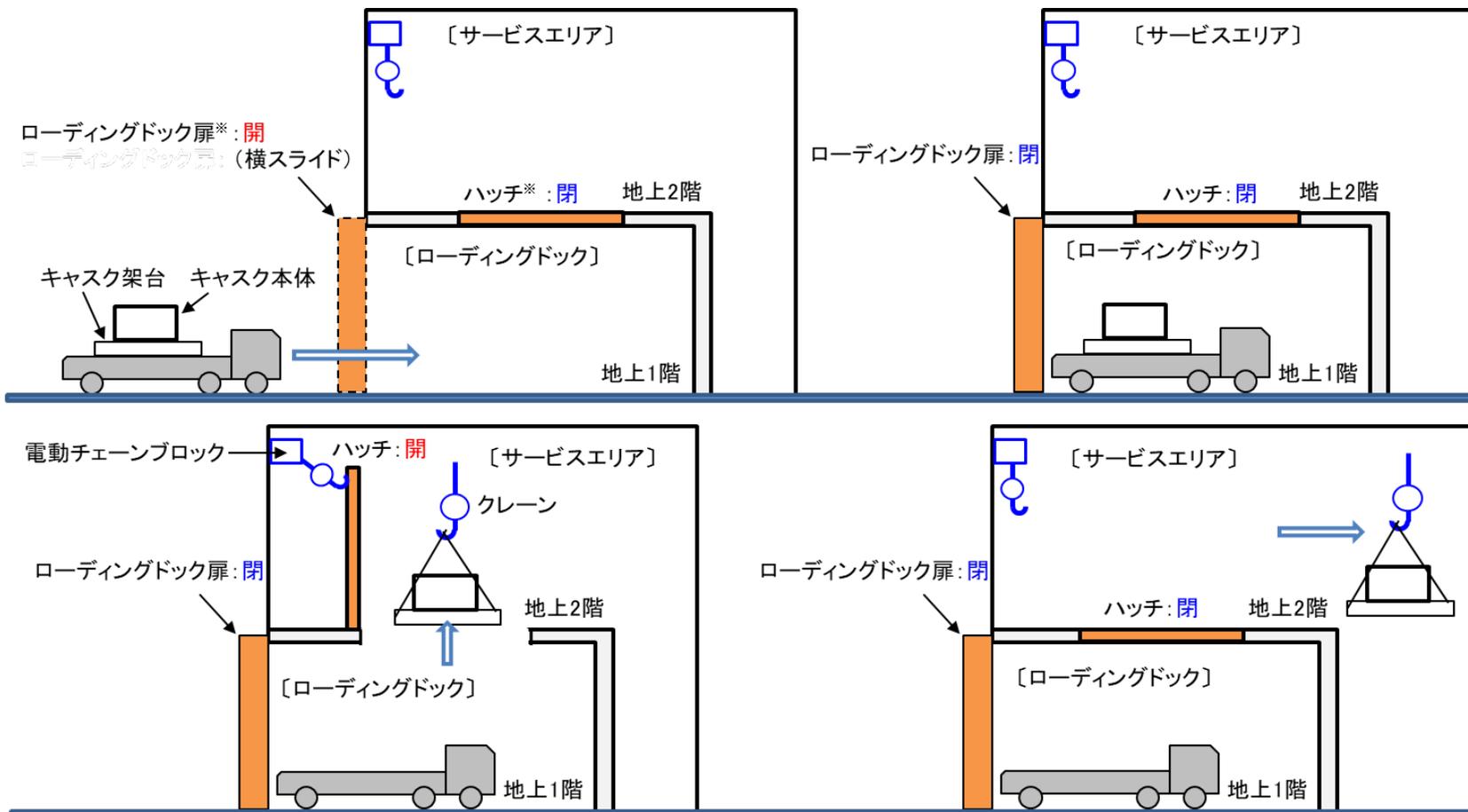


- ② 地上1階ローディングドックから地上1階サービスエリア(1)へキャスク架台含めて移送
- ③ 地上1階サービスエリア(1)にてキャスク本体のみ吊上げ、サービスエリア(2)のコンクリートセルNo.1天井又は地上1階サービスエリア(1)のコンクリートセルNo.1背面に接続

第2棟の機器配置図 地上2階

# 1. 放射性物質分析・研究施設第2棟の概要

## 1.3. 燃料デブリ等の取り扱いフロー概要の補足 (3/10)

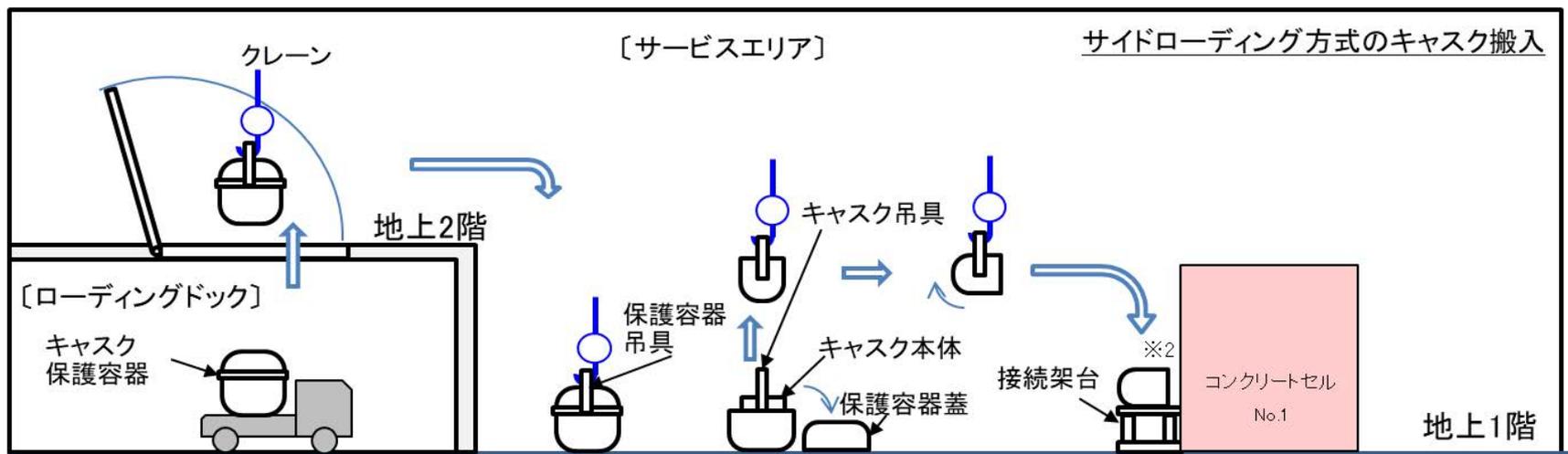
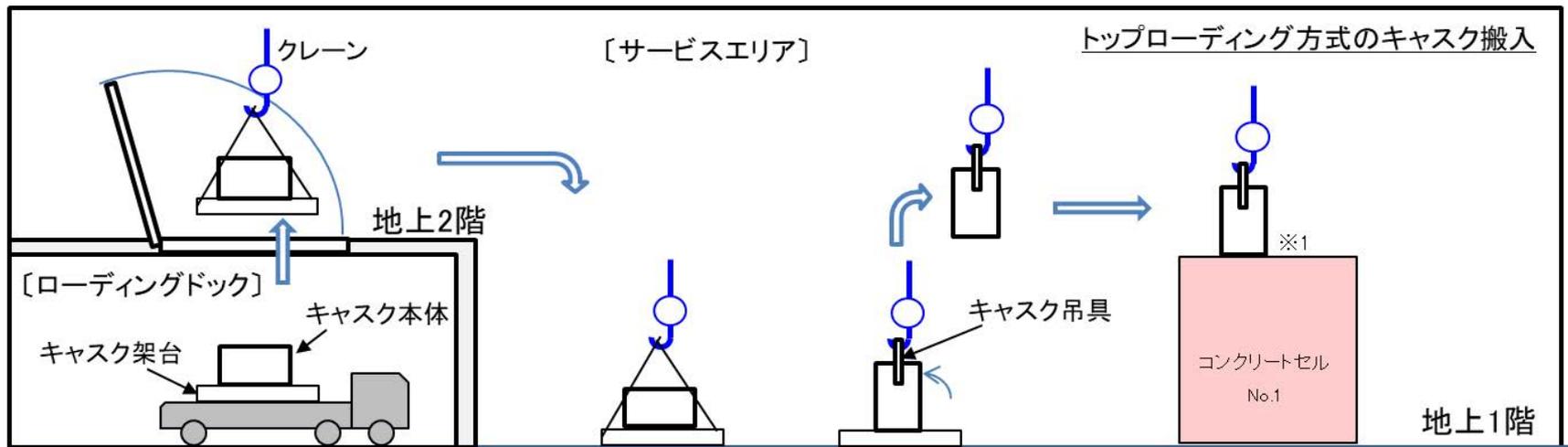


※: ロードディングドック扉とハッチにインターロックを設置し、同時開放できない設計としている。

### ロードディングドック扉、ハッチ開閉動作

# 1. 放射性物質分析・研究施設第2棟の概要

## 1.3. 燃料デブリ等の取り扱いフロー概要の補足 (4/10)

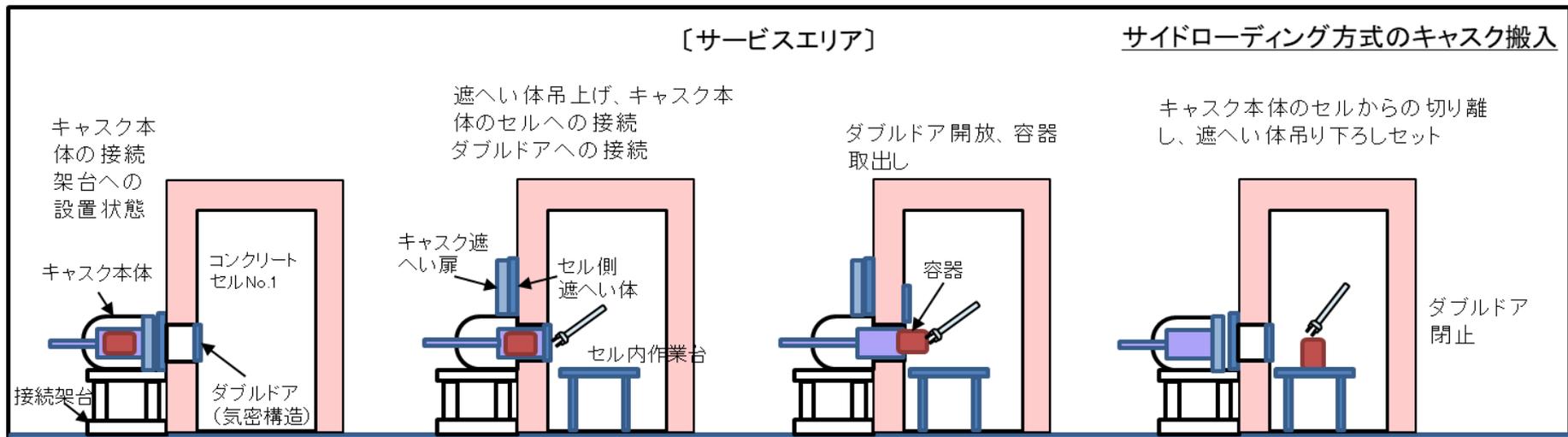
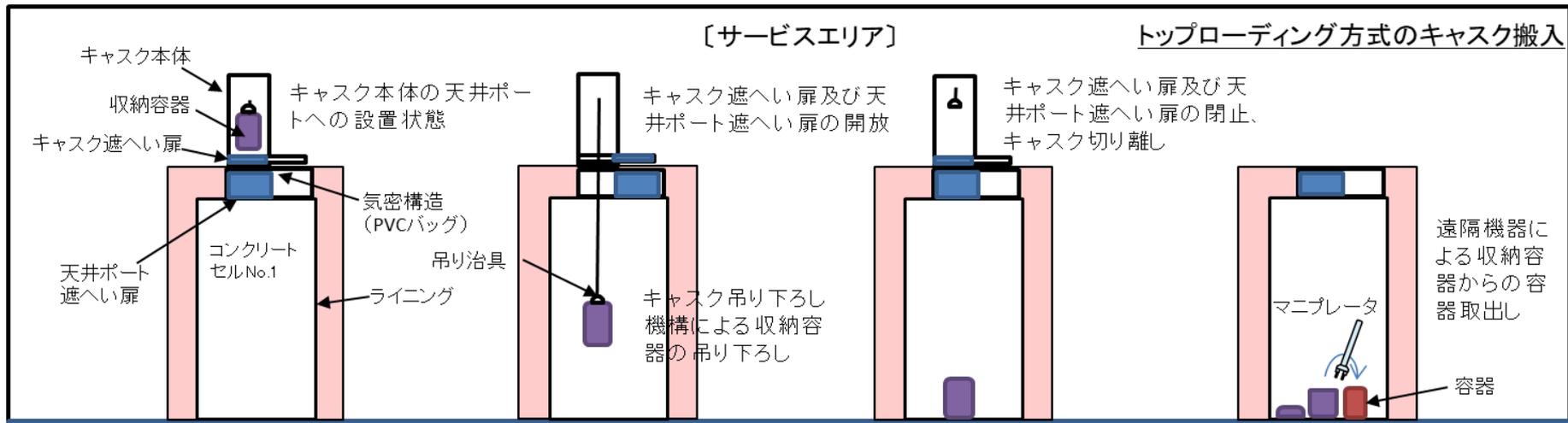


キャスクの搬入方法

※1: コンクリートセルNo.1の天井に接続  
※2: コンクリートセルNo.1の背面に接続

# 1. 放射性物質分析・研究施設第2棟の概要

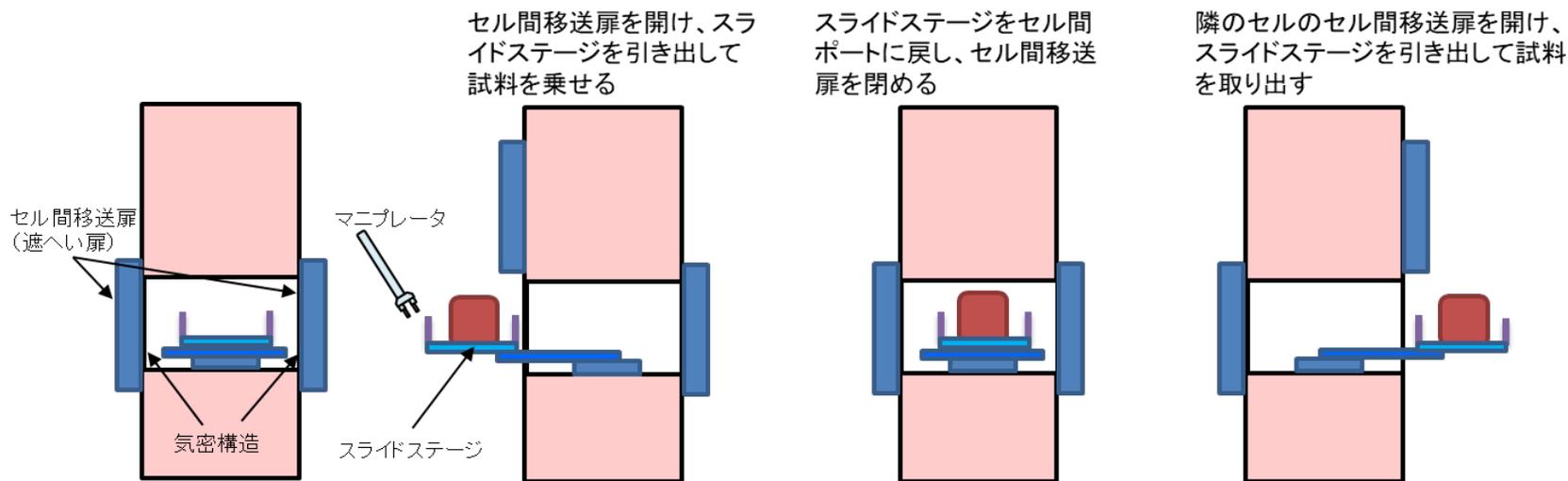
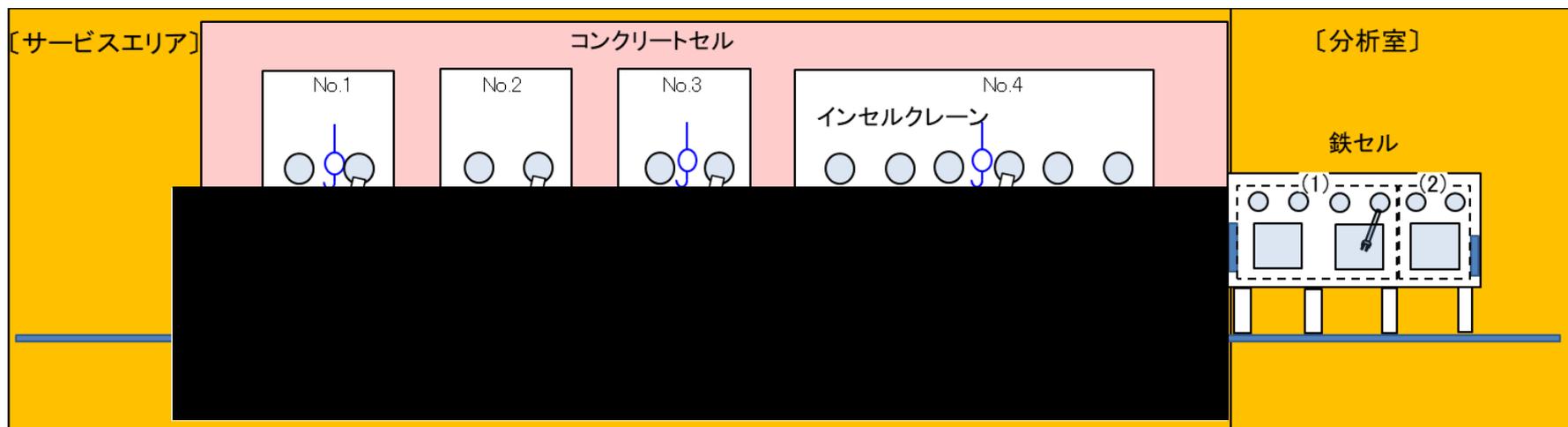
## 1.3. 燃料デブリ等の取り扱いフロー概要の補足 (5/10)



コンクリートセルNo.1への搬入

# 1. 放射性物質分析・研究施設第2棟の概要

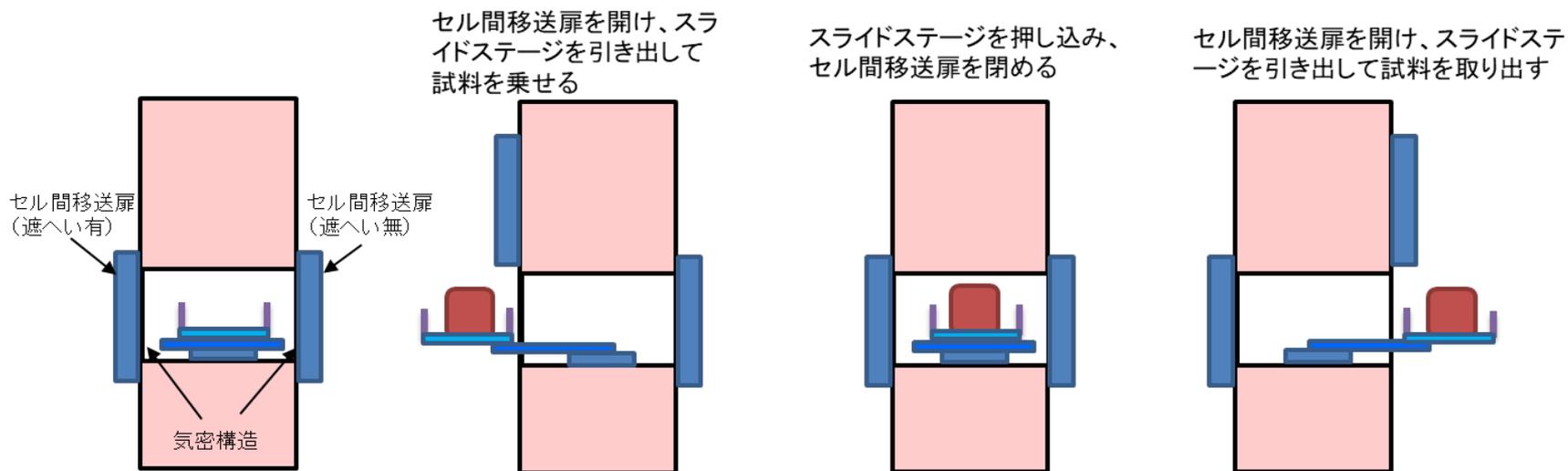
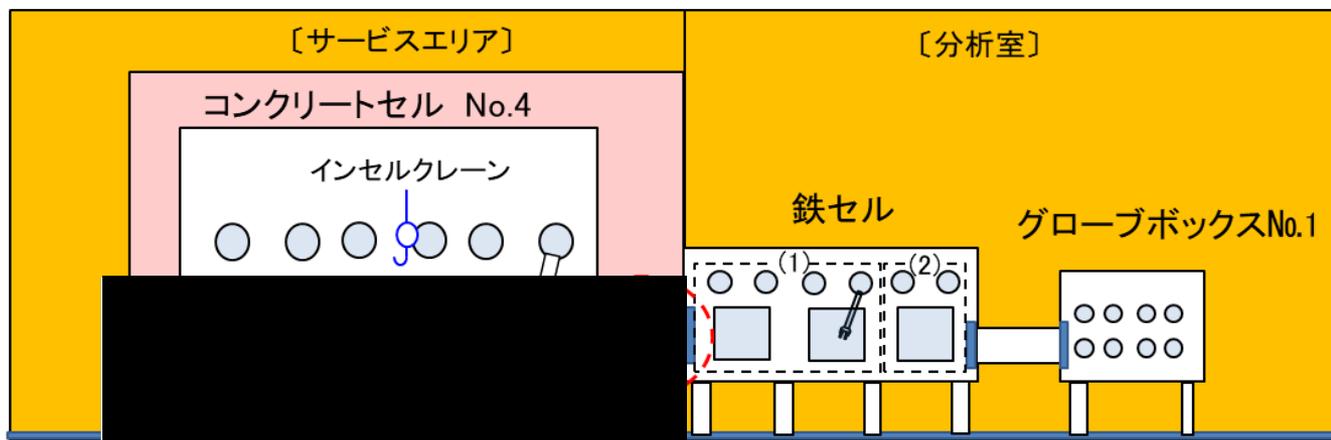
## 1.3. 燃料デブリ等の取り扱いフロー概要の補足 (6/10)



コンクリートセル間の試料の移動方法

# 1. 放射性物質分析・研究施設第2棟の概要

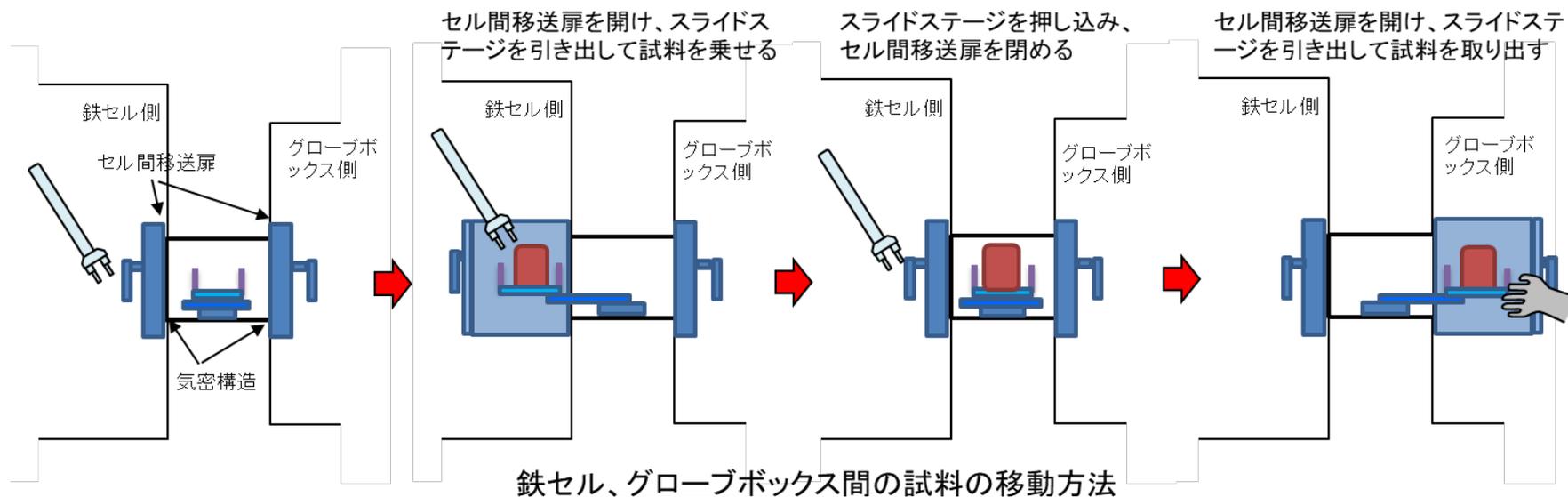
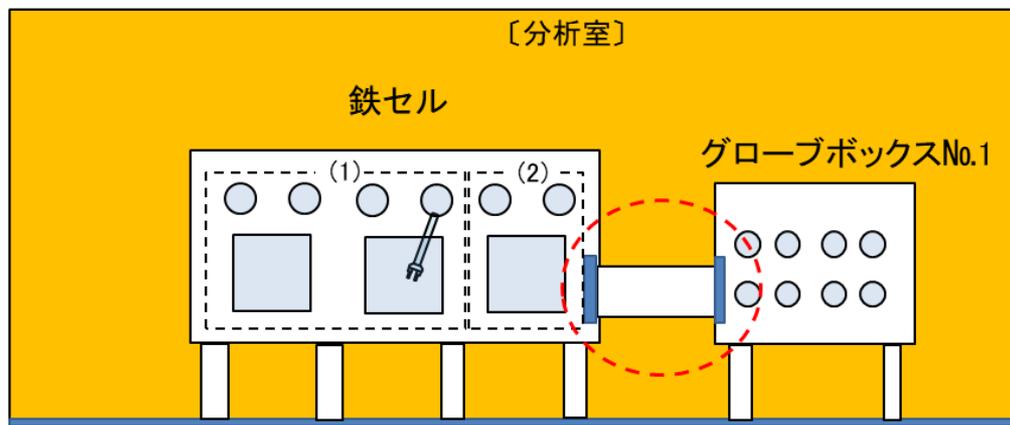
## 1.3. 燃料デブリ等の取り扱いフロー概要の補足 (7/10)



コンクリートセル、鉄セル間の試料の移動方法

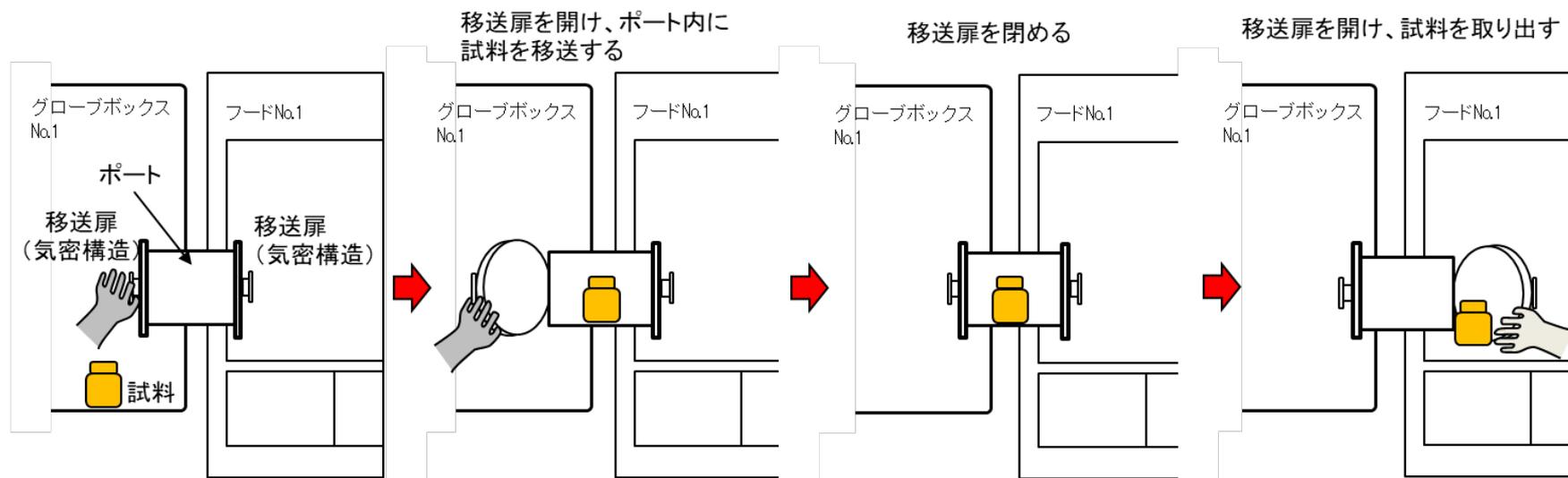
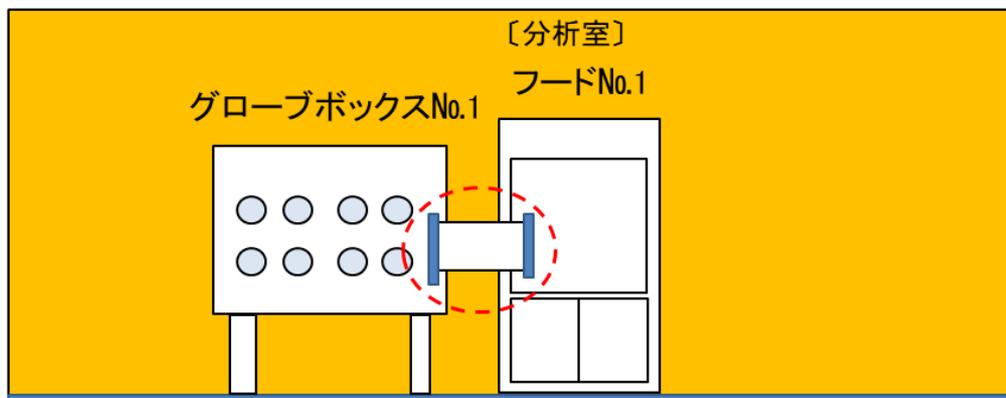
# 1. 放射性物質分析・研究施設第2棟の概要

## 1.3. 燃料デブリ等の取り扱いフロー概要の補足 (8/10)



# 1. 放射性物質分析・研究施設第2棟の概要

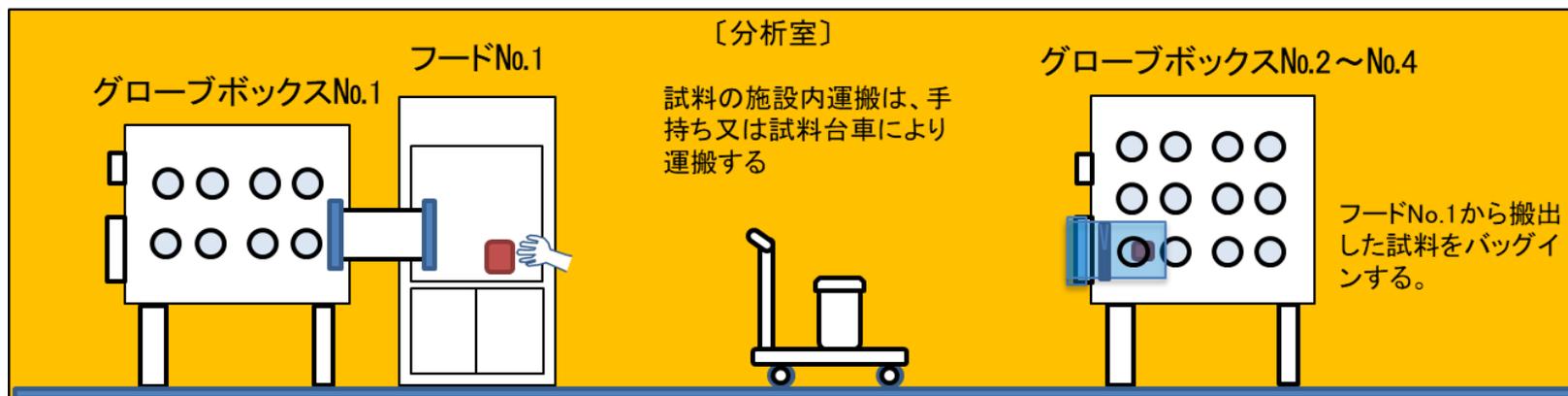
## 1.3. 燃料デブリ等の取り扱いフロー概要の補足 (9/10)



グローブボックスNo.1、フードNo.1間の試料の移動方法

# 1. 放射性物質分析・研究施設第2棟の概要

## 1.3. 燃料デブリ等の取り扱いフロー概要の補足 (10/10)



施設内での試料取出し及び運搬方法

## 1. 臨界管理の方法

第2棟における臨界管理の方法として、受け入れる燃料デブリ等に含まれる核燃料物質の量を定量し管理することが困難であることから、燃料デブリ等のすべてを核燃料物質とみなし、測定可能な燃料デブリ等の重量をもって管理する。

第2棟における臨界管理の方法は以下のように実施する。

(燃料デブリ等の取扱場所における管理)

コンクリートセル、鉄セル並びに分析室及び $\alpha$ ・ $\gamma$ 測定室において、燃料デブリ等を取り扱う作業を実施する場合、各取扱場所における最大取扱量を超えないことを確認する(質量管理)。

(試料ピットにおける管理)

燃料デブリ等は、コンクリートセルNo.4において重量測定し、 $\blacksquare$ 以下であることを確認(質量管理)した上で容器に収納する。その後、 $\blacksquare$ の試料ピットに一時的に保管する(形状管理)( $\blacksquare$ あたり $\blacksquare$ ( $\blacksquare$ ))。

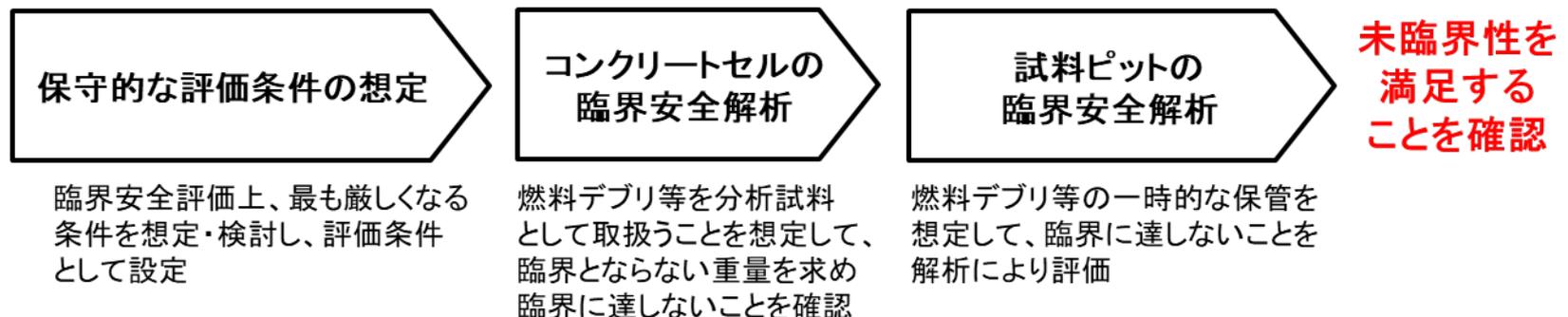
具体的には、燃料デブリ等の受入れ及び施設内の移送の都度、計算機又は伝票を用いて臨界管理上安全であること(受入れ、移送に伴う各取扱場所での存在量が最大取扱量を超えないこと)を確認する。さらに、実際の受入れ及び移送にあたっては、作業を担当する者以外の第三者(例:計量管理担当者)による立会いを行い、移送物及び伝票等の内容に相違のないことを確認する。

## 2. 臨界安全評価の基本方針

第2棟で想定する燃料デブリ等の最大取扱量及び臨界管理方法を下表に示す。

取扱場所	最大取扱量	臨界管理方法
コンクリートセルNo.1~4: 合計	■	質量管理
試料ピット (■)	■	質量管理及び形状管理

また、以下のフローに基づき、未臨界性を満足することを確認する。なお、未臨界性の判断基準は、中性子実効増倍率 ( $k_{eff}$ ) に標準偏差の3倍 ( $3\sigma$ ) を加えた値が 0.95 以下※<sup>1</sup> となることとする。



※1: 『臨界安全ハンドブック第2版』, 日本原子力研究所, (1999)

### 3. 保守的な評価条件の想定

- 燃料デブリ等のすべてが核燃料で構成されていると想定する。
- 酸化物と比較して核分裂性物質の重量割合が高くなる金属を想定する。
- 燃焼した燃料より核分裂性物質を多く含む、未照射燃料を想定する。

さらに、1F 1及び2号機、並びに3号機のUO<sub>2</sub>燃料及びMOX燃料について比較・検討を行い、臨界安全評価上、厳しいもので評価を行うこととした。

### 3. 第2棟の安全対策

#### 3.3. 臨界安全設計の補足 (4/13)

## 4. 燃料組成の検討(1/2)－UO<sub>2</sub>燃料－

1F 1～3号機に装荷されたUO<sub>2</sub>燃料(未照射)の<sup>235</sup>U濃縮度に基づき、UO<sub>2</sub>燃料の燃料組成を核分裂性物質の重量割合が高くなるように設定した。

	実績値[wt%]		評価値[wt%]
<sup>235</sup> U濃縮度	■	→	■

$$^{235}\text{U濃縮度} = \frac{^{235}\text{U}}{\text{U}} \times 100$$

核分裂性物質である<sup>235</sup>Uの濃縮度を保守的に ■ とした。

### 3. 第2棟の安全対策

#### 3.3. 臨界安全設計の補足 (5/13)

## 4. 燃料組成の検討(2/2) – MOX燃料 –

1F 3号機に装荷されたMOX燃料(未照射)のPu含有率等に基づき、MOX燃料の燃料組成を核分裂性物質の重量割合が高くなるように設定した。

	実績値[wt%]		評価値[wt%]
Pu含有率	■	→	■
<sup>235</sup> U濃縮度	■		■*

$$\text{Pu含有率} = (\text{Pu} + {}^{241}\text{Am}) / (\text{U} + \text{Pu} + {}^{241}\text{Am}) \times 100$$

$${}^{235}\text{U濃縮度} = {}^{235}\text{U} / \text{U} \times 100$$

- ① Pu + <sup>241</sup>Amの含有率を ■ とした。
- ② <sup>235</sup>Uの濃縮度を ■\* とした

※  ${}^{235}\text{U} / \text{U} \times 100 = \text{■}$  は  
 ${}^{235}\text{U} / (\text{U} + \text{Pu} + {}^{241}\text{Am}) \times 100 = \text{■}$  に相当

