

放射性物質分析・研究施設第2棟に係る  
実施計画の変更認可申請について  
(臨界安全評価の見直しについて)

2月26日面談資料改訂版

2021年3月4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



# 1. 臨界安全評価の見直しについて

放射性物質分析・研究施設第2棟の臨界安全評価については、以下の見直しを実施する。

- 不均一効果を考慮した見直し
- 評価に用いるプルトニウム(Pu)組成について、MOX燃料中から██████を除いた組成への見直し

なお、以下の条件は、これまでの評価から変更しないものとする。

- 全て核燃料物質で構成されているものとする。
- 燃焼した燃料より核分裂性物質を多く含む新燃料(原子炉で使用する前の組成)とする。
- 原子炉での溶融に伴う性状の変化を考慮し、核燃料物質は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とする。
- 中性子吸収効果を有するガドリニウムを考慮しない。
- 誤操作による二重装荷を考慮し、安全裕度を確保する。

## 2. 臨界安全評価に用いるPu組成(1/2)

一部改訂

福島第一原子力発電所(1F)3号機に装荷されたMOX燃料のPu+<sup>241</sup>Amの組成から中性子を吸収する核種であるを除いた組成とする。

1F 3号機に装荷されたMOX燃料のPu+<sup>241</sup>Amの組成

	Pu+ <sup>241</sup> Am含有率 [wt%]	
元素	Pu+ <sup>241</sup> Am	U
核種		
組成 [wt%]		
核種重量 [g/tHM]		



元素		U
核種		
核種重量 [g/tHM]		



	含有率 [wt%]
核種	
組成 [wt%]	

$$\text{含有率} = \frac{\text{の合計重量}}{(\text{Uの重量} + \text{の合計重量})} \times 100$$

## 2. 臨界安全評価に用いるPu組成(2/2)

臨界安全評価に用いるPu組成は、          を除いた組成に基づき、核分裂性物質の重量割合が高くなるように設定する。

- の含有率を          とする。
- の存在比を小数点第2位以下で切り捨てる。
- 上記の切捨て分を                          に加えて、小数点第1位で整理する。

臨界安全評価に用いるPu組成

	<span style="background-color: black; color: black;">          </span> 含有率 [wt%] <span style="background-color: black; color: black;">          </span>
元素	<span style="background-color: black; color: black;">          </span>
核種	
組成 [wt%]	
核種重量 [g/tHM]	

### 3. コンクリートセルの臨界安全解析(1/8)

コンクリートセルの臨界安全解析では、下記を考慮する。

- 均質体系、Puが粒子状が存在する非均質体系を解析する。
- 燃料デブリ等の不均一な状態を想定して解析する。
- 均質体系では、不均一な状態として燃料領域内でPu濃度に差がある場合を想定する。
- 非均質体系では、不均一な状態として燃料領域内でPu粒子の配列にばらつきがある場合を想定する。

解析には、連続エネルギーモンテカルロコードMVP2.0を用いて、中性子実効増倍率( $k_{\text{eff}}+3\sigma$ )を評価する。

# 3. コンクリートセルの臨界安全解析(2/8)

## —均質／均一体系での解析結果—

中性子実効増倍率



水対燃料体積比 (Vm/Vf)

水対燃料体積比による中性子実効増倍率の変化

Pu重量毎に最大の中性子実効増倍率をグラフ化

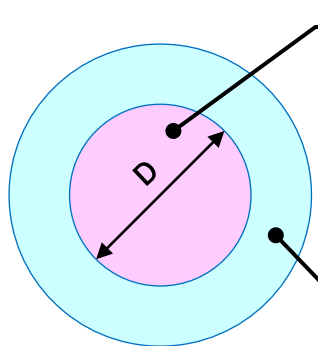


率  
估  
増  
効  
実  
中  
性  
子



Pu重量 [kg]

Pu重量による中性子実効増倍率の変化



燃料領域が均一な状態を想定  
水対燃料減速比をパラメータとして  
球の直径(D)を変化させて最小臨界  
質量を評価

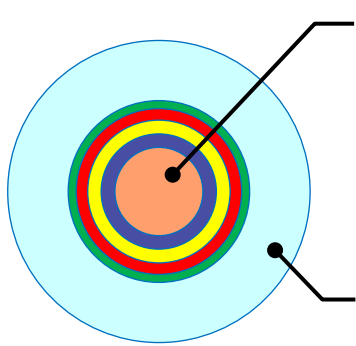
水反射体  
Puと水をモデル化した球の  
周囲300mmの範囲に設定

### 均質／均一体系の解析モデル

● : Pu+水の混合物    ● : 水

均質/均一体系において 中性子実効増倍率0.95となる Puの重量	■
---	---

## —均質／不均一体系での解析結果—



燃料領域内の燃料濃度に差がある状態を想定

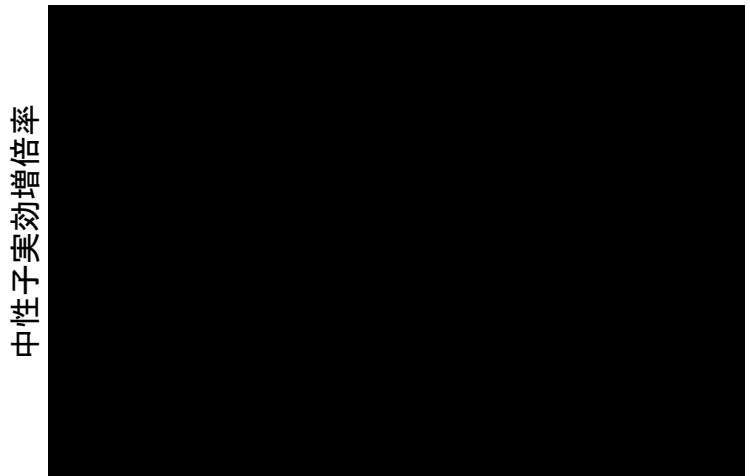
- 均質/均一体系の解析結果から得られた球の直径(D)に基づき燃料領域の体積を5等分
- 区分した燃料領域毎に、燃料と水の割合をパラメータとして燃料濃度を変化させることで燃料領域内に濃度差を設定

水反射体

Puと水をモデル化した球の周囲300mmの範囲に設定

### 均質／不均一体系の解析モデル

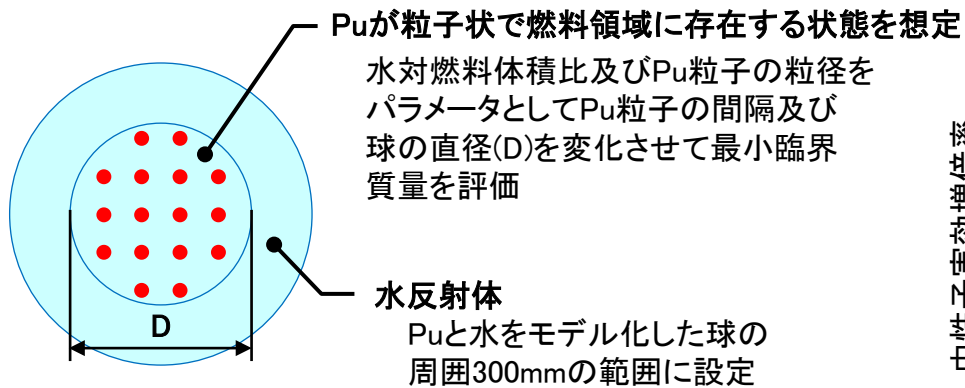
■ : Pu+水の混合物    ○ : 水



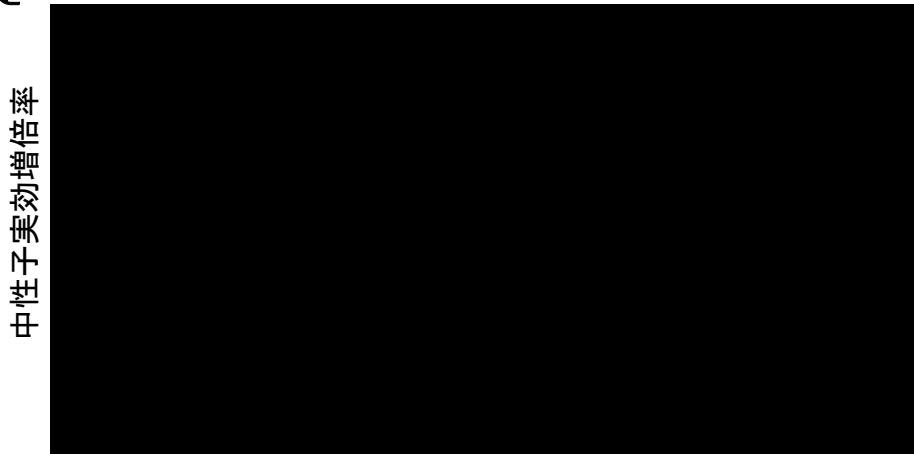
均質/不均一体系において 中性子実効増倍率0.95となる Puの重量	■
--	---

Pu重量による中性子実効増倍率の変化

# 3. コンクリートセルの臨界安全解析(4/8) —非均質／均一体系での解析結果①—

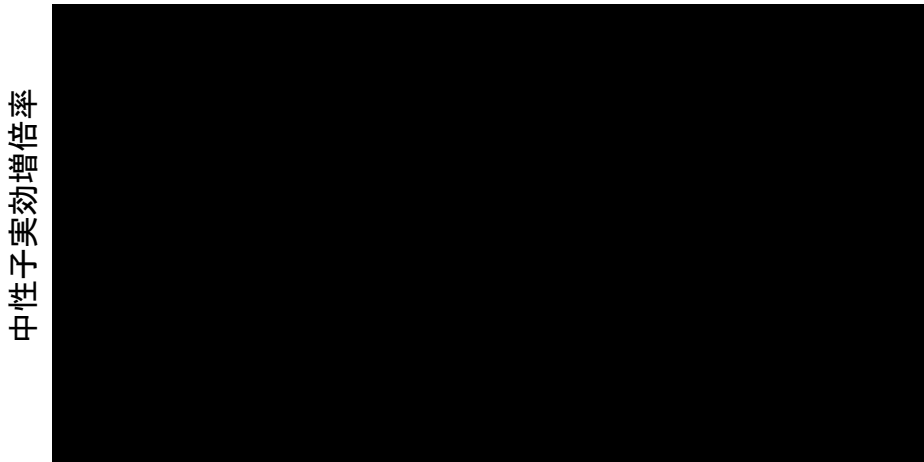


Pu重量別水対燃料体積比による中性子実効増倍率の変化



## 非均質／均一体系の解析モデル

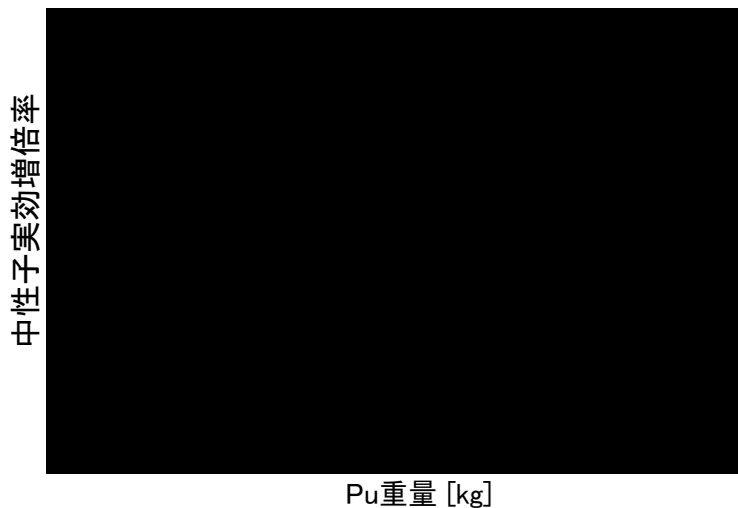
● : Pu粒子      ○ : 水



⇒ Pu重量ごとの中性子実効増倍率の最大値(上図の赤丸)を用いて、Pu重量による  
 中性子実効増倍率の変化を表すグラフとした



### 3. コンクリートセルの臨界安全解析(5/8) —非均質／均一体系での解析結果②—



Pu重量による中性子実効増倍率の変化

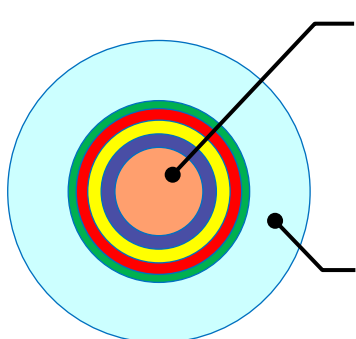
Pu重量毎のパラメータと中性子実効増倍率

Pu重量 [kg]	水対燃料体積比 Vm/Vf	粒径 [cm]	中性子実効増倍率
	30	0.100	0.91775
	30	0.050	0.94807
	30	0.100	0.97264

非均質/均一体系において 中性子実効増倍率0.95となる Puの重量	■
--	---

# 3. コンクリートセルの臨界安全解析(6/8) —非均質／不均一体系での解析結果—

一部改訂



Puが粒子状で存在し、燃料領域内で配列にばらつきがある状態を想定

- 非均質/均一体系の解析結果から得られた球の直径(D)に基づき燃料領域の体積を5等分
- 区分した燃料領域毎に、燃料と水の割合をパラメータとしてPu粒子の間隔を変化させることで燃料領域内でPu粒子の配列にばらつきを設定

水反射体

Puと水をモデル化した球の周囲300mmの範囲に設定

## 非均質／不均一体系の解析モデル

: Pu+水の混合物
  : 水

中性子実効増倍率



Pu重量 [kg]

Pu重量による中性子実効増倍率の変化

非均質/不均一体系において  
中性子実効増倍率0.95となる  
Puの重量

Pu重量毎のパラメータと中性子実効増倍率

Pu重量 [kg]	水対燃料体積比 Vm/Vf	粒径 [cm]	中性子実効増倍率
	30	0.050	0.92121
	30	0.025	0.91927
	30	0.100	0.95411

### 3. コンクリートセルの臨界安全解析(7/8)

#### —解析結果の比較—

一部改訂

中性子実効増倍率が0.95となるPuの重量を評価した。

体系	臨界に達しないPu重量
均質 / 均一	[Redacted]
均質 / 不均一	
非均質 / 均一	
非均質 / 不均一	

解析の結果から、非均質 / 不均一体系の場合が厳しい結果となる。

以上から臨界に達しないPuの重量は、非均質 / 不均一体系の解析結果 [Redacted] を0.1kg未満で切り捨てた [Redacted] と評価する。

#### — 評価結果 —

- (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) 誤操作による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)

第2棟では、コンクリートセルにおける燃料デブリ等の取扱量を [REDACTED] 以下に制限する。  
また、被覆管等との混在が想定される燃料デブリ等について、全て核燃料と見なす。

このとき、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] $^{*3}$ 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。

※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)

※3: 燃料デブリ等 [REDACTED] に含まれるPu+ $^{235}\text{U}$ の重量として、 [REDACTED] から算出した重量

## 4. 試料ピットの臨界安全解析(1/5)

---

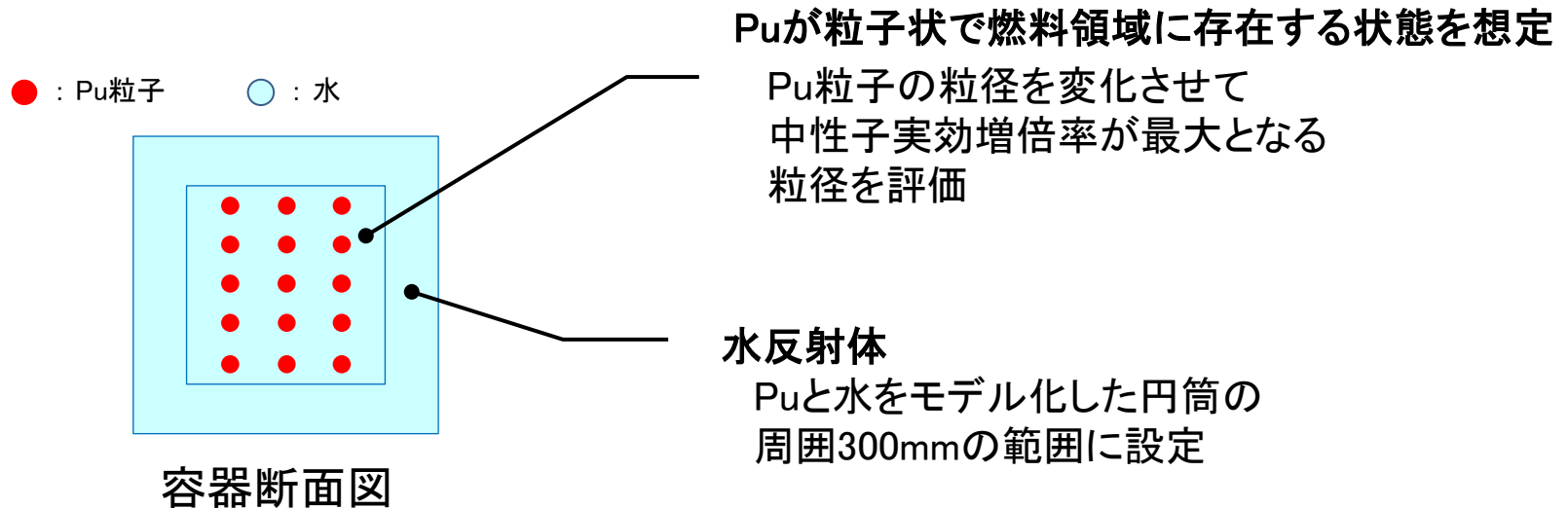
試料ピットの臨界安全解析では、下記を考慮する。

- 燃料デブリ等を収納した容器1つに対して、中性子実効増倍率が高くなる条件を検討する。
- 燃料領域内でPu粒子の配列にばらつきがある不均一な状態を想定する。

以上の検討で得られた条件をもとに、試料ピットに容器を配置して試料ピット全体の中性子実効増倍率( $k_{eff}+3\sigma$ )を評価する。なお、解析には、連続エネルギーモンテカルロコードMVP2.0を用いる。

## 4. 試料ピットの臨界安全解析(2/5)

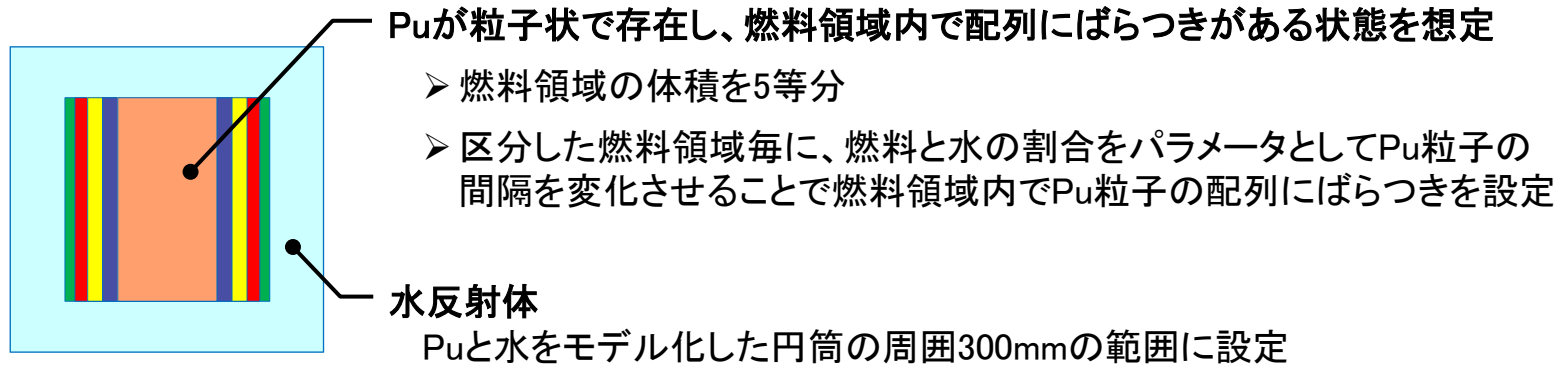
### — 容器の非均質/均一体系での解析結果 —



### 容器の非均質/均一体系の解析モデル

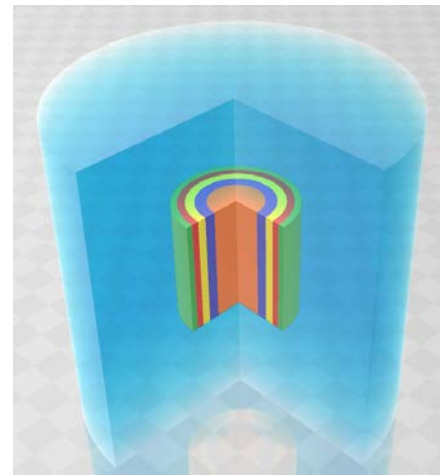
## 4. 試料ピットの臨界安全解析(3/5)

