

放射性物質分析・研究施設第2棟について

－ 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20日



1. 放射性物質分析・研究施設第2棟の概要

1.1. 目的、分析対象



■ 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。

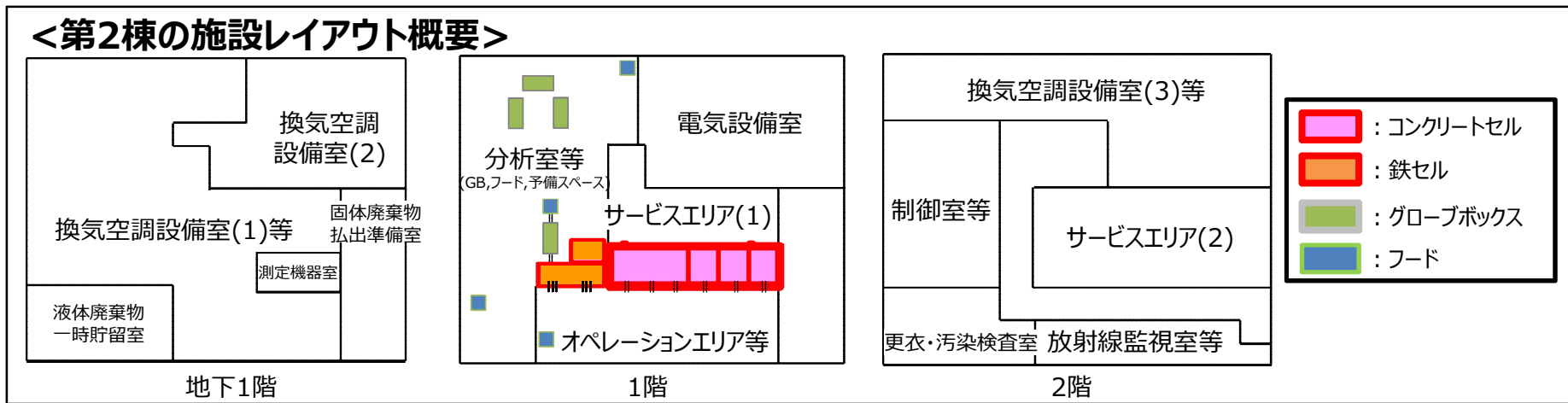
■ 分析対象

- 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）

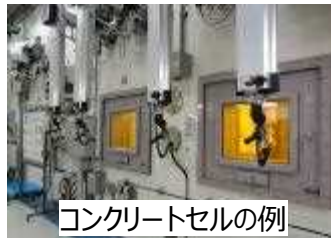
1. 放射性物質分析・研究施設第2棟の概要

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



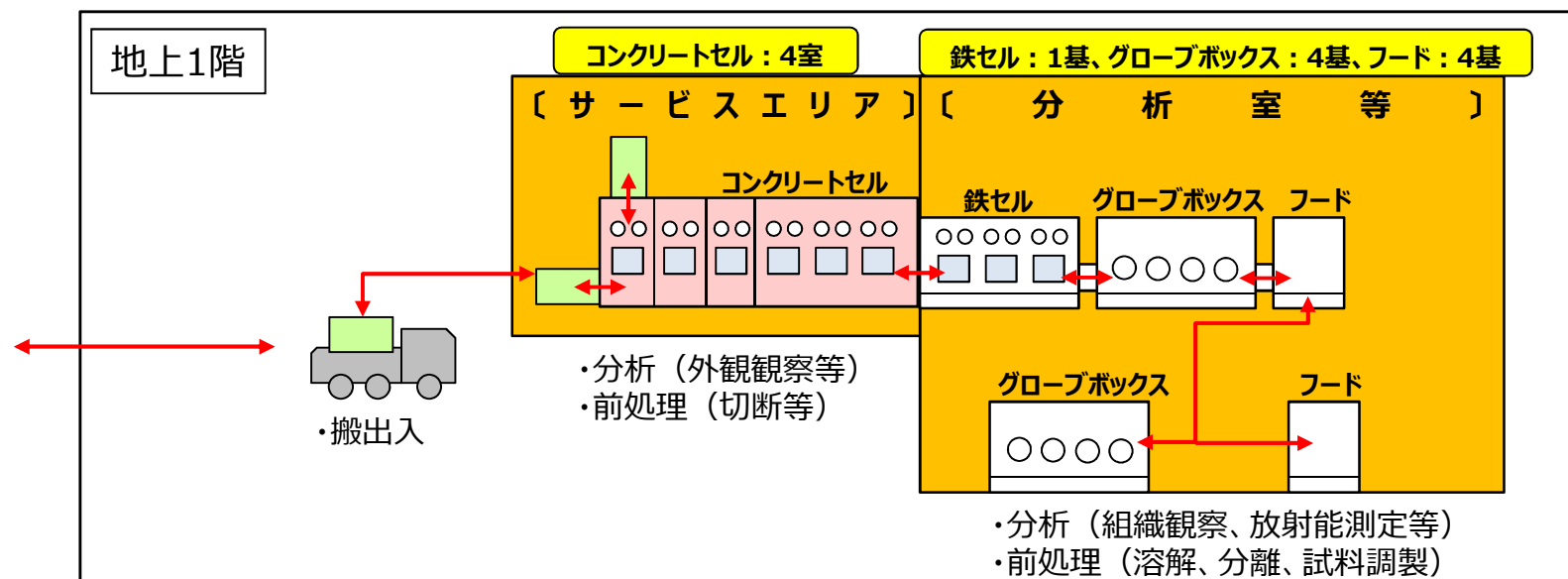
フードの例

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

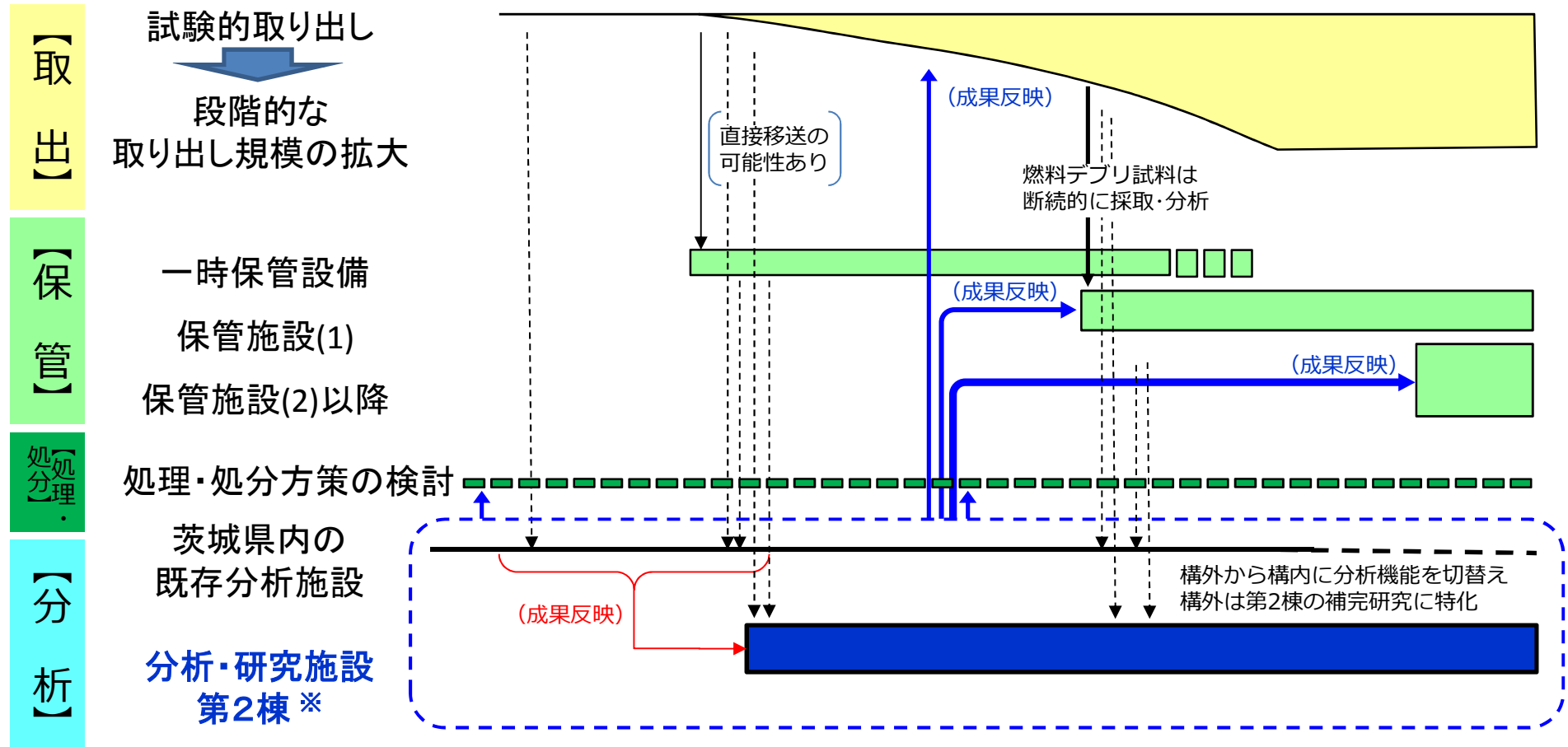
- 第2棟における燃料デブリ等の各設備への出し入れは、以下に示すような、**既存施設で実績のある方法**を用いる。
- 燃料デブリ等は、**高線量放射性物質の運搬実績のある輸送容器**にて施設に受入れ、コンクリートセルの**サイドポート※又は天井ポート**に輸送容器を接続してコンクリートセル内に受け入れる。
- コンクリートセル4基間、並びにこれらコンクリートセル～フードの1基まではポートで接続されており、これらの間の燃料デブリ等の移動は同ポートを介して行う。
- 特にコンクリートセル4基及びコンクリートセル～鉄セル間の移動は線量が高いため、マニピュレータを用いて燃料デブリ等を移動する。
- 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

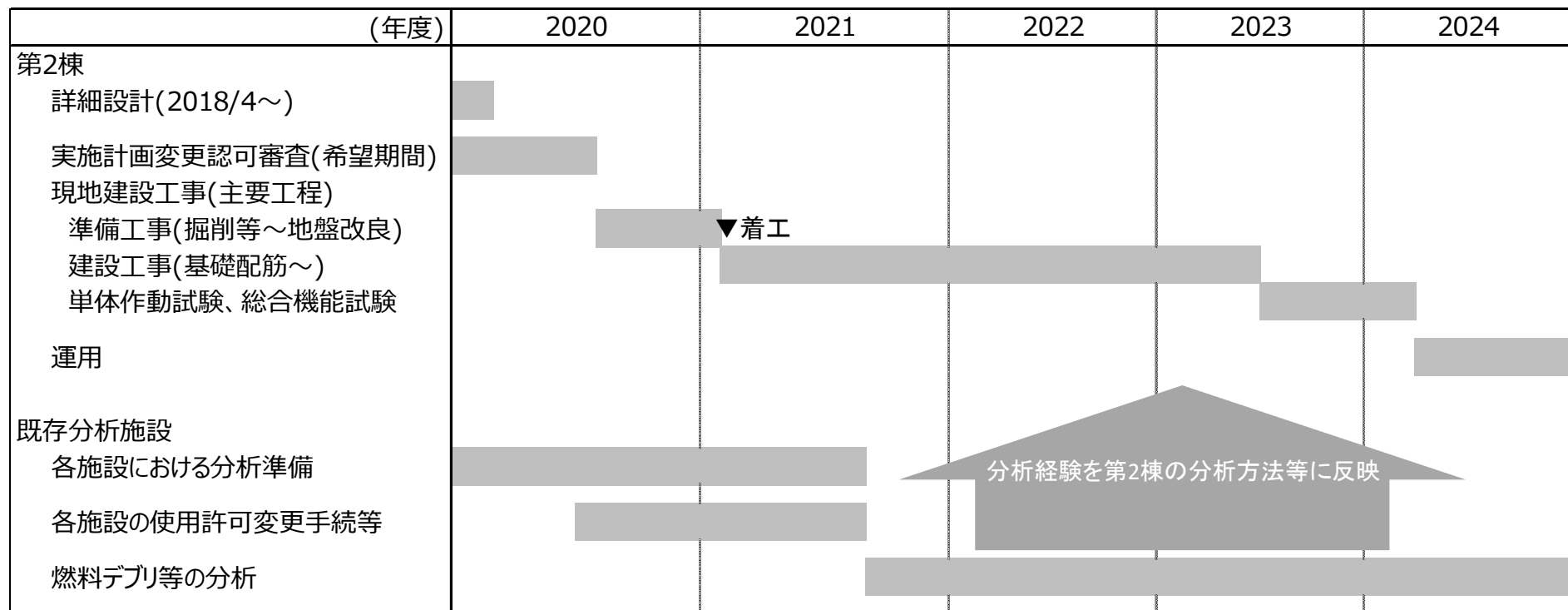
※ 取り出し規模の拡大と第2棟の運用開始時期は逆転の可能性あり

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

第79回資料再掲
(一部修正)



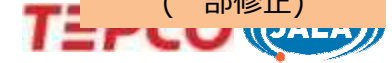
- 2021年内に燃料デブリ取り出しが開始された後は、まずは**既存分析施設で分析に着手**。
- **中長期的な燃料デブリ分析能力の確保**の観点から整備する第2棟は、2024年を目途に運用を開始する予定。
- **第2棟の設計には、既にこれまでのIRID/JAEAによる燃料デブリ分析方法の検討を反映しているが、更に今後実施予定の既存分析施設での分析経験を第2棟の分析方法等に反映の上運用を開始する予定。**



※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

第79回資料再掲
(一部修正)



- 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。

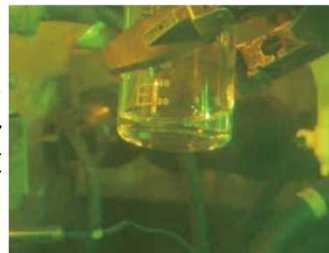


TMI-2デブリの例

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。



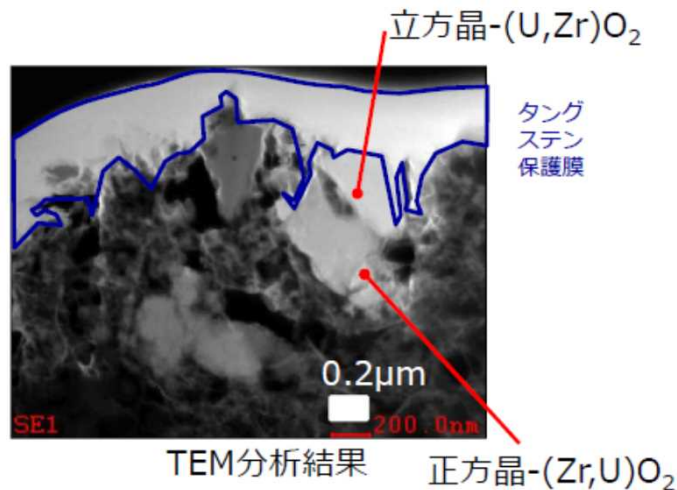
少量回収装置の例(極細線金ブラシ方式)

⇒ 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"> ・ウランとジルコニウム混合酸化物の組成 ・Gd含有率 ・鉄の酸化状態、ホウ素含有率【SEM-EDS、TEM-EDS、ICP-MS】 	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 ⇒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。 ⇒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。 ・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。
<ul style="list-style-type: none"> 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"> ・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。 ⇒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。 ⇒FP残存率は収納・保管設備等の設計に重要な情報になる。
<ul style="list-style-type: none"> 線量率【放射線分析】 	<ul style="list-style-type: none"> ・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。
<ul style="list-style-type: none"> 切断性(硬さ、じん性)【ビッカース硬度計】 	<ul style="list-style-type: none"> ・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。

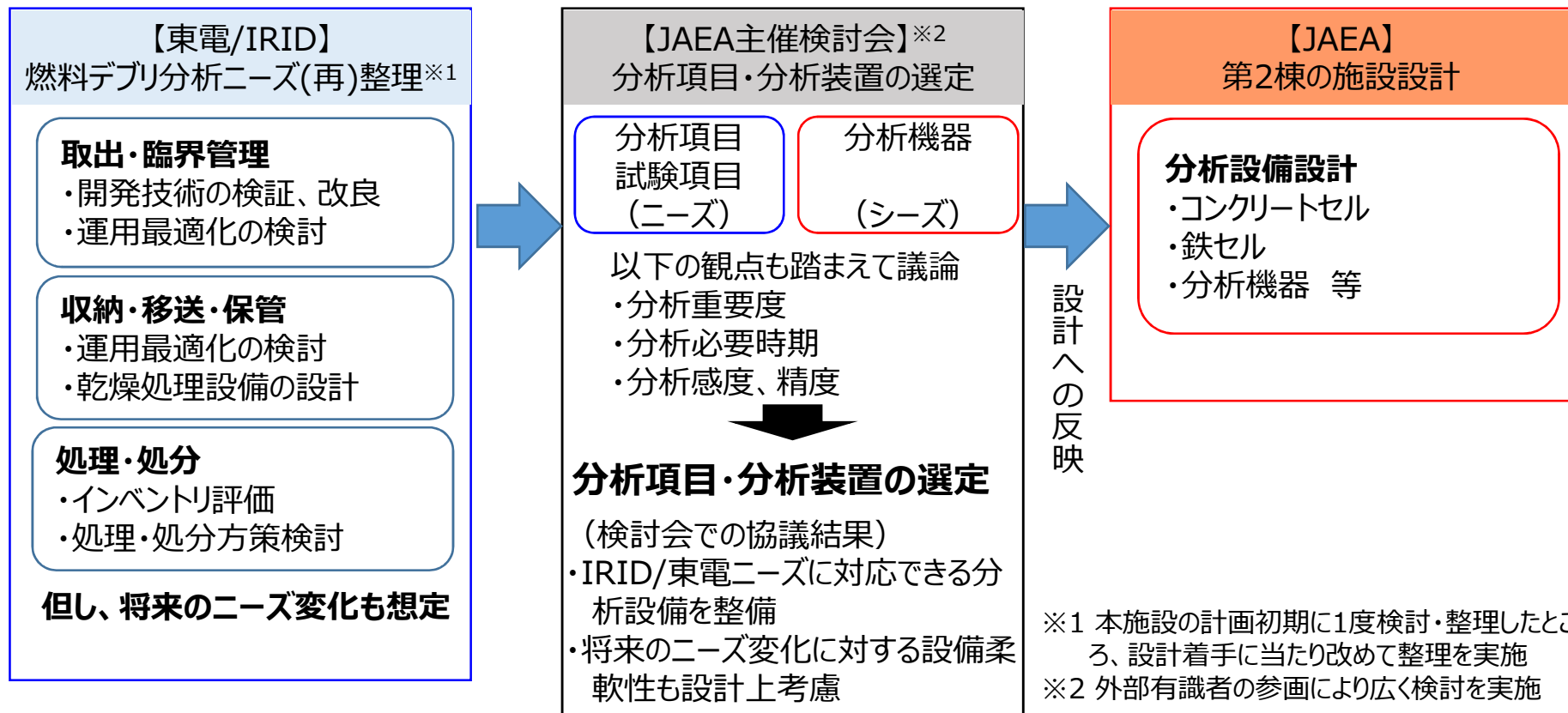
サンプル分析の目的(※2をベースに解説)

※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. 分析成果の反映 2.3. 廃炉への分析成果の反映 (2) IRID/東京電力による燃料デブリ分析ニーズ再整理

第72回資料再掲(一部修正)



- 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

第72回資料再掲(一部修正)



	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
	燃料デブリの取出し工程への反映等	硬さ、じん性
	粒子状の燃料デブリの取出し工程への反映等	寸法 (粒径)
	臨界管理への反映等	組成-B含有率 (B ₄ C等由来) 組成-Gd含有率
	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	密度-空隙率 (気孔率)
	保管における腐食に係る評価への反映等	組成-塩分濃度等
	保管に係る燃料デブリの物質同定への反映等	密度-真密度
	保管時における水素発生量評価への反映等	含水率
中期(燃料デブリ取出開始後5～20年程度、当初計画範囲)	水素発生源としての有機物量の考慮への反映等	有機物含有率
	保管における安全評価への反映等	水素発生量
	保管における燃料デブリの安定性評価への反映等	熱挙動
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	発熱量
	処理・処分の検討における安全評価への反映等	熱伝導率
	保管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うる項目として、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

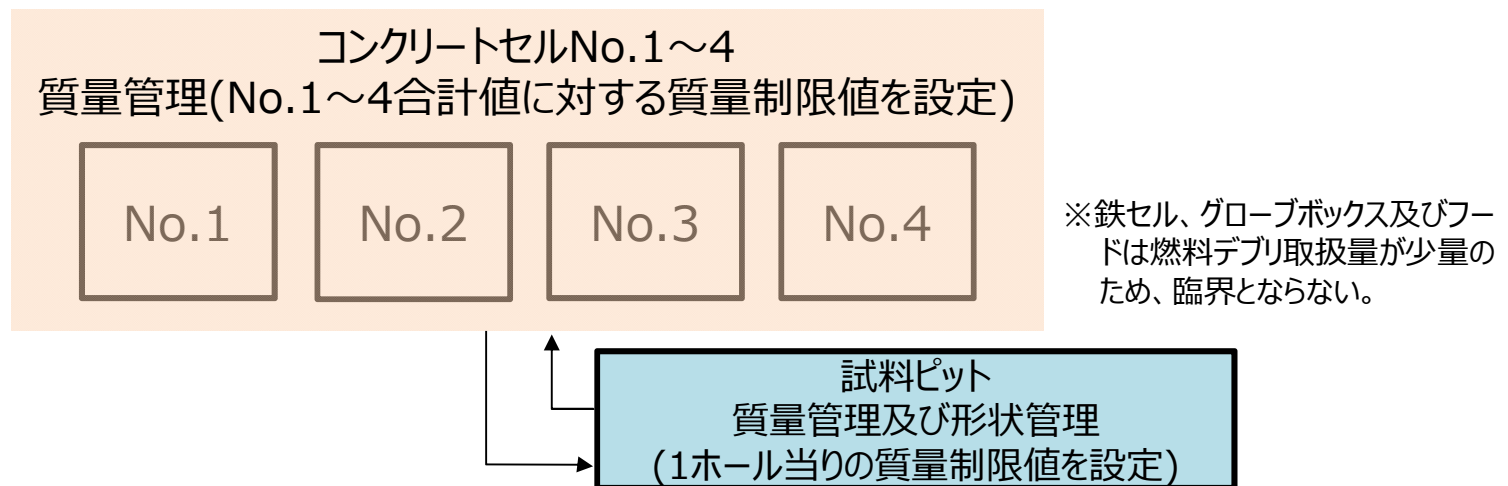
- 第2棟において受け入れる**燃料デブリ等は、受入れ前にその核物質質量等を確定することができない**。このため、**保守的な想定**による燃料デブリ等の核物質質量等の**仕様を設定**し、同設定に基づき安全設計を行っている。
- 安全設計において重要な仕様は、**臨界設計に用いる燃料デブリ重量当たりの核物質質量**（臨界寄与成分）と、**遮へい設計等に用いる重量当たりの放射エネルギー/放射線量**である。これらが最も保守的となる条件は、同時には発生しないことから、以下のとおり個別に想定する。
 - **臨界に寄与する燃料デブリ重量当たりの核物質質量：**
 - ✓ 炉内においては、Pu富化度/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。



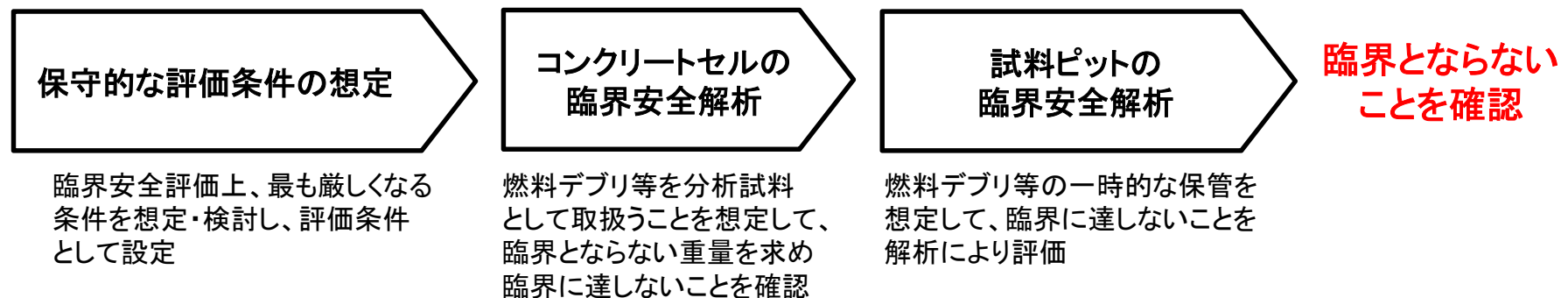
3. 第2棟の安全対策

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（ 3σ ）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※¹。
- 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※¹。
- 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 ※²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。

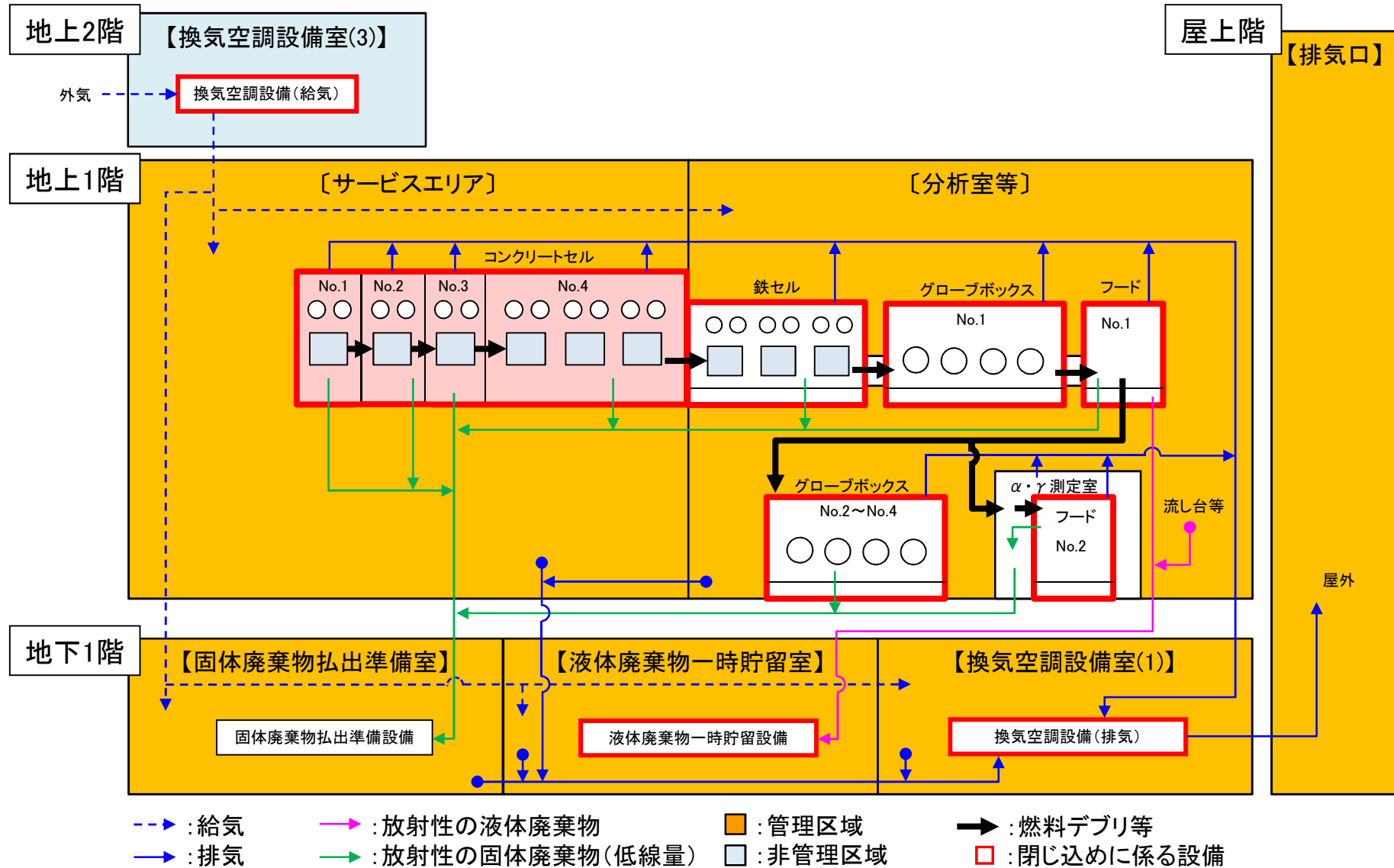
- ・燃料デブリ等は、セル・グローブボックス等の設備で取り扱う。セル・グローブボックスは、**内部を常時負圧**に維持しており、また、ステンレスライニング等により**放射性物質を閉じ込めることのできる構造**とすることにより、放射性物質の漏えいを防止している。また、放射性物質の**漏えいがあった場合は、それを検知**※する機能を有している。

