

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
(セル・グローブボックスの閉じ込めに係る整理について)
9月16日面談資料改訂版

2020年11月6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. セル等の放射性物質の閉じ込め(1/3)

追加説明

◆基本的な考え方

- 換気空調設備にてセル等内を負圧にすることで、放射性物質を閉じ込めることを基本とする。
 - 負圧維持による閉じ込め(参考1)
- 負圧維持が出来ない場合は、構造*1により放射性物質を閉じ込める。
 - 構造による閉じ込め(参考1)

*1:セル等、ダクト、フィルタ、弁(参考2)

◆想定される事象に対する閉じ込めの考え方

	負圧維持による閉じ込め	構造による閉じ込め
①通常時	○	—
②外部電源喪失時	○	—
③火災発生時	○	—
④負圧維持に必要な設備の機能喪失時*2	—	○

*2:電源喪失時、Bクラス地震によるCクラス設備の損傷時等、排風機が機能しない場合

1. セル等の放射性物質の閉じ込め(2/3)

追加説明

①通常時

- 換気空調設備にてセル等内を負圧維持することにより、放射性物質を閉じ込める。

②外部電源喪失時(参考3)

- 大熊線3, 4号より給電しており、3号又は4号のみの停電では第2棟の電源喪失は起きないため、セル等内を負圧維持により閉じ込める。
- 大熊線3, 4号ともに喪失した場合、予備電源へ切り替えて給電しセル等内を負圧維持により閉じ込める。

1. セル等の放射性物質の閉じ込め(3/3)

追加説明

③火災発生時

- 換気空調設備にてセル等内を負圧維持により閉じ込める。
- 窒素ガス消火設備による消火時においても、管理区域(分析室等)等への放射性物質の汚染拡大防止として負圧を維持する。

④負圧維持に必要な設備の機能喪失時*

- 構造により閉じ込める。
 - セル等の直近の給排気弁を閉止することで、放射性物質を閉じ込める。
- 弁の閉止が速やかに出来るよう操作性・アクセス性を考慮して弁を設置する。
- 排風機が停止した場合の弁の操作を含めマニュアル化する。
- セル等の給気側の弁を閉止するまでの間に放出される放射性物質による影響は十分に小さい。(参考4)

* : 電源喪失時、Bクラス地震によるCクラス設備の損傷時等、排風機が機能しない場合

参考1 セル等の放射性物質の閉じ込め

: 使用許可基準規則との対応

一部改訂

○負圧維持による閉じ込め → 第2条 2項四に該当

○構造による閉じ込め → 第2条 2項一に該当

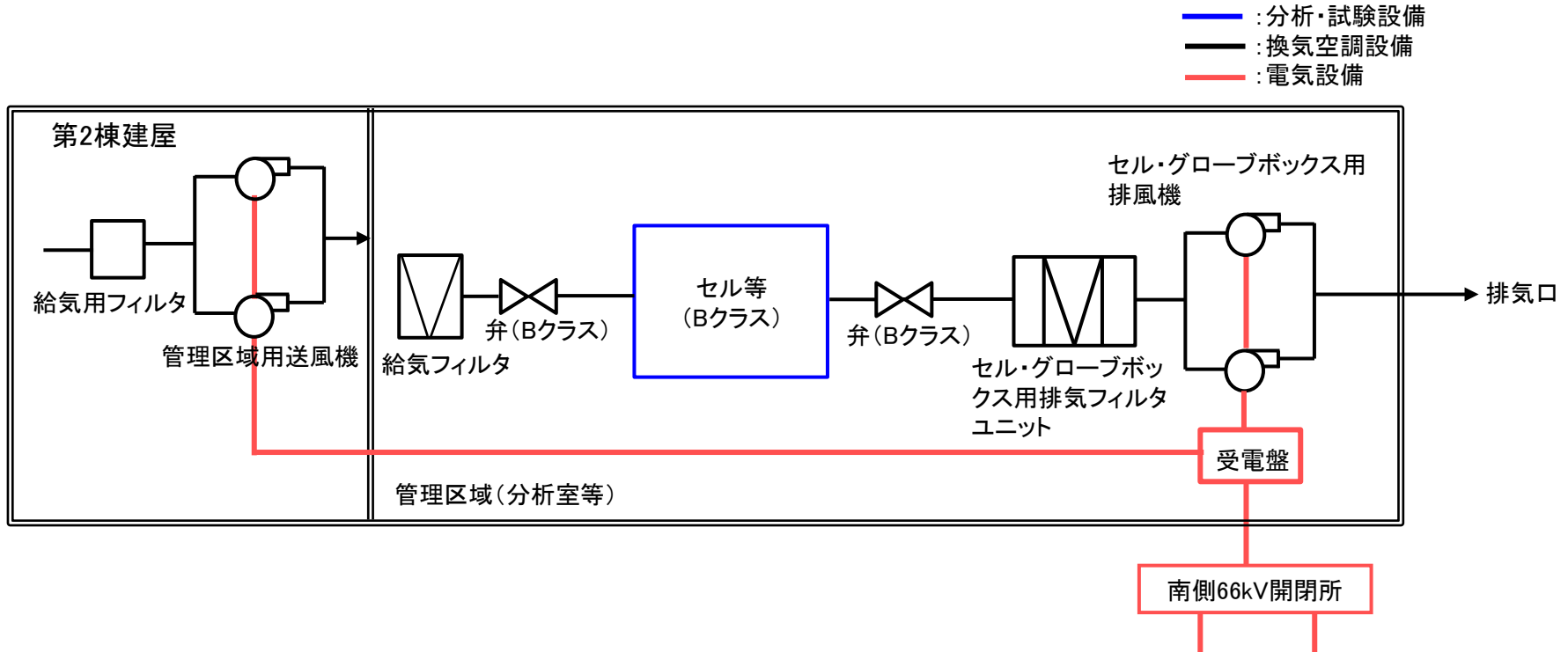
【使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈】

第2条 閉じ込めの機能

- 1 第2条に規定する「限定された区域に適切に閉じ込める」とは、放射性物質を系統又は機器に閉じ込めること、又は放射性物質が漏えいした場合においても、フード、セル等若しくは構築物の管理区域内に保持することをいう。
上記の「セル等」とは、セル、グローブボックスその他の気密設備のことをいう。
- 2 使用施設等について、第2条に規定する「閉じ込めることができるもの」とは、以下の各号に掲げるものをいう。
 - 一 放射性物質を収納する系統又は機器は、放射性物質の漏えいを防止できる設計であること。また、内包する物質の種類に応じて適切な腐食対策が講じられていること。
 - 二 放射性物質が漏えいした場合に、その漏えいを確認することができること。また、漏えいが確認された場合、その拡大を防止することができること。
 - 三 放射性物質を気体又は液体で扱う系統及び機器は、放射性物質の逆流により、放射性物質が拡散しない設計であること。換気空調設備においても同様とする。
 - 四 セル等の内部を負圧状態に保つ必要がある場合、当該セル等の内部は常時負圧に保たれていること。
 - 五 フードは、局所排気設備により開口部の風速を維持できるものであること。

参考2 設備構成

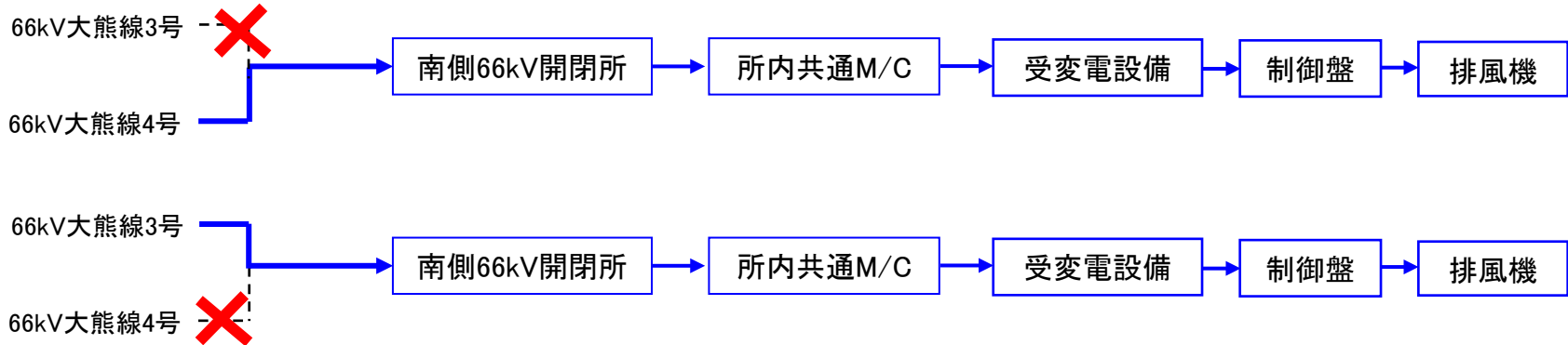
一部改訂



参考3 外部電源喪失時の対応

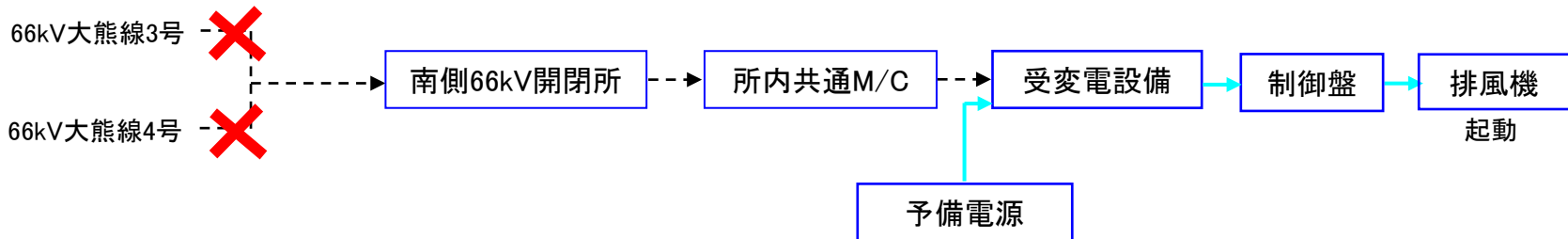
片系統のみ停電

→ 大熊線3, 4号より給電しており、3号若しくは4号のみの停電では、第2棟の電源喪失は起きない。



両系統停電

→ 3, 4号ともに停電した場合、予備電源へ切替わる。
大熊線からの給電喪失から数秒後に予備電源へ切替え送電開始。



大熊線 → 予備電源
: 自動切替

参考4 機能喪失を想定した場合の線量評価結果

追加説明

◆ 負圧維持機能喪失を想定した場合の影響を評価

想定事象	線量評価の概要	線量の評価値
① 負圧維持機能喪失	コンクリートセル内の試料調製時に発生する燃料デブリからの粉体の発生量を安全側に見積もり、粉体中の放射性物質がセル内の気相に移行 ^{※1} するものとし、これらが除染係数の小さい給気側フィルタを通じて、セル周辺の室へ放出され、さらに建屋から外部へ放出 ^{※2} され地上放出によって敷地境界に達したと想定	11 μ Sv
② 負圧維持機能喪失 + 火災発生	コンクリートセル内の試料調製時に発生する燃料デブリからの粉体の発生量を安全側に見積もり、粉体中の放射性物質が切断時に飛散 ^{※1} することに加えて、火災に伴ってセル内の気相に移行 ^{※3} するものとし、これらが除染係数の小さい給気側フィルタを通じて、セル周辺の室へ放出され、さらに建屋から外部へ放出 ^{※2} され地上放出によって敷地境界に達したと想定	18 μ Sv

※1 燃料デブリ切断時の粉体から気相への放射性物質の移行率1% (日本原子力学会「ホットラボの設計と管理」)。Kr等の気体状の放射性物質は100%移行。

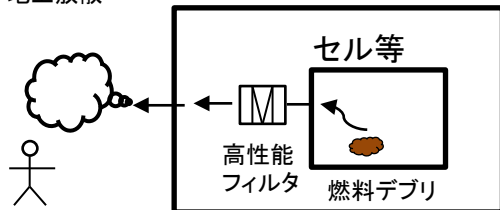
※2 建屋の除染係数として気体状の放射性物質を除き、10を考慮。

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

※3 火災に伴う粉体から気相への放射性物質の移行率0.6% ("Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook", NUREG/CR-6410)

地震により、負圧維持機能が喪失し、燃料デブリの切断に伴ってセル内に飛散した放射性物質が除染係数の小さい給気側フィルタを通じて建屋から

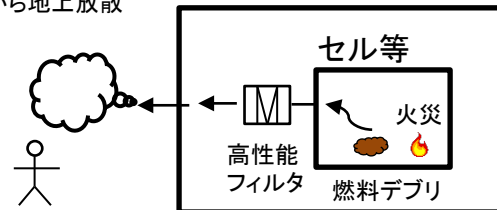
建屋



想定事象①のイメージ

地震後に火災が発生したと想定。負圧維持機能が喪失し、燃料デブリの切断及び火災に伴ってセル内に飛散した放射性物質が除染係数の小さい給気側フィルタを通じて建

建屋



想定事象②のイメージ

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 (塩酸腐食に対する考慮について)

2020年11月6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



塩酸腐食に対する考慮(1/5)