### — 容器の非均質/不均一体系での解析結果 —



: Pu+水の混合物   
 
 : 水

非均質／不均一体系の解析モデル



解析モデルのイメージ

## 4. 試料ピットの臨界安全解析(4/5) — 容器単体の解析結果 —

### 容器単体の解析結果

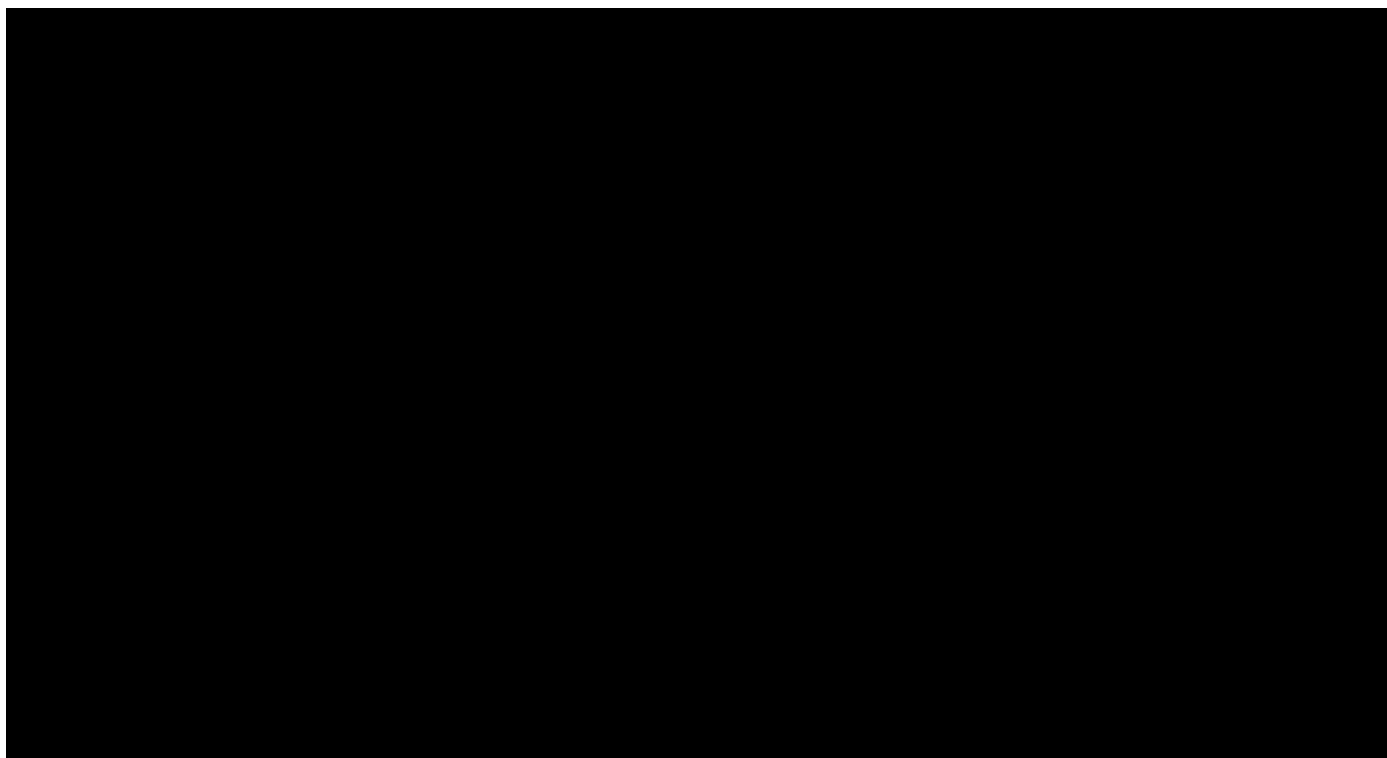
体系	Pu粒子の粒径	中性子実効増倍率
非均質／均一	0.05 cm	0.72000
非均質／不均一	0.06 cm	0.72233



### — 試料ピットの解析結果 —

#### 解析結果

試料ピットに、容器単体の解析結果に基づき、非均質／不均一とした容器を配置して中性子実効増倍率を計算した結果、0.91770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。



試料ピット断面図

## 5. 臨界安全評価の見直しの経緯

追加説明

放射性物質分析・研究施設第2棟の臨界安全評価の見直しについて、見直しの経緯は以下のとおり。

- 解析モデルについて、燃料の濃度分布に差がある場合等の影響についてコメントを受領
- 燃料の濃度分布に差がある場合等の影響として、中性子実効増倍率は増加するが、その影響は[ ]に加えている保守的な燃料組成で得られる裕度に対し小さいことを説明
- 変更認可申請(令和3年1月8日申請)の臨界安全評価では、燃料の濃度分布に差がある場合等の不均一効果が考慮されていないため、これを考慮した解析が必要とのコメントを受領



以上を踏まえ、不均一を考慮した評価の見直しを実施することとした。  
また、評価の見直しに当たり、評価に用いる燃料組成については、過度に保守的な組成とならないよう[ ]に加えない燃料組成に見直しを行った。

放射性物質分析・研究施設第2棟に係る  
実施計画の変更認可申請について  
(臨界安全評価に関するコメントへの回答)

2021年3月4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



# 臨界安全評価に関するコメントへの回答①

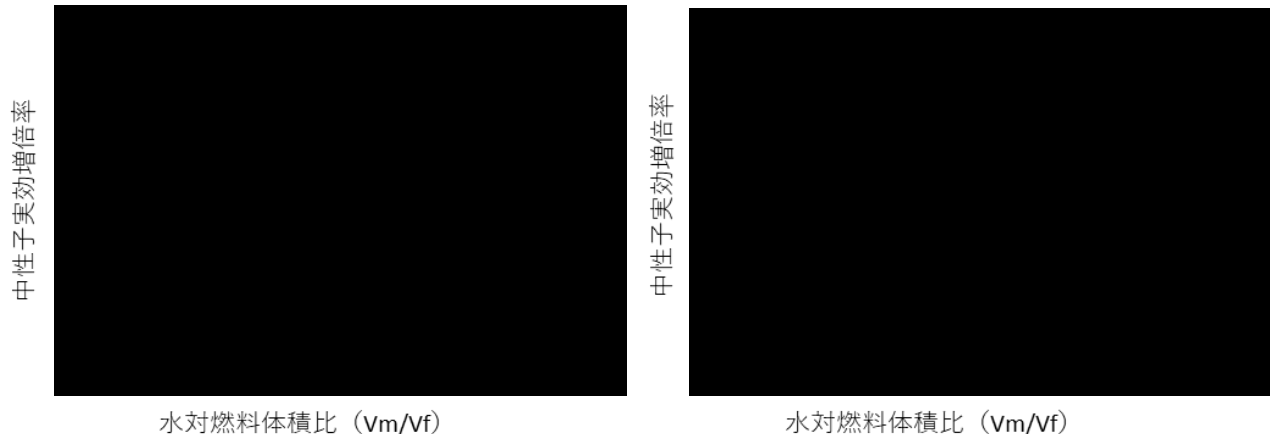
## 【ご質問・コメント】

非均質体系の評価結果(2/3面談資料p.20)を見ると、粒径0.025cmの時に最大又はそれに近い実効増倍率となっている。さらに粒径が小さい場合の実効増倍率についてはどのように評価しているか。

## 【回答】

第2棟における未臨界性の判断基準である0.95に対して、必要となるPuの評価重量は■■■■及び■■■■となります。これらの評価重量については、粒子の粒径0.025、0.05cm及び0.1cmにて評価を行い、粒径0.05cmにおいて実効増倍率のピークが得られており、さらに粒径が小さい場合の実効増倍率は小さくなると想定しています。

## 2/3面談 資料-1「臨界管理の方法について」p.20 一部抜粋



Pu重量別水対燃料体積比による実効増倍率の変化(非均質体系)

## 臨界安全評価に関するコメントへの回答②

### 【ご質問・コメント】

UO<sub>2</sub>燃料とMOX燃料の比較検討(2/3面談資料p.11)における前提条件について詳細を説明すること。(未照射燃料の場合、減速条件等によってはMOXよりウランの方が実効増倍率が高くなることもあるのではという懸念)

### 【回答】

前提条件は以下のとおりです。

(1) 体系: 非均質体系、球体系、燃料領域の周囲に水反射体(30cm)

燃料デブリ等が粒子状に存在する状態を想定

(2) 燃料重量: ■■■■

燃料デブリ等の最大取扱量■■■■を基に、二重装荷の安全係数0.43※を考慮し、■■■■÷0.43で求まる■■■■を1kg単位で切り上げた重量

(3) 燃料組成

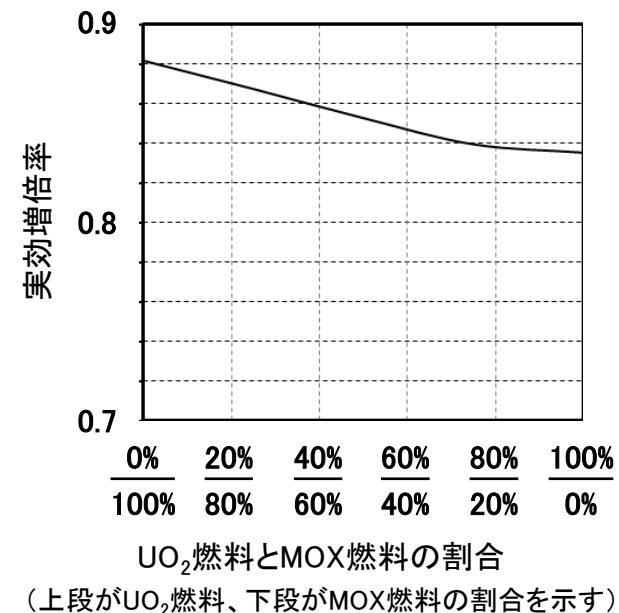
UO<sub>2</sub>燃料(<sup>235</sup>U濃縮度■■■■)とMOX燃料(Pu富化度■■■■)について混合割合を合計100%となるよう変化させ、実効増倍率を評価

(4) 燃料デブリ等の粒子の粒径: 0.08~0.20cm

本解析では、上記の条件において、UO<sub>2</sub>燃料及びMOX燃料の混合割合及び粒子の粒径に応じて、最適な減速条件となるように水対燃料体積比を変化させております。

その結果として、MOX燃料のみとした場合が実効増倍率が高くなることを確認しております。

2/3面談 資料-1「臨界管理の方法について」  
p.11 一部抜粋



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

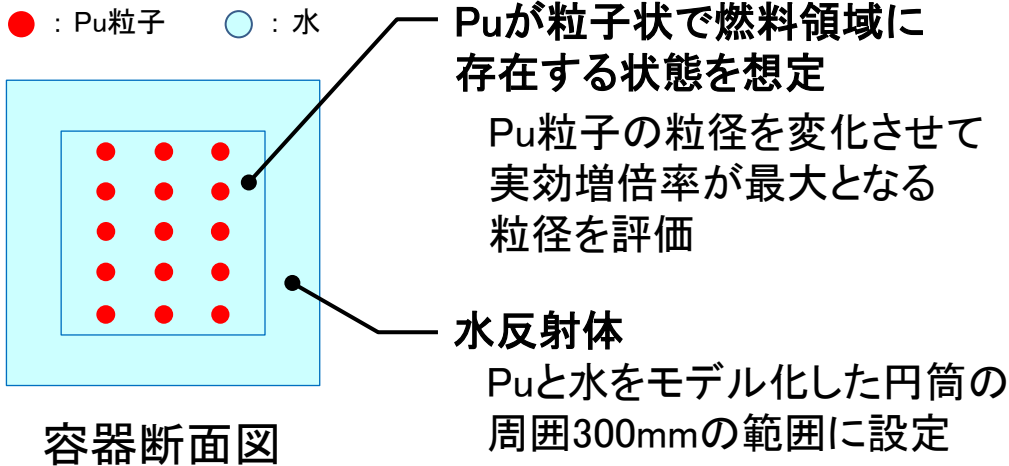
## 臨界安全評価に関するコメントへの回答③

### 【ご質問・コメント】

試料ピットの臨界安全解析(2/3面談資料p.26)は複数ユニットでの評価だが、単一ユニット(単一の容器、周りに十分な厚さの水反射体を設置)で評価するとどうなるか。

### 【回答】

■を除外した見直し後の燃料組成を用いて、容器単体(非均質／均一体系)の実効増倍率を評価した結果は以下のとおりです。



### 容器の非均質／均一体系の解析モデル

### 容器単体の解析結果

Pu粒子の粒径	実効増倍率 ( $k_{eff}+3\sigma$ )
0.04 cm	0.71899
0.05 cm	0.72000
0.06 cm	0.71880

## 臨界安全評価に関するコメントへの回答④

### 【ご質問・コメント】

燃料を $UO_2$ 及び $PuO_2-UO_2$ とした場合の検討(2/3面談資料p.48)において、 $UO_2$ や $PuO_2-UO_2$ の最小推定臨界下限値と2棟の解析評価結果の値に差がありすぎるように感じる。妥当な比較であることを確認するため、各値の算出に当たっての条件を知りたい。

### 【回答】

2/3面談資料p.48に記載の「非均質 $UO_2-H_2O$ 」及び「非均質 $PuO_2-UO_2-H_2O$ 」の最小推定臨界下限値は、「臨界安全ハンドブック・データ集第2版」※より引用したものととなります。

なお、2/3面談資料では、核燃料物質の種類に対して最小推定臨界下限値を比較する観点から記載しておりませんが、第2棟の臨界安全評価に用いている燃料組成と近い燃料組成のもので「均質 $PuO_2-H_2O$ 」の最小推定臨界下限値が「臨界安全ハンドブック・データ集第2版」に掲載されております。

同文献での $^{239}Pu: ^{240}Pu: ^{241}Pu=71:17:12$  wt%の場合の「均質 $PuO_2-H_2O$ 」の最小推定臨界下限値については0.76kgであり、第2棟の臨界安全解析の結果である約■と同一オーダーとなっております。

	核燃料物質	燃料組成	最小推定臨界下限値 (質量)
①	非均質 $UO_2-H_2O$	$^{235}U$ 濃縮度: 5wt%	U質量 : 27.7 kg
②	非均質 $PuO_2-UO_2-H_2O$	$^{235}U$ : 0.711wt% $PuO_2$ 富化度: 10wt% ( $^{239}Pu$ : 100%)	(U+Pu質量) : 10.0 kg
③	均質 $PuO_2-H_2O$	$^{239}Pu: ^{240}Pu: ^{241}Pu=71:17:12$ wt%	Pu質量 : 0.76 kg

①、②については、2/3面談 資料-1「臨界管理の方法について」p.48に記載のもの

※『臨界安全ハンドブック・データ集第2版』, 日本原子力研究開発機構, JAEA-Data/Code 2009-010, (2009).

放射性物質分析・研究施設第2棟に係る  
実施計画の変更認可申請について  
(第2棟分析成果の反映について)

7月29日面談資料 改訂版

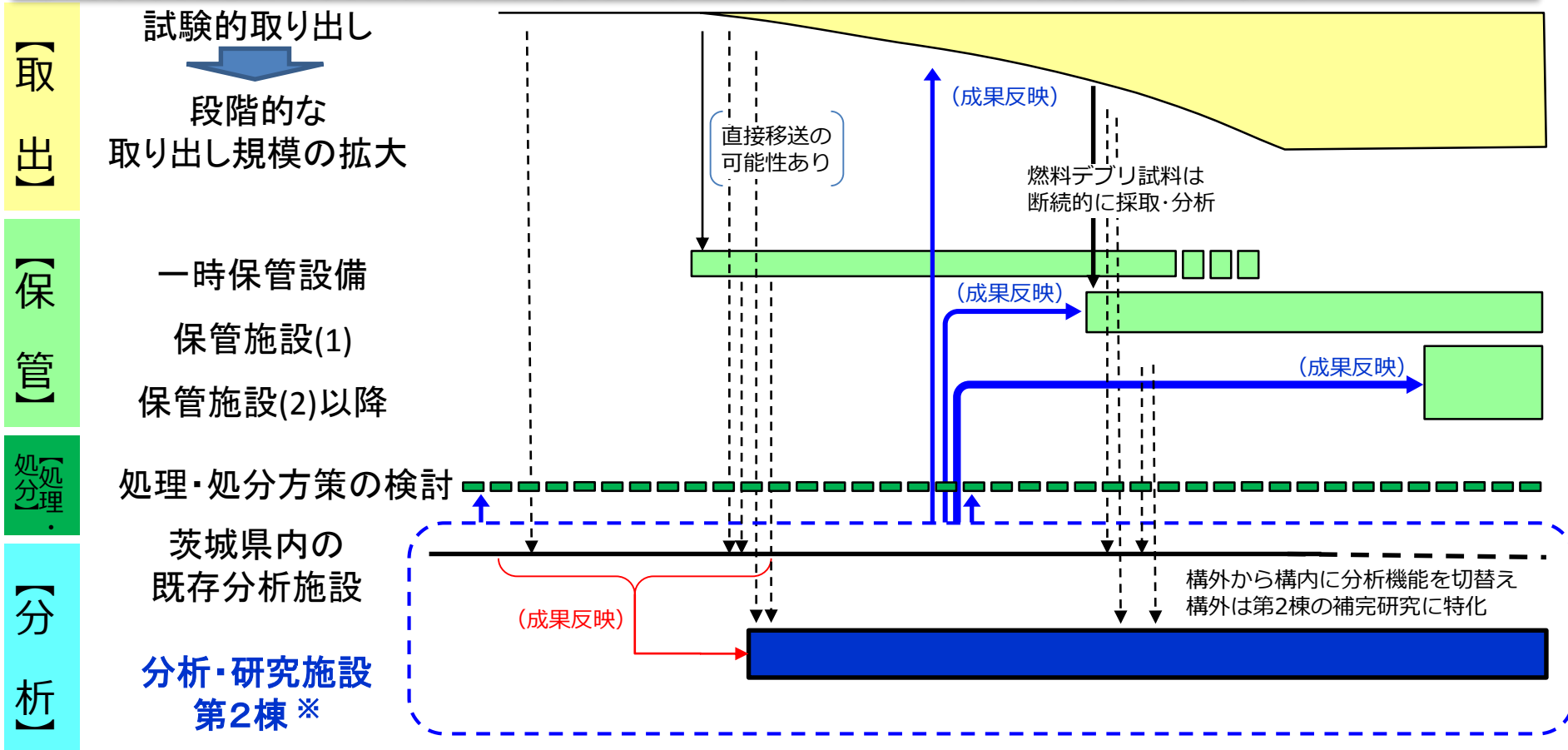
2021年3月4日

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



# 1. 概要

○既存分析施設の分析成果反映、ならびに第2棟分析成果の反映の概要を以下に示す。



- ・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. 既存分析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。

(年度)	2020	2021	2022	2023	2024
第2棟					
詳細設計(2018/4～)	■				
実施計画変更認可審査(希望期間)	■				
現地建設工事(主要工程)					
準備工事(掘削等～地盤改良)		▼着工			
建設工事(基礎配筋～)					
単体作動試験、総合機能試験					
運用					
既存分析施設					
各施設における分析準備	■	■	■	■	■
各施設の使用許可変更手続等		■	■	■	■
燃料デブリ等の分析			■	■	■