※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)



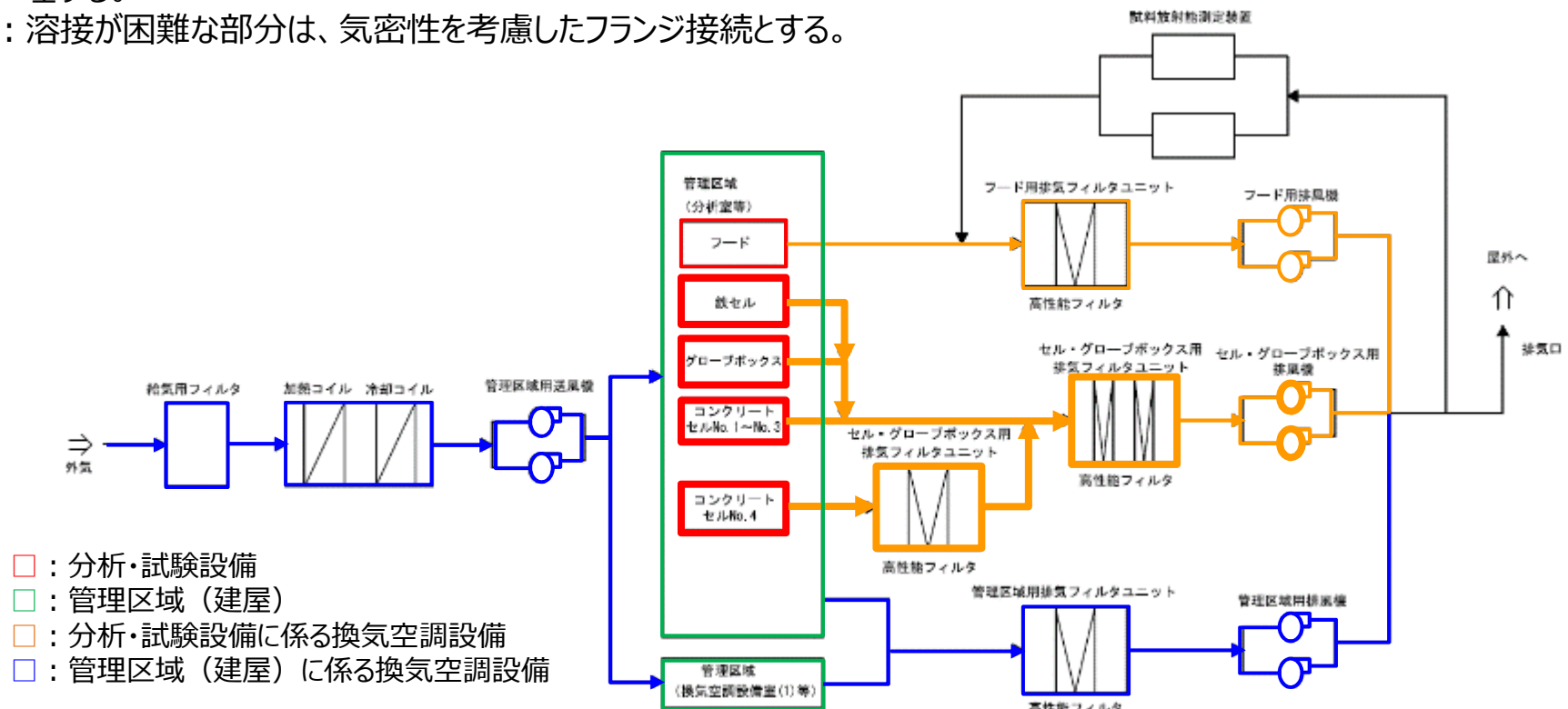
3. 第2棟の安全対策

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。

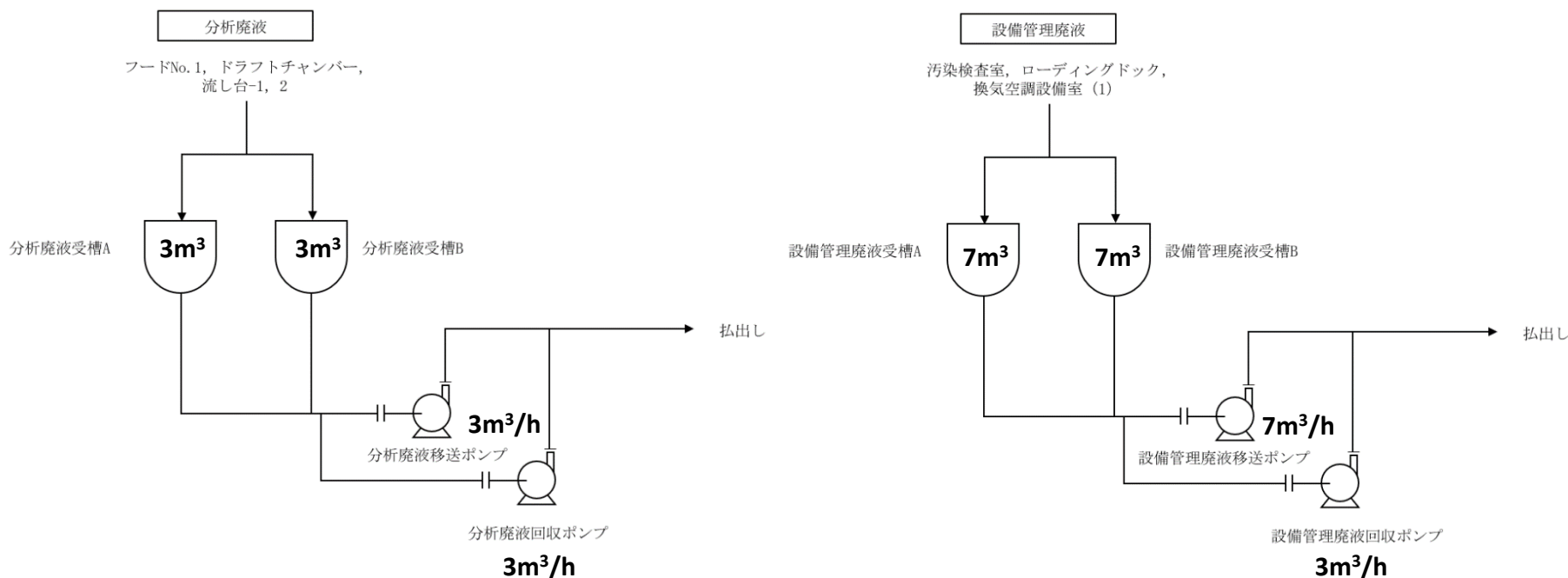


第2棟の換気空調設備概略系統図

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。



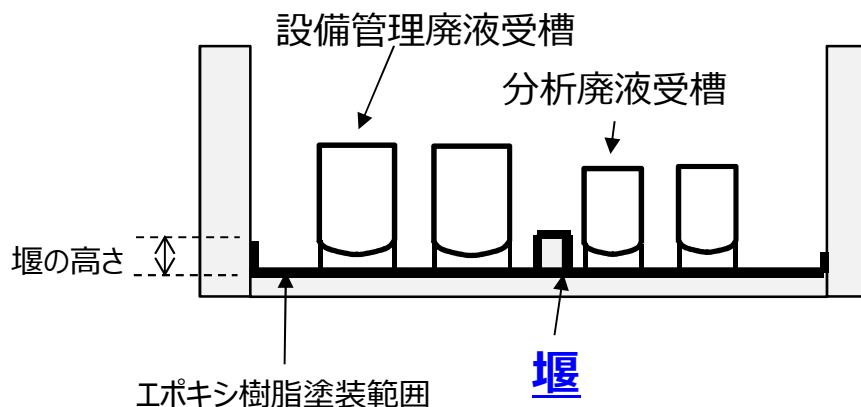
液体廃棄物一時貯留設備の概略系統図

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



立面図

各受槽の容量

分析廃液受槽 : 3m³×2基

設備管理廃液受槽 : 7m³×2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

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ベ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ベ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

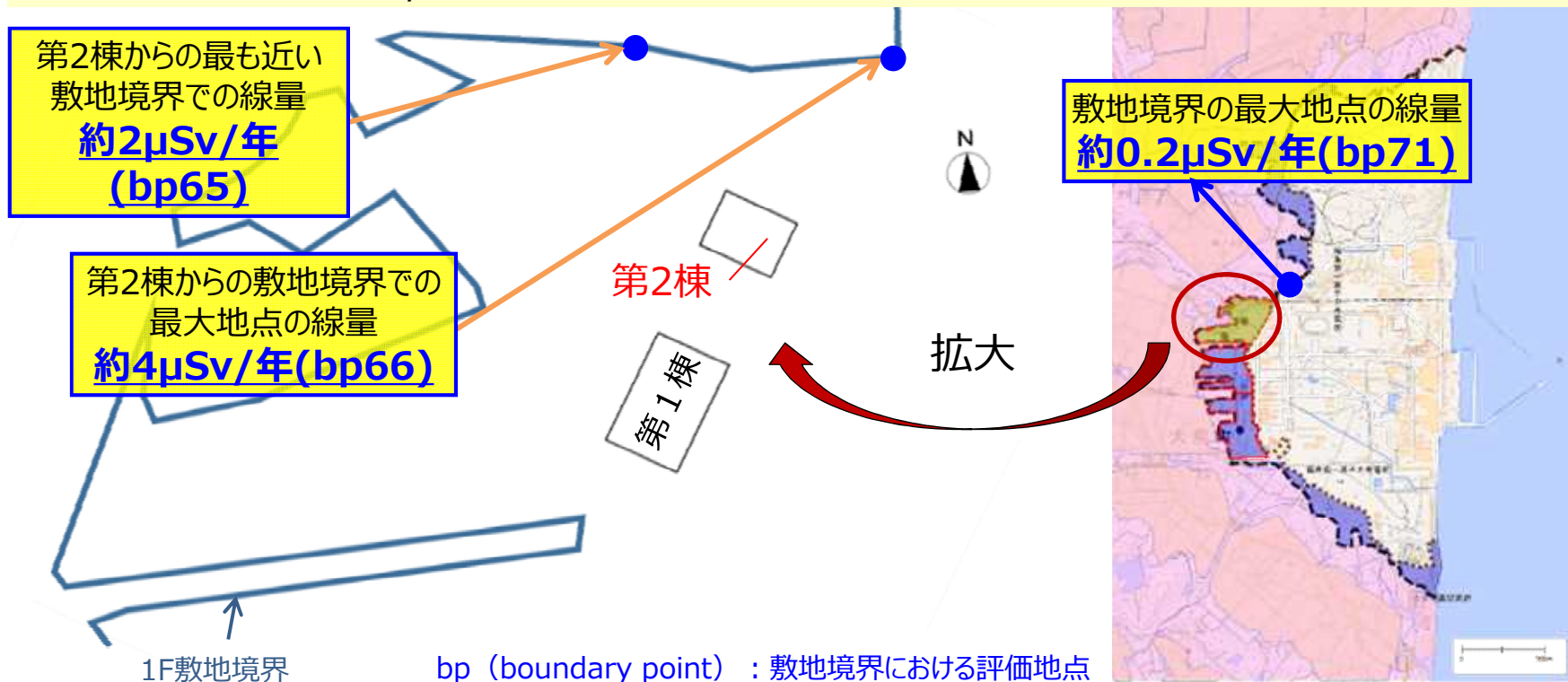
コンクリートセル、鉄セル等の設備で最大量の線源(燃料デブリ等質量相当)を同時に取り扱う等の安全側の条件を想定し、直接線及びスカイシャイン線[※]の敷地境界線量における実効線量を評価した。

[※]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 μ 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 μ 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。

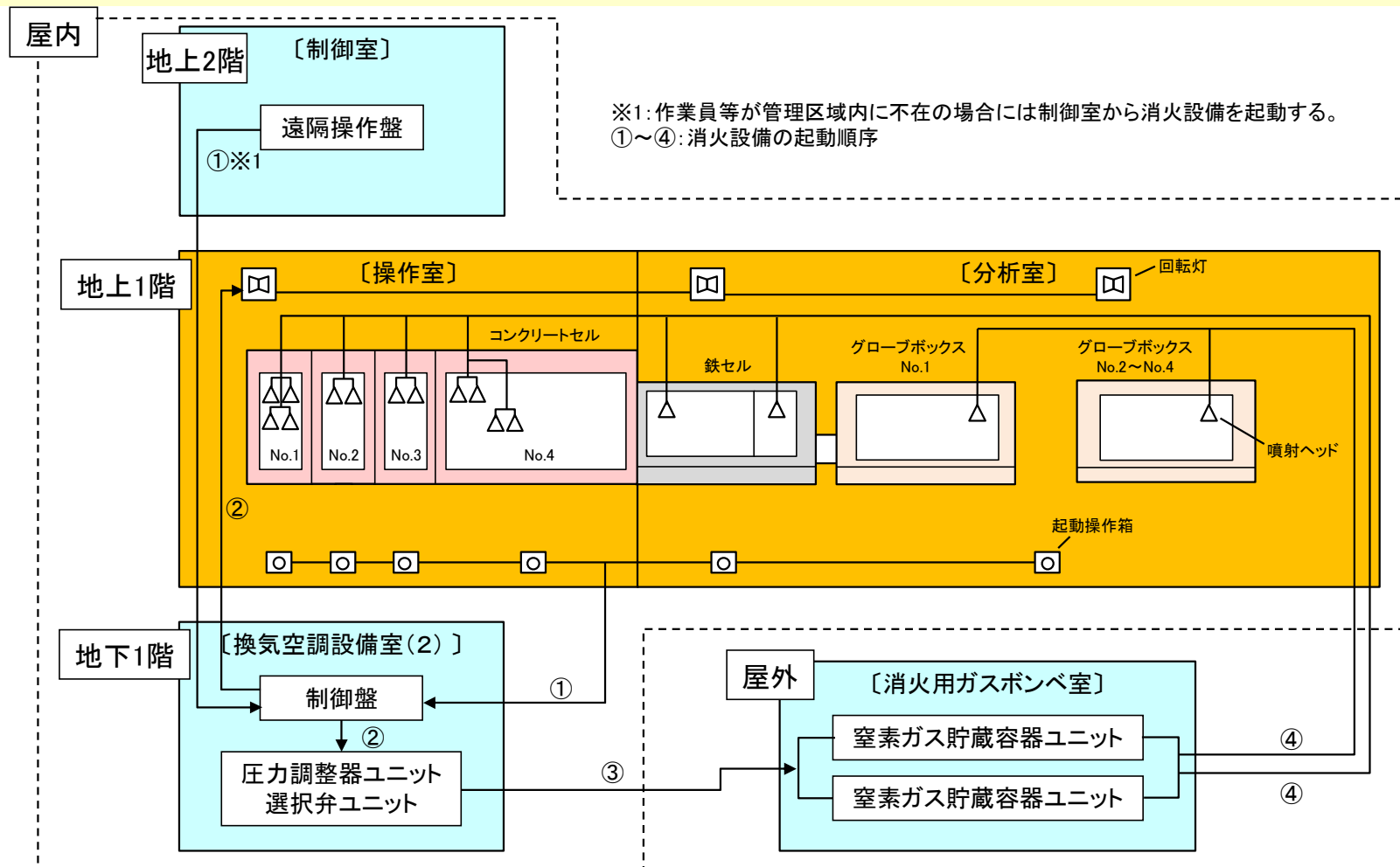


^{※1} : 既認可(大型廃棄物保管庫2020年5月27日)に基づく

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。

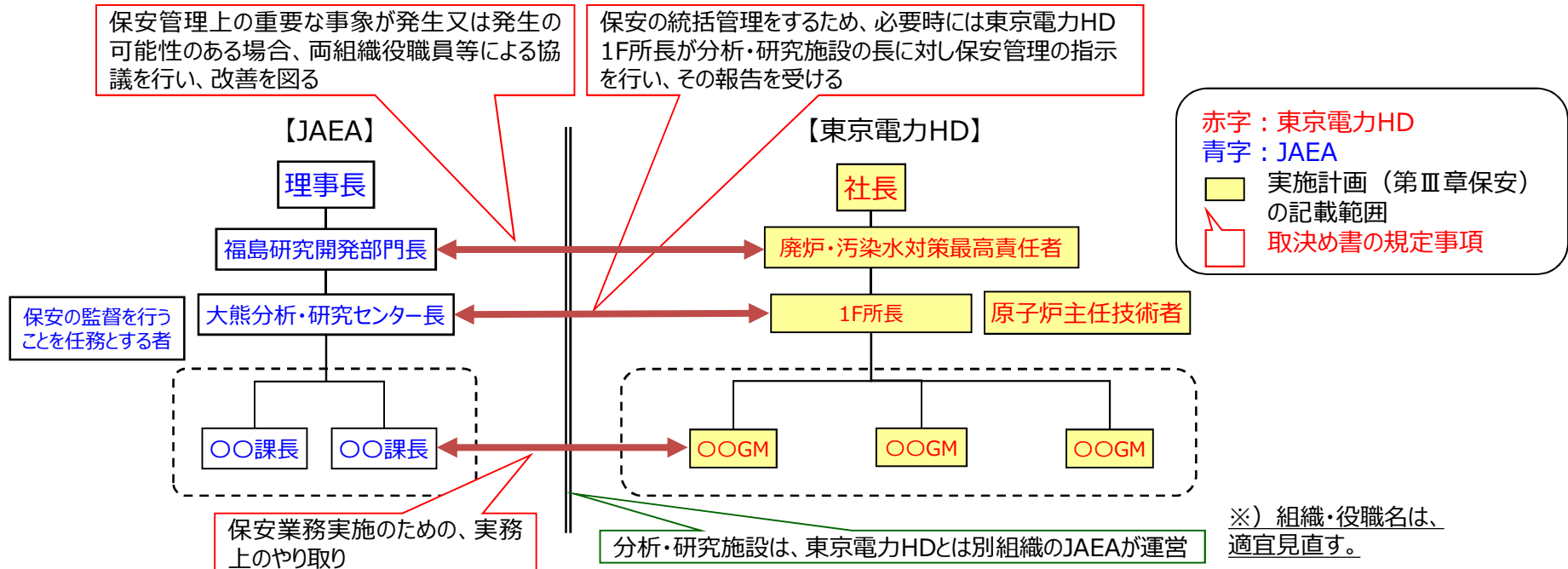
4. 第2棟の保安管理

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・運営を行う事業者として、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 保安管理 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 確認 。 ・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、 当該施設の運用状況を把握 。 ・保全計画が適切に管理されていることを 定期的に確認 。 ・保安管理に係るマニュアル・手順書等を制改訂する際は、JAEAに 通知 。	東電HDの保安管理の下、各職務に応じた 保安活動 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 報告 。 ・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 日常的に報告 。 ・全ての 不適合事象を報告 。 ・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 確認 を受ける。
保安管理に関する具体的な 要求事項 をマニュアルとして定める。	左記マニュアルの 要求事項 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、 設備運用停止 やその改善について 指示 できる。	左記指示に従う。

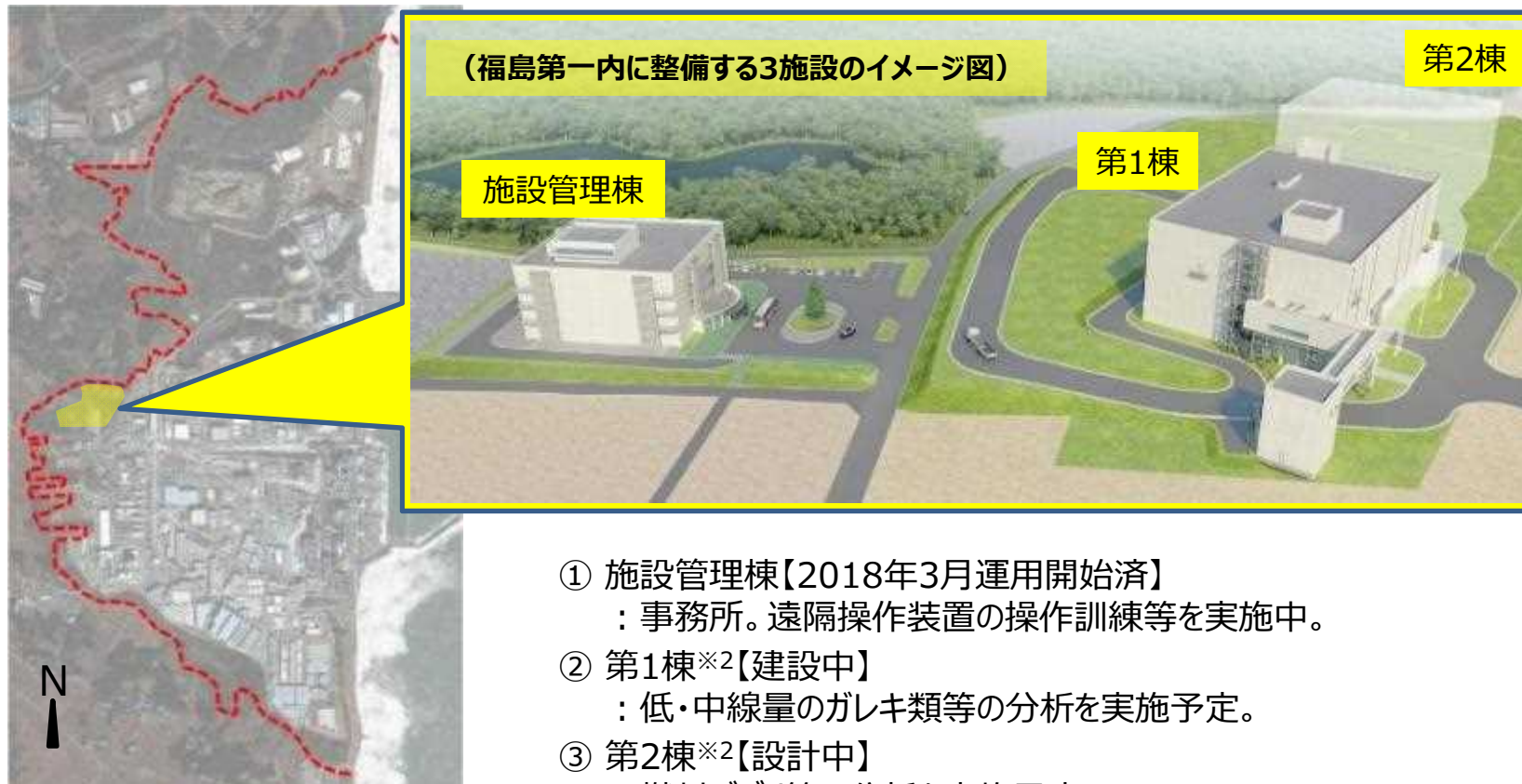
(参考資料)



- 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

放射性物質分析・研究施設の概要

- 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。



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 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。

※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

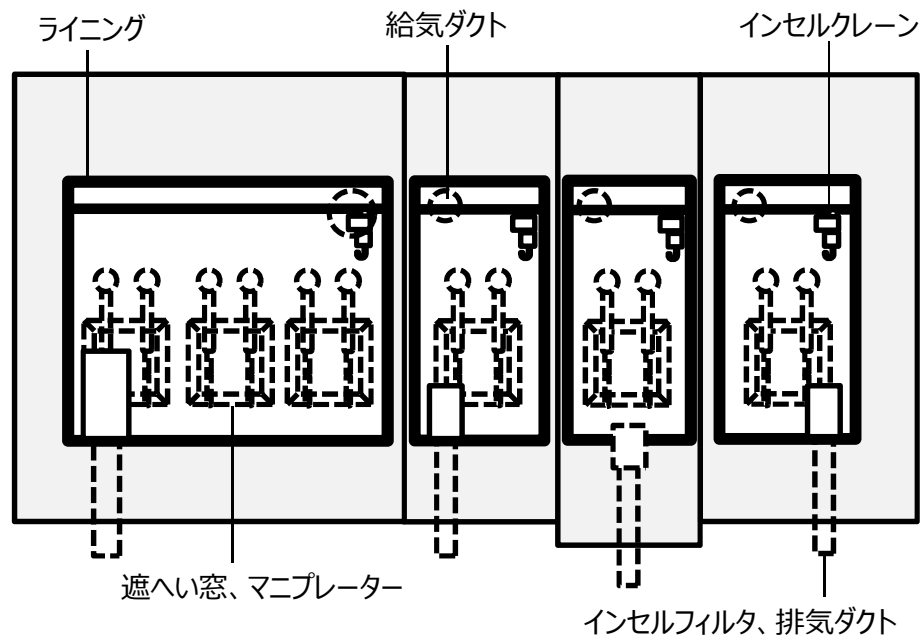
■ 主な分析装置

- 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、粉砕、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)
- インセルクレーン
- ライニング
- 給気ダクト
- インセルフィルター
- 排気ダクト
- 遮へい窓、マニプレーター