#### ・ Pu同位体組成等

核種	実績値[wt%]		評価値[wt%]
■	■	→	■
■	■		■
■	■		■
■	■		■

中性子を吸収する核種である ■ の存在比 (■) を ■ に加えた。また、■ の存在比を小数点以下で切捨て、その分 (■) を ■ に加えた。

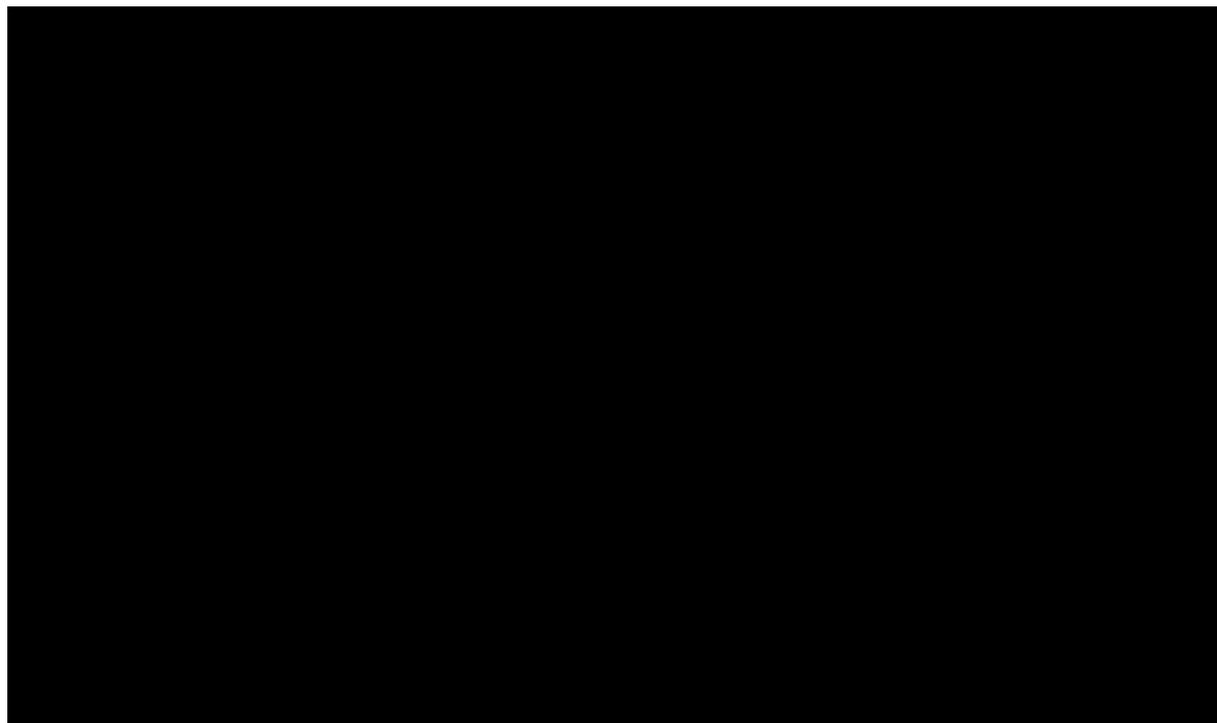
$$\text{組成} = \text{核種} / (\text{Pu} + {}^{241}\text{Am}) \times 100$$

## 5. $UO_2$ 燃料とMOX燃料の比較検討

$UO_2$ 燃料とMOX燃料を比較した場合、MOX燃料の方が臨界安全評価上、厳しい評価となる。

また、1F 3号機には、 $UO_2$ 燃料及びMOX燃料が装荷された。これらの核燃料については、溶けて混ざり合っていることが想定されるため、「4. 比較に用いる燃料組成の検討」の検討結果を用い、 $UO_2$ 燃料とMOX燃料の割合をパラメータとして、臨界安全評価上、最も厳しい評価(中性子実効増倍率が最大)となる条件を検討した。

その結果、**燃料デブリ等をMOX燃料とした場合が厳しい条件**となる。



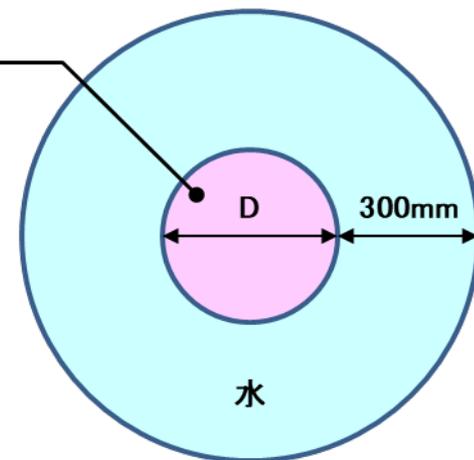


## 7. コンクリートセルの臨界安全解析(1/2)

コンクリートセルにおいて、臨界に達しない重量を評価した。

コンクリートセルでは、燃料デブリ等の受入、外観確認、切断、溶解等を行うため、固体、粉体及び液体の形態が想定される。このうち溶解処理中において、Pu濃度の高い残渣・沈殿が発生する場合を考慮して、臨界安全評価上、最も厳しいPuと水の混合物(非均質性)で臨界に達しない重量を評価した。

Puと水の混合物  
(Puは粒子状)



### ① 解析条件

(1) 解析コード : MVP2.0

(連続エネルギーモンテカルロコード)

(2) 解析モデル

- 表面積が小さく、中性子の漏れの少ない球とする。
- 燃料デブリ等はPuと水の混合物とする。  
また、Puは非均質性を考慮して粒子状とする。
- Puと水の混合物の直径(D)は、Puの粒径及び粒子間距離から求められ、保守的な結果となるように設定する。
- 十分な中性子の反射効果が得られる厚さ(300mm)の水反射と仮定する。

## 7. コンクリートセルの臨界安全解析(2/2)

### ② 解析結果

(1) 臨界に達しないPuの重量: [REDACTED]  
( $k_{eff} + 3\sigma$  が  $0.95^{*1}$  となる時の重量)

(2) 二重装荷を考慮しても臨界に達しないPuの重量: [REDACTED]  
(上記(1)に二重装荷を考慮した安全係数  $0.43^{*2}$  を乗じる)



燃料デブリ等 [REDACTED] に含まれるPuの重量は [REDACTED] であり、さらに $^{235}\text{U}$ を加えた重量は [REDACTED] であり、二重装荷を考慮しても臨界に達しないPuの重量 [REDACTED] を下回り、**臨界に達することはない。**

Pu : [REDACTED]

$^{235}\text{U}$  : [REDACTED]

(「6. 臨界安全評価における燃料デブリ等の組成」に示す燃料組成で評価した重量)

※1: 『臨界安全ハンドブック第2版』, 日本原子力研究所, (1999)

※2: 『Guide de Criticité』, CEA-R3114, COMMISSARIAT A L' ÉNERGIE ATOMIQUE (1967)

## 8. 試料ピットの臨界安全解析(1/3)

試料ピットにおいて、中性子実効増倍率を解析によって求め、臨界に達しないことを評価した。

試料ピット内に最大取扱量である[ ]の燃料デブリ等が保管されている状態を想定した。また、解析モデルには試料ピットの[ ]の径・深さ、各[ ]の間隔を考慮した。

加えて、燃料デブリ等を収納した容器を試料ピットから取り出す際を考慮し、最大取扱量[ ]と保守的に仮定して評価した。

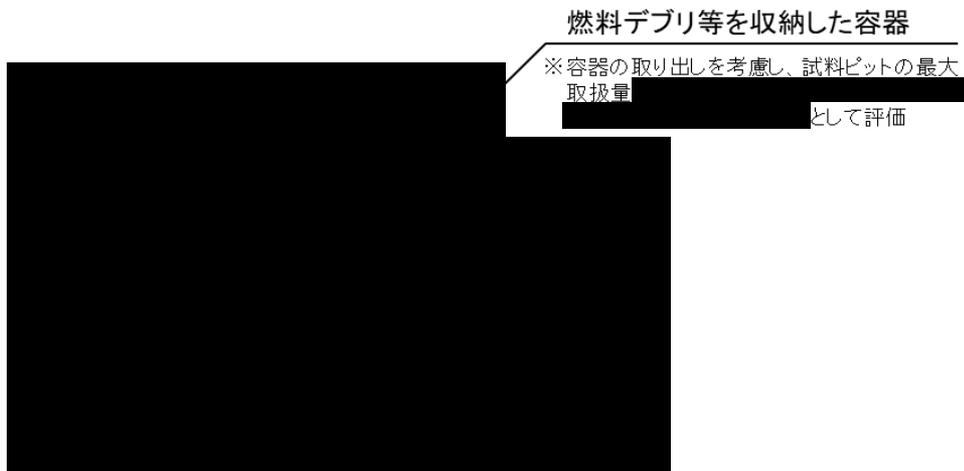
### ① 解析条件

- (1) 解析コード : MVP2.0(連続エネルギーモンテカルロ計算コード)
- (2) 解析上の燃料デブリ等の量: 最大取扱量[ ]

## 8. 試料ピットの臨界安全解析(2/3)

### (3) 解析モデル

- 容器内の燃料デブリ等は、粒子状のMOX燃料と水の混合物とする。
- 粒子状のMOX燃料の粒径及び粒子間距離は、保守的な結果となるように設定する。
- 容器中の燃料デブリ等の中性子相互作用を保守的に考慮するように、燃料デブリ等を収納している容器及び試料ピットの蓋を解析上、考慮しないものとする。
- [REDACTED]の雰囲気は空気であるが、試料ピット上部を十分な中性子の反射効果が得られる厚さ(300mm)の水反射と仮定する。



A-A断面図 (単位:mm)



平面図 (単位:mm)

## 8. 試料ピットの臨界安全解析(3/3)

### ② 解析結果

試料ピットにおいて、容器に収納された燃料デブリ等の一時的な保管を想定した場合の中性子実効増倍率は0.92である。これは、未臨界性の判断基準である0.95※を下回り、**臨界に達することはない。**

## 9. 第2棟における臨界管理

第2棟では、燃料デブリ等を取扱量及び形状を制限することで、燃料デブリ等に含まれる核燃料物質が臨界に達しない設計とする。

- コンクリートセルでは、燃料デブリ等の最大取扱量を■■■■とする質量管理を行う。
- 試料ピットでは、質量管理及び形状管理を行う。試料ピットは、■■■■から成り、各■■■■に燃料デブリ等(■■■■以下)を収納した容器を■■■■まで積み上げて保管する。最大容量は■■■■、■■■■である。  
また、■■■■、■■■■及び各■■■■の間隔■■■■で形状を制限する。

以上の設計にて、臨界安全評価を行い、臨界に達しないことを確認した。

### 3. 第2棟の安全対策

#### 3.6. 敷地境界線量評価の補足 (1/7)

## 1. 線源の設定 (1/4) — 燃料の比較① —

1F 1～3号機に装荷された燃料の燃料組成及び運転履歴に基づき、放射能、ガンマ線発生数及び中性子発生数を求めた。なお、 $UO_2$ 燃料の $^{235}U$ 濃縮度及びMOX燃料のPu富化度をパラメータとして、どのような燃料が遮へい計算上、厳しい評価となるのかを検討した。

燃料仕様等

	1号機	2号機	3号機	
種類	$UO_2$ 燃料	$UO_2$ 燃料	$UO_2$ 燃料	MOX燃料
$^{235}U$ 濃縮度又はPu富化度 [wt%]	[Redacted]			
ペレット最大燃焼度 [GWd/t]	[Redacted]			

### ① 評価条件

上表の燃料仕様等に基づき、評価条件を設定した。

(1) 計算コード : ORIGEN2.2-UPJ※

(2)  $UO_2$ 燃料 :  $^{235}U$ 濃縮度 [Redacted] 燃焼度 [Redacted]

MOX燃料 : Pu富化度 [Redacted] 燃焼度 [Redacted]

(3) 冷却期間 : 12年間

※使用済燃料等の核種生成量並びに中性子及びガンマ線の線源強度の評価が可能な計算コード

### 3. 第2棟の安全対策

#### 3.6. 敷地境界線量評価の補足 (2/7)

## 1. 線源の設定(2/4) —燃料の比較②—

### ② 評価結果

1F 1～3号機における放射能、ガンマ線発生数及び中性子発生数の評価結果を下表に示す。

1gあたりの放射能、ガンマ線発生数及び中性子発生数

	1号機	2号機	3号機	
種類	UO <sub>2</sub> 燃料	UO <sub>2</sub> 燃料	UO <sub>2</sub> 燃料	MOX燃料
放射能 [Bq]	[Redacted]			
ガンマ線発生数 [photons/s]				
中性子発生数 [neutrons/s]				

ガンマ線発生数は燃焼度の違いによる影響を大きく受ける。本評価では、1～3号機の燃焼度を同じ[Redacted]としているため、ガンマ線発生数に大きな違いは見られない。また、中性子発生数について、1～3号機の燃焼度は同じであるが、2号機は1、3号機に比べて燃焼期間が短い。このため、中性子吸収反応で生成される主要な中性子源である<sup>244</sup>Cmの生成量が増え、2号機が高くなっている。

評価の結果、UO<sub>2</sub>燃料、<sup>235</sup>U濃縮度[Redacted]及び2号機の運転履歴に基づき評価したとき、放射能、ガンマ線発生数及び中性子発生数が最大となった。

ここまで1F 1～3号機に装荷された燃料の比較を行った。一方、燃料デブリ等には、燃料のほか放射化した炉内の構造材が含まれる可能性がある。次頁では、燃料デブリ等に含まれる可能性の高い被覆管及び炉内の構造材のうち放射化量の多い炉心シュラウド※について評価し、UO<sub>2</sub>燃料の評価結果と比較する。

※出典：H.D.Oak et al. "Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station", NUREC/CR--0672-Vol.2 (1980).

### 3. 第2棟の安全対策

#### 3.6. 敷地境界線量評価の補足 (3/7)

## 1. 線源の設定 (3/4) — 燃料と構造材の比較 —

被覆管及び炉心シュラウドについて、放射能及びガンマ線発生数を求め、 $UO_2$ 燃料の評価結果と比較した。なお、被覆管の評価には、 $UO_2$ 燃料と同じく2号機の運転履歴を適用した。また、炉心シュラウドは中性子照射期間が長い3号機の炉心シュラウドを想定した。

### ① 評価条件

- (1) 計算コード : ORIGEN2.2-UPJ
- (2) 被覆管 : ジルカロイ-2  
炉心シュラウド : SUS316L
- (3) 冷却期間 : 12年間

### ② 評価結果

被覆管及び炉心シュラウドの評価結果を下表に示す。また、比較のため2号機の運転履歴で評価した $UO_2$ 燃料の結果を示す。

1gあたりの放射能、ガンマ線発生数及び中性子発生数

種類	被覆管	炉心シュラウド	$UO_2$ 燃料
放射能[Bq]			
ガンマ線発生数[photons/s]			
中性子発生数[neutrons/s]			

検討の結果、燃料デブリ等のすべてが $UO_2$ 燃料 ( $^{235}U$ 濃縮度:           ) で構成され、また、2号機の運転履歴で評価した場合が、放射能、ガンマ線発生数及び中性子発生数が最大となり、遮へい評価上、最も厳しい条件となる。

### 3. 第2棟の安全対策

#### 3.6. 敷地境界線量評価の補足 (4/7)

## 1. 線源の設定 (4/4)

遮へい計算で使用する1gあたりの放射能、ガンマ線発生数及び中性子発生数を下表に示す。

1gあたりの放射能、ガンマ線発生数及び中性子発生数

放射能 [Bq]	ガンマ線発生数 [photons/s]	中性子発生数 [neutrons/s]

また、上記の線源について、主要なガンマ線及び中性子線放出核種を下表に示す。

ガンマ線	
放出核種	寄与割合
<sup>137</sup> Cs ※	57.3%
<sup>90</sup> Sr ※	29.0%
<sup>134</sup> Cs	6.0%
<sup>154</sup> Eu	3.5%
<sup>244</sup> Cm	1.4%
<sup>241</sup> Am	0.8%
<sup>125</sup> Sb ※	0.5%
<sup>238</sup> Pu	0.4%
<sup>155</sup> Eu	0.4%
その他(上記以外の核種)	0.7%
合計	100%

中性子線	
放出核種	寄与割合
<sup>244</sup> Cm	95.5%
<sup>246</sup> Cm	3.0%
<sup>252</sup> Cf	0.9%
その他(上記以外の核種)	0.6%
合計	100%

※放射平衡中の娘核種を含む

### 3. 第2棟の安全対策

#### 3.6. 敷地境界線量評価の補足 (5/7)

## 2. 敷地境界線量評価(1/3)

### 【計算条件】

計算コード : MCNP(連続エネルギーモンテカルロ計算コード)

密度 : 普通コンクリート 2.1g/cm<sup>3</sup>、鉄 7.8g/cm<sup>3</sup>

各取扱場所での線源強度及び形状を下表に示す。なお、固体廃棄物払出準備室及び液体廃棄物一時貯留室においては、想定する線量率及び放射能濃度から線源強度を設定する。

取扱場所	取扱量	線源強度[Bq]	線源形状
コンクリートセルNo.1~4	燃料デブリ等: █████	████████████████████	点線源
試料ピット	燃料デブリ等: █████		点線源
鉄セル	燃料デブリ等: █████		点線源
分析室、α・γ測定室	燃料デブリ等: █████		点線源
固体廃棄物払出準備室	固体廃棄物が収納された角型容器 最大17個 容器表面の線量率 0.1mSv/h未満		直方体線源
液体廃棄物一時貯留室	分析廃液受槽(容量 3m <sup>3</sup> /基) 2基分 放射能濃度 37Bq/cm <sup>3</sup>		円柱線源

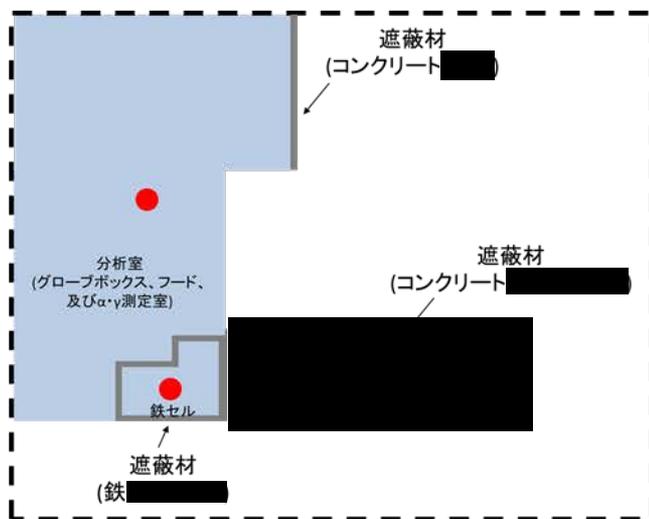
### 3. 第2棟の安全対策

#### 3.6. 敷地境界線量評価の補足 (6/7)

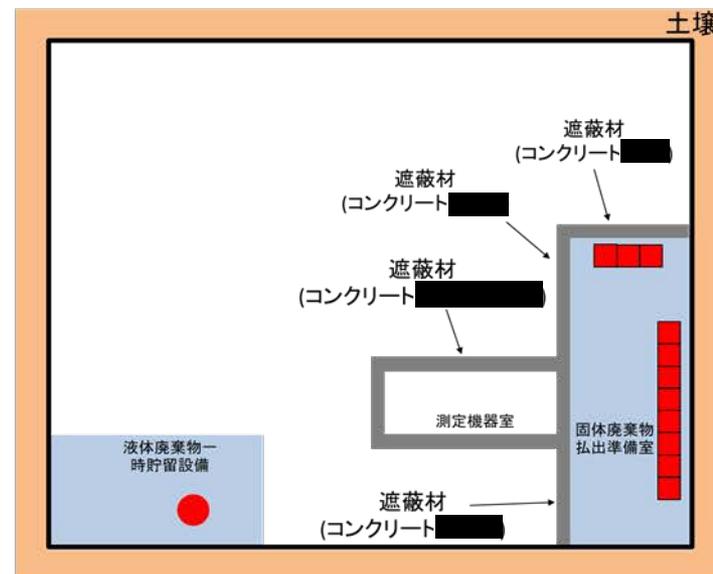
## 2. 敷地境界線量評価(2/3)

コンクリートセル、鉄セル等の設備で最大量の線源(燃料デブリ等重量相当)を同時に扱う等の安全側の条件を想定し、直接線及びスカイシャイン線※の敷地境界線量を評価した。

※天井を通過した後施設上方の空气中で反射され、建物から離れた地上付近に降り注ぐ放射線



1階平面図



地下1階平面図 ※土壌はコンクリートで模擬

● ■ ▨ : 線源位置

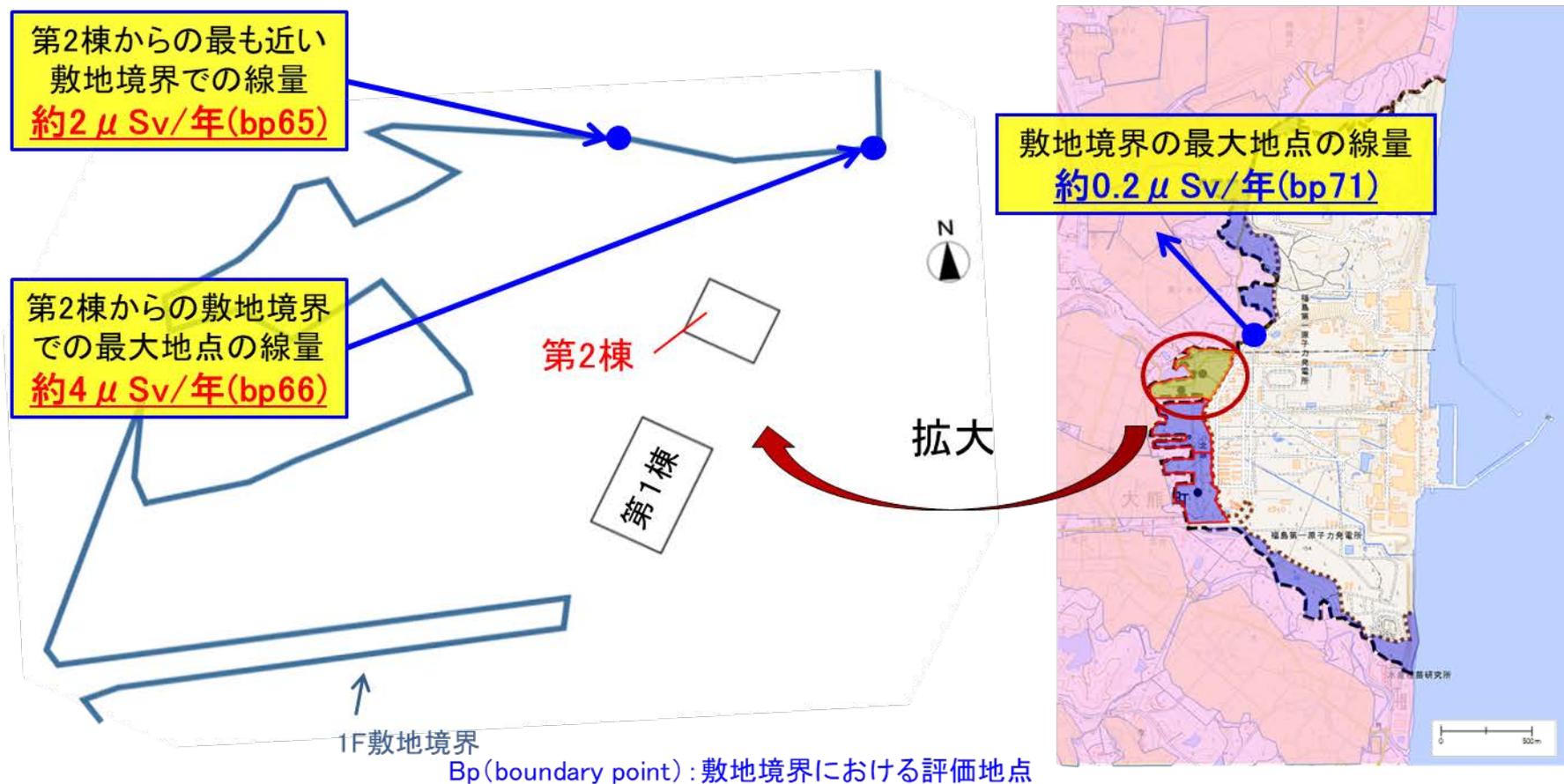
### 3. 第2棟の安全対策

#### 3.6. 敷地境界線量評価の補足 (7/7)

## 2. 敷地境界線量評価 (3/3)

第2棟からの敷地境界での最大地点の線量を計算した結果、約 $4 \mu\text{Sv}/\text{年}$ となった。

現行の1F敷地境界のうち最大となる地点(bp71)における第2棟からの実効線量は、約 $0.2 \mu\text{Sv}/\text{年}$ 。これを合算した値(1F各施設からの実効線量の合算値)は $0.92\text{mSv}/\text{年}$ であり、 $1\text{mSv}/\text{年}$ を下回る。なお、第2棟からの実効線量が最大となる地点(bp66)での1F各施設からの実効線量の合算値は $0.87\text{mSv}/\text{年}$ である。



# 原子炉注水停止試験の実施について（案）

2020年7月10日

---

**TEPCO**

東京電力ホールディングス株式会社

## 【概要】

### 【2019年度】

- 1～3号機について、冷却設備の運転・保守管理や設備設計の適正化、緊急時対応手順等の適正化を図ることを目的に原子炉注水の一時的な停止を実施。
- 注水停止による温度上昇は予測の範囲内であることを確認。

1号機	2号機	3号機
2019年10月 (約49時間の炉注停止)	2019年5月 (約8時間の炉注停止)	2020年2月 (約48時間の炉注停止)



### 【2020年度以降】

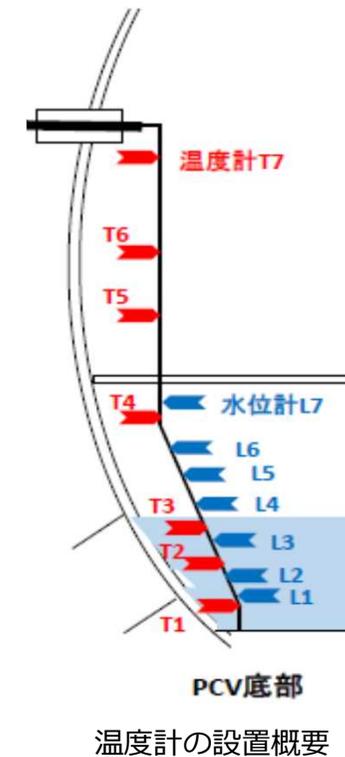
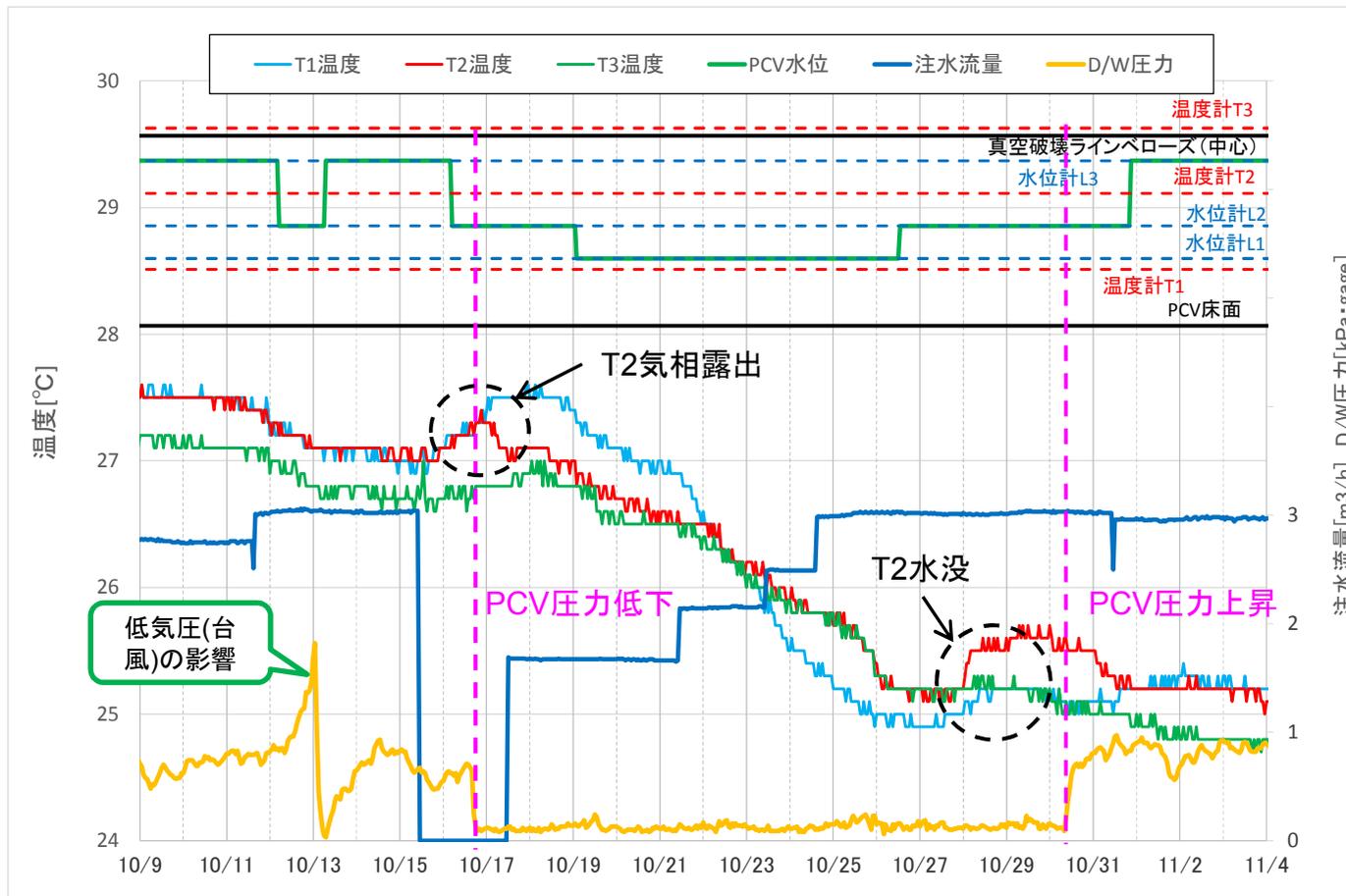
- 2019年度に実施した注水停止試験結果を踏まえ、今後の廃炉に向けて、各号機の状況を踏まえた目的に応じた試験を計画・実施していく。
- 次回注水停止期間（予定）

	1号機	2号機	3号機
注水停止時間	5日間	3日間	7日間

# 【1号機】2019年度に実施した試験で得られた知見

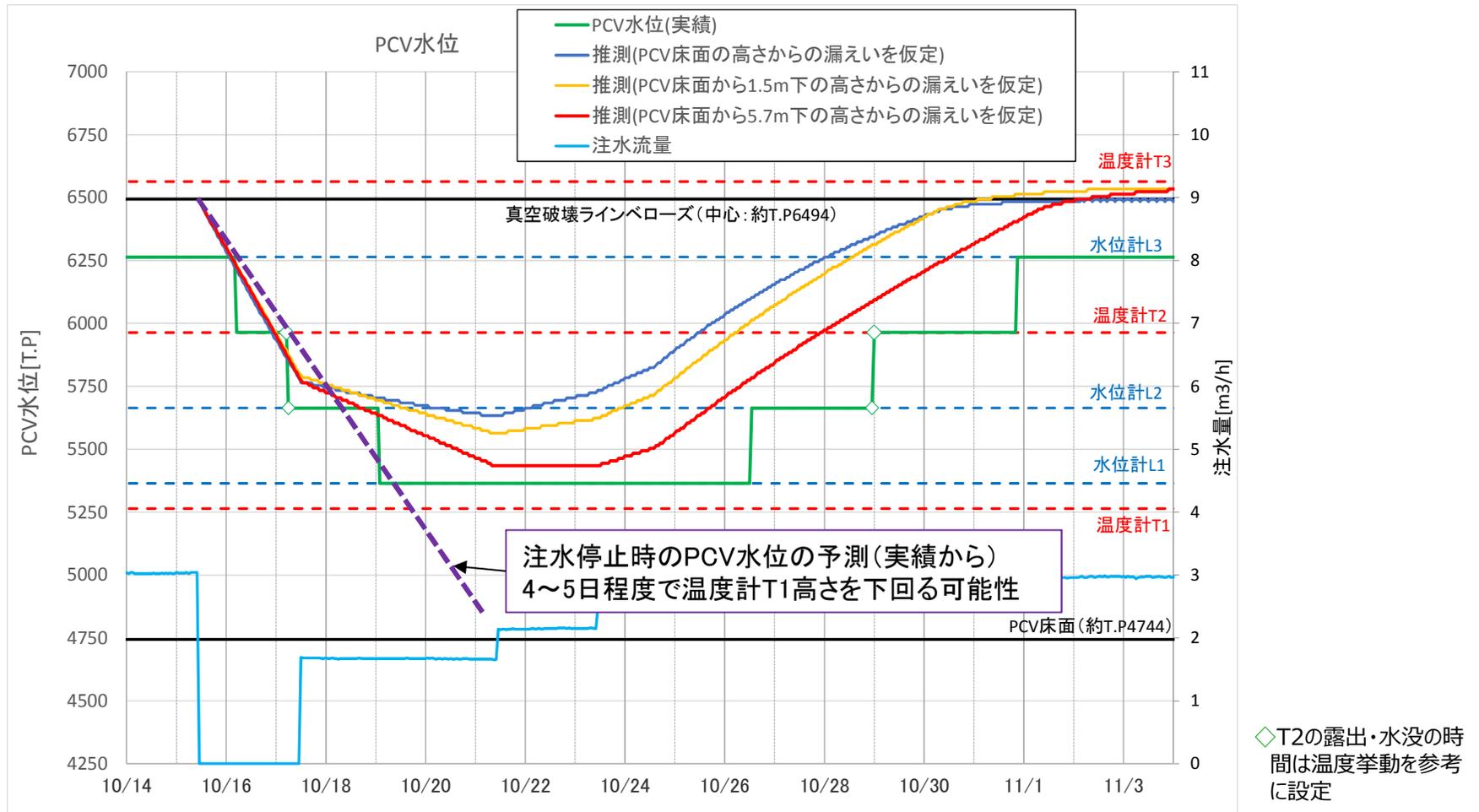
## ■ 1号機（約49時間の注水停止）

- ・ 温度上昇は小さかった（1℃未満）
- ・ PCV水位低下によりD/W圧力が低下。注水再開後にPCV水位上昇でD/W圧力が上昇。真空破壊ラインベローズ（漏えい箇所）が気中露出・再水没した可能性を確認
- ・ 真空破壊ラインベローズからの漏えいが支配的の可能性があったが、それよりも下の箇所からの漏えいもある程度あることを確認（1.5m<sup>3</sup>/hでもPCV水位低下）



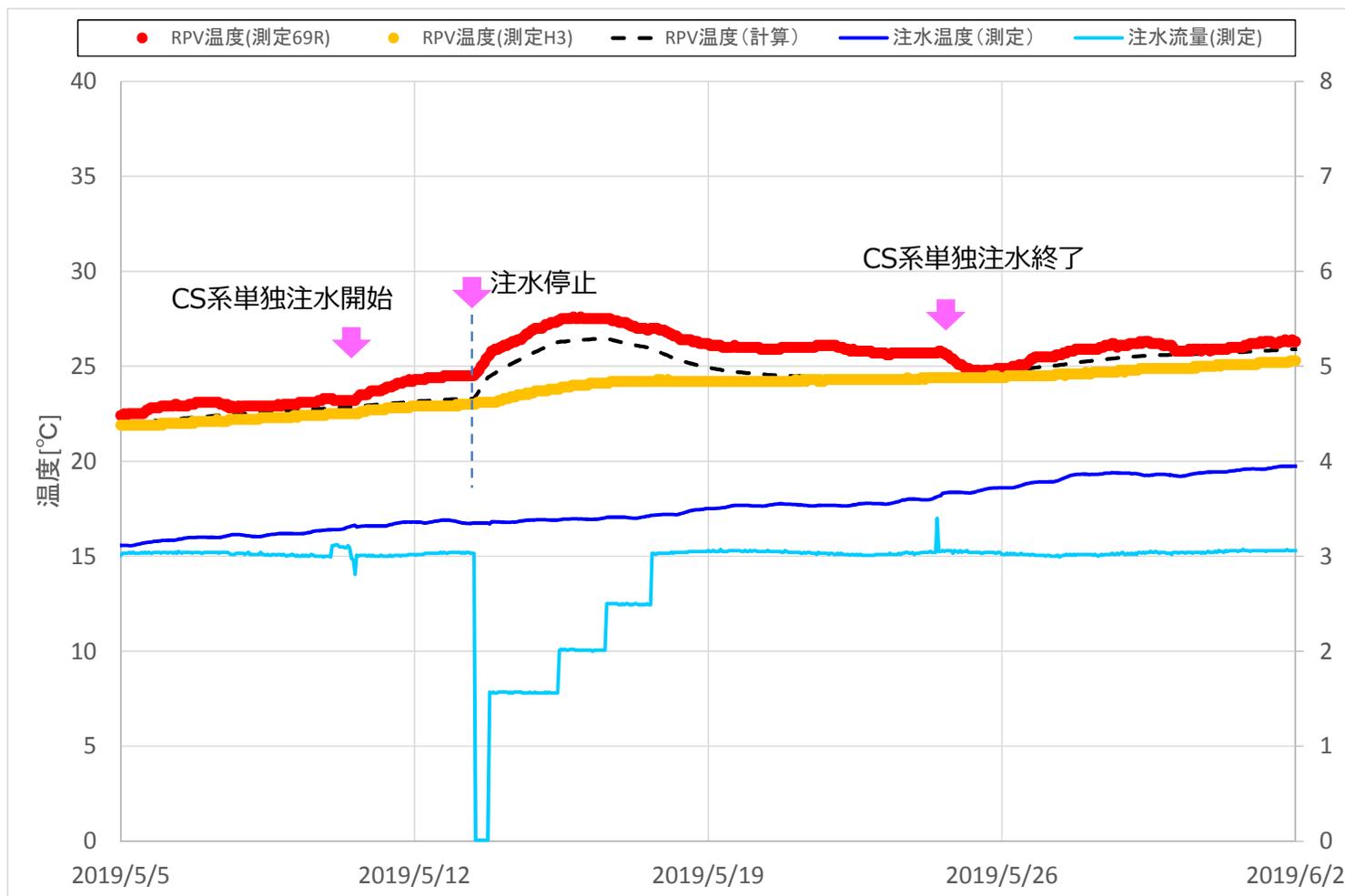
# 【1号機】次回の注水停止試験

- PCV水位がPCVの新設温度計T1以下となると、得られる情報が少なくなる。注水停止でT1以下に至るかを、ひとつの観点として、試験を計画する。
- 2019年試験実績より、4～5日程度の注水停止で温度計T1に至る可能性。



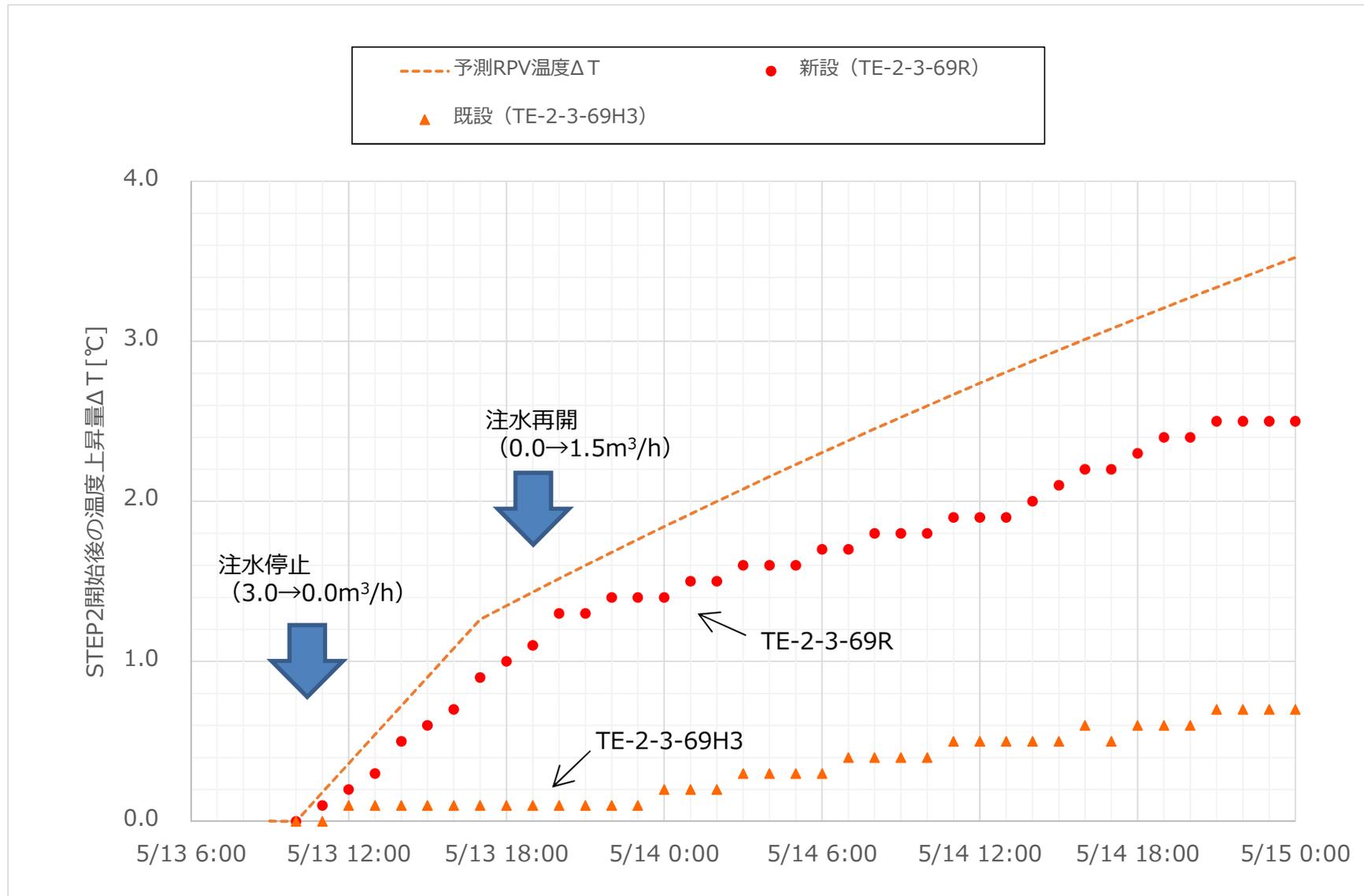
## 【2号機】2019年度に実施した試験で得られた知見

- 実際の気温や注水温度，崩壊熱等を適用して，試験時のRPV温度を評価。
- 熱バランス評価によって，RPV底部の温度トレンドを概ね再現。TE-2-3-69Rの挙動は良く一致した。



