

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。

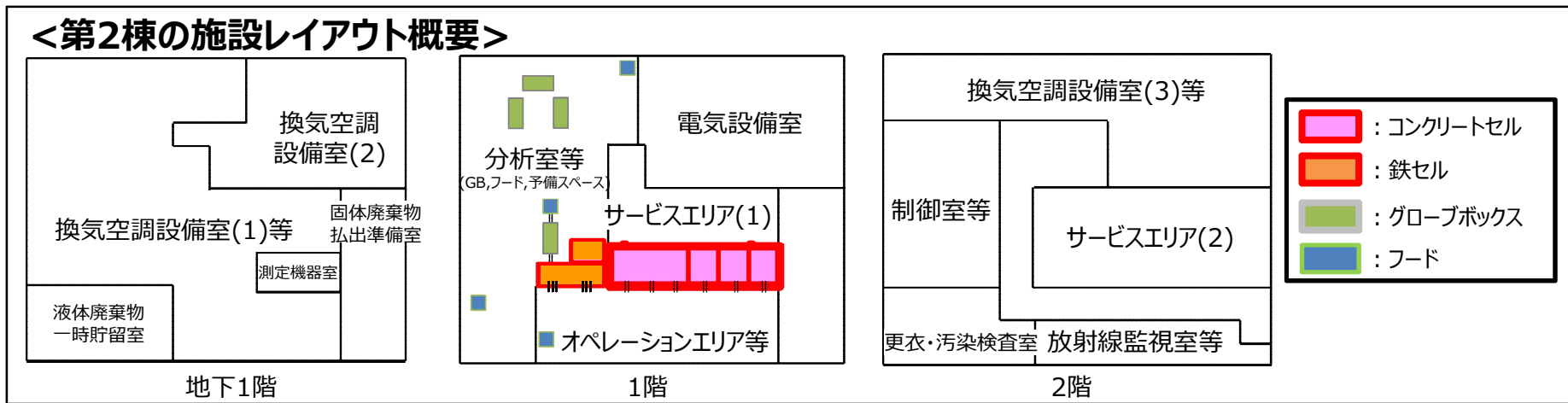
■ 分析対象

- 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



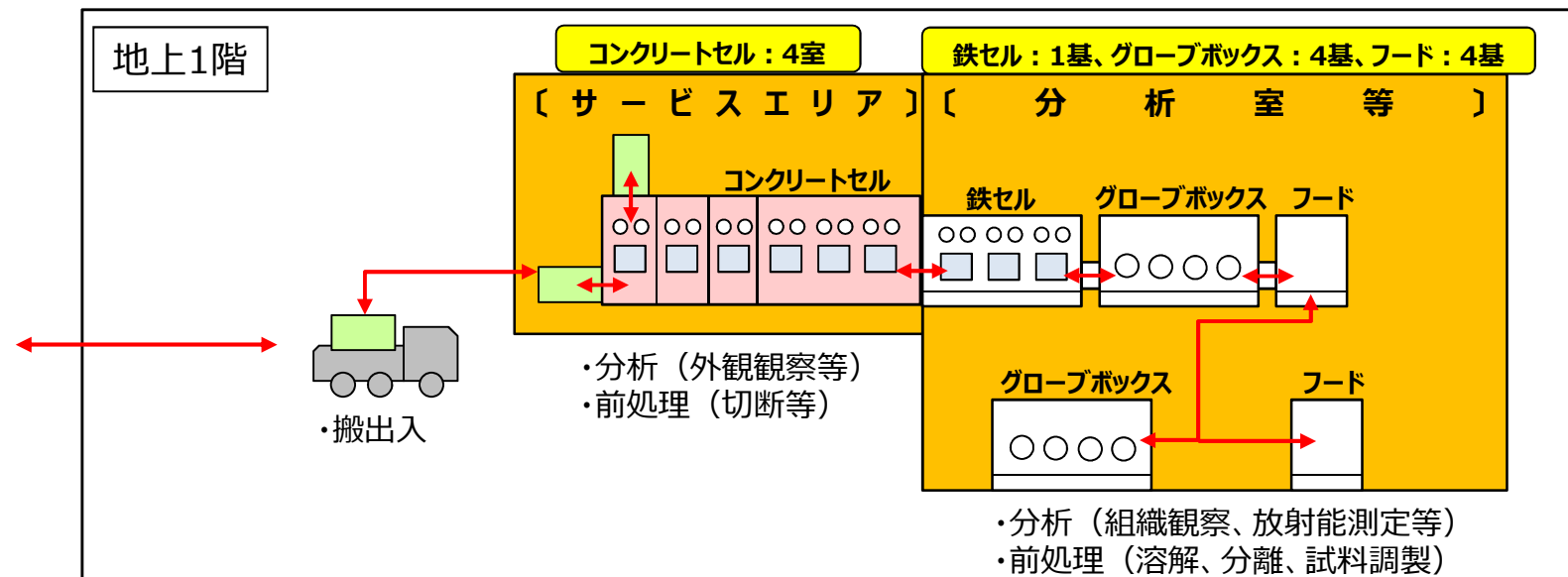
フードの例

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

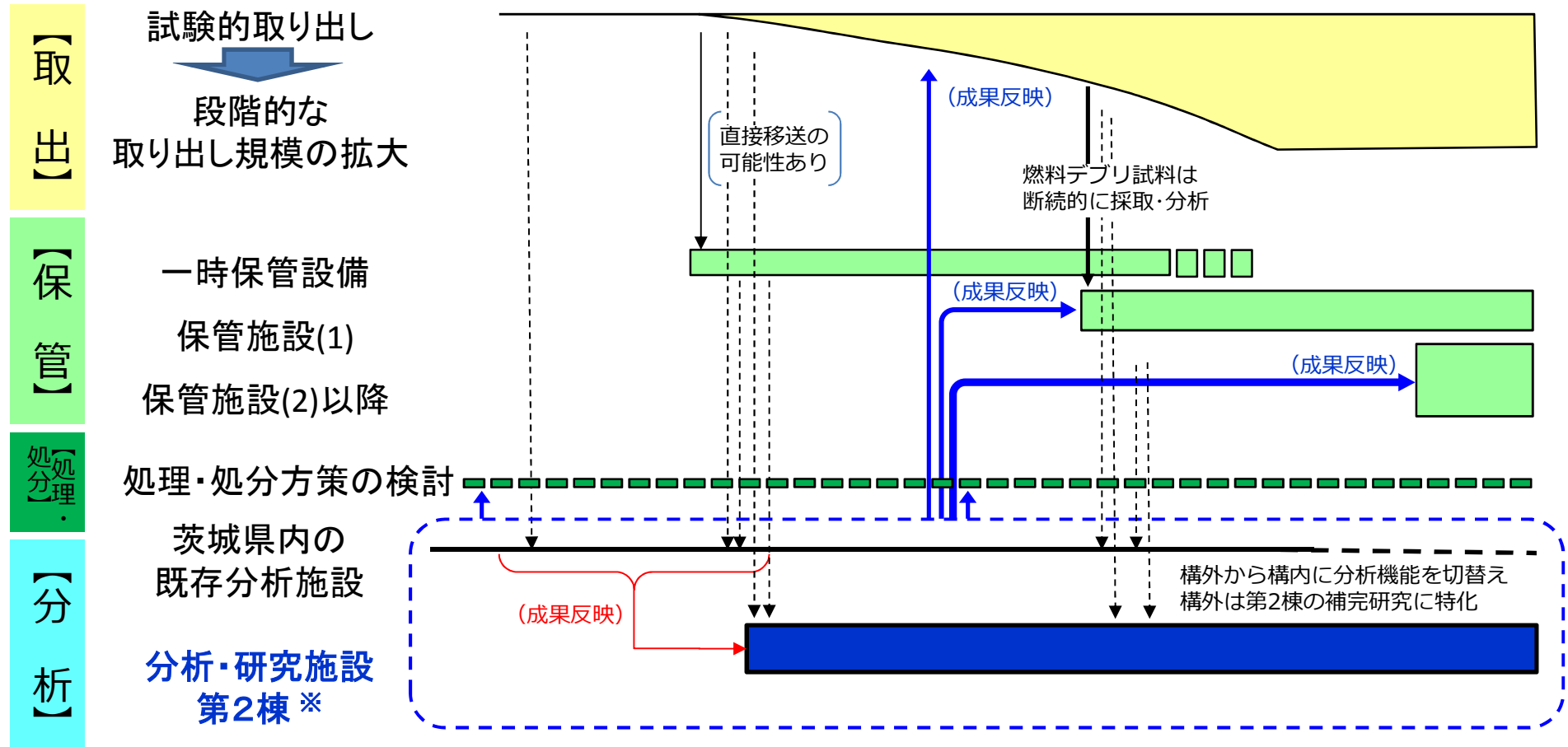
- 第2棟における燃料デブリ等の各設備への出し入れは、以下に示すような、**既存施設で実績のある方法**を用いる。
- 燃料デブリ等は、**高線量放射性物質の運搬実績のある輸送容器**にて施設に受入れ、コンクリートセルの**サイドポート※又は天井ポート**に輸送容器を接続してコンクリートセル内に受け入れる。
- コンクリートセル4基間、並びにこれらコンクリートセル～フードの1基まではポートで接続されており、これらの間の燃料デブリ等の移動は同ポートを介して行う。