【塩酸取扱時の腐食に対する考慮】

鉄セル、グローブボックスの内部では、塩酸を使用した化学処理を実施する。塩酸はステンレス製の鉄セル、グローブボックスの内壁や排気配管を腐食するため、塩酸の取扱いはバット上で少量取り扱うように限定する。室温で塩酸試薬を取り扱う場合(塩酸が入った栓をしていない容器を鉄セル、グローブボックス内に静置)に蒸発する塩酸ガスによる腐食量について検討した。

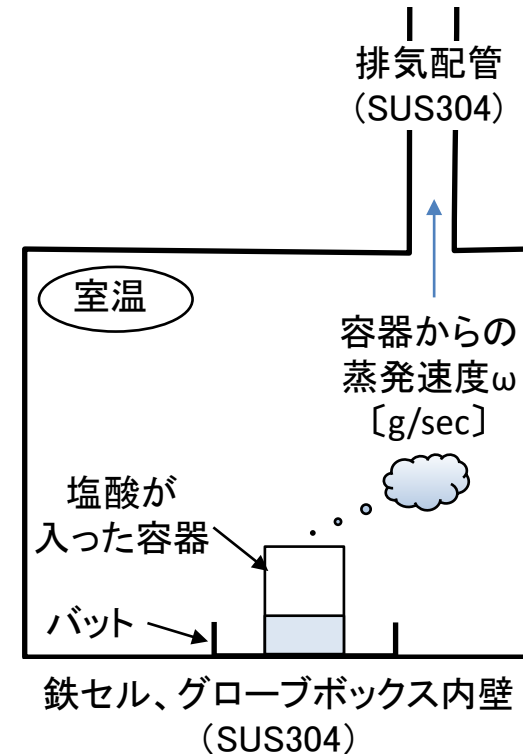
【評価条件】

- 評価場所は、塩酸を取り扱う設備の内、容積が最も小さいグローブボックスNo.1とした。また、温度は保守的に40°Cとした。
- 塩酸ガスの蒸発速度は、次式※1により求めた。

$$\omega = 0.033 \left(\frac{P}{P_0} \right) \rho_0 V x y \left(\frac{v}{V_x} \right)^{0.2}$$

ω : 塩酸の蒸発速度[g/sec]		
P : 塩酸の飽和蒸気圧[mmHg]	322mmHg	40°C, 35wt%塩酸を想定
P_0 : 大気圧[mmHg]	760mmHg	標準気圧を想定
ρ_0 : 塩酸ガスの密度[g/cm ³]	1.639×10^{-3} g/cm ³	標準状態の塩酸ガスを想定
V : グローブボックス内の風速[cm/sec]	50cm/sec	グローブポート開口時の風速を想定
x : 風方向の容器長[cm]	5cm	塩酸が入った容器の直径
y : 風に直角方向の容器長[cm]	5cm	塩酸が入った容器の直径
v : 空気の動粘性係数[cm ² /sec]	1.69×10^{-1} cm ² /sec	40°Cを想定

※1: 佐藤公雄, “揮発性液体の風による蒸発”, 安全工学., 18(2), 77-81 (1979)



塩酸取扱いイメージ

塩酸腐食に対する考慮(2/5)

▶ 塩酸ガスの濃度は、環境省の有害大気汚染物質測定方法※1を参考に次式により求めた。

$$X = \frac{\omega \times 1000 \times 3600}{Q} \times \frac{22.4}{M} \times \frac{273 + T}{273}$$

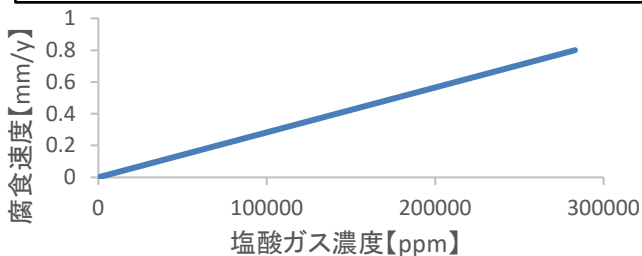
X : グローブボックス内に放出される塩酸ガスの濃度[ppm]	
ω : 塩酸の蒸発速度[g/sec]	
Q : グローブボックスNo.1の換気風量[m ³ /h]	80 m ³ /h
M : 塩酸の分子量[g/mol]	36.46 g/mol
T : 設備内の温度[°C]	40 °C

※1: 環境省 水・大気環境局 大気環境課, 有害大気汚染物質等測定方法マニュアル, 平成31年 3月

▶ 塩酸ガス曝露条件下におけるステンレス鋼の腐食速度の文献値※2を参考に、当該操作における腐食速度を求めた。

腐食速度 : 0.8mm/y	<table style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 50%;">塩酸ガス濃度 : 約283000ppm</td> <td style="width: 50%;">鋼種 : SUS304L</td> </tr> <tr> <td>曝露時間 : 5日間</td> <td>塩酸ガス温度 : 230°C</td> </tr> </table>	塩酸ガス濃度 : 約283000ppm	鋼種 : SUS304L	曝露時間 : 5日間	塩酸ガス温度 : 230°C
塩酸ガス濃度 : 約283000ppm	鋼種 : SUS304L				
曝露時間 : 5日間	塩酸ガス温度 : 230°C				

※2: 松田宏康, 田仲良雄, 小森一夫, 高妻泰久, "HClを含む高温湿潤ガス環境におけるステンレス鋼およびNi合金の腐食に及ぼす酸化物および塩化物の影響", 材料と環境, 52, 525-533 (2003)



塩酸ガス濃度と腐食速度が左図のような直線的な比例関係であると想定して腐食速度を求めた。なお、SUS304系のステンレス鋼は高濃度塩酸に対しての耐食性は期待できない※3ため、SUS304とSUS304Lの腐食速度の差は小さいものと考えられるが、塩水噴霧試験における腐食挙動を参考に、SUS304Lから算出した腐食速度に安全係数2※4を乗じることでSUS304の腐食速度とした。

※3: 「ステンレスの耐食性の比較」(<https://www.susjis.info/faq/taishoku.html>)

※4: 「梶川俊二, 伊藤智子, 磯部保明, 興戸正純, “自動車塩害模擬環境での各種ステンレス鋼の腐食評価”, 日本金属学会誌, 75(2), 131-140 (2011)」より、塩水噴霧試験結果から想定されるSUS304Lの推定腐食寿命はSUS304の1.5倍程度であることから、保守的に安全係数を2としている。

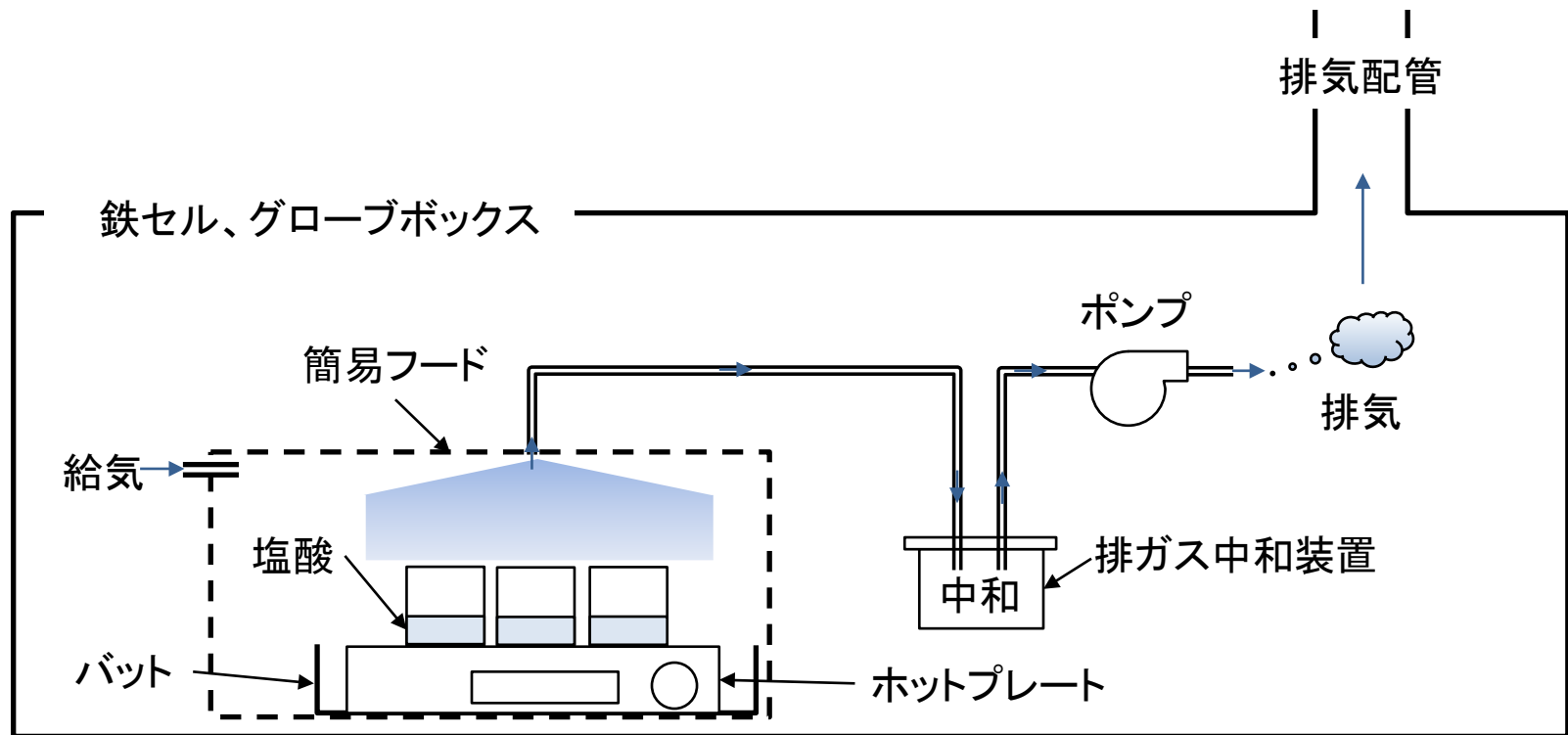
【評価結果】

塩酸試薬を室温で取り扱う場合、保守的な条件においても塩酸ガス濃度は約211ppm、腐食速度は約 1.19×10^{-3} mm/yと極微量であり、構造強度に影響を及ぼすことはない。

塩酸腐食に対する考慮(3/5)

【塩酸試薬加熱時の腐食に対する考慮】

塩酸試薬を加熱する際は、排ガス中和装置を備えた難燃性の簡易フードを設置し、加熱中の塩酸の取扱いは簡易フード内のバット上で少量取り扱うように限定することで、腐食の影響を極力低減する。塩酸試薬を加熱する場合に蒸発する塩酸ガスによる腐食量について検討した。



加熱時の塩酸取扱いイメージ

塩酸腐食に対する考慮(4/5)

【評価条件】

- 簡易フード内で燃料デブリ等を含有する塩酸試薬60mlを0.5時間で全量蒸発乾固することを想定した。
- 評価場所は、塩酸を取り扱う設備の内、容積が最も小さいグローブボックスNo.1とした。
- ポンプからの塩酸ガス放出速度[g/h]は、単位時間[h]あたりに蒸発乾固する塩酸試薬量[ml]に密度[g/ml]と濃度[wt%]をかけて塩酸の重量[g]に換算し、排ガス中和装置による塩酸除去効率で補正を行うことにより求めた。

$$\omega = \frac{V_s}{T_h} \times \rho \times \frac{N}{100} \times \frac{1-R}{1}$$

ω : 塩酸ガスの放出速度[g/h]

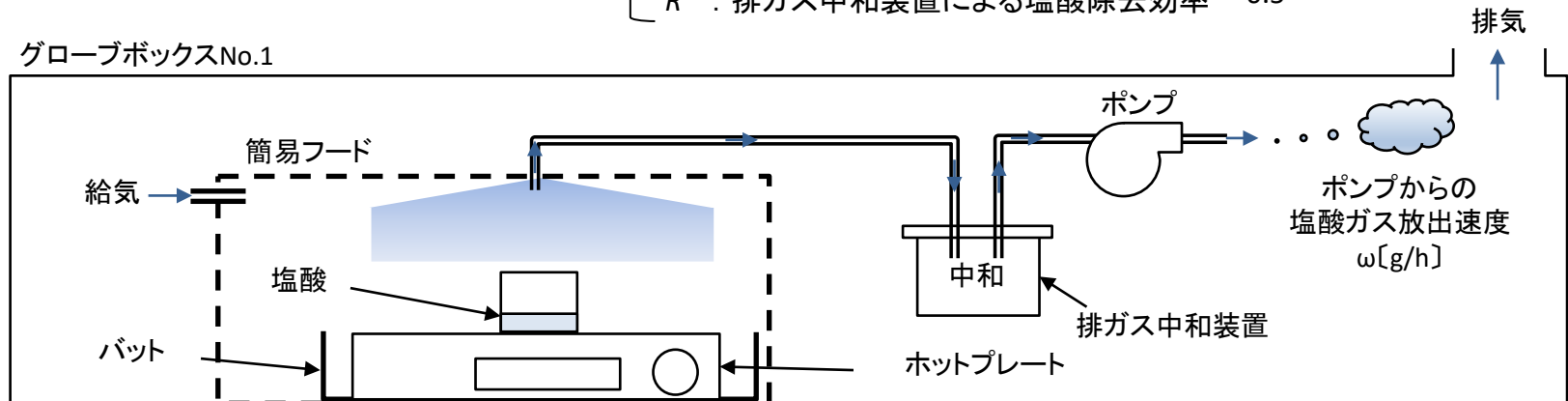
V_s : 塩酸試薬量[ml] 60 ml

T_h : 加熱時間[h] 0.5 h

ρ : 塩酸試薬の密度[g/cm³] 1.18 g/ml

N : 塩酸試薬の塩化水素濃度[wt%] 35 wt%

R : 排ガス中和装置による塩酸除去効率 0.5*



※: 一般的な排ガス処理装置の塩酸除去効率は0.9程度だが、保守的に0.5としている。

塩酸腐食に対する考慮(5/5)