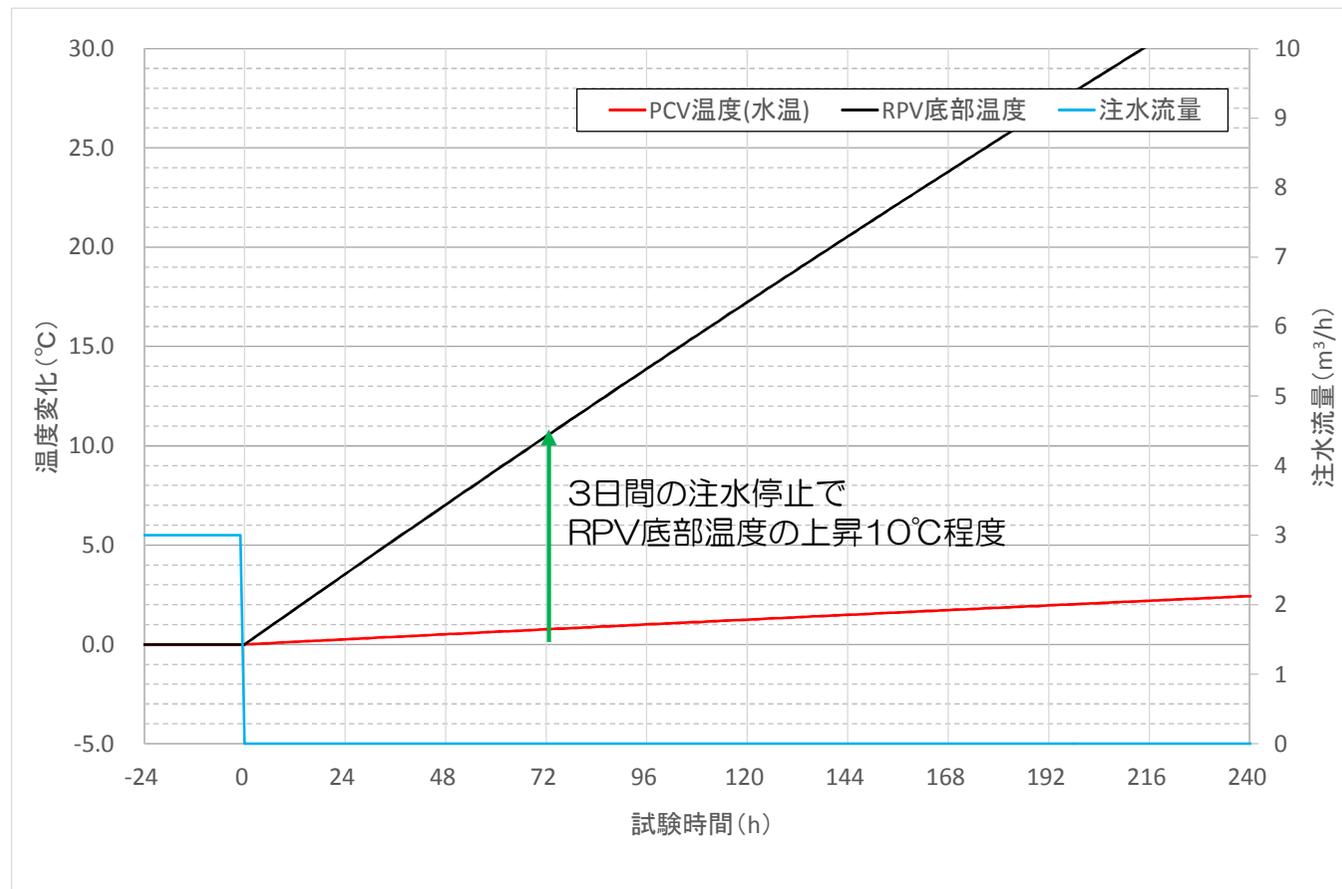
# 【2号機】(参考)RPV底部温度の推移(2019年5月試験)

- 注水停止期間中、RPV底部温度(TE-2-3-69R)は、ほぼ一定で上昇。



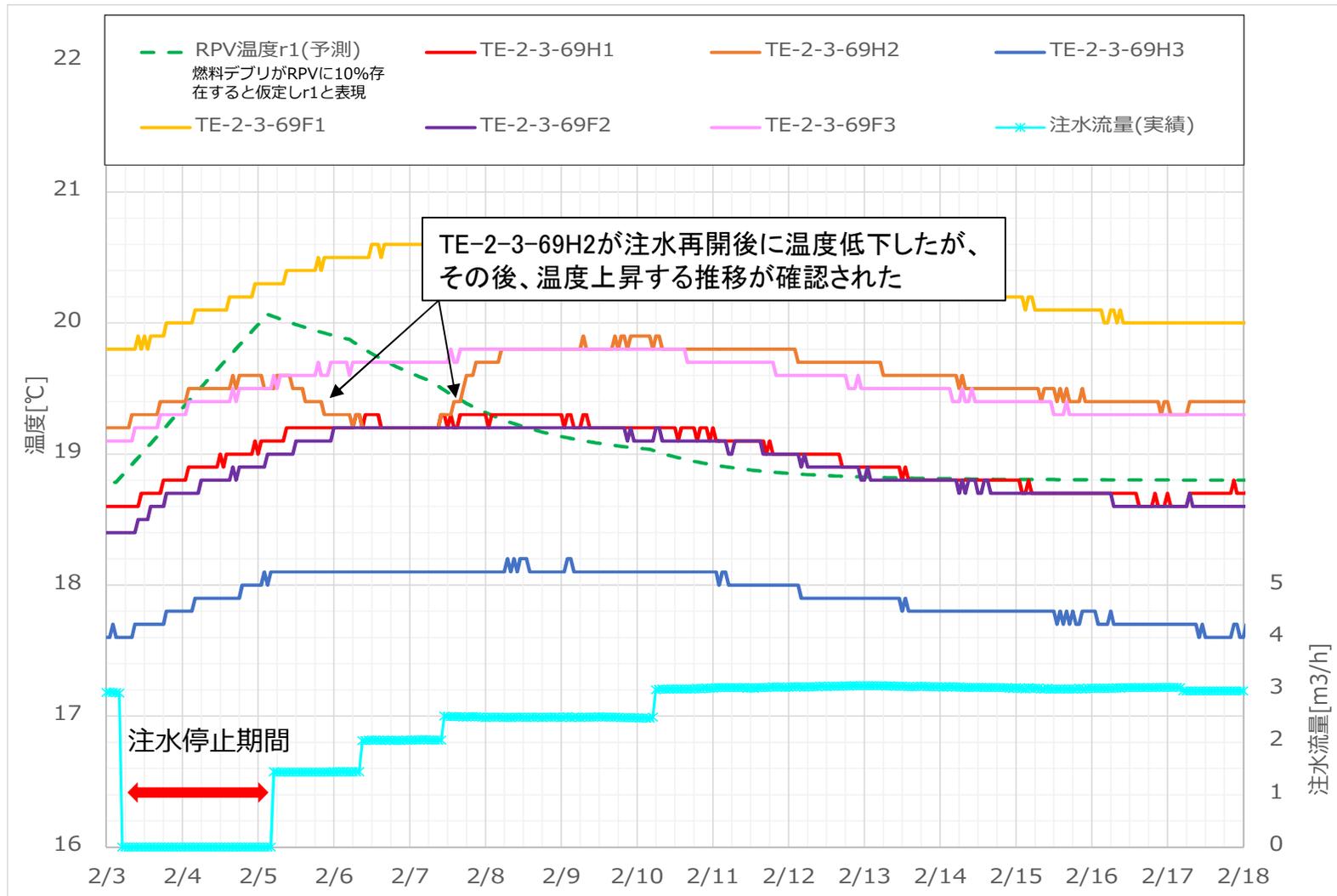
## 【2号機】次回の注水停止試験

- 2019年度試験よりも長期間の注水停止での温度上昇を確認し、温度評価モデルの検証データの蓄積を行う。
- 3日間の注水停止で10℃程度の上昇。
- 夏場のRPV底部温度は35℃程度であり、3日間の注水停止で45℃程度と予測。冷温停止以降では55℃程度までの実績があり、その範囲内となる。



# 【3号機】2019年度に実施した試験で得られた知見①

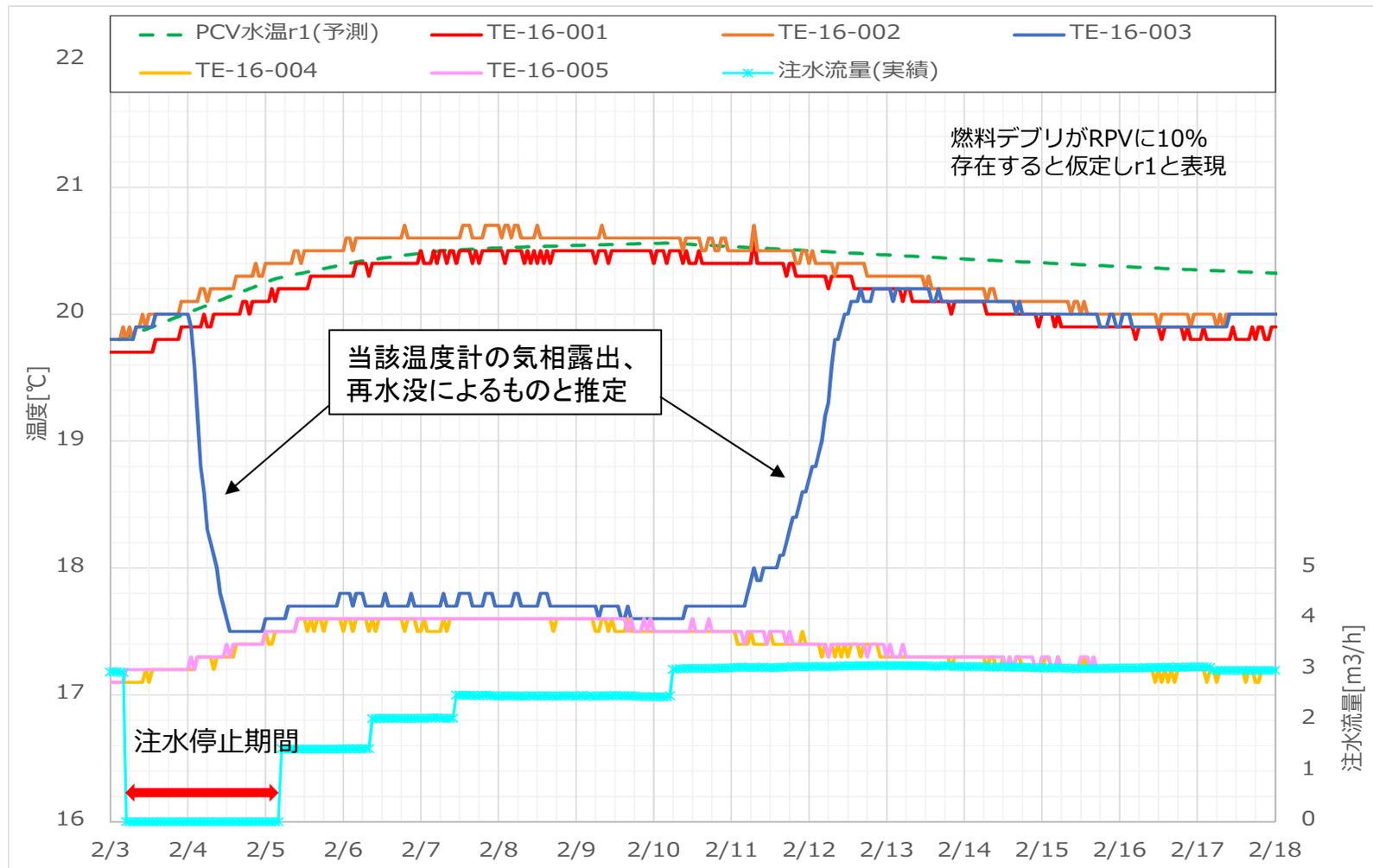
## ■ R P V底部温度の温度上昇は小さかった



※予測温度は試験開始時の実績温度を基準として記載

## 【3号機】2019年度に実施した試験で得られた知見②

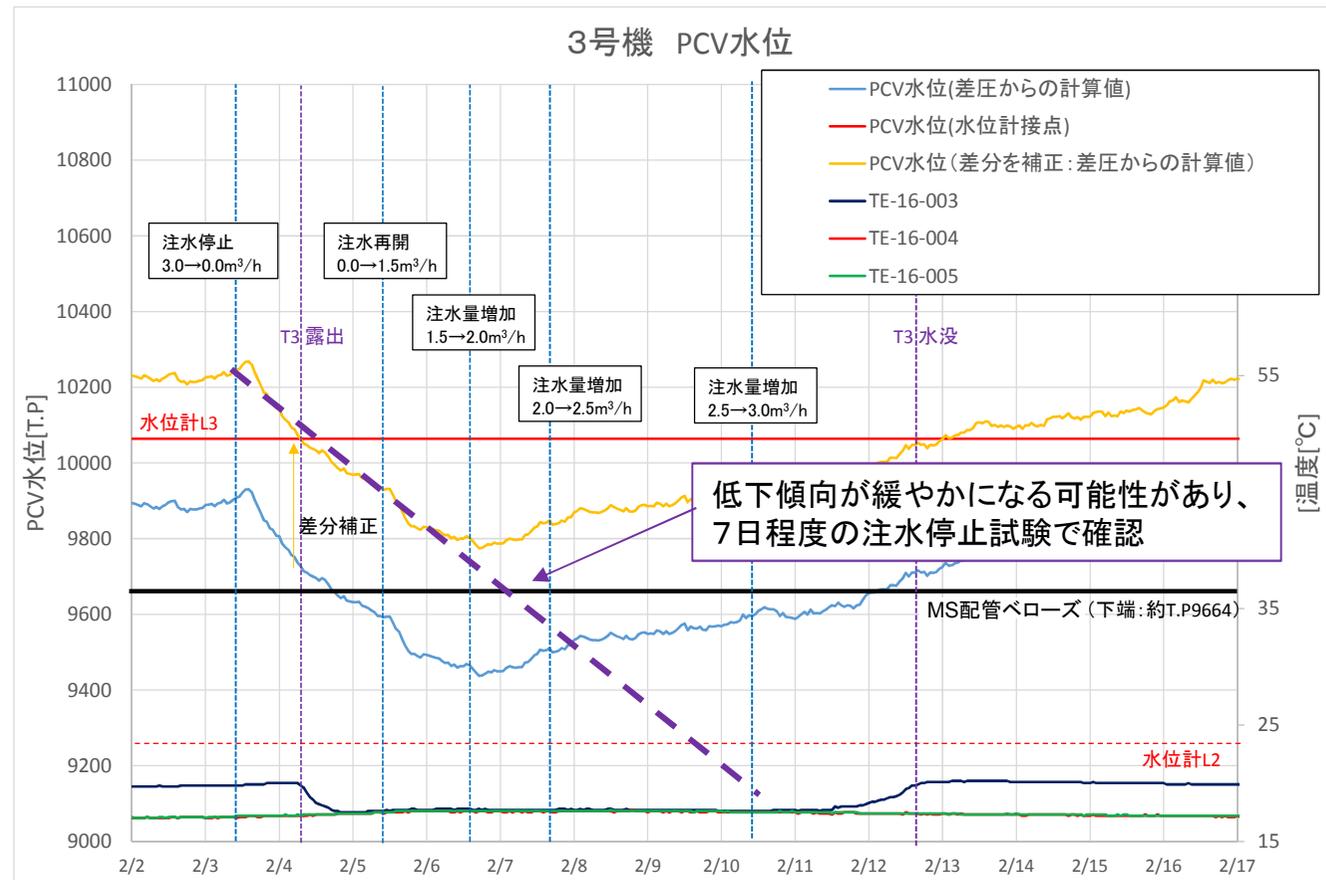
- P C V 温度の温度上昇は小さかった
- P C V の水位低下に伴い、温度計(TE-16-003)が水没から気中露出した



※予測温度は試験開始時の実績温度を基準として記載

## 【3号機】次回の注水停止試験

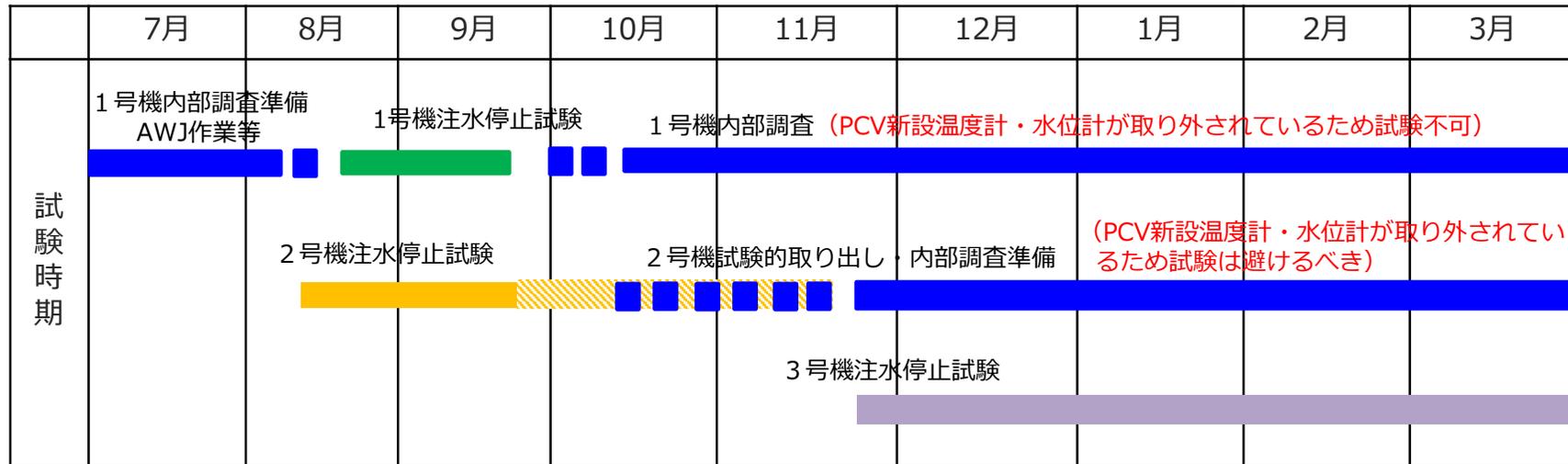
- 注水停止によりPCV水位が低下するが、漏えい箇所として確認されているMS配管ベローズよりも低くなるか確認する。
- 2019年度試験のPCV水位低下の状況から、7日間の停止試験を計画する。



## 【まとめ】各号機の次回試験

	1号機	2号機	3号機
試験目的	注水停止により、PCV水位が水温を測定している下端の温度計(T1)を下回るかどうかを確認する	2019年度試験(約8時間)より長期間の注水停止時の温度上昇を確認し、温度評価モデルの検証データ等を蓄積する	PCV水位がMS配管ベローズを下回らないことを確認する
補足	<ul style="list-style-type: none"> <li>昨年度試験では、PCV水温を測定している温度計は露出しなかった</li> <li>より長期間の停止で温度計が露出するか確認し、今後の注水量低減・停止時に考慮すべき監視設備に関する知見を拡充する</li> <li>PCV水位低下状況を踏まえ、今後の注水のありかたを検討していく</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>昨年度試験での注水停止期間、RPV底部温度はほぼ一定で上昇することを確認</li> <li>より長期間の停止で、温度上昇の傾きに変化が生じるか確認し、評価モデルを検証する</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>昨年度試験では、PCVからの漏えいを確認しているMS配管ベローズまでPCV水位は低下しなかった</li> <li>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</li> </ul>
停止期間	5日間	3日間	7日間

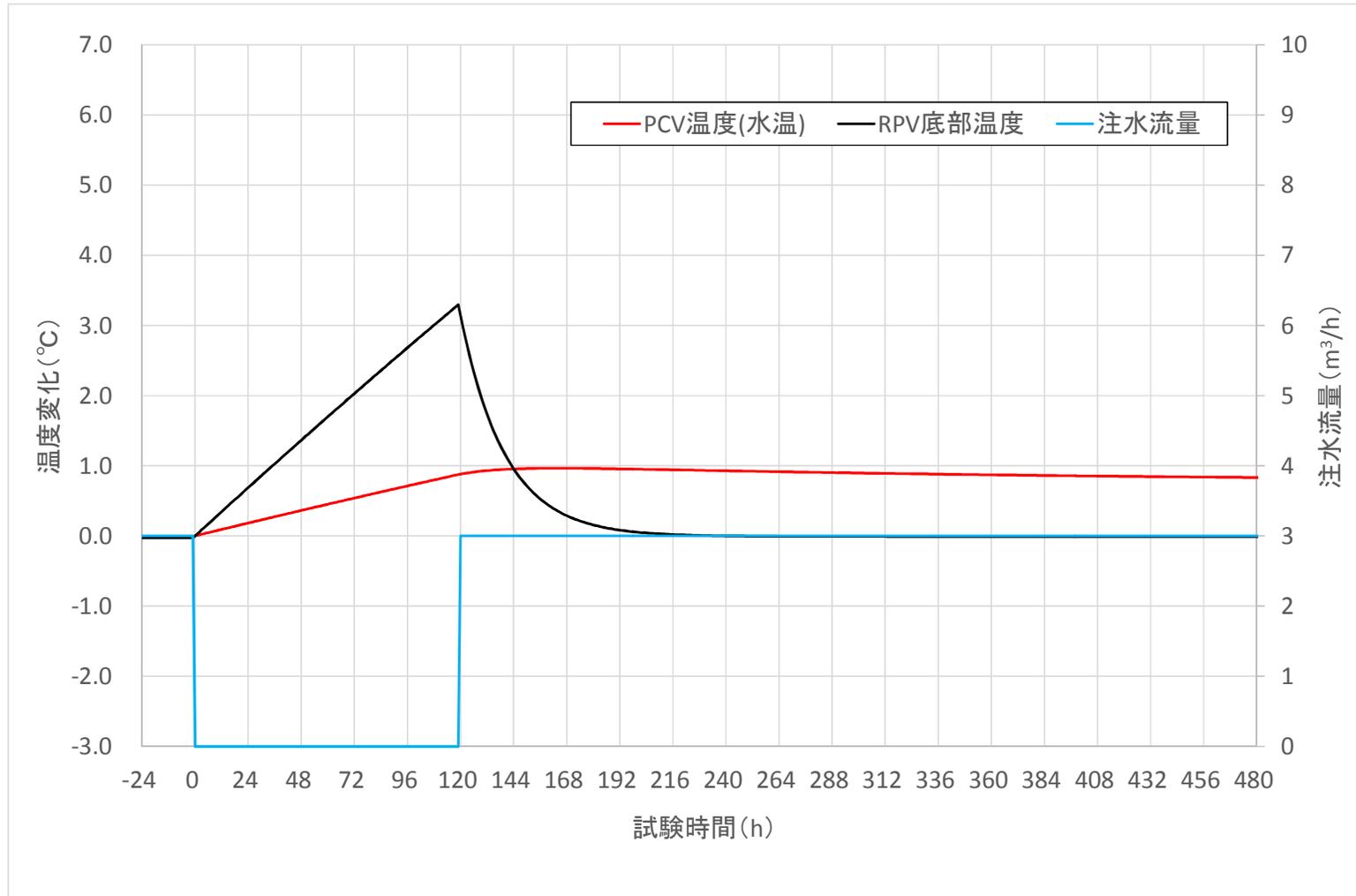
## 【参考】試験時期（調整中）



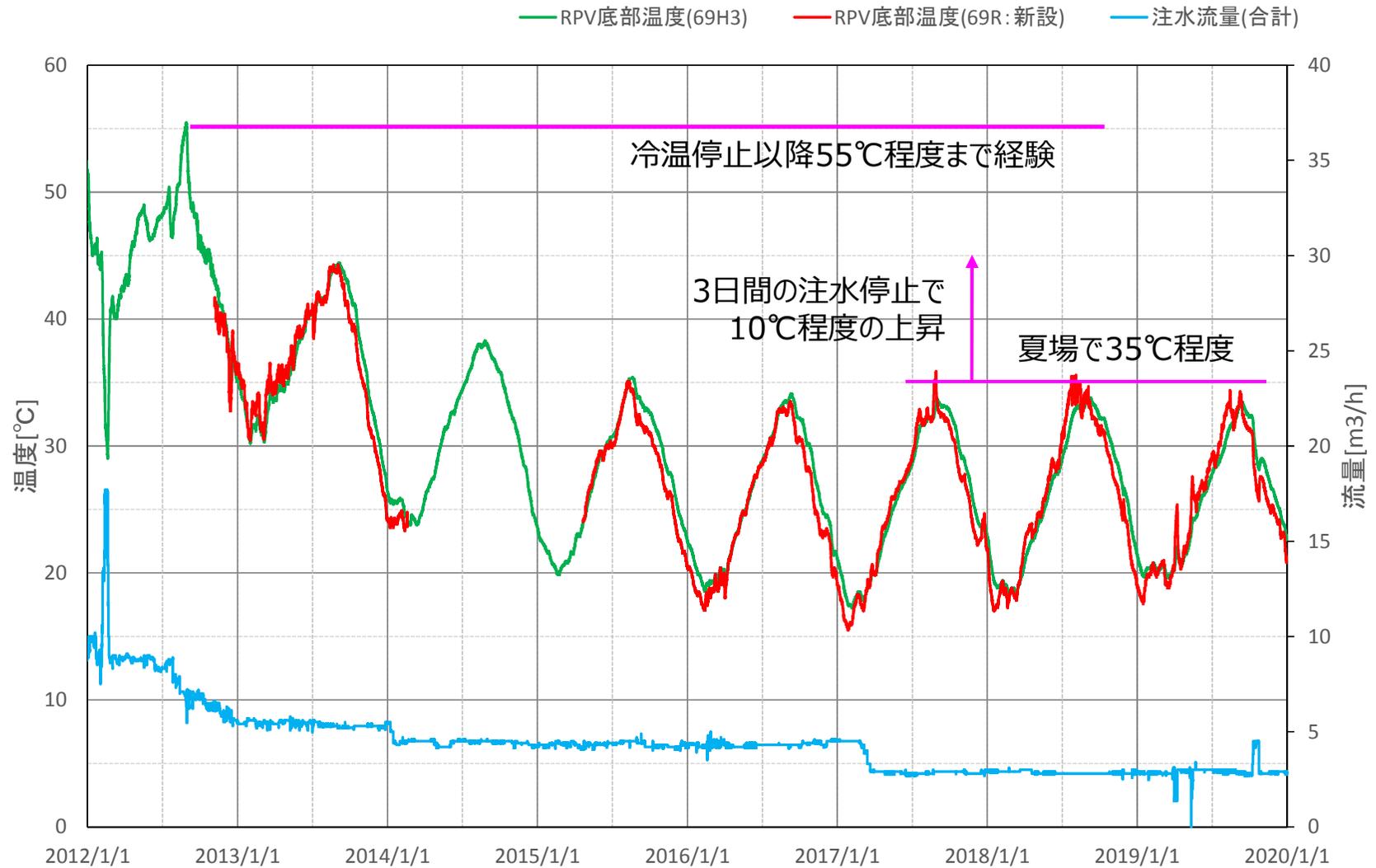
- 2号機の試験を先行して実施
- 1号機の試験は、内部調査に向けた作業後に実施する計画
- 3号機は今年度中に実施できるように工程を調整していく

## 【参考】 1号機の注水停止時の温度上昇評価

- 原子炉注水を5日間停止する場合の温度上昇は、PCV温度で1℃程度と評価。  
※2019年度の試験実績：RPV底部温度はPCV温度と同程度の上昇と見込まれる

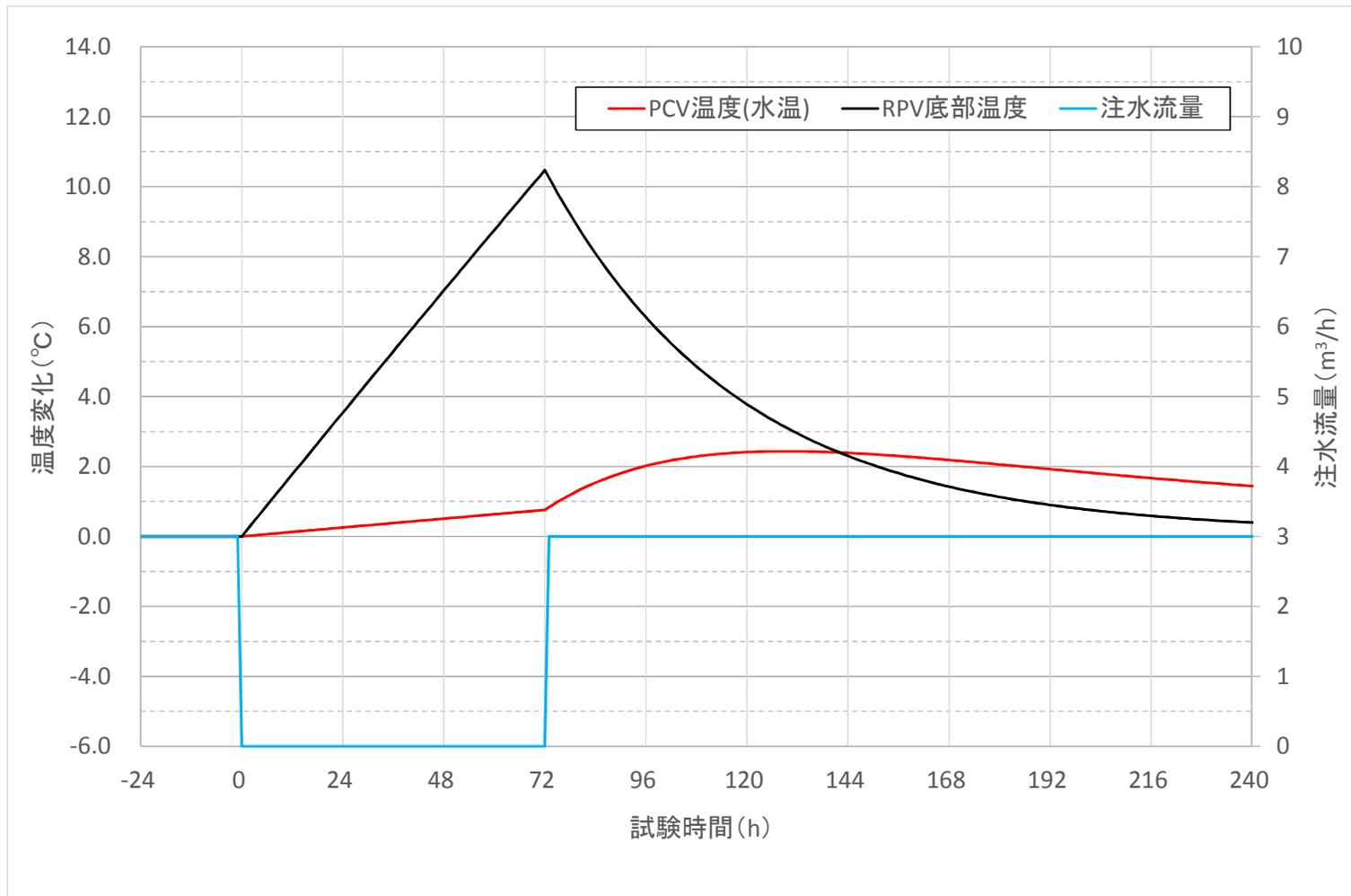


# 【参考】 2号機のRPV底部温度 長期推移



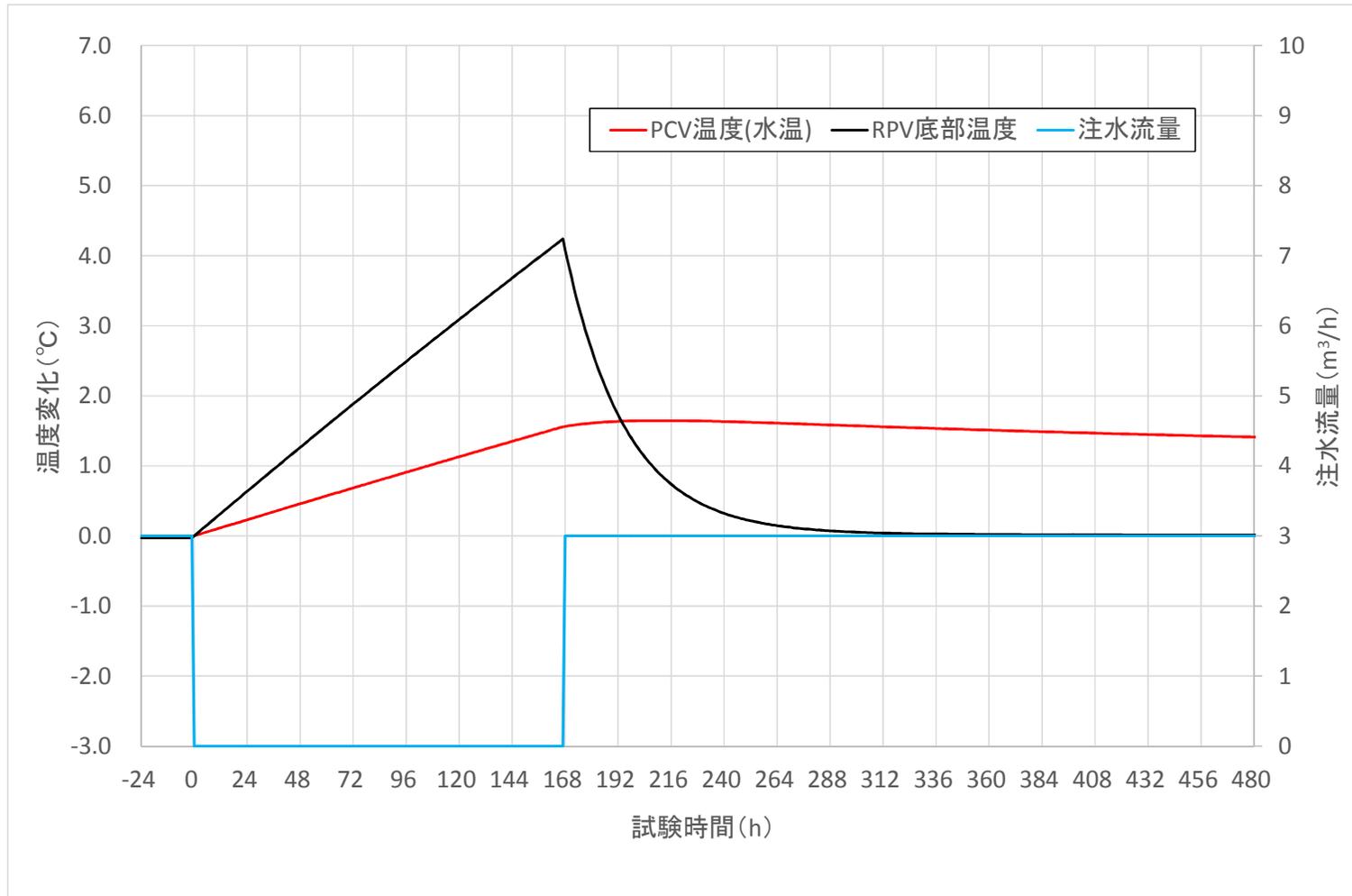
## 【参考】 2号機の注水停止時の温度上昇評価

- 原子炉注水を3日間停止する場合の温度上昇は、RPV底部で10℃程度、PCV温度で2℃程度と評価。



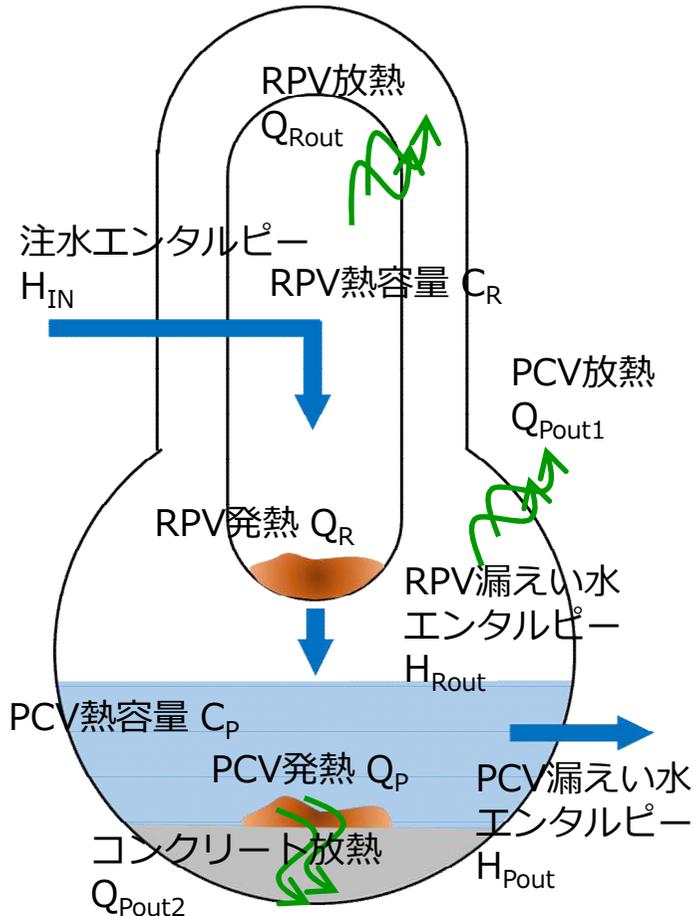
## 【参考】 3号機の注水停止時の温度上昇評価

- 原子炉注水を7日間停止する場合の温度上昇は、PCV温度で2℃程度と評価。  
※2019年度の試験実績：RPV底部温度はPCV温度と同程度の上昇と見込まれる



## 【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

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

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

# 建屋滞留水処理等の進捗状況について

2020年7月10日

---

**TEPCO**

東京電力ホールディングス株式会社

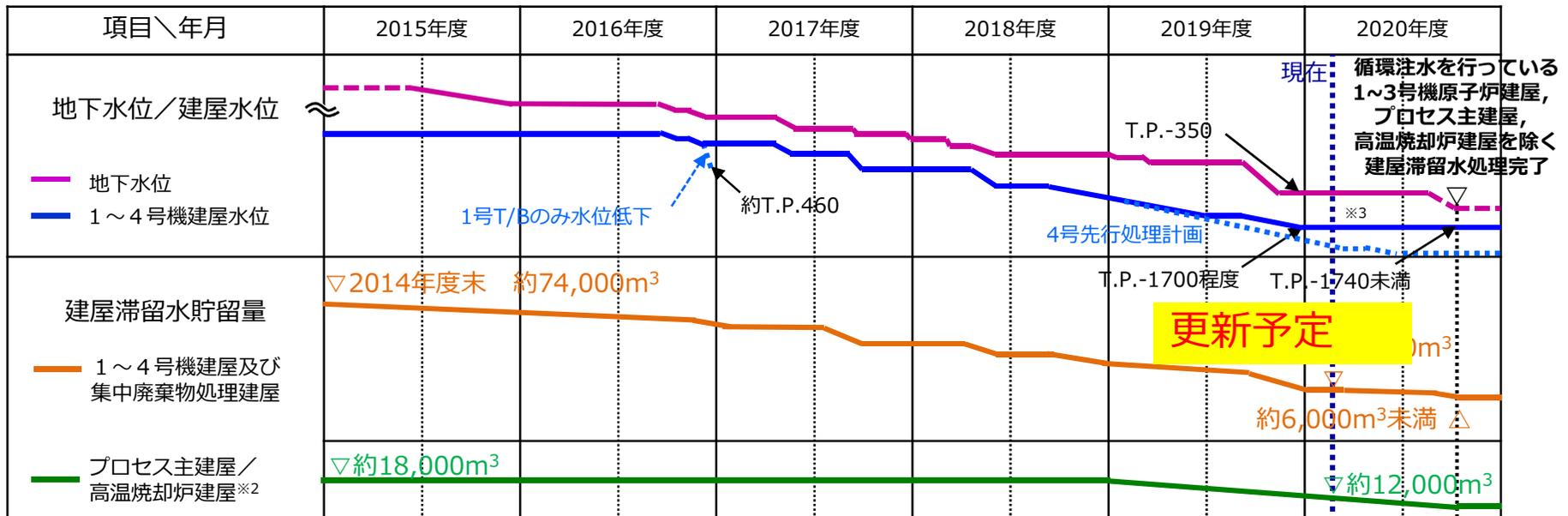
1. 建屋滞留水処理の進捗状況について
2. 3号機サブプレッションチェンバ（S/C）内包水の  
サンプリングについて