- 特にコンクリートセル4基及びコンクリートセル～鉄セル間の移動は線量が高いため、マニピュレータを用いて燃料デブリ等を移動する。
- 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

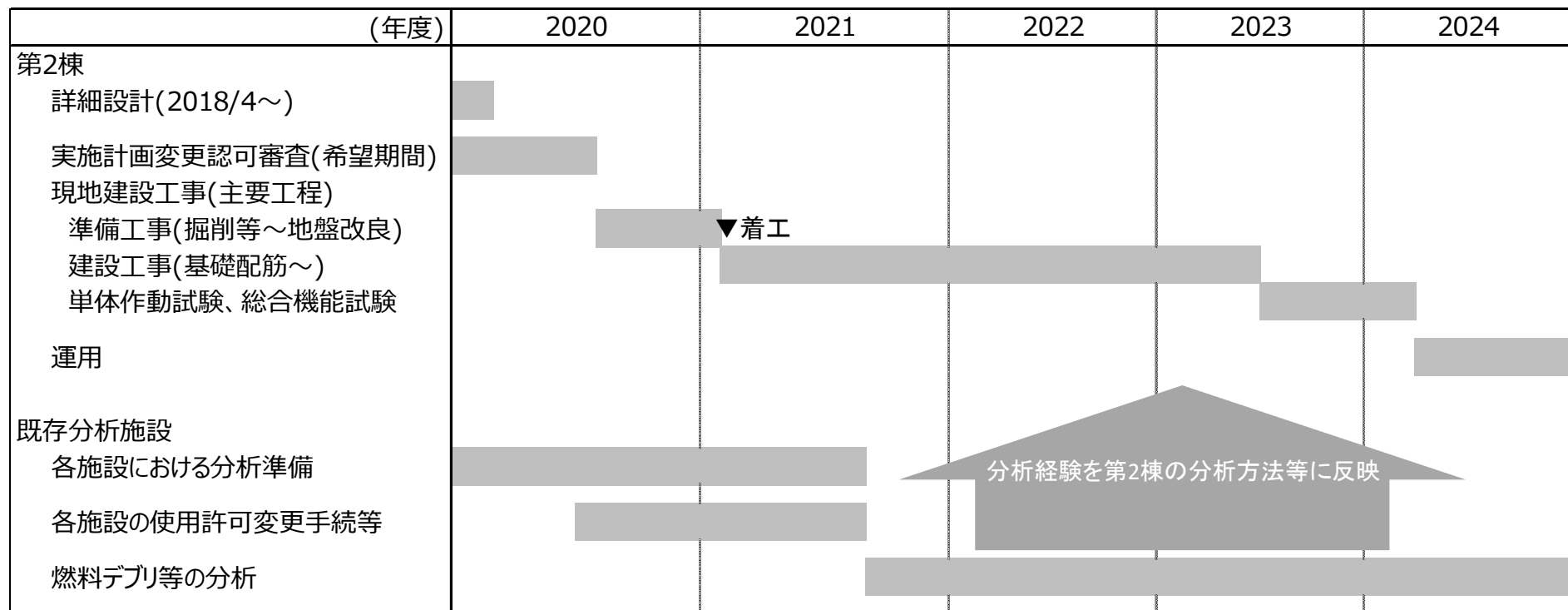
※ 取り出し規模の拡大と第2棟の運用開始時期は逆転の可能性あり

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)



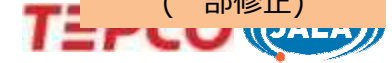
- 2021年内に燃料デブリ取り出しが開始された後は、まずは**既存分析施設で分析に着手**。
- **中長期的な燃料デブリ分析能力の確保**の観点から整備する第2棟は、2024年を目途に運用を開始する予定。
- **第2棟の設計には、既にこれまでのIRID/JAEAによる燃料デブリ分析方法の検討を反映しているが、更に今後実施予定の既存分析施設での分析経験を第2棟の分析方法等に反映の上運用を開始する予定。**