※工程は今後の精査により変更の可能性がある

## 2. 既存分析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。

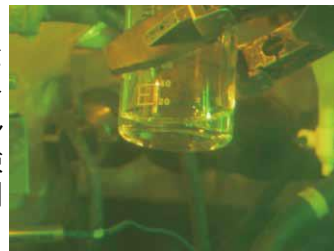


TMI-2デブリの例

#### 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

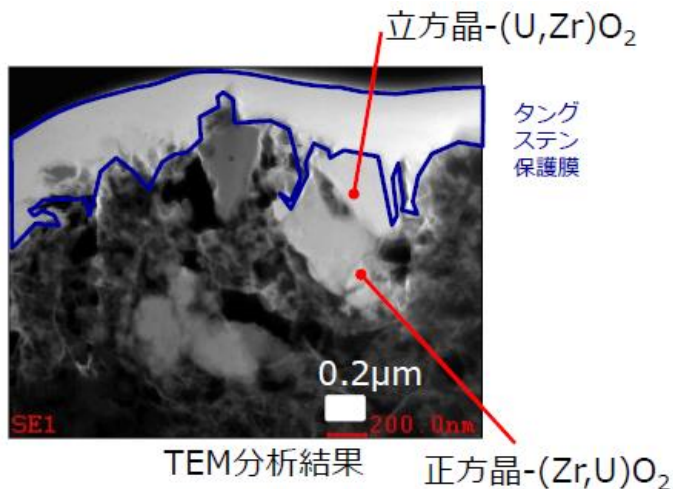
※1) 難溶性の物質について、固体のアルカリと混合し加熱することで反応させ、溶けやすい物質にする操作。

## 2. 既存分析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。



TEM分析結果 正方晶-(Zr,U)O<sub>2</sub>

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

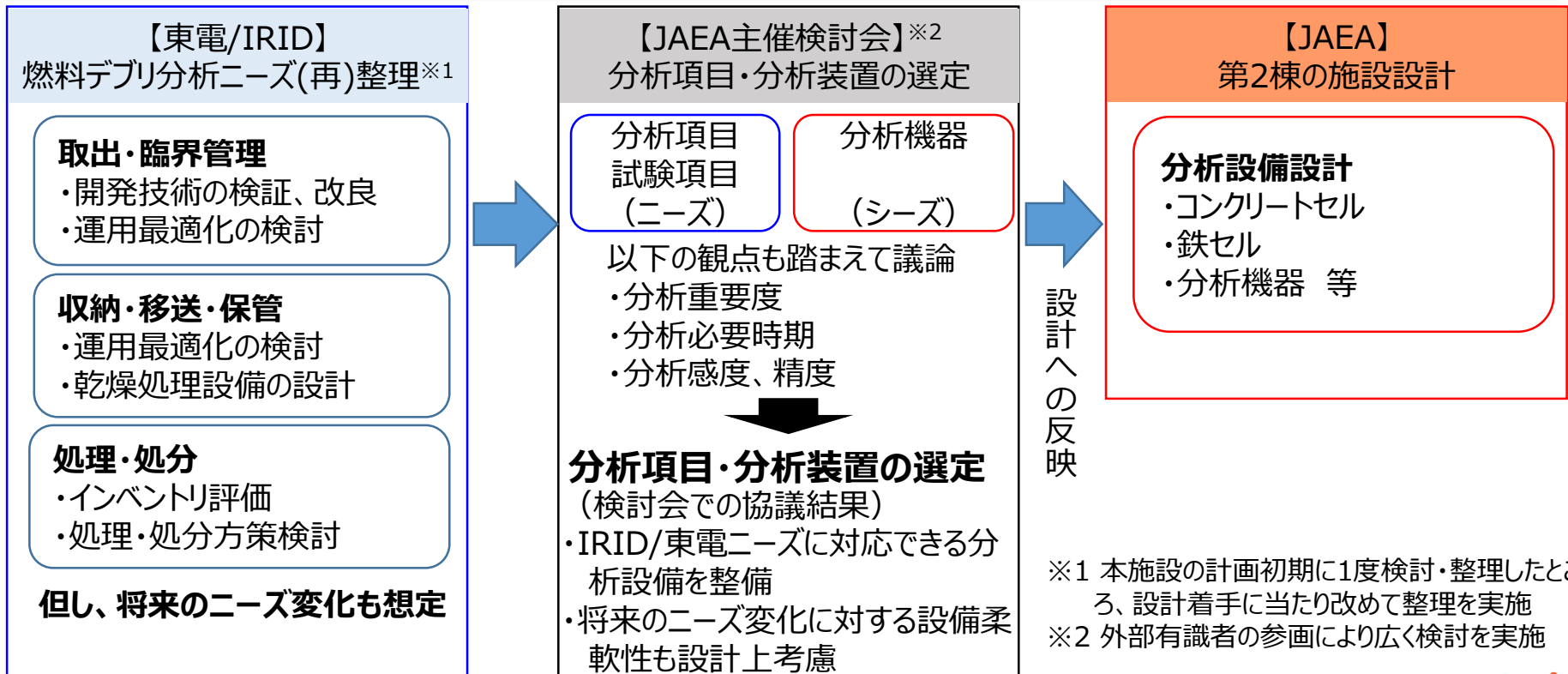
※2)廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議(第56回)資料3-3より「原子炉格納容器内部調査、サンプリング及び分析の検討状況について」 2018/7/26

分析装置略称: TEM:透過型電子顕微鏡、SEM:走査型電子顕微鏡、EDS:エネルギー分散型X線分析、ICP-MS:融合結合プラズマ質量分析計、TIMS:表面電離型質量分析計

### 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、**取扱量** **等の条件を設定の上**、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。



### 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

- 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

### 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、アクチニ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 <sub>4</sub> 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

### 3. 廃炉への分析成果の反映

#### (4) 選定した分析項目

一部改訂

- 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。
- 燃料デブリ** XXXXXXXXXX **は、第2棟で想定する全ての分析に必要な量を十分満たしていることを確認。**

【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。



放射性物質分析・研究施設第2棟に係る  
実施計画の変更認可申請について  
(放射性廃棄物の考慮について)

11月6日面談資料改訂版

2021年3月4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

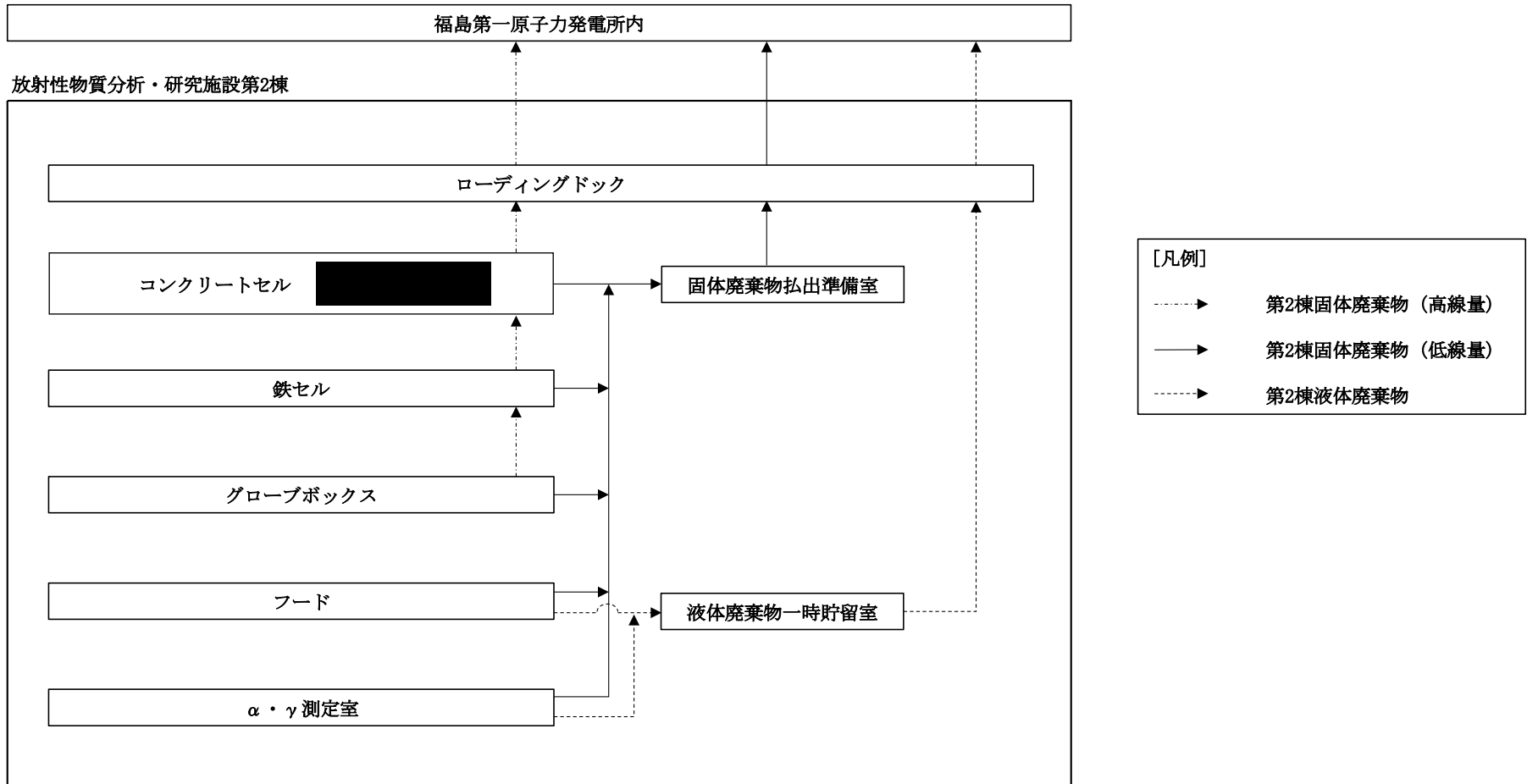


# 1. 放射性の固体廃棄物に係る考慮

一部改訂

- 低線量の放射性の固体廃棄物(以下「低線量固体廃棄物」という。)は、1F内の他施設に払い出すまで、第2棟内の固体廃棄物払出準備室にて一時的に保管できるように、固体廃棄物払出準備設備を設置する。
- 固体廃棄物払出準備室と隣接する部屋間の壁は、線量率区分に基づき遮へいを考慮する(壁厚を確保する)。
- 低線量固体廃棄物は、材質に応じて8種類に分別し、各専用の容器(以下「角型容器」という。)に収納する。
  - 可燃物 : 紙類、木類、プラスチック類(塩ビを除く)、ゴム類
  - 不燃物 : 金属くず(セル等にて使用した治具類)、塩ビ類(PVCバッグ等)、イオン交換樹脂、その他(アルミ材等)
- 高線量の放射性の固体廃棄物(以下「高線量固体廃棄物」という。)は、1Fに払い出すまで、第2棟内のコンクリートセルNo.4又は██████████試料ピットにて一時的に保管する。
- 高線量固体廃棄物は、遮へい容器を利用して搬出する。
- 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。
- 想定する高線量固体廃棄物の発生量は約2.1m<sup>3</sup>/年、低線量固体廃棄物の発生量は可燃物で約10.1m<sup>3</sup>/年及び不燃物で約10.03m<sup>3</sup>/年である。

## 2. 放射性の固体廃棄物に係る概略フロー(1/8)



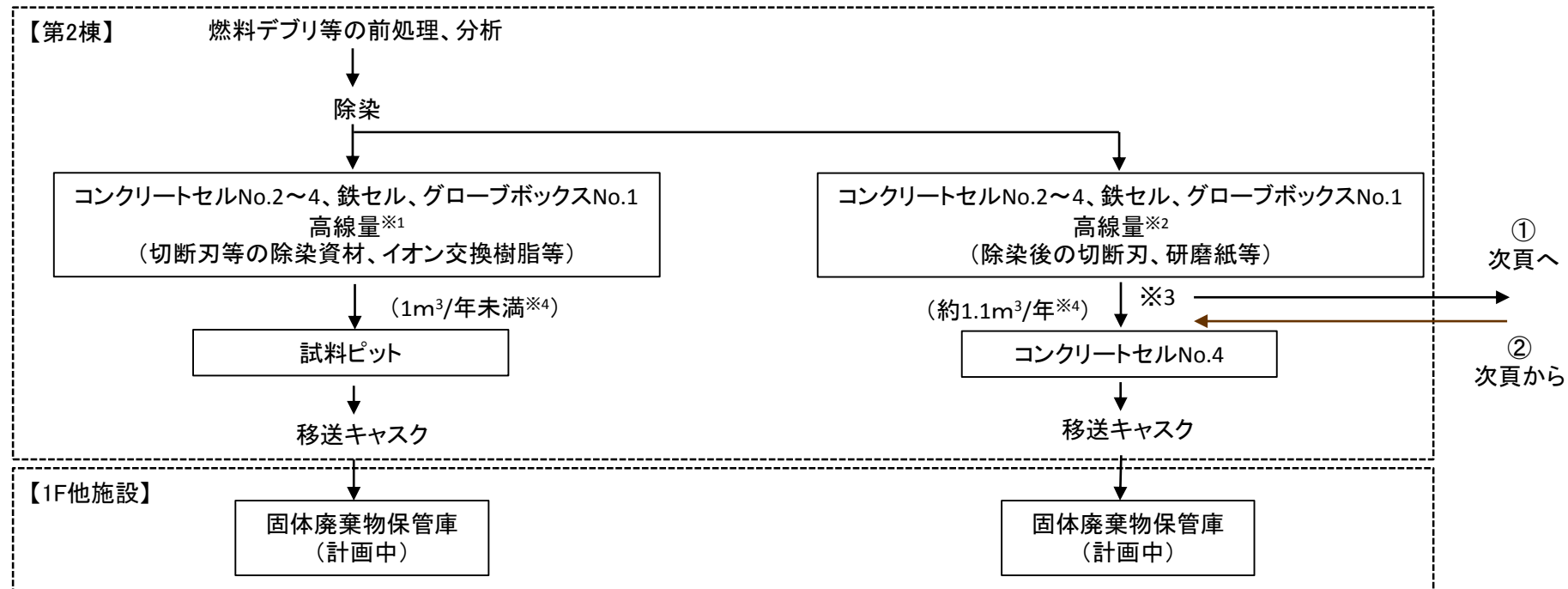
(実施計画「2.48放射性物質分析・研究施設第2棟」より記載)

## 2. 放射性の固体廃棄物に係る概略フロー(2/8)

一部改訂

- ・核燃料物質が含まれる高線量の固体廃棄物の保管方法について、保障措置に関する検討等を踏まえて決定する
- ・第2棟の固体廃棄物発生量については今後保管管理計画及び**実施計画**に織り込む
- ・第2棟から発生する固体廃棄物の核種組成等の分析については今後具体化する