コンクリートセル概要図（立面面）



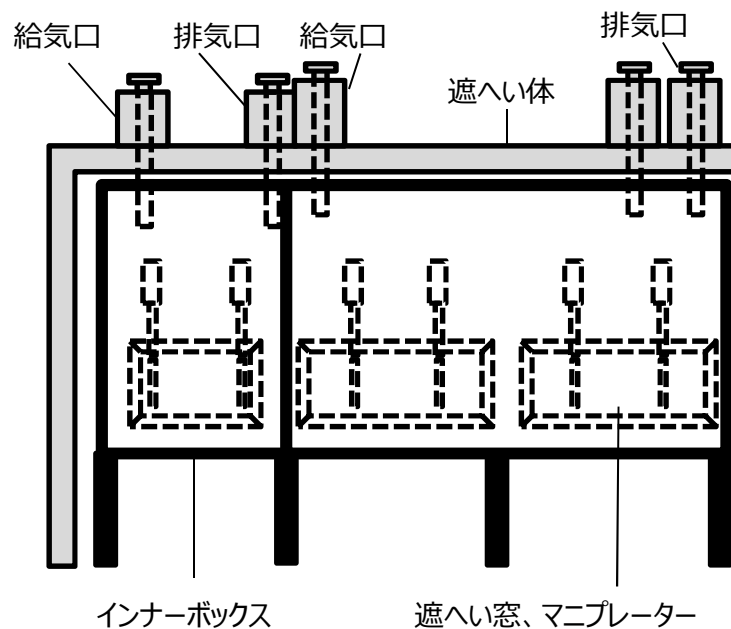
コンクリートセルイメージ*

*：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

【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）



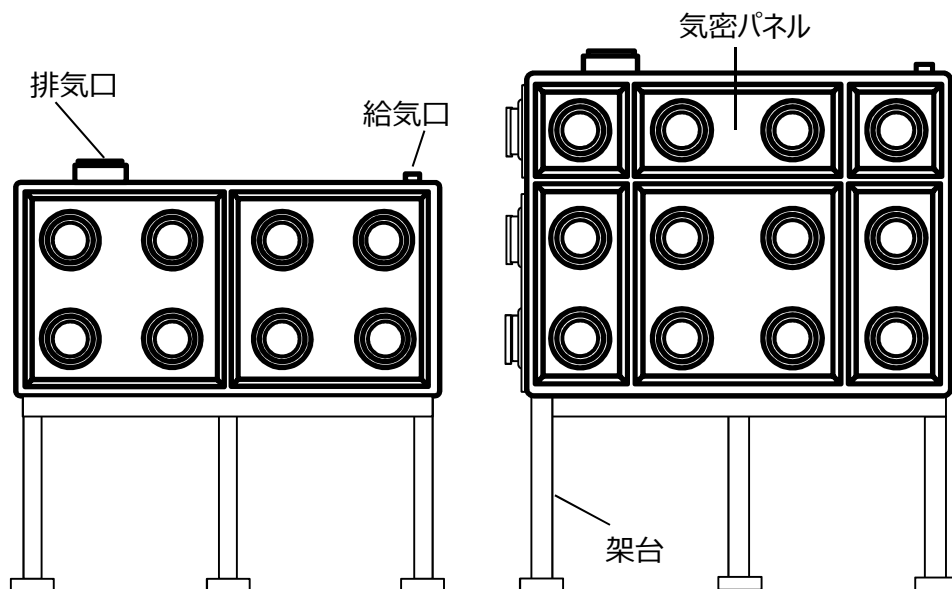
鉄セルイメージ*

*：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

【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)



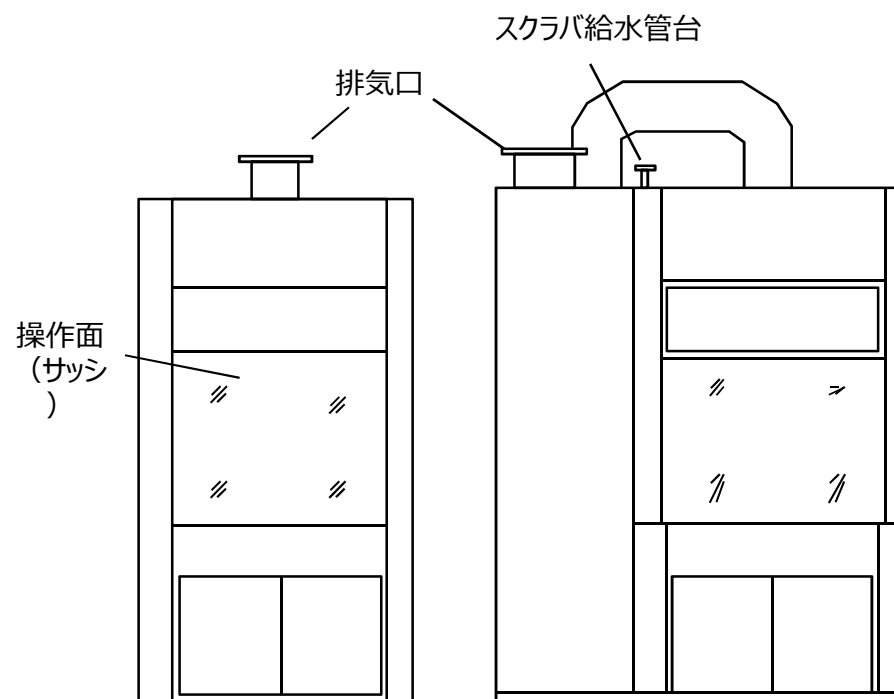
グローブボックスイメージ*

*：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

【フード概要】

グローブボックスにて採取された試料の搬出及びマイラー処理などの試料調製を行う。

- 数量 4 基
- 耐震クラス Cクラス
- 主要材料 ステンレス鋼(SUS304)



フードイメージ*

* : 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_06.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 ₄ 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

－ 分析項目等及び安全対策・保安管理 －

2020年7月20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 (1/15)

燃料デブリ等の建屋内での移送ルート概要(1/2)

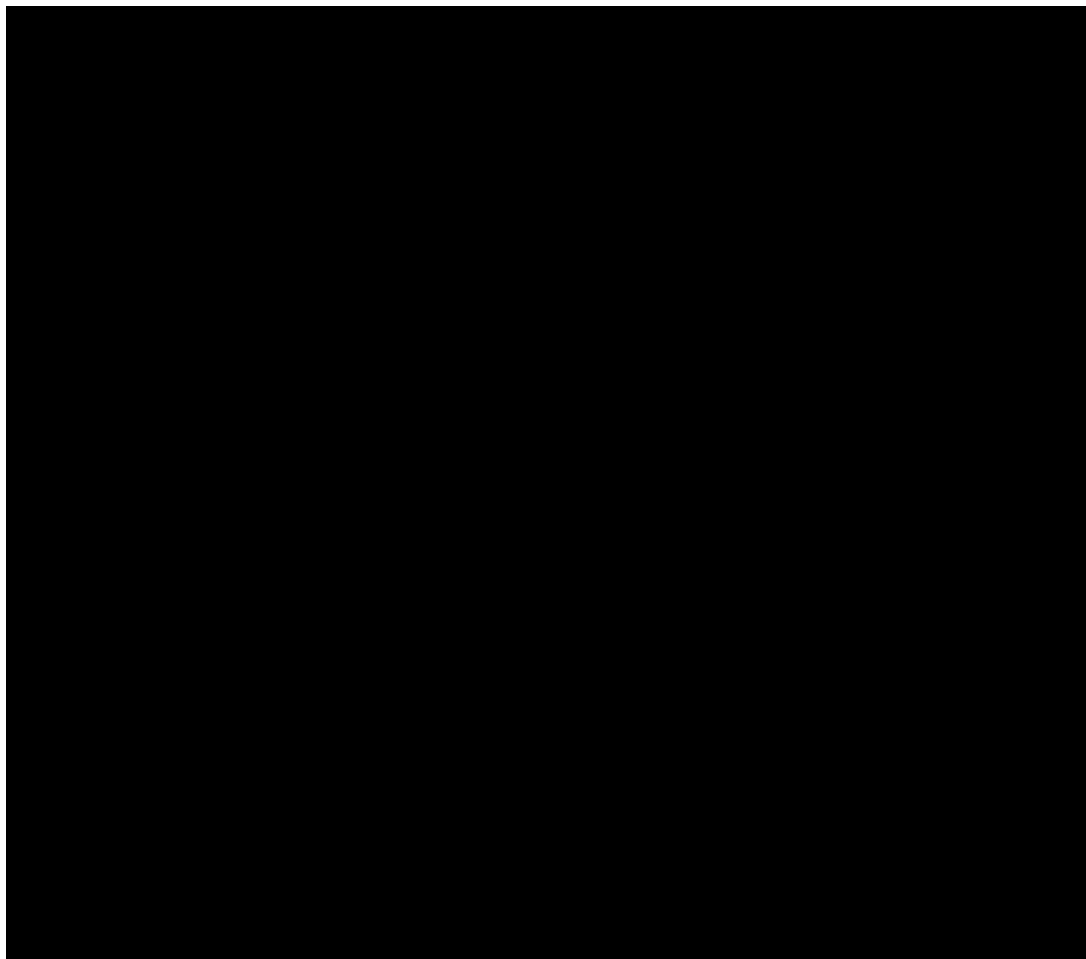
- ① 1Fからのキャスクをローディングドックへ搬入
- ② ローディングドックからサービスエリア(1)へキャスク架台含めて移送
- ③ サービスエリア(1)にてキャスク本体のみ吊上げ、地上2階サービスエリア(2)のコンクリートセルNo.1天井又はサービスエリア(1)のコンクリートセルNo.1背面に接続
- ④ キャスクからコンクリートセルNo.1に容器を搬入
- ⑤ コンクリートセルNo.1からセル間ポート等を介してコンクリートセルNo.2→No.3→No.4→鉄セル→グローブボックスNo.1→フードNo.1の順に移送
- ⑥ 一時的に保管する場合には、 XXXXXXXXXX 試料ピットに収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

第2棟の機器配置図 地上1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 (2/15)

燃料デブリ等の建屋内での移送ルート概要(2/2)

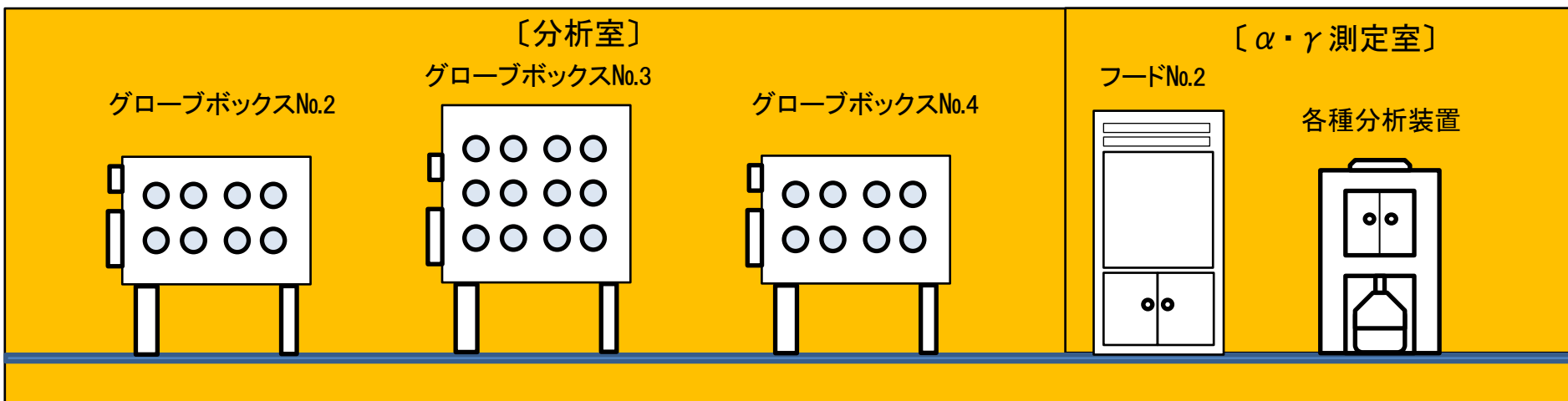
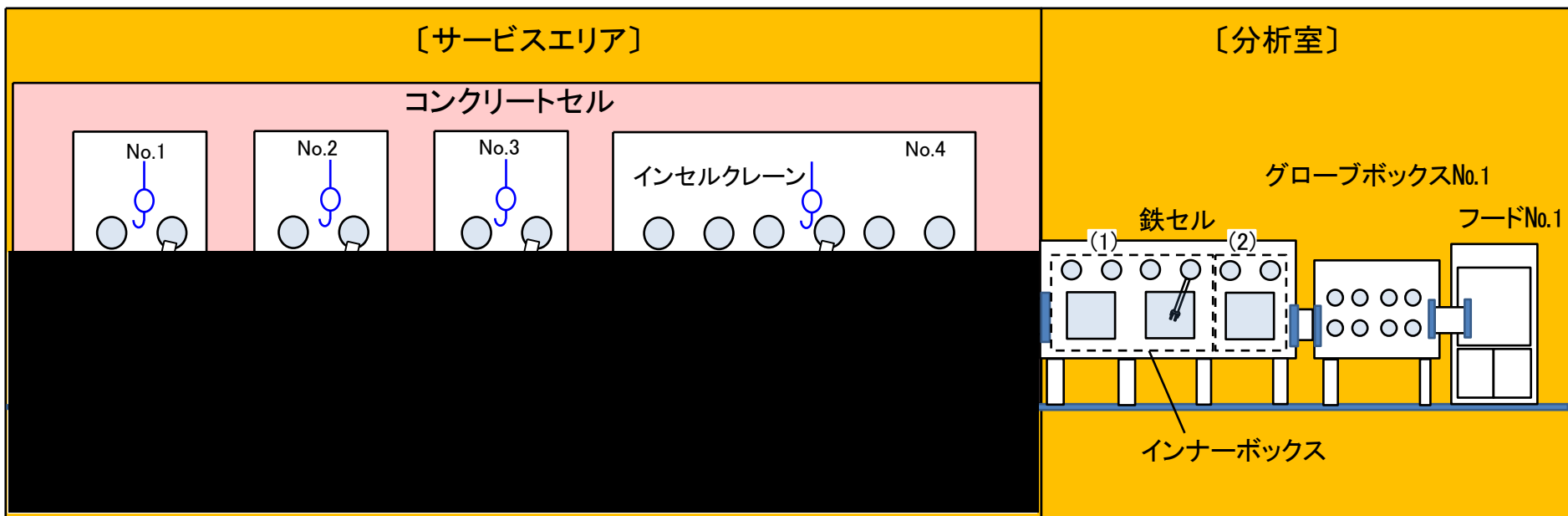


- ② 地上1階ローディングドックから地上1階サービスエリア(1)へキャスク架台含めて移送
- ③ 地上1階サービスエリア(1)にてキャスク本体のみ吊上げ、サービスエリア(2)のコンクリートセルNo.1天井又は地上1階サービスエリア(1)のコンクリートセルNo.1背面に接続

第2棟の機器配置図 地上2階

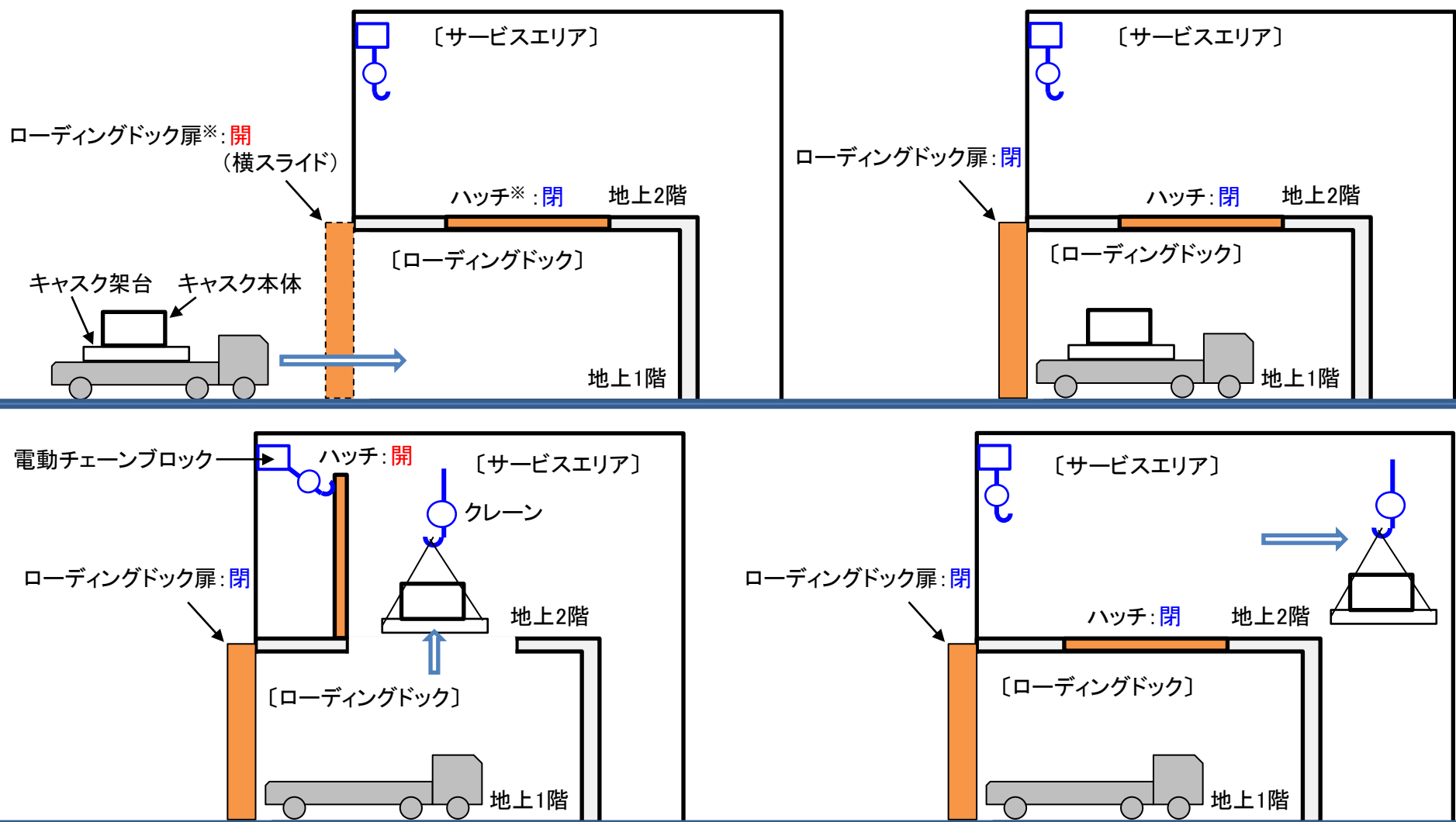
1. 放射性物質分析・研究施設第2棟の概要

1.3. 燃料デブリ等の取り扱いフロー概要の補足 (3/15)



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 (4/15)

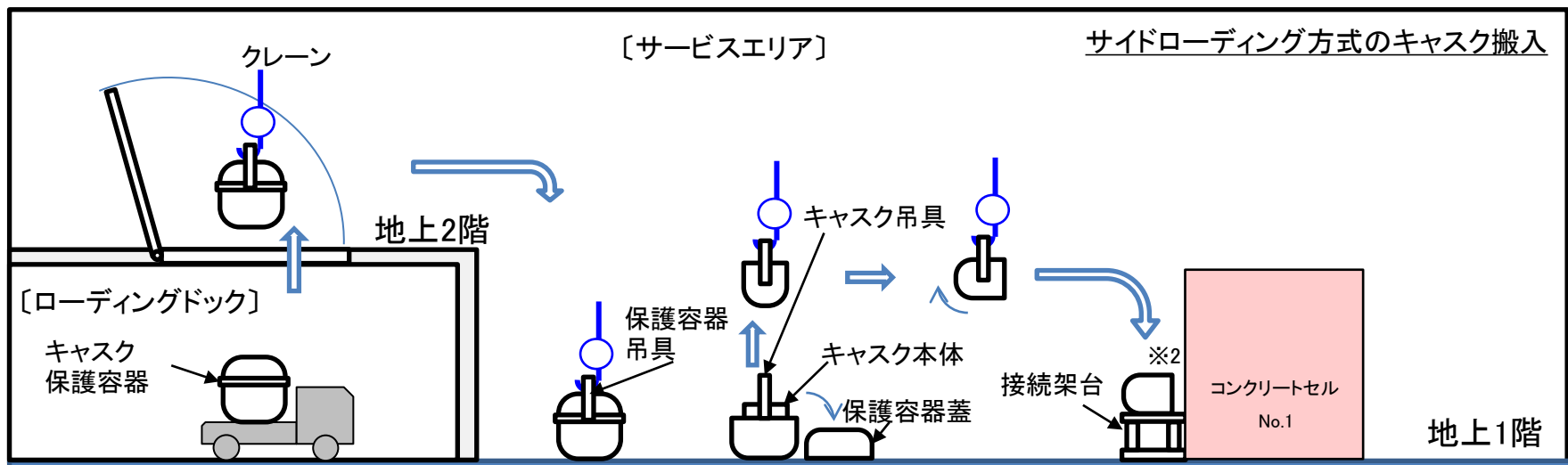
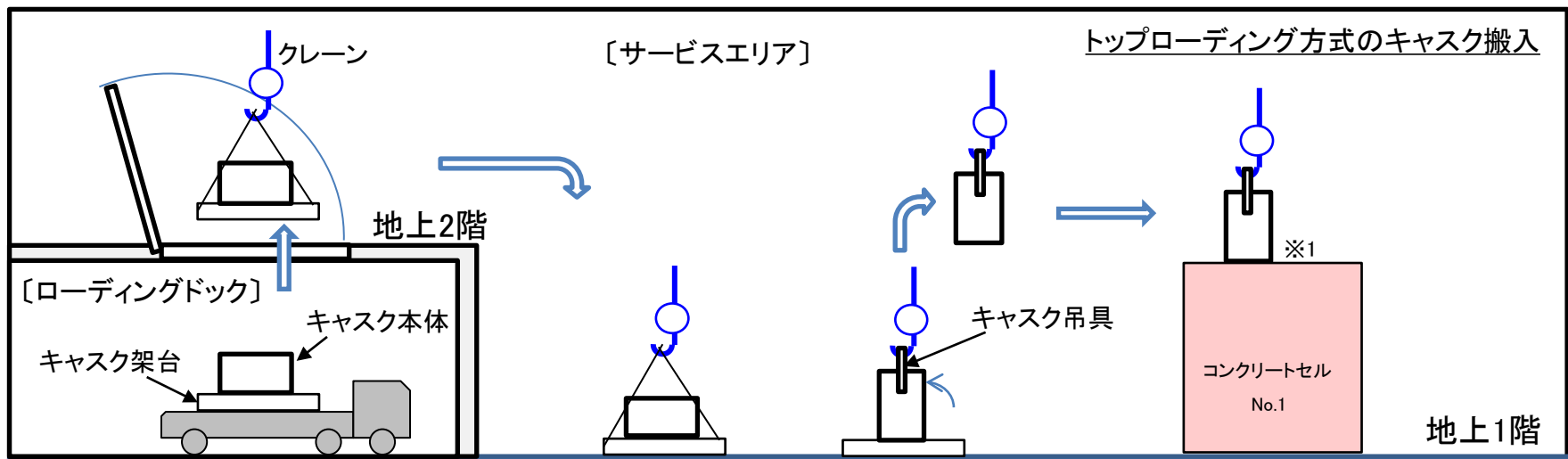


※: ローディングドック扉とハッチにインターロックを設置し、同時開放できない設計としている。

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 (5/15)

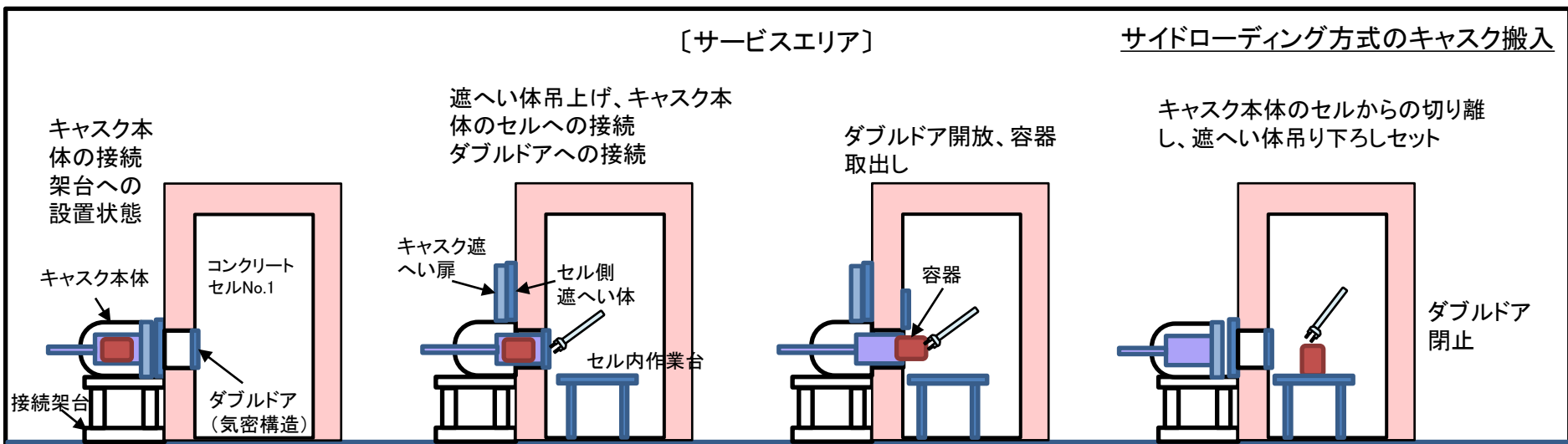
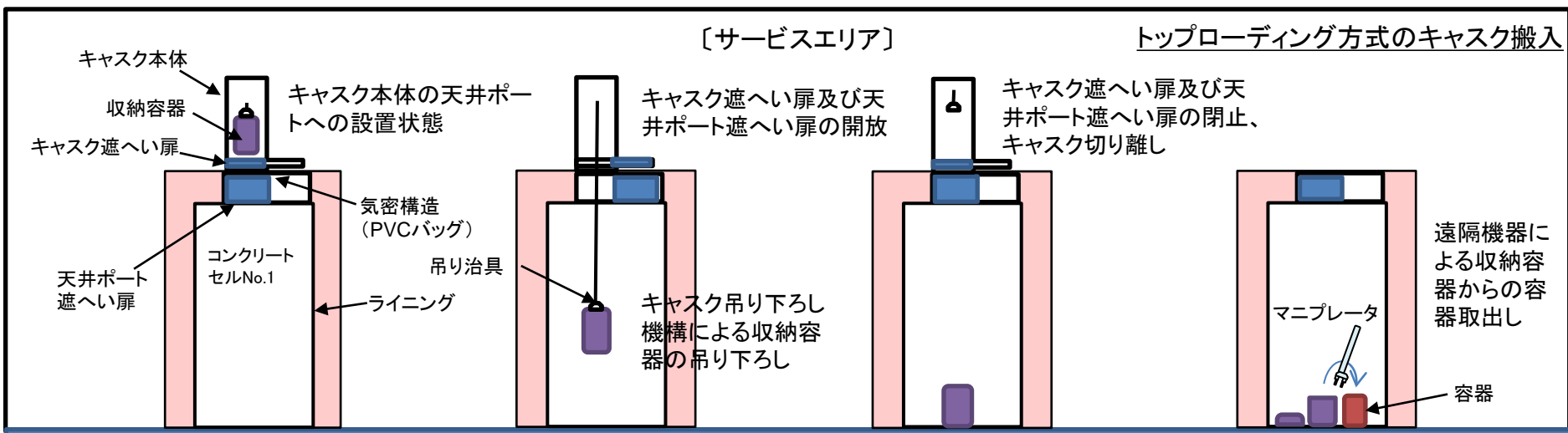