※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。

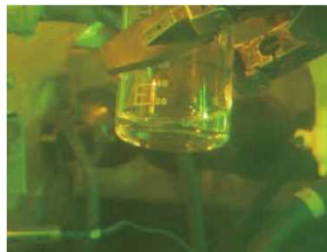


TMI-2デブリの例

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

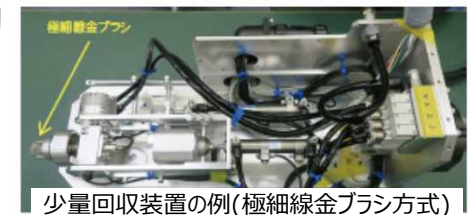


1Fデブリの溶解試験：

- 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。



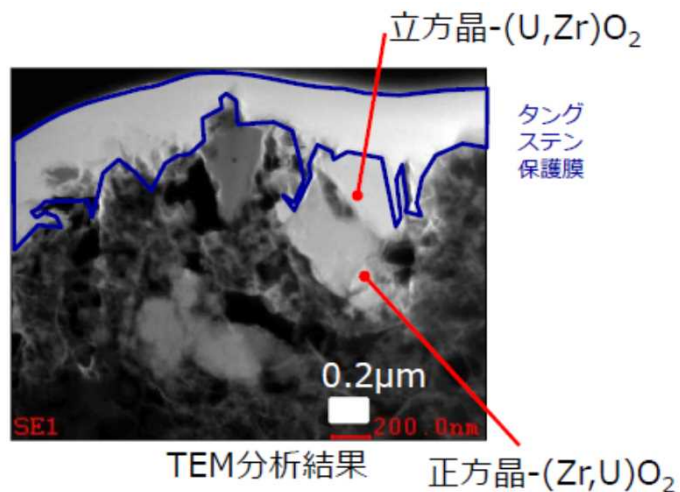
少量回収装置の例(極細線金ブラシ方式)

⇒ 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。
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。
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。
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。

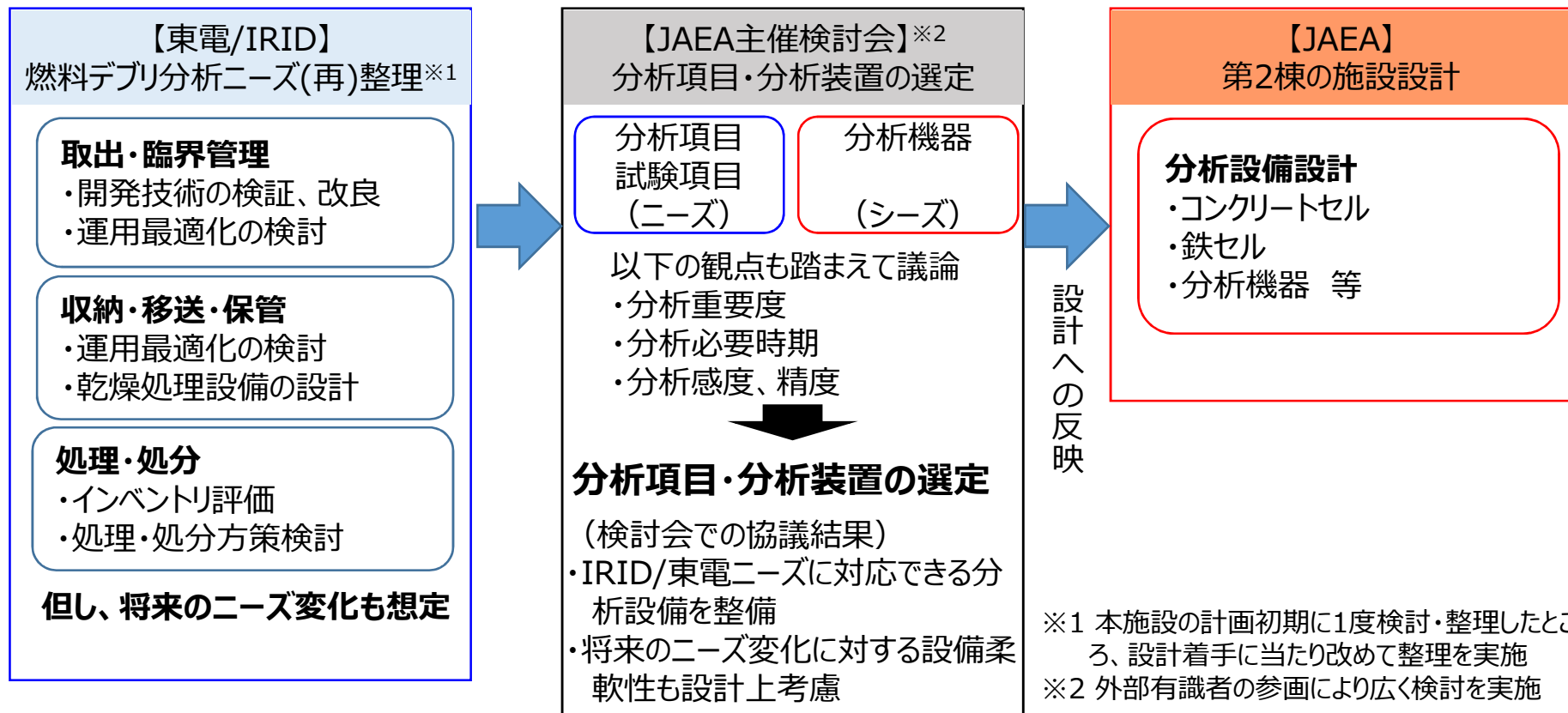
サンプル分析の目的(※2をベースに解説)

※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

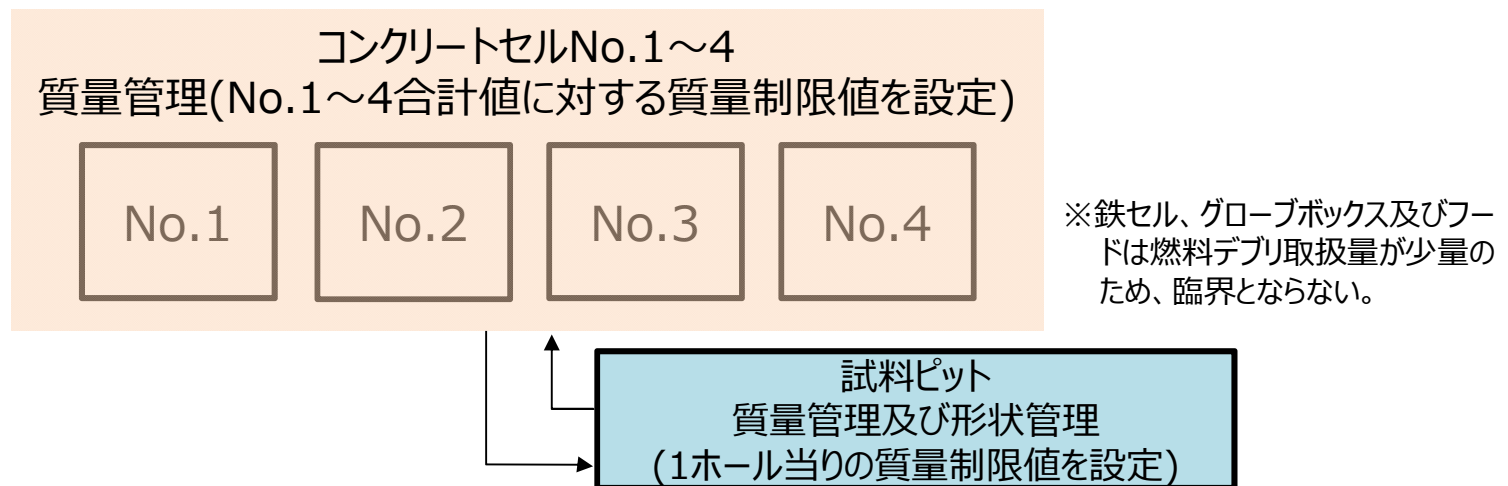
- 第2棟において受け入れる**燃料デブリ等は、受入れ前にその核物質質量等を確定することができない**。このため、**保守的な想定**による燃料デブリ等の核物質質量等の**仕様を設定**し、同設定に基づき安全設計を行っている。
- 安全設計において重要な仕様は、**臨界設計に用いる燃料デブリ重量当たりの核物質質量**（臨界寄与成分）と、**遮へい設計等に用いる重量当たりの放射エネルギー/放射線量**である。これらが最も保守的となる条件は、同時には発生しないことから、以下のとおり個別に想定する。
 - **臨界に寄与する燃料デブリ重量当たりの核物質質量：**
 - ✓ 炉内においては、Pu富化度/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