➤ 塩酸ガスの濃度は、環境省の有害大気汚染物質測定方法※1を参考に、次式により求めた。

$$X = \frac{\omega \times 1000}{Q} \times \frac{22.4}{M} \times \frac{273 + T}{273}$$

X : グローブボックス内に放出される塩酸ガスの濃度[ppm]	
ω : 塩酸ガスの放出速度[g/h]	
Q : グローブボックスNo.1の換気風量[m ³ /h]	80 m ³ /h
M : 塩酸の分子量[g/mol]	36.46 g/mol
T : 設備内の温度[°C]	40 °C

※1: 環境省 水・大気環境局 大気環境課, 有害大気汚染物質等測定方法マニュアル, 平成31年 3月

【評価結果】

塩酸試薬を簡易フード内で蒸発乾固した場合、保守的な条件においても塩酸ガス濃度は約218ppm、腐食速度は約 1.23×10^{-3} mm/yと極微量であり、構造強度に影響を及ぼすことはない。

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
(標準試料について)

9月24日面談資料改訂版

2020年11月6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

- 第2棟では、燃料デブリ等の分析・試験において、分析装置の校正等の目的で核燃料物質に該当する少量の標準試料の使用を想定している。

【使用を想定している標準試料】

- U-233標準試料
 - 天然ウラン標準試料
 - Pu-242標準試料
 - ペレット等の濃度既知の未照射燃料(以下「未照射燃料」という。)
- 上記標準試料は燃料デブリ等の分析・試験に必要不可欠であることから、その取扱いは実施計画の認可の範囲内である必要がある。しかしながら、現状の実施計画ではその内容が明確でない。
 - 以上を踏まえ、現状想定している標準試料の種類と取扱いについてご説明する。

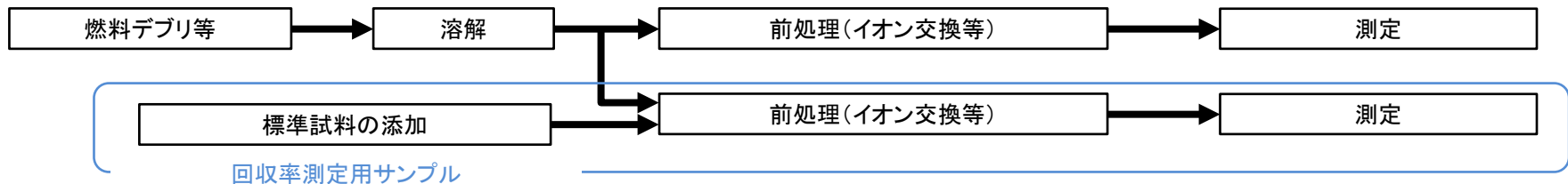
2. 標準試料の種類と取扱場所等①

一部改訂

① U-233標準試料【最大取扱量:1mg】

用途	主な取扱場所	取扱いの方法
分析装置の校正	<ul style="list-style-type: none"> ・グローブボックスNo.1 ・フードNo.2 ・α・γ測定室 	<ol style="list-style-type: none"> 1. 試料調製 グローブボックスNo.1で固体の標準試料を溶液とする。数μgオーダ分取し、焼付け等を行った後、フードNo.2でマイラー処理を行う。 2. 分析装置(アルファ線スペクトロメータ)の校正 調製した標準試料を測定することでアルファ線スペクトロメータの校正を行う。
回収率※測定	<ul style="list-style-type: none"> ・鉄セル ・グローブボックスNo.1 ・フードNo.2 ・α・γ測定室 	<ol style="list-style-type: none"> 1. 試料調製 グローブボックスNo.1で固体の標準試料を溶液とする。数μgオーダ分取し、溶解した燃料デブリ等に添加した後、鉄セル、グローブボックスNo.1でイオン交換等の前処理を行う。その後、フードNo.2でマイラー処理を行う。 2. 回収率測定 調製した試料をアルファ線スペクトロメータにより測定を行う。
保管場所	α・γ測定室(保管庫)	
保管時の性状	固体(粉末)	
保管の方法	金属容器に収納した状態でPVCバッグに封入	

※ 回収率: サンプルに添加した標準試料の量のうち、測定された量の割合



2. 標準試料の種類と取扱場所等②

一部改訂

② 天然ウラン標準試料【最大取扱量:100mg】

用途	主な取扱場所	取扱いの方法
分析装置の校正	・グローブボックスNo.3	<p>1. 試料調製 グローブボックスNo.3で液体の標準試料を数10μgオーダ分取し、希釈・定容を行う。</p> <p>2. 分析装置(高周波誘導結合プラズマ質量分析装置)の校正 調製した標準試料を測定することでグローブボックスNo.3の高周波誘導結合プラズマ質量分析装置の校正を行う。</p>
保管場所	α ・ γ 測定室(保管庫)	
保管時の性状	液体	
保管の方法	金属容器に収納	

2. 標準試料の種類と取扱場所等③

一部改訂

③ Pu-242標準試料【最大取扱量:1mg】

用途	主な取扱場所	取扱いの方法
分析装置の校正	<ul style="list-style-type: none"> ・グローブボックスNo.1 ・グローブボックスNo.3 ・フードNo.2 ・α・γ測定室 	1. 試料調製 グローブボックスNo.1で固体の標準試料を溶液とする。数 μg オーダ分取し、焼付け等を行った後、フードNo.2でマイラー処理を行う。 2. 分析装置(アルファ線スペクトロメータ)の校正 調製した標準試料を測定することでアルファ線スペクトロメータの校正を行う。
		1. 試料調製 グローブボックスNo.1で固体の標準試料を溶液とする。数 μg オーダ分取し、希釈・定容を行う。 2. 分析装置(高周波誘導結合プラズマ質量分析装置)の校正 調製した標準試料を測定することでグローブボックスNo.3の高周波誘導結合プラズマ質量分析装置の校正を行う。
回収率測定	<ul style="list-style-type: none"> ・鉄セル ・グローブボックスNo.1 ・グローブボックスNo.3 ・フードNo.2 ・α・γ測定室 	1. 試料調製 グローブボックスNo.1で固体の標準試料を溶液とする。数 μg オーダ分取し、溶解した燃料デブリ等に添加した後、鉄セル及びグローブボックスNo.1でイオン交換等の前処理を行う。その後、フードNo.2でマイラー処理を行う。 2. 回収率測定 調製した試料をアルファ線スペクトロメータにより測定を行う(高周波誘導結合プラズマ質量分析装置により測定を行う場合もある)。
保管場所	α ・ γ 測定室(保管庫)	
保管時の性状	固体(粉末)	
保管の方法	金属容器に収納した状態でPVCバッグに封入	

2. 標準試料の種類と取扱場所等④

一部改訂

④ 電子線マイクロアナライザ, 蛍光X線分析装置用標準試料(未照射燃料)

【最大取扱量: ■■■】

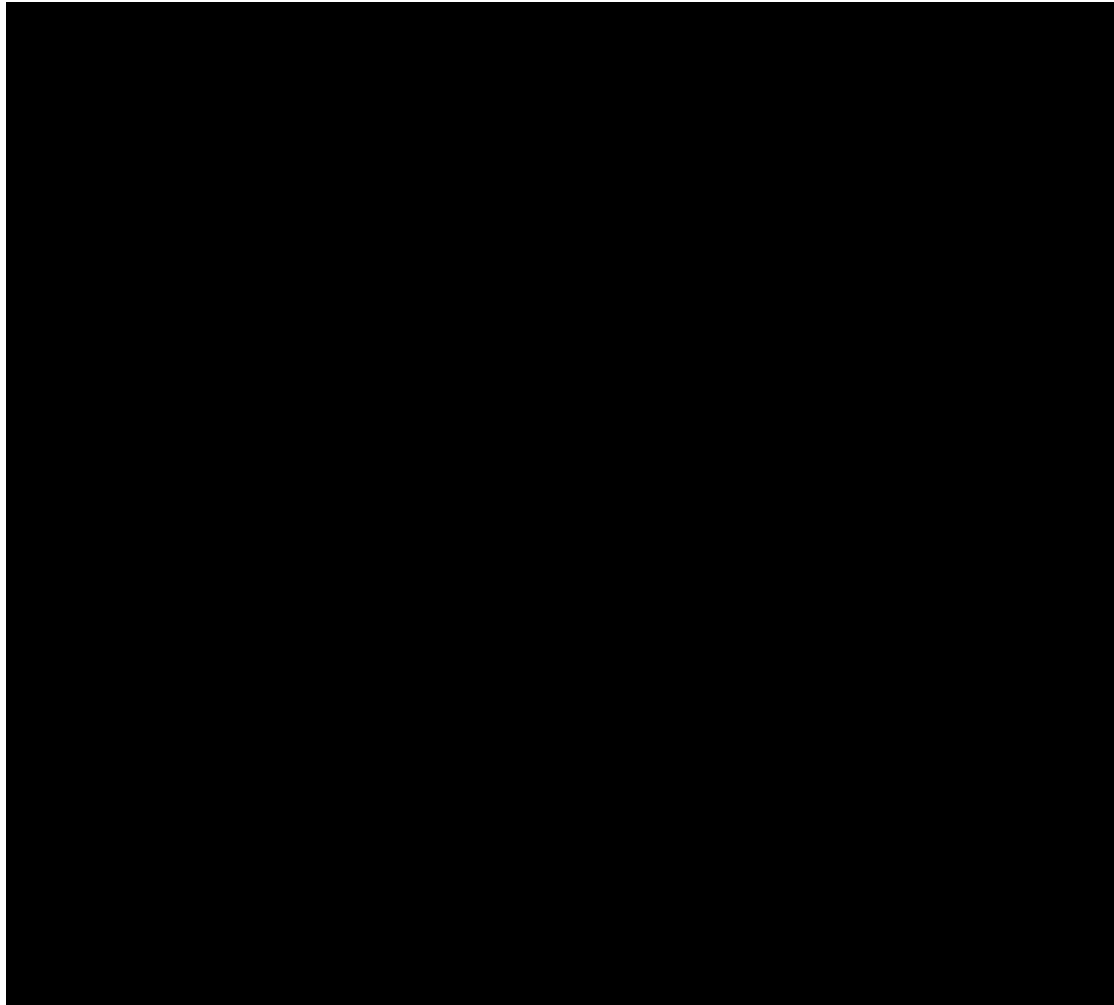
用途	主な取扱場所	取扱いの方法
分析装置の校正	<ul style="list-style-type: none"> ・鉄セル※ ・コンクリートセルNo.3 ・コンクリートセルNo.4 	<ol style="list-style-type: none"> 1. 試料調製 ■■■オーダの標準試料に対し研磨等の前処理を行う。 2. 分析装置(電子線マイクロアナライザ、蛍光X線分析装置)の校正 調製した標準試料を測定することで、鉄セルの電子線マイクロアナライザ及びコンクリートセルNo.3の蛍光X線分析装置の校正を行う。非破壊分析のため、繰り返し使用できる。
保管場所	試料ピット(■■■■■■■■■■)	
保管時の性状	固体	
保管の方法	金属容器に収納	

※: 鉄セルの最大取扱量は、■■■とする。

○ 未照射燃料の想定

天然ウラン、濃縮ウラン(濃縮度20%未満)、プルトニウム及びこれらの化合物の焼結体を想定している。ウラン及びプルトニウムの濃度が異なる複数の標準試料を用意して、分析装置の校正を行う。