キャスクの搬入方法

※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

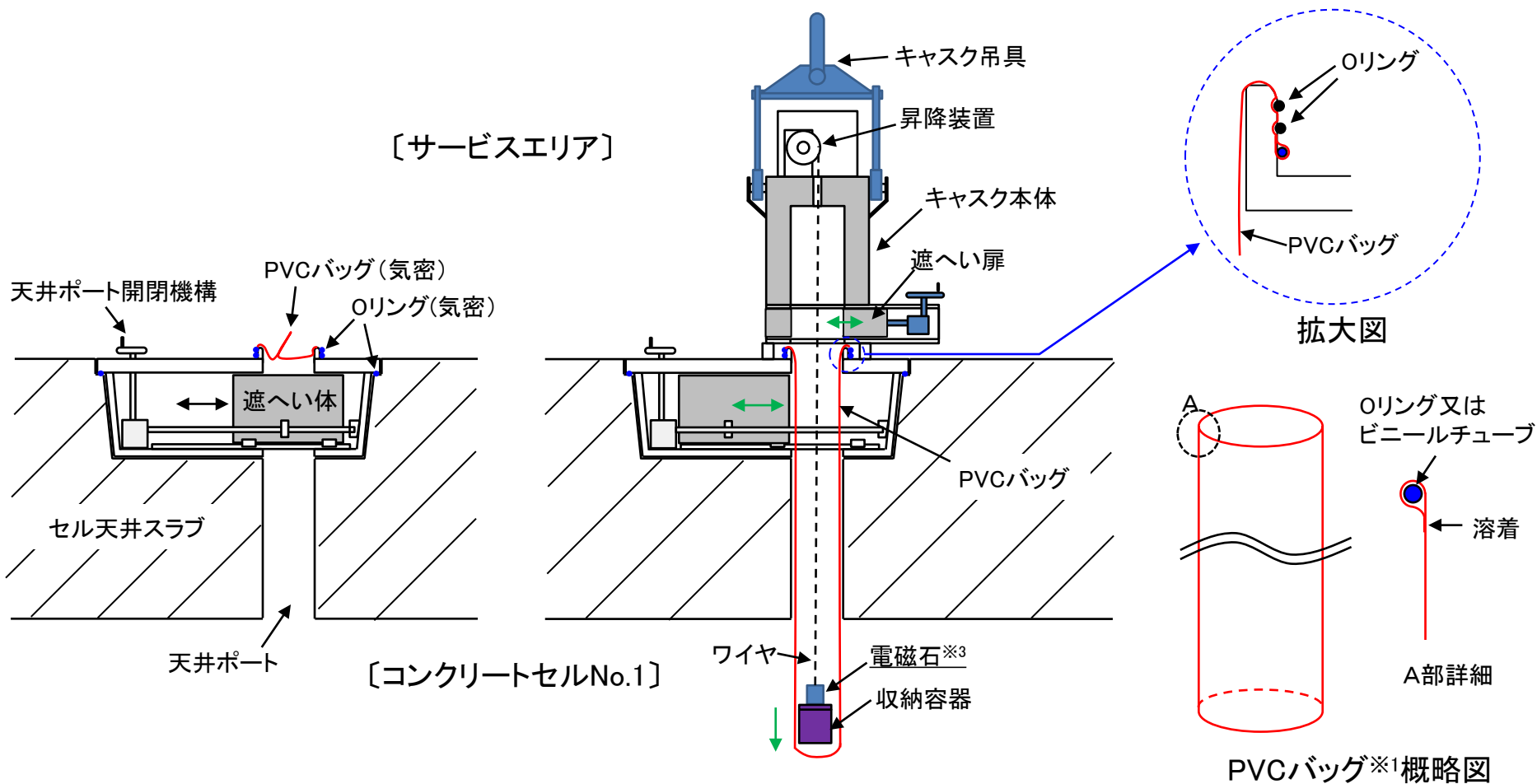
1.3. 燃料デブリ等の取り扱いフロー概要の補足 (6/15)



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 (7/15)



トップローディング方式※2によるセル内搬入方法例(1/2)

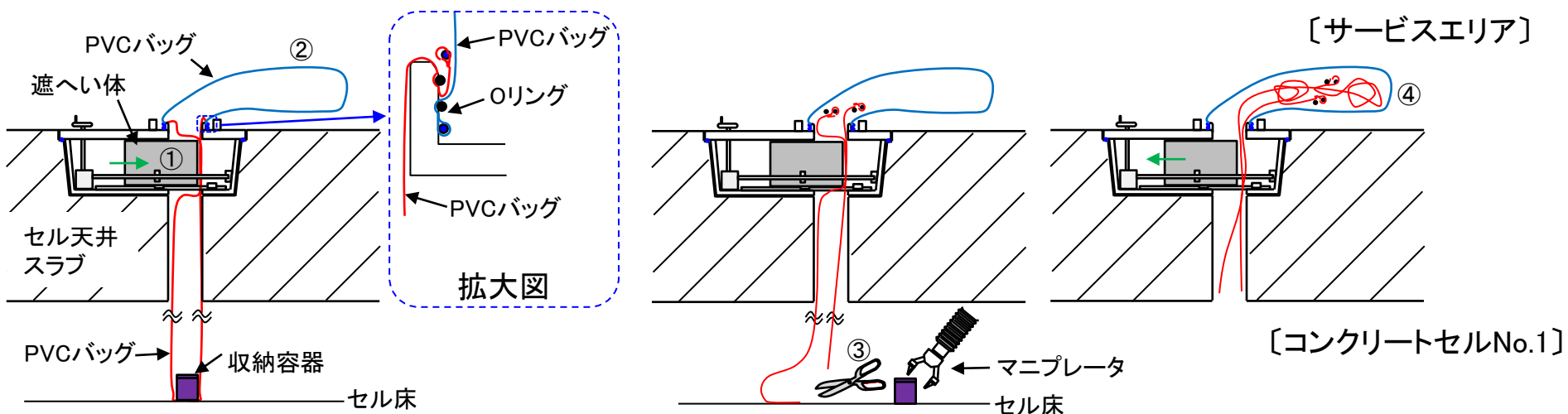
※1: PVC(難燃性のポリ塩化ビニール)を筒状に加工したもの。

※2: JAEA茨城地区において、照射済燃料集合体等の移送に使用している。

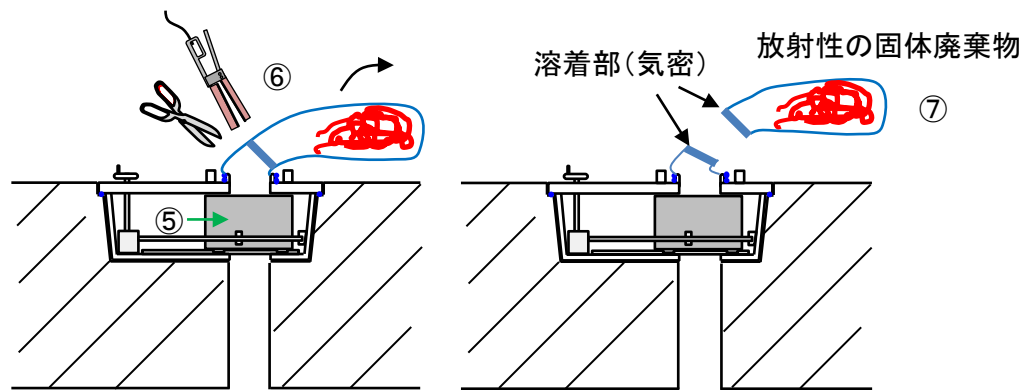
※3: 電磁石は、通電によって着磁、脱磁を繰り返すことから、停電時の場合でも着磁の状態が維持され落下しない。

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 (8/15)



[サービスエリア]



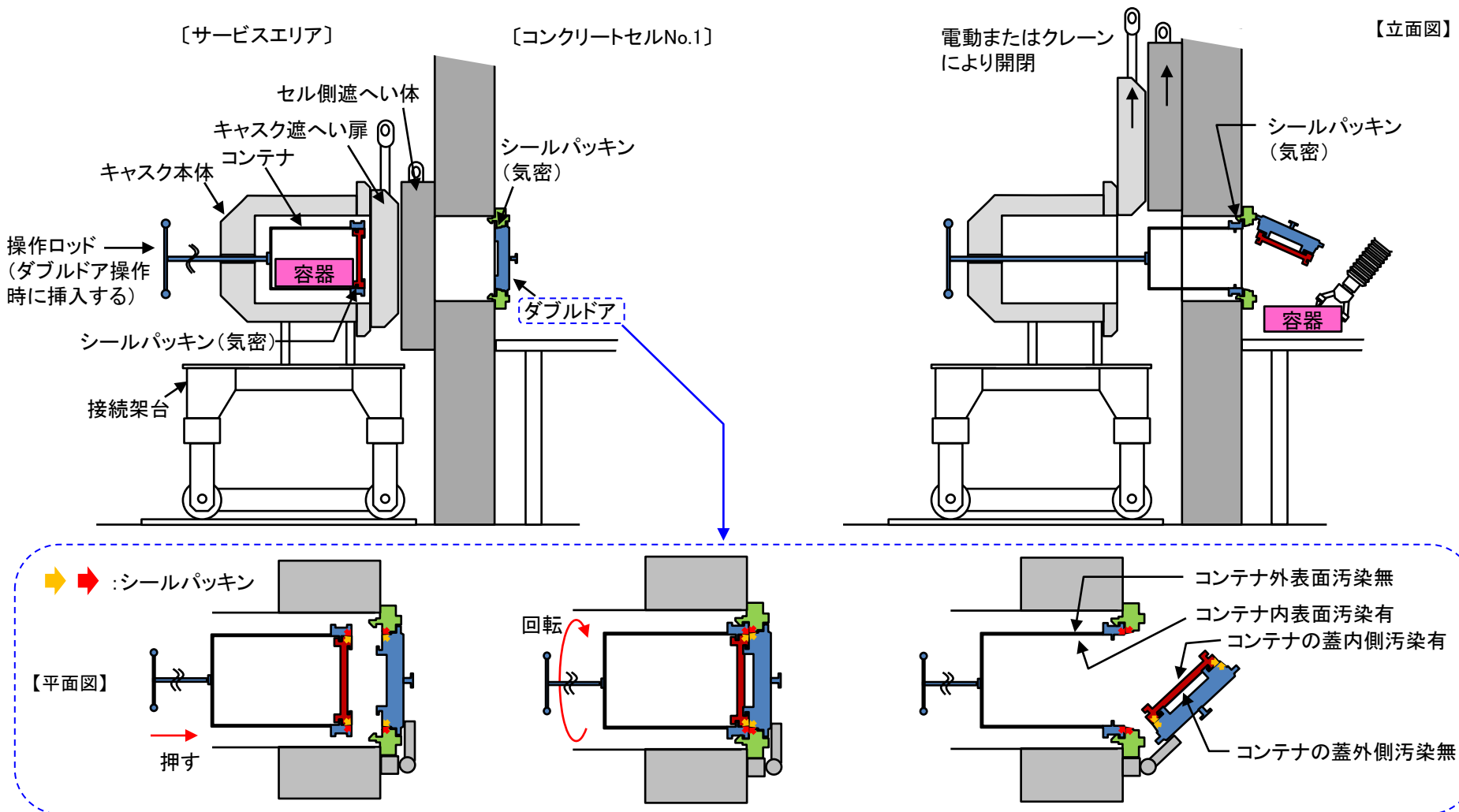
- ① 収納容器がセル床に着地後、遮へい体を閉める。
- ② PVCバッグ(赤)からの収納容器取出しに伴う気密維持等のため、PVC(赤)の上から新しいPVCバッグ(青)をポートに装着する。PVCバッグ(青)装着後、ポートからPVCバッグ(赤)を取り外す(Oリング含め)。
- ③ マニプレータ等を用いてPVCバッグ(赤)から収納容器を取り出す。
- ④ PVCバッグ(赤)を引き上げPVCバッグ(青)内に収納する。
- ⑤ ポートを遮へい体で完全に閉じる。
- ⑥ PVCバッグ(青)を溶着し、溶着部中央を切断する。
- ⑦ 切断したPVC(青+赤)を容器等に収納し、固体廃棄物払出準備室へ移送する。

[コンクリートセルNo.1]

トッローディング方式によるセル内搬入方法例(2/2)

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 (9/15)

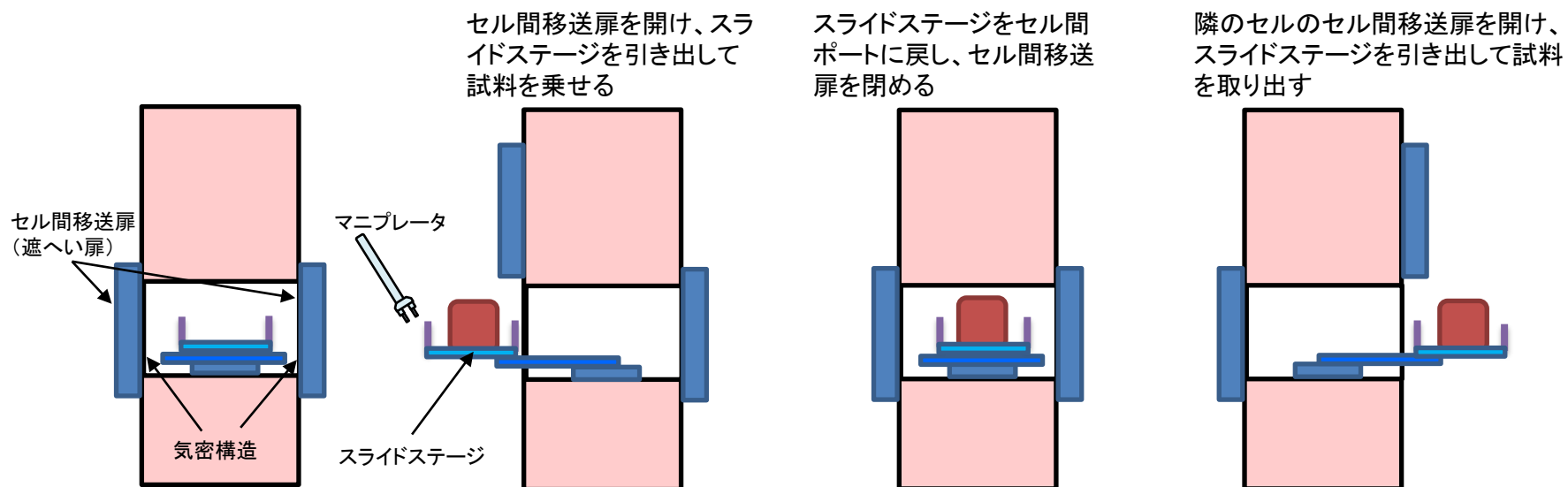
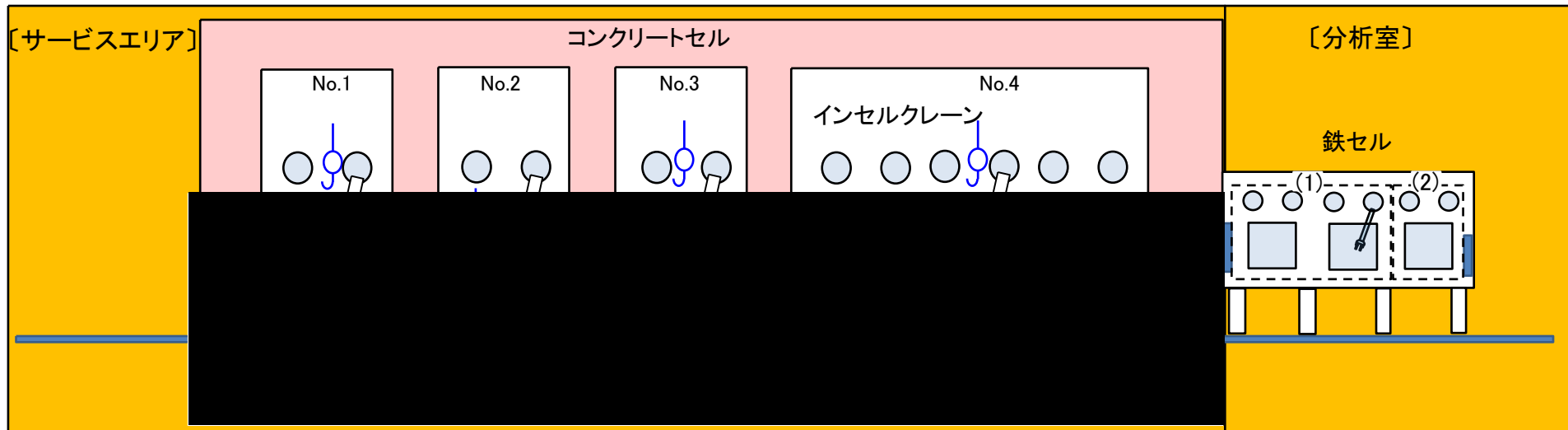


サイドローディング方式※1によるセル内搬入方法例

※1: JAEA茨城地区(東海)において、燃料棒切断等により作成した試料の移送に使用している。

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 (10/15)

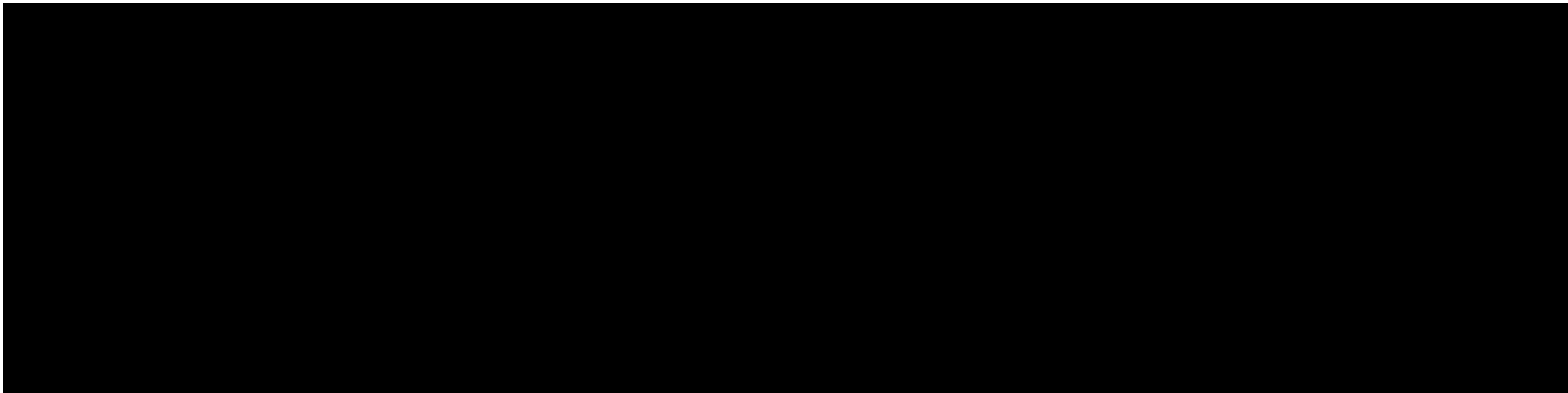



コンクリートセル間の試料の移動方法


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 (11/15)

試料ピットの最下部に収納された容器を取り出す際には、を空にする。



① の遮へい蓋をインセルクレーンにて取り外す。



② 容器をインセルクレーンにて吊上げ、空の へ収納する。

③ 目的の容器を取り出す。


(サービスエリア側)

【平面図】



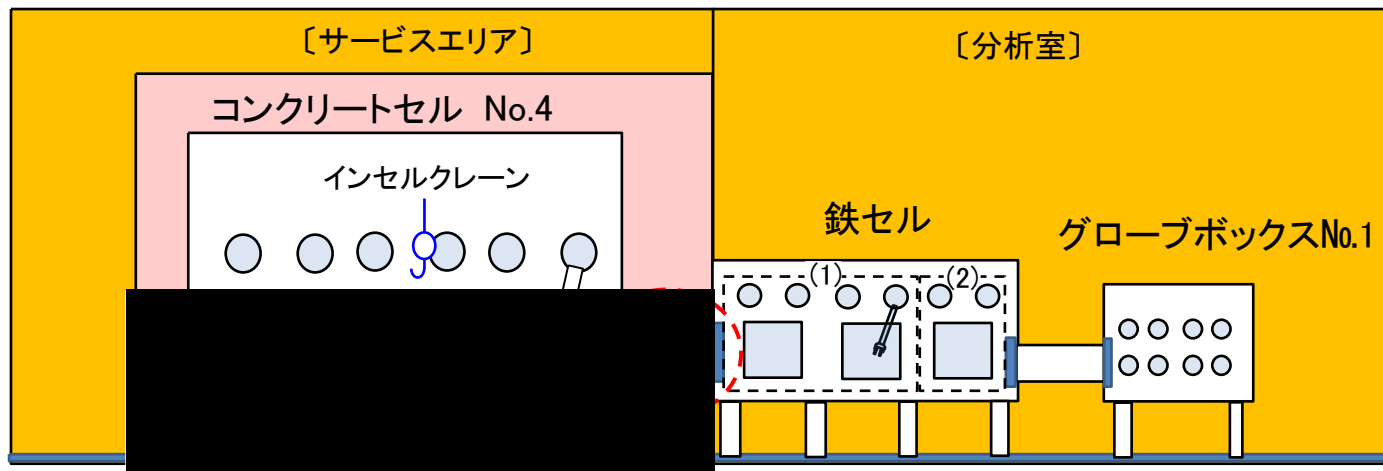
- : 容器取出しを考慮し、を空にする
- : 容器を収納する 

(オペレーションエリア側)

 試料ピットからの容器取出方法例

1. 放射性物質分析・研究施設第2棟の概要

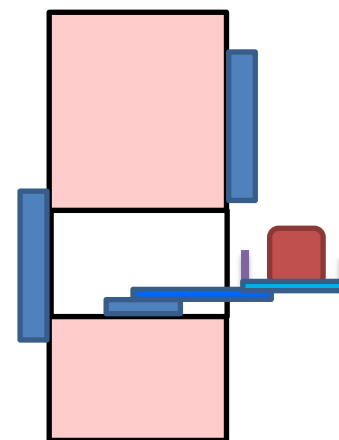
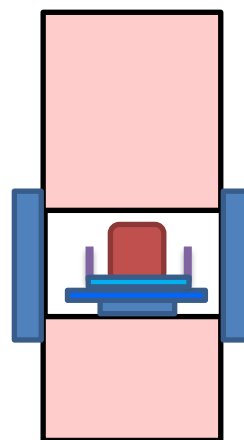
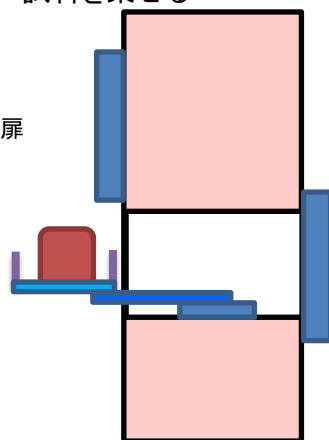
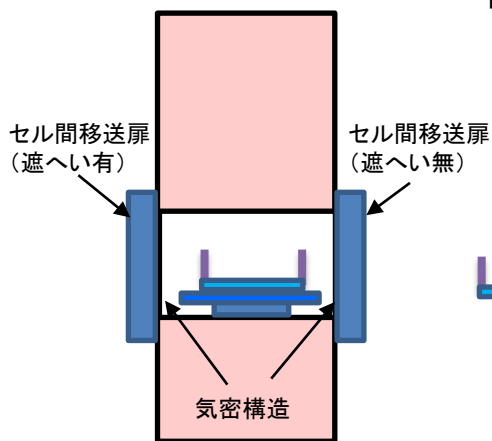
1.3. 燃料デブリ等の取り扱いフロー概要の補足 (12/15)



セル間移送扉を開け、スライドステージを引き出して試料を乗せる

スライドステージを押し込み、セル間移送扉を閉める

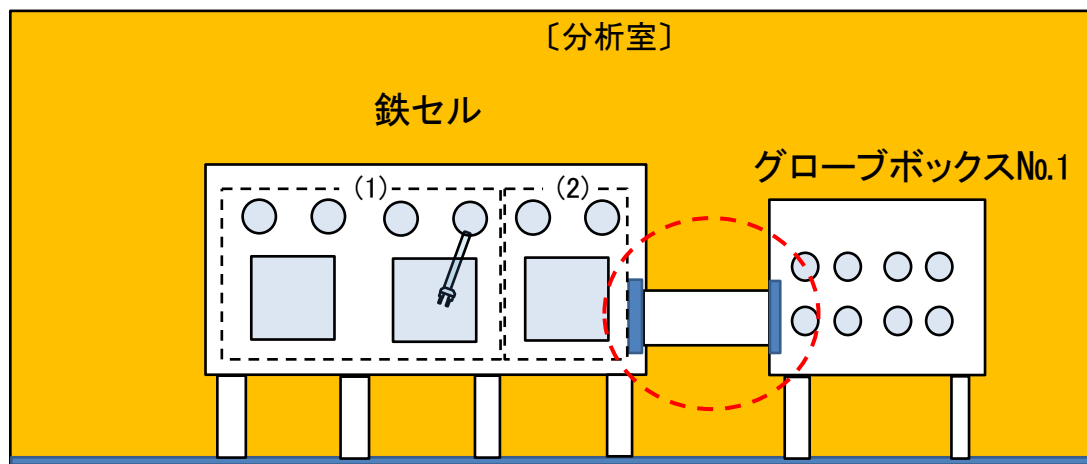
セル間移送扉を開け、スライドステージを引き出して試料を取り出す



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

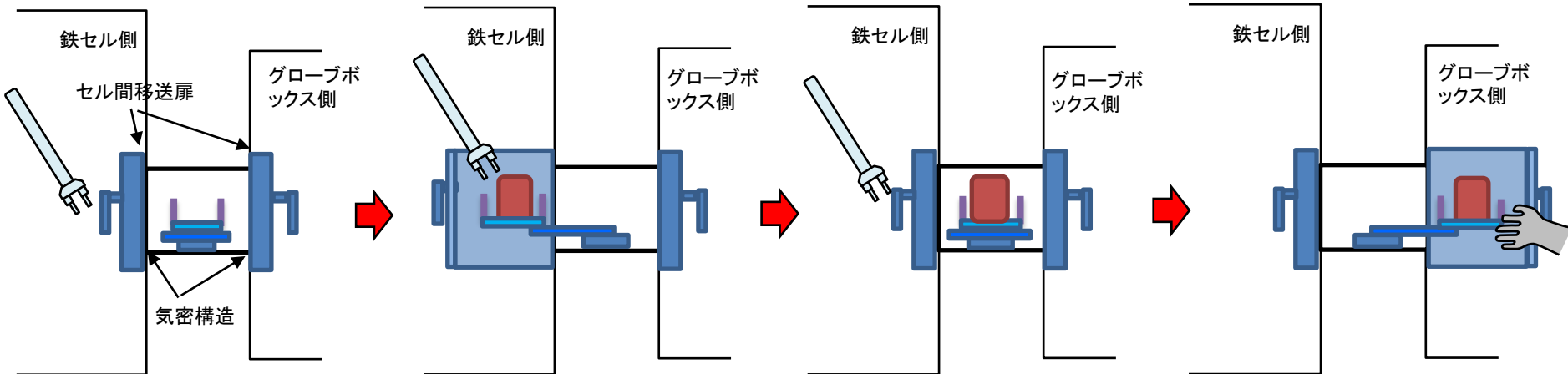
1.3. 燃料デブリ等の取り扱いフロー概要の補足 (13/15)