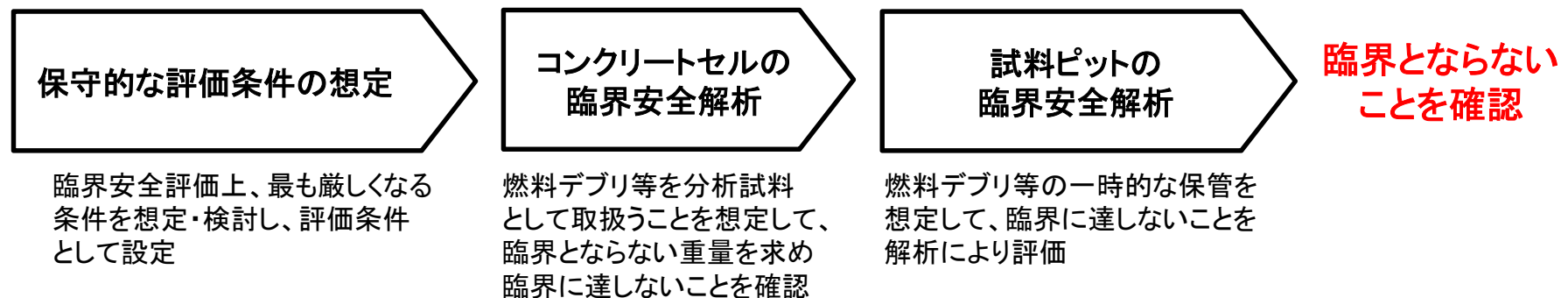
3. 第2棟の安全対策

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。

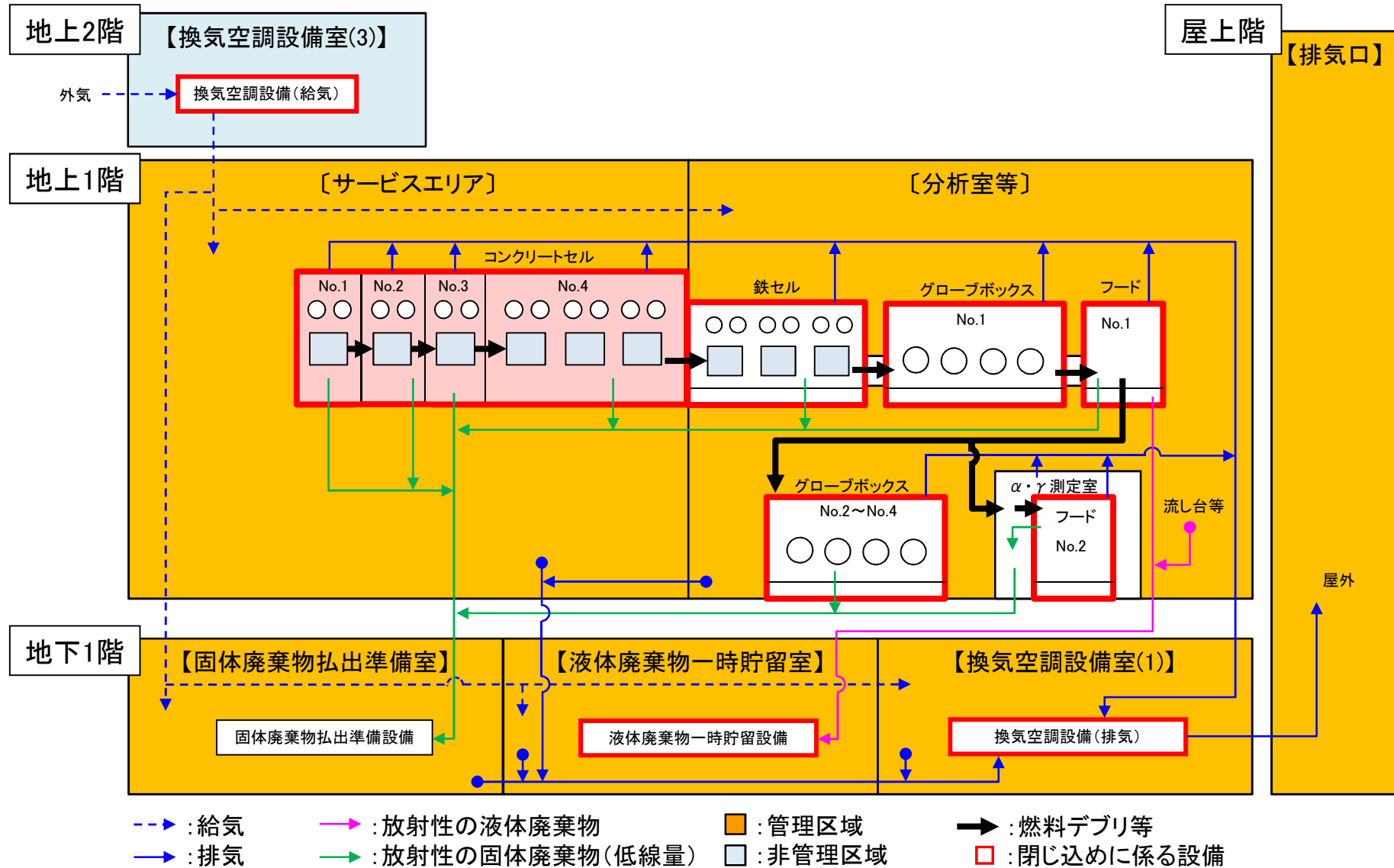
- ・燃料デブリ等は、セル・グローブボックス等の設備で取り扱う。セル・グローブボックスは、**内部を常時負圧**に維持しており、また、ステンレスライニング等により**放射性物質を閉じ込めることのできる構造**とすることにより、放射性物質の漏えいを防止している。また、放射性物質の**漏えいがあった場合は、それを検知**※する機能を有している。