1. 建屋滞留水処理の進捗状況について
2. 3号機サプレッションチェンバ（S/C）内包水の  
サンプリングについて

- 循環注水を行っている1～3号機原子炉建屋（R/B），地下階に高線量のゼオライト土嚢が確認されているプロセス主建屋（PMB），高温焼却炉建屋（HTI）以外の建屋の最下階床面を2020年までに露出させる計画。
  - 2～4号機T/B・Rw/Bについては，仮設ポンプによる水抜きを順次実施し，4号機T/B・Rw/B，2号機T/B・Rw/Bに続いて，3号機T/B・Rw/Bについても，地下階の床面を露出。今後，本設ポンプを設置し，床面露出状態を維持させる計画。
  - 3号機原子炉建屋トーラス室については，滞留水移送装置を設置しているHPCI室との連通が緩慢になり，水位がT.P.-1500程度で停滞したことを確認。今後，トーラス室から排水するポンプを設置する。

# 1. 1 今後の建屋滞留水処理計画

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



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

## 【参考】今後の滞留水貯留量と滞留水中の放射性物質について

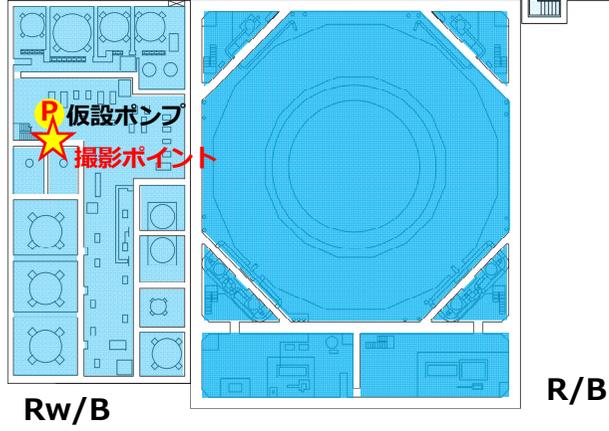
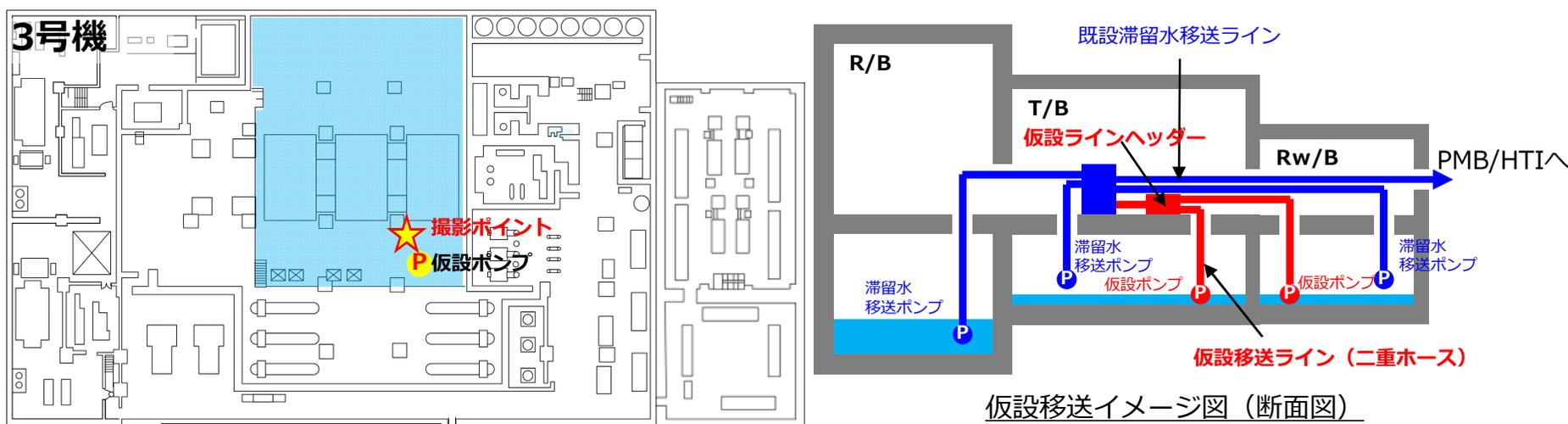


- 建屋滞留水と放射性物質の処理の進捗状況を以下に示す。
- 建屋滞留水の処理は計画的に進め、建屋滞留水貯留量を段階的に低減させている。
- 放射性物質については、高い放射能濃度が確認された2号機R/B底部等を踏まえた評価を行い、その高い放射能濃度が確認された滞留水処理を進める等、放射性物質の低減も進めている。

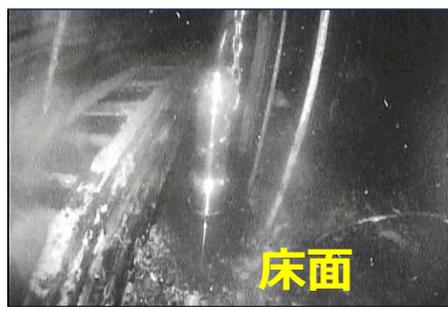
		2019.03(実績)		2020.07(現在)	
				2号機T/B,Rw/B, 3号機T/B,Rw/Bの仮設移送完了	
号機	建屋	貯留量	放射性物質量	貯留量	放射性物質量
1号機	R/B	1,764 m <sup>3</sup>	1.44E14 Bq	852 m <sup>3</sup>	1.98E13 Bq
	T/B	床面露出維持		床面露出維持	
	Rw/B	床面露出維持		床面露出維持	
2号機	R/B	3,178 m <sup>3</sup>	1.08E14 Bq	2,119 m <sup>3</sup>	5.28E13 Bq
	T/B	3,068 m <sup>3</sup>	4.98E13 Bq	仮設設備による処理	
	Rw/B	812 m <sup>3</sup>	1.32E13 Bq	仮設設備による処理	
3号機	R/B	3,278 m <sup>3</sup>	5.69E14 Bq	1,961 m <sup>3</sup>	4.50E13 Bq
	T/B	3,273 m <sup>3</sup>	1.62E14 Bq	仮設設備による処理	
	Rw/B	791 m <sup>3</sup>	3.92E13 Bq	仮設設備による処理	
4号機	R/B	3,221 m <sup>3</sup>	2.89E12 Bq	905 m <sup>3</sup>	3.52E11 Bq
	T/B	2,985 m <sup>3</sup>	2.68E12 Bq	仮設設備による処理	
	Rw/B	1,230 m <sup>3</sup>	1.11E12 Bq	仮設設備による処理	
集中Rw	PMB	11,030 m <sup>3</sup>	4.35E14 Bq	6,430 m <sup>3</sup>	1.42E14 Bq
	HTI	3,090 m <sup>3</sup>	1.74E14 Bq	2,190 m <sup>3</sup>	9.87E13 Bq
合計		37,720 m <sup>3</sup>	1.70E15 Bq	14,457 m <sup>3</sup>	3.59E14 Bq

# 1. 1 - 1 3号機の建屋滞留水の仮設移送について

- 3号機T/B・Rw/Bにおける既設滞留水移送装置で移送出来ない残水について、仮設移送ラインによる移送を実施しており、3号機T/Bについては6月19日、Rw/Bについては7月1日に地下1階（最下階）床面が露出したことを確認。
- 今後、本設ポンプを設置し、床面露出状態を維持させる計画。



3号機T/B地下1階(最下階)の床面露出状況



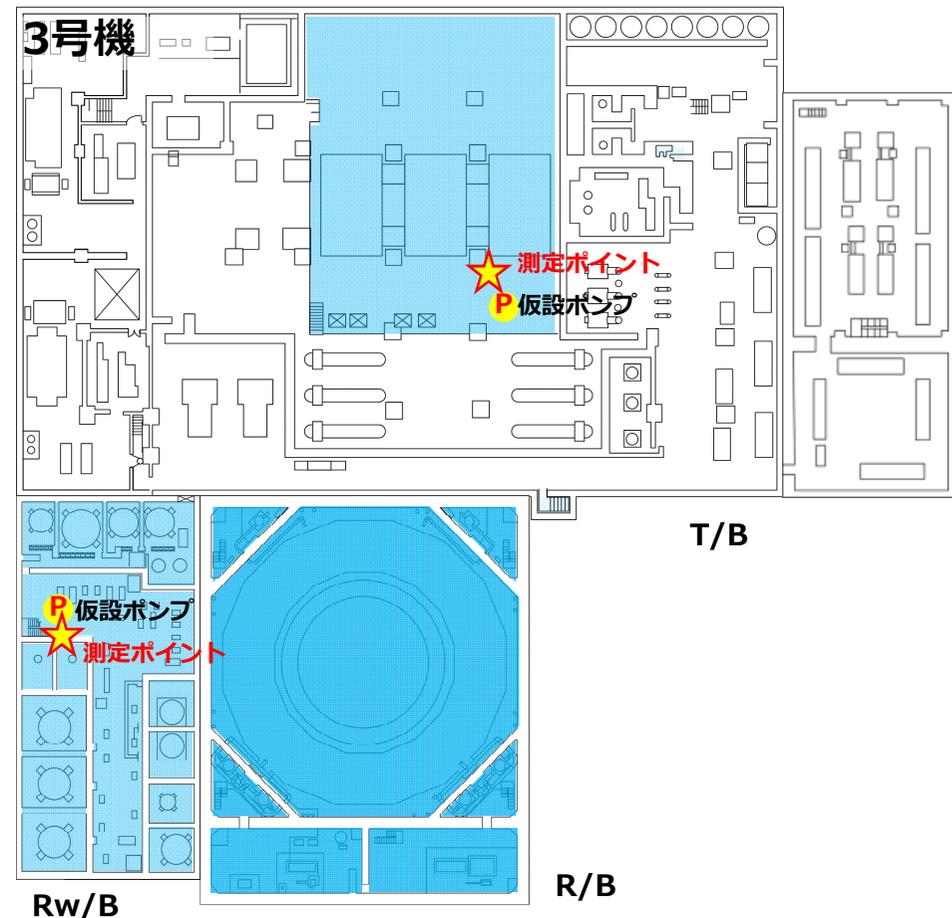
3号機Rw/B地下1階(最下階)の床面露出状況

## 【参考】 3号機のT/B,Rw/B地下階の状況

- 床面露出後の3号機T/B,Rw/B地下1階（最下階）の空間線量と、ダスト濃度の状況を下図に示す。
- ダスト濃度については、過去の測定値から大きく変化しておらず、全面マスクの着用基準レベル（ $2E-4$  Bq/cm<sup>3</sup>）と同等レベルであることを確認している。引き続き、ダスト濃度については監視していく。なお、万が一、地下階のダスト濃度が上昇した際の対策として、開口部養生を実施している。

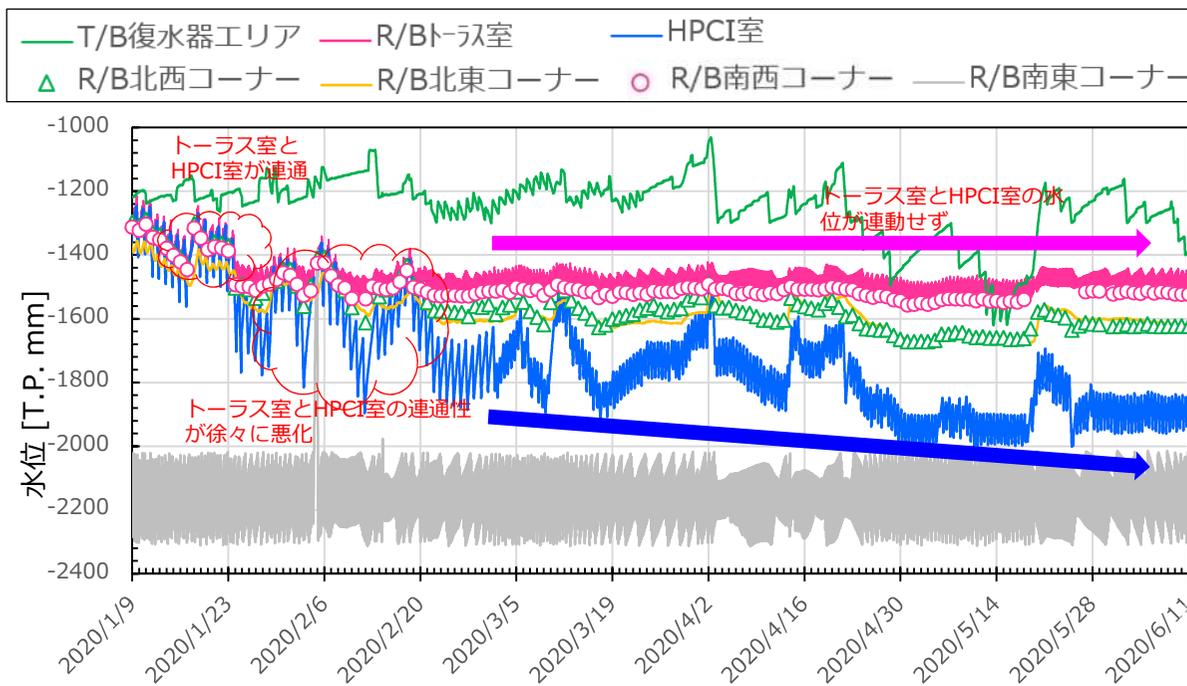
床面露出後の雰囲気線量とダスト濃度

	雰囲気線量	ダスト濃度
T/B地下1階 (仮設ポンプ付近)	156 mSv/h	$1.9 E-5$ Bq/cm <sup>3</sup>
Rw/B地下1階 (仮設ポンプ付近)	300 mSv/h	$8.4 E-6$ Bq/cm <sup>3</sup>

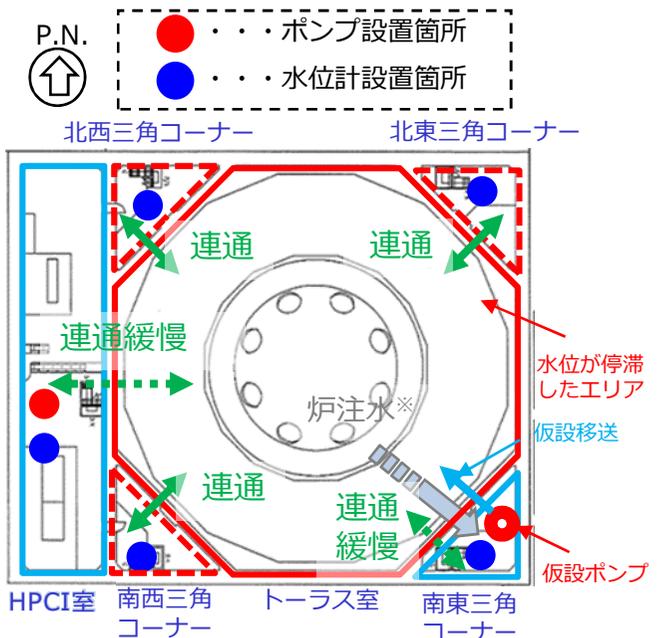


# 1. 1 - 2 3号機原子炉建屋トラス室の水位について (1/2)

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



3号機水位トレンド



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

# 1. 1 - 2 3号機原子炉建屋トラス室の水位について (2/2)



- 3号機T/B,Rw/B滞留水は仮設設備にて床面（T.P.-1750程度）露出をしており，その際もR/Bトラス室水位（T.P.-1500程度）とは水位差がある状況を確認。R/BとT/B，Rw/Bの連通性もほとんどない状況であるため，2020年内の3号機T/B，Rw/Bの床面露出維持は可能考えられるが，下記の懸念があり，早期に当該エリアにポンプを設置する。
  - ✓ T/B,Rw/B床面よりR/Bトラス室水位の方が高く，連通性が良くなった場合，R/B滞留水が床面露出したT/B，Rw/Bに流出する可能性
  - ✓ サブドレン水位は3号機R/Bトラス室の滞留水水位に水位差を考慮した設定となり，当初計画より高めの設定となるため，地下水流入量抑制効果が減少
- なお，2021年以降もR/B滞留水処理を進めていくに当たり，各エリアの連通性が更に緩慢になっていく可能性もある。R/B内は高線量であることから，作業被ばく量を抑制するため，予めポンプ等の準備を行ったうえで，連通性の悪化が確認された場合は，速やかにポンプを設置する等の準備を実施していく。

項目	7月	8月	9月	10月	11月	12月
設計・設備設置	現在 ▲					■■■■
運転					■■■■ 試運転・検査	■■■■ 運用開始目標 ▼

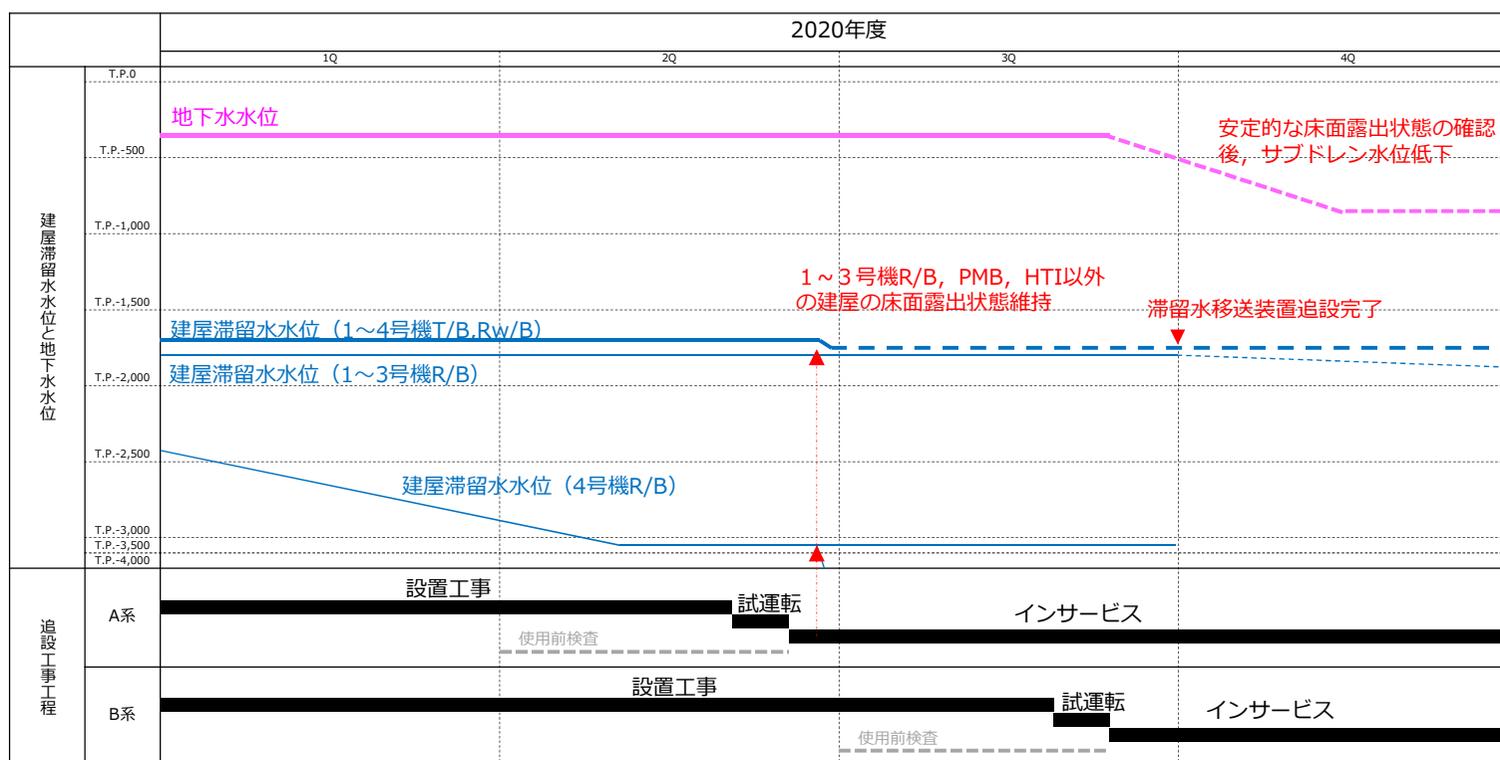
【参考】 3号機原子炉建屋トラス室の水位とその他の箇所の関係



【参考】床ドレンサンプ等への新たなポンプの設置と水位低下工程について



- 滞留水移送装置は2系統（A系統，B系統）あり，先行して設置を進めているA系統については，9月頃に運用可能となる見込み。A系統運用後は床ドレンサンプからの滞留水移送が可能となることから，最下階の床面露出状態を維持出来る見込み。B系統は12月頃に運用可能となり，ポンプが多重化される計画。
- サブドレン水位は，床面露出状態が安定的に維持出来ることを確認した後，段階的に低下させていく計画。

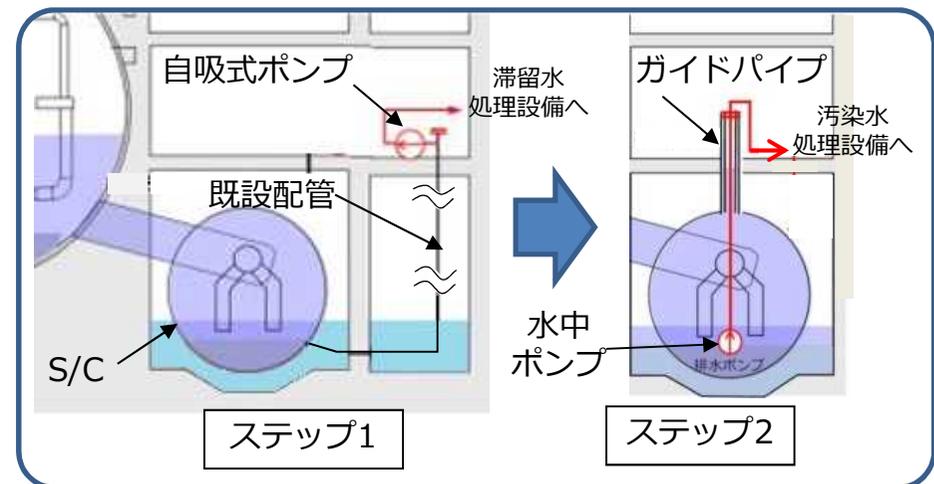


1. 建屋滞留水処理の進捗状況について
2. 3号機サプレッションチェンバ（S/C）内包水の  
サンプリングについて

## 2. 1 背景

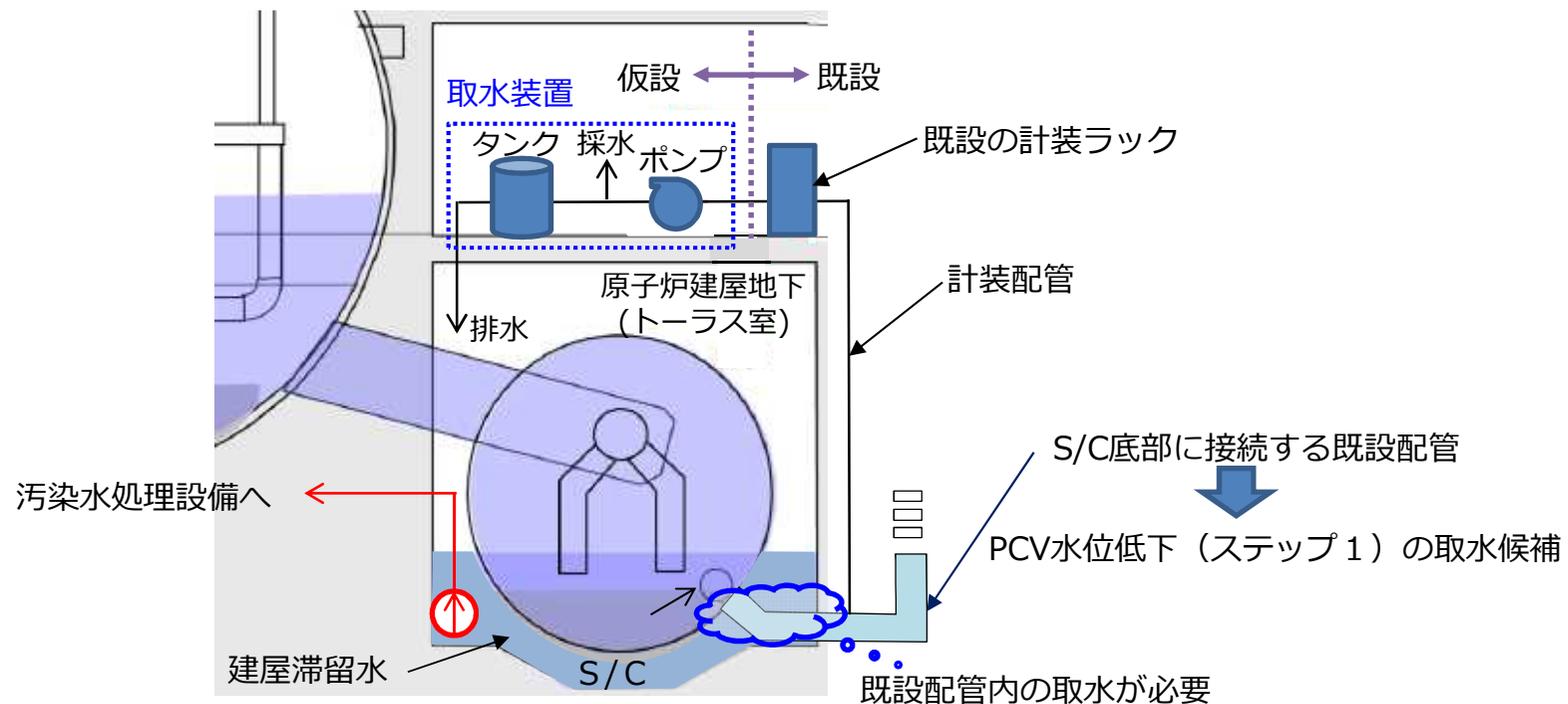
- 現状，原子炉格納容器(PCV)のうち，S/Cの耐震性向上策として，段階的にPCV水位を低下することを計画。
- S/C内包水は高濃度の可能性があり，PCV取水設備の設計・工事にあたり，S/Cの水質に応じた対応が必要。
- S/C内包水は汚染水処理設備へ移送することになるため，水処理計画策定のためにも，S/C内包水の水質を把握することが必要。

	水位低下方法の概要	目標水位
ステップ 1	S/Cに接続する既設配管を活用し，自吸式ポンプによって排水する。	原子炉建屋 1階床面下
ステップ 2	ガイドパイプをS/Cに接続し，S/C内部に水中ポンプを設置することで排水する。	S/C下部



## 2. 2 S/C内包水サンプリングの概要

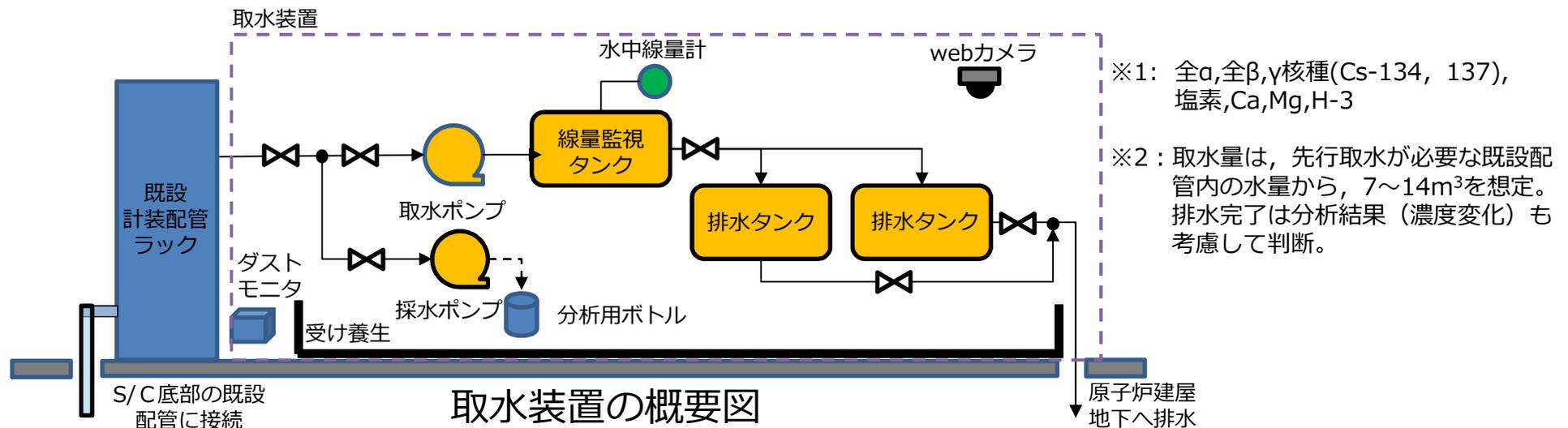
- S/C底部に接続する既設配管から分岐する計装配管に、ポンプ・タンク等の取水装置を接続して取水。
- S/C内包水を採水するためには、既設配管内の水を先行して取水することが必要。
- 取水した水を一度タンクで受け、水質分析により滞留水移送・処理に問題がないことを確認の上、原子炉建屋地下へ排水することで、S/C内包水を採水の計画。



既設配管を用いたS/C内包水の取水イメージ

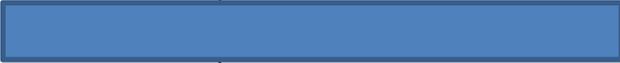
## 2. 3 装置・作業の概要

- 装置はポンプ・タンク等で構成し，取水した水は排水タンクへ移送・貯留。
- 貯留した水は建屋滞留水と同項目の分析※1を実施し，滞留水移送・処理に問題が無いことを確認の上，建屋地下へ排水。排水タンク（約2m<sup>3</sup>）を2基設け，分析期間（約3日）も取水を継続することで，作業期間を短縮。
- S/C内包水を採水したと判断※2するまで取水/分析/排水の作業を繰り返す。
- 被ばく低減を考慮し，取水/排水の操作や監視（webカメラ等）を遠隔で実施。また，急激な濃度変化に備え，線量監視タンクで取水した水の線量を監視。
- 汚染拡大防止対策として，装置は受け養生内に設置し，受け養生外に設置するホースは二重構造とすることで，万が一漏えいが発生した場合も，汚染範囲の拡大を防止。



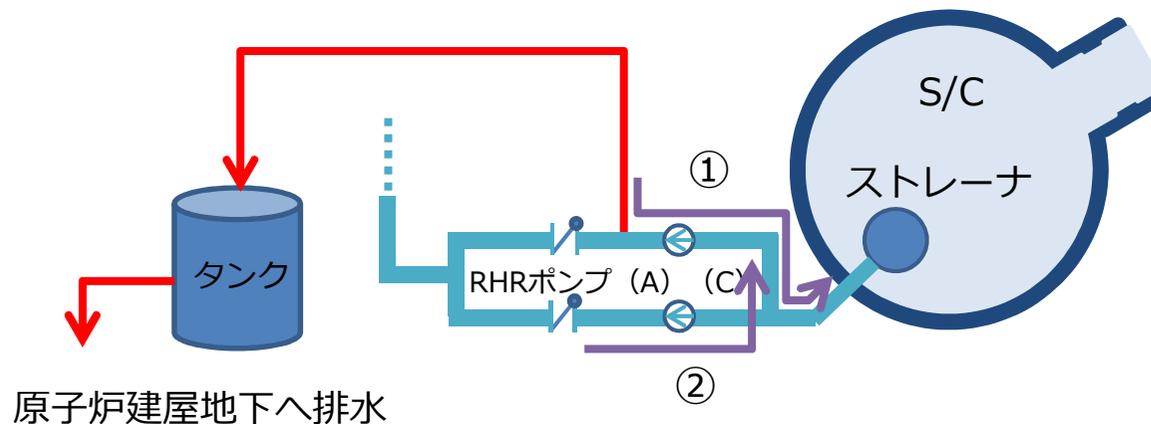
## 2. 4 スケジュール

- 現場作業は、7月上旬から9月上旬にて対応予定。ただし、S/Cから取水した水の分析結果（濃度変化の推移）に応じ、完了時期を調整。

	7月	8月	9月
資機材搬入/機器設置			
取水/分析/排水			
資機材撤去/片付			

## 【参考】 サンプリングに伴う取水（排水）量について

- S/C内包水を採水する前に既設配管内の水を取水/排水する。(1日の取水量は $0.6\text{m}^3$ )※
- S/C内包水を取水するために必要となる既設配管内の水量は，最大で約 $14\text{m}^3$ と推定。



### 取水/排水時の流路イメージ

既設配管内の水の回り込みの有無	取水（排水）量
回り込み無し ①	約 $7\text{m}^3$
回り込み有り ① + ②	約 $14\text{m}^3$

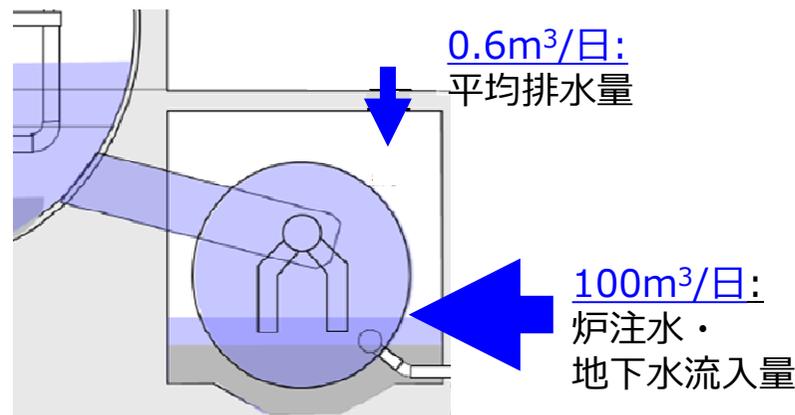
※取水によるPCV水位の変動は数mm程度であり炉注等に影響はない。

## 【参考】排水時の放射能濃度上限の目安値

- 排水タンクは3日間 (0.6m<sup>3</sup>/日)採水し、分析結果を確認後に排水する予定。
- 排水時の放射能濃度上限の 目安値を設定し、当該値を超える場合は排水量を調整することで滞留水移送・処理に問題がないようにする。
- 放射性濃度上限の目安値設定の考え方
  - 2019年4月～2020年5月の建屋滞留水の放射能濃度の平均値と炉注水・地下水流入による希釈率から排水の放射能濃度上限の目安値を設定。
  - 平均排水量(0.6m<sup>3</sup>/日)に対する炉注水・地下水流入(100m<sup>3</sup>/日)の希釈は約150倍の見込み。なお、原子炉建屋地下の滞留水を含めると、更なる希釈を見込むことが可能。

	Cs-137	全β	全α
排水の放射能濃度上限目安値 [Bq/L]	4.2E+09	6.6E+09	4.9+E03
建屋滞留水の放射能濃度 [Bq/L]	2.8E+07	4.4E+07	3.3E+01