3. 現在想定している標準試料の保管場所



- ① 保管庫 (α ・ γ 測定室)
 - U-233標準試料
 - 天然ウラン標準試料
 - Pu-242標準試料

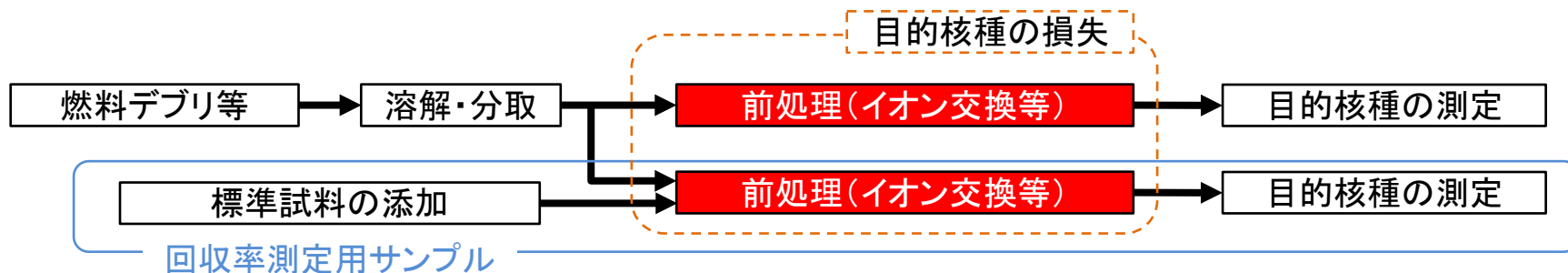
- ② 試料ピット ()
 - 未照射燃料

第2棟 地上1階平面図

4. U-233、Pu-242標準試料の選択理由①

追加説明

① 回収率測定



イオン交換等の前処理を行う場合、その過程での損失により、100%の収率を最終段階まで確保することは困難である。従って、試料中の目的核種の真の量を求める際には、測定値に対して前処理の過程で損失した量の補正をしなければならない。補正のためには、目的核種と同じ化学的挙動をとる標準試料^{※1}をトレーサーとしてあらかじめ試料に既知量添加し、その回収率を求める測定が必要となる。

$$\text{目的核種の真の量} = \text{目的核種の測定値} \div \text{回収率} \times \text{回収率以外の補正項}^{\ast 2}$$

$$\text{回収率} = \frac{\text{測定された標準試料の量}}{\text{添加した標準試料の量}}$$

※1: 「目的核種の同位体が、目的核種と同一の化学的性質を持つ」という前提のもと、目的核種の同位体を回収率測定用の標準試料として用いる

※2: 測定器の検出効率等

4. U-233、Pu-242標準試料の選択理由②

追加説明

回収率測定にU-233、Pu-242を選択している技術的な理由を以下に示す。

試料中に含まれる量が少ない同位体を標準試料として使用することにより、分析データの解析が容易となり、高精度の回収率測定が可能となる。

第2棟におけるU、Pu回収率測定においては、燃料デブリ等に含まれる量が少ないと想定されるU-233、Pu-242を選択している。U-233、Pu-242を使用した回収率測定の例※1, 2, 3を参考に、回収率測定を実施する。

※1: ASTM E321-96 Standard Test Method for Atom Percent Fission in Uranium and Plutonium Fuel (Neodymium-148 Method)

※2: 文部科学省, プルトニウム分析法, 放射能測定法シリーズ12, 1990

※3: 飛田 実, 原賀 智子, 佐々木 誉幸, 関 晃太郎, 大森 弘幸, 河内山 真美, 下村 祐介, 石森 健一郎, 亀尾 裕, JRR-2、JRR-3 及びホットラボから発生した放射性廃棄物に対する放射化学分析, JAEA-Data/Code 2019-016, 2020

4. U-233、Pu-242標準試料の選択理由③

追加説明

② 分析装置の校正

物質の濃度を測定する場合には、濃度既知の標準試料であらかじめ装置を校正してから未知試料の測定を行う。核燃料物質由来の試料を測定する場合は、U、Pu標準試料が必須である。

第2棟で α 線スペクトロメータ及び高周波誘導結合プラズマ質量分析装置の校正にU-233、Pu-242標準試料を選択している技術的な理由を以下に示す。

【 α 線スペクトロメータ校正用の標準試料について】

測定対象核種の α 線エネルギー範囲(4MeV～6MeV程度)をカバーする複数の α 線放出核種が必須である。

➤ U-233とPu-242標準試料は回収率測定に使用することから、これらを用いて校正を行う。

【高周波誘導結合プラズマ質量分析装置校正用の標準試料について】

U、Pu分析の場合、これらの元素を使用して校正を行う^{※1,2}。

➤ Uについては、U-233標準試料より取扱いが容易な天然ウラン標準試料で校正を行う。

➤ Puについては、Pu-242標準試料を回収率測定に使用することから、これを用いて校正を行う。

※1: 文部科学省, ウラン分析法, 放射能測定法シリーズ14, 2002

※2: 文部科学省, 環境試料中プルトニウム迅速分析法, 放射能測定法シリーズ28, 2002

5. 現状想定しているRI標準試料の種類と使用量

追加説明

第2棟では、燃料デブリ等の分析・試験において、分析装置の校正等に以下のRI標準試料の使用を想定している。

① 非密封RI標準試料(液体状)

核種	想定使用量
H-3	4.5kBq
C-14	4.3kBq
Ni-63	4.3kBq
Sr-90	4.5kBq
Tc-99	4.5kBq
Sm-151	4.3kBq
Cl-36	4.5kBq

核種	想定使用量
Fe-55	851kBq
I-129	43kBq
Am-241	4.3kBq
Np-237	450Bq
Am-243	4.3kBq
Cm-244	430kBq

② 密封RI標準試料(固体状)

核種 / 使用量	想定使用量
混合核種 (Cd-109, Co-57, Ce-139, Cr-51, Sr-85, Cs-137, Mn-54, Y-88, Co-60)	合計127kBq
Cs-137	1.3kBq

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
(臨界管理の方法について)
10月29日面談資料改訂版

2020年11月6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. 臨界管理の方法(1/6)

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、**██████████**に設置する。

██████████があり、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。

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**██████████**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(2/6)

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)

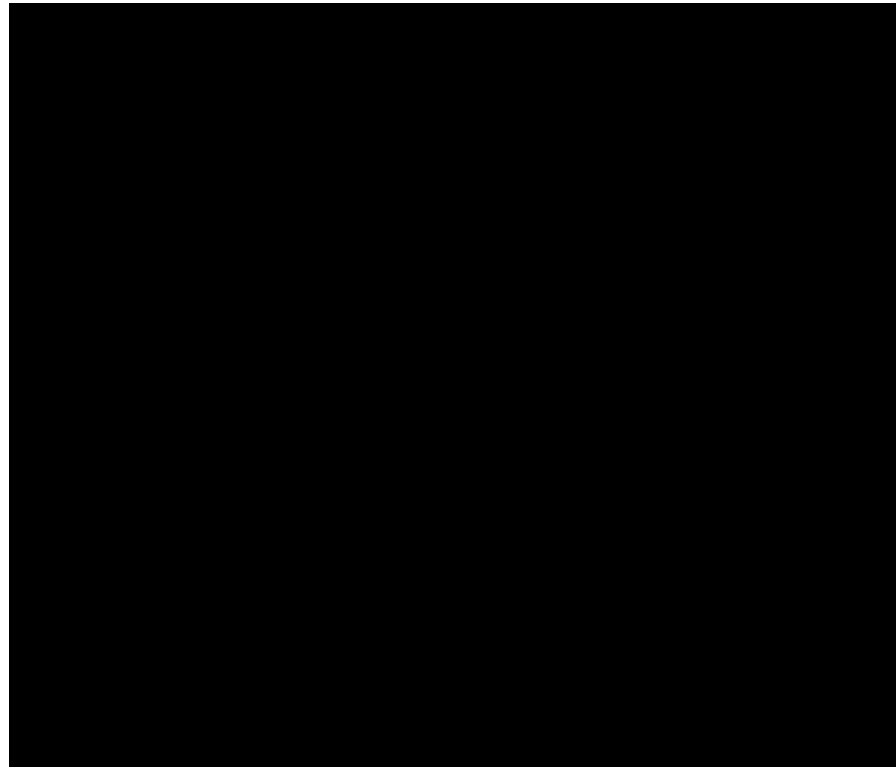
燃料デブリ等は、コンクリートセルNo.4において重量測定し、 以下であることを確認(質量管理)した上で容器に収納する。その後、 の試料ピットに一時的に保管する(形状管理)。

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。

1. 臨界管理の方法(3/6)

第2棟における臨界管理の方法のうち、質量管理ではコンクリートセルNo.2及びNo.4並びに鉄セルに重量測定器を設置し、燃料デブリ等の重量を測定する。

また、最大取扱量の異なる取扱場所へ燃料デブリ等を移動する時は、計算機又は伝票により移動先の取扱場所における存在量が最大取扱量以下であることを確認した後に移動を行うとともに、実際の移動にあたっては、作業を担当する者以外の第三者の立会いのもと、移動状況の現場確認を行う。



第2棟の機器配置図 地上1階

1. 臨界管理の方法(4/6)

－燃料デブリ等の受入れ・払出しに伴う管理－

(燃料デブリ等の受入れ)

燃料デブリ等を受け入れる際は、コンクリートセルNo.1～4の燃料デブリ等の合計重量が最大取扱量である■以下となるよう管理する。現在想定している具体的な管理の方法は以下のとおり。

- ① 受入れに先立ち、容器ID並びに総重量(内容物+容器)及び容器重量の情報提供を受ける。
- ② 計算機又は伝票の記録により、コンクリートセルNo.1～4に存在する燃料デブリ等の量を確認し、受け入れる燃料デブリ等との合計が最大取扱量■以下であることを確認した後、燃料デブリ等を受け入れる。
- ③ 受入れ後、コンクリートセルNo.1にて容器IDの確認及びコンクリートセルNo.2にて総重量の測定を実施する。
- ④ コンクリートセルNo.4にて容器から燃料デブリ等を取り出し、内容物の重量を測定する。
- ⑤ 受入物ごとに、燃料デブリ等の重量、取扱場所等について、計算機又は伝票に記録し管理する。
なお、上記④の作業前に、受け入れた燃料デブリ等を試料ピットへ一時的に保管する場合は、総重量及び容器重量から内容物重量を評価して、計算機又は伝票に記録する。

(燃料デブリ等の払出し)

現在想定している燃料デブリ等を1F他施設へ払い出す際の具体的な管理の方法は以下のとおり。

- ① 払出しに先立ち、計算機又は伝票の記録により払い出す燃料デブリ等を収納した容器のID及び燃料デブリ等の重量を確認し、払出先の施設へ通知する。
- ② 容器を払い出す際は、容器IDを確認し、払い出す容器で間違いがないことを確認する。
- ③ 払い出した後、計算機又は伝票の情報を更新し管理する。

1. 臨界管理の方法(5/6)

－燃料デブリ等の一時的な保管に伴う管理－

(燃料デブリ等の一時的な保管)

燃料デブリ等を試料ピットへ一時的に保管する際は、試料ピットの燃料デブリ等の合計重量が最大取扱量である■以下となるよう管理する。現在想定している具体的な管理の方法は以下のとおり。

- ① 計算機又は伝票の記録により、試料ピットへ収納する容器内の燃料デブリ等が■以下であること及び試料ピットの保管量を確認し、それらの合計が最大取扱量■以下であることを確認した上で、試料ピットへ容器を収納する。
- ② 容器を試料ピットへ収納する際は、容器IDを確認し、収納する容器で間違いがないことを確認する。
- ③ 試料ピット内の保管場所については、計算機又は伝票に記録し管理する。

(試料ピットからの燃料デブリ等の取出し)

燃料デブリ等を試料ピットから取り出す際は、コンクリートセルNo.1～4の燃料デブリ等の合計重量が最大取扱量である■以下となるよう管理する。現在想定している具体的な管理の方法は以下のとおり。

- ① 計算機又は伝票の記録により、試料ピットから取り出す容器のID及び収納されている燃料デブリ等の量並びにコンクリートセルNo.1～4に存在する燃料デブリ等の量を確認し、その合計が最大取扱量■以下であることを確認した上で、試料ピットから容器を取り出す。
- ② 試料ピットから容器を取り出す際は、容器IDを確認し、取り出す容器で間違いがないことを確認する。
- ③ 燃料デブリ等の取扱場所については、計算機又は伝票の情報に記録し管理する。

1. 臨界管理の方法(6/6)

ーコンクリートセルー鉄セル間の移送に伴う管理ー

一部改訂

(コンクリートセルから鉄セルへの移送)

現在想定している燃料デブリ等をコンクリートセルから鉄セルへ移送する際の具体的な管理の方法は以下のとおり。

- ① 計算機又は伝票の記録により、鉄セルへ移送する容器のID及び重量並びに鉄セルに存在する燃料デブリ等の量を確認し、その合計が \blacksquare 以下であること確認した上で、コンクリートセルから鉄セルへ試料を移送する。
- ② 試料を移送する際は、容器IDを確認し、移送する対象に間違いがないことを確認する。
- ③ 試料の取扱場所については、計算機又は伝票に記録し管理する。

(鉄セルからコンクリートセルへの移送)

鉄セルからコンクリートセルへ移送する際は、コンクリートセルNo.1～4の燃料デブリ等の合計重量が最大取扱量である \blacksquare 以下となるよう管理する。現在想定している具体的な管理の方法は以下のとおり。

- ① 計算機又は伝票の記録により、コンクリートセルへ移送する容器のID及び重量並びにコンクリートセルNo.1～4に存在する燃料デブリ等の量を確認し、その合計が最大取扱量 \blacksquare 以下であることを確認した上で、鉄セルから移送する。
- ② 試料を移送する際は、容器IDを確認し、移送する対象に間違いがないことを確認する。
- ③ 試料の取扱場所については、計算機又は伝票に記録し管理する。