※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)



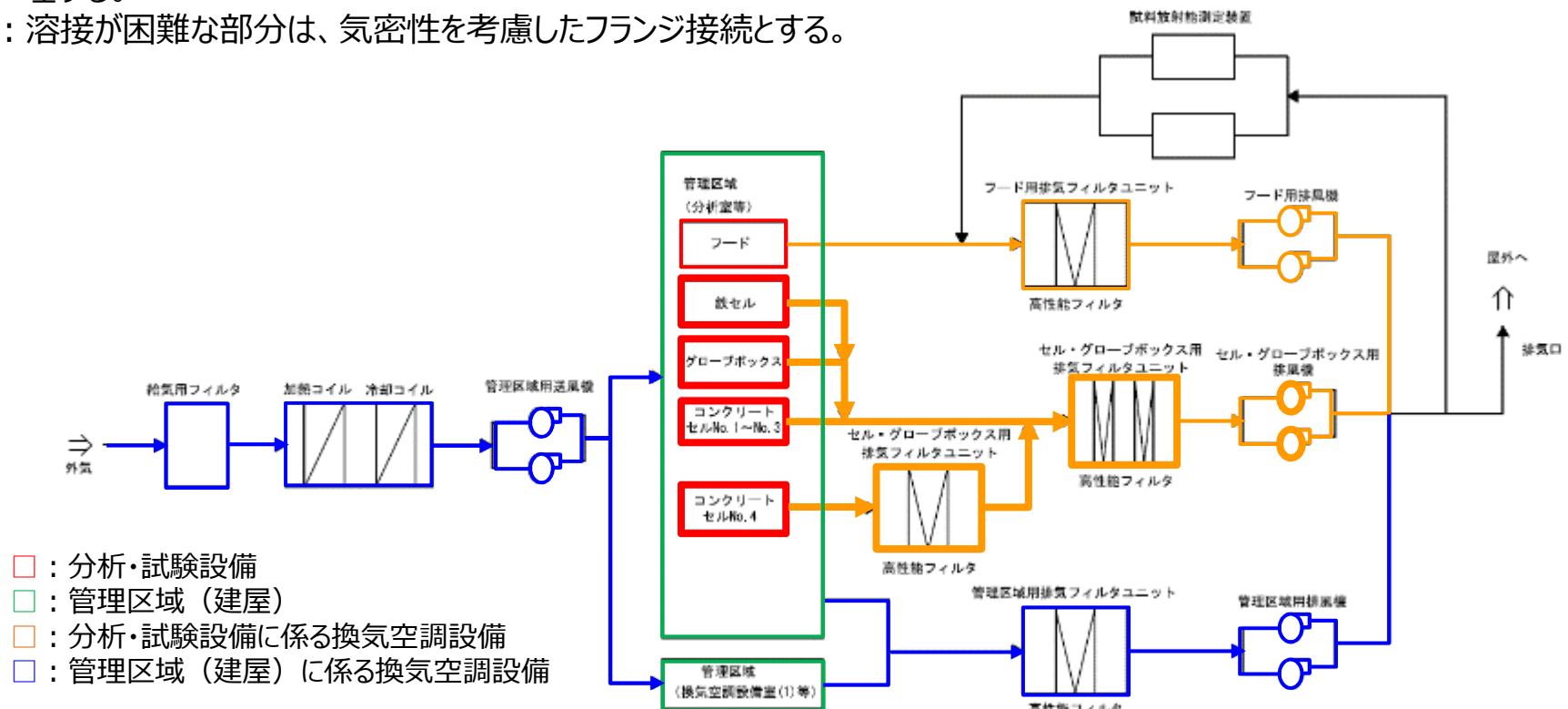
3. 第2棟の安全対策

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。

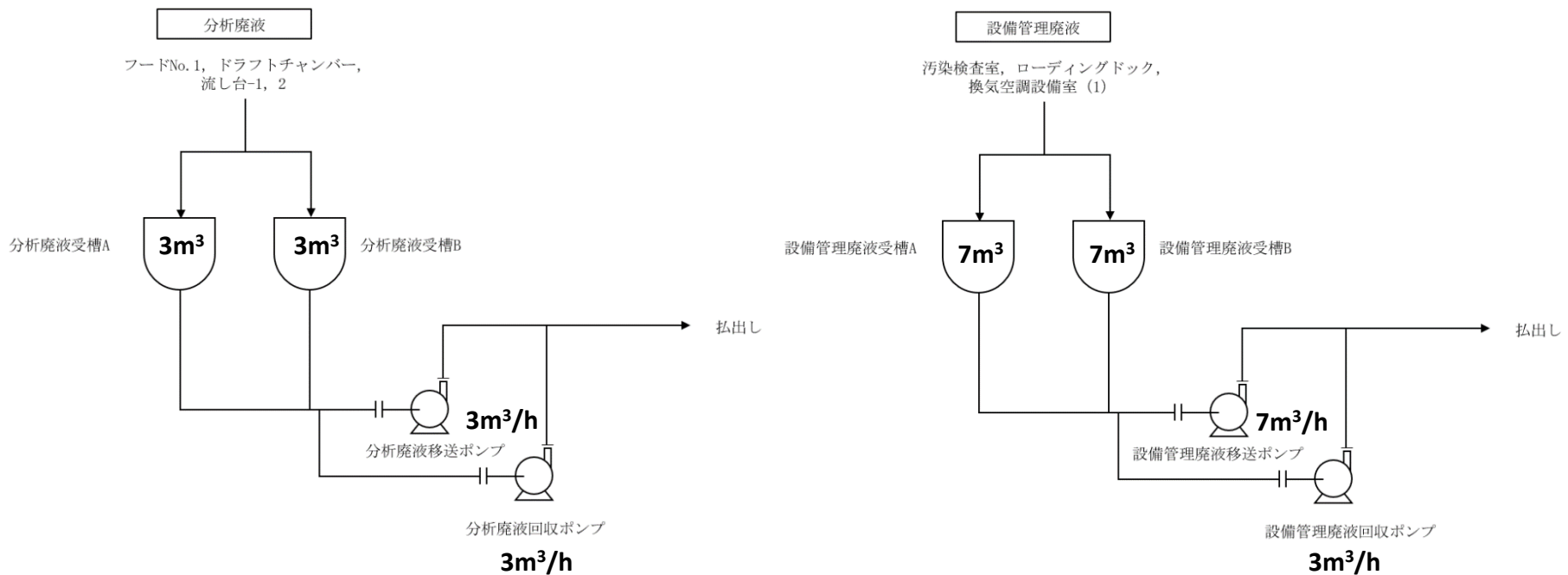


第2棟の換気空調設備概略系統図

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。