希釈率  
(150倍)  
を考慮



## 【参考】装置設置場所について

- 3号機原子炉建屋北西部に取水装置を設置する。取水装置はユニット化して搬入し、原子炉建屋内での組立作業を最小限化することで、被ばく低減を図る。



		空間線量率 [mSv/h] (床上1.5m,γ線) 2020年4月
測定点	①	2.7
	②	5.5
	③	8.0
	④	7.3
	⑤	8.5

設備設置エリア（原子炉建屋北西エリア）の空間線量

福島第一原子力発電所  
構内設備等の長期保守管理計画の策定状況について（案）

2020年 7月 10日

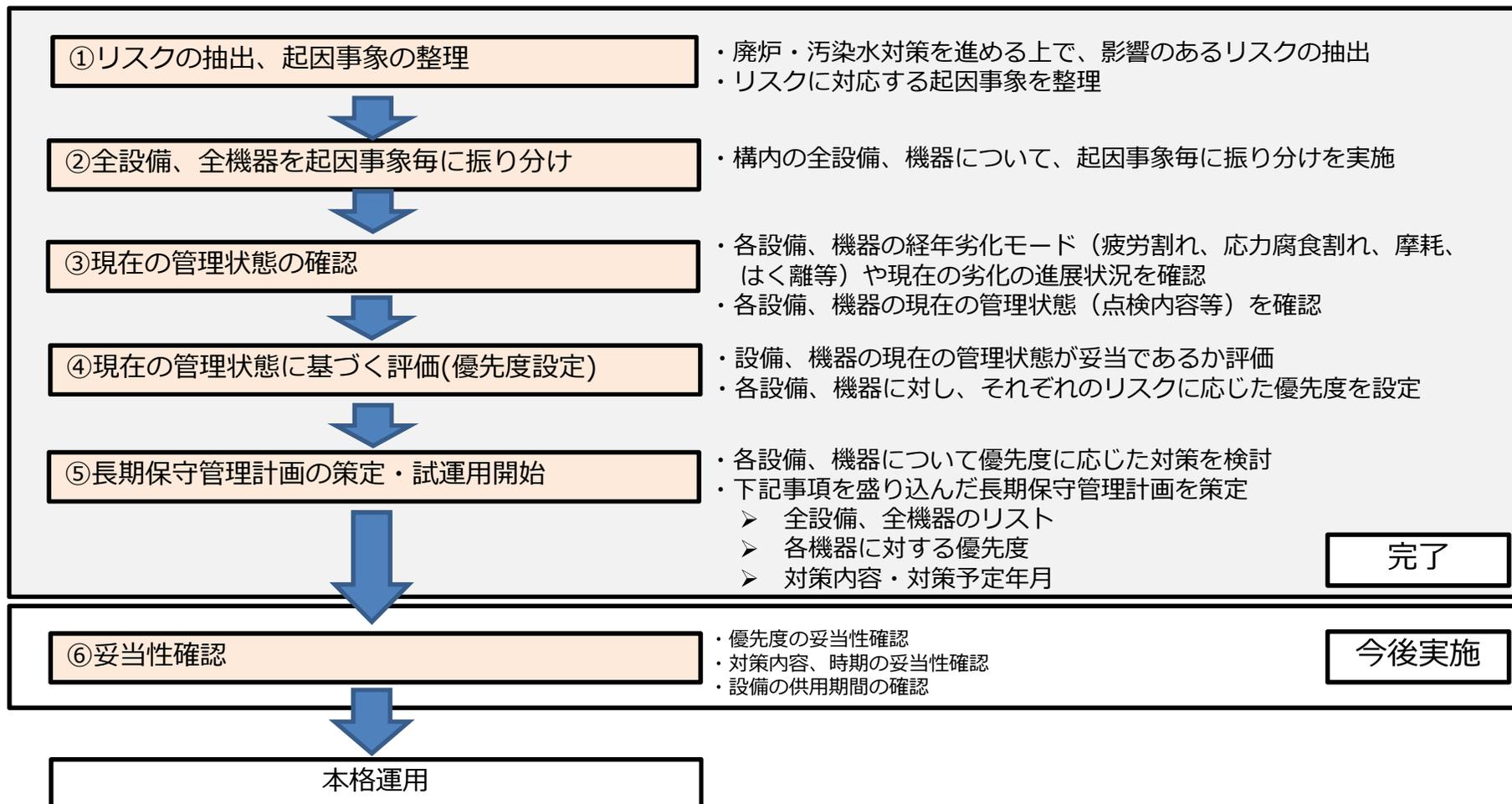
**TEPCO**

---

東京電力ホールディングス株式会社

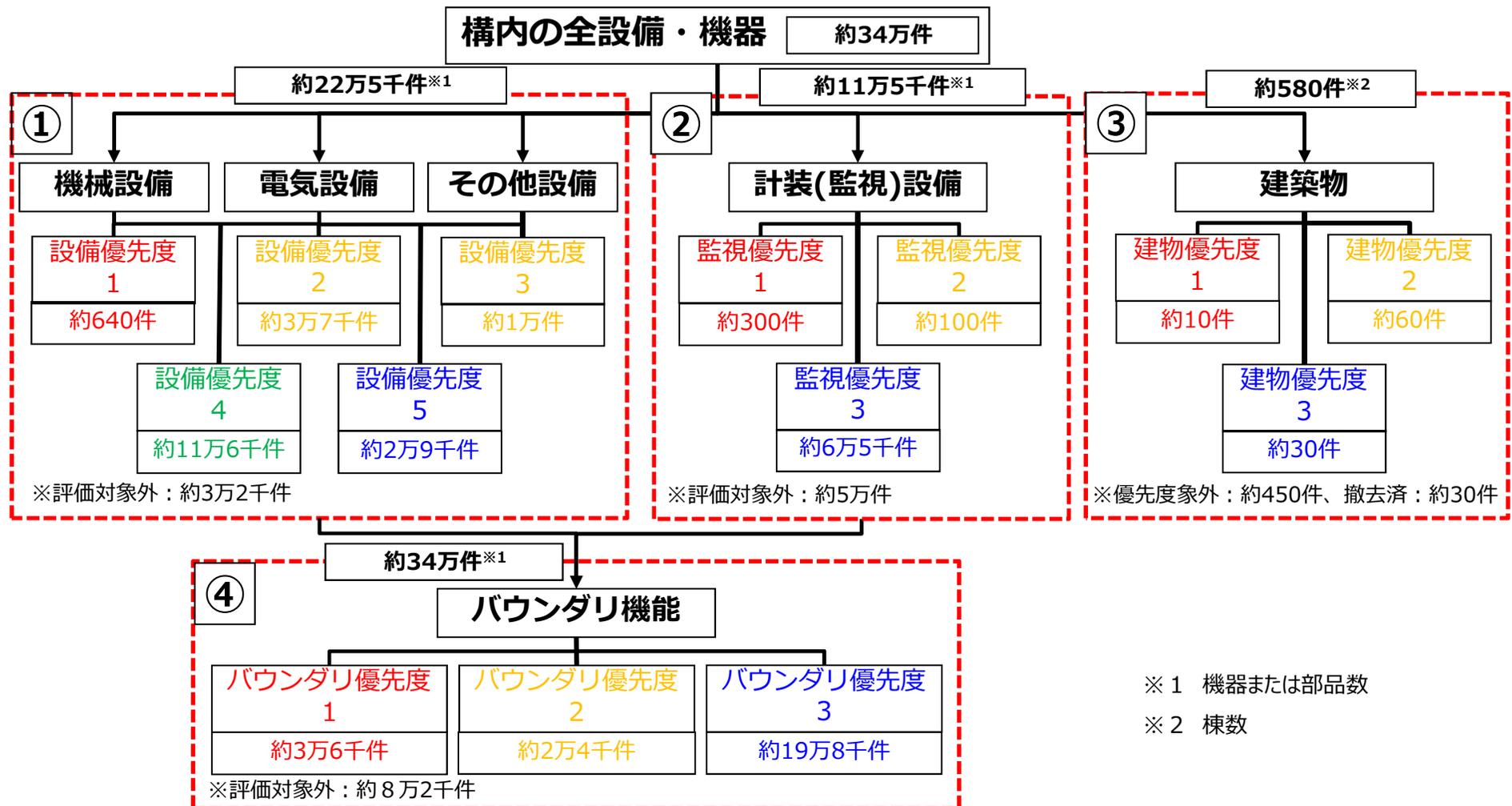
# 1. 長期保守管理計画の策定状況

- 今後の廃炉・汚染水対策を進めるため、福島第一原子力発電所構内の全設備、機器、建物に対して、劣化進展を考慮した長期保守管理計画を策定し、試運用を開始した。
- 今後、2020年度第4四半期の本運用に向けて、妥当性確認を行い、必要に応じて見直しを実施していく。
- 長期保守管理計画の策定結果の概要について報告する。



## 2. 全設備・機器の対策優先度

- 構内の全設備・機器を「機械設備」、「電気設備」、「その他設備」、「計装設備」、「建築物」に振り分けを行い、現在の管理状態に基づく優先度を設定
- 更に「建築物」以外の設備・機器に対しては、バウンダリ機能の観点から優先度を設定





### 3. 長期保守管理計画リスト(イメージ)

#### 長期保守管理計画

機械設備・電気設備・その他設備

																		優先度を記載		「対策内容」、「対策予定年月」、「対策完了年月」を記載																	
号機	系統	機種	機器番号	機器名称	管理対象有無	① 長計管理機器	② 経年劣化モード	③ 保全方式	④ 内包物	⑤ バウンダリ機能要求有無	⑥ 機器の劣化による人身安全への影響	⑦ 機器の劣化による系統機能への影響	⑧ 冗長性の有無	⑨ 機器の劣化により系統外放出	⑩ 壊れ有無	⑪ 漏えい検知の有無	⑫ 放射能濃度	⑬ 保有量	⑭ 設置場所	⑮ パトロール実施有無	⑯ 設計寿命	⑰ 設置年度	⑱ 管理状態	⑲ 評価結果(設備)	⑳ 評価結果(バウンダリ)	㉑ 設備 応急対策内容	㉒ 設備 応急対策 予定年月	㉓ 設備 応急対策 完了年月	㉔ 設備 恒久対策内容	㉕ 設備 恒久対策 予定年月	㉖ 設備 恒久対策 完了年月	㉗ バウンダリ機能 対策内容	㉘ バウンダリ機能対策 予定年月	㉙ バウンダリ機能対策 完了年月	㉚ 対策管理リスト (点検長計などのリンク先)		
<b>使用済燃料プール冷却設備</b>																																					
1	YY	燃料プール	1900-A2	使用済燃料プール	有	○	腐食	BDM	液体(放射性)	有	無	有	無	無	有	無	7.5×10 <sup>6</sup> (Bq/L)	中	1号機R/B5階	×	-	1971	B	2	3	-	-	-	・プールに養生カバーを設置 ・定期的なプール水の水质監視 ・必要に応じ、プール水浄化・損傷による水位低下時は、注水を実施			継続実施中	継続実施中	-	-	-	点検長期計画
1	YY	タンク	1900-A1A	スキマーサージタンクA	有	○	腐食	BDM	液体(放射性)	有	無	有	無	無	有	無	7.5×10 <sup>6</sup> (Bq/L)	中	1号機R/B5階	×	-	1971	B	2	3	-	-	-	・定期的なプール水の水质監視 ・必要に応じ、プール水浄化・損傷による水位低下時は、注水を実施			継続実施中	継続実施中	-	-	-	点検長期計画
1	YY	タンク	1900-A1B	スキマーサージタンクB	有	○	腐食	BDM	液体(放射性)	有	無	有	無	無	有	無	7.5×10 <sup>6</sup> (Bq/L)	中	1号機R/B5階	×	-	1971	B	2	3	-	-	-	・定期的なプール水の水质監視 ・必要に応じ、プール水浄化・損傷による水位低下時は、注水を実施			継続実施中	継続実施中	-	-	-	点検長期計画
1	YY	プールゲート	PG-1	使用済燃料貯蔵プールゲート(大)	有	○	腐食 パッキン劣化	BDM	液体(放射性)	有	無	有	無	無	有	無	7.5×10 <sup>6</sup> (Bq/L)	中	1号機R/B5階	×	-	1971	B	2	3	-	-	-	・定期的なプール水の水质監視 ・必要に応じ、プール水浄化・損傷による水位低下時は、注水を実施			継続実施中	継続実施中	-	-	-	点検長期計画
1	YY	プールゲート	PG-2	使用済燃料貯蔵プールゲート(小)	有	○	腐食 パッキン劣化	BDM	液体(放射性)	有	無	有	無	無	有	無	7.5×10 <sup>6</sup> (Bq/L)	中	1号機R/B5階	×	-	1971	B	2	3	-	-	-	・定期的なプール水の水质監視 ・必要に応じ、プール水浄化・損傷による水位低下時は、注水を実施			継続実施中	継続実施中	-	-	-	点検長期計画
<b>窒素ガス封入設備</b>																																					
1~3	PS A-A	コンテナ	-	窒素ガス分離装置(A)収容コンテナ	有	×	腐食	-	-	無	有	無	無	無	無	無	-	-	Y/D	○	-	2011	B	1	3	立入禁止表示取付	2020年3月	2020年3月	撤去除却	2020年8月	未	-	-	-	-	本リスト	
1~3	PS A-A	車両	-	窒素ガス分離装置(A)収容コンテナ積載トラック	有	×	腐食	-	薬品(非放射性)	有	無	無	無	有	無	無	-	小	Y/D	○	-	2011	B	4	2	-	-	-	-	-	撤去除却	2020年8月	未	-	-	本リスト	
1~3	PS A-A	コンテナ	-	窒素ガス分離装置(B)収容コンテナ	有	×	腐食	-	-	無	有	無	無	無	無	無	-	-	Y/D	○	-	2011	B	1	3	立入禁止表示取付	2020年3月	2020年3月	撤去除却	2020年8月	未	-	-	-	-	本リスト	
1~3	PS A-A	車両	-	窒素ガス分離装置(B)収容コンテナ積載トラック	有	×	腐食	-	薬品(非放射性)	有	無	無	無	有	無	無	-	小	Y/D	○	-	2011	B	4	2	-	-	-	-	-	撤去除却	2020年8月	未	-	-	本リスト	
<b>既設設備</b>																																					
1	046	消音器		D/G(1A)No. 1 排気サイレンサー(排気筒含む)	有	×	腐食 消耗品の劣化	-	気体(非放射性)	無	有	無	無	無	無	無	-	-	T/B	×	-	1971	B	1	3	立入禁止処置	2020年3月	2020年3月	排気筒のみ撤去	2020年10月	未	-	-	-	-	本リスト	
1	046	消音器		D/G(1A)No. 2 排気サイレンサー(排気筒含む)	有	×	腐食 消耗品の劣化	-	気体(非放射性)	無	有	無	無	無	無	無	-	-	T/B	×	-	1971	B	1	3	立入禁止処置	2020年3月	2020年3月	排気筒のみ撤去	2020年10月	未	-	-	-	-	本リスト	
1	046	消音器	46-39-D4	D/G(1B)排気サイレンサー(排気筒含む)	有	×	腐食 消耗品の劣化	-	気体(非放射性)	無	有	無	無	無	無	無	-	-	T/B	×	-	1971	B	1	3	立入禁止処置	2020年3月	2020年3月	排気筒のみ撤去	2020年10月	未	-	-	-	-	本リスト	
2	046	サイレンサ	46-C1-03	D/G(A)排気サイレンサ(03)	有	×	腐食 消耗品の劣化	-	気体(非放射性)	無	有	無	無	無	無	無	-	-	T/B	×	-	1974	B	1	3	立入禁止処置	2020年3月	2020年3月	立入禁止処置	2020年3月	2020年3月	-	-	-	-	本リスト	
2	046	サイレンサ	46-C1-04	D/G(A)排気サイレンサ(04)	有	×	腐食 消耗品の劣化	-	気体(非放射性)	無	有	無	無	無	無	無	-	-	T/B	×	-	1974	B	1	3	立入禁止処置	2020年3月	2020年3月	立入禁止処置	2020年3月	2020年3月	-	-	-	-	本リスト	
2	046	サイレンサ	46-C1-05	D/G(A)排気サイレンサ(05)(排気筒含む)	有	×	腐食 消耗品の劣化	-	気体(非放射性)	無	有	無	無	無	無	無	-	-	T/B	×	-	1974	B	1	3	立入禁止処置	2020年3月	2020年3月	排気筒のみ撤去	2021年10月	未	-	-	-	-	本リスト	
<b>メガフロート</b>																																					
-	-	-	-	メガフロート	有	○	腐食	CBM	液体(放射性)	有	無	有	無	有	無	無	小	大	14 取水開渠	○	20	2011	A	5	2	-	-	-	-	-	バラスト水水抜き完了 取水港湾底済み	2020年2月	2020年2月	-	-	点検長期計画	

## 4-1. 具体的対策（代表例）①機械設備、電気設備、その他設備 **TEPCO**

### 【機器名】

- 1～3号機 使用済燃料プール

### 【優先度の評価結果】

- 設備優先度2：追加対策の検討「要」
- バウンダリ優先度3：追加対策「不要」

### 【設備の管理状態】

点検長期計画の管理	有
内包物	液体放射性物質
バウンダリ要求	有
人身安全への影響	無
要求機能への影響	有
漏洩検知器	無
堰	有
インベントリグレード	ii

### 【インベントリグレード】

放射能濃度	高	ii	i	i	<b>グレード i</b> ：放射能濃度が高かつ保有量が中以上で、漏えい時の環境影響が大きいもの <b>グレード ii</b> ：放射能濃度や保有量が中以上で、漏えい時の環境影響が懸念されるもの <b>グレード iii</b> ：放射能濃度や保有量が低く、漏えい時の環境影響が小さいもの
	中	ii	ii	ii	
	低	iii	iii	ii	
		小	中	大	保有量



1号機 使用済燃料プール

2019.8.2撮影

### 【設備優先度2 追加対策の内容】

- プールライナー漏えい防止
  - ガレキ等の落下による使用済燃料プールの損傷を防止するため、プールに養生カバーを設置。（1号機）
  - プールライナー腐食による漏えいを防止するため、プール水の水質を監視（3ヶ月に1回）し、必要に応じ、プール水浄化を実施。
- プール水漏えい時の対応
  - プールライナーの損傷により、使用済燃料プール水位が低下した場合は、非常用注水設備等による注水でプール水位を維持。

## 4-2. 具体的対策（代表例 ③建築物）

### 【建屋名】

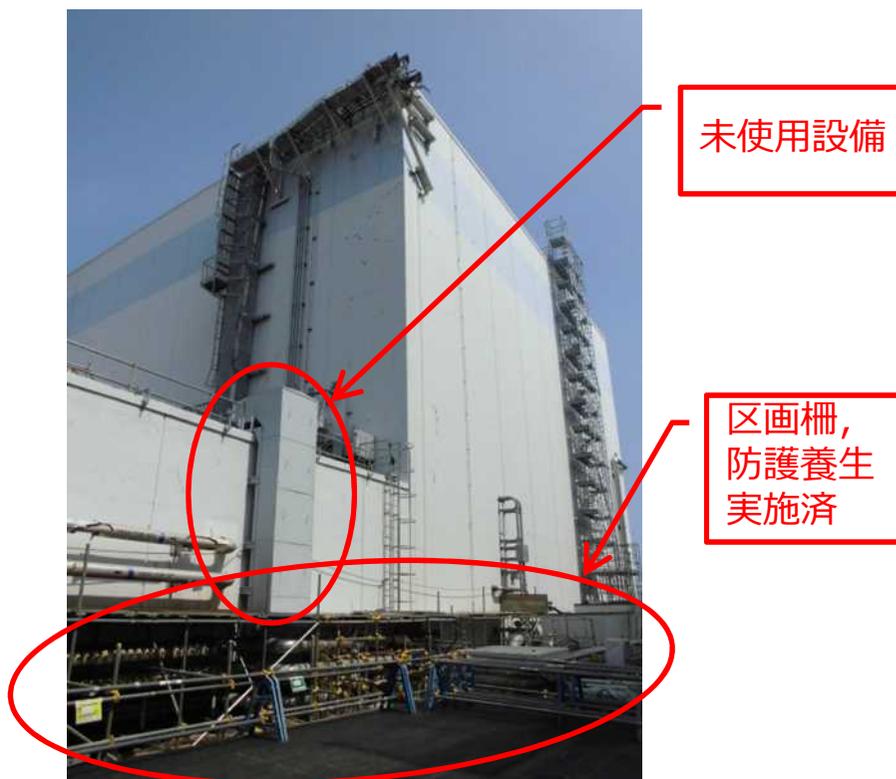
2号機 タービン建屋

### 【優先度の評価結果】

- 建物優先度 1：速やかな追加対策の検討「要」

### 【劣化度、影響度】

劣化度	外部ケーブルラック処理不良による落下の恐れ		A
影響度	人身災害リスク	有	大
	放射性物質の漏えいリスク	無	
	放射線管理支障リスク	有	
	業務継続停止リスク	無	



### 【建物優先度 1 追加対策の内容】

- ケーブルラック処理不良箇所の撤去  
ケーブルラック処理不良箇所について撤去する。（撤去時期：2023年度予定）
- ケーブルラック処理不良箇所撤去までの対応  
A型バリケードにて立入禁止措置ならびに単管および防護板にて敷設されている設備の防護養生を実施した。また、撤去されるまでの間、1年毎に経過観察を実施する。

## 4-3. 具体的対策（代表例：④バウンダリ機能）

### 【機器名】

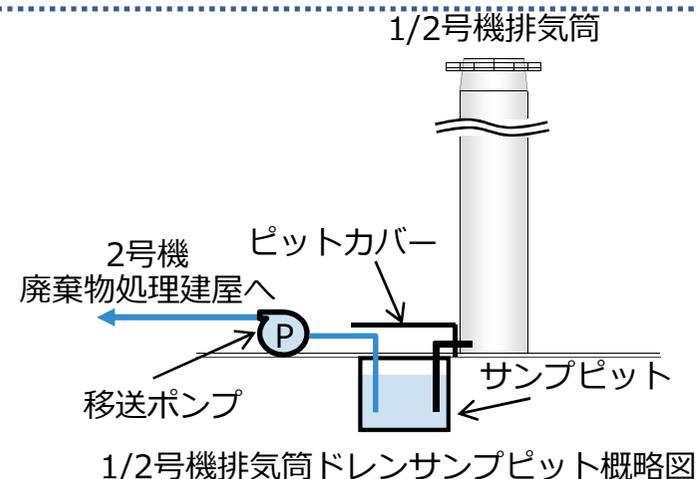
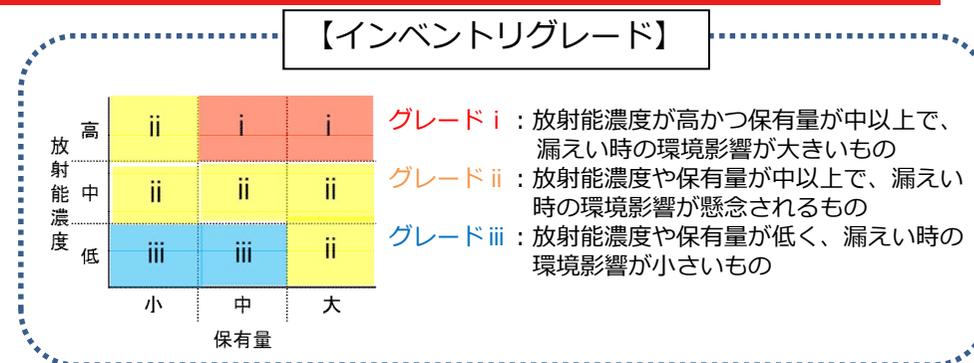
1/2号機 排気筒ドレンサンプルピット

### 【優先度の評価結果】

- 設備優先度4：追加対策不要
- バウンダリ優先度1：速やかに応急対策を検討

### 【設備の管理状態】

点検長期計画の管理	無
内包物	液体放射性物質
バウンダリ要求	有
人身安全への影響	無
要求機能への影響	無
漏洩検知器	無
堰	無
インベントリグレード	i



### 【バウンダリ優先度1 追加対策の内容】

- 排気筒ドレンサンプルピット水移送ポンプの設定値変更  
排気筒ドレンサンプルピット内に溜まった雨水を可能な限り低い状態に保つため、ポンプ起動・停止の設定値 の変更を実施した。また、定期的に放射能濃度を確認している。  
流入箇所の調査を実施中。
- 排気筒ドレンサンプルピット水位データの傾向監視  
特異な水位変動の確実な検知及び移送ポンプ起動・停止設定値変更後の傾向を把握するため、1日/回の頻度でピット水位データを採取し、水位変化の傾向を確認している。

## 5. スケジュール

- 2020年度第1四半期に長期保守管理計画の策定を完了した。
- 2020年度第2四半期より試運用を開始した。
- 評価・対策の妥当性確認を適宜行い、必要に応じ対策内容の見直し等を実施し、2020年第4四半期より本格的に運用を開始していく。

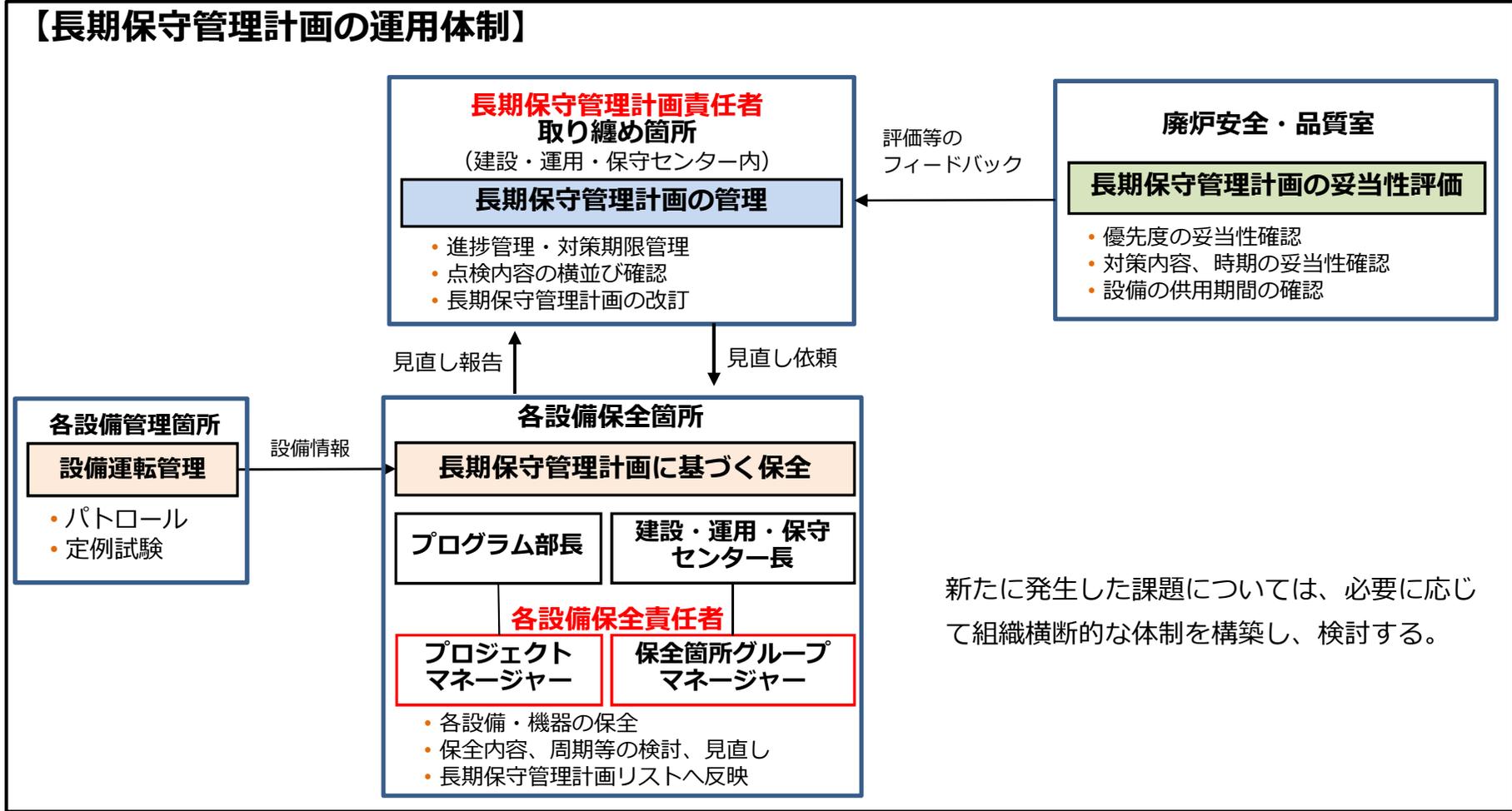
スケジュール	2020年度				2021年度	
	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	第1四半期	第2四半期
全体工程		試運用期間		本運用期間		
長期保守管理計画策定 対策検討	対策検討	▼長期保守管理計画策定		▼長期保守管理計画の見直し		
評価・対策の妥当性確認		妥当性確認 見直し		妥当性確認		

# <参考> 長期保守管理計画の運用の体制

再掲



- 今後の運用に当たっては、取り纏め箇所が進捗状況を適宜確認していく。
- 各設備保全箇所が対策内容の検討および対策を実施していくが、横並びについては取り纏め箇所を中心に調整していく。
- 運用の妥当性については、廃炉安全・品質室が確認し、フィードバックをしていく。



## <参考> 対応状況（①機械設備、電気設備、その他設備）

- 機械設備、電気設備、その他設備の対象機器約22万5,000件の内、「設備優先度1～4」について、現在の対応状況を以下に示す。

### 機械設備・電気設備・その他設備の対応状況

管理状態	『管理状態“A”』	『管理状態“B”』			評価対象外	
優先度	設備優先度5	設備優先度4	設備優先度3	設備優先度2	設備優先度1	—
	現状の対策を継続 <追加対策不要>	追加対策検討 『不要』	追加対策の検討『要』 【設備の機能喪失】		速やかな追加対策の検討『要』 【人身安全/原子力安全】	—
評価結果	約2万9,000件	約11万6,000件	約4万7,000件		約640件	約3万2,000件
設備の状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>点検長期計画での管理を行っており、経年劣化を考慮した点検等を行っている設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>点検長期計画未作成の設備</li> <li>点検内容が妥当ではない設備又は事後保全管理設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>機器劣化により、要求機能に影響を及ぼす設備</li> <li>点検長期計画未作成の設備</li> <li>点検内容が妥当ではない設備又は事後保全管理設備</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>人身安全/原子力安全に影響を及ぼす設備</li> <li>点検長期計画未作成の設備</li> <li>点検内容が妥当ではない設備又は事後保全管理設備</li> </ul>	—
対応内容	現状の対策を継続	※	<ul style="list-style-type: none"> <li>2020年度第1四半期までに点検長期計画を作成又は保全方法の見直し等を検討する。</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>2020年度第1四半期までに恒久対策を検討する。 (応急対策は2020年3月に完了)</li> </ul>	—
対応状況	—	※	完了		完了	—

※バウンダリ機能要求のある設備・機器については、バウンダリ優先度に応じて対応

管理状態“A”：望ましい姿に合致している  
管理状態“B”：望ましい姿に合致していない

## <参考> 対応状況（②計装（監視）設備）

- 計装(監視)設備の対象機器約11万5,000件の内、「計装（監視）優先度1,2」について、現在の対応状況を以下に示す。

計装(監視)設備の対応状況

管理状態	『管理状態“A”』	『管理状態“B”』		評価対象外
優先度	監視優先度3	監視優先度2	監視優先度1	—
	現状の対策を継続 <追加対策不要>	追加対策 【点検長期計画作成】	追加対策の検討『要』 【監視機能喪失】	—
評価結果	約6万5,000件	約100件	約300件	約5万件
設備の状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>点検長期計画での管理を行っており、経年劣化を考慮した点検等を行っている設備</li> <li>機器保全重要度が低い設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用中設備のうち、点検長期計画で管理していない設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>高線量エリア※1のため点検困難な設備</li> <li>機器保全重要度が高い設備※2</li> </ul>	—
対応内容	現状の対策を継続	<ul style="list-style-type: none"> <li>2020年度第1四半期までに、経年劣化を考慮した点検長期計画等を作成</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2020年度第1四半期までに、評価手法等の検討計画を立案</li> </ul>	—
対応状況	—	完了	完了	—

※1 1～3号機原子炉建屋内の一部

※2 機器故障時に冷却機能や放射性物質の系外放出監視等に影響を及ぼすもの

管理状態“A”：望ましい姿に合致している  
管理状態“B”：望ましい姿に合致していない

## <参考> 対応状況（③建築物）

- 建築物の対象約580件の内、「建物優先度1～3」について、現在の対応状況を以下に示す。

建築物の対応状況

管理状態	『管理状態“A”』	『管理状態“B”』			撤去済
優先度	建物優先度対象外	建物優先度3	建物優先度2	建物優先度1	今回確認の結果、 撤去されていた建物
	現状の対策を継続	1年毎の経過観察	追加対策の検討 『要』	速やかな追加対策の 検討『要』	
評価結果	約450棟	約30棟	約60棟	約10棟	約30棟
設備の状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>・人身災害や設備災害に繋がる劣化が無い状態</li> <li>・点検長期計画に基づき点検を実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・劣化は見られるものの人身災害や設備災害の恐れが低い状態</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・人身災害や設備災害に結びつく劣化が見られるが至近には影響の大きい災害の発生が低い状態</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・劣化が著しく、また、人身災害や設備災害の恐れも高い状態</li> </ul>	—
対応内容	現状の対策を継続	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1年毎に経過観察を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・2020年度第1四半期までに、追加対策並びに実施時期を検討</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・速やかに（5月末を目途）追加対策並びに実施時期を検討</li> </ul>	—
対応状況	—	継続実施中	完了	完了	—

※建物優先度1と評価された建物は、廃炉作業に必要な建物は含まれていない。

管理状態“A”：望ましい姿に合致している  
管理状態“B”：望ましい姿に合致していない

## <参考> 対応状況 (④バウンダリ機能)

- 機械設備・電気設備・その他設備、計装(監視)設備の対象機器約34万件の内、「バウンダリ優先度1,2」について、現在の対応状況を以下に示す。

### バウンダリ機能の対応状況

管理状態	『管理状態“A”』	『管理状態“B”』		評価対象外
優先度	バウンダリ優先度3	バウンダリ優先度2	バウンダリ優先度1	—
	現状の対策を継続 <追加対策不要>	敷地外への影響有無 により対策要否を検討	敷地外への影響の有無を考慮して インベントリグレードの高いもの から対策を検討	—
評価結果	約19万8,000件	約2万4,000件	約3万6,000件	約8万2,000件
			インベントリ グレード i:1件 ii:約840件 iii:約3万5,500件	
設備の状況	・漏洩検知器と堰の両方を 設置している設備	・漏洩検知器または堰のい ずれかを設置している設備	・漏洩検知器および堰のい ずれも設置していない設備	—
対応内容	現状の対策を継続	・2020年度第1四半期ま でに設備の管理状態を確認し、 追加対策の要否を検討する。	・速やかに(5月末を目途)設 備の管理状態を確認し、応急対 策を検討する。	—
対応状況	—	完了	完了	—

管理状態“A”：望ましい姿に合致している  
管理状態“B”：望ましい姿に合致していない

# 1/2号機排気筒ドレンサンプピット 内部調査状況(案)

2020年7月10日

**TEPCO**

---

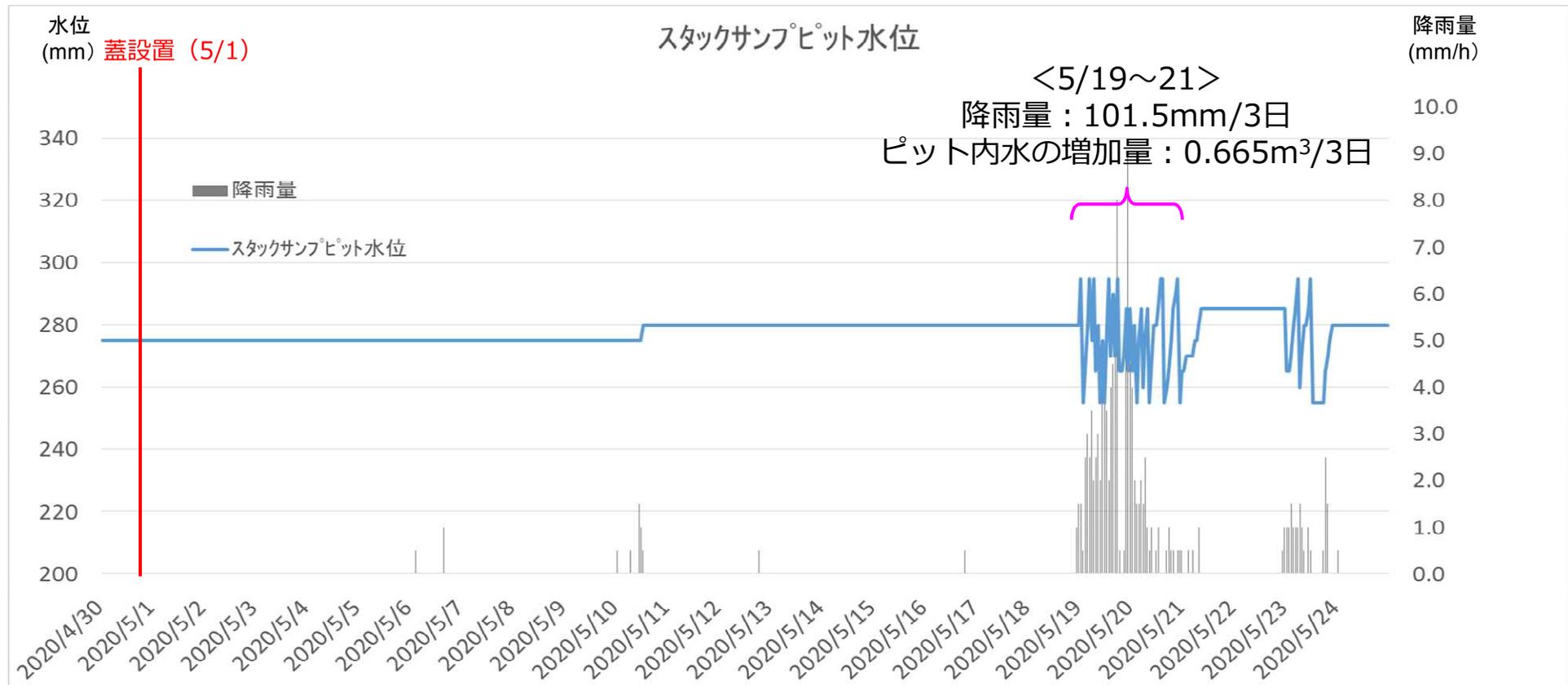
東京電力ホールディングス株式会社

# 1. 1 / 2号機排気筒ドレンサンプピット水位



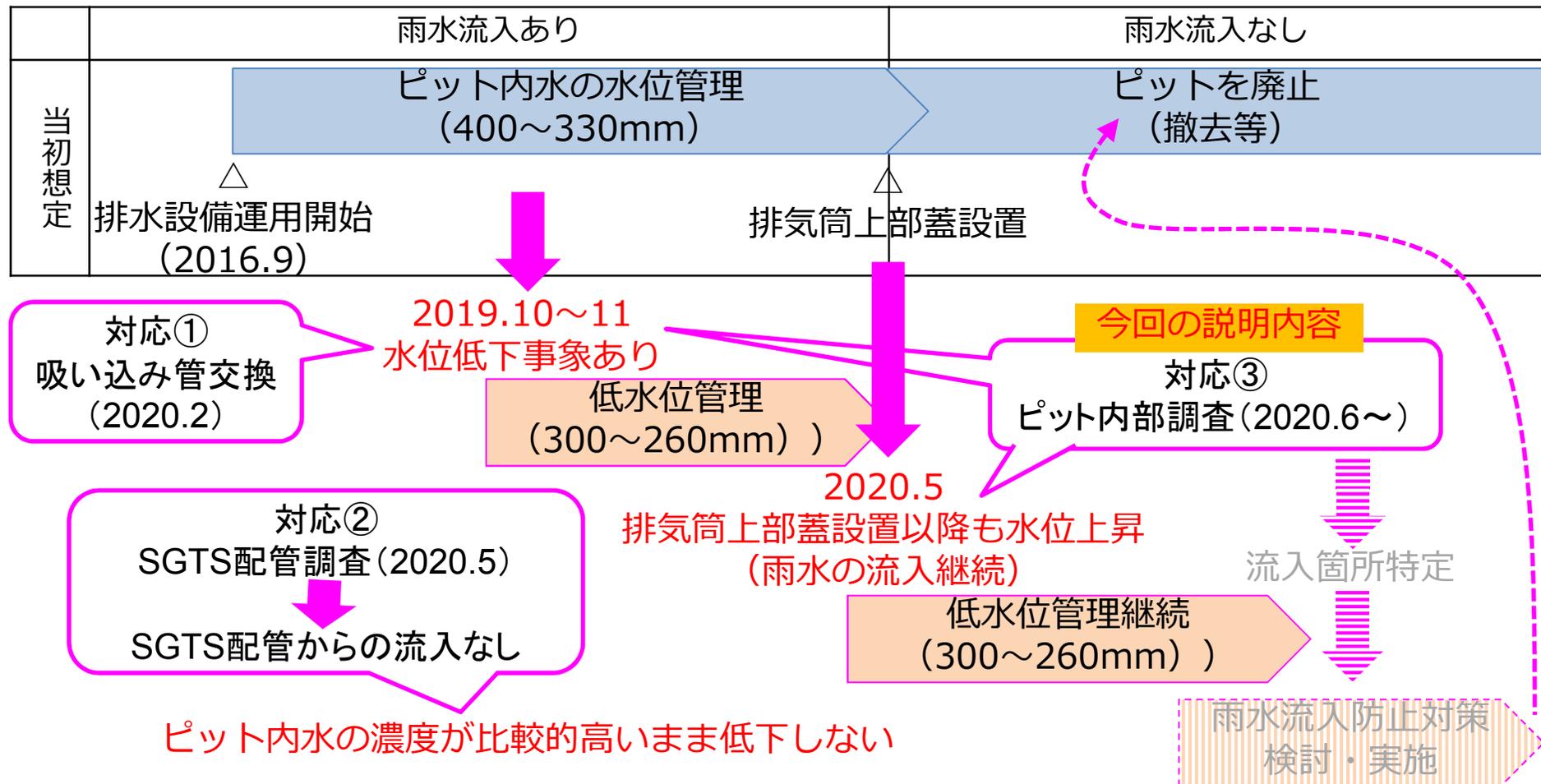
- 1 / 2号排気筒の解体が完了し、2020年5月1日に排気筒上部に蓋を設置。排気筒上部の開口は約99%閉塞された（蓋設置前：約8m<sup>2</sup>、蓋設置後：約0.1m<sup>2</sup>※）。
- しかしながら、蓋設置後も降雨によるピット内の水位変動が確認された。5/19～21の比較的まとまった降雨（降雨量101.5mm/3日）によるピットの内水の増加量（ピット水位上昇量から試算）は0.665m<sup>3</sup>/3日であった。
- 排気筒蓋の隙間面積と降雨量から排気筒蓋隙間からの雨水流入量を試算すると、約0.01m<sup>3</sup>/3日となる。
- 排気筒上部以外からのピットへの流入経路を探るため、ピット内部の調査を計画した。