セル間移送扉を開け、スライドステージを引き出して試料を乗せる

スライドステージを押し込み、セル間移送扉を閉める

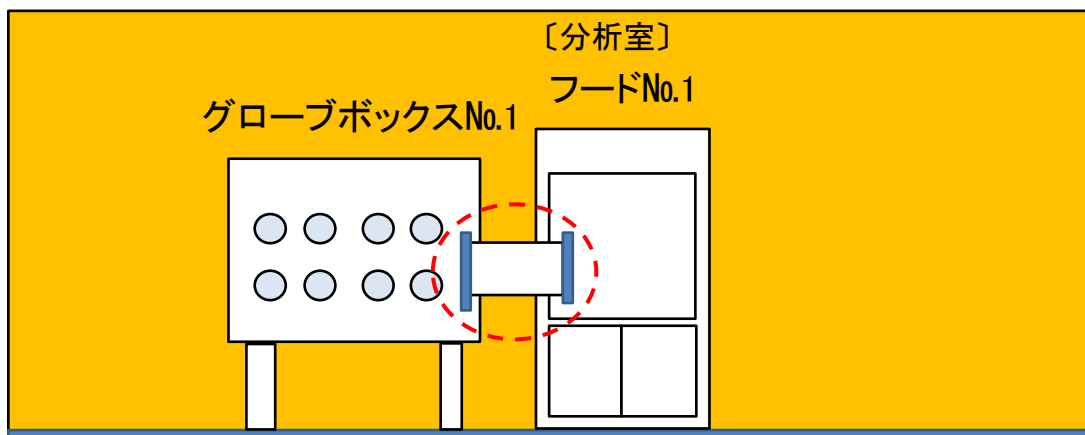
セル間移送扉を開け、スライドステージを引き出して試料を取り出す



鉄セル、グローブボックス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

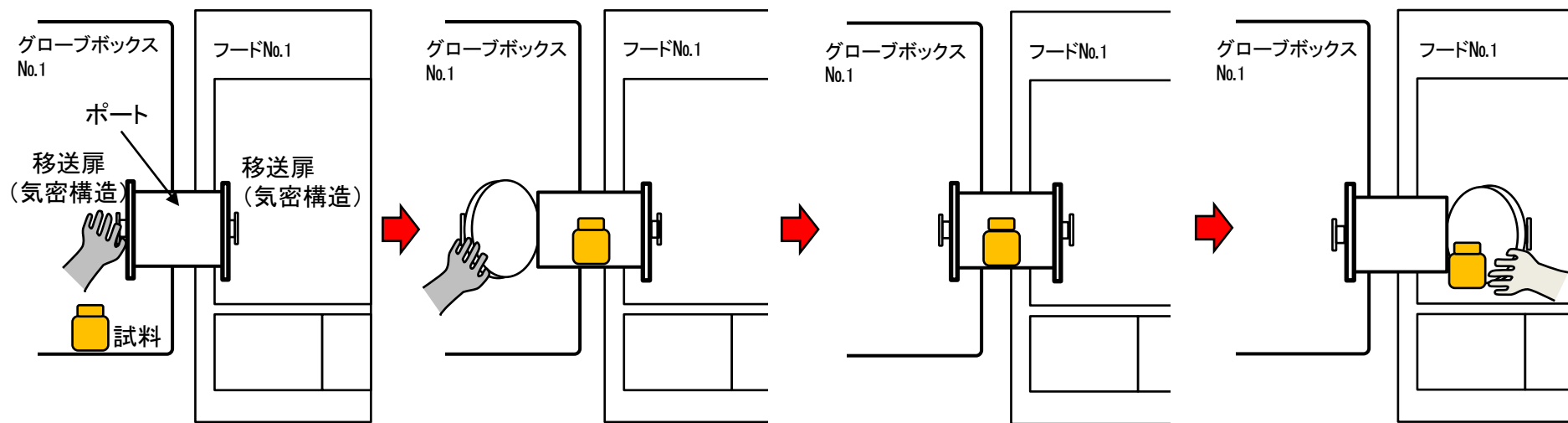
1.3. 燃料デブリ等の取り扱いフロー概要の補足 (14/15)



移送扉を開け、ポート内に
試料を移送する

移送扉を閉める

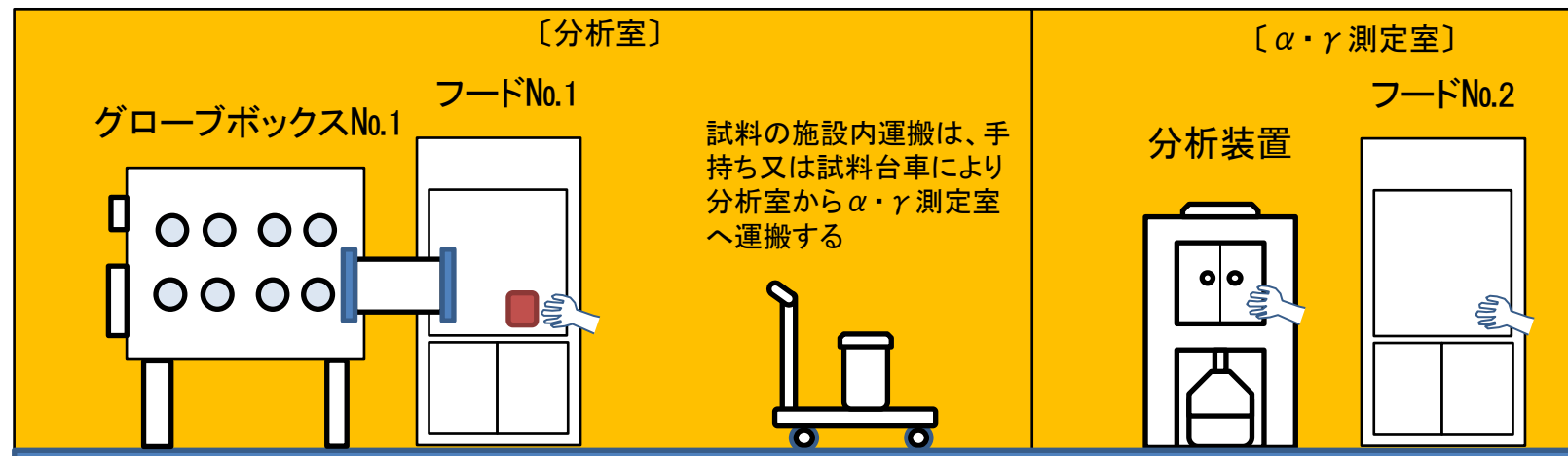
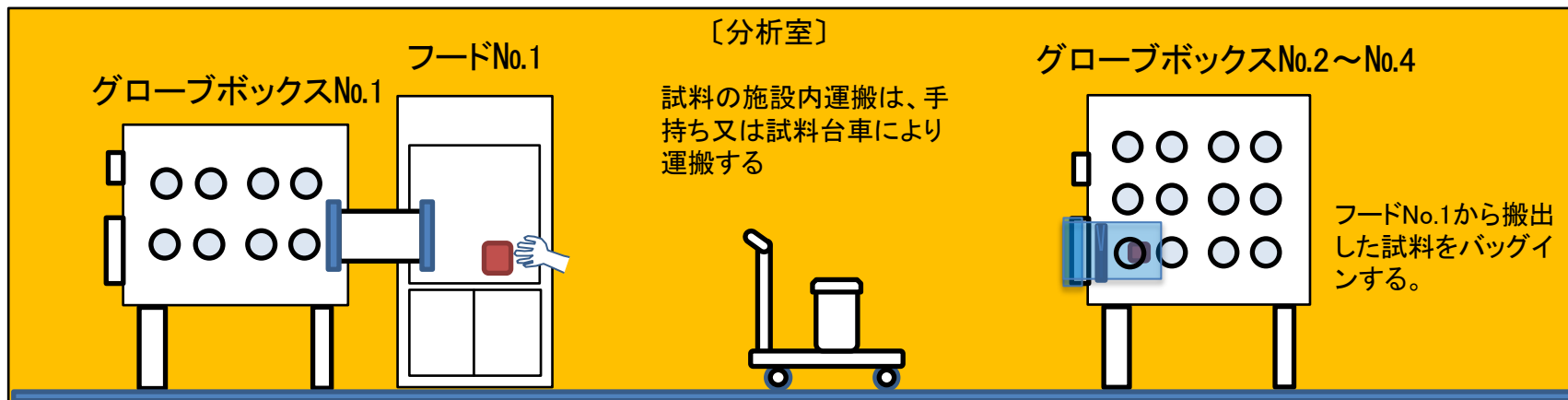
移送扉を開け、試料を取り出す



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 (15/15)



施設内での試料取出し及び運搬方法

1. 臨界管理の方法(1/2)

第2棟は、核燃料物質を含む燃料デブリ等を取り扱うため、臨界防止のための方策を講ずる。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、燃料デブリ等を分析試料として取り扱う際、形状等が変化する前処理を行うため**質量管理**で**臨界管理**を行う。

試料ピットは、燃料デブリ等を一時的に保管する設備で、XXXXXXXXXXに設置する。

XXXXXXXXXXがあり、各XXXXXXXXXXに燃料デブリ等(XXXX以下)を収納した容器をXXXXまで積み上げて保管する。最大容量はXXXXXXXXXX、XXXXである。

試料ピットでは、**質量管理及び形状管理**※で**臨界管理**を行う。

※ 複数の燃料集合体を収納する場合には収納間隔を制限したラック、溶液状の核燃料物質を取扱う場合には厚さを制限した平板型、円環状の槽を用いるなど、核燃料物質を収納する容器等の形状や寸法を制限することで、臨界とならないよう管理することを一般的に形状管理という。

第2棟の形状管理では、燃料デブリ等を収納する試料ピットのXXXXXXXXXXの径、間隔等を制限することで、臨界とならないよう管理する。

1. 臨界管理の方法(2/2)

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 α ・ γ 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、■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、■■■■■■■■■■の試料ピットに一時的に保管する(形状管理)。

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。

3. 第2棟の安全対策

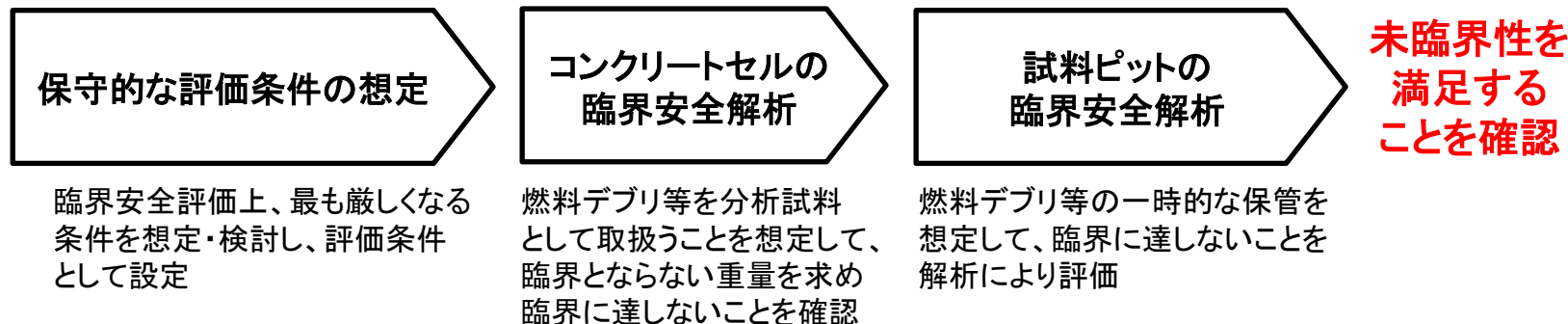
3.3. 臨界安全設計の補足 (3/16)

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 (3σ) を加えた値が 0.95以下※1 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UO₂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。

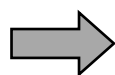
3. 第2棟の安全対策

3.3. 臨界安全設計の補足 (5/16)

4. 燃料組成の検討(1/2)－UO₂燃料－

1F 1～3号機に装荷されたUO₂燃料(未照射)の²³⁵U濃縮度に基づき、UO₂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%]
²³⁵ U濃縮度	■



評価値[wt%]
■

核分裂性物質である²³⁵Uの濃縮度を保守的に ■ とした。

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

3. 第2棟の安全対策

3.3. 臨界安全設計の補足 (6/16)

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	■■■■■	➔	■■■
²³⁵ 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 + ²⁴¹Amの含有率を ■■■■ とした。
- ② ²³⁵U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%]
■■■■■	■■■■■	➔	■■■■■
■■■■■	■■■■■		■■■■■

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

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。

3. 第2棟の安全対策

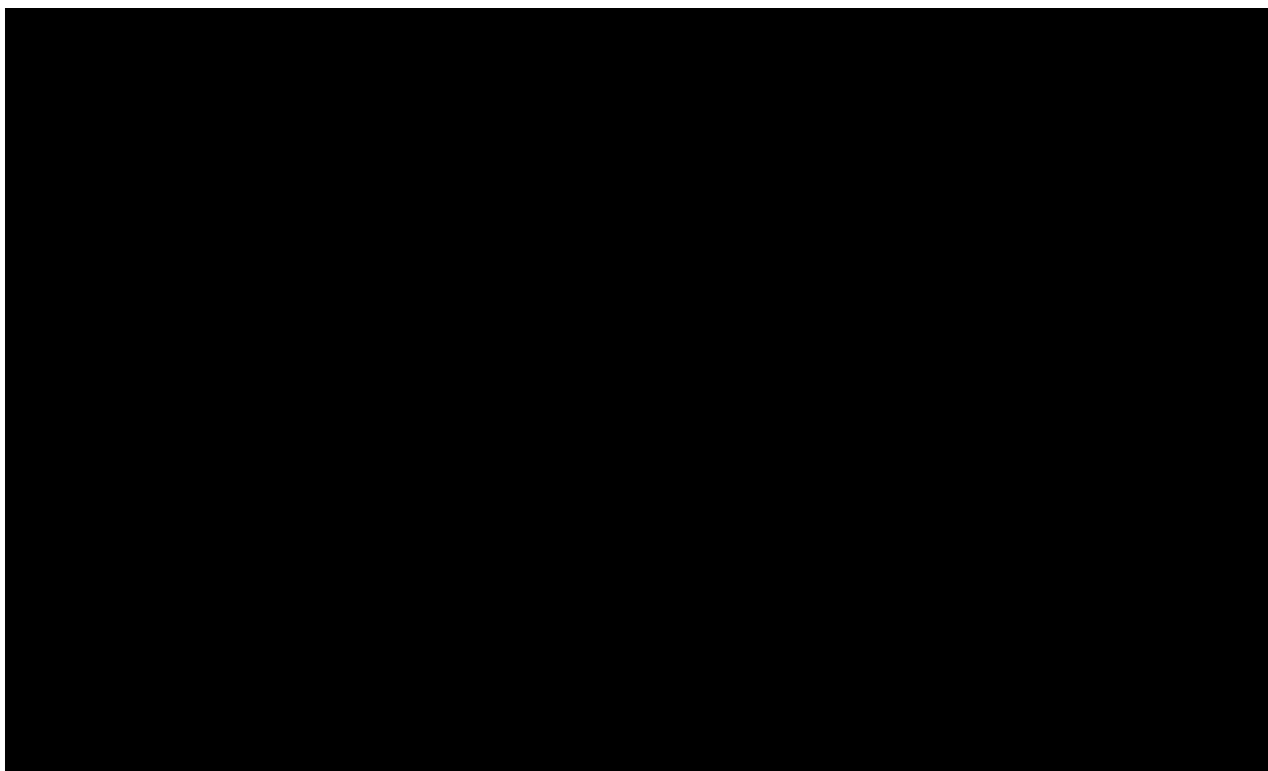
3.3. 臨界安全設計の補足 (7/16)

5. UO₂燃料とMOX燃料の比較検討

UO₂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、UO₂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、UO₂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。



3. 第2棟の安全対策

3.3. 臨界安全設計の補足 (8/16)

6. 臨界安全評価における燃料デブリ等の組成

これまでの想定・検討結果を踏まえ、以下の条件で臨界安全解析を行う。

	評価値[wt%]
Pu含有率	■
²³⁵ U濃縮度	■

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

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

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

・ Pu同位体組成等

核種	評価値[wt%]
■	■
■	■

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

7. コンクリートセルの臨界安全解析(1/3)

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。

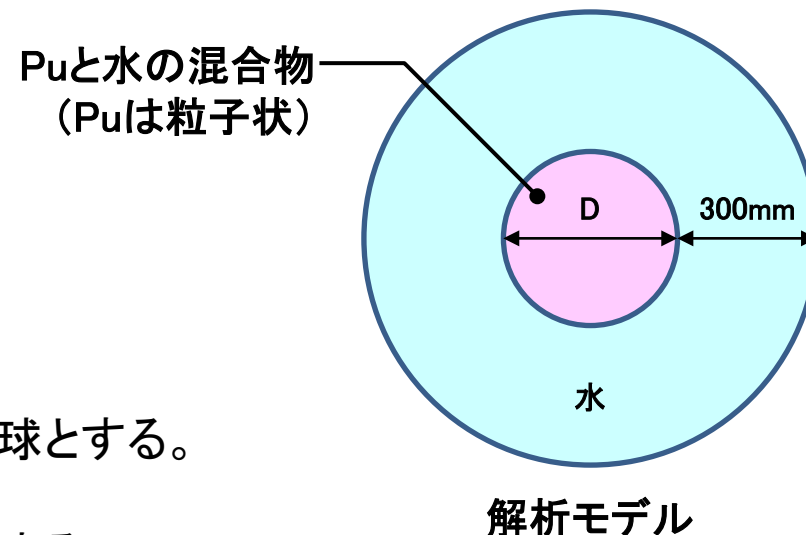
① 解析条件

(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。

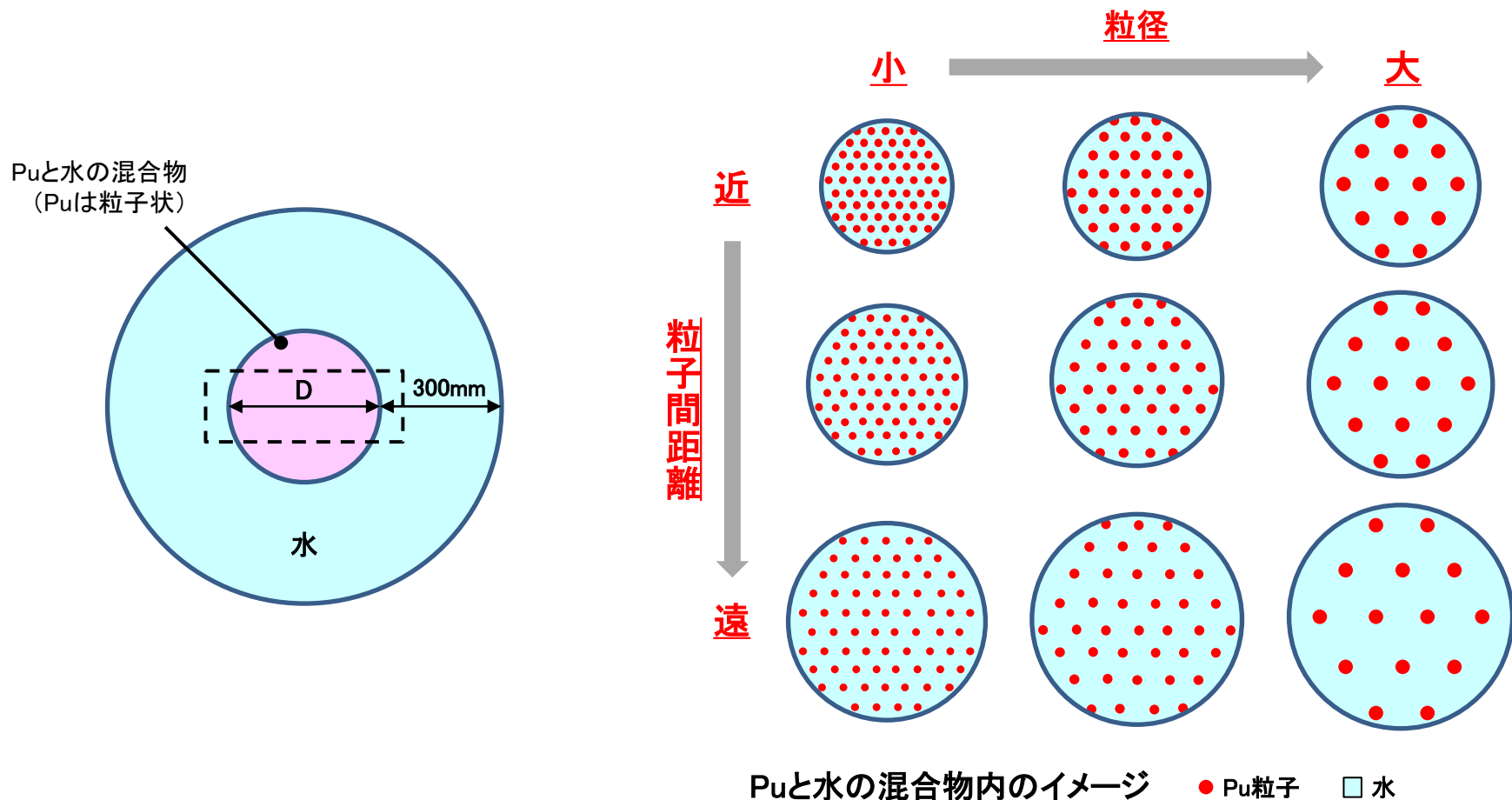


3. 第2棟の安全対策

3.3. 臨界安全設計の補足 (10/16)

7. コンクリートセルの臨界安全解析(2/3)

コンクリートセルの臨界安全解析では、Puと水の混合物の直径(D)を臨界安全評価上、最も厳しい評価(中性子実効増倍率が最大)となるように設定した。評価においては既存核燃料サイクル施設の使用済燃料の溶解工程での臨界安全評価と同様に、直径(D)は、粒子状のPuの粒径と粒子間の距離を変化させた。



3. 第2棟の安全対策

3.3. 臨界安全設計の補足 (11/16)

7. コンクリートセルの臨界安全解析(3/3)

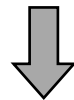
② 解析結果

(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²³⁵U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]

²³⁵U : [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(1/4)

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

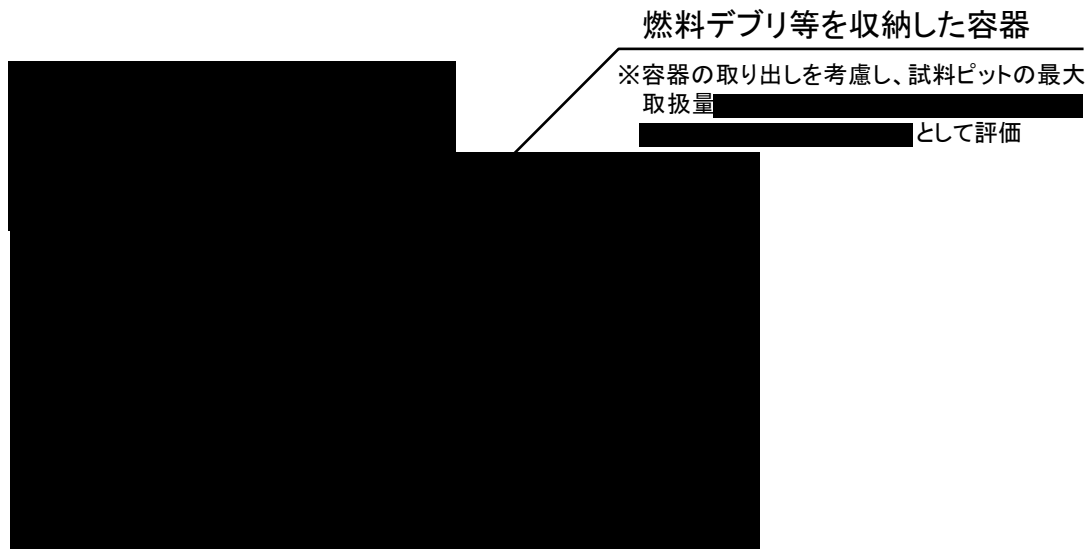
(1) 解析コード : MVP2.0(連続エネルギーモンテカルロ計算コード)

(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(2/4)

(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。
- ██████████ 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)

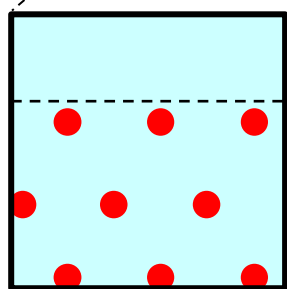
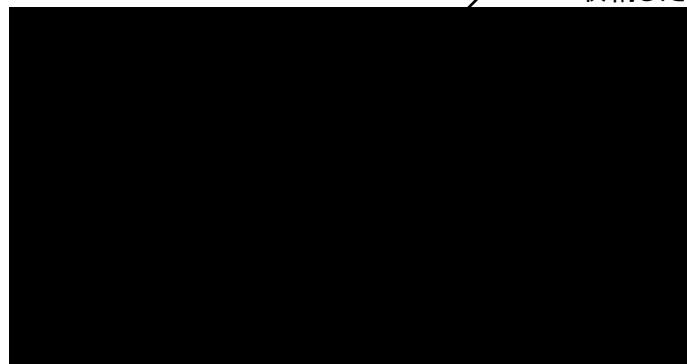
3. 第2棟の安全対策

3.3. 臨界安全設計の補足 (14/16)

8. 試料ピットの臨界安全解析(3/4)

試料ピットの臨界安全解析では、粒子状のMOX燃料の粒径と粒子間の距離を変化させ、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。なお、粒子間の距離は、粒子状のMOX燃料と水の混合物中の水の体積により変化させた。

燃料デブリ等(■)を
収納した容器



解析上、水の反射体として扱う領域

粒子状のMOX燃料と水の混合物
※粒子間距離は水の体積により
変化させる(右表)

● 粒子状MOX燃料 □ 水
容器内のイメージ

		粒径		
		小	→	大
粒子間距離	近			
	↓			
	遠			

8. 試料ピットの臨界安全解析(4/4)

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($k_{eff}+3\sigma$)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。**

※1: 『臨界安全ハンドブック第2版』, 日本原子力研究所, (1999)