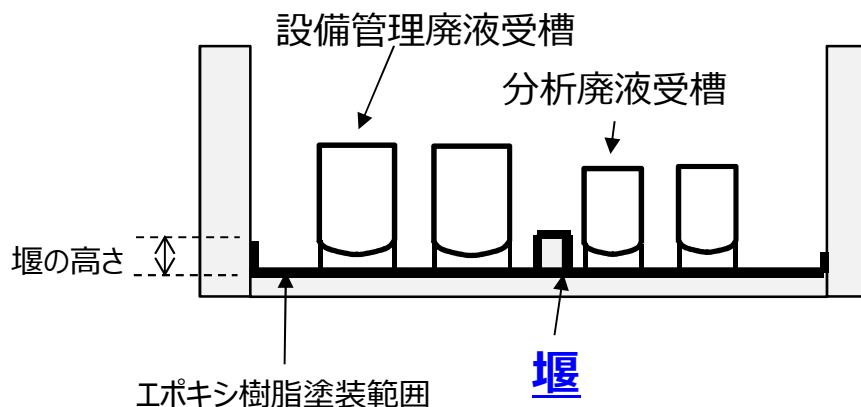
液体廃棄物一時貯留設備の概略系統図

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

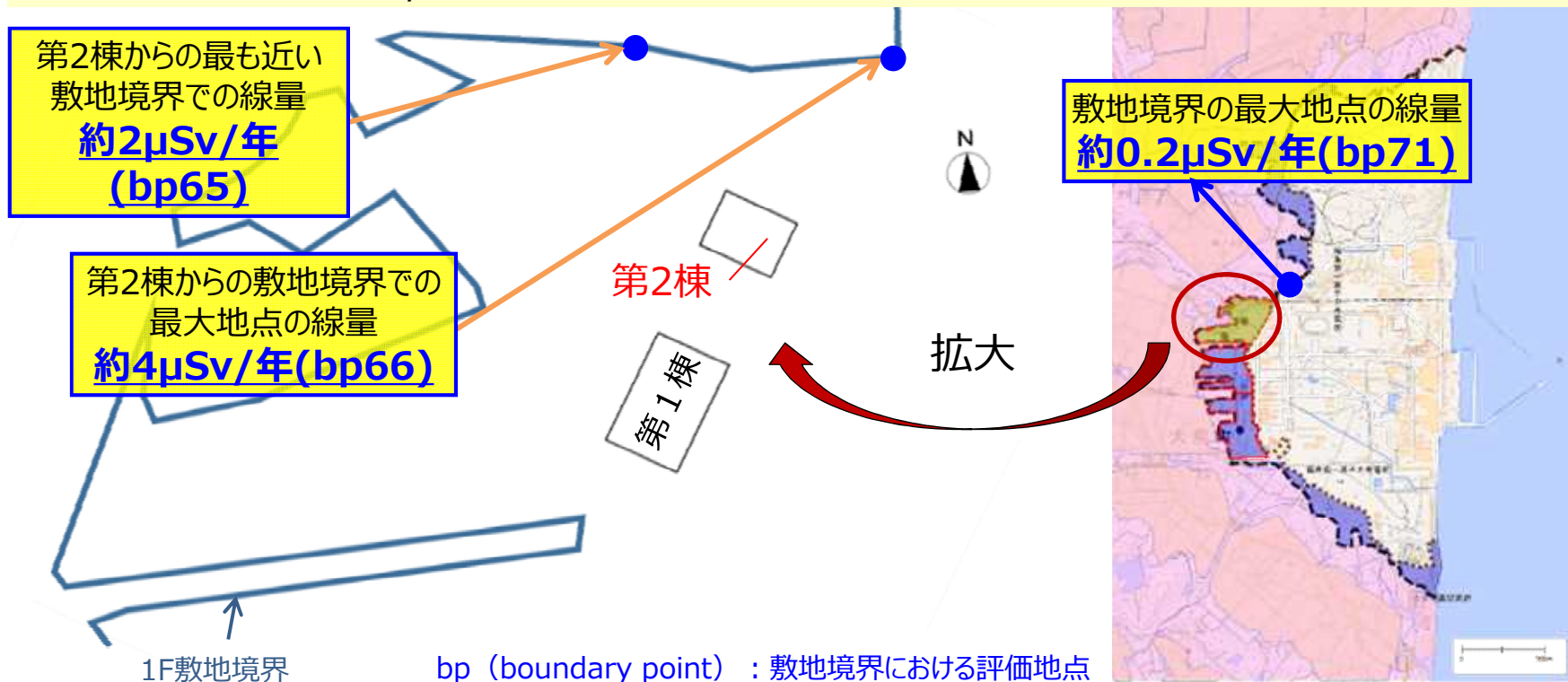
コンクリートセル、鉄セル等の設備で最大量の線源(燃料デブリ等質量相当)を同時に取り扱う等の安全側の条件を想定し、直接線及びスカイライン線※の敷地境界線量における実効線量を評価した。