※蓋側面切欠部と筒身段差部が重なる部分の面積。なお、蓋上部は可能な限り止水処理しており、雨水の流入はほぼ抑制できていると想定



## 2. 1 / 2号機排気筒ドレンサンプピットの対応経緯について

- 震災以降、1 / 2号機排気筒に入った雨水が1 / 2号機排気筒ドレンサンプピット（以下：ピット）に流れ込み、その水が地中等に漏れ出ている可能性があった。
- そのため、ピットの排水設備を設置し、ピット内水の水位管理を開始した。
- 排気筒上部への蓋設置等により雨水の流入がなくなり、ピット使用の必要性がなくなった際には、ピットの撤去等を進める予定。



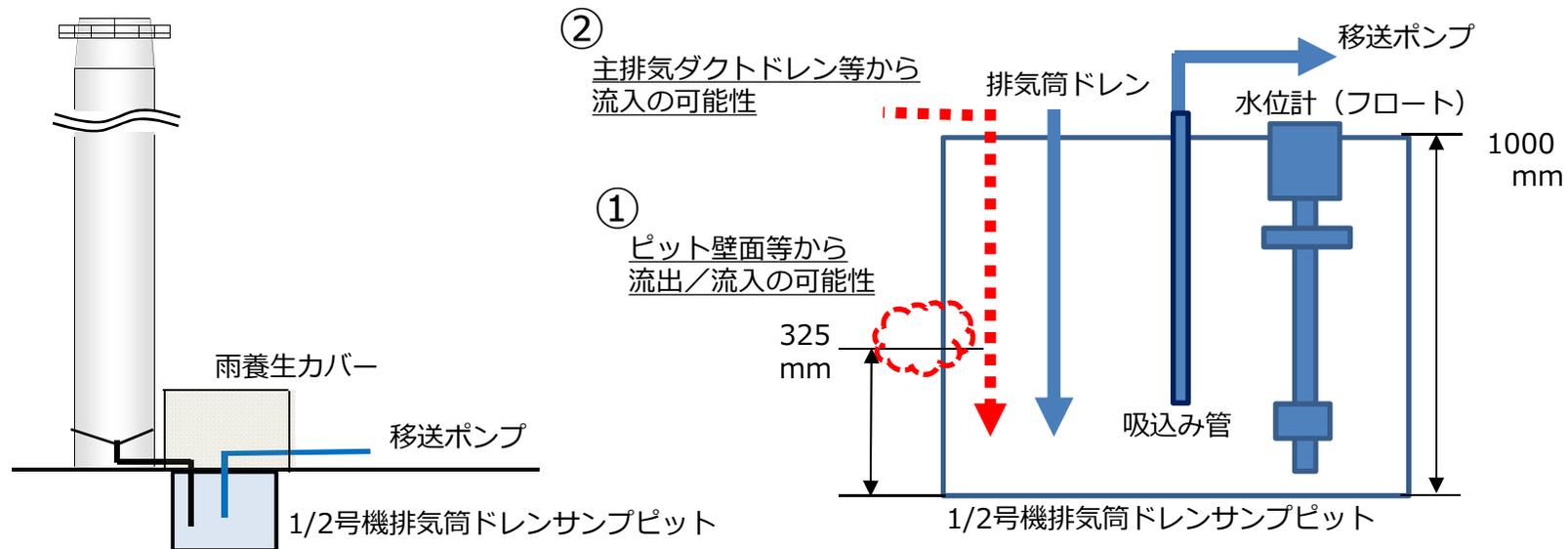
### 3. 1 / 2号機排気筒ドレンサンプピット内部調査

#### ■ これまでに水位変動が確認された事象

- ✓ ピット内水が移送されていないにも係わらず水位低下する。(325mmまで比較的顕著に表れる) ⇒水位制御範囲変更：当初400mm～330mm、現在300mm～260mm
- ✓ 排気筒蓋設置以降も、ピット水位が上昇している。

#### ■ 水位変動の推定要因

- ① ピット壁面等（325mm付近含む）に水位低下（流出）または水位上昇（流入）に繋がる要因がある可能性
- ② ピットに繋がる配管等から流入している可能性

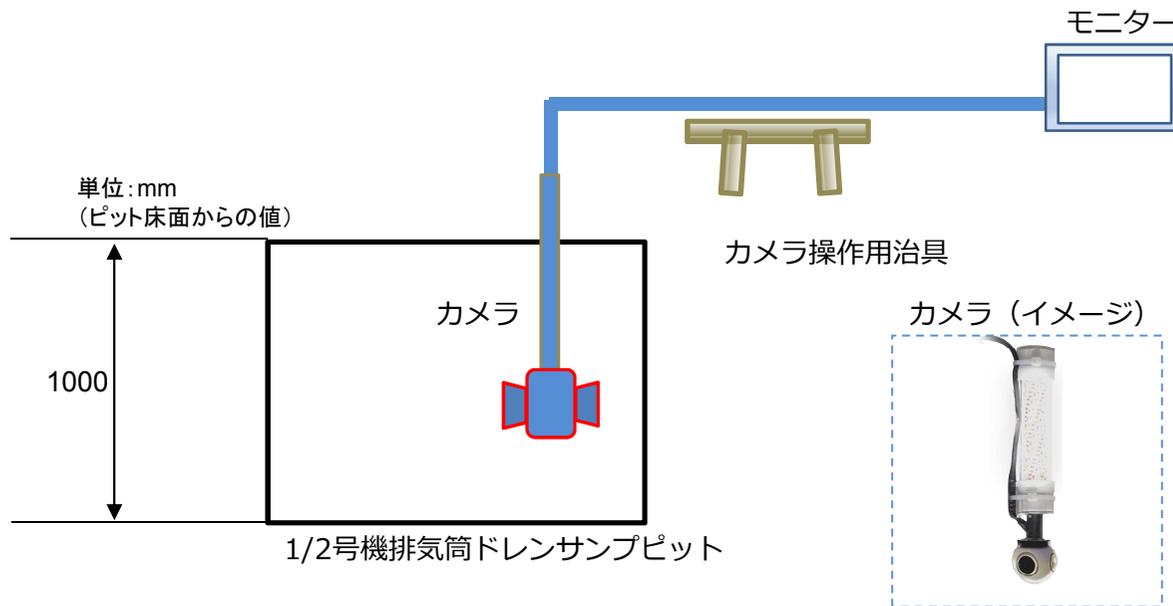


1 / 2号排気筒ドレンサンプ概要図

### 3. 1 / 2号機排気筒ドレンサンプピット内部調査

- 調査実施日：2020年6月30日
- 天候：曇り（降雨なし）

降雨なしのため、内部の状況について確認した。



#### ◆ 調査方法

- ✓ ピット水抜き後に吸込み管を取外し、カメラを挿入
- ✓ モニターで確認しながら、カメラ位置操作し内部状況を観察

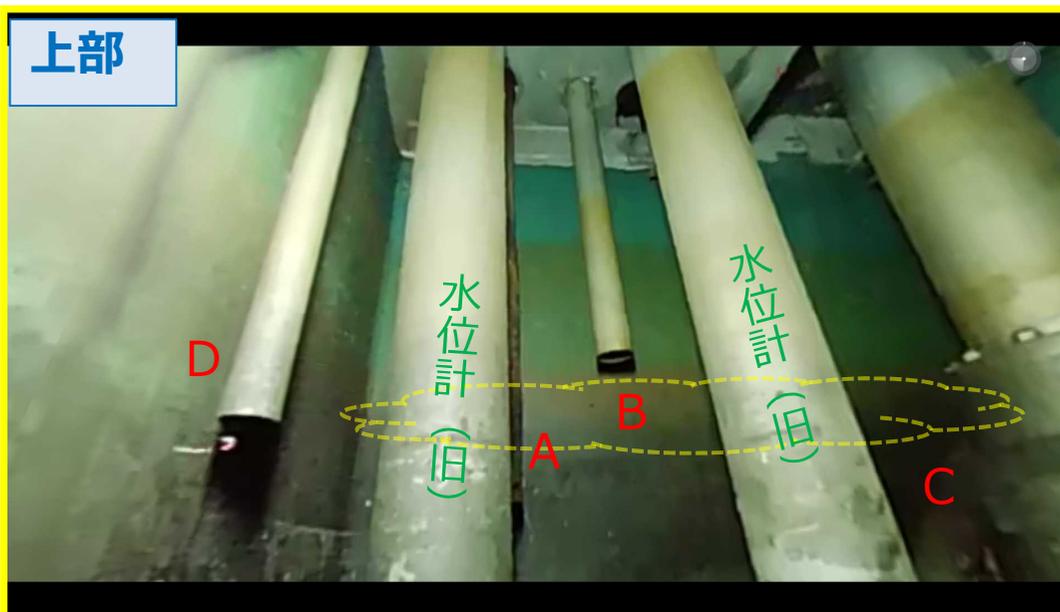
個人最大被ばく量：0.30mSv  
(吸込み管取外し作業)  
総被ばく量：2.22人・mSv

#### 被ばく低減対策

- ◆ ピット近傍で行う吸込み管交換およびカメラ挿入の作業時間を管理（最大3分/人）
- ◆ 吸込み管交換およびカメラ挿入は治具※を用いて距離を確保する。
- ◆ カメラ位置操作者の作業時間を管理（最大5分/人）
- ◆ カメラ操作は治具を用いてピットから距離を確保する 4～5m



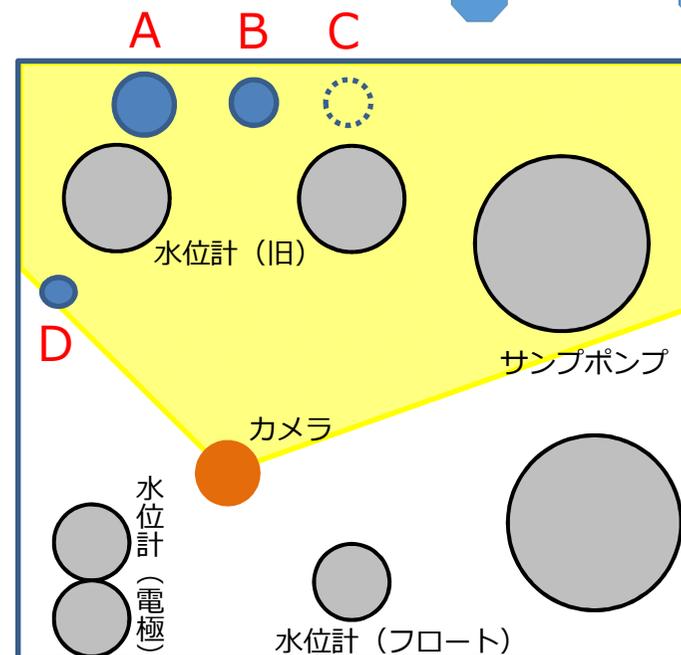
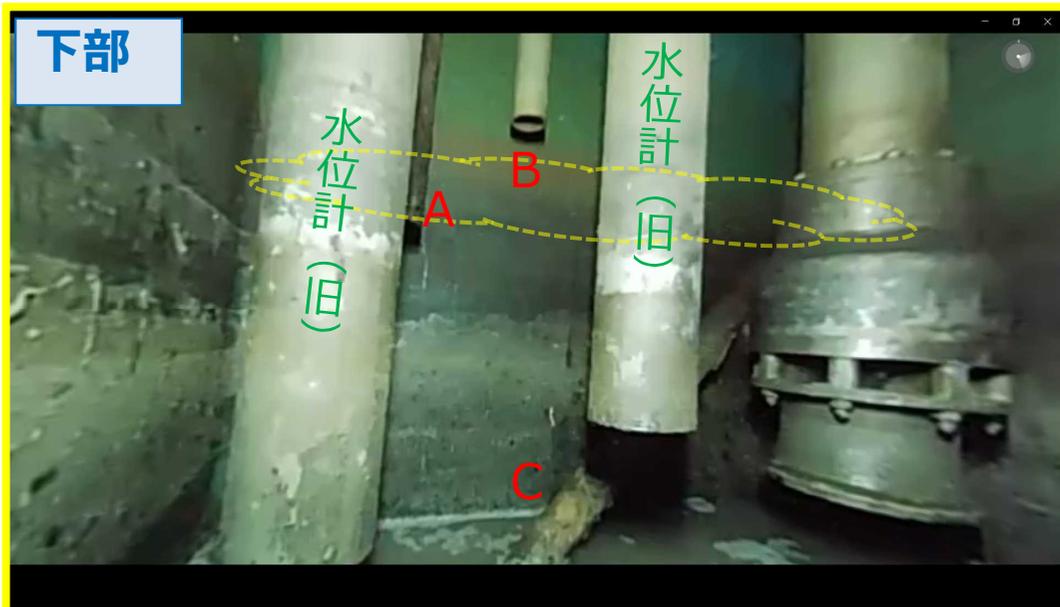
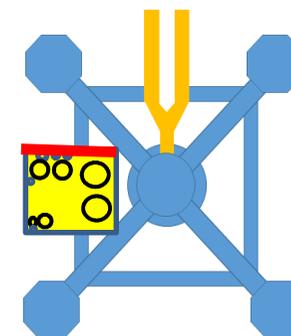
#### 4. 1 / 2号機排気筒ドレンサンプルピット内部調査状況 (東)



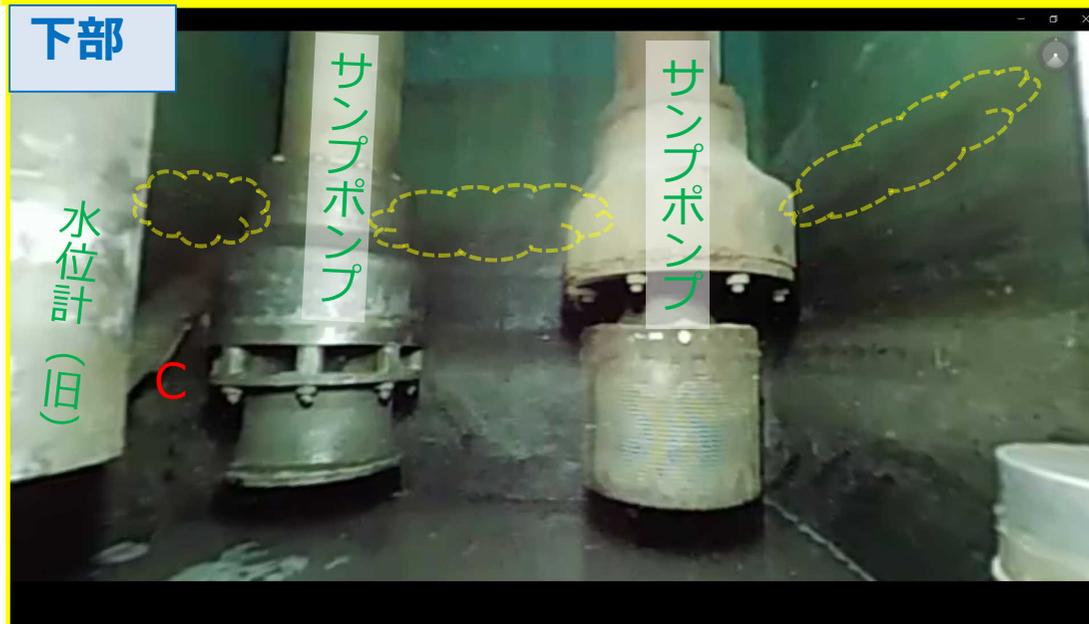
内壁面に流入／流出経路となるような跡は確認できなかった。  
配管については、サンプルポンプミニフロー配管が脱落していることを確認した。

○ : 床面より325mm付近

- A. 排気筒ドレン配管
- B. 主排気ダクトドレン配管
- C. サンプルポンプミニフロー配管
- D. 排気筒モニタドレン配管



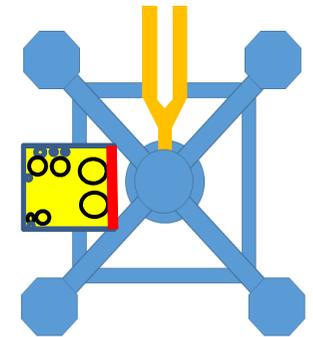
#### 4. 1 / 2号機排気筒ドレンサンプピット内部調査状況（南）



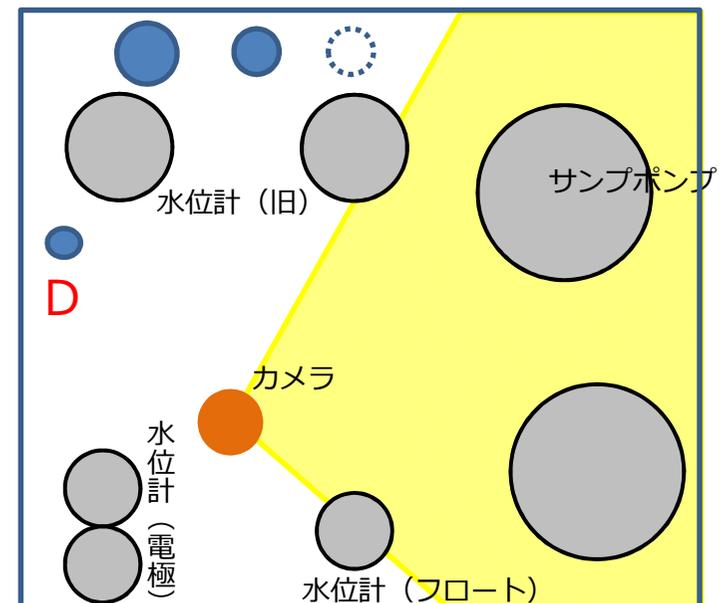
内壁面に流入／流出経路となるような跡は確認できなかった。  
配管については、サンプポンプミニフロー配管が脱落していることを確認した。

: 床面より325mm付近

- A.排気筒ドレン配管
- B.主排気ダクトドレン配管
- C.サンプポンプミニフロー配管
- D.排気筒モニタドレン配管



A B C

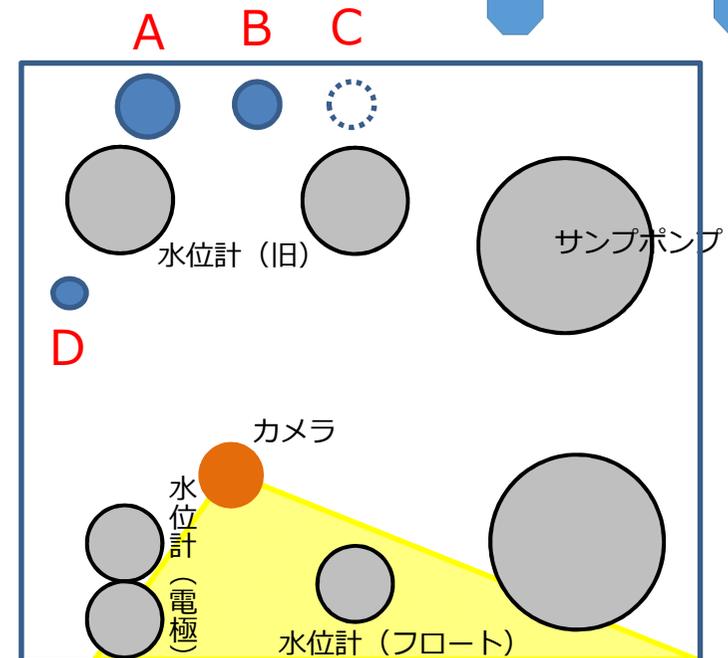
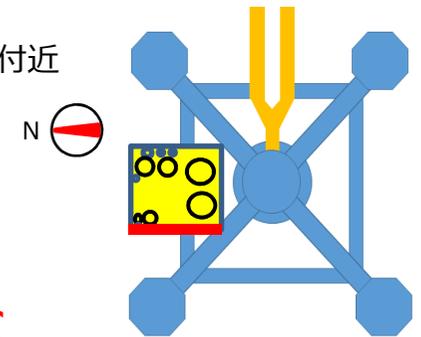


#### 4. 1 / 2号機排気筒ドレンサンプピット内部調査状況 (西)

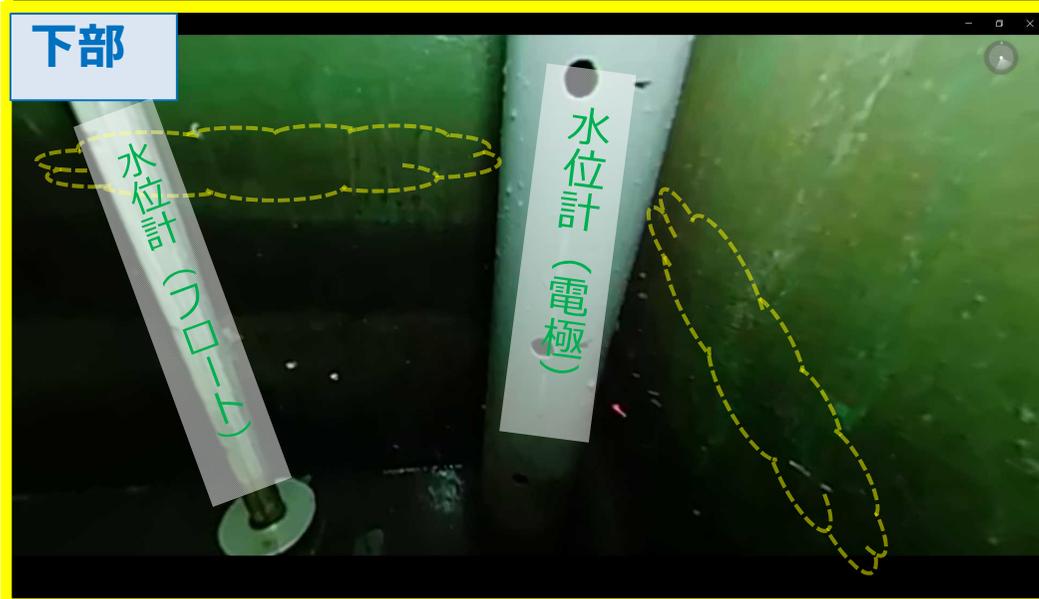


内壁面に流入／流出経路となるような跡は確認できなかった。

: 床面より325mm付近

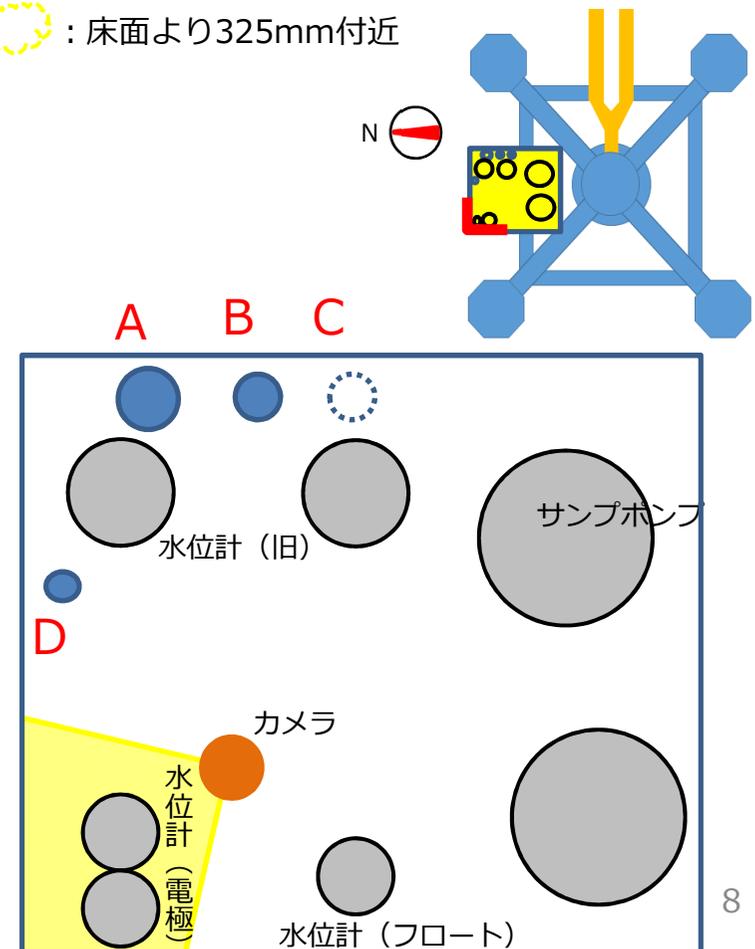


#### 4. 1 / 2号機排気筒ドレンサンプピット内部調査状況（北西）



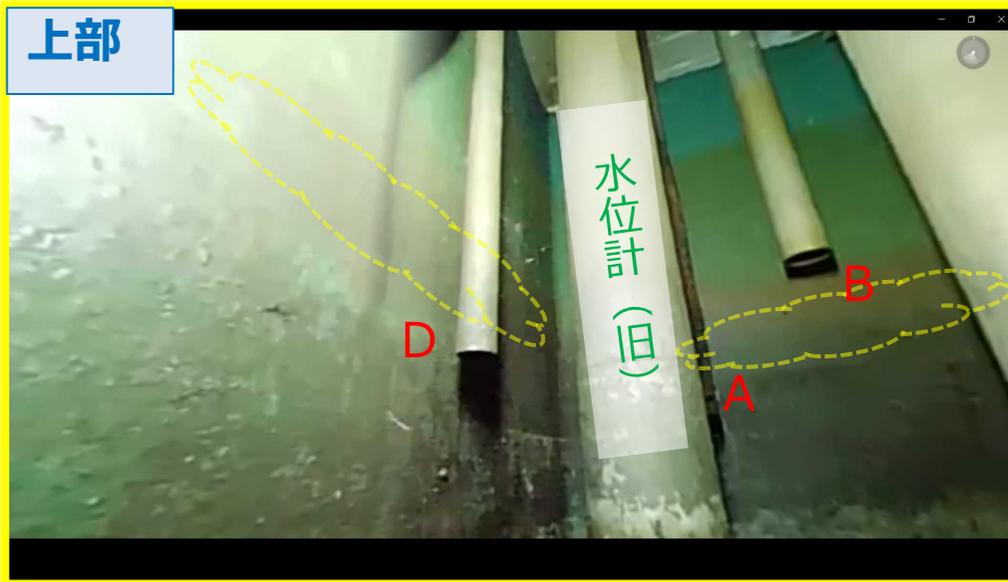
内壁面に流入／流出経路となるような跡は確認できなかった。

: 床面より325mm付近



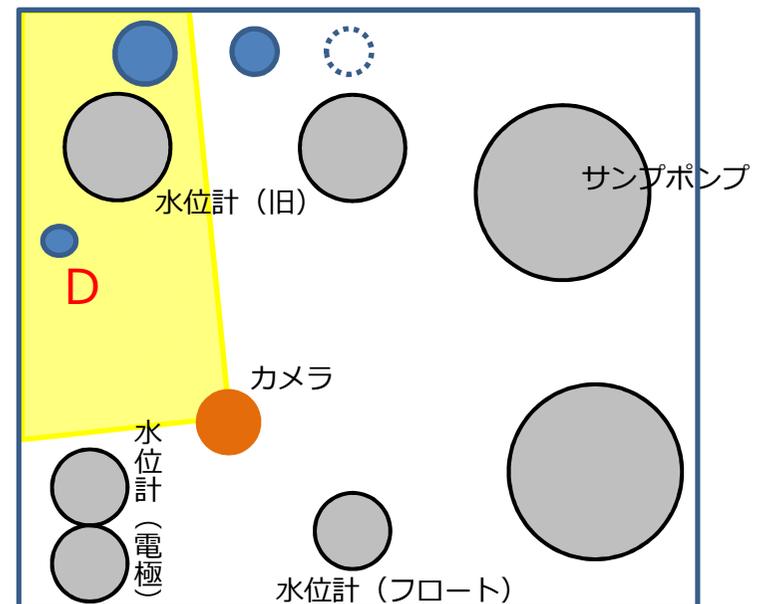
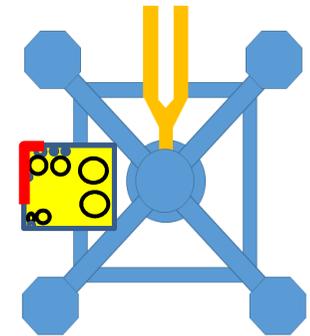
#### 4. 1 / 2号機排気筒ドレンサンプピット内部調査状況（北東）

内壁面に流入／流出経路となるような跡は確認できなかった。



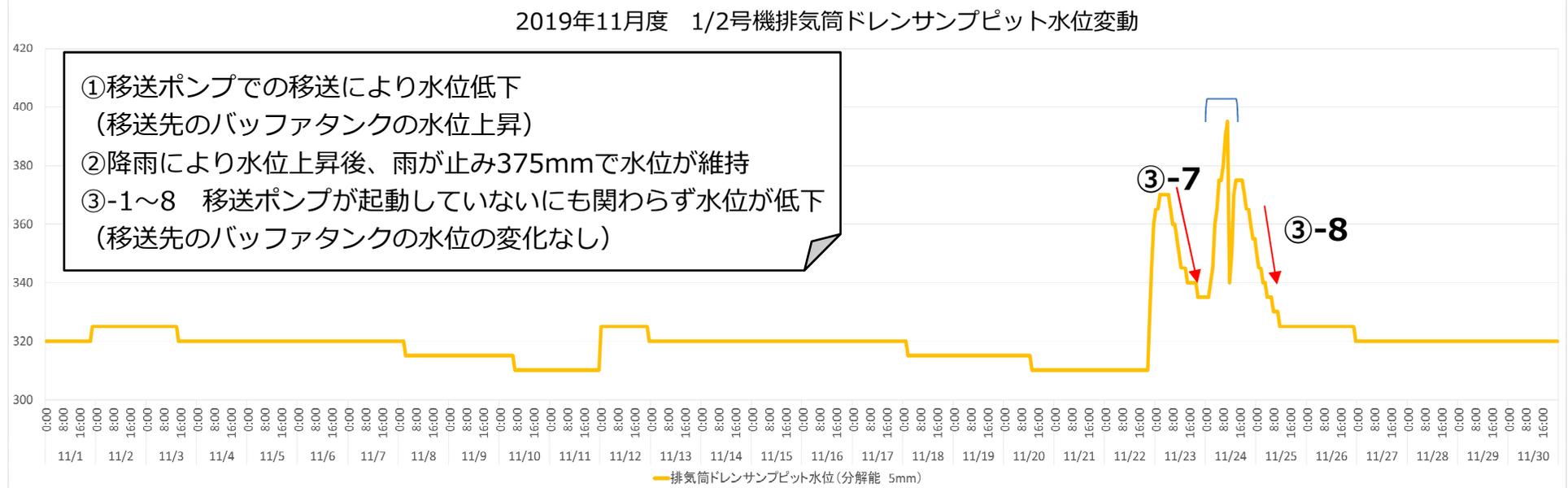
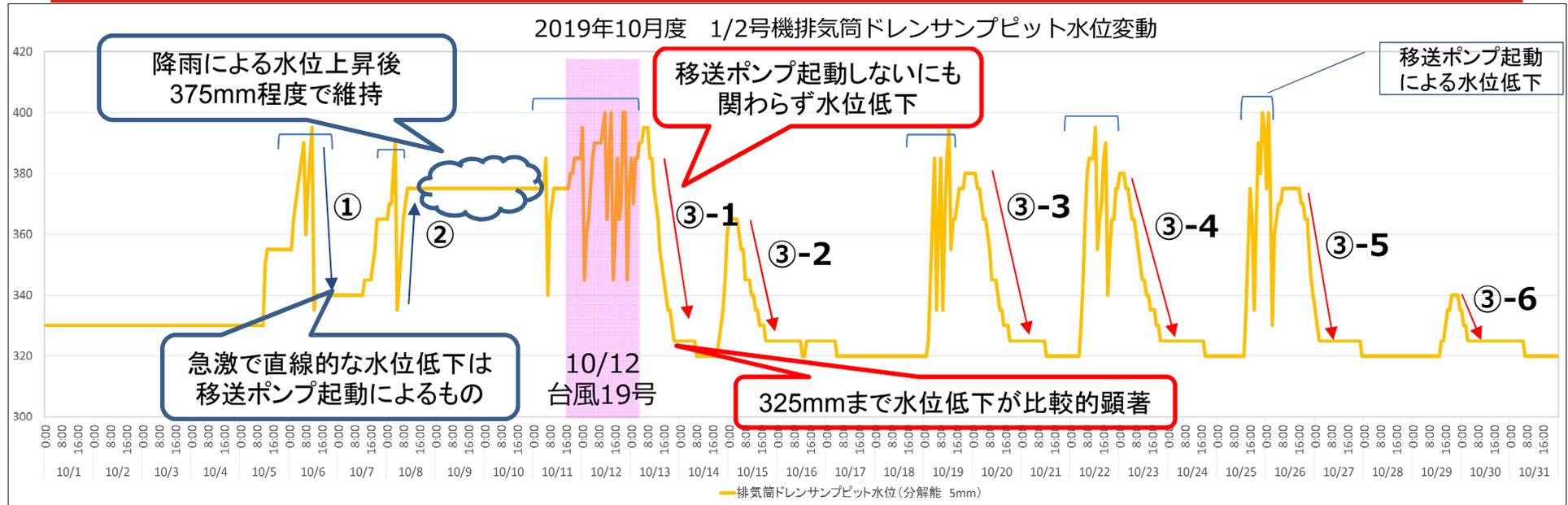
: 床面より325mm付近

- A. 排気筒ドレン配管
- B. 主排気ダクトドレン配管
- C. サンプポンプミニフロー配管
- D. 排気筒モニタドレン配管

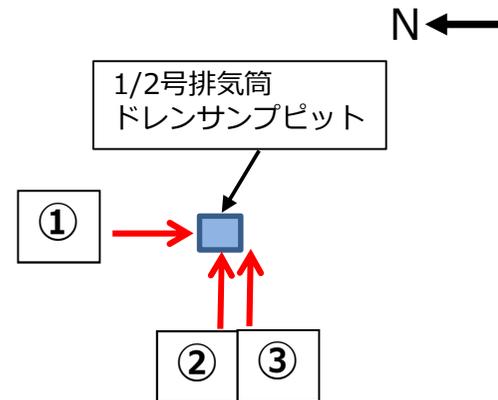




# <参考> 水位データ (2019年10月、11月)



# <参考> 周辺の線量

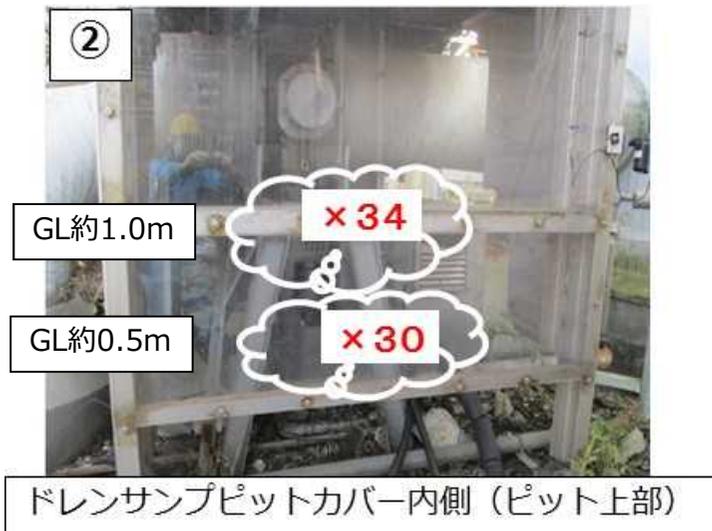


⊗ : 表面線量当量率[mSv/h]

× : 空間線量当量率[mSv/h]

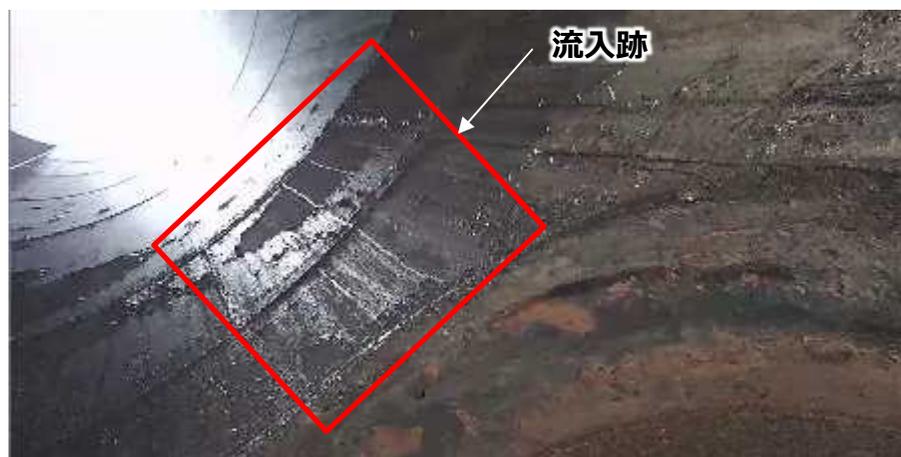
2019.12.9測定

測定器  
ホットスポットモニター  
(テレテクター)



(1) 内部確認結果

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



写真：排気筒内面状況(5/20雨天時)

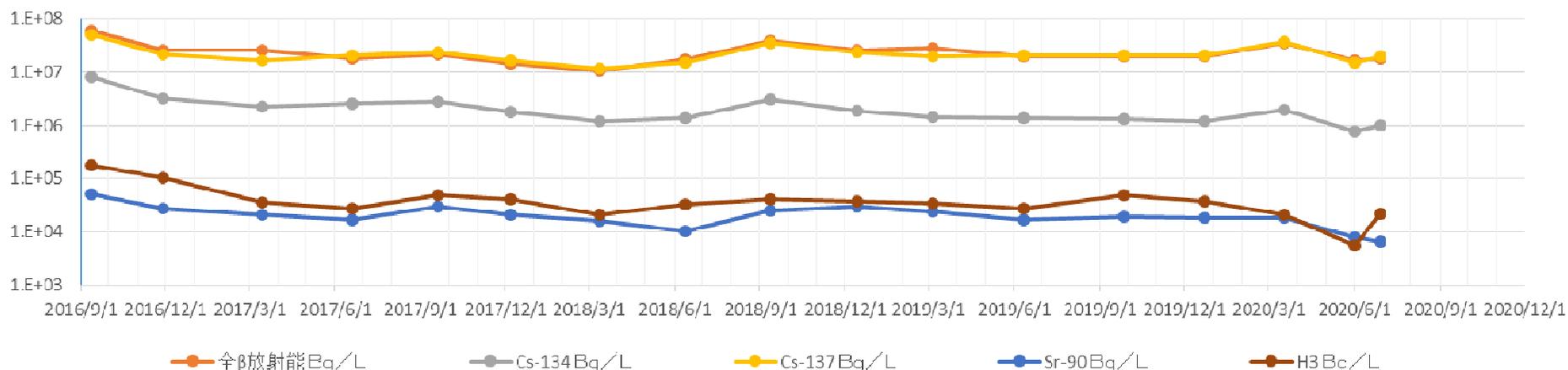


写真：SGTS配管状況(5/20雨天時)