<放射性の固体廃棄物>



※1: 核燃料物質が含まれるもの、かつ線量が高いもの

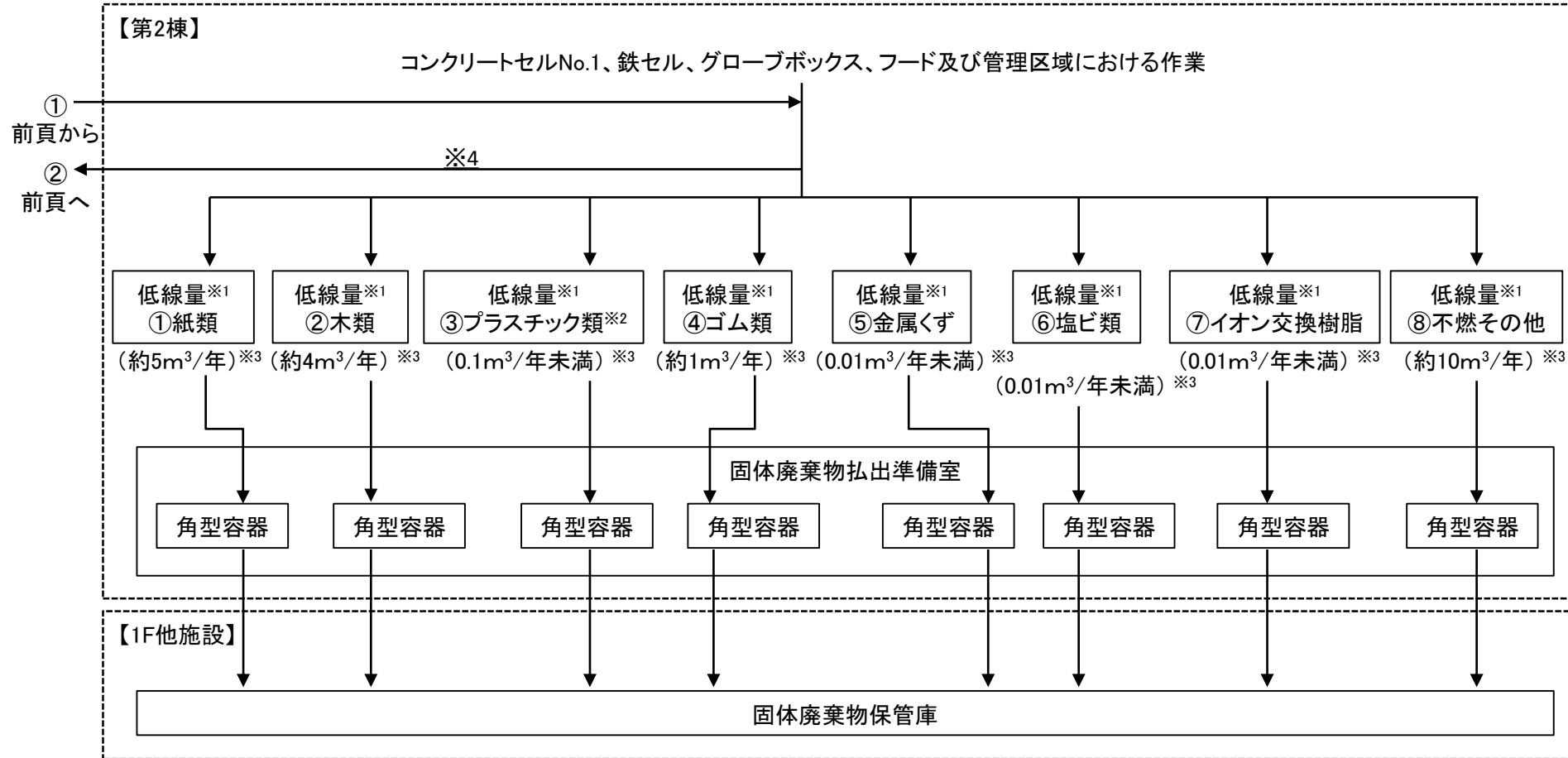
※2: 核燃料物質が含まれないもの、かつ線量が高いもの

※3: セル等での使用状況、線量測定結果によって、一部低線量固体廃棄物として取り扱う

※4: 現在想定している廃棄物の発生量

## 2. 放射性の固体廃棄物に係る概略フロー(3/8)

<放射性の固体廃棄物>



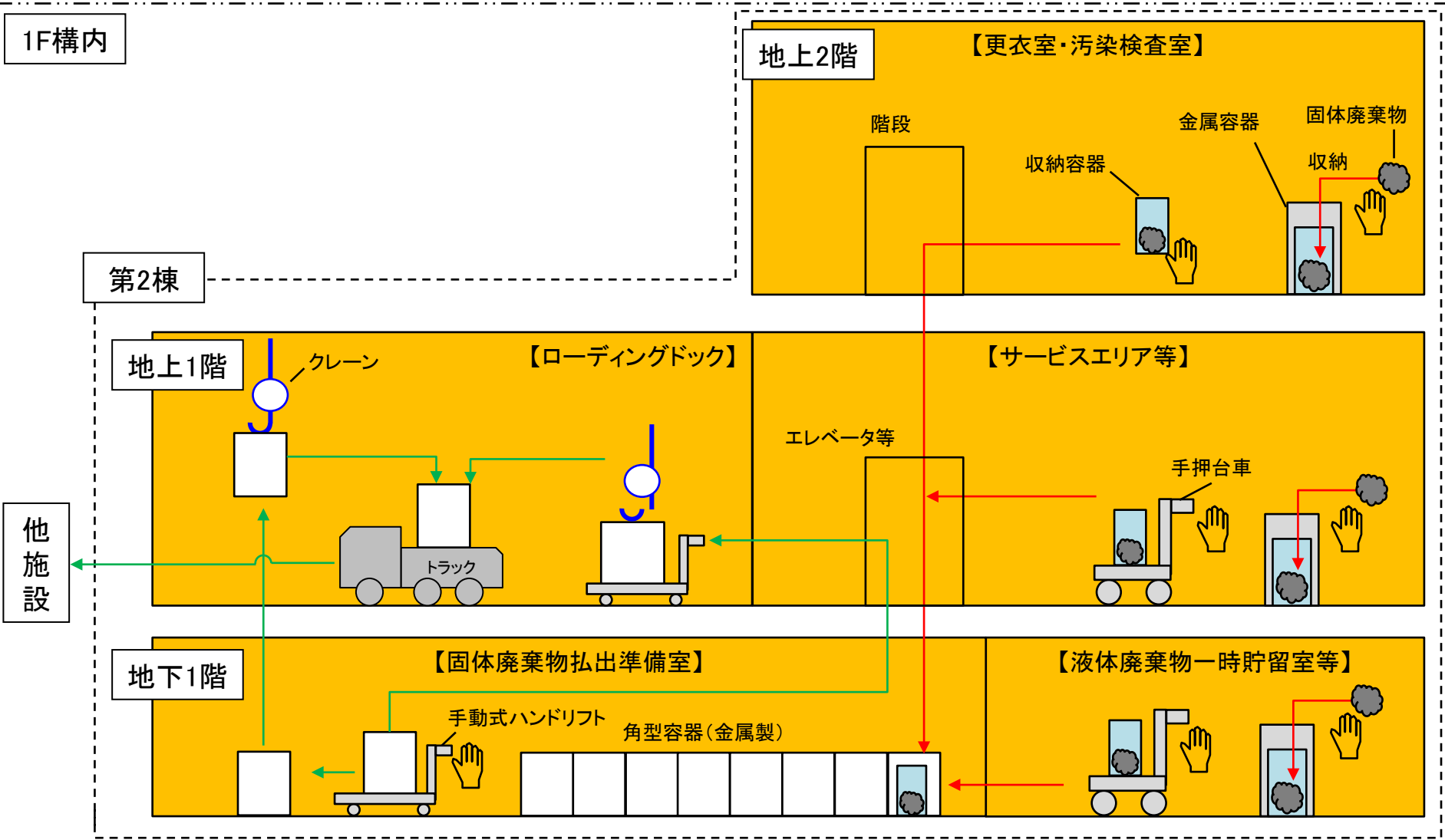
※1: 核燃料物質が含まれないもの、かつ線量が低いもの

※2: ポリ、ポリピン、酢ビ含む、塩ビ除く

※3: 現在想定している廃棄物の発生量

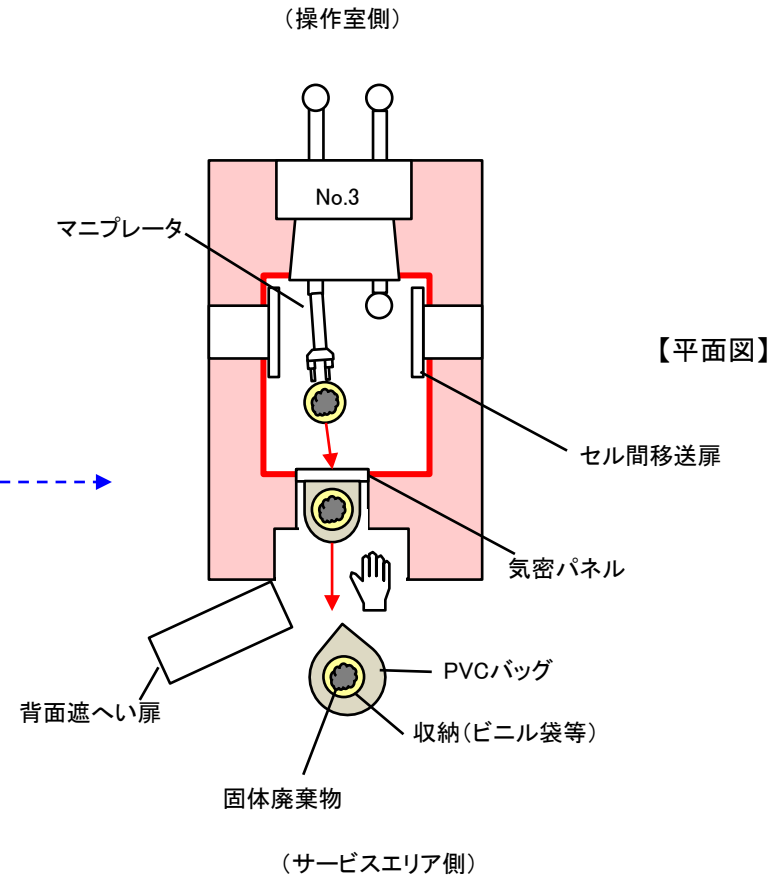
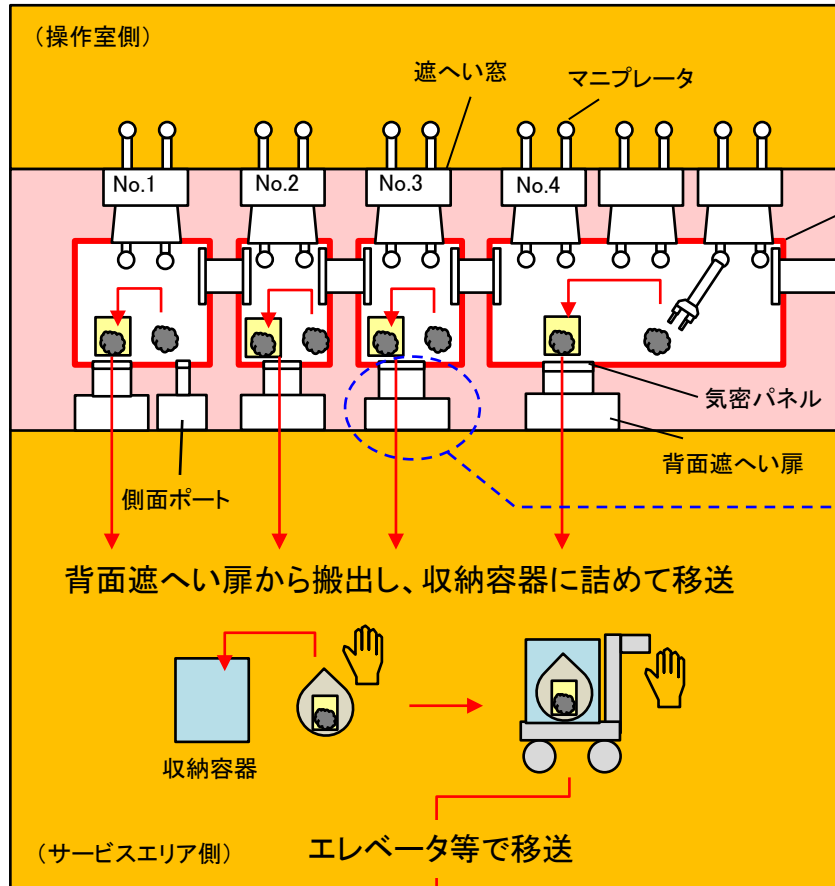
※4: 線量測定結果によって、一部高線量固体廃棄物として取り扱う

## 2. 放射性の固体廃棄物に係る概略フロー(4/8) ー低線量固体廃棄物(管理区域室内)ー



→ : 収納容器の移動      → : 角型容器の移動

## 2. 放射性の固体廃棄物に係る概略フロー(5/8) — 低線量固体廃棄物(コンクリートセル) —



### コンクリートセルNo.3からの搬出方法例※2

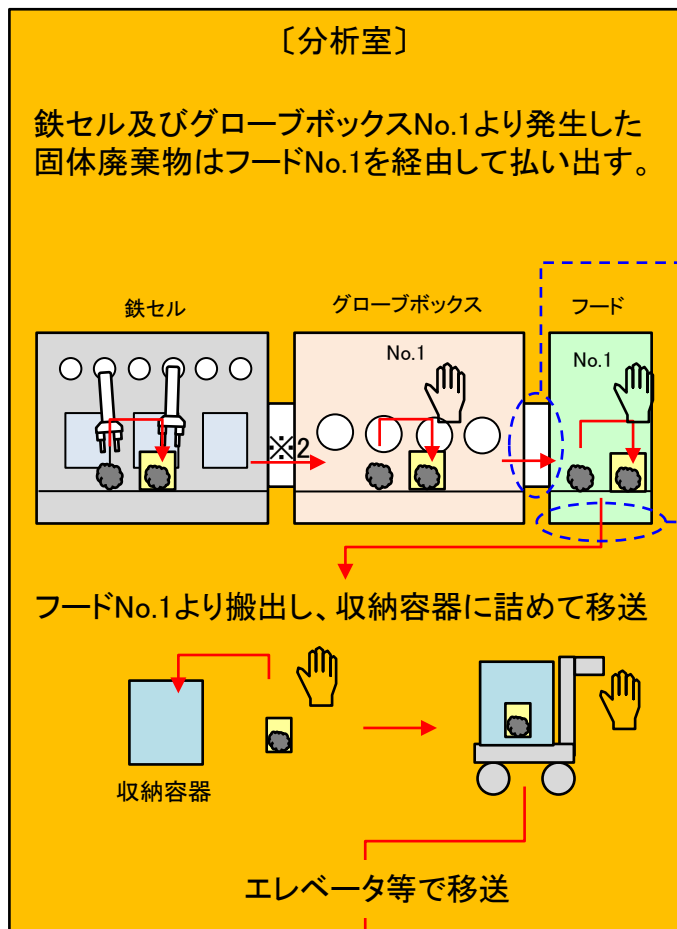
固体廃棄物払出準備室にて一時的に保管※1

ローディングドックを経由して1Fへ払い出す※1

※1: 固体廃棄物払出準備室及び1Fへの払出ルート等は、スライドp.3のフローと同様

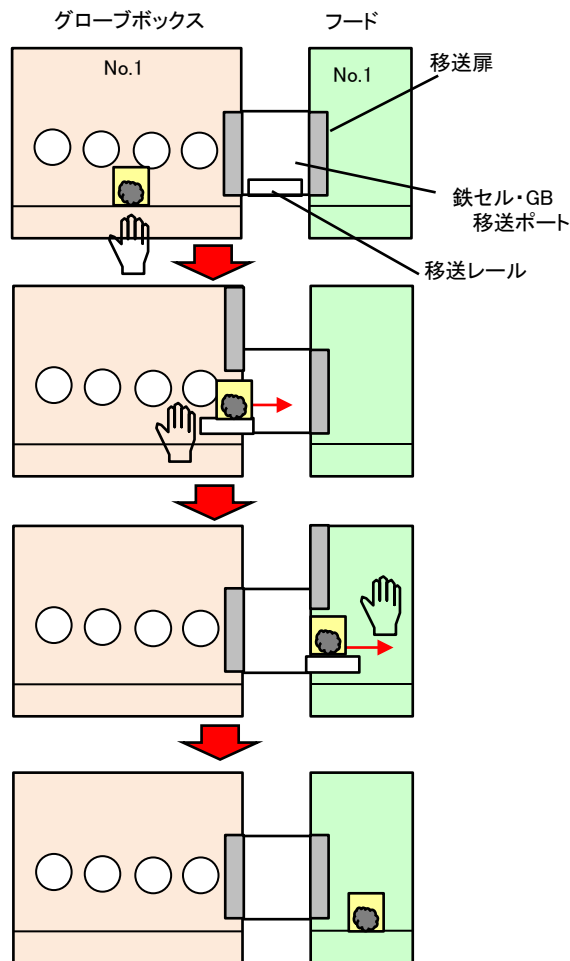
※2: セルNo.1,2,4も同様。なお、セルNo.1の背面遮へい扉は引き抜き型

## 2. 放射性の固体廃棄物に係る概略フロー(6/8) — 低線量固体廃棄物(鉄セル～フードNo.1) —



固体廃棄物払出準備室にて一時的に保管※1

ローディングドックを経由して1Fへ払い出す※1



フードNo.1への移送方法※2

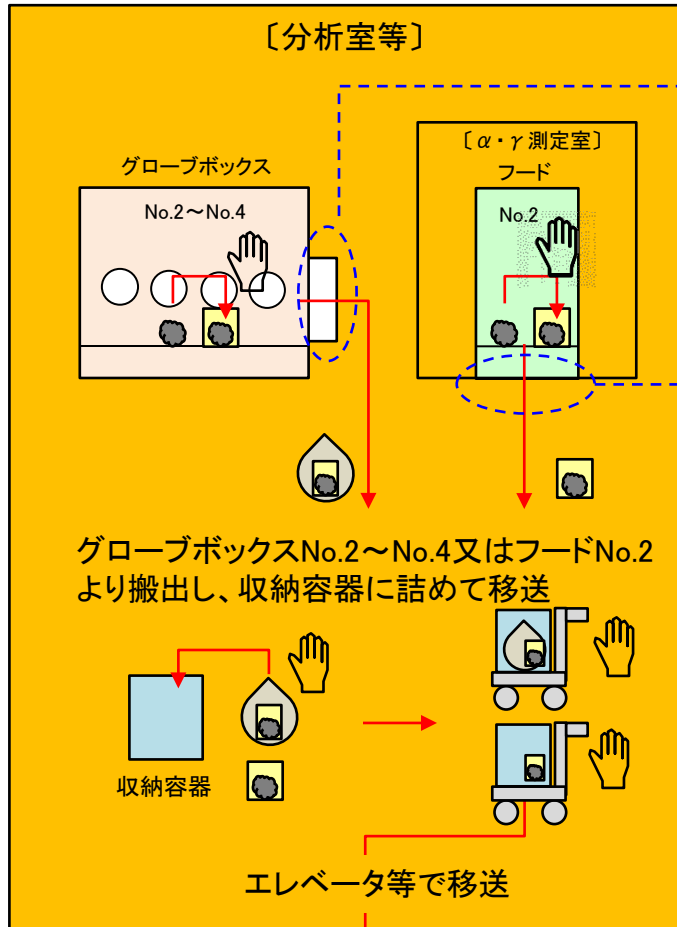
フードNo.1からの搬出

※1: 固体廃棄物払出準備室及び1Fへの払出ルート等は、スライドp.3のフローと同様  
 ※2: 鉄セルからグローブボックスNo.1への移送も同様(マニプレータにて操作)



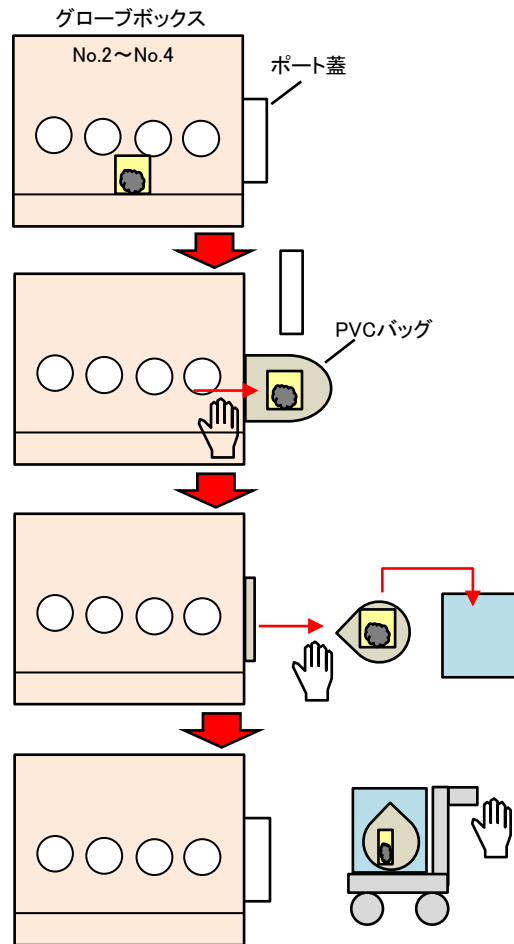
# 2. 放射性の固体廃棄物に係る概略フロー(7/8)

## — 低線量固体廃棄物(グローブボックスNo.2~フードNo.2) —

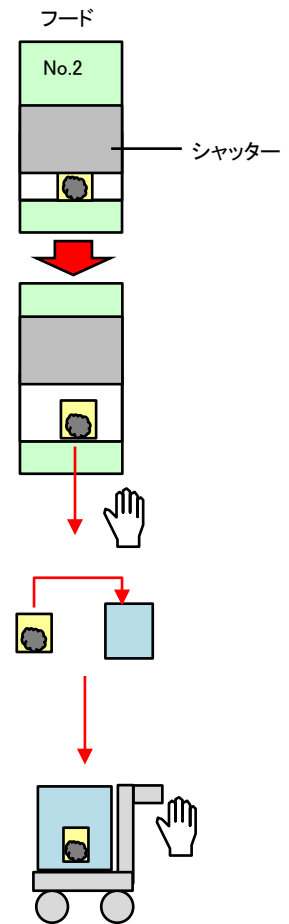


固体廃棄物払出準備室にて一時的に保管※1

ローディングドックを経由して1Fへ払い出す※1



グローブボックスNo.2~No.4からの搬出方法

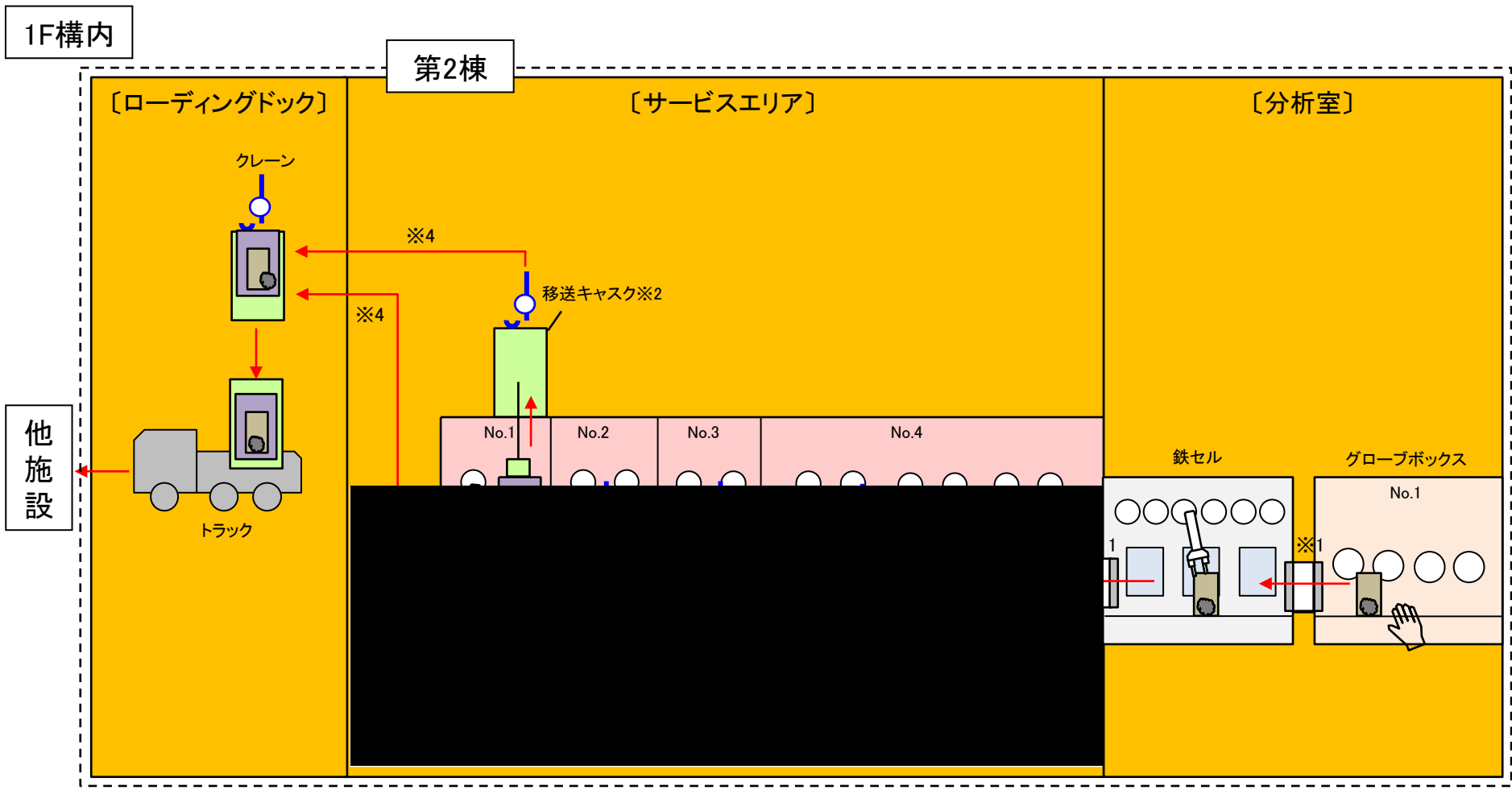


フードNo.2からの搬出

※1: 固体廃棄物払出準備室及び1Fへの払出ルート等は、スライドP.3のフローと同様

## 2. 放射性の固体廃棄物に係る概略フロー(8/8)

### －高線量固体廃棄物(コンクリートセル～グローブボックスNo.1)－

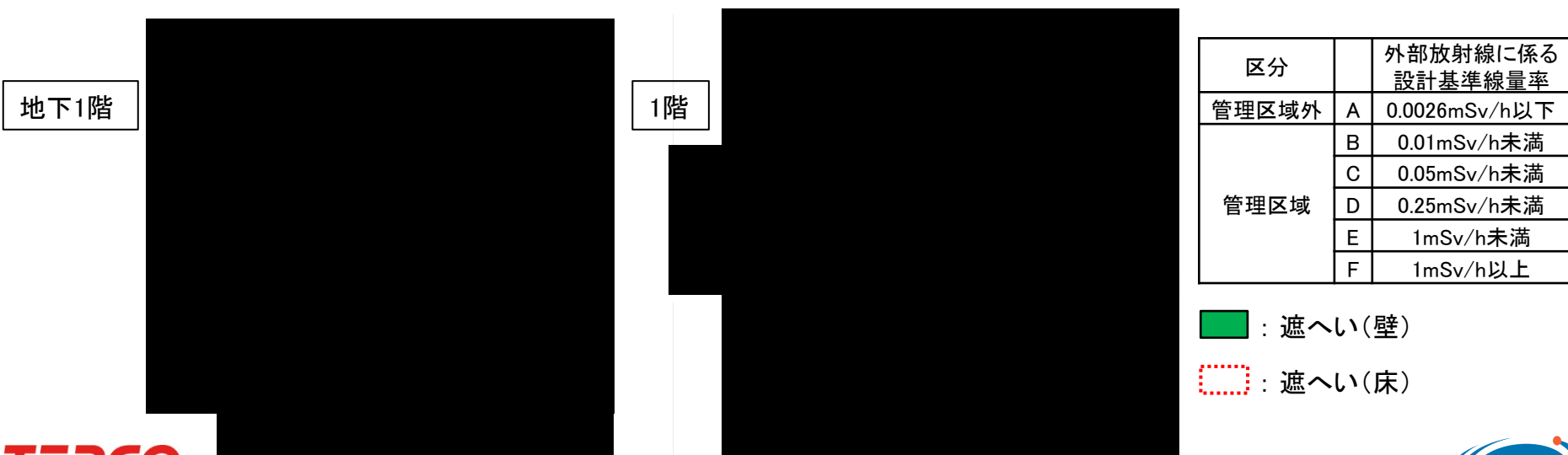


- ※1: グローブボックスNo.1～コンクリートセルNo.1までの移送については、資料-5「燃料デブリ等のフローについて」を参照  
 ※2: トップローディング方式のキャスク(想定: P-3S, TN6-4)をコンクリートセルNo.1天井に接続  
 ※3: サイドローディング方式のキャスク(想定: RD-20)をコンクリートセルNo.1背面に接続  
 ※4: キャスクのサービスエリア～ローディングドックの移送については、資料-5「燃料デブリ等のフローについて」を参照