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。

放射性気体廃棄物に係る考慮

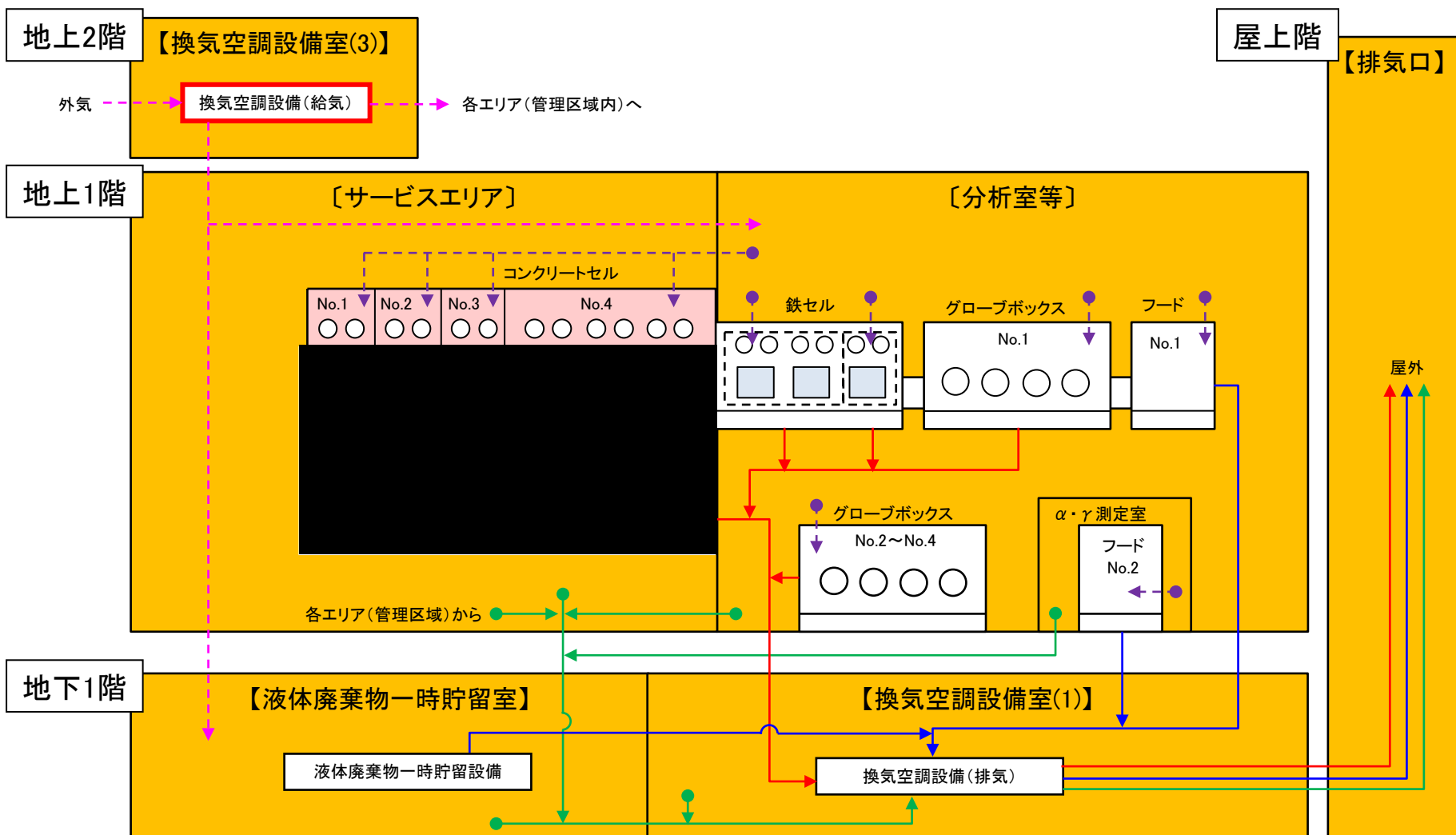
- コンクリートセル等の排気は、高性能フィルタにて放射性物質を除去し、排風機を介して第2棟の排気口より大気放出する。
- コンクリートセル、鉄セル及びグローブボックスは、排風機停止等に伴う漏えいを考慮し、給気系統に高性能フィルタを設置する。
- コンクリートセルNo.4の切断等に伴う放射性物質のセル内空気中への移行を考慮し、高性能フィルタを1段多く設置する。
- 排風機は、1基故障時又はメンテナンス時でも他の1基で機能維持可能とするように複数台(2基)設置する。
- コンクリートセル、鉄セル及びグローブボックスは、サービスエリア又は分析室に対して負圧を低く設定する。
- 第2棟の電源は2系統より受電する設計とし、1系統からの受電が停止した場合でも給電できる構成とする。
- 第2棟の排気口から放出される放射性物質の濃度は、試料放射能測定装置にて告示※に定める濃度限度を下回ることを確認する。
- 試料放射能測定装置は、1チャンネル故障時でも他の1チャンネルで測定可能とするように複数台(2チャンネル)設置する。
- 第2棟内の汚染管理、漏えい検知等を考慮し、各エリアに放射線を監視する設備を設置する。

※: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」(平成二十五年四月十二日原子力規制委員会告示第三号)

3. 第2棟の安全対策

3.4. 放射性物質拡散防止対策の補足 (2/3)

放射性気体廃棄物に係る概略フロー



- : 排気(セル・グローブボックス排気系)
- : 排気(建屋(管理区域)排気系)
- : 排気(フード排気系)
- - → : 給気(コンクリートセル等)
- - → : 給気(管理区域)

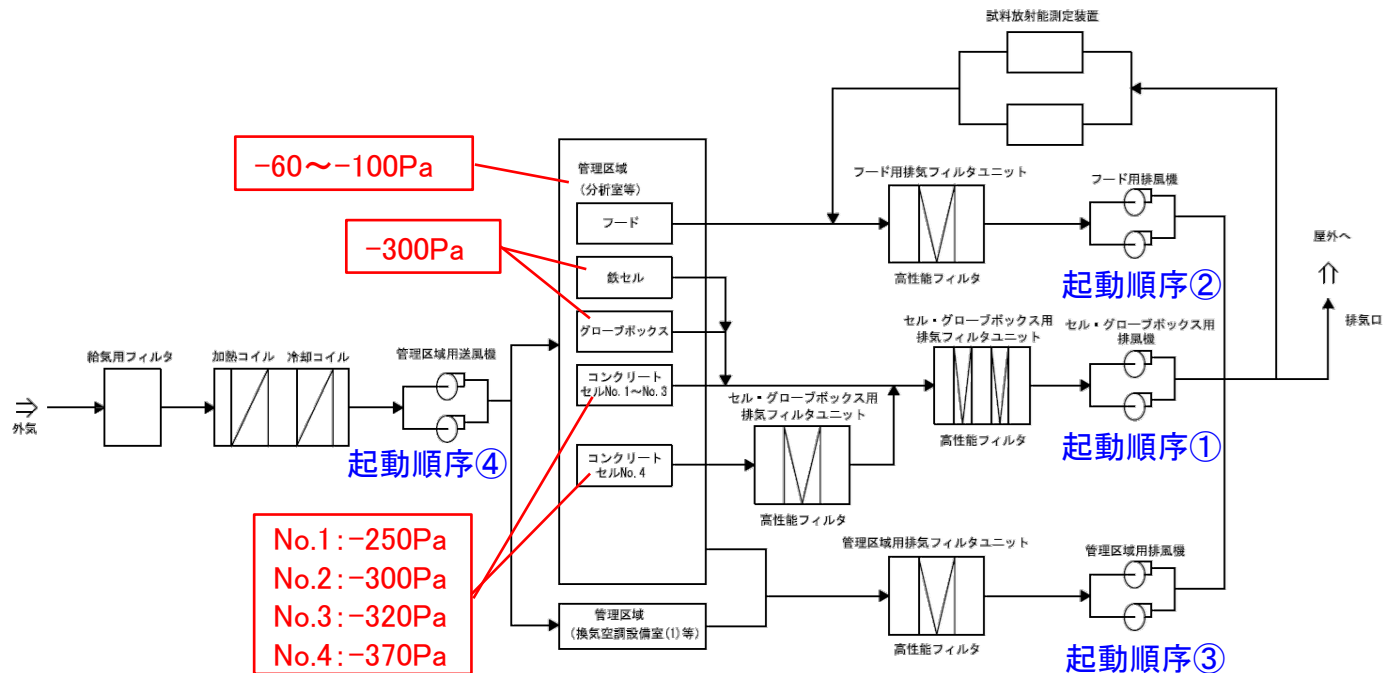
3. 第2棟の安全対策

3.4. 放射性物質拡散防止対策の補足 (3/3)

分析・試験設備等の負圧設定

サービスエリア、分析室等からコンクリートセル等まで順次大気圧より負圧を深め、空気の逆流を防止する。このための処置として、セル・グローブボックス排気系統のうち、コンクリートセル、鉄セル及びグローブボックスからの排気はその内部圧力がサービスエリア及び分析室との差圧として $-150\sim-500\text{Pa}$ となるように、排気風量を制御する。コンクリートセル等の負圧異常時には、制御室にて警報を発報する。

各エリアの差圧が逆転しないよう、①～④の順に起動する。また、汚染度の高い系統の排風機が運転していないと、その次の排風機が起動できないようにインターロックを設けている。



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%]				
ペレット最大燃焼度 [GWd/t]				

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 [] 燃焼度 []

MOX燃料 : Pu富化度 [] 燃焼度 []

(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 ₂ 燃料	UO ₂ 燃料	UO ₂ 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²⁴⁴Cmの生成量が増え、2号機が高くなっている。

評価の結果、UO₂燃料、²³⁵U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、UO₂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: XXXXXXXXXX)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
^{137}Cs ※	57.3%
^{90}Sr ※	29.0%
^{134}Cs	6.0%
^{154}Eu	3.5%
^{244}Cm	1.4%
^{241}Am	0.8%
^{125}Sb ※	0.5%
^{238}Pu	0.4%
^{155}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
^{244}Cm	95.5%
^{246}Cm	3.0%
^{252}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)


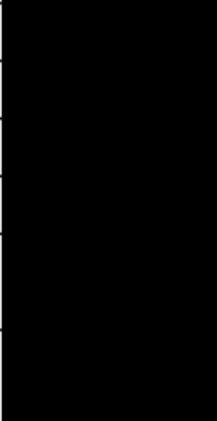



2. 敷地境界線量評価(1/3)

【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/cm³、鉄 7.8g/cm³

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 ³ /基) 2基分 放射能濃度 37Bq/cm ³		円柱線源

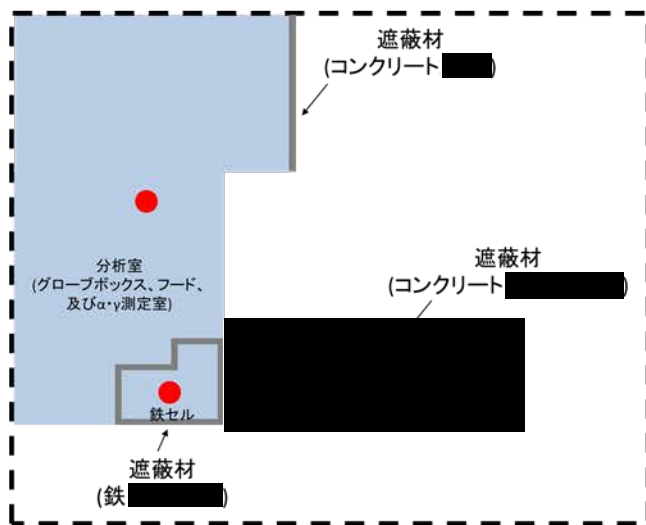
3. 第2棟の安全対策

3.6. 敷地境界線量評価の補足 (6/7)

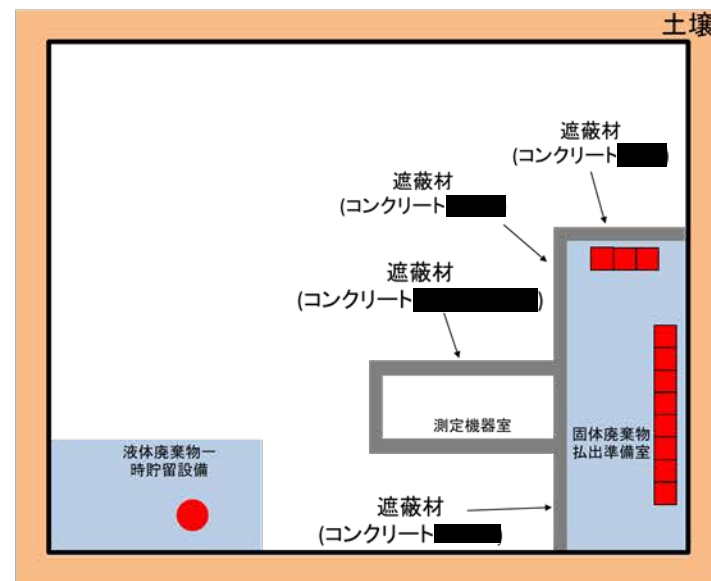
2. 敷地境界線量評価(2/3)

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

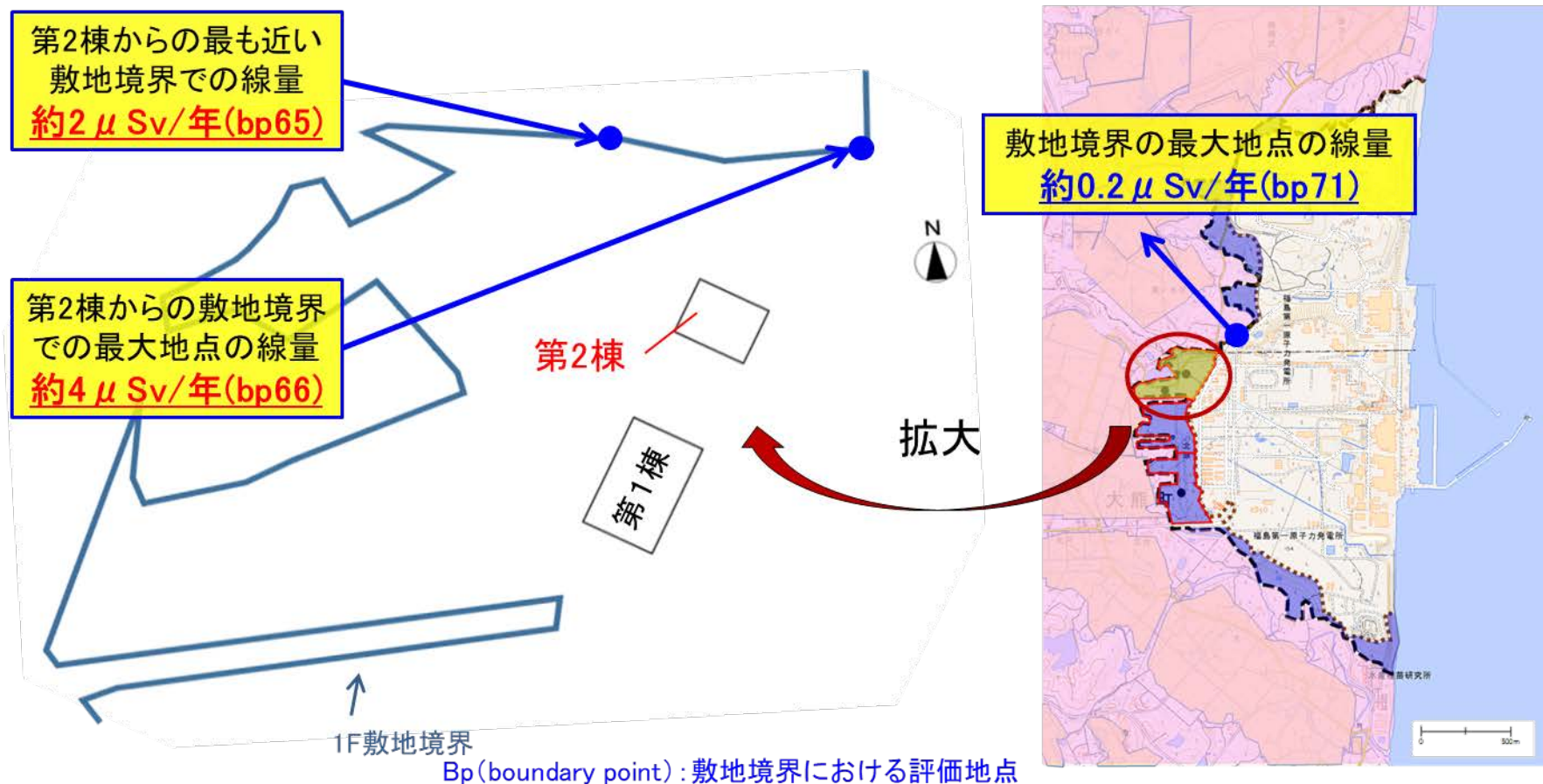
3. 第2棟の安全対策

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。



1. 第2棟における火災防護の考慮

【火災防護の考慮】

- 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により消火する。
- 消火設備を起動した場合においても、コンクリートセル、鉄セル及びグローブボックスの負圧を維持する。
- コンクリートセル、鉄セル及びグローブボックスの消火設備は、再着火防止を考慮した設備とする。
- コンクリートセル、鉄セル及びグローブボックスの消火設備は、設備の故障等を考慮して複数設置する。
- 放射性の固体廃棄物は、金属製の容器に収納する。
- 放射性の液体廃棄物を一時的に保管する設備は、静電気等の放電のため接地を施す。

2. コンクリートセル等に使用する材料

コンクリートセルでは、遮へい体に普通コンクリート、ライニングにステンレス鋼、遮へい窓枠にステンレス鋼、遮へい窓に鉛ガラス等の不燃性材料又は難燃性材料を使用する。

鉄セルでは、遮へい体に鉄、インナーボックスにステンレス鋼、遮へい窓枠にステンレス鋼、遮へい窓に鉛ガラス等の不燃性材料又は難燃性材料を使用する。

グローブボックスは、本体にステンレス鋼、気密パネルにポリカーボネート樹脂等の不燃性材料又は難燃性材料を使用する。

フードは、本体にステンレス鋼、前面シャッターに強化ガラスの不燃性材料又は難燃性材料を使用する。

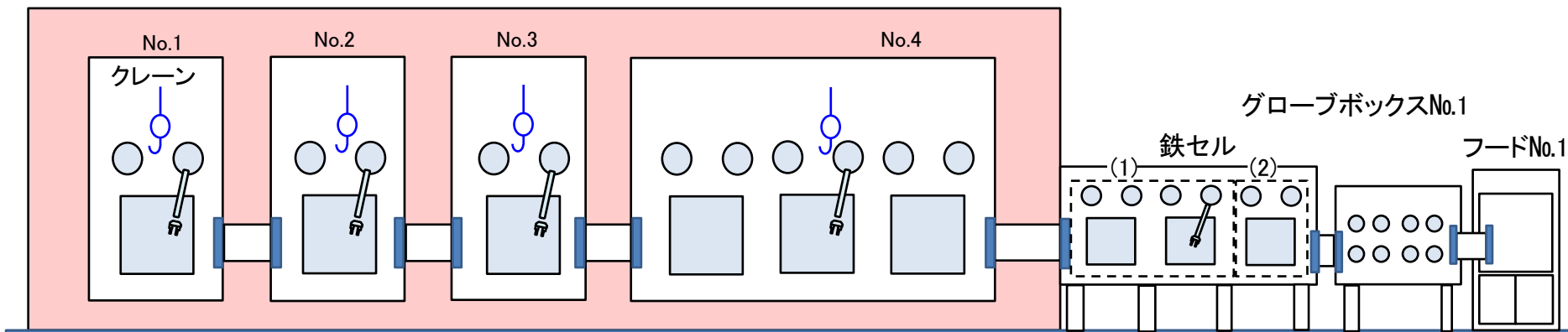
コンクリートセル等に付属するダクト、フィルタ及びケーブルは、鋼材、グラスファイバー、難燃性塩化ビニル等の不燃性材料又は難燃性材料を使用する。

3. 第2棟の安全対策

3.7.火災対策(設備)の補足 (3/17)

3. 分析・試験設備において使用を想定している試薬(1/3)

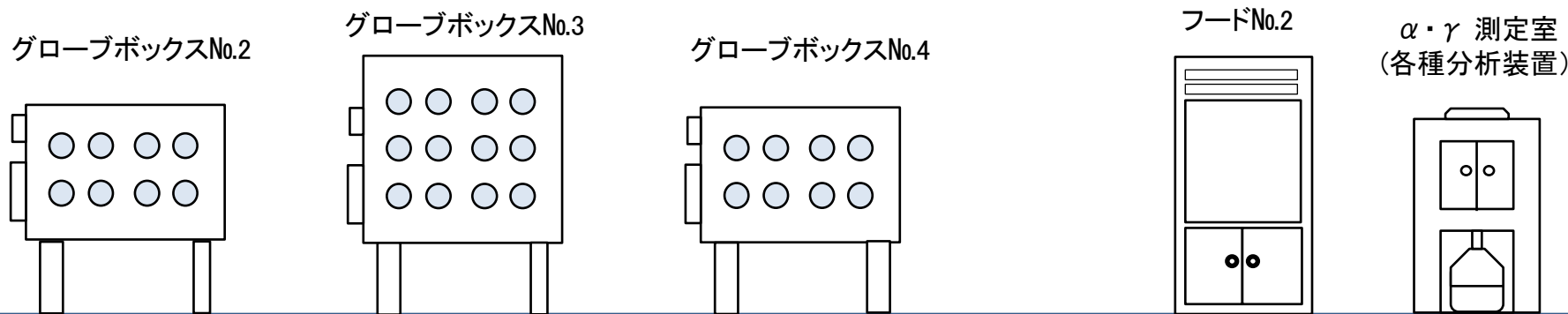
コンクリートセル



使用場所	消防法による危険物の分類 (用途)	想定使用量
コンクリートセルNo.1	第4類(除染)	数100mlオーダ
コンクリートセルNo.2	第4類(除染)	数100mlオーダ
コンクリートセルNo.3	第4類(除染)	数100mlオーダ
コンクリートセルNo.4	第1類(分析・試験) 第4類(除染)	数gオーダ 数100mlオーダ

使用場所	消防法による危険物の分類 (用途)	想定使用量
鉄セル(1)	第4類(分析・試験、除染)	数100mlオーダ
鉄セル(2)	第4類(除染) 第5類(分析・試験) 第6類(分析・試験)	数100mlオーダ 数100mlオーダ 数100mlオーダ
グローブボックスNo.1	第2類(分析・試験) 第4類(分析・試験、除染) 第5類(分析・試験) 第6類(分析・試験)	数10gオーダ 数100mlオーダ 数100mlオーダ 数100mlオーダ
フードNo.1	第4類(除染)	数100mlオーダ

3. 分析・試験設備において使用を想定している試薬(2/3)



使用場所	消防法による危険物の分類 (用途)	想定使用量
グローブボックスNo.2	第4類(除染)	数100mlオーダー
グローブボックスNo.3	第4類(除染)	数100mlオーダー
グローブボックスNo.4	第4類(除染)	数100mlオーダー
フードNo.2	第4類(分析・試験、除染)	数100mlオーダー 数100mlオーダー
α・γ 測定室 (各種分析装置)	第4類(分析・試験)	数100mlオーダー

3. 第2棟の安全対策

3.7.火災対策(設備)の補足 (5/17)

3. 分析・試験設備において使用を想定している試薬(3/3)

試薬調製室



- 使用を想定している試薬は、試薬調製室の金属製の薬品保管庫に保管する。
- 消防法により混載禁止とされている危険物は分けて保管する。
- 試薬調製室にて分析・試験で使用する試薬の調製(分取、希釈、固体状の試薬の溶解、混合等)を行う。
- 試薬の調製では、加熱処理は行わない。

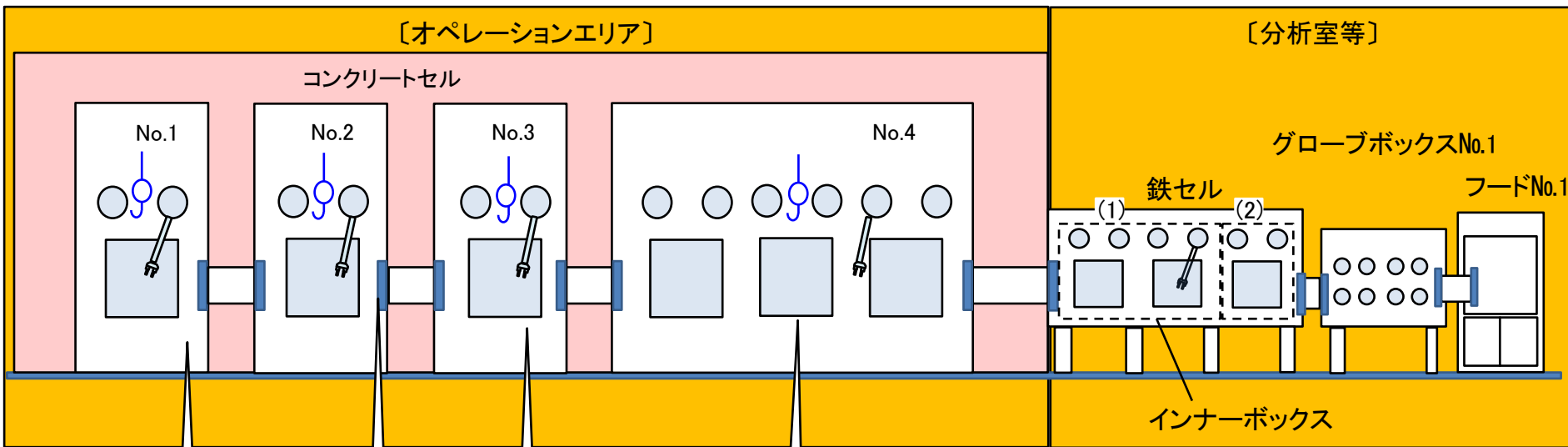
分析・試験設備において使用を想定している試薬の想定保管量は、危険物の規制に関する政令で定める指定数量より十分低く、少量危険物の貯蔵取扱所に該当しない。

消防法による危険物の分類	使用を想定している試薬名	想定保管量
第1類	硝酸銀	数10gオーダ
	過酸化ナトリウム	数100gオーダ
	亜硝酸ナトリウム	数10gオーダ
第2類	亜鉛粉末	数10gオーダ
第4類	アクアライトRS-A	数ℓオーダ
	アクアライトCN	数10mlオーダ
	メタノール	数100mlオーダ
	エタノール	数ℓオーダ
	Hionic-Fluor	数ℓオーダ
	Permafluor E+	数ℓオーダ
	Carbo-Sorb E	数ℓオーダ
	Ultima Gold LLT	数ℓオーダ
	ギ酸	数100mlオーダ
	酢酸	数100mlオーダ
	テトラエチレングリコール	数10mlオーダ
第5類	ヒドロキシルアミン溶液	数100gオーダ
第6類	過酸化水素水	数100gオーダ

3. 第2棟の安全対策

3.7.火災対策(設備)の補足 (6/17)

4. コンクリートセル等において想定している試薬の使用 (1/8)



コンクリートセルNo.1～3

消防法による危険物の分類	使用を想定している試薬名	想定使用量
第4類	エタノール(除染用)	数100mlオーダ

コンクリートセルNo.4

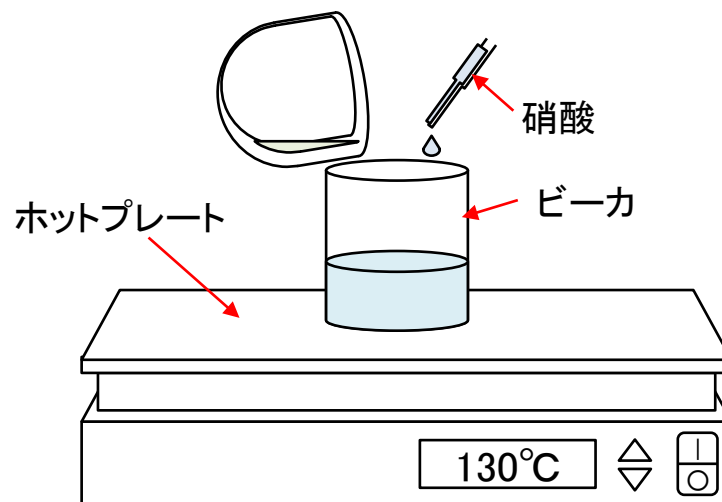
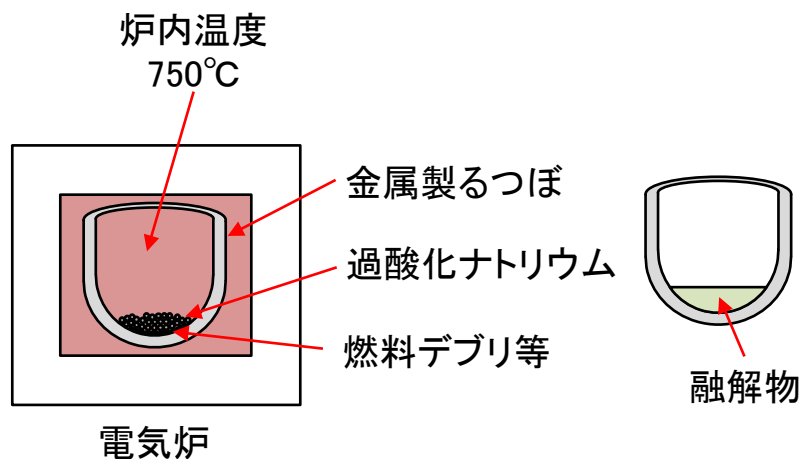
消防法による危険物の分類	使用を想定している試薬名	想定使用量
第1類	過酸化ナトリウム	数gオーダ
第4類	エタノール(除染用)	数100mlオーダ