# 〈参考〉 1 / 2号機排気筒ドレンサンプルピット水質分析結果

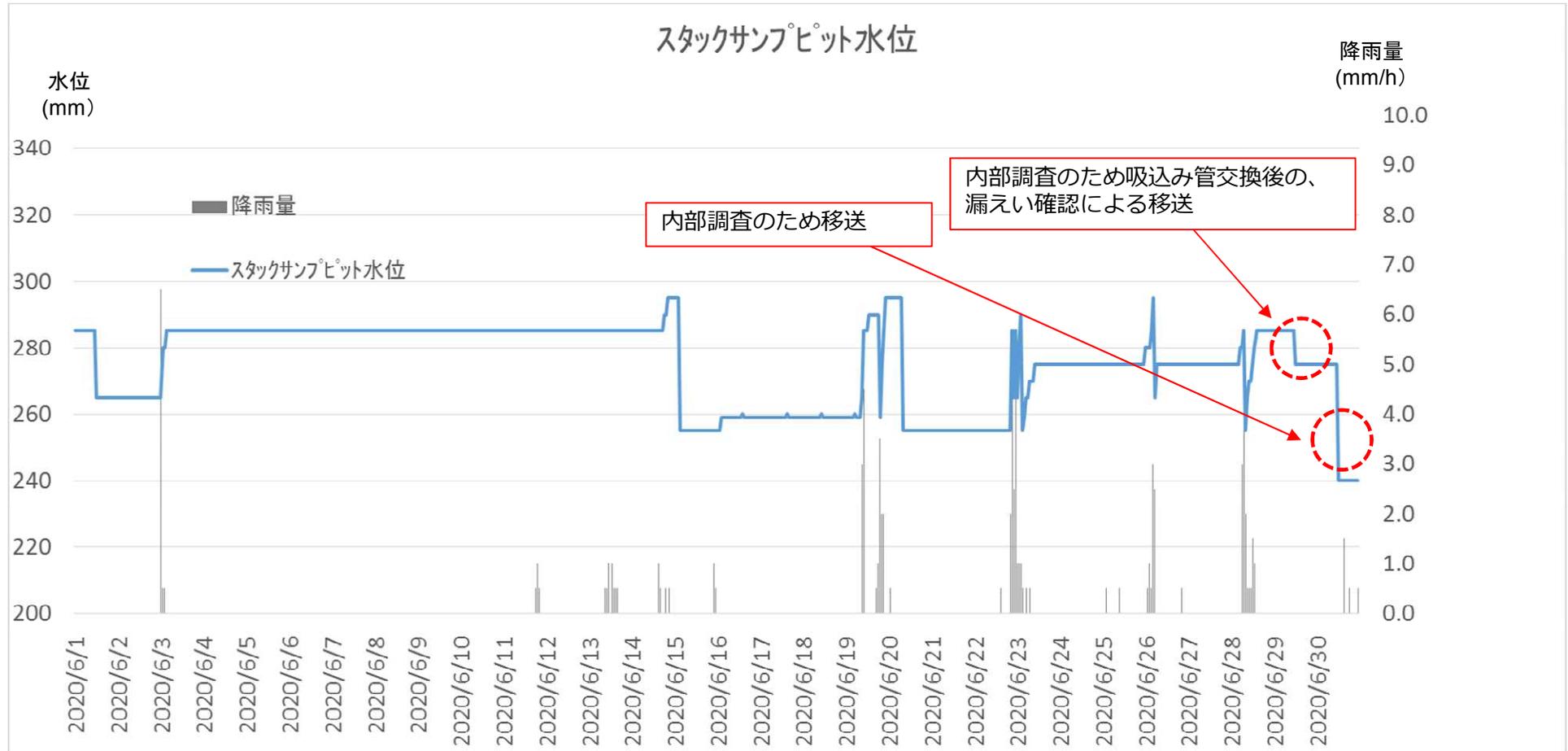


1/2号機排気筒ドレンサンプルピット溜まり水分析結果



採取日	全β放射能	Cs-134	Cs-137	Sr-90	H3
	Bq/L	Bq/L	Bq/L	Bq/L	Bq/L
2016/9/12	5.959E+07	8.254E+06	5.190E+07	5.097E+04	1.731E+05
2016/11/28	2.601E+07	3.218E+06	2.157E+07	2.695E+04	1.054E+05
2017/3/14	2.590E+07	2.286E+06	1.683E+07	2.084E+04	3.524E+04
2017/6/19	1.818E+07	2.596E+06	2.094E+07	1.692E+04	2.757E+04
2017/9/19	2.180E+07	2.776E+06	2.375E+07	2.949E+04	4.791E+04
2017/12/6	1.477E+07	1.775E+06	1.645E+07	2.055E+04	4.140E+04
2018/3/12	1.067E+07	1.191E+06	1.159E+07	1.626E+04	2.108E+04
2018/6/12	1.748E+07	1.371E+06	1.513E+07	1.033E+04	3.260E+04
2018/9/12	3.966E+07	3.071E+06	3.566E+07	2.498E+04	3.979E+04
2018/12/14	2.612E+07	1.887E+06	2.387E+07	3.007E+04	3.745E+04
2019/3/5	2.800E+07	1.448E+06	1.978E+07	2.366E+04	3.439E+04
2019/6/11	1.975E+07	1.399E+06	2.104E+07	1.657E+04	2.762E+04
2019/9/27	2.000E+07	1.331E+06	2.118E+07	1.909E+04	4.761E+04
2019/12/23	2.016E+07	1.224E+06	2.132E+07	1.833E+04	3.645E+04
2020/3/17	3.495E+07	1.960E+06	3.749E+07	1.843E+04	2.090E+04
2020/6/1	1.632E+07	7.642E+05	1.557E+07	7.899E+03	5.530E+03
2020/6/29	1.802E+07	9.935E+05	1.953E+07	6.666E+03	2.150E+04

# 〈参考〉 1 / 2号機排気筒ドレンサンプルピット水位 (2020.6)



# 1/2号機SGTS配管撤去に向けた 今後の調査方針について（案）

2020年7月10日

**TEPCO**

---

東京電力ホールディングス株式会社

# 1. 概要

## ■ 目的

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

- 1/2号機廃棄物処理設備建屋（以下Rw/B）雨水対策工事に干渉していること。
- 1号機原子炉建屋（以下R/B）大型カバー設置工事に干渉していること。
- 現場環境の改善（線量低減）を図ること。

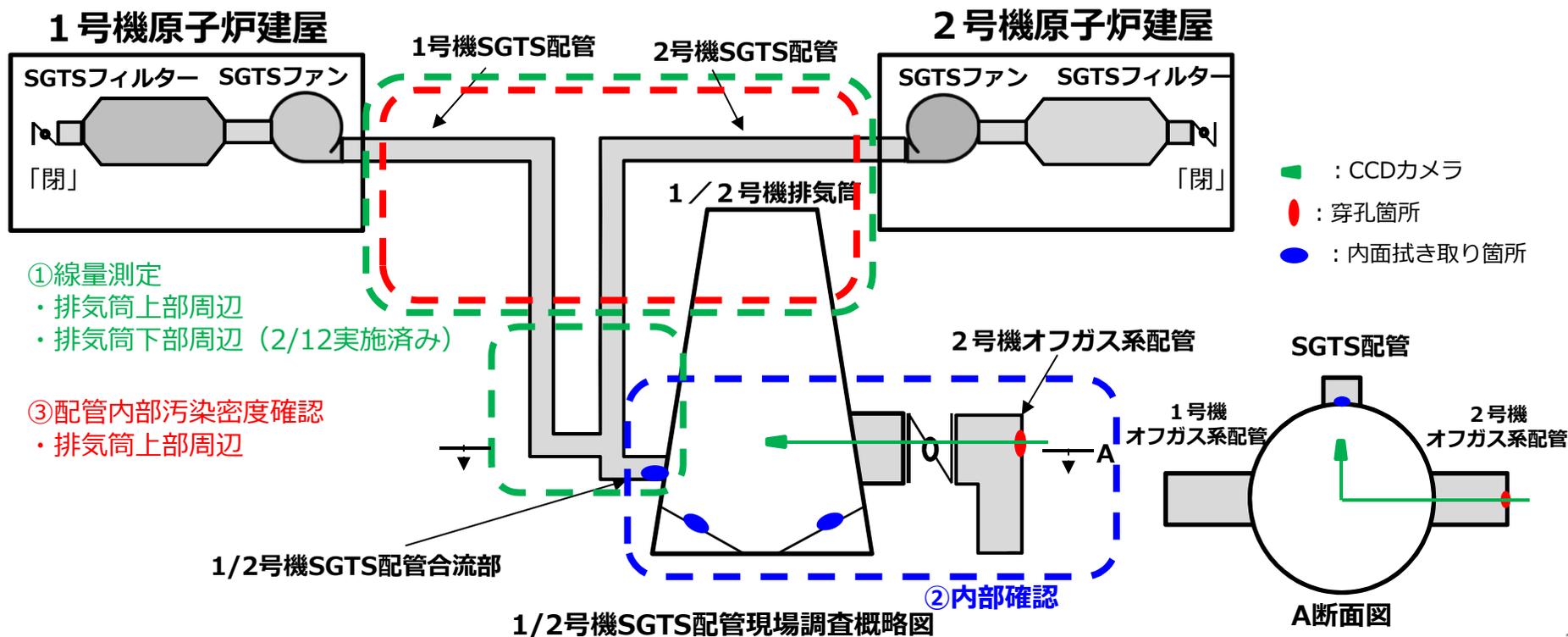


# 1. 1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施状況

1/2号機非常用ガス処理系(以下、SGTS)配管撤去に向けた現場調査のうち、排気筒内部の調査及びSGTS配管近傍線量調査を実施した。以下にその状況を報告する。

- 撤去工法の検討
  - ・ SGTS配管近傍放射線量率／外面調査 (5/14、15)
  - ・ 雨天時の主排気筒底部の状況確認 (5/20)
  - ・ **SGTS配管内部汚染密度確認 (今後実施予定)**
- 福島第一原子力発電所事故過程の解明に資する調査
  - ・ 主排気筒底部の線量測定 (4/6、9、5/20、6/5)
  - ・ 主排気筒内部の内面拭き取りサンプリング (5/20、6/5)

赤字：今回、報告



### ■ SGTS配管撤去工法の検討

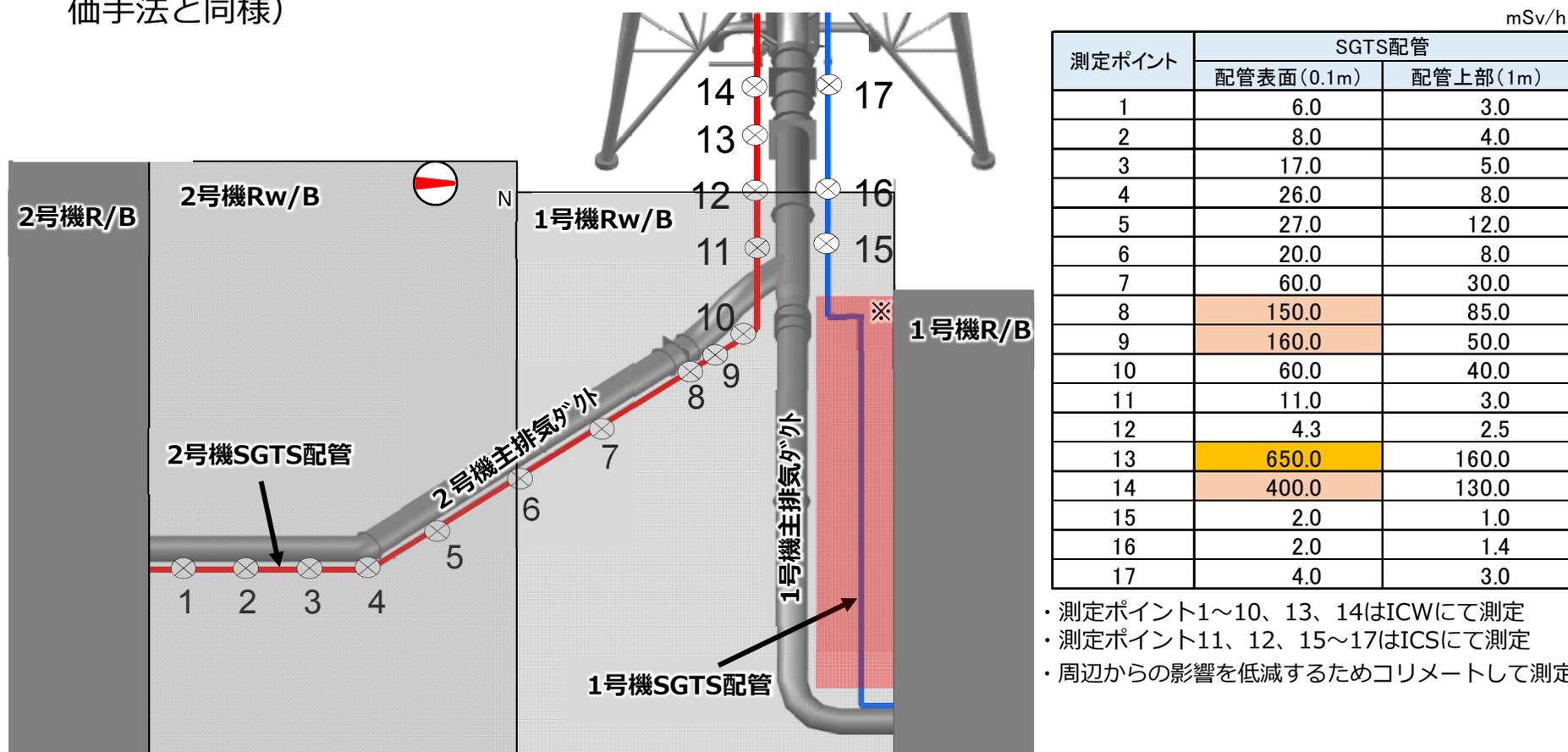
- 撤去工法の検討を行うため、SGTS配管外面近傍の放射線量率測定及び配管の健全性調査を実施。
  - 1号機及び2号機Rw/B上部のSGTS配管近傍の放射線量を測定し、2号機側に高い放射線量が確認された。（最大約650mSv/h）
  - 排気筒下部周辺のSGTS配管線量調査を実施し、最大で排気筒接続部にて約4.3Sv/hを確認した。
  - 配管外面確認の結果、瓦礫の衝突が原因と思われる配管表面の防水・防食テープ剥離が確認されたが、割れ等は確認されなかった。
- 1/2号機排気筒ドレンサンプルピット水が高濃度のまま継続している要因として、SGTS配管内部からの流入が考えられたことから、排気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

## 2-2. 1/2号機SGTS配管調査結果

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

### 3-1. 配管内部汚染密度確認

- 配管撤去時の拡散評価をするために、ガンマ線スペクトル測定を行い、既に採取している配管線量データと合わせて、解析を行い、配管内部汚染分布を評価する。
- 配管外側から、クレーン吊りした測定装置でガンマ線スペクトルを測定し、線量測定箇所（右図中のNo.1~12,15~17）の核種の定性を行う。モンテカルロコードによる配管内部に付着した汚染量を算出し、切断時の飛散率をかけてダストの拡散評価を行う。（1/2号排気筒上部解体時の評価手法と同様）



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

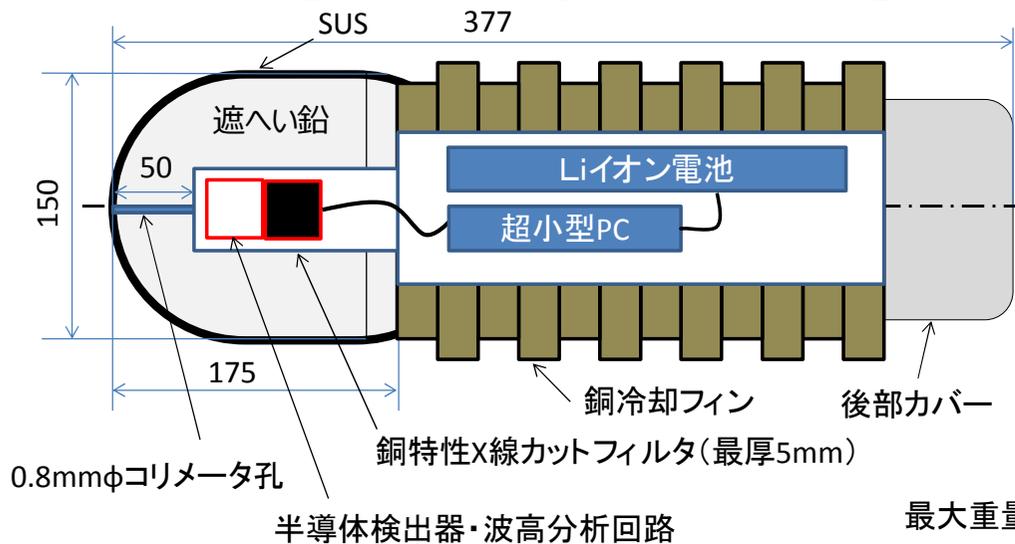
※ 1号機原子炉建屋カバー架構下部のため、クレーンによる線量測定不可

### 3-2. スペクトル測定器の概要

#### ■ 測定器の外観



#### ■ 測定器の構造（内部に半導体検出器、PC等をセット）



最大重量: 50kg

#### ■ 半導体検出器※1、PC、バッテリー

#### ■ 吊り上げ架台※2

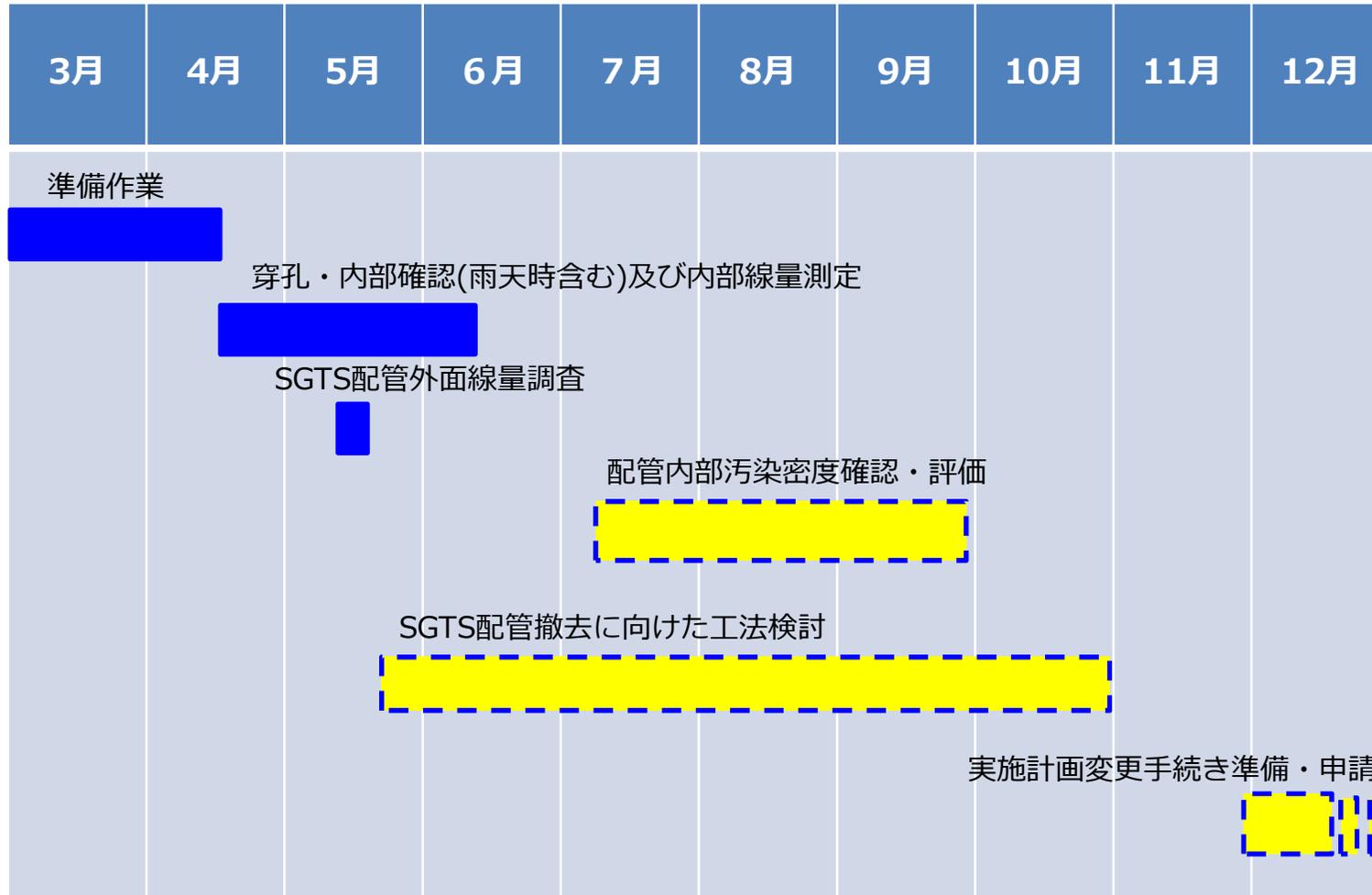


※1: CdZnTe半導体を用いたガンマ線検出器

## 4. 今後のスケジュール

### ○今後の予定（日程調整中）

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



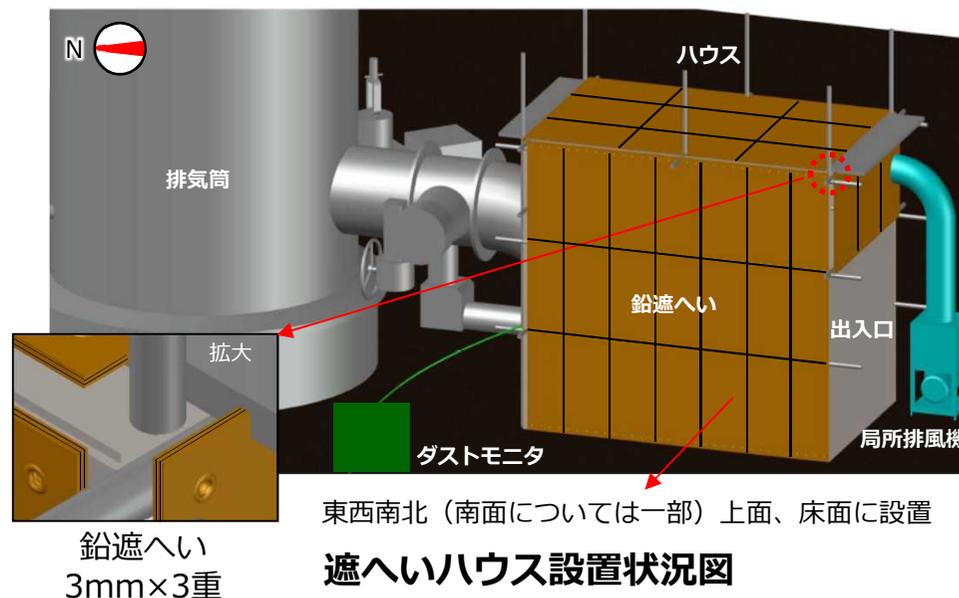
以下、参考資料

## ○作業概要

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

## ○ダスト状況

作業前後にて有意な変動なし



## ○現在までの被ばく線量

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

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

## ○ 内部確認

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



## ○ 排気筒底部堆積状況

- ・ホッパー（ろうと）部の容積は約0.7m<sup>3</sup>
- ・画像から堆積物は概ねホッパー全面に堆積しているが、図2に示す通り中央部が厚く外周方向に向けて薄く堆積している状態で外周部では錆びた地肌も確認できる。
- ・飛散防止剤はホッパー中央部の堆積物上に溜まっていることから、中央がやや沈みこんでいると考えられるため、堆積物の量は0.7m<sup>3</sup>より小さい。
- ・排気筒底部の堆積物は、経年的に劣化した排気筒内面のライニング片や錆、砂礫等であると考えるが、堆積した時期については排気筒設置後（約50年）のどの時期であるかは断定できない。

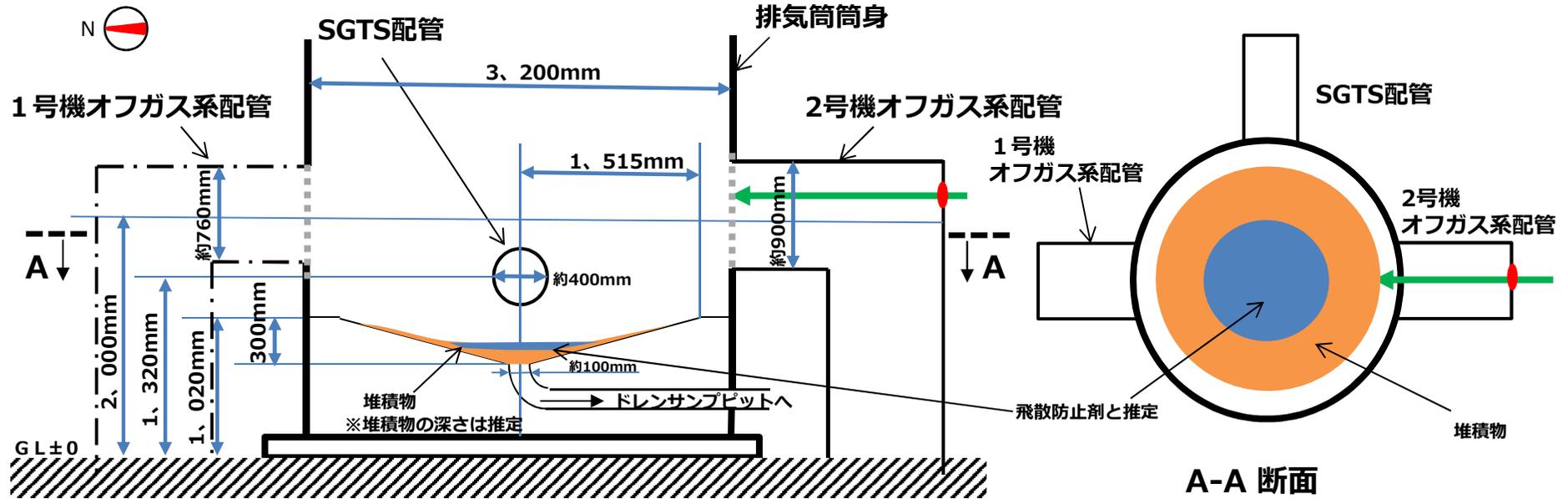


図2：1/2号機排気筒下部（堆積状況）断面図

●：穿孔箇所

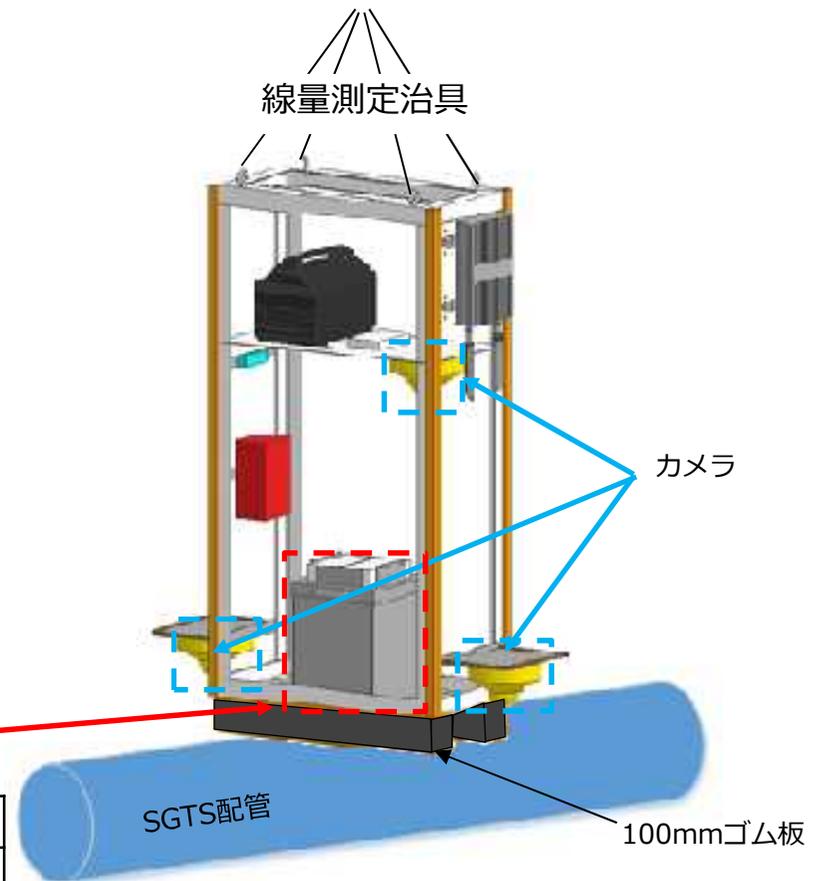
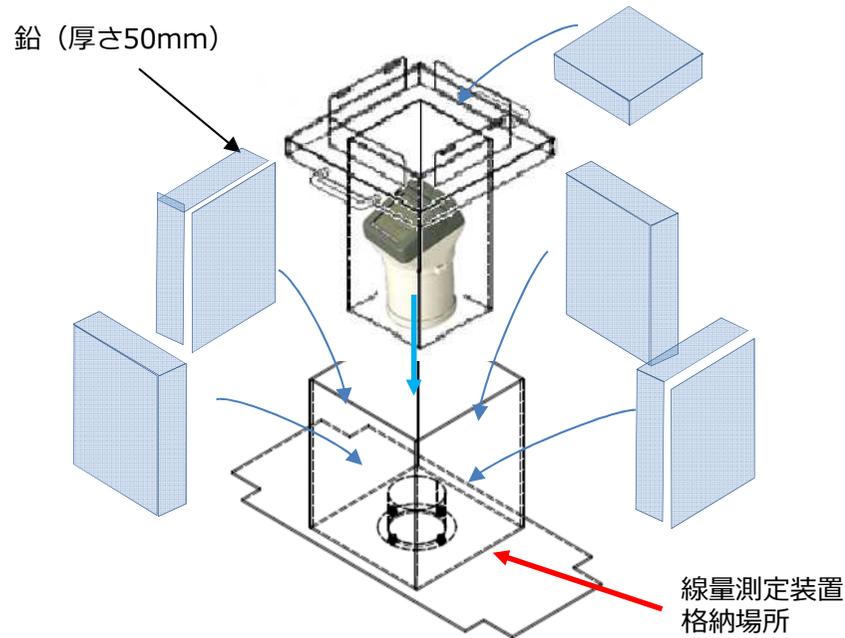
# SGTS配管近傍線量調査について

## ○ 実施内容

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

## ○ 実施日

5月14日（木）、5月15日（金）

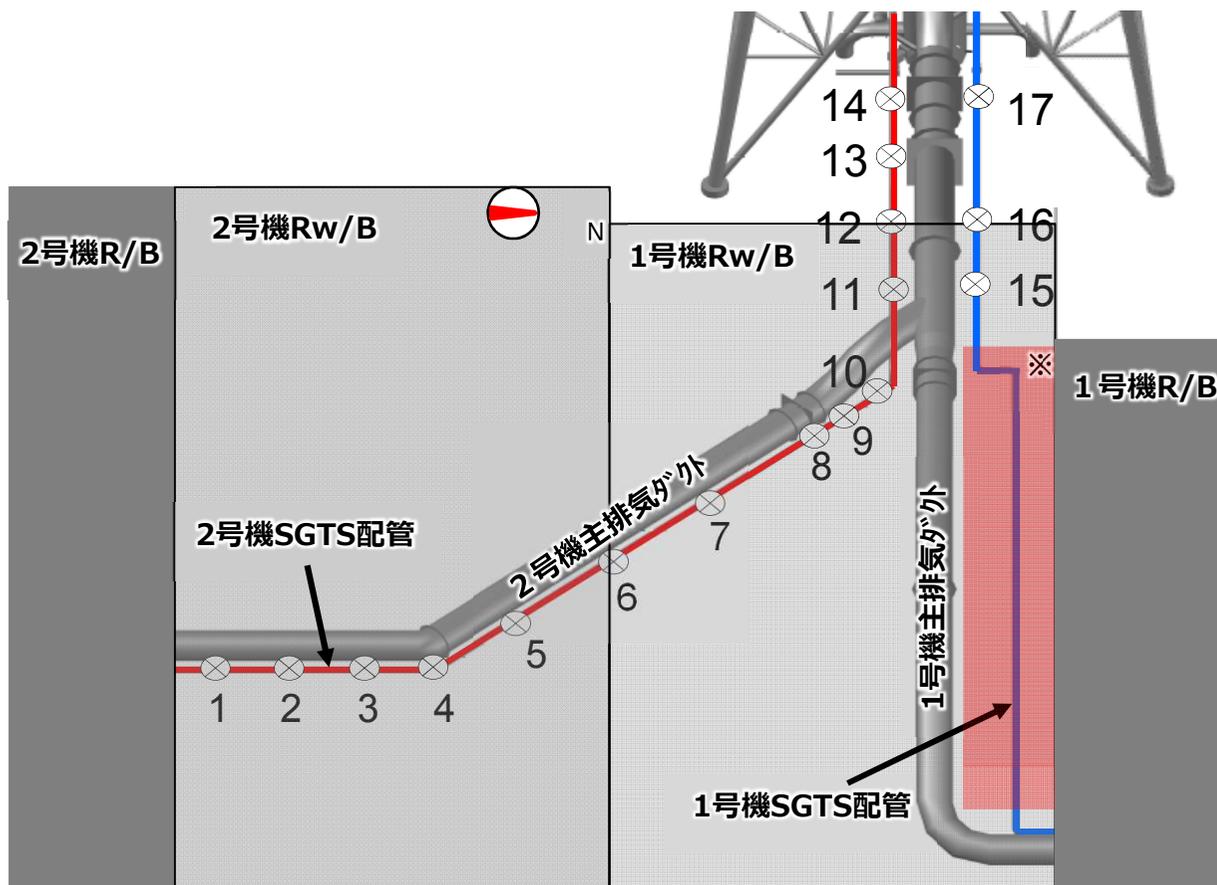


SGTS配管外面線量測定イメージ図

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

## (1) SGTS配管近傍線量調査結果

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



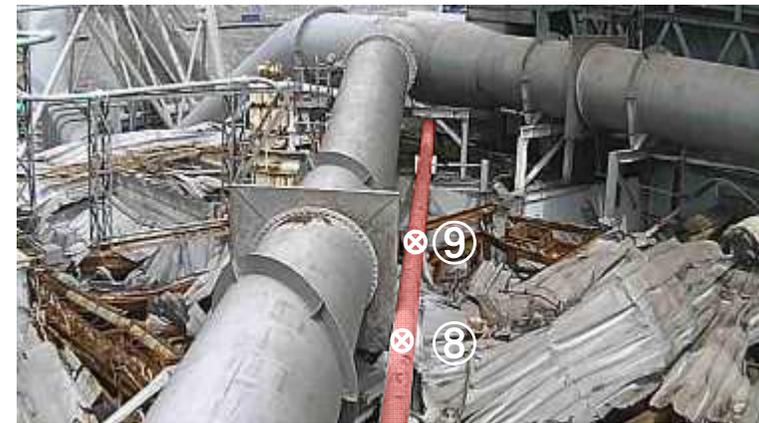
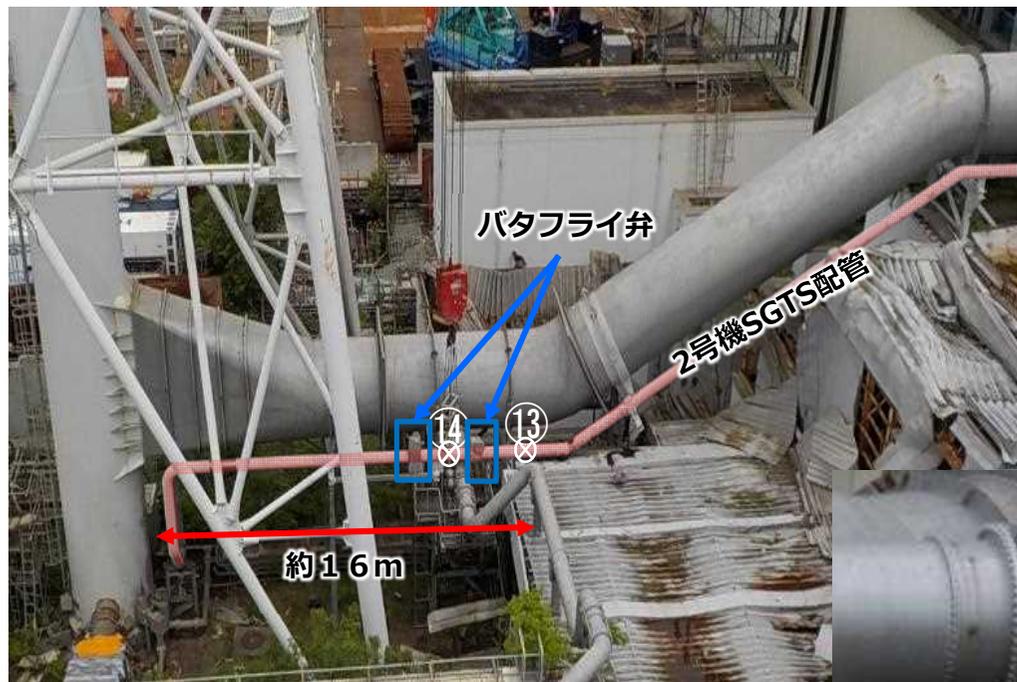
測定ポイント	SGTS配管	
	配管表面(0.1m)	配管上部(1m)
1	6.0	3.0
2	8.0	4.0
3	17.0	5.0
4	26.0	8.0
5	27.0	12.0
6	20.0	8.0
7	60.0	30.0
8	150.0	85.0
9	160.0	50.0
10	60.0	40.0
11	11.0	3.0
12	4.3	2.5
13	650.0	160.0
14	400.0	130.0
15	2.0	1.0
16	2.0	1.4
17	4.0	3.0

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

※ 1号機原子炉建屋カバー架構下部のため、クレーンによる線量測定不可

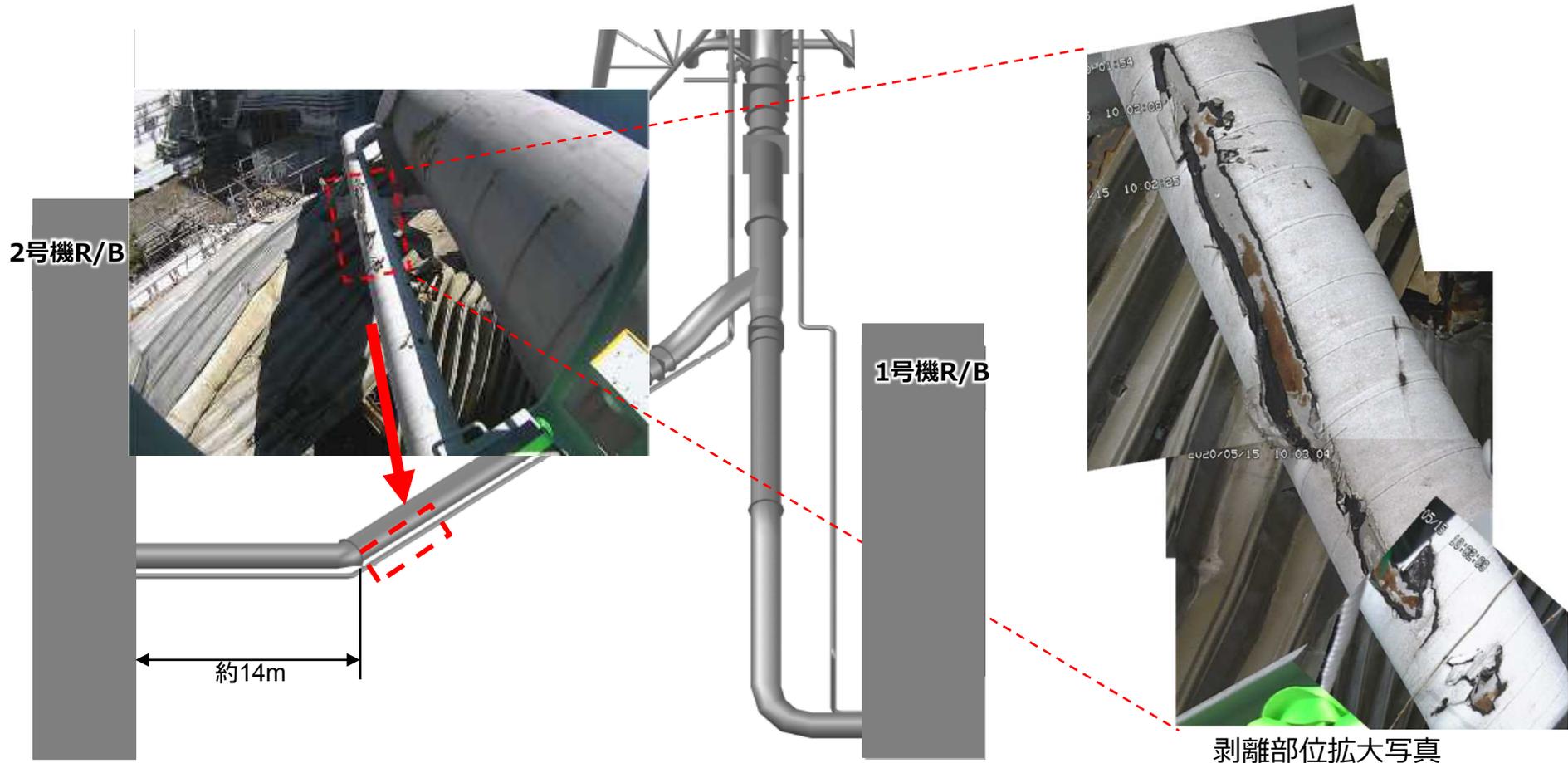
## (2) 高線量箇所について

- ・ 高い放射線量が確認された、No.13(650mSv/h)及びNo.14(400mSv/h)付近にはバタフライ弁が設置されているため、放射性物質が止まりやすい環境も考えられる。
  - ・ 一方、No.8/9(⑧150mSv/h、⑨160mSv/h) に関しては水平配管部分であった。
- ※周辺からの影響を低減するためコリメートして測定。(測定方法はP3参照)