### 3. 固体廃棄物払出準備設備に係る主要設備、仕様

#### 【固体廃棄物払出準備設備】

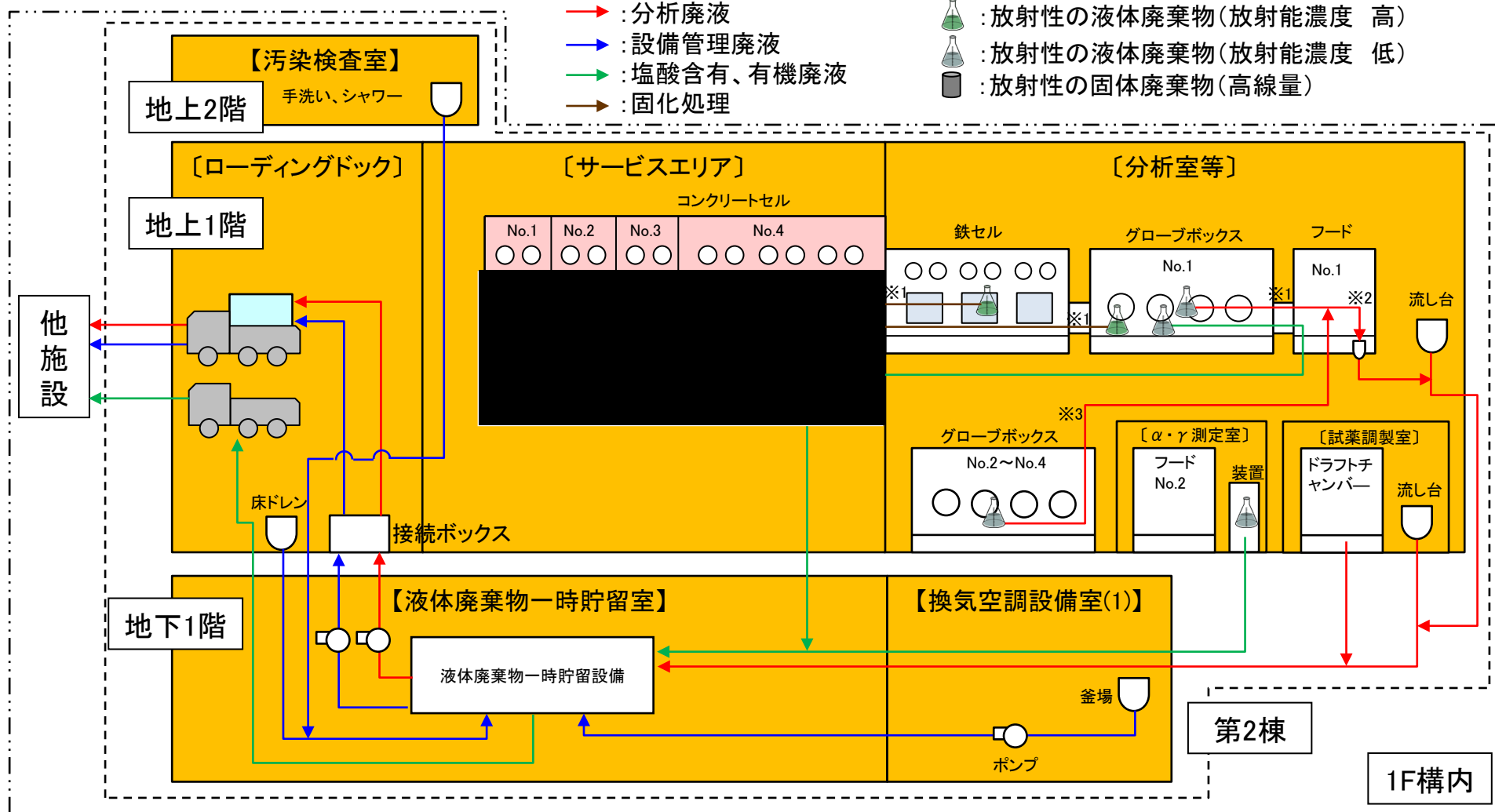
- 重量計 : ひょう量1500kg
- 線量計(表面線量) : 電離箱式サーベイメータ(表面線量)
- 線量計(表面汚染) : GM式サーベイメータ( $\beta$ 、 $\gamma$ )、シンチレーションサーベイメータ( $\alpha$ )
- 手動式ハンドリフト : 最大荷重800kg
- 低線量固体廃棄物収納容器 : 鋼板製1m<sup>3</sup>の角型容器(約600kg/個を想定、合計17個)
  - ・ 8個(8種類の材質ごとに分類し一時的に保管)
  - ・ 9個(1Fへ搬出する前の状態)
- 固体廃棄物払出準備室 : 測定機器室、MSM保守/保管室、換気空調設備室(2)との壁及びローディングドックの床に対して遮へいを考慮



## 4. 放射性の液体廃棄物に係る考慮

- 放射性の液体廃棄物(以下「液体廃棄物」という。)は、1F内の他施設に払い出すまで、第2棟内にて一時的に保管できるように、液体廃棄物一時貯留設備を設置する。
- 機器、配管等には耐食性等を考慮して適切な材料を使用する。
- 受槽には、漏えい等を考慮して液位計を設置する。
- 受槽から漏えいした場合の拡大防止のため、堰及び漏えい検知器を設置する。
- コンクリートセル等から発生する放射能濃度の高い( $\alpha$ : $0.01\text{Bq}/\text{cm}^3$ 又は $\beta$   $\gamma$ : $37\text{Bq}/\text{cm}^3$ を超える)液体廃棄物は、コンクリートセル等にて固化処理後に高線量固体廃棄物として1Fへ払い出す。
- 液体シンチレータ等の液体廃棄物(塩酸含有廃液又は有機廃液)は、金属製の容器に収納し、1Fへ払い出すまで液体廃棄物一時貯留室にて一時的に保管する。
- 液体廃棄物のうち分析廃液(無機廃液、塩酸含有廃液及び有機廃液)については、安定化处理(中和、希釈、固化処理等)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。
- 想定する分析廃液の発生量は約 $3.34\text{m}^3/\text{年}$ 、設備管理廃液の発生量は約 $68\text{m}^3/\text{年}$ である。分析廃液のうち、固化処理分は約 $1.12\text{m}^3/\text{年}$ 、塩酸含有廃液は約 $0.11\text{m}^3/\text{年}$ 、有機廃液は $0.01\text{m}^3/\text{年}$ である。

# 5. 放射性の液体廃棄物に係る概略フロー(1/5)



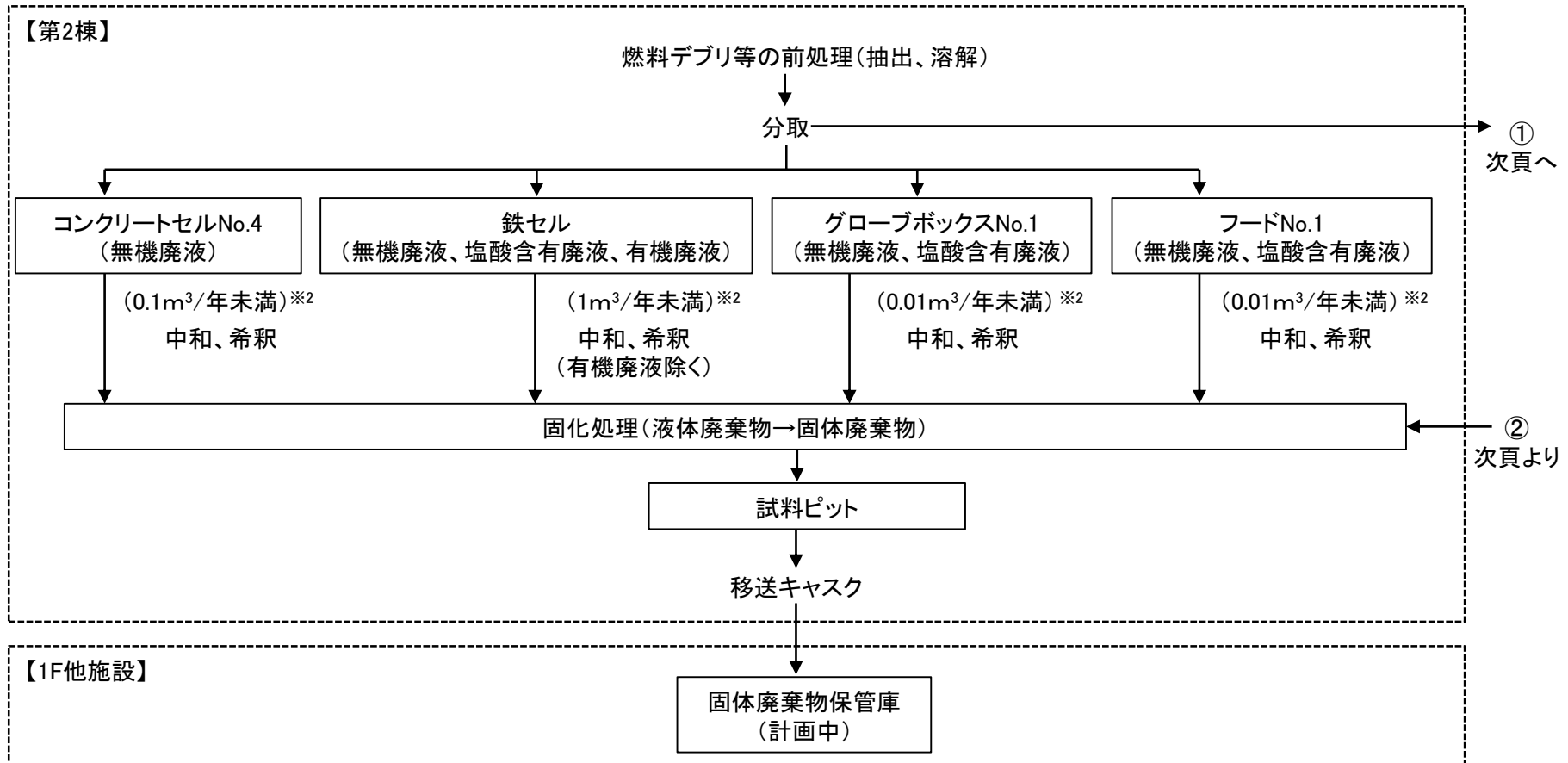
※1: グローブボックスNo.1~コンクリートセルNo.4までの移送については、資料-5「燃料デブリ等のフローについて」を参照

※2: 受槽への排出前に、放射能( $\beta$   $\gamma$ : 0.37Bq/cm<sup>3</sup>以上, 37Bq/cm<sup>3</sup>未満,  $\alpha$ : 0.01Bq/cm<sup>3</sup>以下)を評価

※3: グローブボックスNo.2~No.4からの搬出は、資料-5「燃料デブリ等のフローについて」を参照

## 5. 放射性の液体廃棄物に係る概略フロー(2/5)

<放射性の液体廃棄物(分析廃液※1)>

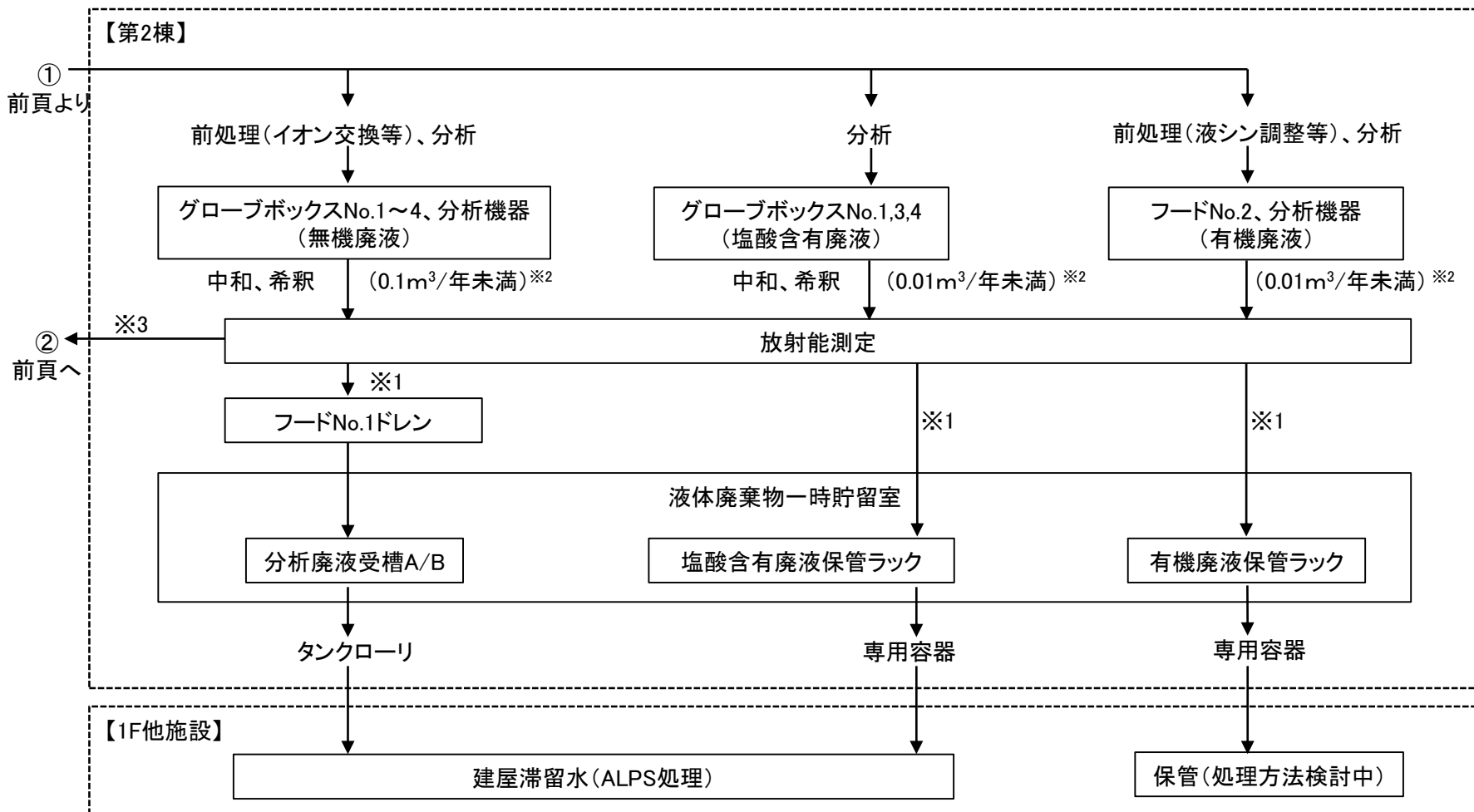


※1:放射能濃度 $\alpha$ :0.01Bq/cm<sup>3</sup>を超える又は $\beta$   $\gamma$ :37Bq/cm<sup>3</sup>以上のもの

※2:現在想定している廃棄物の発生量

## 5. 放射性の液体廃棄物に係る概略フロー(3/5)

<放射性の液体廃棄物(分析廃液※1)>



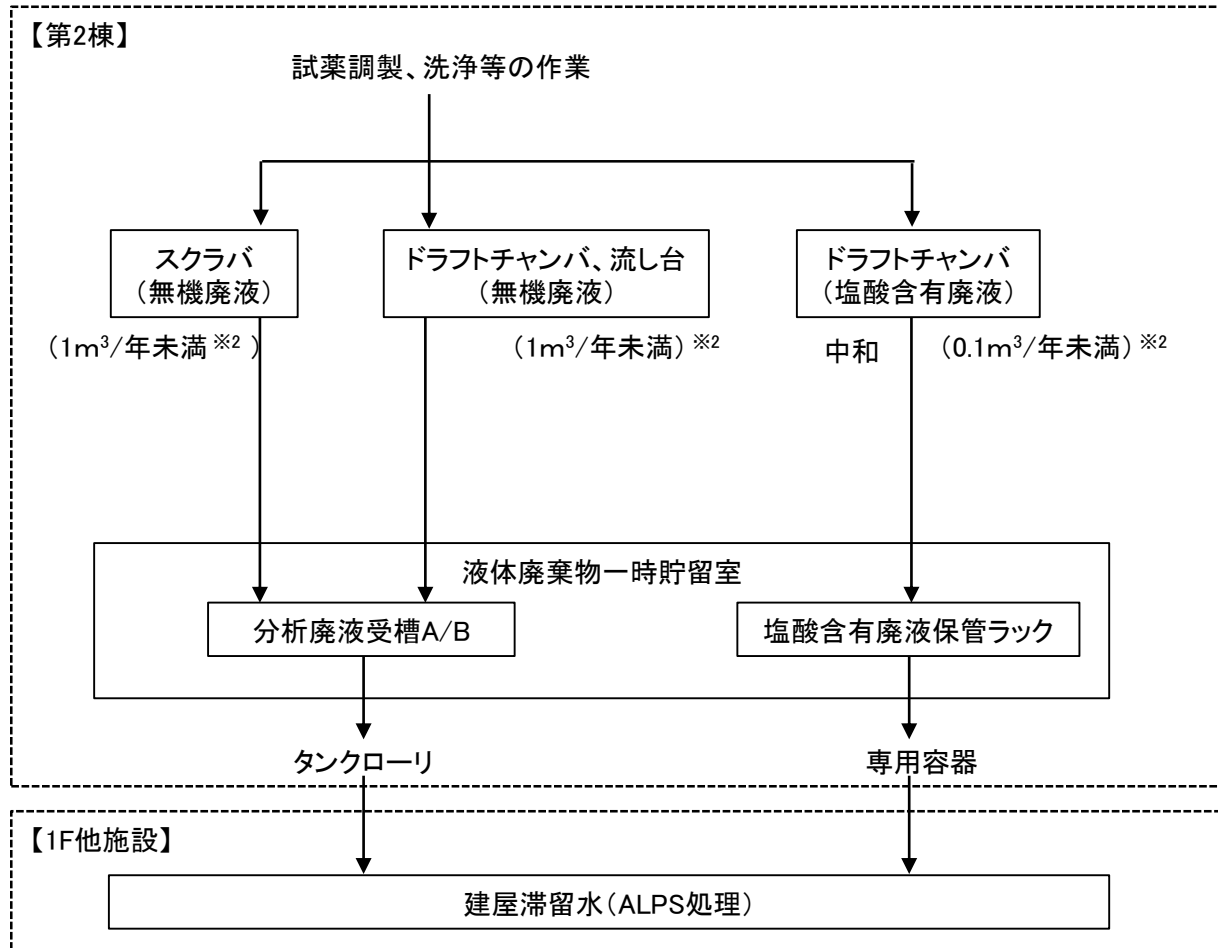
※1: 放射能濃度  $\alpha$ : 0.01Bq/cm<sup>3</sup>以下及び  $\beta$   $\gamma$ : 37Bq/cm<sup>3</sup>未満のもの