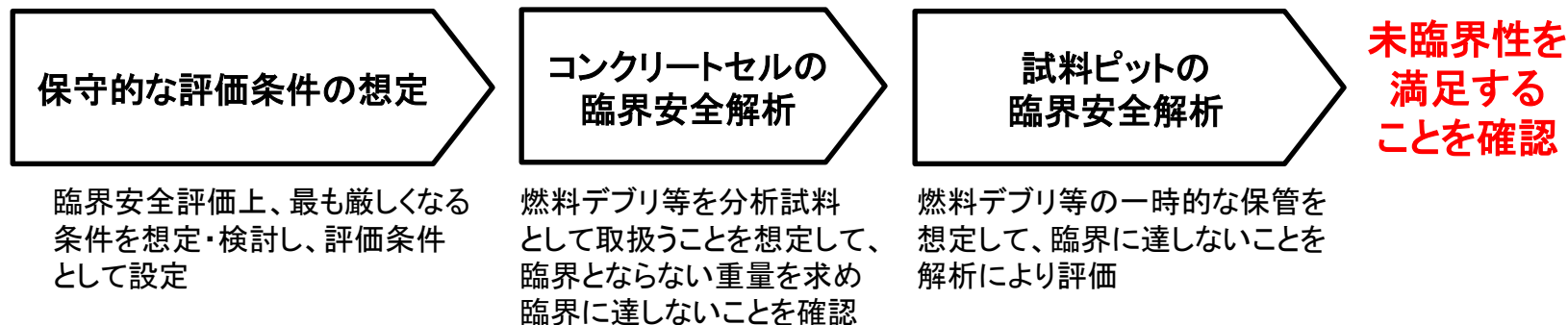
なお、実際に燃料デブリ等を移送する際、作業を担当する者以外の第三者の立会いのもと、移送状況の現場確認を行う。また、燃料デブリ等の分析・試験で得られた $^{235}\text{U}+\text{Pu}$ 量が、臨界管理上、保守的な条件で評価した値を超えていないことの確認を含め、臨界管理の具体的な方法については、マニュアルを整備する。

2. 臨界安全評価の基本方針

第2棟で想定する燃料デブリ等の最大取扱量及び臨界管理方法を下表に示す。

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

また、以下のフローに基づき、未臨界性を満足することを確認する。なお、未臨界性の判断基準は、中性子実効増倍率 (k_{eff}) に標準偏差の3倍 (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

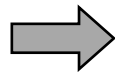
- 燃料デブリ等のすべてが核燃料で構成されていると想定する。
- 酸化物と比較して核分裂性物質の重量割合が高くなる金属を想定する。
- 燃焼した燃料より核分裂性物質を多く含む、未照射燃料を想定する。

さらに、1F 1及び2号機、並びに3号機の UO_2 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。

4. 比較に用いる燃料組成の検討(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。

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

4. 比較に用いる燃料組成の検討(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%]
■■■■	■■■■		■■■■
■■■■	■■■■	■■■■	
■■■■	■■■■	■■■■	
■■■■	■■■■	■■■■	
■■■■	■■■■	■■■■	
■■■■	■■■■	■■■■	
■■■■	■■■■	■■■■	
■■■■	■■■■	■■■■	
■■■■	■■■■	■■■■	
■■■■	■■■■	■■■■	
■■■■	■■■■	■■■■	
■■■■	■■■■	■■■■	
■■■■	■■■■	■■■■	
■■■■	■■■■	■■■■	
■■■■	■■■■	■■■■	
■■■■	■■■■	■■■■	
■■■■	■■■■	■■■■	
■■■■	■■■■	■■■■	
■■■■	■■■■	■■■■	
■■■■	■■■■	■■■■	

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

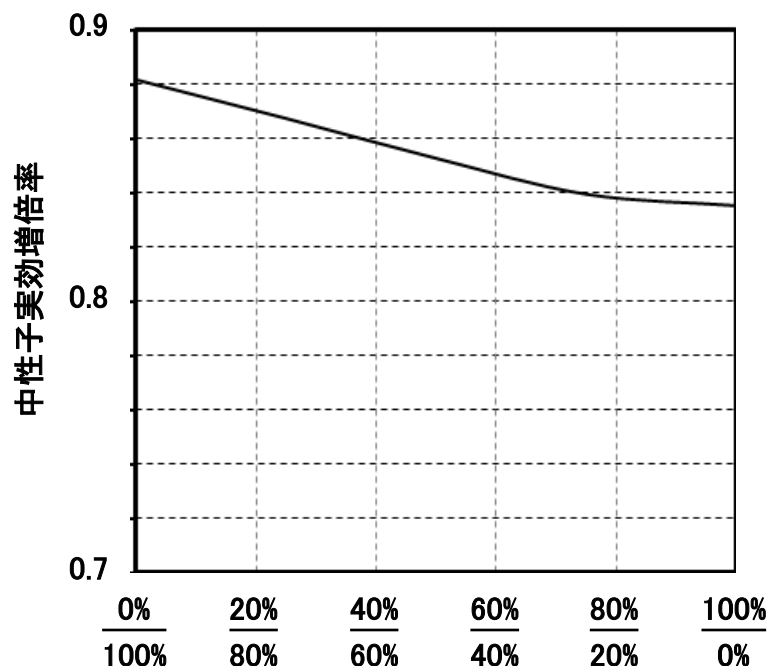
中性子を吸収する核種である■■■■の存在比(■■■■)を■■■■に加えた。また、■■■■の存在比を小数点以下で切捨て、その分(■■■■)を■■■■に加えた。

5. UO_2 燃料とMOX燃料の比較検討

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

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

その結果、**燃料デブリ等をMOX燃料とした場合が厳しい条件**となる。



UO_2 燃料とMOX燃料の割合(上段が UO_2 燃料、下段がMOX燃料の割合を示す)

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. 解析コードの概要

第2棟の臨界安全解析に使用する解析コードの概要を示す。

- ・コード名 : MVP(連続エネルギーモンテカルロコード)
- ・使用目的 : コンクリートセル、試料ピットの未臨界性評価
- ・開発機関 : 日本原子力研究開発機構
- ・解析コードの概要

核燃料物質、構造材等の幾何形状等を入力とし、中性子の発生、飛行、衝突といった事象を追跡、これ进行处理することで中性子実効増倍率を求めるものである。

幾何形状の入力に際し、直方体、球等のあらかじめ用意された基本形状を組み合わせることで、複雑な形状の解析ができる。なお、球とその他の形状を組合せ、さらに球の半径を変化させることで非均質性及び粒子径を考慮した解析を行うことができる。

8. 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

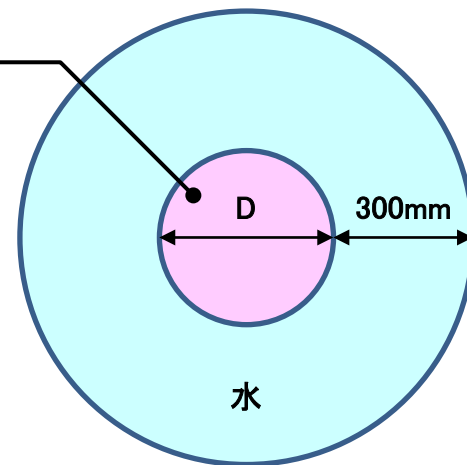
(1) 解析コード : MVP2.0

(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。

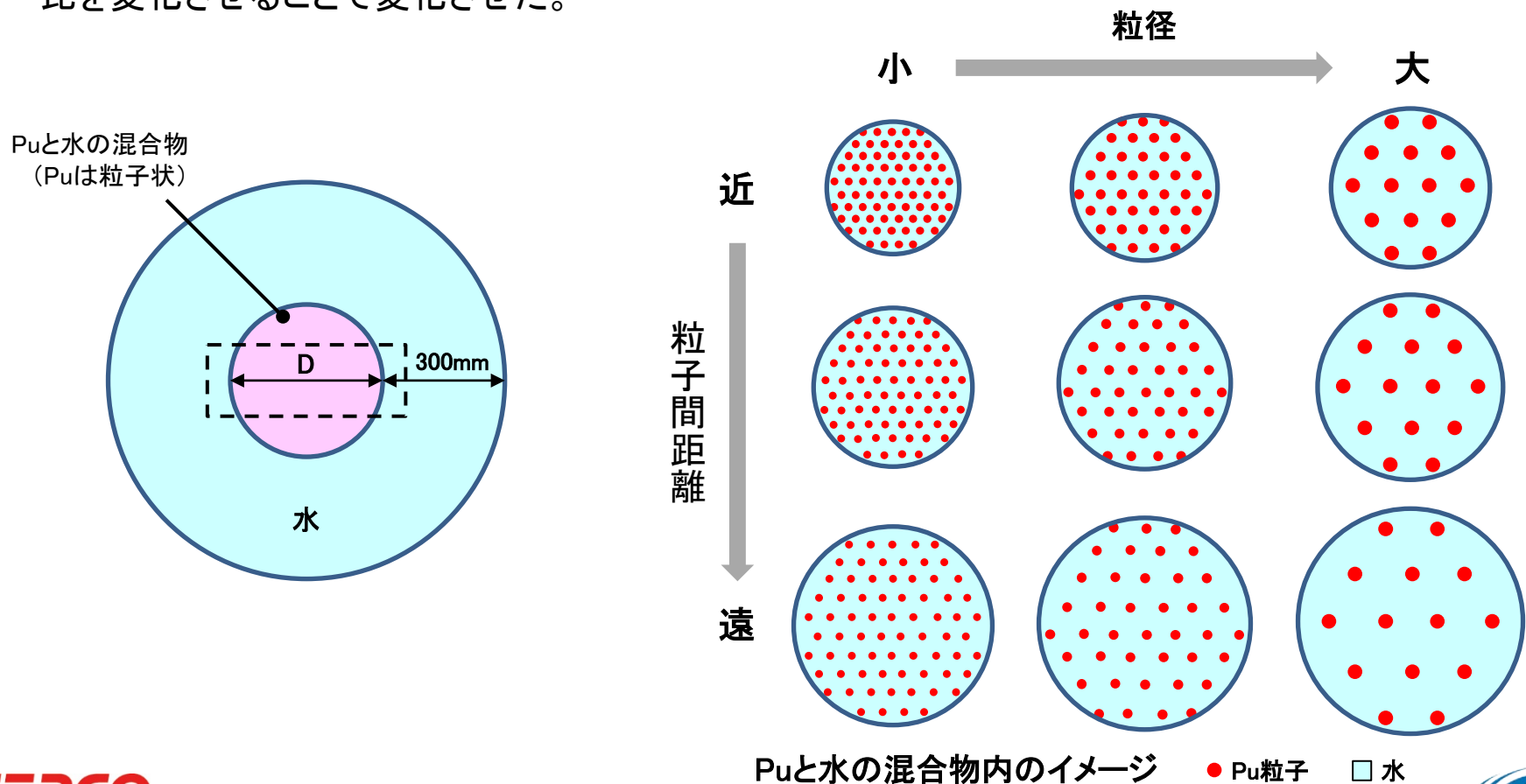
Puと水の混合物
(Puは粒子状)



解析モデル

8. 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、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Puと水の混合物(非均質性)を想定し、粒子状のPuの粒径と粒子間の距離を変化させることで、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)となるよう直径(D)を設定した。なお、混合物中のPu粒子間の距離については、Puに対する水の体積比を変化させることで変化した。



8. コンクリートセルの臨界安全解析(3/4)

—非均質性を考慮した解析の妥当性について—

第2棟では、燃料デブリの分析の前処理として溶解を実施する。

- 溶解では、粉体状の燃料デブリ等を溶かすため、粉体(粒子)が溶液中に分散して存在する状態(非均質な状態)となる可能性がある。また、粉体が徐々に溶けていくため、粒子径は徐々に小さくなる。
- 過去の知見から燃料デブリの溶解は難しく、非常に溶けにくいいため、残渣が発生する可能性がある。また、既存施設にて実施されたTMI-2燃料デブリ試料に対するアルカリ融解の適用確認のなかで、一部の試料の溶解時に沈殿物が発生することが確認されている。これら残渣、沈殿物が溶液中に分散することで非均質な状態となる可能性がある。

以上を踏まえ、均質性、非均質性を考慮した解析モデルにおいて、中性子実効増倍率が0.95となるPuの重量を評価した。

均質性の解析モデルでの臨界に達しないPuの重量 : XXXXXXXXXX

非均質性の解析モデルでの臨界に達しないPuの重量 : XXXXXXXXXX

解析の結果から、非均質性を考慮した場合が厳しい結果となる。

8. コンクリートセルの臨界安全解析(4/4)

② 解析結果

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

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



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

Pu : [REDACTED]

^{235}U : [REDACTED]

[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)

9. 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。

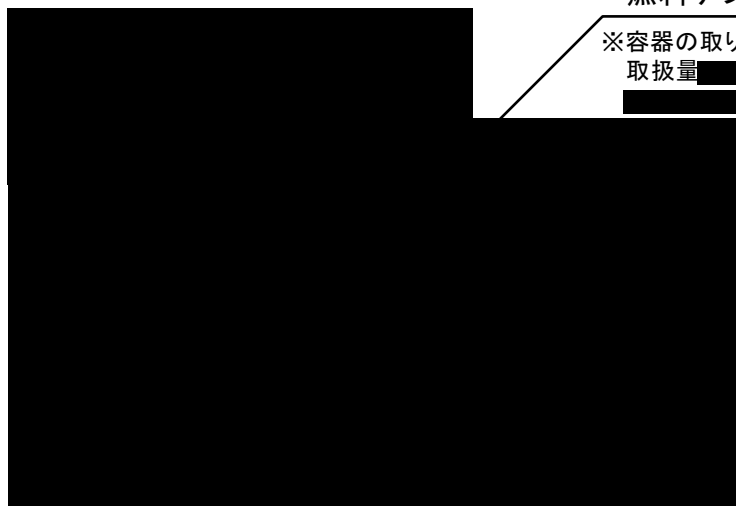
① 解析条件

- (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■■■■

9. 試料ピットの臨界安全解析(2/4)