3. 第2棟の安全対策

3.7.火災対策(設備)の補足 (7/17)

4. コンクリートセル等において想定している試薬の使用(2/8)

[コンクリートセルNo.4:アルカリ融解作業例]



① 過酸化ナトリウムと燃料デブリ等を金属製のつぼに入れ、750°Cに加熱して融解物とする。

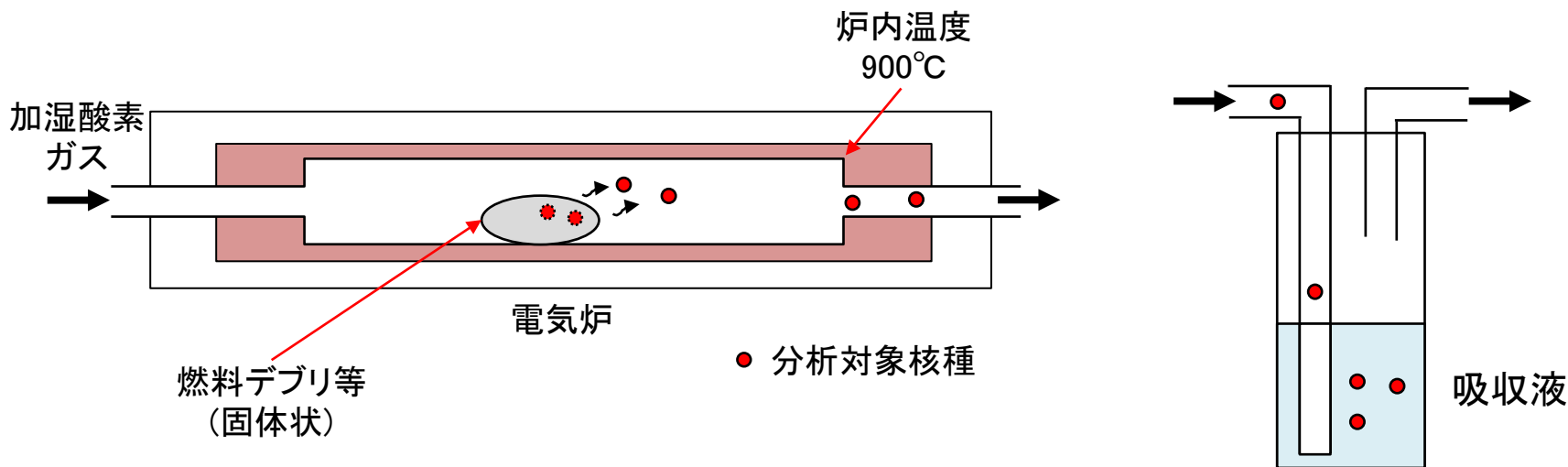
② 融解物をビーカに移し替え、硝酸を加えて加熱して溶液化する。

【当該作業における火災防護への配慮】

- 過酸化ナトリウムは可燃物の存在下で水分との接触により発火する危険性があるため、取扱う際は近傍に可燃物、水分を置かない。
- 電気炉、ホットプレートを使用する際は、周辺に可燃物を置かない。
- 可燃物は金属製の容器に収納し、使用時に取り出す。使用後の可燃物は、別の金属製の容器に収納する。
- 電気炉、ホットプレートの使用中は常時監視する。

4. コンクリートセル等において想定している試薬の使用(3/8)

〔コンクリートセルNo.4:H3、C14、I129分析前処理作業例〕



① 燃料デブリ等を加熱し、分析対象核種を気化させて分離する。

② 気化した分析対象核種は吸収液に回収する。

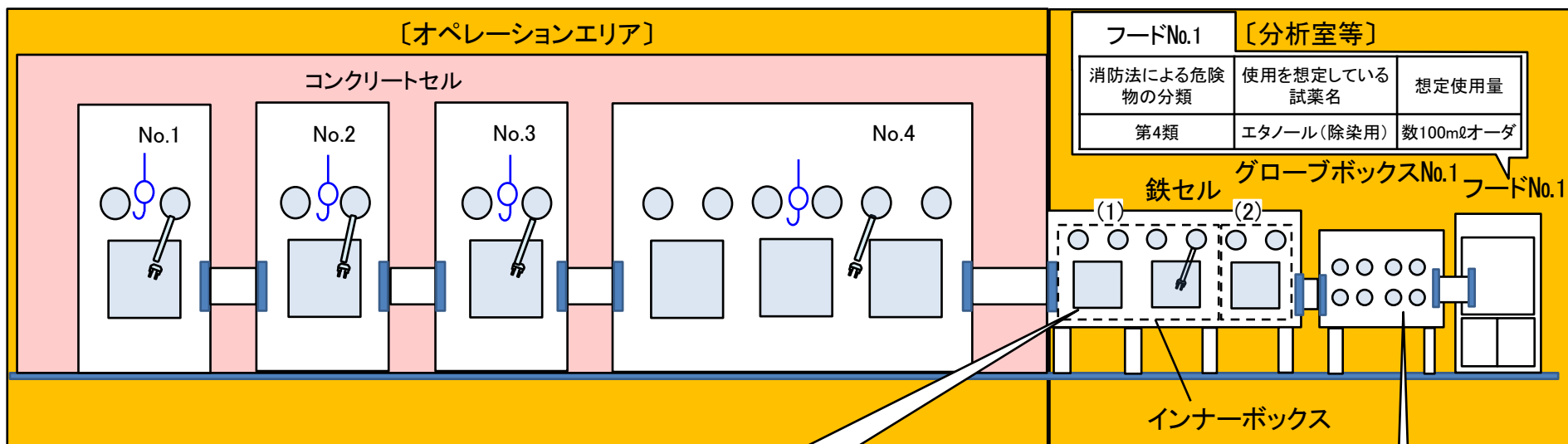
【当該作業における火災防護への配慮】

- 電気炉を使用する際は、周辺に可燃物を置かない。
- 可燃物は金属製の容器に収納し、使用時に取り出す。使用後の可燃物は、別の金属製の容器に収納する。
- 電気炉の使用中は常時監視する。

3. 第2棟の安全対策

3.7.火災対策(設備)の補足 (9/17)

4. コンクリートセル等において想定している試薬の使用 (4/8)



鉄セル(1)

消防法による危険物の分類	使用を想定している試薬名	想定使用量
第4類	アクアライト RS-A	数100mlオーダ
	アクアライト CN	数10mlオーダ
	エタノール(除染用)	数100mlオーダ

鉄セル(2)

消防法による危険物の分類	使用を想定している試薬名	想定使用量
第4類	エタノール(除染用)	数100mlオーダ
第5類	ヒドロキシルアミン溶液	数100mlオーダ
第6類	過酸化水素水	数100mlオーダ

グローブボックスNo.1

消防法による危険物の分類	使用を想定している試薬名	想定使用量
第2類	垂鉛粉末	数10gオーダ
第4類	Carbo-Sorb E	数10mlオーダ
	テトラエチレングリコール	数10mlオーダ
	酢酸	数100mlオーダ
	メタノール	数100mlオーダ
	ギ酸	数10mlオーダ
	エタノール(除染用)	数100mlオーダ
第5類	ヒドロキシルアミン溶液	数100mlオーダ
第6類	過酸化水素水	数100mlオーダ

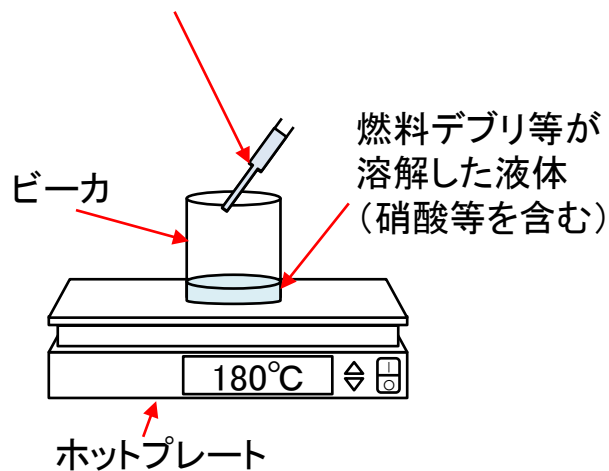
3. 第2棟の安全対策

3.7.火災対策(設備)の補足 (10/17)

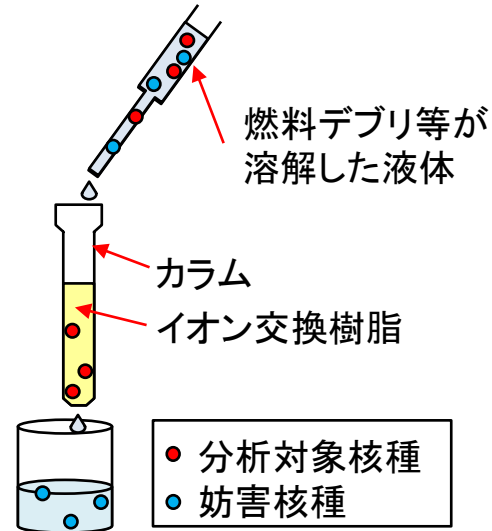
4. コンクリートセル等において想定している試薬の使用(5/8)

〔鉄セル(2)、グローブボックスNo.1:核種分離(イオン交換分離)作業例〕

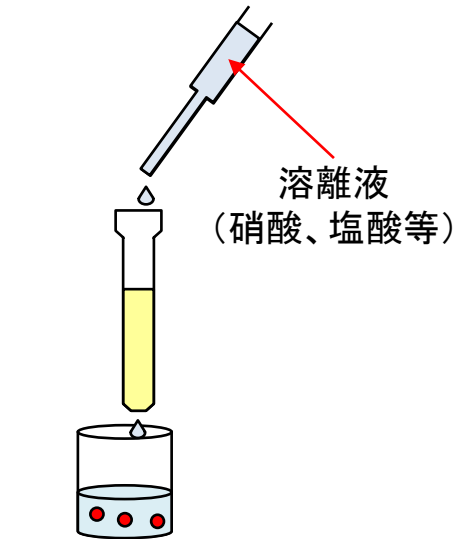
試薬(硝酸、塩酸等)



① 分析対象核種をイオン交換樹脂に吸着しやすい化学形に変換するため、試薬を加えて加熱する※。



② 燃料デブリ等が溶解した液体を、イオン交換樹脂の入ったカラムの上部から添加し、分析対象核種をイオン交換樹脂に吸着させて分離する。



③ 吸着した分析対象核種を溶離液で溶出させ、回収する。

※: 分析対象核種によっては①を行わない場合もある。

【当該作業における火災防護への配慮】

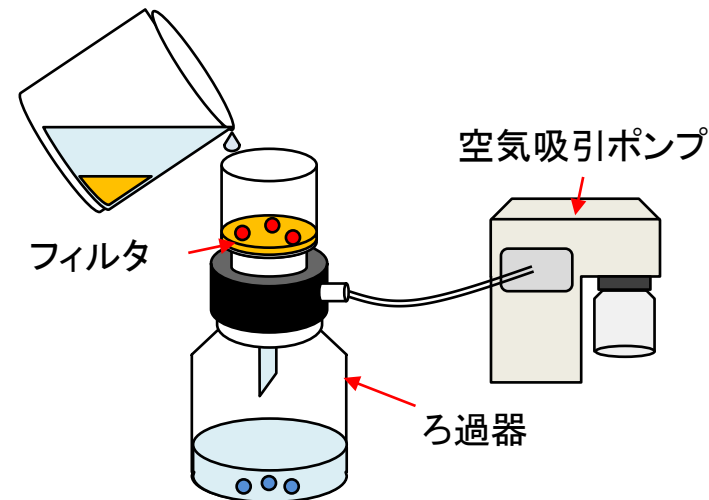
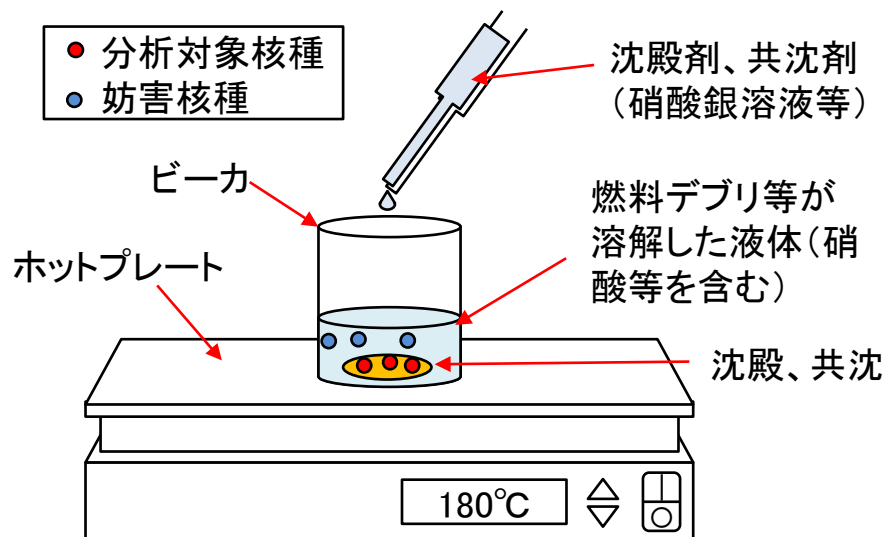
- ホットプレートを使用する際は、周辺に可燃物を置かない。
- ホットプレートの使用中は常時監視する。
- 溶離液に危険物を含む場合があるため、近傍に着火源、可燃物を置かない。
- 可燃物は金属製の容器に収納し、使用時に取り出す。使用後の可燃物は、別の金属製の容器に収納する。
- 防爆仕様のホットプレートを使用する。
- 混合することにより発火する可能性のある危険物は、同一の場所で使用しない。

3. 第2棟の安全対策

3.7.火災対策(設備)の補足 (11/17)

4. コンクリートセル等において想定している試薬の使用(6/8)

〔鉄セル(2)、グローブボックスNo.1:核種分離(沈殿、共沈)作業例〕



- ① 燃料デブリ等が溶解した液体に沈殿剤、共沈剤を添加し、加熱して※1分析対象核種を沈殿、共沈させる※2。

※1: 分析対象核種によっては加熱しない場合もある。

※2: 妨害核種を沈殿、共沈させ、分析対象核種を溶液側に残す場合もある。

- ② ろ過により分析対象核種を分離してフィルタ上に回収する。

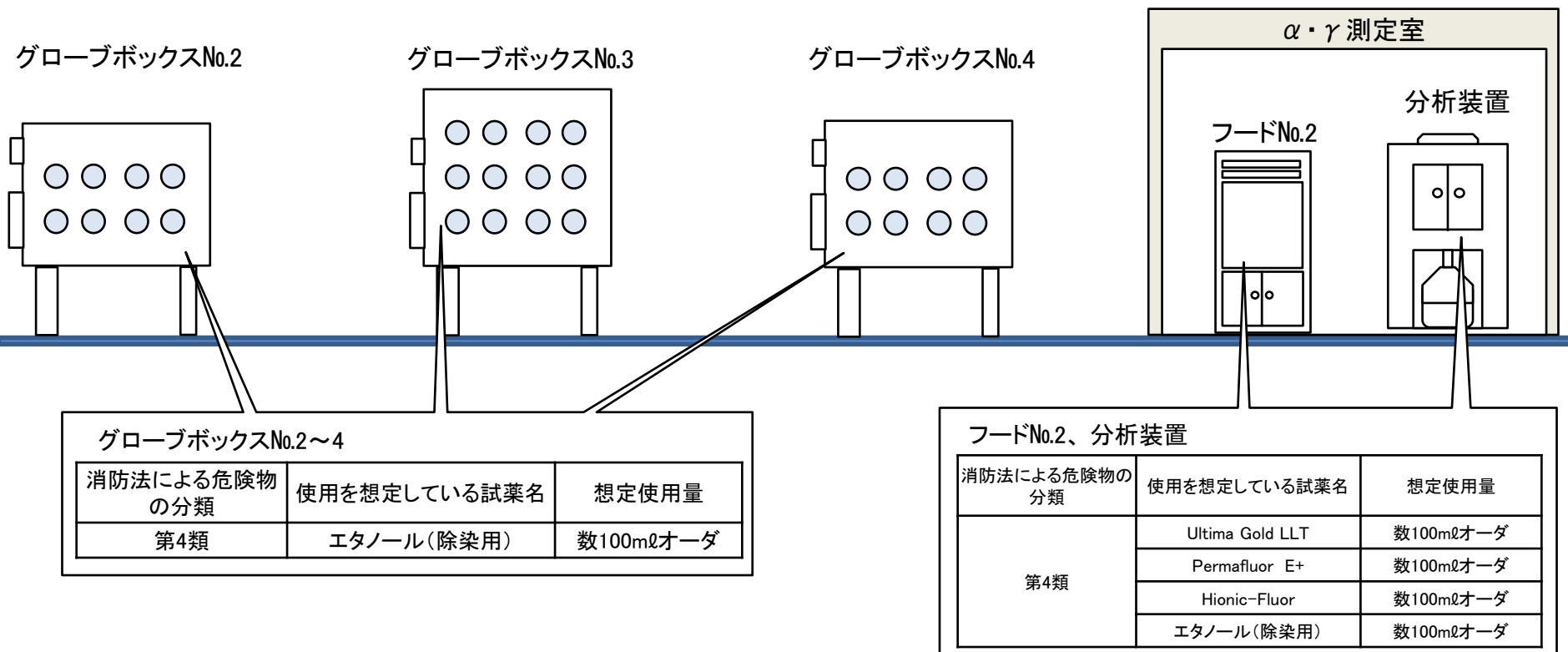
【当該作業における火災防護への配慮】

- ホットプレートを使用する際は、周辺に可燃物を置かない。
- 可燃物は金属製の容器に収納し、使用時に取り出す。使用後の可燃物は、別の金属製の容器に収納する。
- ホットプレートの使用中は常時監視する。
- 防爆仕様のホットプレートを使用する。
- 混合することにより発火する可能性のある危険物は、同一の場所で使用しない。

3. 第2棟の安全対策

3.7.火災対策(設備)の補足 (12/17)

4. コンクリートセル等において想定している試薬の使用(7/8)



4. コンクリートセル等において想定している試薬の使用(8/8)

【試薬使用時の火災防護への配慮】

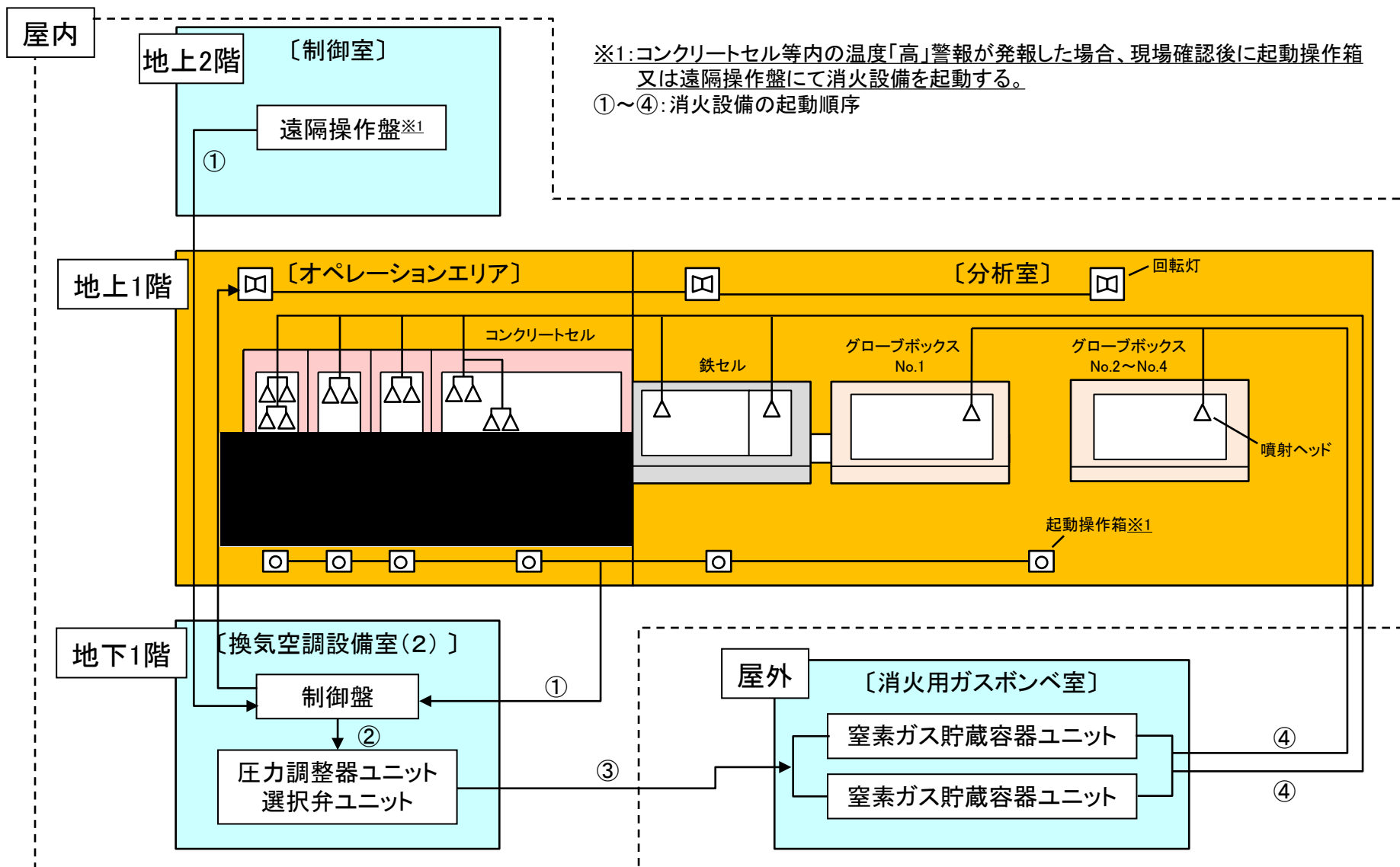
- 使用を想定している試薬は、試薬調製室の薬品保管庫(金属製)に保管する。
- 消防法により混載禁止とされている危険物は、薬品保管庫を分けて保管する。
- 混合することにより発火する可能性のある危険物は、同一の場所で使用しない。
- 電気炉、ホットプレートを使用する際は、周辺に可燃物を置かない。
- 可燃物は金属製の容器に収納し、使用時に取り出す。使用後の可燃物は、別の金属製の容器に収納する。
- 鉄セル、グローブボックスでは引火性の液体を加熱するため、防爆仕様のホットプレートを使用する。
- 電気炉、ホットプレートの使用中は常時監視する。
- 引火性の試薬を取扱う際は、近傍に着火源を置かない。
- 分析装置は接地する。

上記の対応を行い、火災発生の要因を極力排除することで、火災の発生を防止する。

3. 第2棟の安全対策

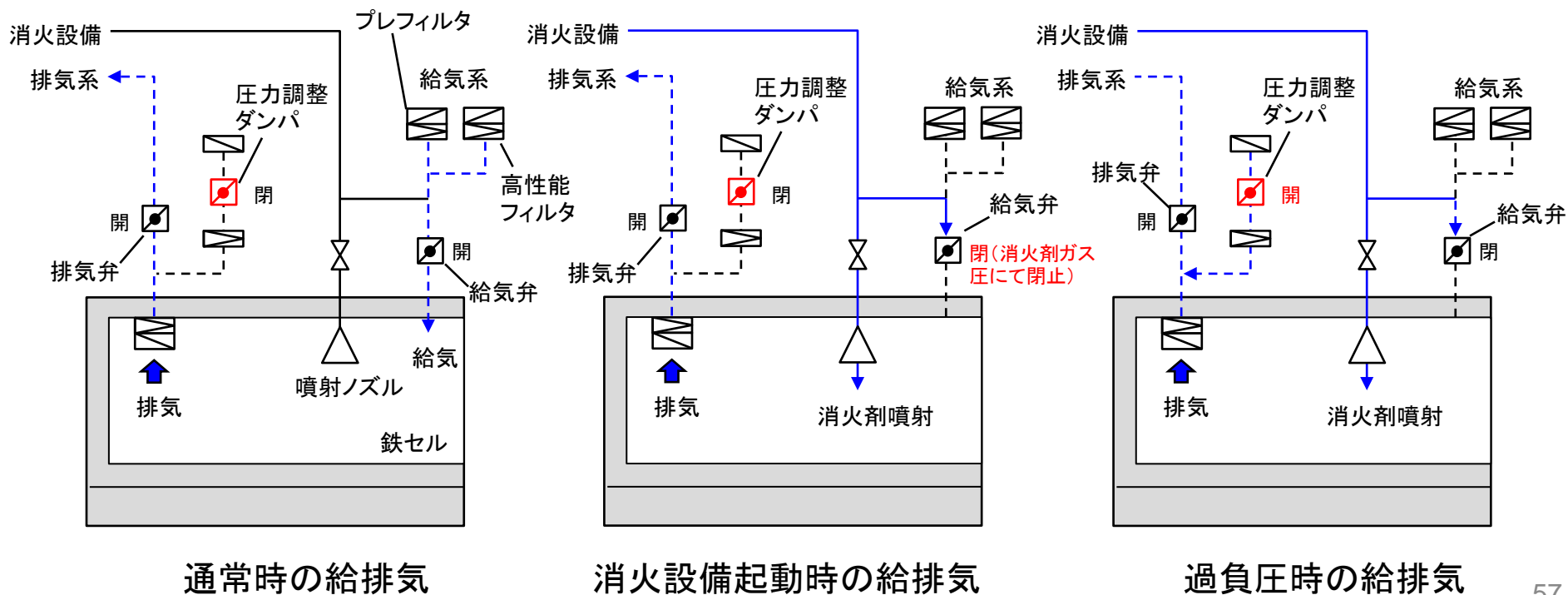
3.7.火災対策(設備)の補足 (14/17)

5. コンクリートセル等の消火設備概略系統図



6. コンクリートセル等の消火設備起動時の給排気

コンクリートセル等の消火のため不活性ガス(窒素ガス)を噴射後、消火に必要な消火剤濃度を維持するため、給気ラインに設置している給気弁は消火剤ガス圧にて閉止する。排気ラインは、コンクリートセル等の負圧を維持するため閉止しない。なお、給気ライン閉止に伴うコンクリートセル等の過負圧を考慮し、過負圧防止ダンパ(圧力調整ダンパ)を設置する。