※2: 現在想定している廃棄物の発生量

※3: ※1の条件を満足しないもの

## 5. 放射性の液体廃棄物に係る概略フロー(4/5)

<放射性の液体廃棄物(分析廃液※<sup>1</sup>)>



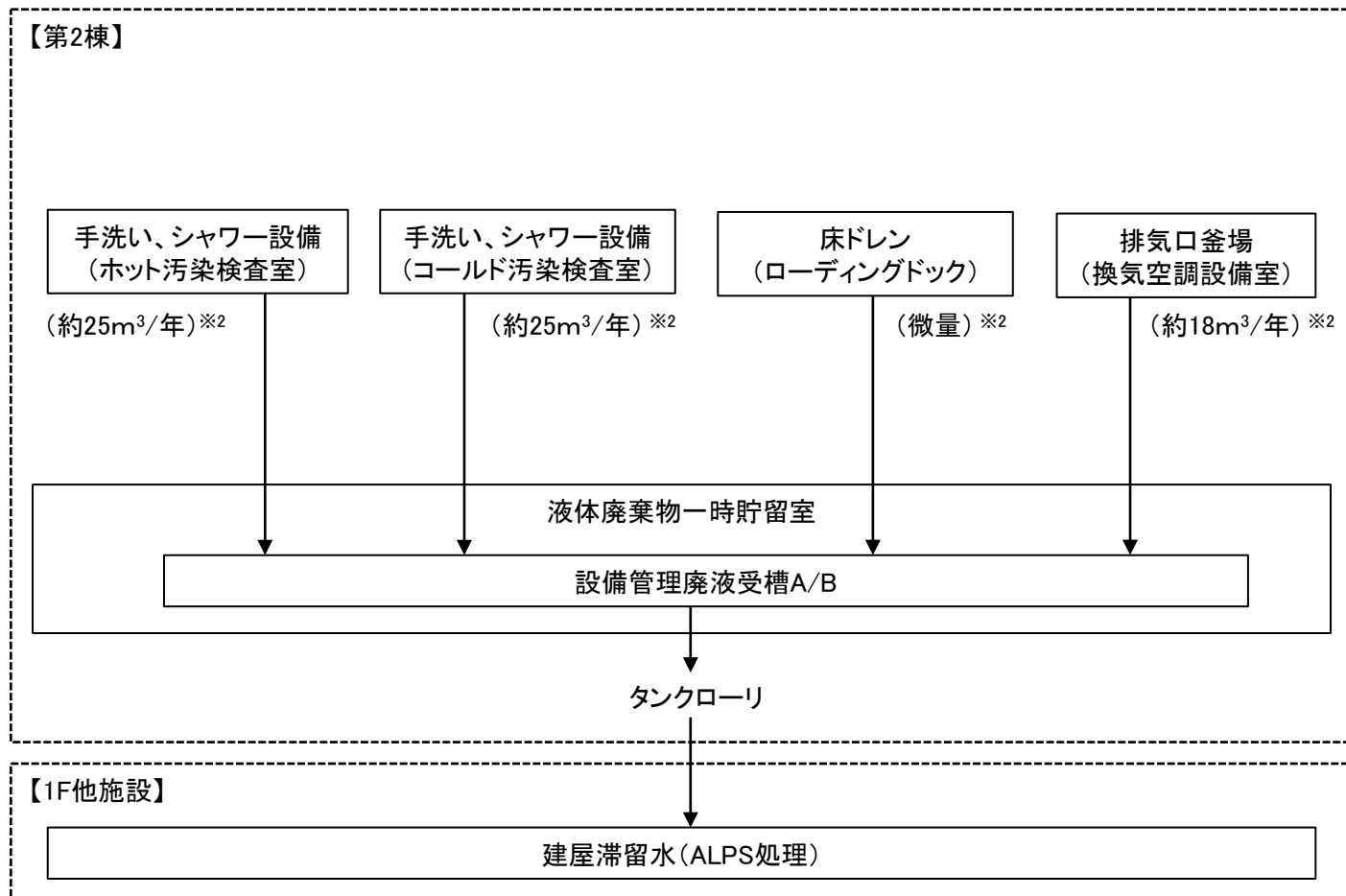
※1: 放射能濃度  $\alpha$ : 0.01Bq/cm<sup>3</sup>以下及び  $\beta$   $\gamma$ : 37Bq/cm<sup>3</sup>未満のもの

※2: 現在想定している廃棄物の発生量



## 5. 放射性の液体廃棄物に係る概略フロー(5/5)

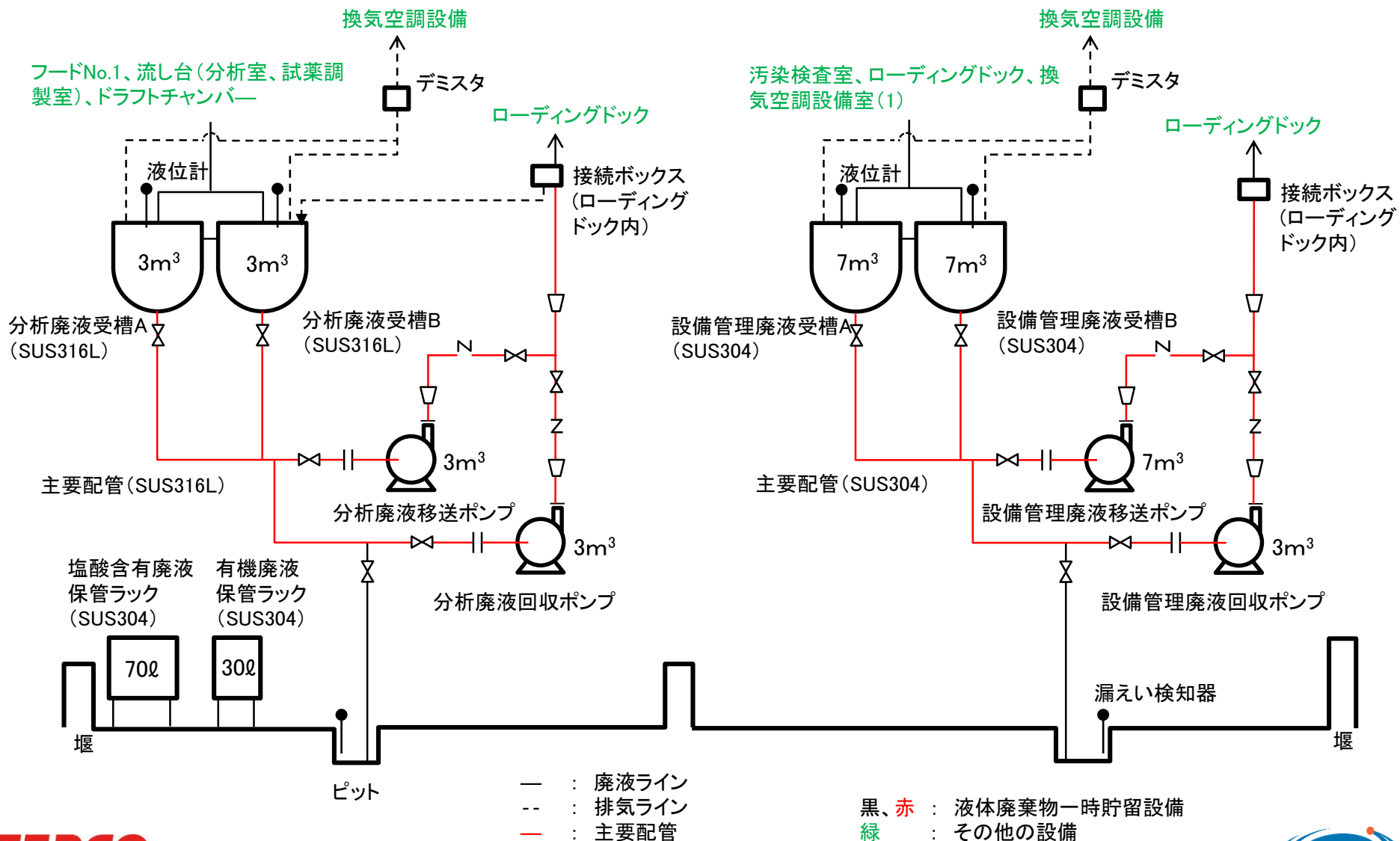
<放射性の液体廃棄物(設備管理廃液※1)>



※1: 放射能濃度  $\alpha$ : 0.01Bq/cm<sup>3</sup>以下及び  $\beta$   $\gamma$ : 0.37Bq/cm<sup>3</sup>未満のもの

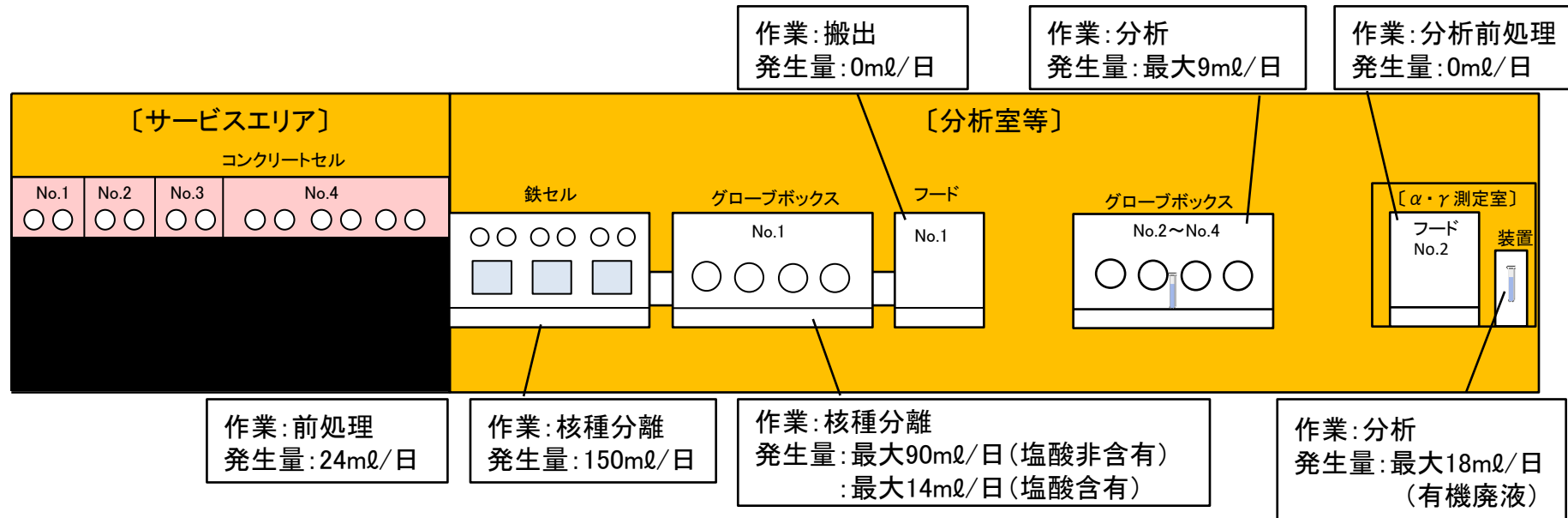
※2: 現在想定している廃棄物の発生量

## 6. 液体廃棄物一時貯留設備の主要設備、仕様



## 7. 分析・試験設備に使用する材料

コンクリートセル、鉄セル及びグローブボックスでは、分析作業において硝酸、アルカリ等による溶解、分離等に伴い放射性の液体廃棄物が発生する。1分析作業当たりが発生する放射性の液体廃棄物は各エリアにおいて少量であることから、ステンレス製バットの使用等、耐食性を考慮した材料の容器等を使用する。



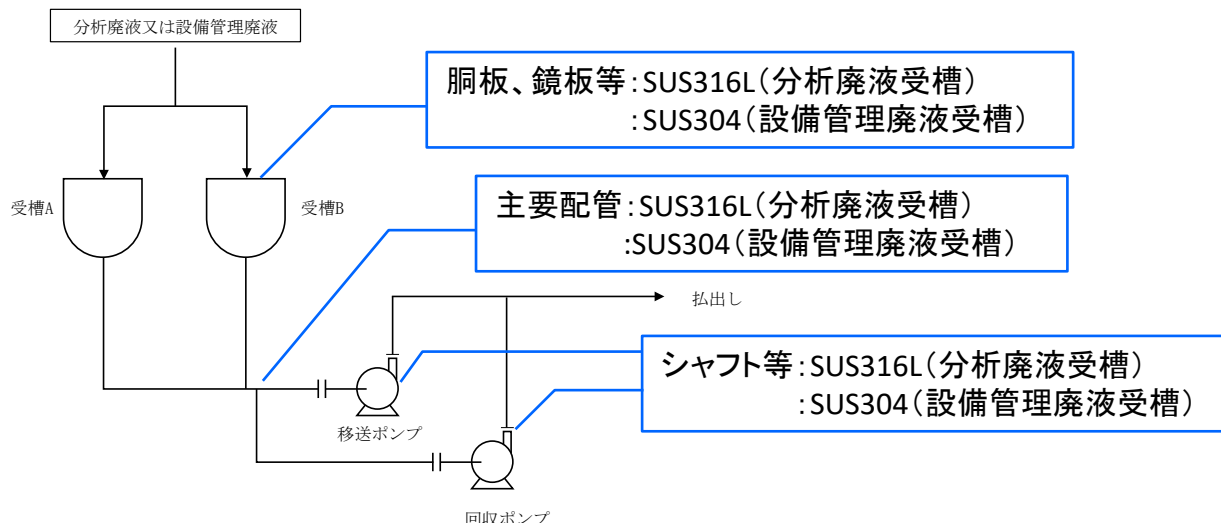
分析・試験設備における放射性の液体廃棄物の発生量(予測値)

## 8. 液体廃棄物一時貯留設備に使用する材料と液位計の設置

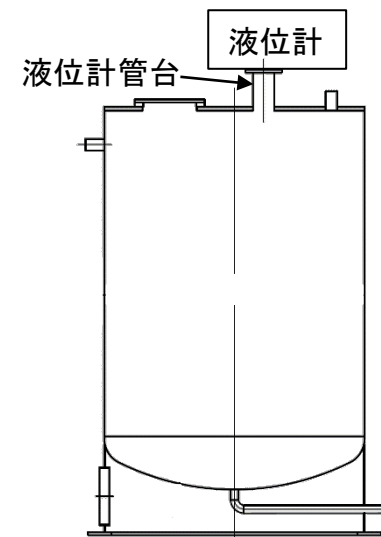
分析廃液受槽にて一時的に保管する放射性の液体廃棄物は、分析作業において硝酸、アルカリ等による溶解、分離等に伴い発生する廃液や試薬調整に係る洗浄等によって発生する分析廃液である。そのため、分析廃液受槽及び主要配管等については、主に硝酸に対する耐食性を考慮する必要があることから、硝酸に対する耐食性に優れ、かつ構造強度を考慮してSUS316Lを使用する。

設備管理廃液受槽にて一時的に保管する放射性の液体廃棄物は、結露水等の分析廃液以外の管理区域から発生する設備管理廃液であることから、構造強度を考慮してSUS304を使用する。

分析廃液受槽及び設備管理廃液受槽には、漏えい等を考慮して液位計を設置する。



第2棟の液体廃棄物一時貯留設備の主な材料

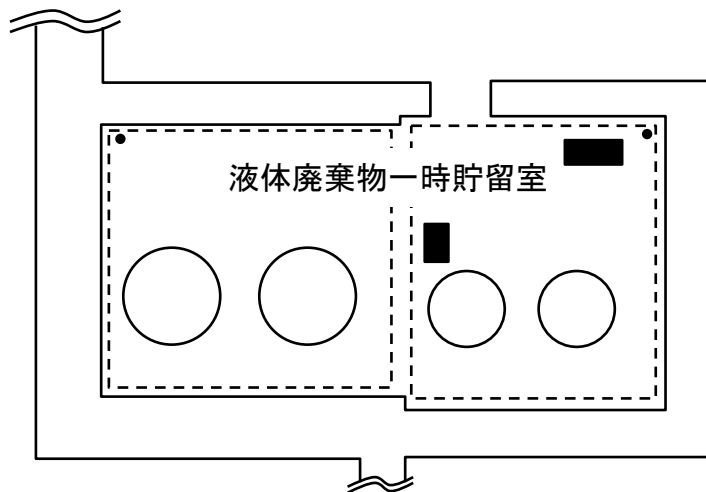


液位計設置位置

## 9. 液体廃棄物一時貯留設備に係る漏えい拡大防止

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。



- : 堰の範囲
- : 漏えい検知器
- : 受槽
- : 塩酸含有廃液保管ラック、有機廃液保管ラック

液体廃棄物一時貯留設備 堰を明示した図

### 【液体廃棄物一時貯留設備 漏えい防止堰】

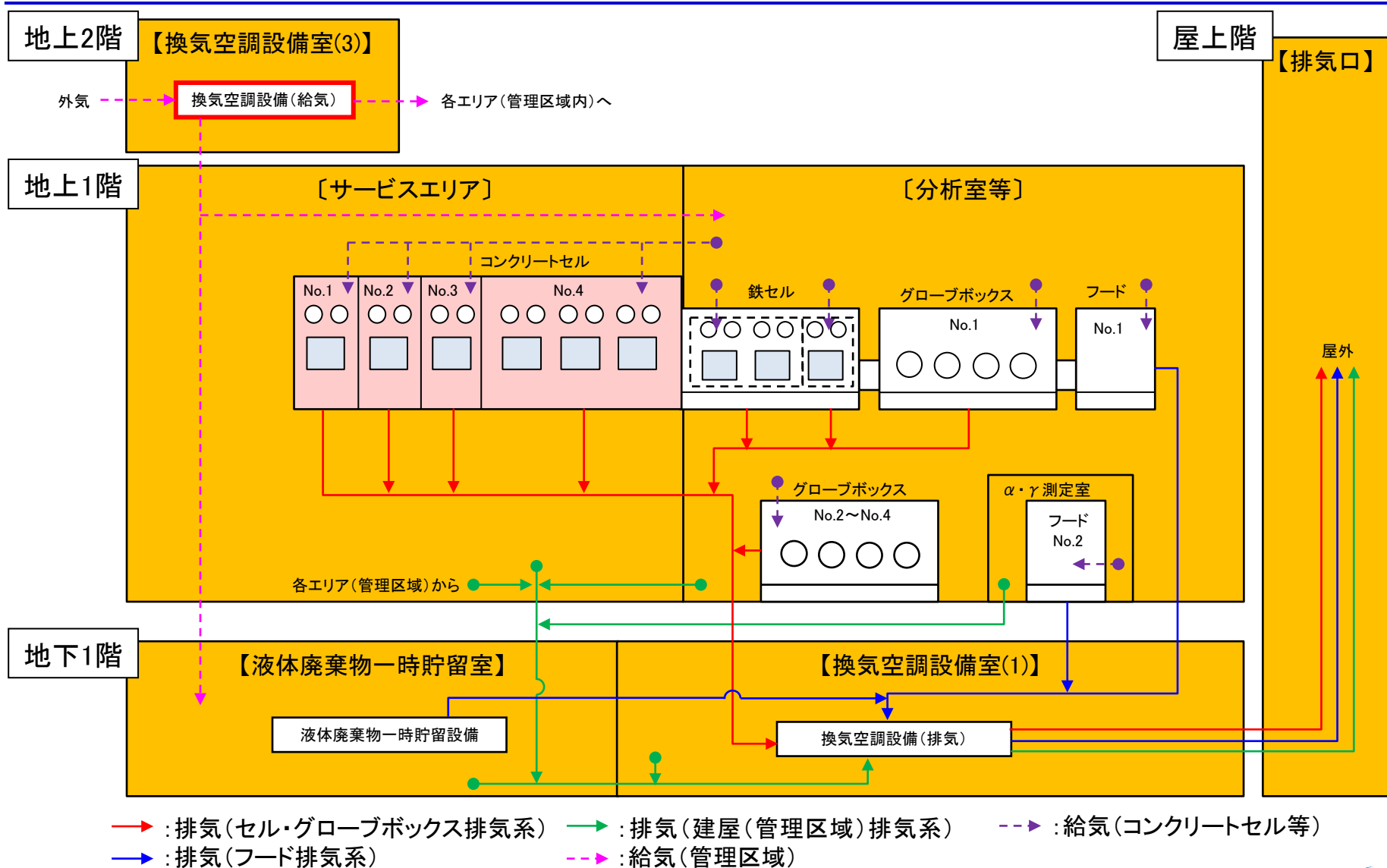
- 想定する最大漏えい量 : 6m<sup>3</sup>(分析廃液受槽A,B)  
: 14m<sup>3</sup>(設備管理廃液受槽A,B)
- 堰の高さ : 40cm以上(分析廃液受槽A,B)  
: 60cm以上(設備管理廃液受槽A,B)
- 材料 : 鉄筋コンクリート
- 塗装 : エポキシ樹脂(床面及び堰の高さ以上までの壁面)