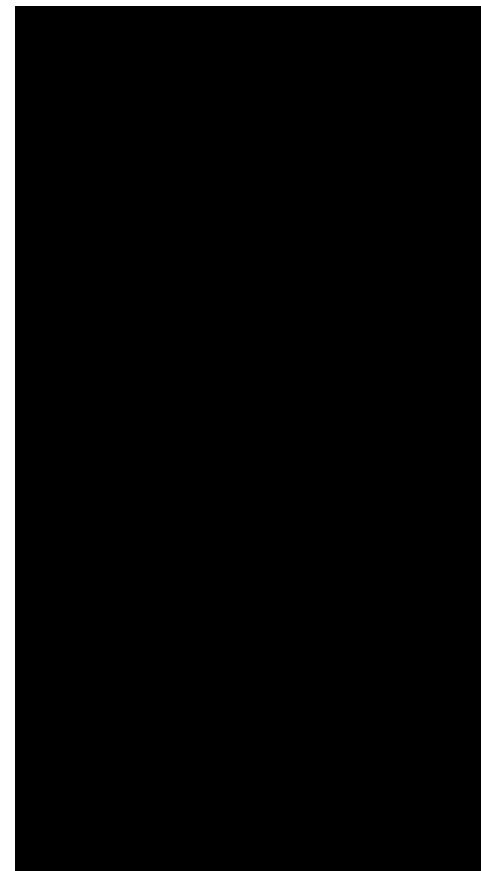
(3) 解析モデル

- 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)

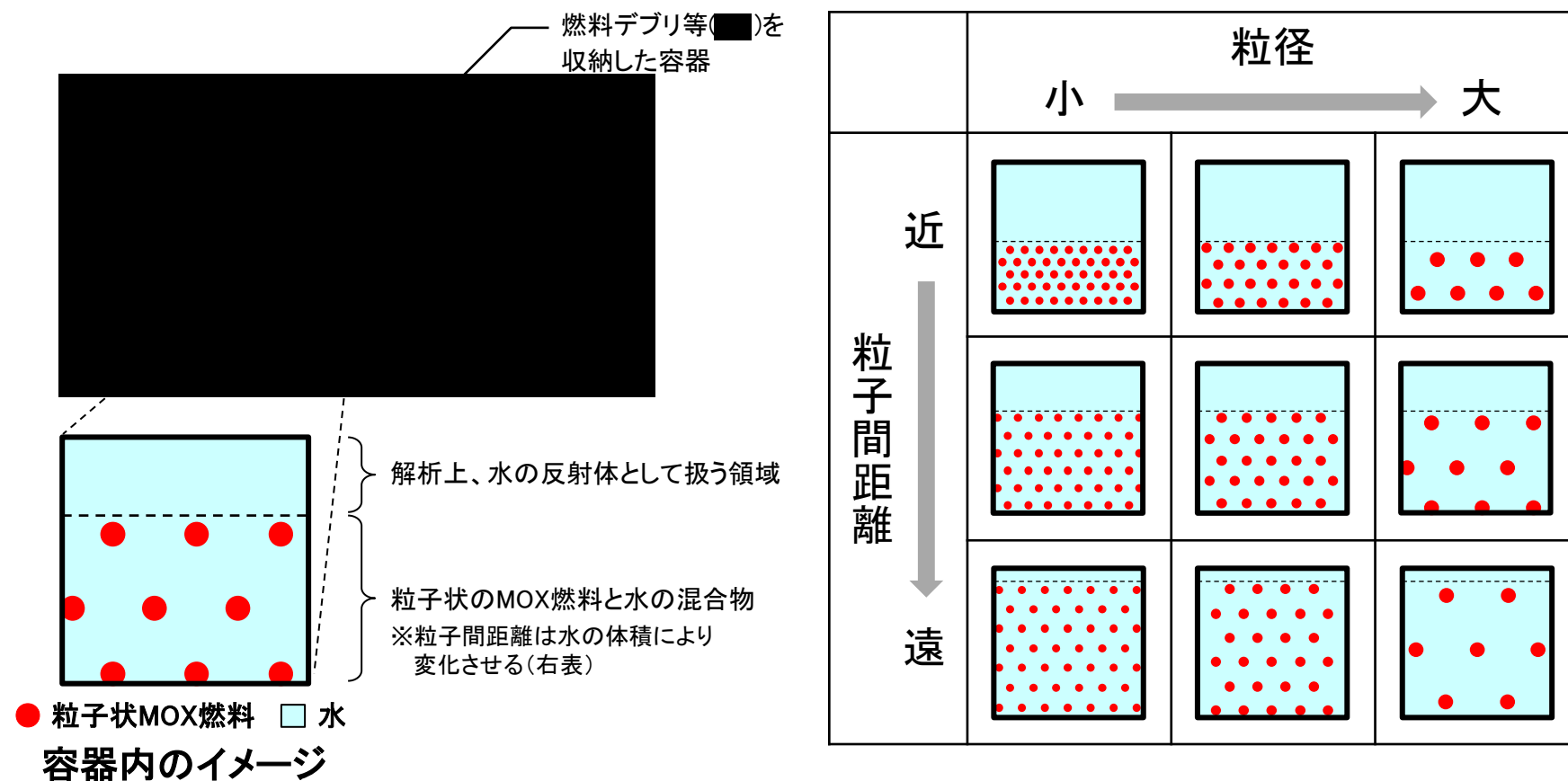
燃料デブリ等を収納した容器
 ※容器の取り出しを考慮し、試料ピットの最大
 取扱量 ██████████
 ██████████として評価



平面図 (単位:mm)

9. 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。



9. 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)

10. 第2棟における臨界管理(1/2)

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。

また、評価に使用した解析モデルは、水没を考慮したモデルであるため、消火活動によりセル内に注水したとしても臨界に達することはない。

10. 第2棟における臨界管理(2/2)

一部改訂

第2棟における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く、臨界事故は発生しない。

γ 線エリアモニタ及び中性子線エリアモニタは、仮に臨界が発生した場合にも、臨界に伴う線量率の上昇を検知できるとともに、警報発報が可能な設計としている。

第2棟の運用に当たっては、万が一臨界が発生した場合を想定して以下の項目を含むマニュアルを整備する。

- 建屋外への避難方法
- 通報連絡体制
- 放射線状況の確認方法 等

なお、マニュアルの整備にあたっては、東京電力HDとJAEAで調整し、1F他施設での対応と整合を図る。

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)

10月21日面談資料改訂版

2020年11月6日

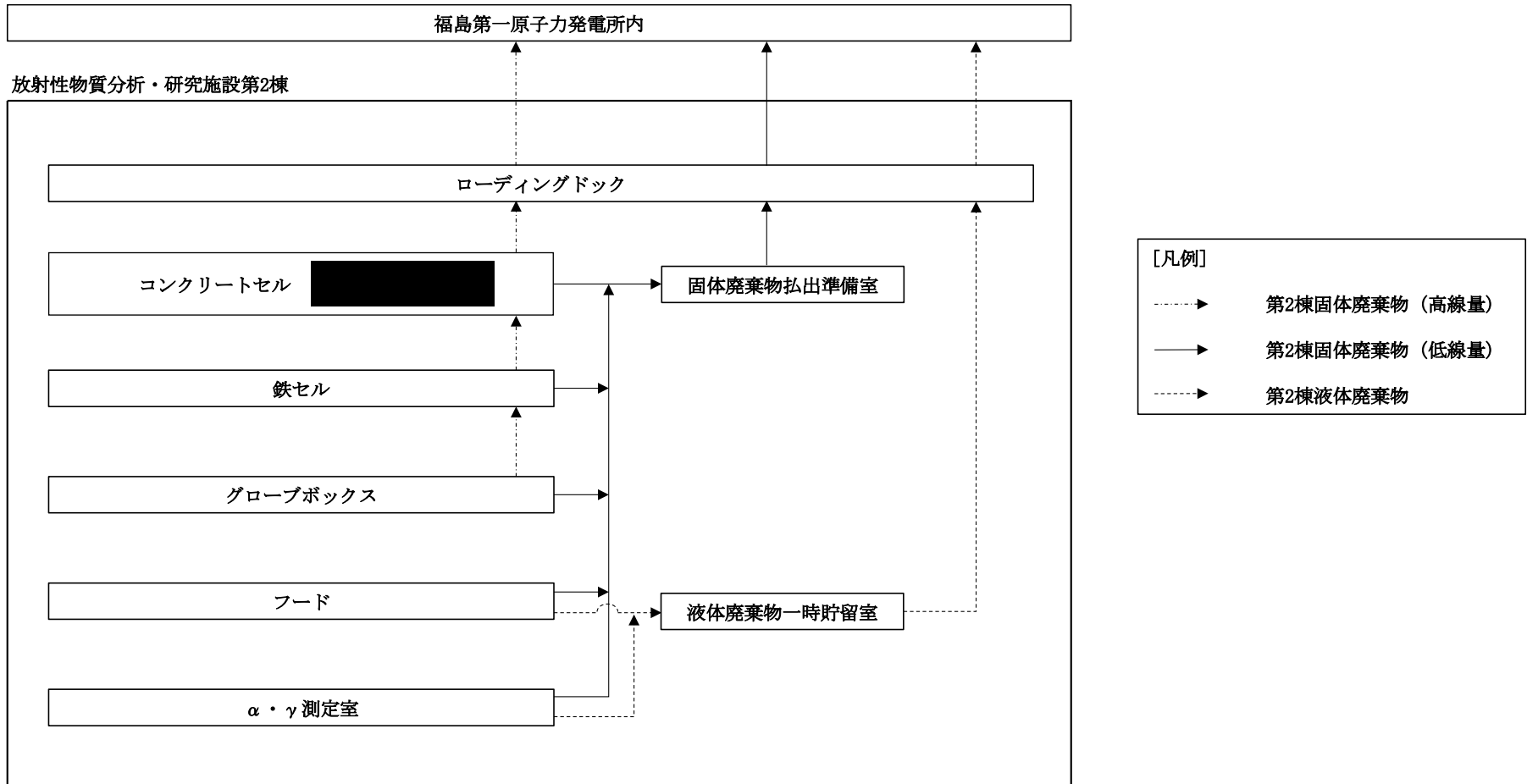
東京電力ホールディングス株式会社
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構



1. 放射性の固体廃棄物に係る考慮

- 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。

2. 放射性の固体廃棄物に係る概略フロー(1/8)



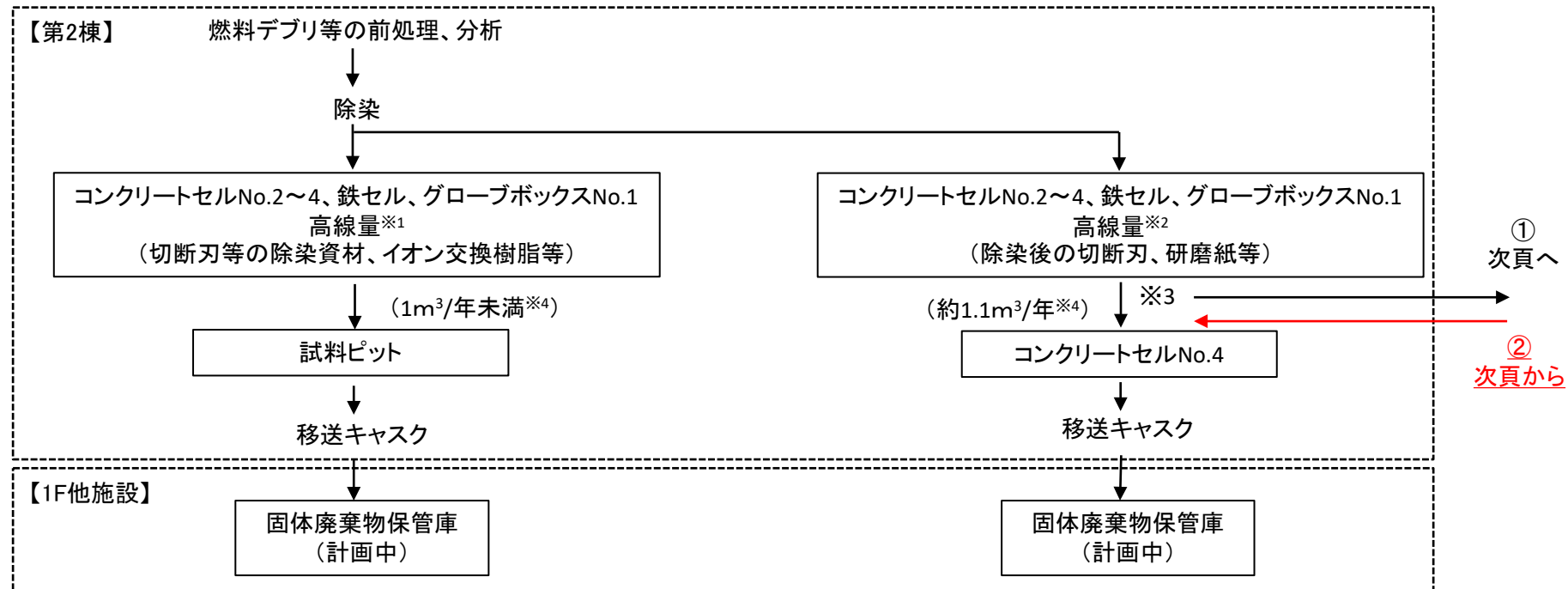
(実施計画「2.48放射性物質分析・研究施設第2棟」より記載)