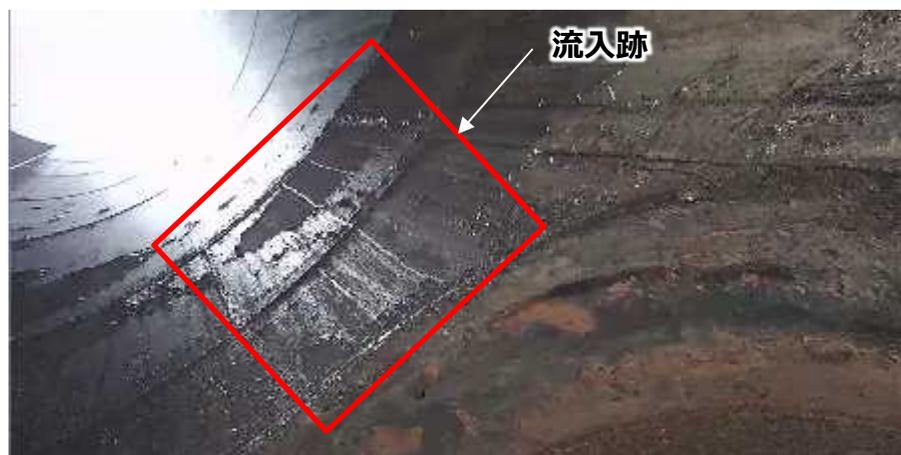
## (1) 配管外面確認結果

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



## (1) 内部確認結果

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



写真：排気筒内面状況（5/20雨天時）



写真：SGTS配管状況（5/20雨天時）

## (2) 線量測定結果

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

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

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

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

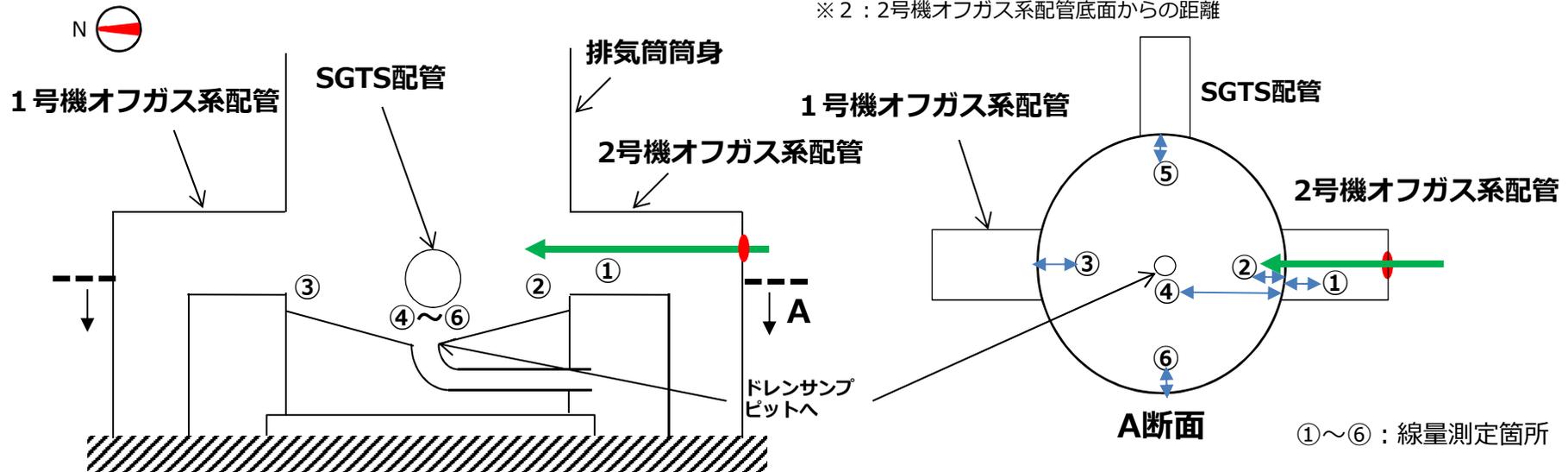


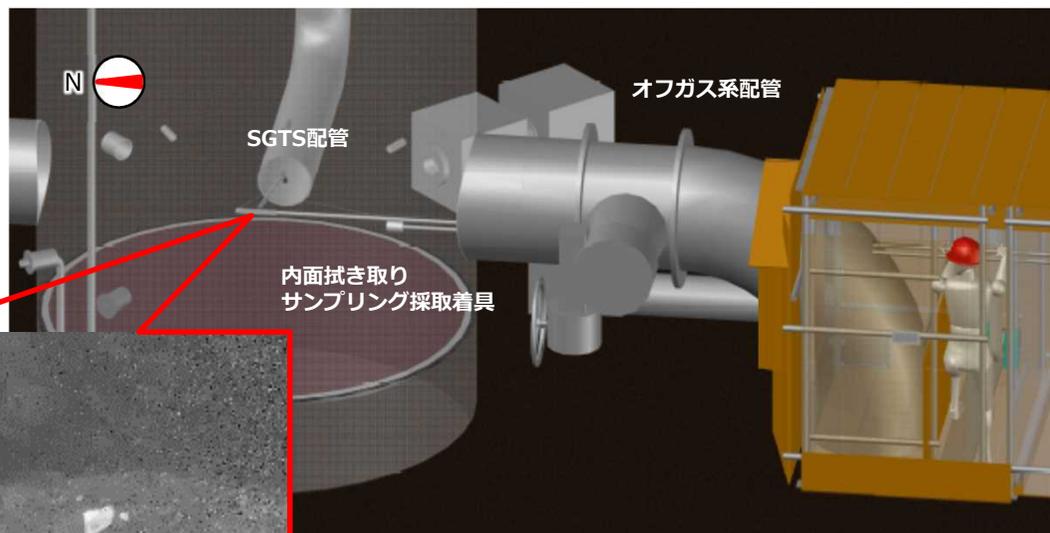
図1：1/2号機排気筒下部断面図

①～⑥：線量測定箇所

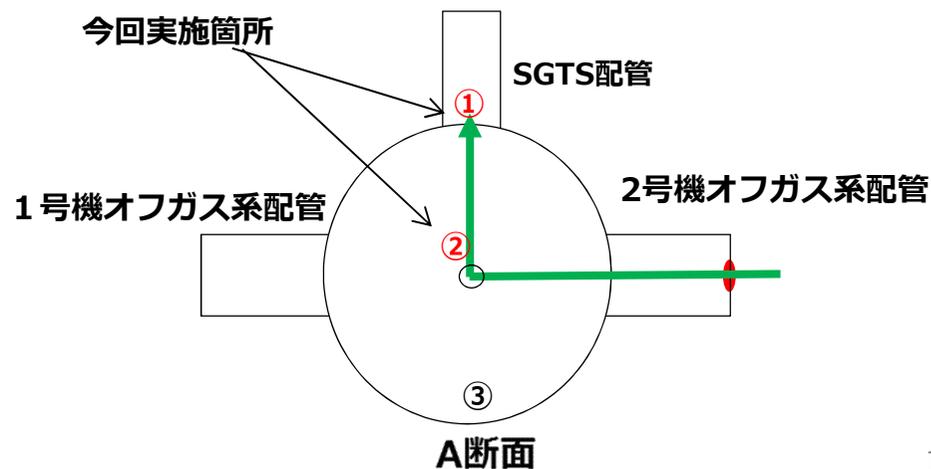
●：穿孔箇所

## (1) 内面拭き取りサンプリング

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

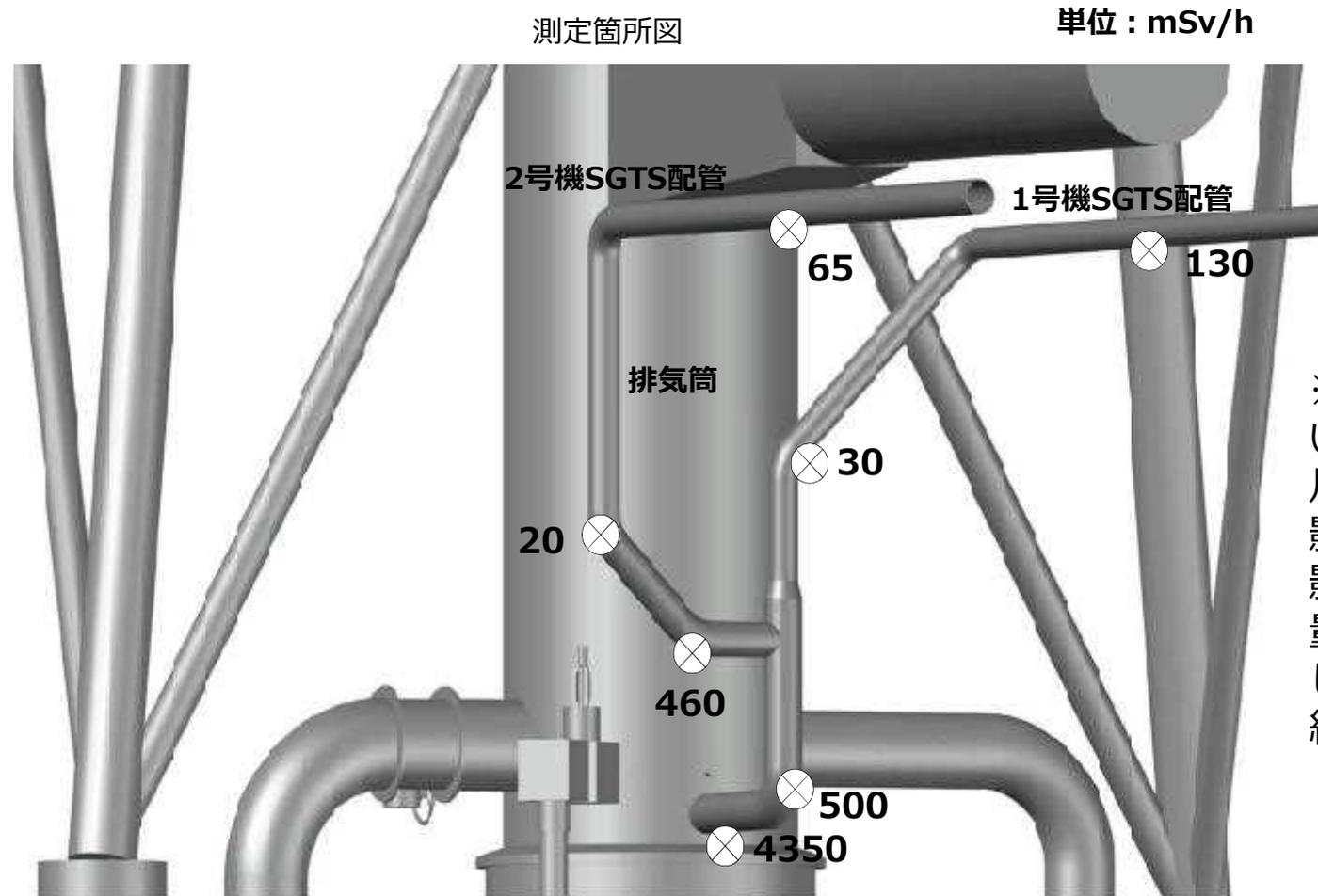


写真：内面拭き取りサンプリング状況



## 排気筒下部周辺SGTS配管の線量調査結果

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



※排気筒接続部については、2013年12月にγカメラにより撮影している。その撮影結果を基に周辺線量率を点線源と仮定して評価した結果、約25Sv/hであった。

## 3号機 燃料取り出しの状況について（案）

2020年7月10日

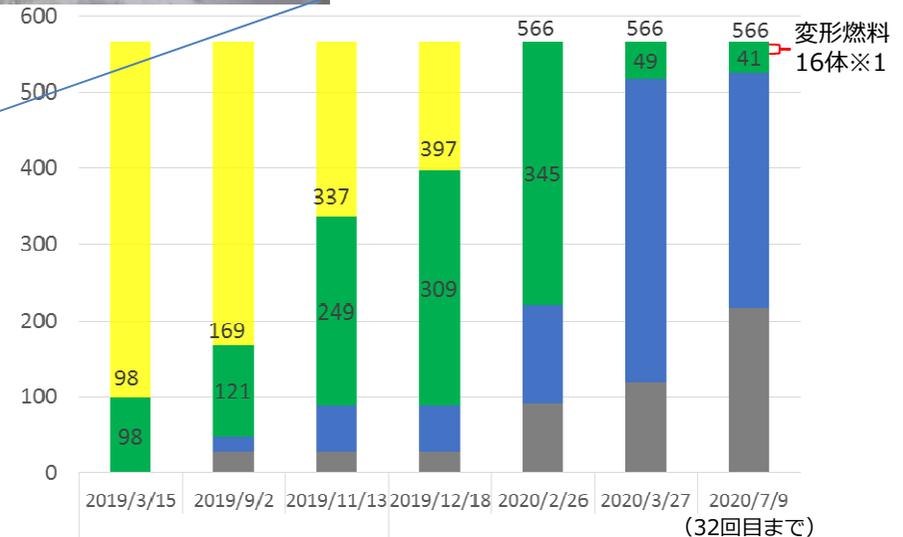
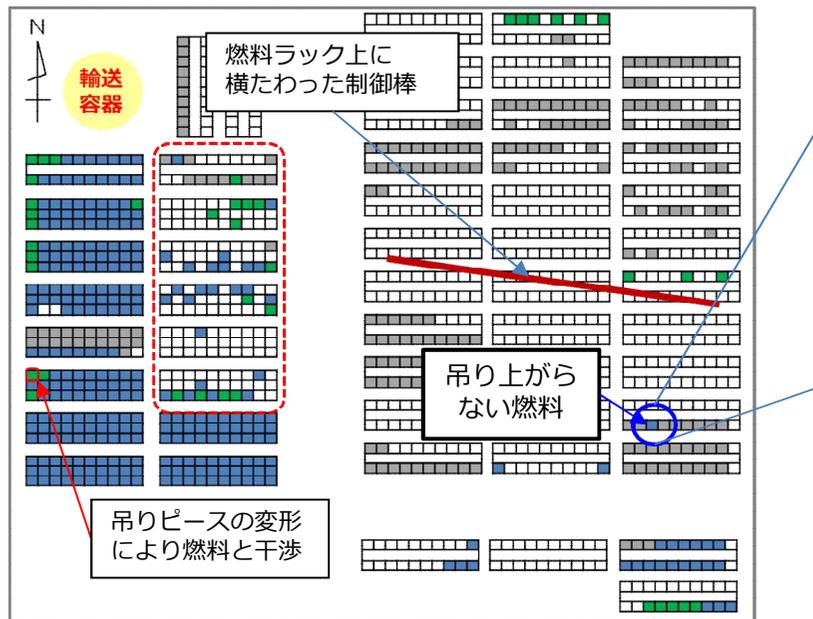
**TEPCO**

---

東京電力ホールディングス株式会社

# 1. 燃料取り出し・ガレキ撤去の状況

- 2020年7月10日朝時点,計224体/全566体の取り出しを完了している。
- 2020年6月19日,26回目燃料取り出し作業中に,規定荷重(1 t)以内に燃料1体が吊り上がらない事象が発生。予め用意していた別の燃料を輸送容器へ装填し,作業を継続している。当該燃料に変形等の異常は確認されておらず,ガレキのかじり・固着によるものと推定。当該燃料上部のガレキを再度撤去後,再度吊り上げを計画中。
- 燃料ラック上に横たわった制御棒の周りの燃料を取り出し完了したため,制御棒のプール北側への移動を今後実施予定。



3号機使用済燃料プール (32回目までの取り出し状況を反映)

- : ガレキ撤去完了
- : ガレキ撤去中
- : 燃料取り出し済
- : 燃料が入っていないラック
- : 燃料交換機, コンクリートハッチが落下したエリア

※1: 41体中16体はハンドル変形燃料であるため,ガレキ撤去対象燃料は残り25体。なお,ハンドル変形燃料は燃料掴み具で把持可能な程度までガレキ撤去を実施している。

## 2. 燃料取扱い時の課題と対応

- ガレキ撤去中に確認した事項やハンドル変形燃料取扱いに関する課題について、下表のとおり対応を検討中

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

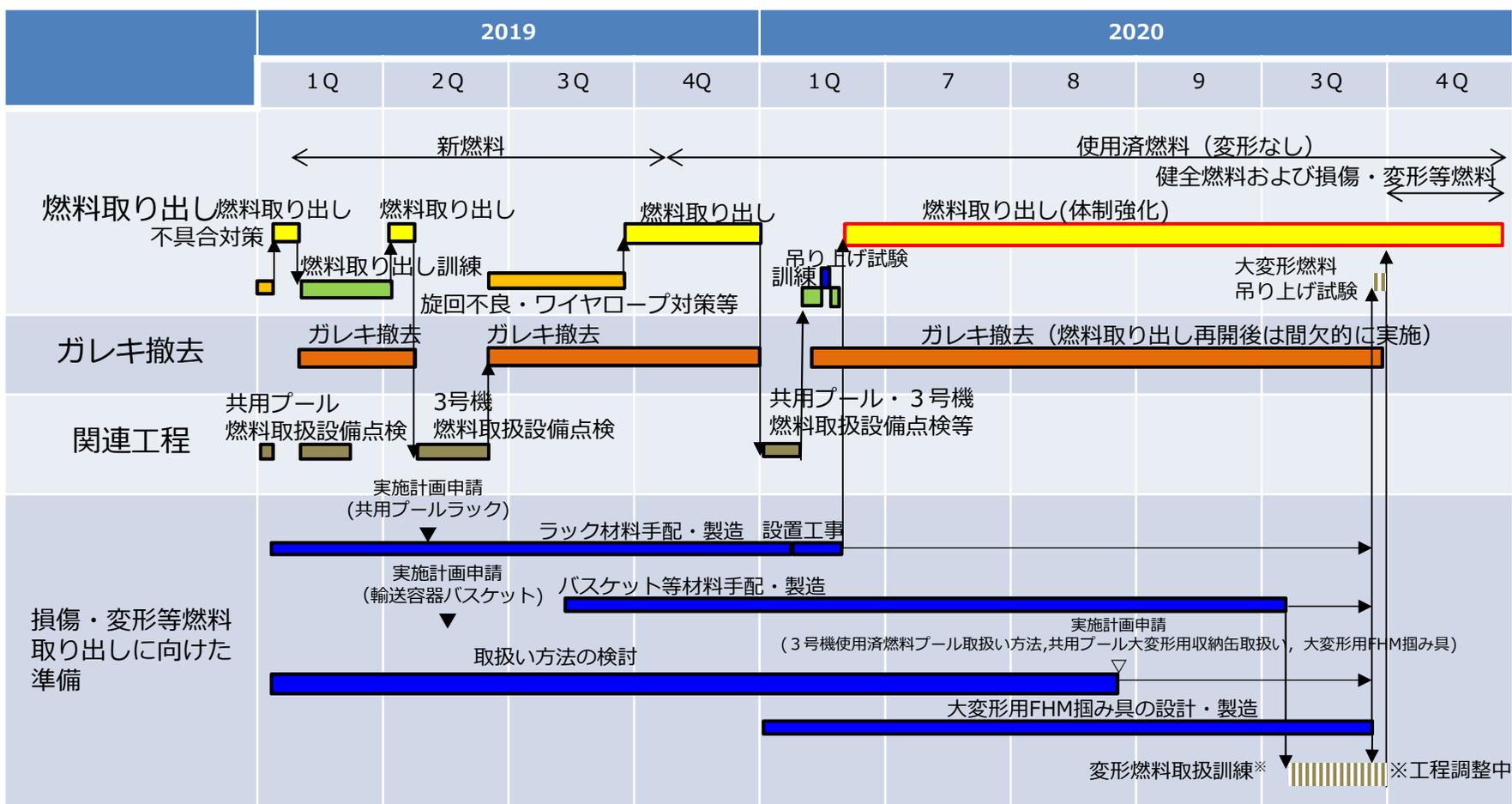
### 3. 課題対応のスケジュール

- 燃料取り出しの課題について、下記に示すスケジュールで対応を進める。
- ハンドル変形燃料については、準備が出来次第、複数回吊り上げ試験を行って行く

項目	課題	2020年						2021年		
		7	8	9	10	11	12	1	2	3
① ガレキ撤去中に確認した事項	①-1 変形した燃料ラック吊りピースが燃料掴み具と干渉	設計・製作・モックアップ						▽ 実機適用		
	①-2 制御棒の再移動	手順確認		▽ 現場作業（準備が出来次第実施）						
② 吊り上げ試験の結果を踏まえた対応	②-1 輸送容器洗浄配管とマストとの干渉	手順確認・訓練		▽対象燃料の燃料吊り上げ試験 (16体目のハンドル変形燃料も合わせて実施予定)						
	②-2および③-1 燃料とガレキまたはラックとの干渉解除	ハンドル強度試験		▽ラック上部ガレキ撤去、吊り上げ荷重見直しによる再吊り上げ試験 (ハンドル変形の無い燃料は吊り上げ荷重は変更しない)						
③ 規定荷重で取り出せない変形の無い燃料の対応	燃料とガレキまたはラックとの干渉解除	ラック上部の細かいガレキ撤去ツールの製作		新規装置の設計・製作・モックアップおよび既存設備（ラック切断装置他）の事前点検、空きラックでの実機切断確認						
④ ハンドル変形燃料の対応	④-1 ハンドル変形の角度が大きい燃料を把持できる掴み具	設計・製作・使用前検査						▽ 吊り上げ 試験 (対象4体)		
	④-2 ハンドル変形の角度が大きい燃料を収納できる収納缶	輸送容器バスケット改造および収納缶の設計・製作・使用前検査								

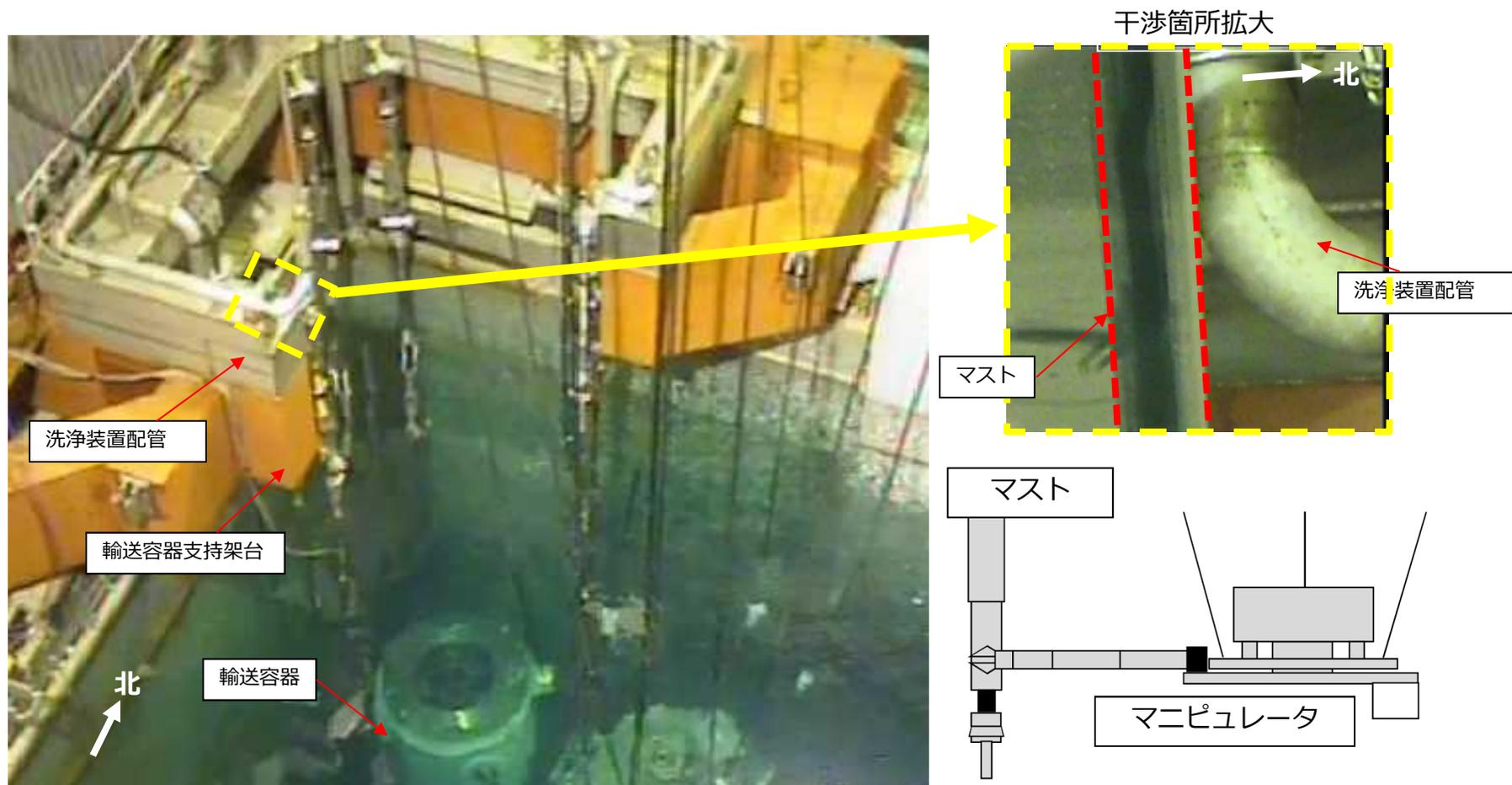
## 4. 燃料取り出しのスケジュール

- 2020年5月26日より、燃料取り出しを再開している。
- ガレキ撤去を先行で進めたこと、並びに燃料取り出しの体制を強化することにより、2020年度末に燃料取り出し完了の見込み。
- 吊り上げ試験にて吊り上げることができなかったハンドル変形燃料の取り出し方法について早期に検討し、燃料取り出し工程に影響が出ないように対応していく。



## 【参考】 輸送容器洗浄配管とマストとの干渉

- 輸送容器洗浄配管とマストとの干渉は、マニピュレータ等によりマストを北側に押し込み位置合わせを行う予定
- 3号機FHMのマストはハンドル変形燃料の取り扱いに対応するため、付け根部分が固定されておらず自由に動く構造であり、容易にマストを動かすことが可能



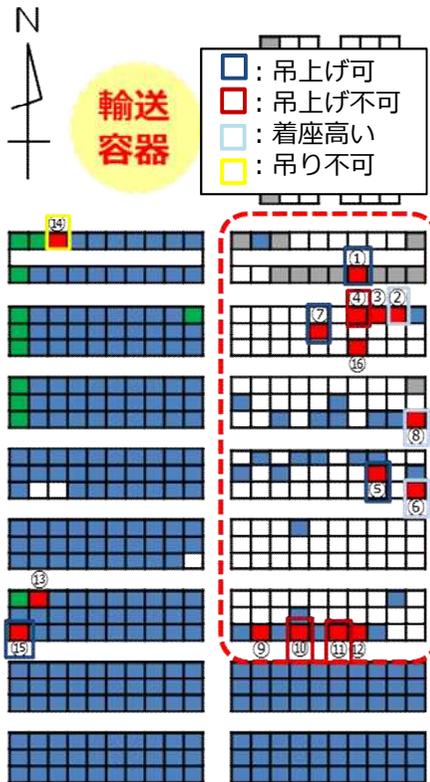
輸送容器支持架台と洗浄装置配管の状況

マニピュレータによるマスト押し込み (イメージ図) 5

# 【参考】 3号機SFP内燃料のハンドル状況の確認について

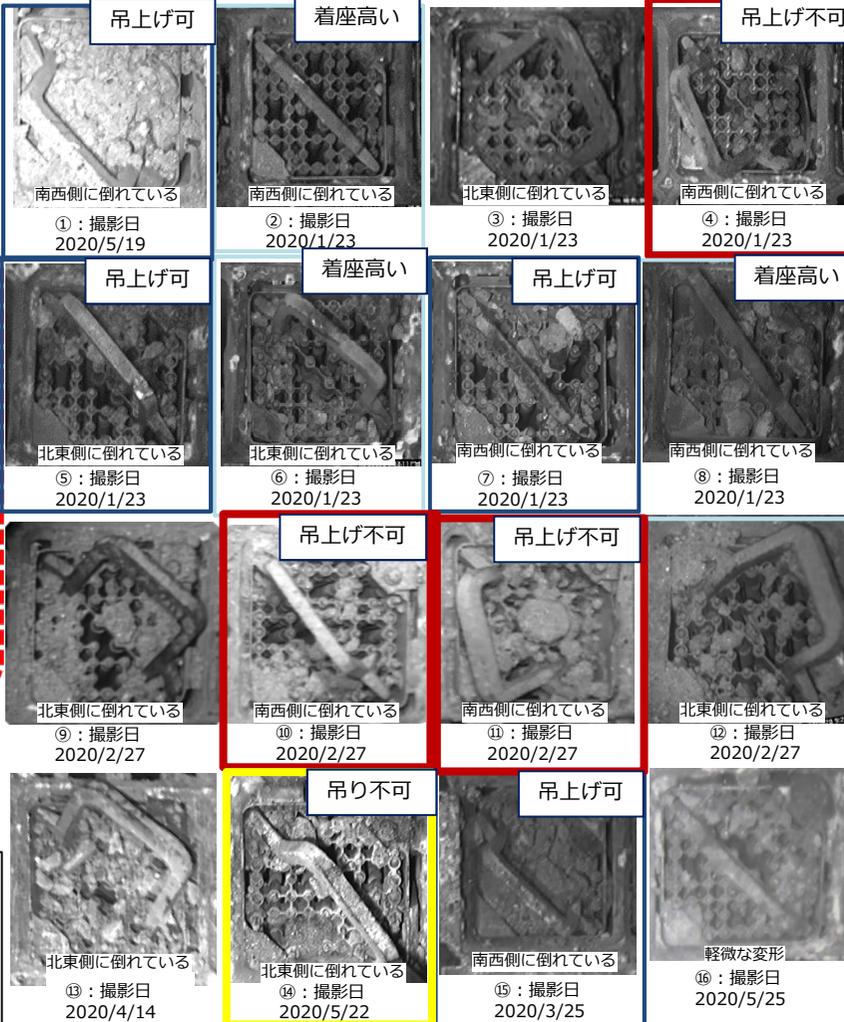
- 5月28日時点でハンドル変形を確認した燃料は16体。このうち既存FHM掴み具で把持角度を超過している可能性のあるハンドル変形燃料は4体（区分C分）。2020年12月頃に吊り上げ試験を実施予定。
- ④⑪は、吊り上げ試験の際に数度程度、ハンドル角度が元の位置側に戻ったが、模擬ハンドルによる引張り試験も実施しており、変形により強度上に問題は生じないことを確認済み。

ハンドル変形燃料取扱い区分



3号機使用済燃料プール内西側拡大図

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



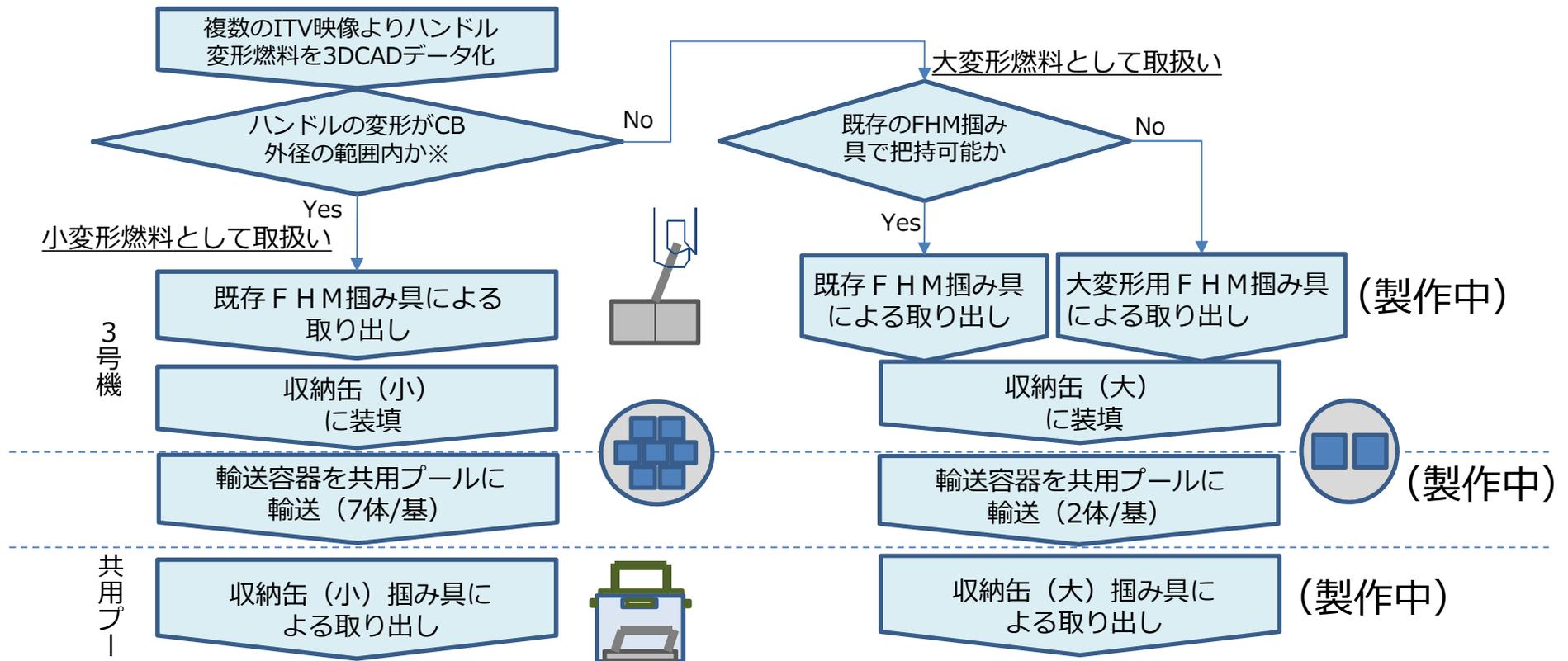
N o.	型式	ITVによる推定曲がり角度	変形方向	取扱い区分※1
①	STEP2	約10°	反CF側	A
②	9×9A	約10°	反CF側	A
③	9×9A	約40°	CF側	C
④	9×9A	約40°※2	反CF側	B
⑤	9×9A	<10°	CF側	A
⑥	9×9A	約10°	CF側	A
⑦	9×9A	約10°	反CF側	A
⑧	9×9A	約20°	反CF側	A
⑨	9×9A	約40°	CF側	C
⑩	9×9A	約10°	反CF側	B
⑪	9×9A	約60°※2	反CF側	B
⑫	9×9A	約60°	CF側	C
⑬	9×9A	約40°	CF側	C
⑭	9×9A	約20°	CF側	B
⑮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

※取扱い区分	A	B	C
収納缶	小	大	
掴み具	既存		大変形用

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

## 【参考】 ハンドル変形燃料の取扱い

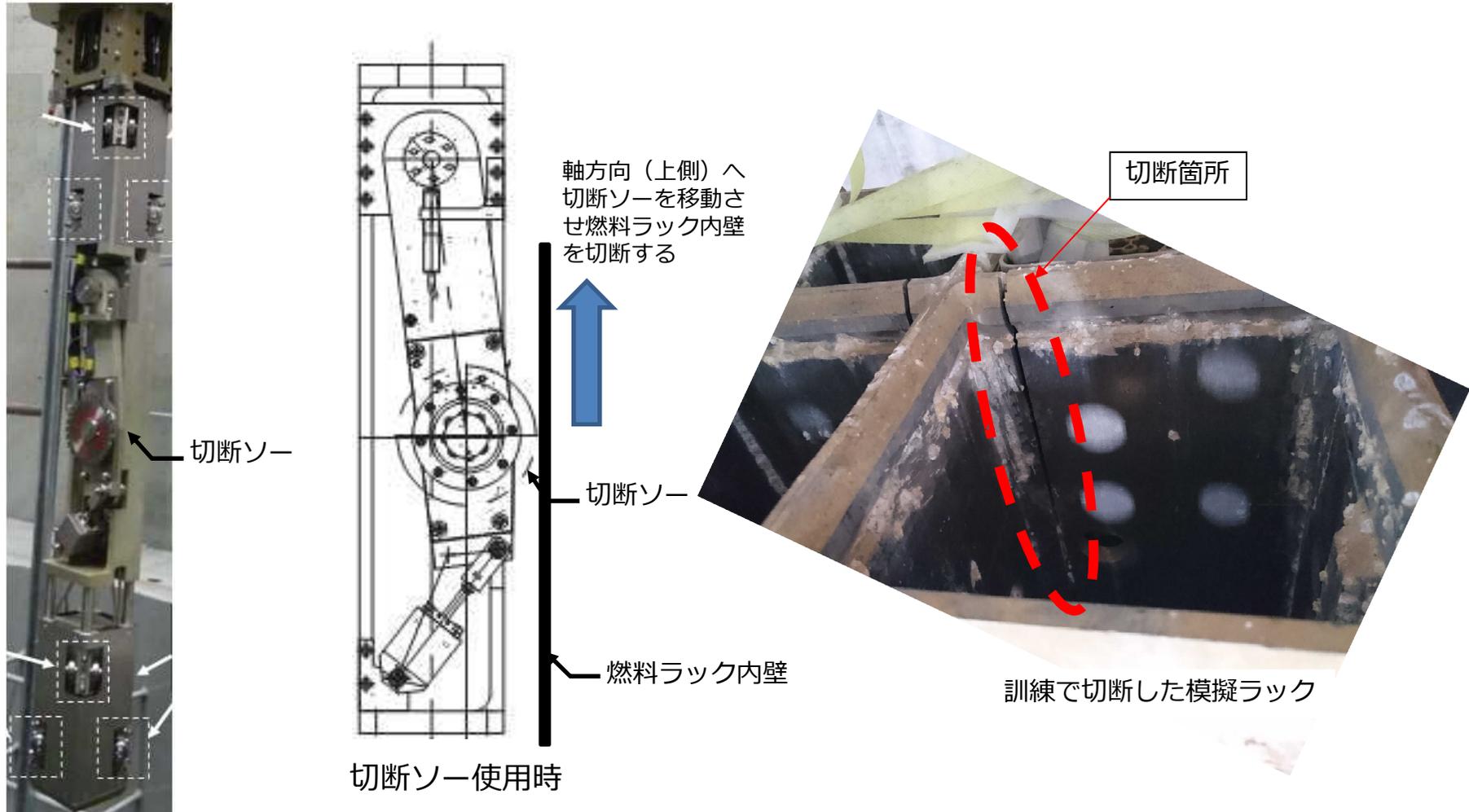
- ハンドル変形燃料については、以下の流れで取り出しを実施する。
  - ✓ 3号機では、変形したハンドルを既存FHM掴み具で把持する。なお、変形量が大きい場合は、新たに大変形用FHM掴み具を用意する。
  - ✓ 輸送時は、ハンドルの変形量に応じて、収納缶を使い分ける。
  - ✓ 共用プールでは、収納缶ごと専用ラックに保管する。



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

## 【参考】ラック切断装置について

- ラック切断装置は、水圧駆動により切断ソーにてラックを縦方向に切断する装置
- ラック切断後、押し広げ治具にて水平方向にラックを押し広げチャンネルボックスとラック間のクリアランスを設ける



ラック切断装置外観

ラック切断装置使用時のイメージ