## 10. 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)

# 11. 放射性気体廃棄物に係る概略フロー



# 12. 換気空調設備の主な仕様(1/3)

## — 排風機及び送風機 —

### 【セル・グローブボックス用排風機】

- 主要寸法：高さ1160mm、幅900mm、奥行1700mm
- 材料：SS400(ケーシング)
- 容量：6000m<sup>3</sup>/h/基
- 基数：2基

### 【管理区域用排風機】

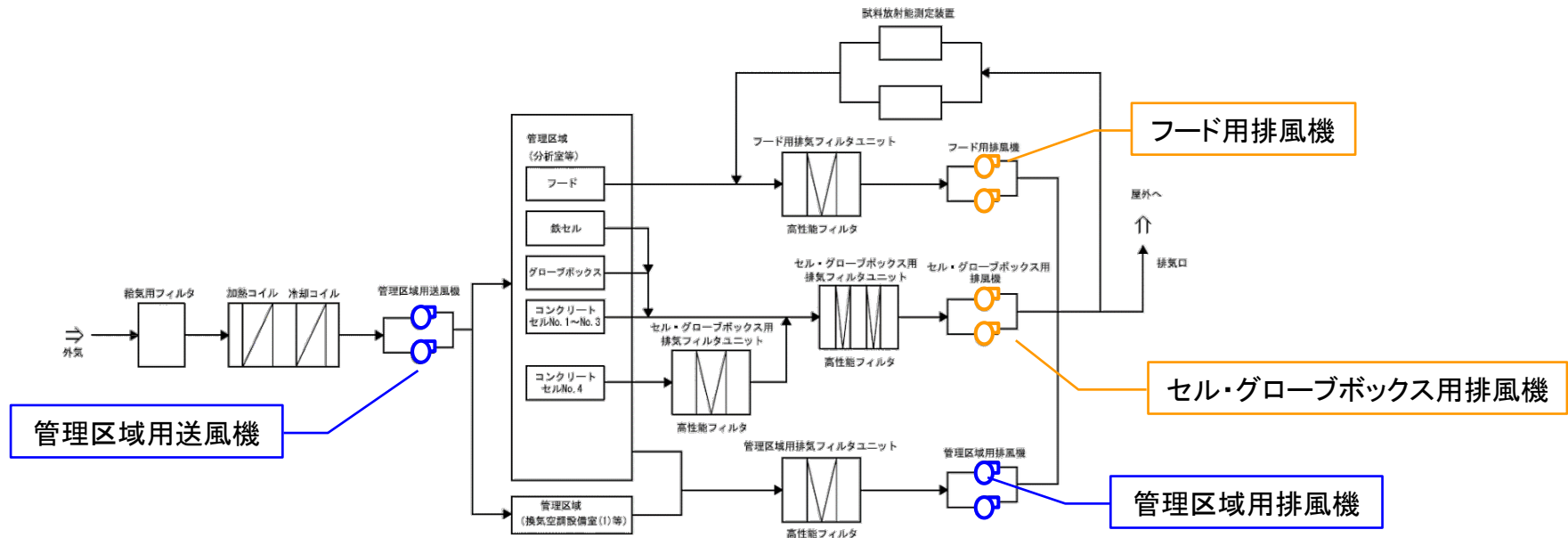
- 容量：58100m<sup>3</sup>/h/基
- 基数：2基

### 【フード用排風機】

- 容量：6000m<sup>3</sup>/h/基
- 基数：2基

### 【管理区域用送風機】

- 容量：70100m<sup>3</sup>/h/基
- 基数：2基





# 12. 換気空調設備の主な仕様(2/3)

## ーフィルタユニットー

### 【セル・グローブボックス用排気フィルタユニットA,B】

- 主要寸法：高さ2550mm、幅2000mm、奥行1000mm
- 材料：SUS304(ケーシング)
- 容量：6000m<sup>3</sup>/h/基
- 基数：2基

### 【フード用排気フィルタユニット】

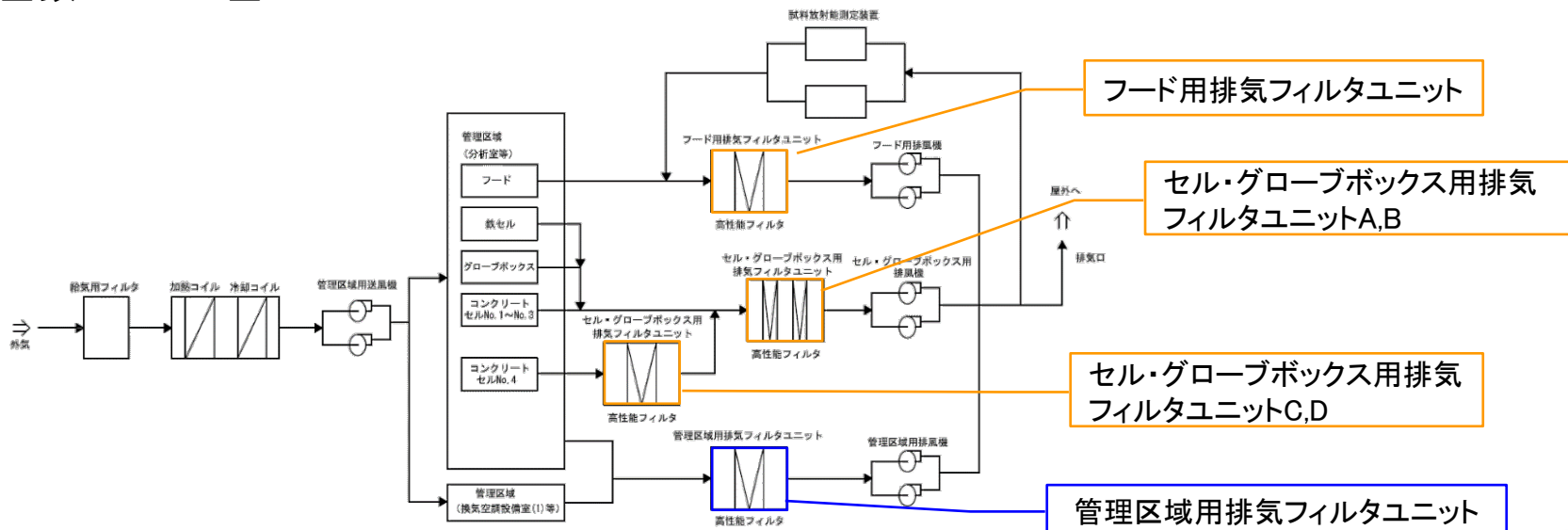
- 容量：6000m<sup>3</sup>/h/基
- 基数：2基

### 【セル・グローブボックス用排気フィルタユニットC,D】

- 主要寸法：高さ2600mm、幅1000mm、奥行1000mm
- 材料：SUS304(ケーシング)
- 容量：1600m<sup>3</sup>/h/基
- 基数：2基

### 【管理区域用排気フィルタユニット】

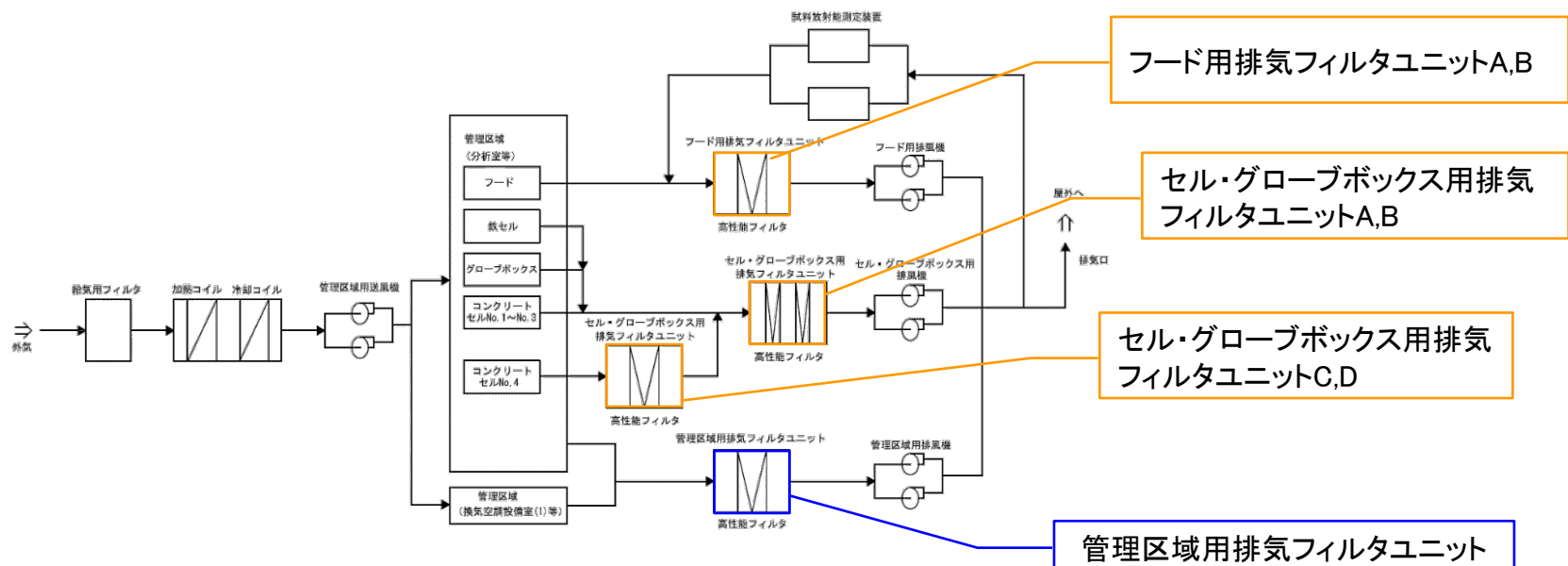
- 容量：8300m<sup>3</sup>/h/基
- 基数：8基



# 12. 換気空調設備の主な仕様(3/3)

## ーフィルタ除去効率ー

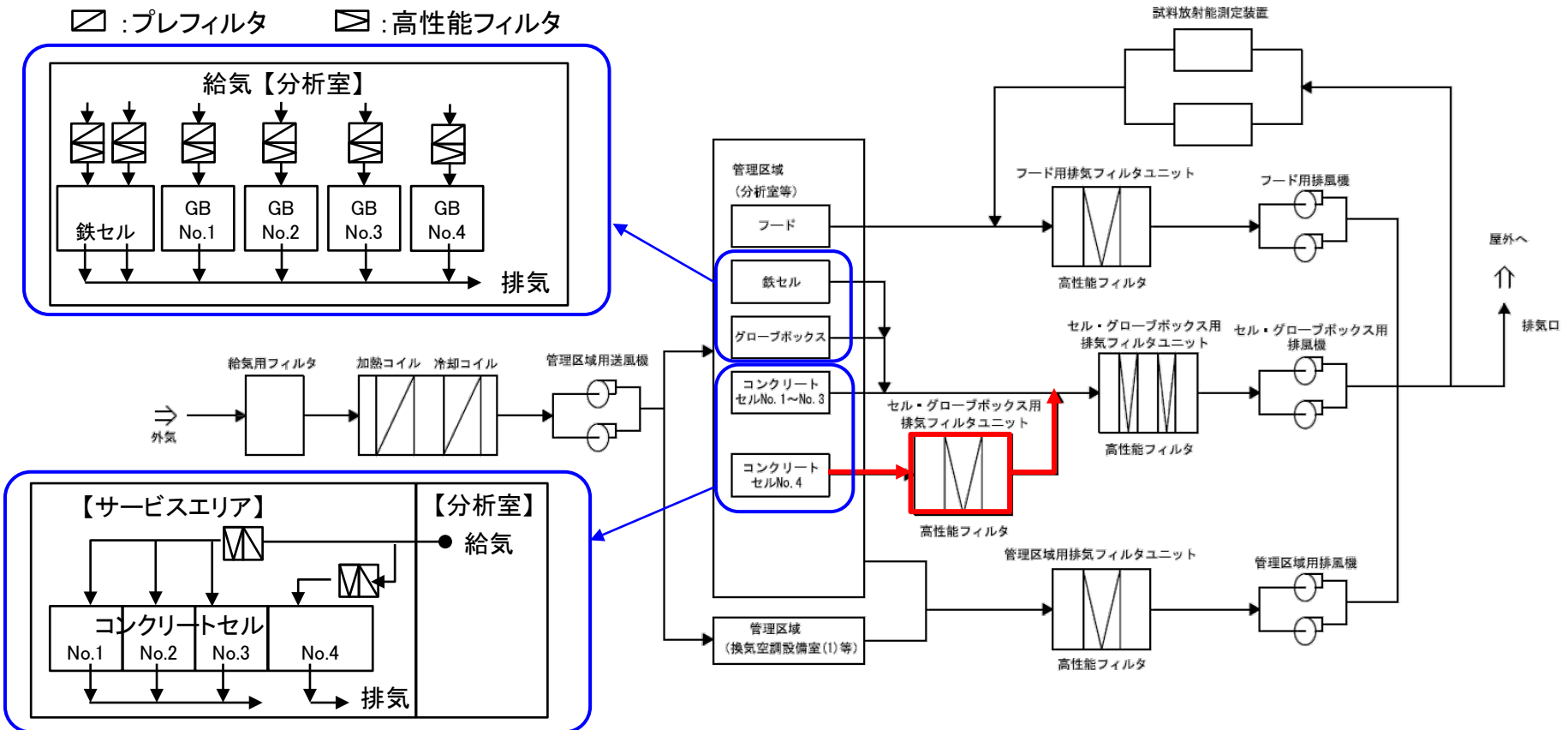
排気系フィルタユニットのうち、セル・グローブボックス用排気フィルタユニットA,B,C,Dは、高性能フィルタにて構成しており、フード用排気フィルタユニット及び管理区域用排気フィルタユニットは、プレフィルタ及び高性能フィルタの各1段で構成している。各高性能フィルタは、基準粒子径 $0.15\mu\text{m}$ 以上に対して粒子捕集率99.97%以上のJIS規格品を使用する設計としている。



# 13. 給気ライン及びコンクリートセルNo.4排気ラインへの高性能フィルタの設置

コンクリートセル、鉄セル及びグローブボックスは、管理区域内(分析室)から給気ラインに設置したフィルタを通してコンクリートセル等に給気している(図中の青線箇所)。

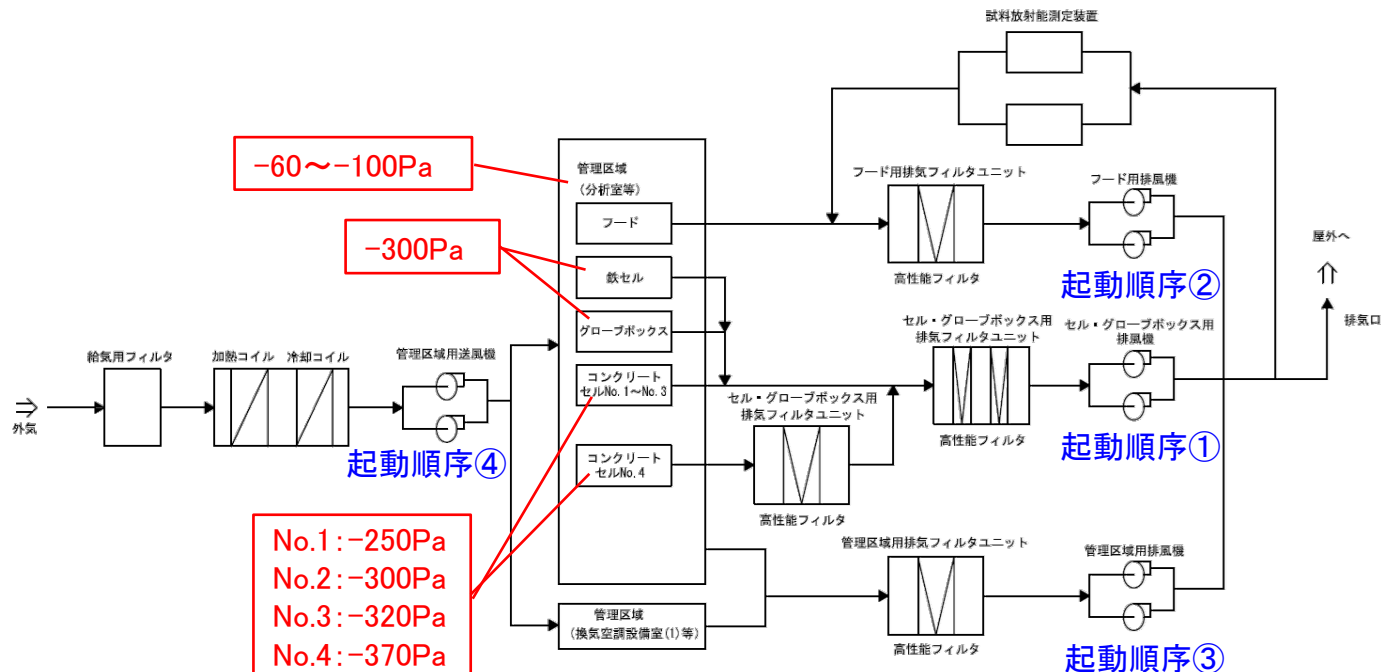
コンクリートセルNo.4は、燃料デブリ等の切断による粉体発生等によりセル内の放射能濃度が高くなることを想定し、高性能フィルタの段数を増やしている(図中の赤線箇所)。