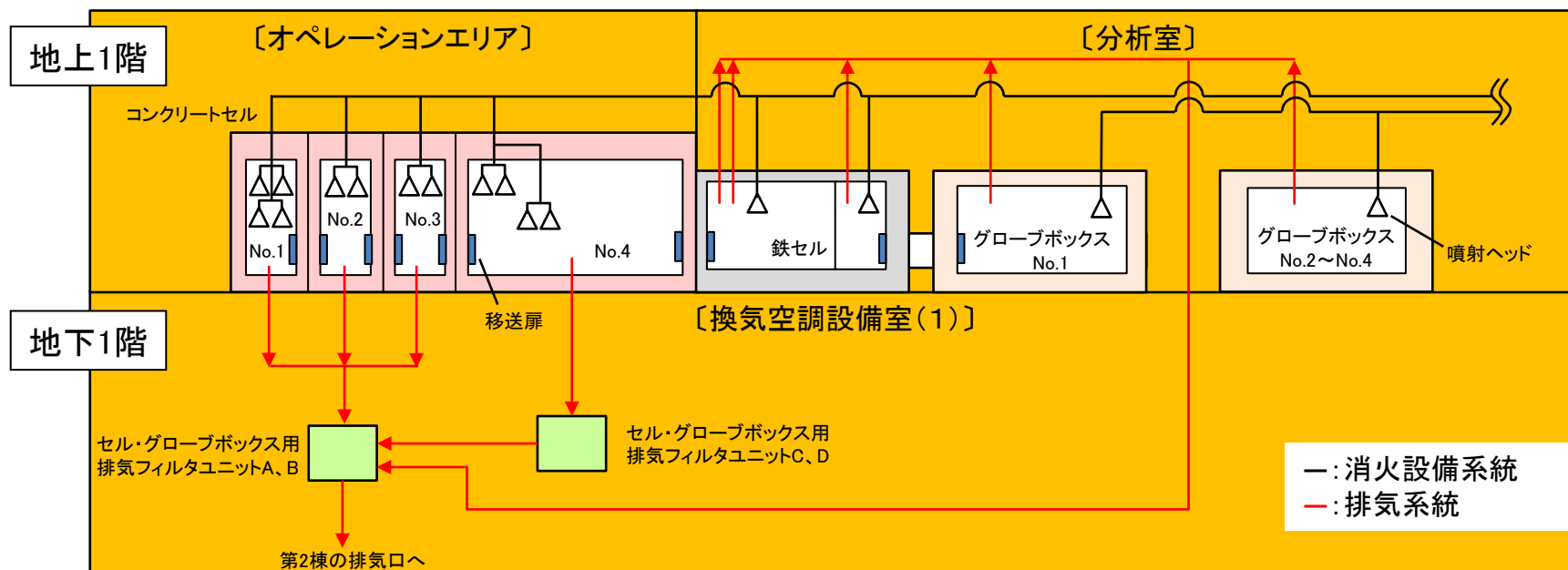
3. 第2棟の安全対策

3.7.火災対策(設備)の補足 (16/17)

7. 隣接するセル等への火災の延焼の可能性について

コンクリートセルNo.1～No.4、鉄セル及びグローブボックスNo.1～No.4間の火災の延焼は、下記の設備設計としていることから発生しない。

- ① コンクリートセル等に設置する排気管は独立している。
- ② コンクリートセル等から各排気管が合流するまで数mの距離がある。
- ③ 消火設備起動時も排気は継続しており、コンクリートセル等の負圧は維持している。
- ④ 隣接するセル等にはSUS製の気密を考慮したセル間移送扉等を設置している。



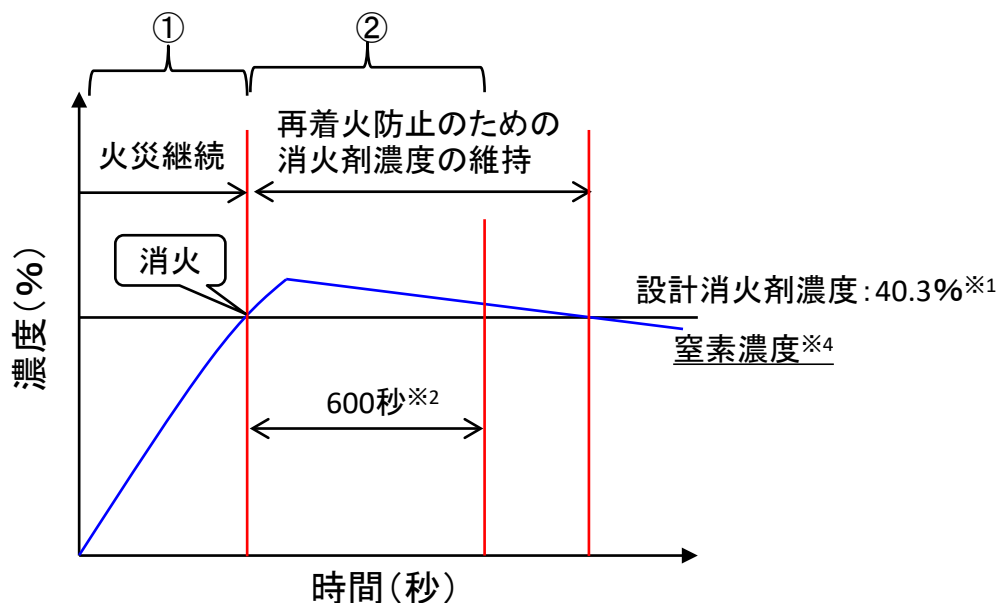
3. 第2棟の安全対策

3.7.火災対策(設備)の補足 (17/17)

8. 消火に必要な窒素ガス貯蔵容器の本数

コンクリートセル等の消火に必要な消火剤量の算出は、コンクリートセル等の容積、設計換気量、設計消火剤濃度、給気弁からの漏えい及び再着火防止のための消火剤濃度の維持時間を考慮して算出した。

消火に必要な窒素ガス貯蔵容器(ボンベ)本数は、コンクリートセル等の各エリアにおいて設計消火剤濃度に到達するまでに必要な消火剤量から算出した窒素ガス貯蔵容器本数に、設計消火剤濃度到達後に再着火防止のための消火剤濃度を維持するのに必要な消火剤量から算出した窒素ガス貯蔵容器本数を加えたものとした。



① 設計消火剤濃度に到達するまでに必要な消火剤量
→窒素ガス貯蔵容器本数: 10本

② 設計消火剤濃度到達後に再着火防止のための消火剤濃度を維持するのに必要な消火剤量
→窒素ガス貯蔵容器本数: 1本

【消火に必要な窒素ガス貯蔵容器本数】

$$\text{①} + \text{②} = 11\text{本}$$

【第2棟に設置する窒素ガス貯蔵容器本数】

$$11\text{本} \times 2\text{セット}^{\text{※3}} = \underline{22\text{本}}$$

※1: 消防法施行規則第十九条第4項第一号ロ及び(一社)日本消火装置工業会 不活性ガス消火設備 設計・工事基準書に基づき算出した。

※2: 消火剤放出後の維持時間についてはNFPA2001: Standard on Clean Agent Fire Extinguishing Systemに準拠した。

※3: 設備の故障等を考慮して複数台設置した。

※4: 火災が発生しているコンクリートセル等内に不活性ガス(窒素ガス)を噴出し、セル等内を低酸素状態にすることで窒息消火させる。

3. 第2棟の安全対策

3.7.火災対策(建屋)の補足 (1/7)

1. 第2棟建屋の火災防護について(1/3)

第2棟は、火災により安全性が損なわれることを防止するために、火災の発生防止対策、火災の検知及び消火対策、火災の影響の軽減対策の3方を適切に組み合わせた措置を講ずる。

1.火災の発生防止

(1) 不燃性材料、難燃性材料の使用

第2棟は、主要構造部である壁、柱、床、梁、屋根及び階段は、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、排気ダクト、トレイ、電線路及び盤の筐体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。また、幹線ケーブル、動力ケーブル及び制御ケーブルは難燃ケーブルを使用する他、消防設備用のケーブルは消防法に基づき耐火ケーブル及び耐熱ケーブルを使用する。

(2) 自然現象による火災発生防止

第2棟の建屋、系統及び機器は、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防護した設計とし、建築基準法及び関係法令に基づき避雷設備を設置する。

第2棟の建屋は、「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)に基づき設計を行い、破壊又は倒壊を防ぐことにより、火災発生を防止する。

3. 第2棟の安全対策

3.7.火災対策(建屋)の補足 (2/7)

1. 第2棟建屋の火災防護について(2/3)

2. 火災の検知及び消火

(1) 火災検知器及び消火設備

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。

① 火災検知器

放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件や予想される火災の性質を考慮して検知器の型式(熱・煙)を選定する。なお、火災検知時は、受信器より常時人のいる建屋内制御室及び免震重要棟に代表警報を発報する設計とする。

② 消火設備

消火設備は、屋内消火栓設備及び粉末消火器で構成する。

消防法上の消火水槽の容量は約16m³となる。これは屋内消火栓においては約2時間の放水量に相当することから適切な消火を行える設計としている。また、福島第一原子力発電所内の消防水利に消防車を連結することにより、第2棟の消火が可能である。

(2) 自然現象に対する消火設備の性能維持

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ないことがないよう措置を講ずる。消火設備は、消防法及び関係法令に基づく設計とし、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)に基づいて適切に行う。

3. 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。

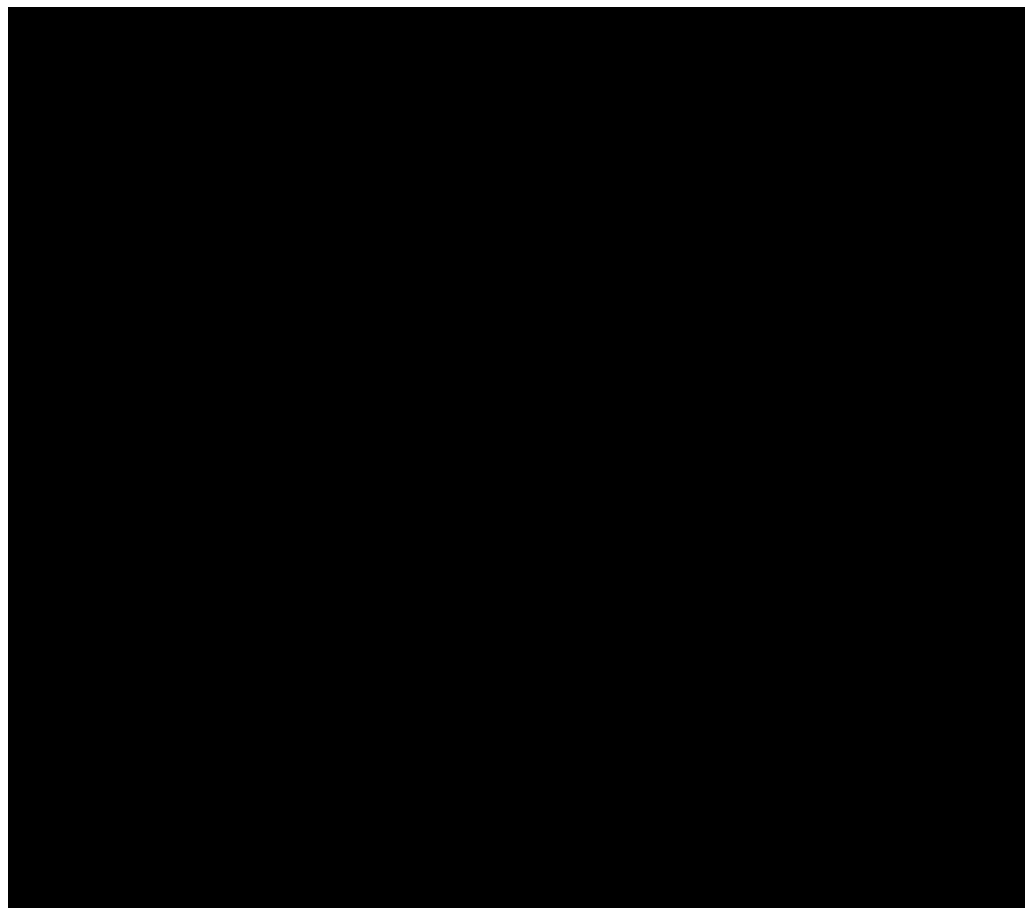
なお、主要構造部の外壁(鉄筋コンクリート造)は、延焼を防止するために必要な耐火性能を有する設計とする。

3. 第2棟の安全対策

3.7.火災対策(建屋)の補足 (3/7)

1. 第2棟建屋の火災防護について(3/3)

消火設備の取付箇所を以下に示す。



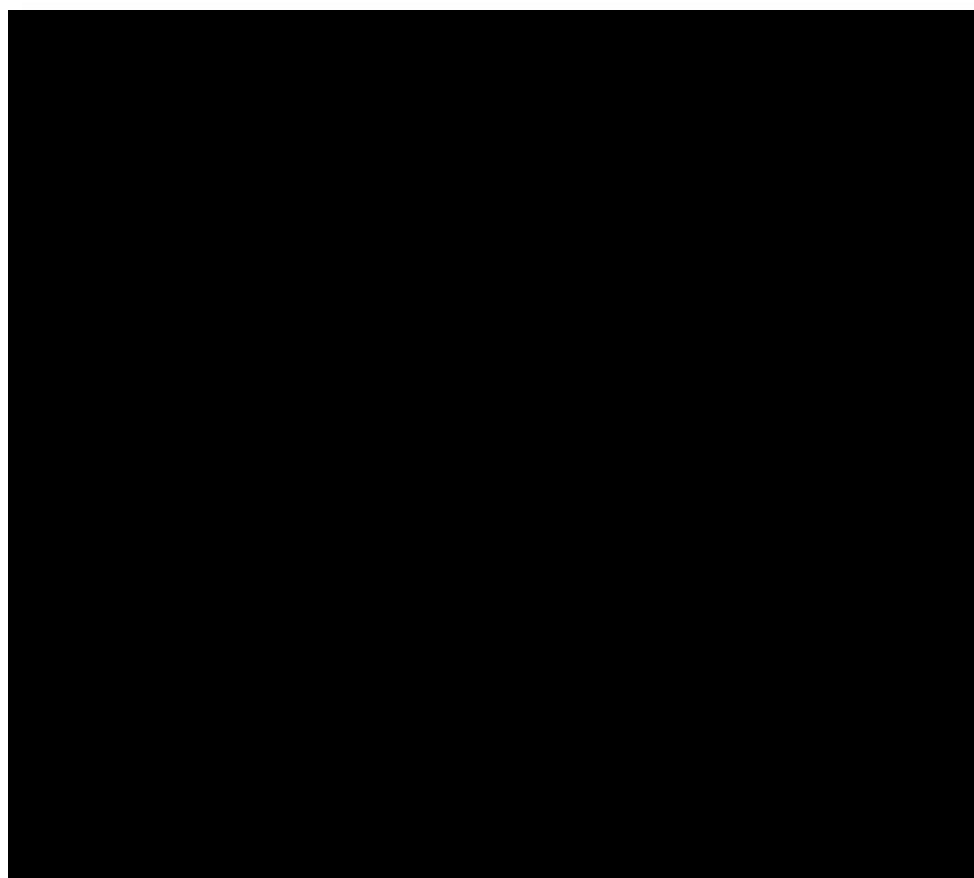
凡例	
	屋内消火栓設備
	消火器

3. 第2棟の安全対策

3.7.火災対策(建屋)の補足 (4/7)

2. 第2棟の安全避難通路について

第2棟の建屋には、分析・試験、定期的な放射線測定、建物及び建屋内の巡視点検のための出入りを行うことから、建築基準法及び関係法令並びに消防法及び関係法令に基づき安全避難通路を設定する。避難通路を以下に示す。



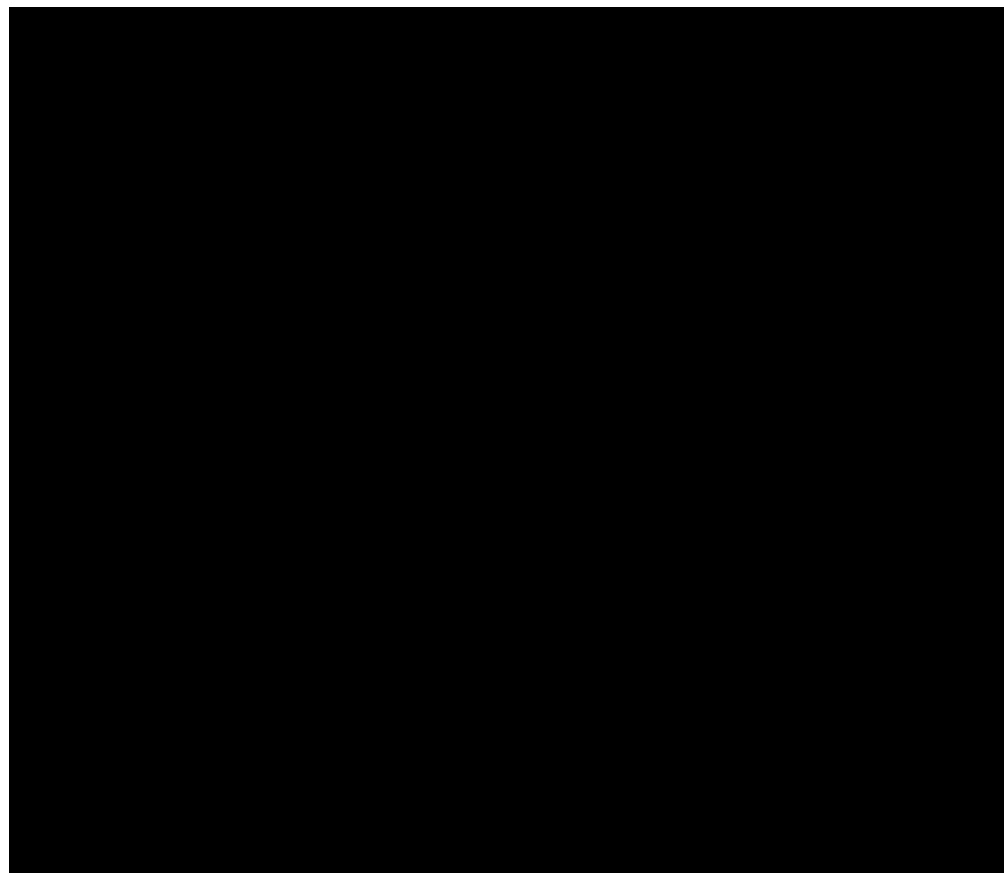
凡例	
	非常口
	避難経路

3. 第2棟の安全対策

3.7.火災対策(建屋)の補足 (5/7)

3. 第2棟の非常用照明について(1/2)

第2棟には、分析・試験、定期的な放射線測定、建物及び建屋内の巡視点検のための出入りを行うことから、建築基準法及び関係法令に基づく非常用照明並びに消防法及び関係法令に基づく誘導灯を設置する。非常用照明及び誘導灯の取付箇所を以下に示す。



凡例	
	警報口誘導灯（電池内蔵型）
	避難誘導灯（電池内蔵型）
	非常照明器具（電池内蔵型）
	階段避難誘導灯（電池内蔵型）

3. 第2棟の非常用照明について(2/2)

(1) 地下1階の非常用照明器具の設置について

- ・建築基準法施行令 第126条の4より、居室から地上に通ずる廊下、階段その他の通路に非常用照明の設置が必要となる。
- ・第2棟地下1階は、居室に該当する部屋が無いことから、非常用照明の設置義務はない。
- ・地下1階で火災が発生した場合は、一般照明により照度を確保し消火活動を行う。また、避難する場合は、通路誘導灯及び避難口誘導灯により地上への避難が可能な設計としている。

(2) 消防等との事前協議結果について

第2棟に設置する消火器、屋内消火栓及び誘導灯について所轄消防に確認した際には、指導項目は無かった。また、非常照明の配置についても建築確認審査機関と事前協議を行い、指導項目は無かった。

3. 第2棟の安全対策

3.7.火災対策(建屋)の補足 (7/7)

4. 第2棟の緊急時対策について

福島第一原子力発電所の緊急時対策については、実施計画書「Ⅱ.1.13 緊急時対策」のとおりである。これに基づき、第2棟としての具体的な対策を以下に示す。

1. 緊急時において必要な施設及び資機材

- ① 安全避難経路の設定
- ② 火災検知器、消火設備、及び防火区画の設置
- ③ 非常用照明、誘導灯の設置
- ④ 緊急時の資機材としての担架、除染用具、線量計の整備

2. 緊急時の警報系及び通信連絡設備

- ① 火災検知警報
- ② 通信連絡設備

第2棟内の人に対する指示は、放送設備、ページング、電話回線を用いて行う。第2棟から免震重要棟に対しては電話回線、LAN回線を用いて連絡する。また、免震重要棟から第2棟に対しても、同設備を用いて連絡する。特定原子力施設内の全ての人に対する指示が必要な場合には免震重要棟を介して行う。

3. 第2棟の安全対策の補足 作業員の被ばく線量について (1/5)

作業員の被ばく線量低減対策(1/2)

作業員の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、遮へい、機器の配置、放射性物質の漏えい防止、換気等の所要の放射線防護上の措置を講じる。

また、燃料デブリ等、固体廃棄物、液体廃棄物等からの放射線に対して、作業員を保護するため、必要に応じてコンクリートの壁・天井による遮へいを行う。

さらに、外部放射線に係る線量率及び空気中の放射性物質の濃度を測定し、作業時間の制限等を実施することで、「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」(平成25年原子力規制委員会告示第3号)に定める線量限度を遵守する。

3. 第2棟の安全対策の補足 作業員の被ばく線量について (2/5)

作業員の被ばく線量低減対策(2/2)

外部放射線に係る線量率及び空気中の放射性物質の濃度を測定し、管理する。放射線作業においては作業計画書を定め、遵守し、被ばく低減、事故防止を行っていく。

放射線管理設備

① 外部放射線管理

- γ 線エリアモニタ
⇒各エリアの放射線による空間線量を把握する
- 中性子線エリアモニタ
⇒セル付近の中性子線による空間線量を把握する
- 各種サーベイメータ

② 空气中放射性物質濃度管理

- エアスニファ
⇒作業環境及び内部被ばく管理に資するためのサンプリングを行う
- 室内ダストモニタ
⇒作業環境及び内部被ばく管理に資するため、空气中放射性物質濃度を測定

その他、個人線量計、ハンドフットクロスモニタ、各種サーベイメータを用いる。

放射線作業においては、作業計画書を作成・管理し、被ばく低減に努める。

放射線作業の内容に応じて、防護装備(鉛エプロン、マスク等)を着用し、APD、個人線量計による全身被ばくに加え、グローブボックス等の作業においては、指リングによる手部被ばく管理も行う。

なお、機構の茨城地区の核燃料物質等使用施設の被ばく線量の実績は、平成30年度で平均0～0.2 mSv/人、最大5.4mSv/人である(次ページ以降参照)。

3. 第2棟の安全対策の補足 作業員の被ばく線量について (3/5)

参考: JAEA使用施設での被ばく線量の実績(1/3)

放射線業務従事者線量管理報告書(平成30年度下期)1/3

(原子力規制委員会HPより抜粋) <https://www.nsr.go.jp/activity/regulation/housyasenkanri/index.html>

原子力科学研究所(核燃料物質使用施設等)

1 放射線業務従事者の1年間の実効線量(平成30年度)

実効線量 (mSv)	5以下	5を超え 15以下	15を超え 20以下	20を超え 25以下	25を超え 50以下	50を超え るもの	合計 (人)	総線量 (人mSv)	平均線量 (mSv)	最大線量 (mSv)
所員(人)	112	0	0	0	0	0	112	2	0.0	0.5
所員外(人)	312	0	0	0	0	0	312	20	0.1	1.9
計(人)	424	0	0	0	0	0	424	22	0.1	-

2 平成13年4月1日を始期とする5年間ごとの実効線量が100mSvを超えた者 0人

核燃料サイクル工学研究所(核燃料物質使用施設等)

1 放射線業務従事者の1年間の実効線量(平成30年度)

実効線量 (mSv)	5以下	5を超え 15以下	15を超え 20以下	20を超え 25以下	25を超え 50以下	50を超え るもの	合計 (人)	総線量 (人mSv)	平均線量 (mSv)	最大線量 (mSv)
所員(人)	299	0	0	0	0	0	299	8	0.0	1.1
所員外(人)	959	1	0	0	0	0	960	160	0.2	5.4
計(人)	1258	1	0	0	0	0	1259	168	0.1	5.4

2 平成13年4月1日を始期とする5年間ごとの実効線量が100mSvを超えた者 0人

3. 第2棟の安全対策の補足 作業員の被ばく線量について (4/5)

参考: JAEA使用施設での被ばく線量の実績(2/3)

放射線業務従事者線量管理報告書(平成30年度下期)2/3

大洗研究所(北地区)(核燃料物質使用施設等)

1 放射線業務従事者の1年間の実効線量(平成30年度)

実効線量 (mSv)	5以下	5を超え 15以下	15を超え 20以下	20を超え 25以下	25を超え 50以下	50を超え るもの	合計 (人)	総線量 (人mSv)	平均線量 (mSv)	最大線量 (mSv)
所員(人)	51	0	0	0	0	0	51	0	0.0	0.2
所員外(人)	133	0	0	0	0	0	133	12	0.1	1.6
計(人)	184	0	0	0	0	0	184	12	0.1	-

2 平成13年4月1日を始期とする5年間ごとの実効線量が100mSvを超えた者 0人

大洗研究所(南地区)(核燃料物質使用施設等)

1 放射線業務従事者の1年間の実効線量(平成30年度)

実効線量 (mSv)	5以下	5を超え 15以下	15を超え 20以下	20を超え 25以下	25を超え 50以下	50を超え るもの	合計 (人)	総線量 (人mSv)	平均線量 (mSv)	最大線量 (mSv)
所員(人)	49	0	0	0	0	0	49	0	0.0	0.2
所員外(人)	263	0	0	0	0	0	263	3	0.0	0.3
計(人)	312	0	0	0	0	0	312	3	0.0	-

2 平成13年4月1日を始期とする5年間ごとの実効線量が100mSvを超えた者 0人

なお、IRRS(*)コメントなども踏まえた法令の改正により、令和2年度の報告からは、線量分布での最小値は5mSvから0.1mSvになります。(0.1mSv以下、0.1~1mSv、1~2mSv、2~5mSv、以下同じ)

(*)IRRS: Integrated Regulatory Review Service 国際原子力機関(IAEA)が行う評価業務の一つ

3. 第2棟の安全対策の補足 作業員の被ばく線量について (5/5)

参考: JAEA使用施設での被ばく線量の実績(3/3)

放射線業務従事者線量管理報告書(平成30年度下期)3/3

本報告書の記載に係る注記

本表の見方は次のとおり。

- (1)「所員」は、当該事業所の職員等を示し、「所員外」は請負業者等を示す。
- (2)「総線量」については、小数点以下第1位を四捨五入して集計した。「0」は、0.5人mSv未満を示す。
- (3)「平均線量」については、小数点以下第2位を四捨五入して集計した。「0.0」は、0.05mSv未満を示す。
- (4)「放射線業務従事者の線量分布」欄における「-」は、放射線業務従事者の該当者がいないことを示す。
- (5)平成28年8月18日に原子燃料工業(株)東海事業所、平成28年12月9日に東京大学大学院工学系研究科原子力専攻が「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令」第41条の非該当施設となった。