※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。

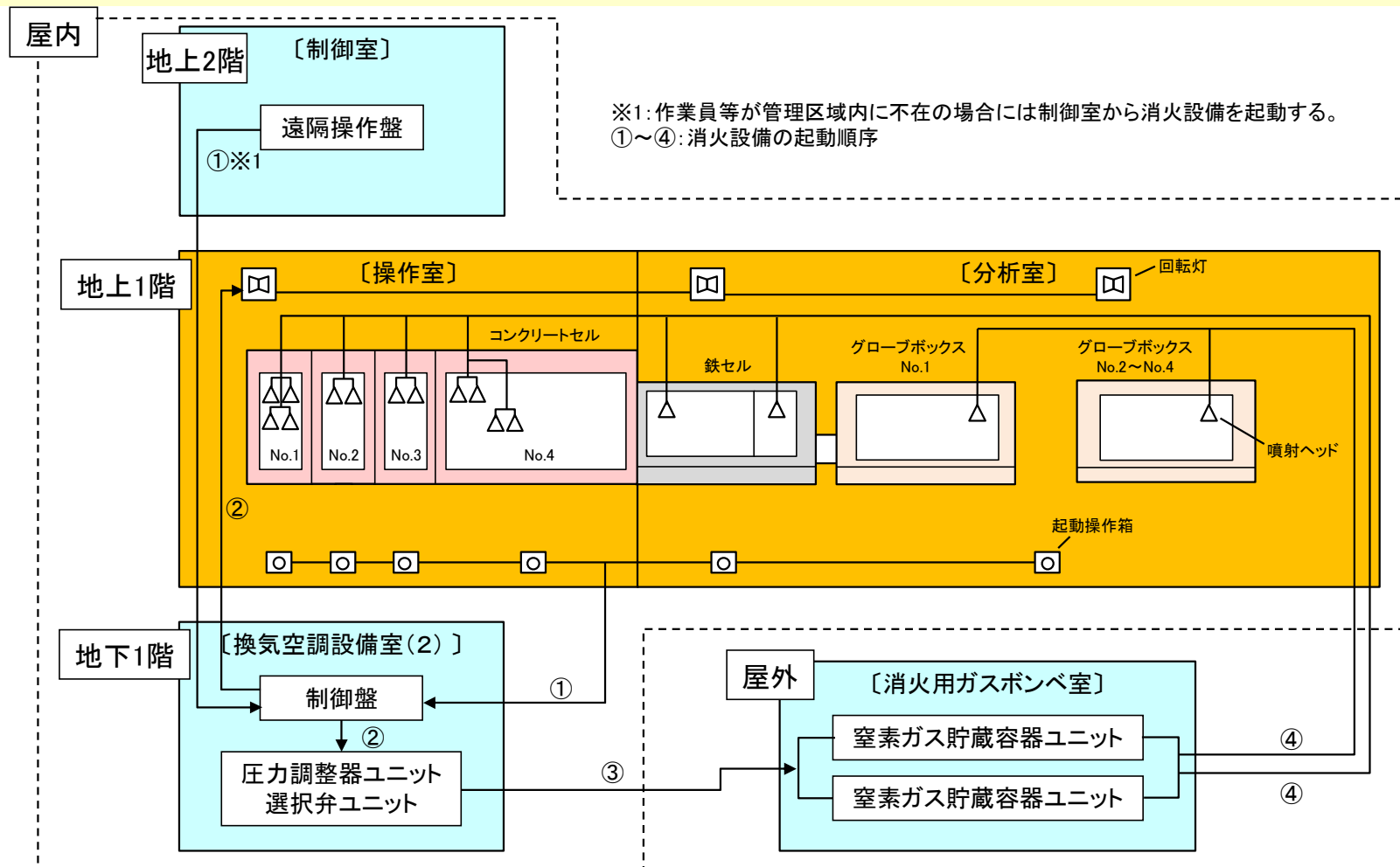


※1: 既認可(大型廃棄物保管庫2020年5月27日)に基づく

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。

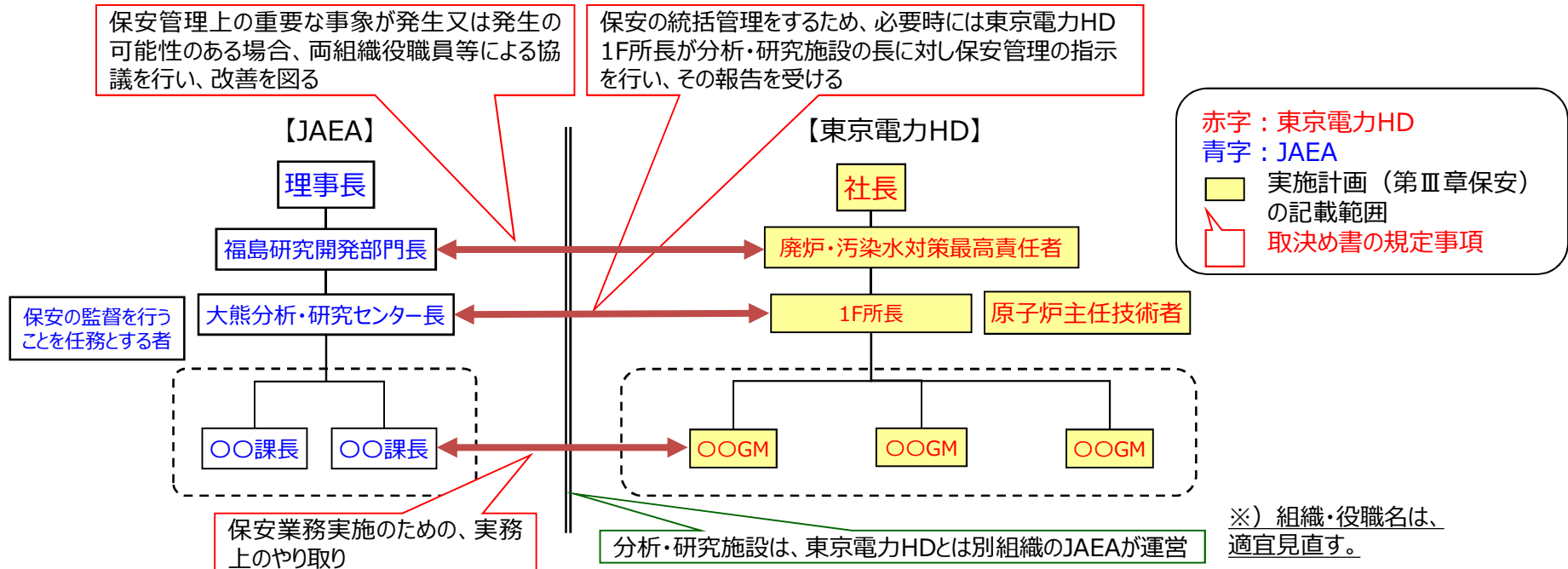
4. 第2棟の保安管理

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。

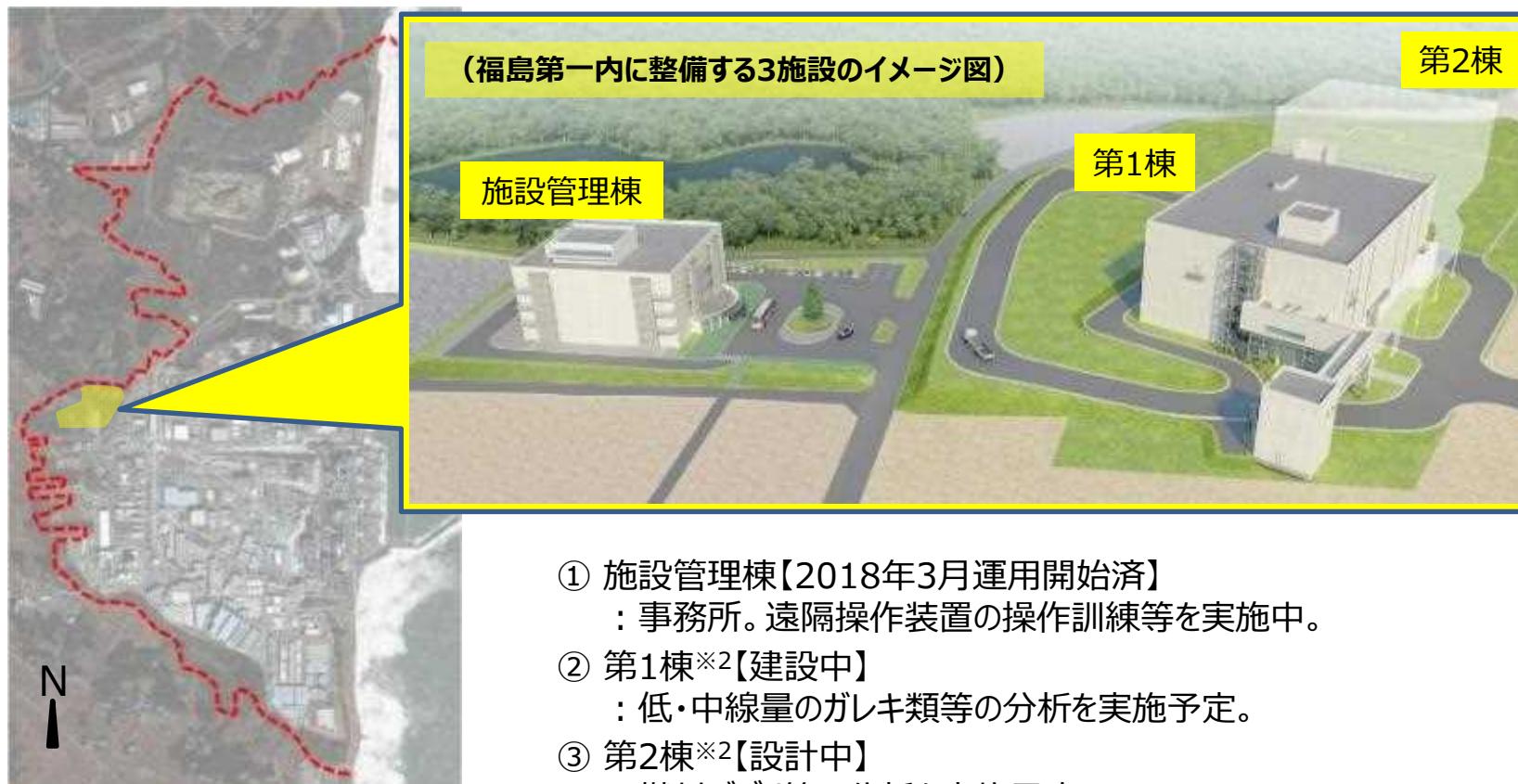
(参考資料)