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

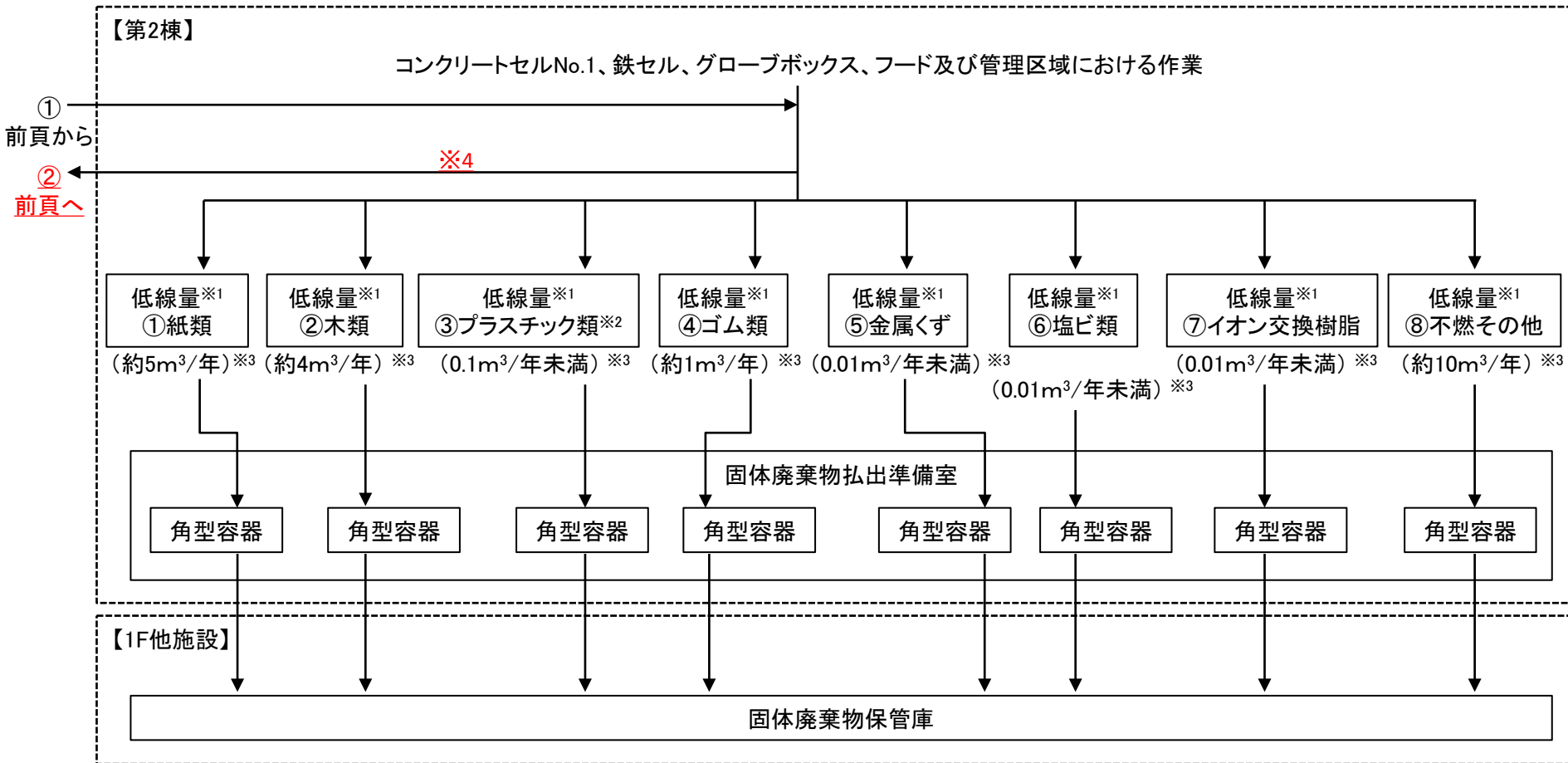
※3: セル等での使用状況、線量測定結果によって、一部低線量固体廃棄物として取り扱う

※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)

一部改訂

<放射性の固体廃棄物>



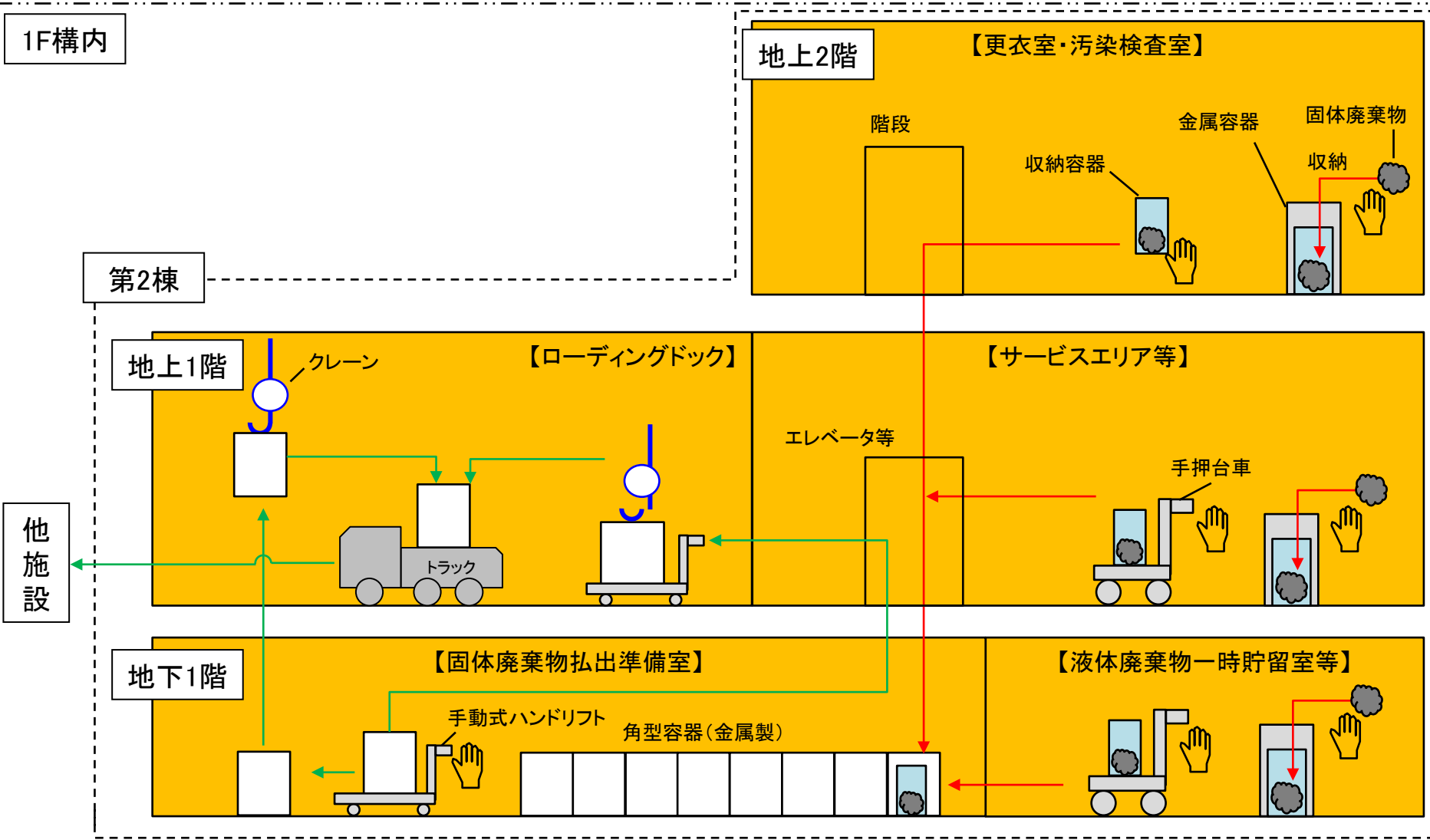
※1: 核燃料物質が含まれないもの、かつ線量が低いもの

※2: ポリ、ポリピン、酢ビ含む、塩ビ除く

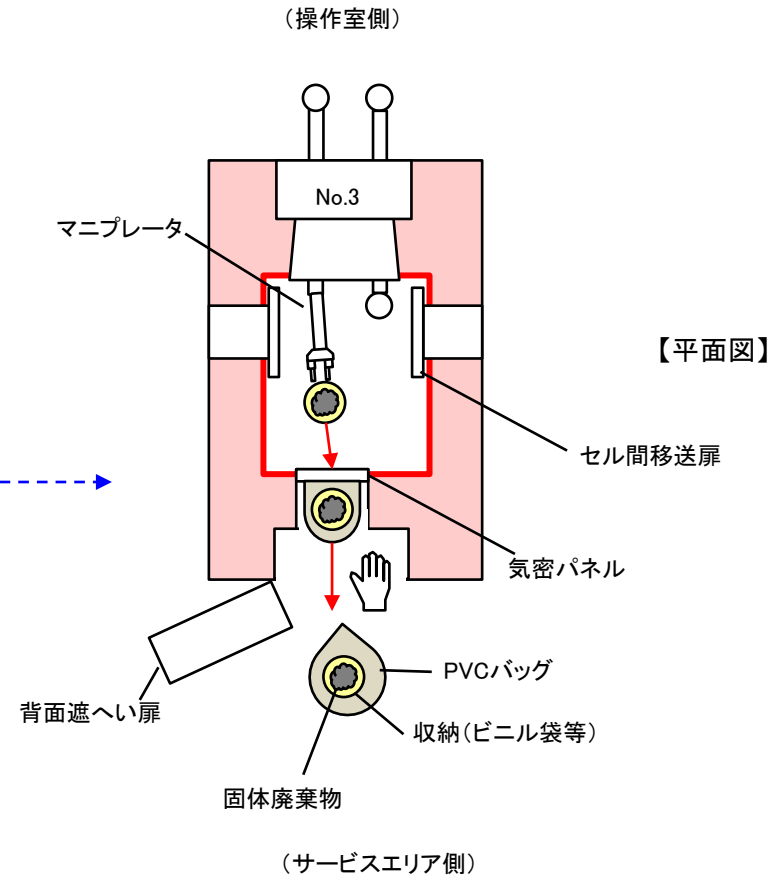
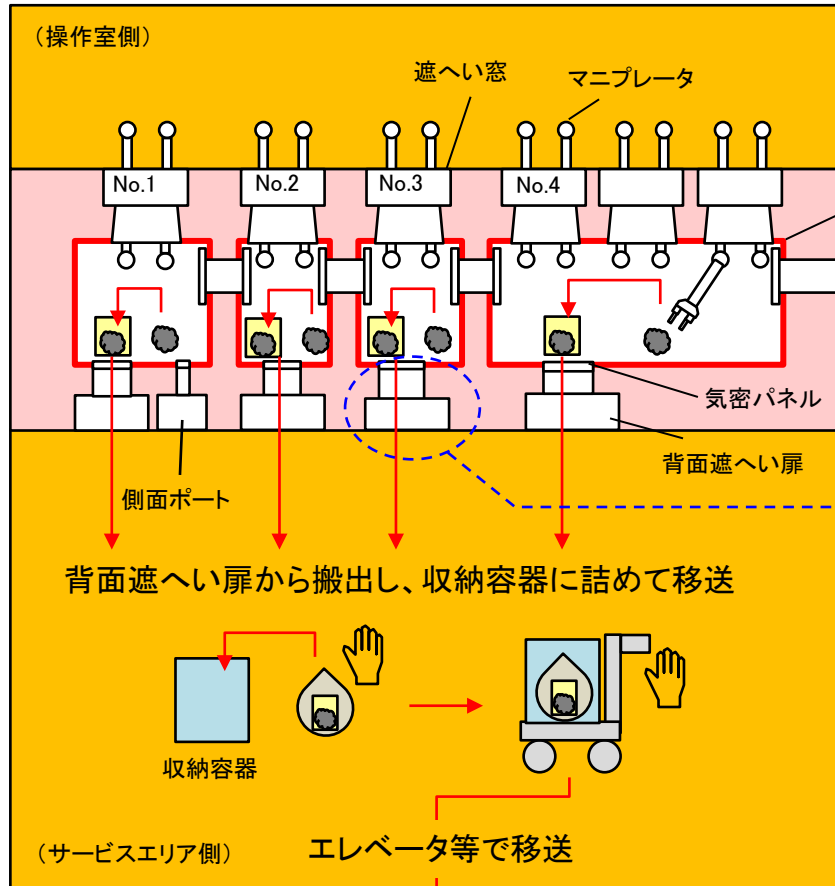
※3: 現在想定している廃棄物の発生量