## 14. 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。

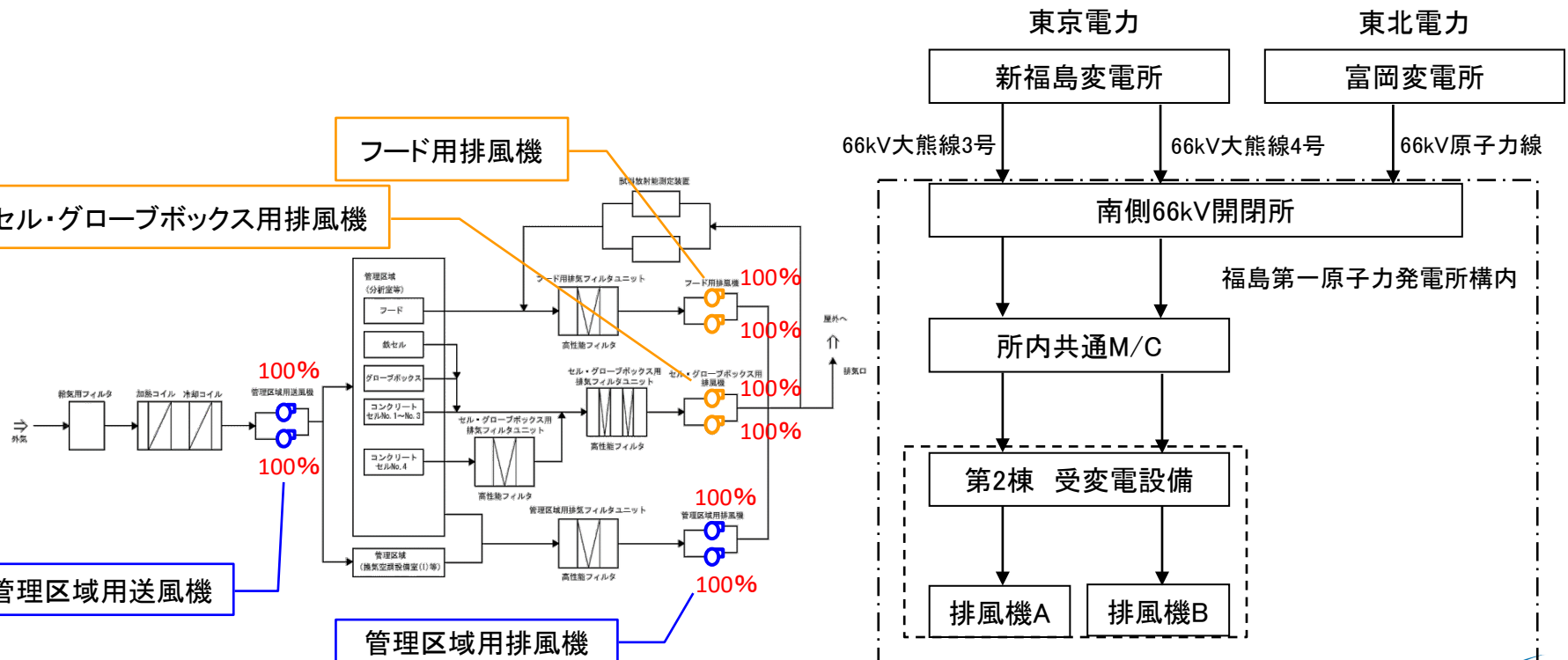
各エリアの差圧が逆転しないよう、①～④の順に起動する。また、汚染度の高い系統の排風機が運転していないと、その次の排風機が起動できないようにインターロックを設けている。



# 15. 機器の故障への対応

第2棟の負圧維持機能を有する動的機器は、複数基(100%2基の内1基は予備)設置し1基が故障した場合でも待機している予備基にて負圧を維持する設計としている。

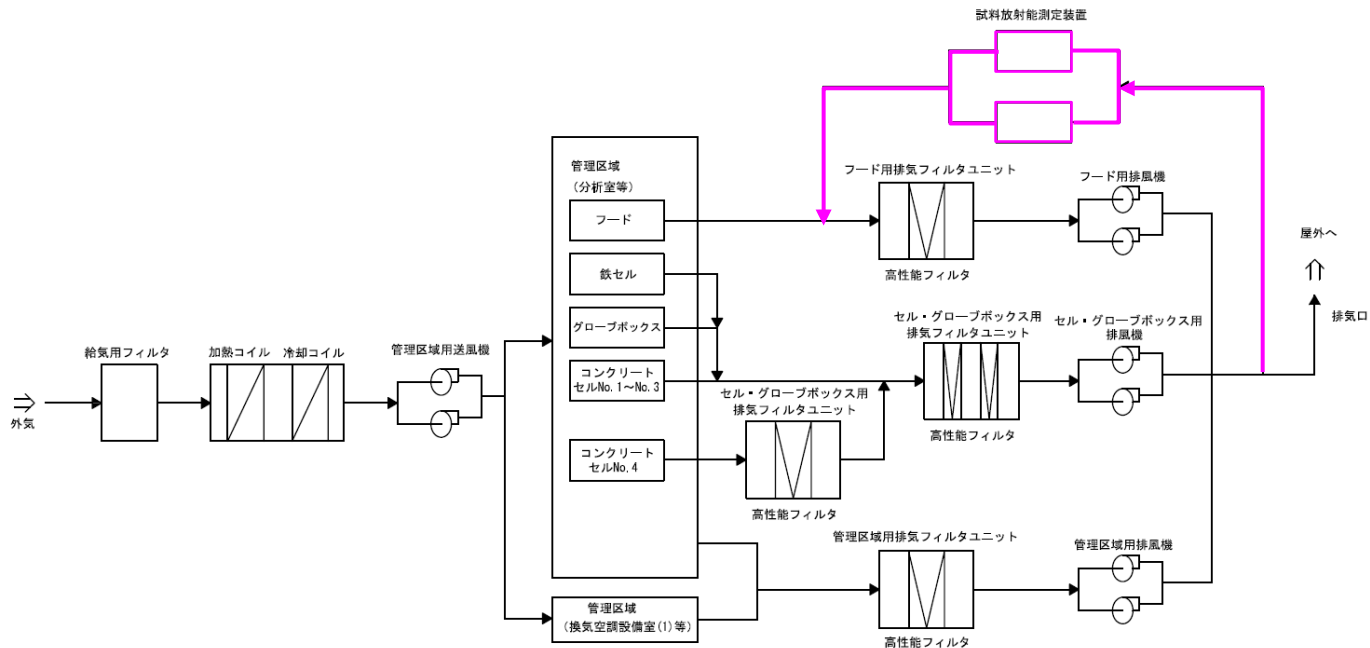
第2棟の電源は、新福島変電所から福島第一原子力発電所 南側66kV開閉所に2系統供給されるとともに、東北電力 富岡変電所からも給電できる構成となっている。このため、1系統が停止した場合においても、もう1系統で給電できる系統が確保されている。



# 16. 第2棟排気口からの放射性物質濃度の確認

## 【試料放射能測定装置】

名称	検出器の種類	測定範囲	取付箇所
ダスト放射線モニタ ( $\alpha$ 線、 $\gamma$ 線)	シンチレーション	$10^{-1} \sim 10^4 \text{ s}^{-1}$	換気空調設備室 (1) 合計2チャンネル (監視・記録は放射線監視室)
ガス放射線モニタ ( $\beta$ ( $\gamma$ )線)	シンチレーション	$10^{-1} \sim 10^4 \text{ s}^{-1}$	換気空調設備室 (1) 合計2チャンネル (監視・記録は放射線監視室)



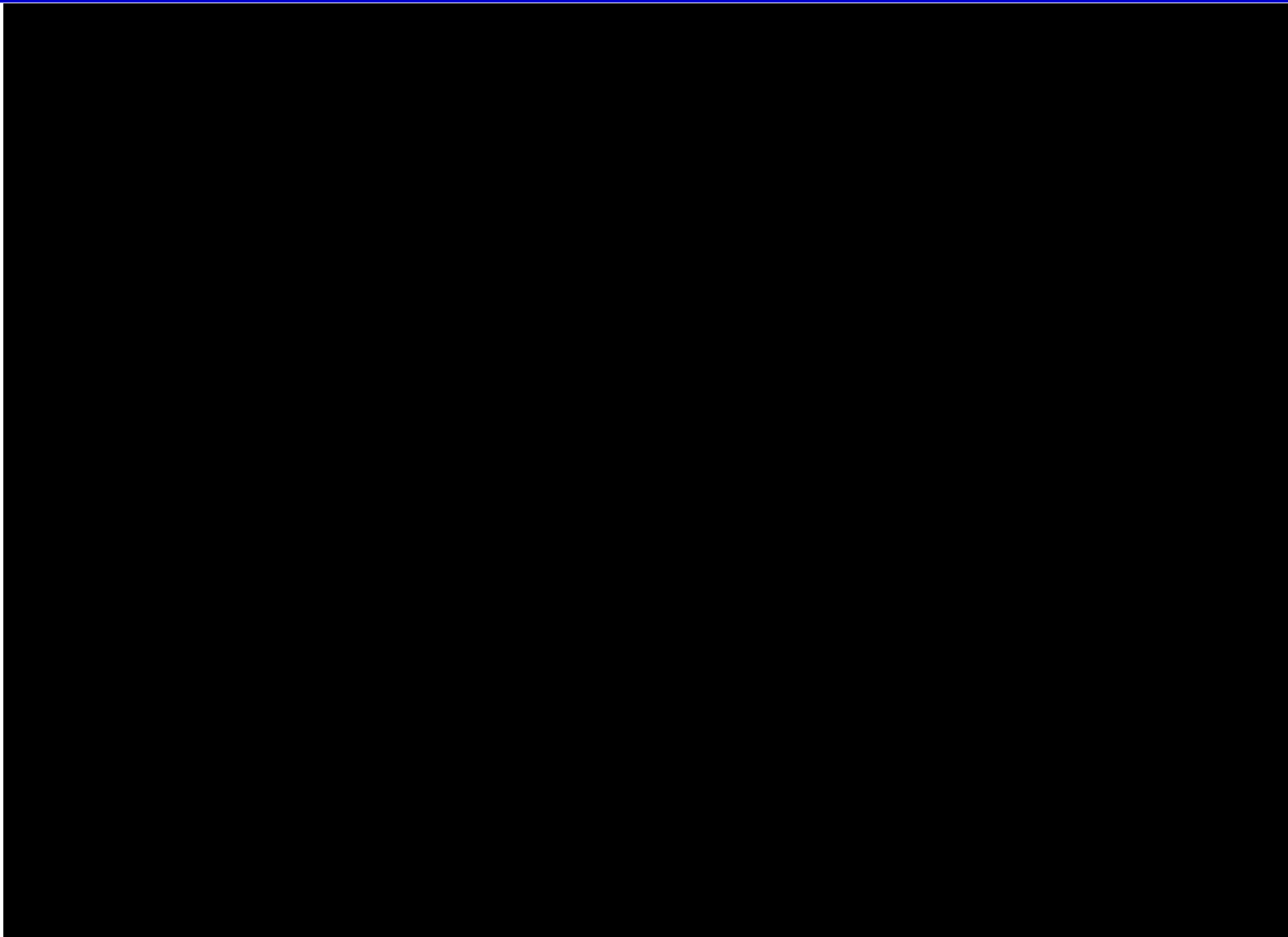
## 17. 第2棟内の放射線を監視する設備(1/5)

- 管理区域の作業環境管理、作業員の被ばく管理を適切に実施するため、管理区域内にエリアモニタ等を設置する。
- $\gamma$ 線エリアモニタは、作業員が立ち入る可能性のあるエリア、比較的線量が高い線源が存在する可能性を考慮して管理区域内の各エリアに設置する。
- 中性子線エリアモニタは、核燃料物質を含む線源のローディングドックからコンクリートセルへの移動及び隣接するセルでの取扱いを考慮して、管理区域内のサービスエリア及びオペレーションエリアに設置する。

第2棟の臨界安全評価の結果、保守的な条件下においても臨界に達することはない。なお、万が一臨界が発生した場合には、 $\gamma$ 線及び中性子線のエリアモニタにおいて、臨界に伴う線量率の上昇を検知し、警報を発する。

- $\beta$ 線ダストモニタは、廃液貯槽から廃液をサンプリングする作業に伴い、廃液から空気中への放射性物質の拡散の可能性を考慮して管理区域内の液体廃棄物一時貯留室に設置する。
- $\alpha/\beta$ 線ダストモニタは、核燃料物質を含む高汚染物の受入・払出作業、分析試料及び固体廃棄物を取扱う定常作業に伴い、キャスク、分析試料もしくは固体廃棄物から空気中への放射性物質の拡散の可能性を考慮して管理区域内のサービスエリア、分析室及び固体廃棄物払出準備室に設置する。
- エアスニファは、作業員が立ち入る可能性のあるエリアに対して、汚染がないことを定期的に確認するために管理区域内の各エリアに設置する。

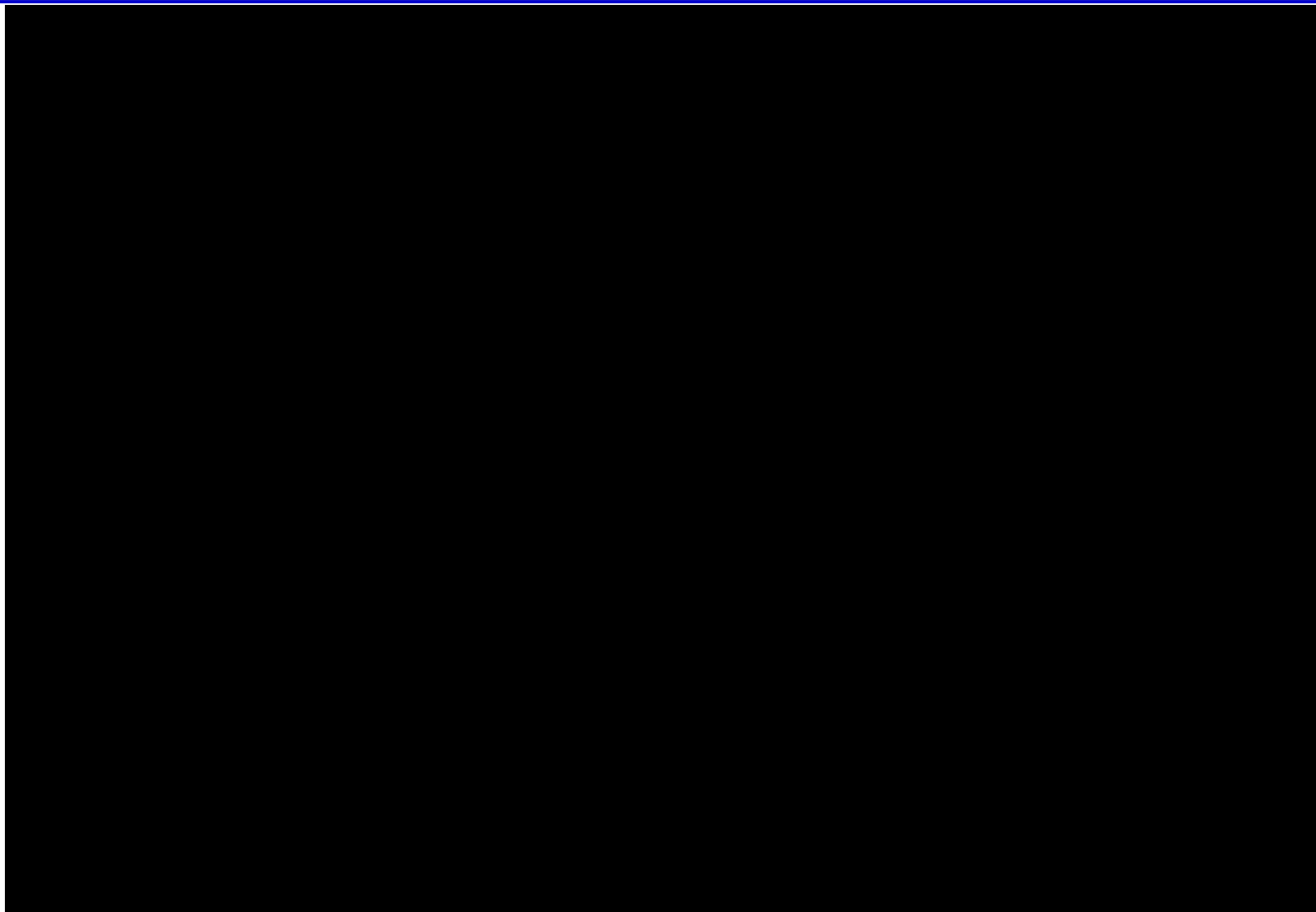
## 17. 第2棟内の放射線を監視する設備(2/5)



第2棟の機器配置図 地下1階

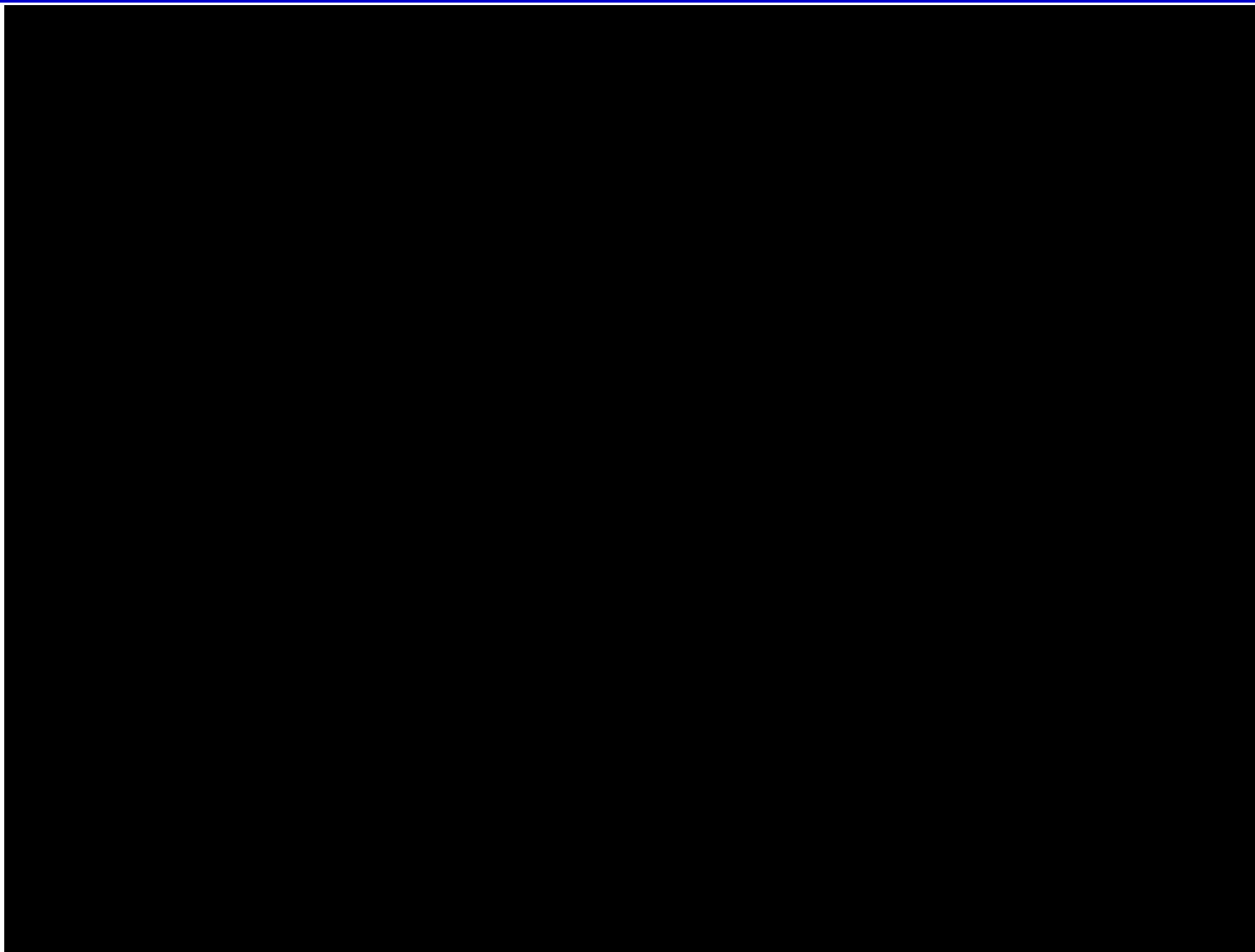


## 17. 第2棟内の放射線を監視する設備(3/5)



第2棟の機器配置図 地上1階

## 17. 第2棟内の放射線を監視する設備(4/5)



第2棟の機器配置図 地上2階

## 17. 第2棟内の放射線を監視する設備(5/5)

### 【 $\gamma$ 線エリアモニタ】

- 検出器種別 : 半導体検出器
- 測定線種 :  $\gamma$ 線
- 数量 : 9 台

### 【中性子線エリアモニタ】

- 検出器種別 :  $^3\text{He}$  計数管検出器
- 測定線種 : 中性子線
- 数量 : 2 台

### 【 $\alpha/\beta$ 線ダストモニタ】

- 検出器種別 : ZnS プラスチックシンチレーション検出器
- 測定線種 :  $\alpha$   $\beta$  線
- 数量 : 3 台

### 【 $\beta$ 線ダストモニタ】

- 検出器種別 : 半導体検出器
- 測定線種 :  $\beta$  線
- 数量 : 1 台

### 【エアスニファ】

#### a) エアスニファ

- 集じん方式 : 固定ろ紙集じん方式
- 数量 : 26 台

#### b) サンプリングポンプ

- 数量 : 2 台