- 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 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

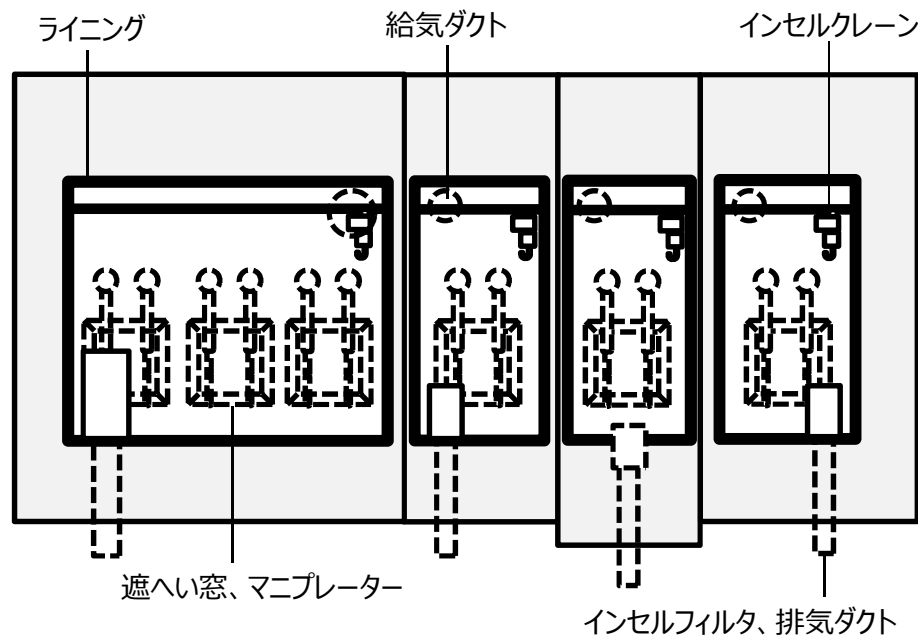
■ 主な分析装置

- 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）



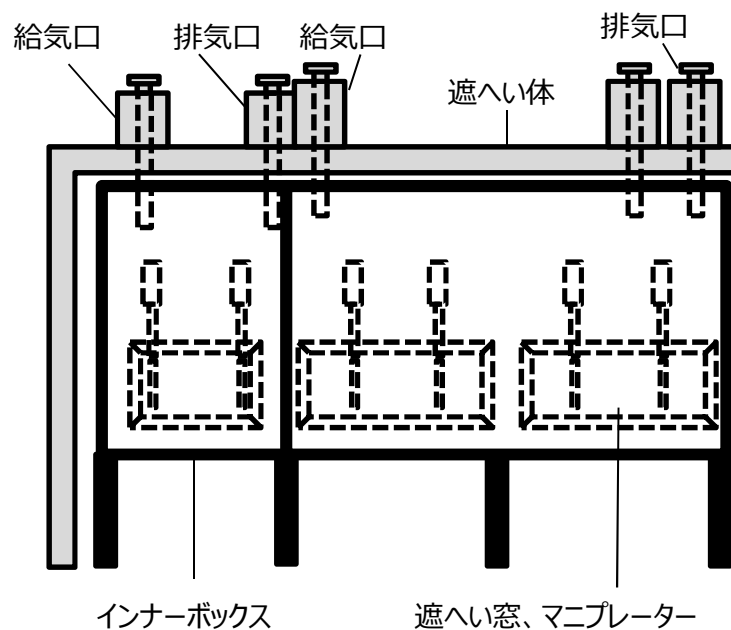
コンクリートセルイメージ*

*：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）



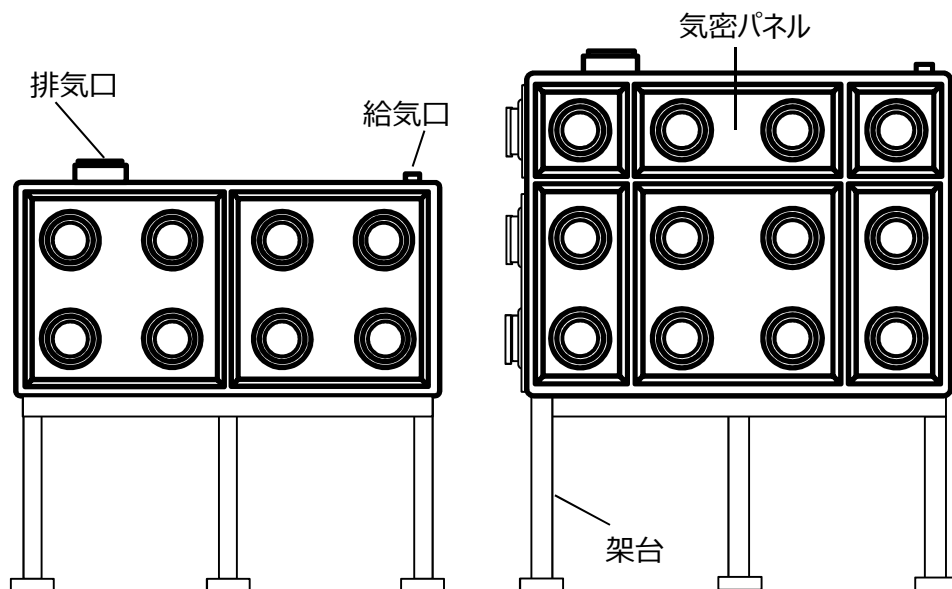
鉄セルイメージ*

*：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

○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