※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) — 低線量固体廃棄物(管理区域室内) —



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

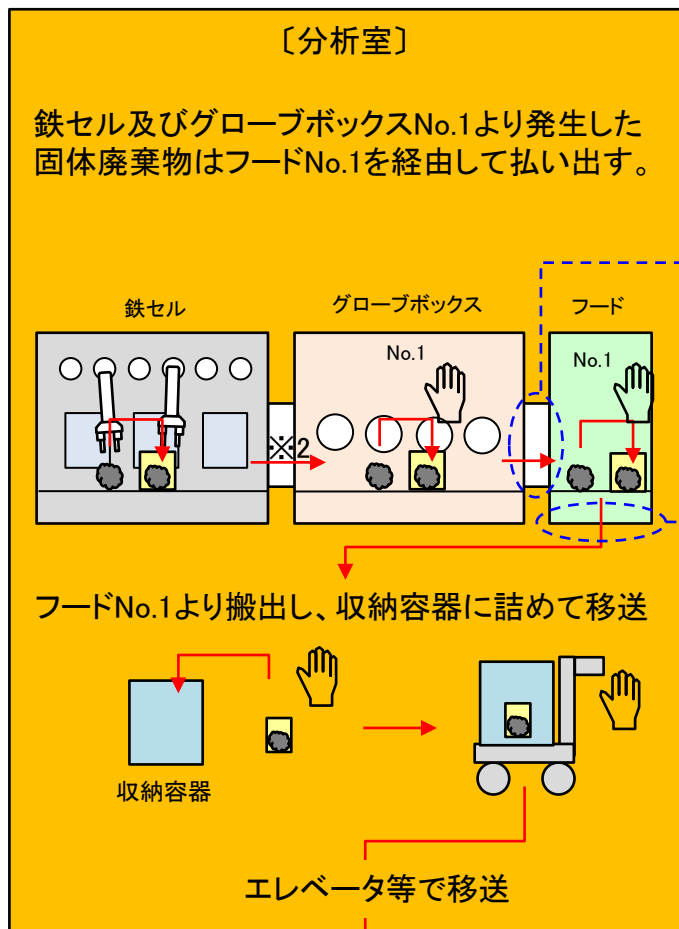
固体廃棄物払出準備室にて一時的に保管※1

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

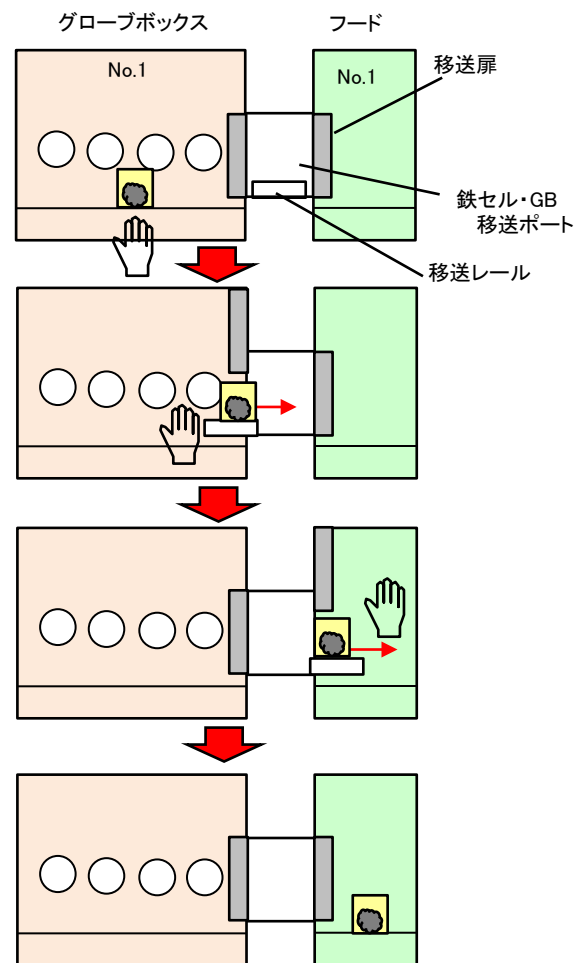
※2: セルNo.1,2,4も同様。なお、セルNo.1の背面遮へい扉は引き抜き型

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)—

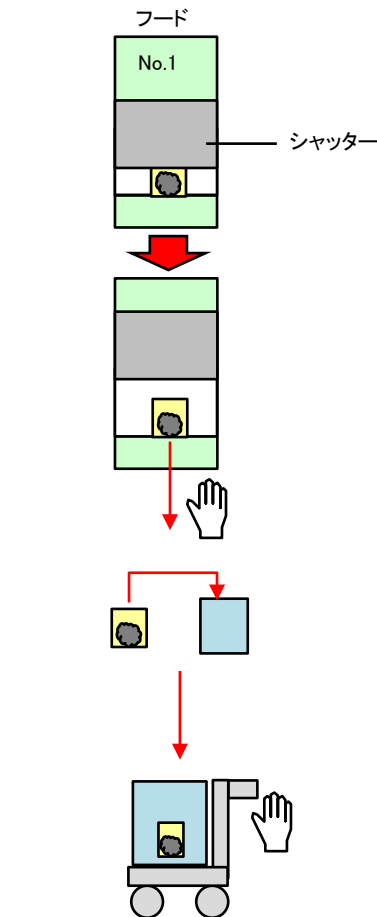


固体廃棄物払出準備室にて一時的に保管※1

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

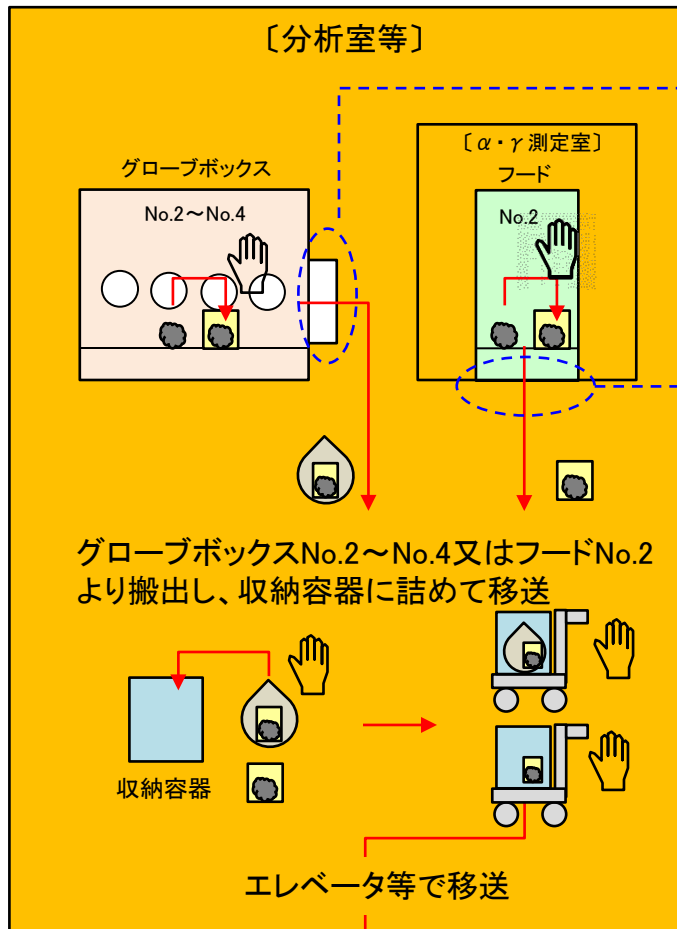


フードNo.1からの搬出

※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)

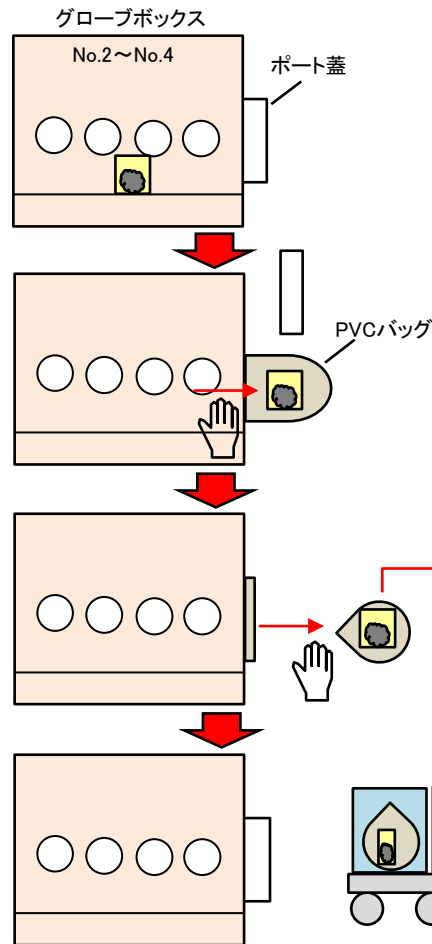
2. 放射性の固体廃棄物に係る概略フロー(7/8)

— 低線量固体廃棄物(グローブボックスNo.2~フードNo.2) —

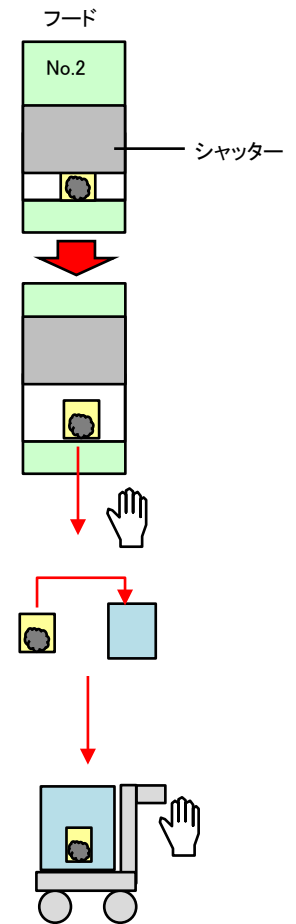


固体廃棄物払出準備室にて一時的に保管※1

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

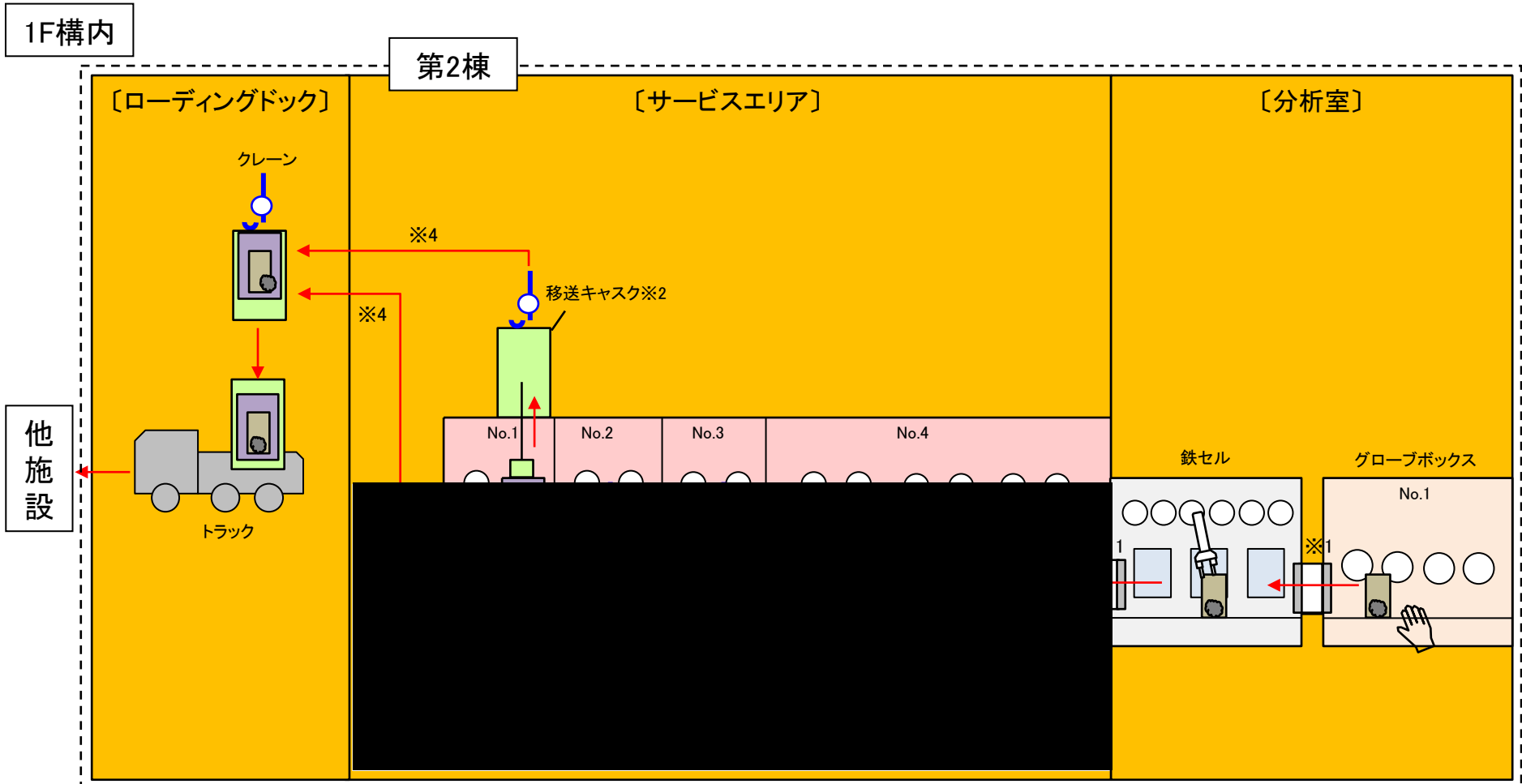


フードNo.2からの搬出

※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)－

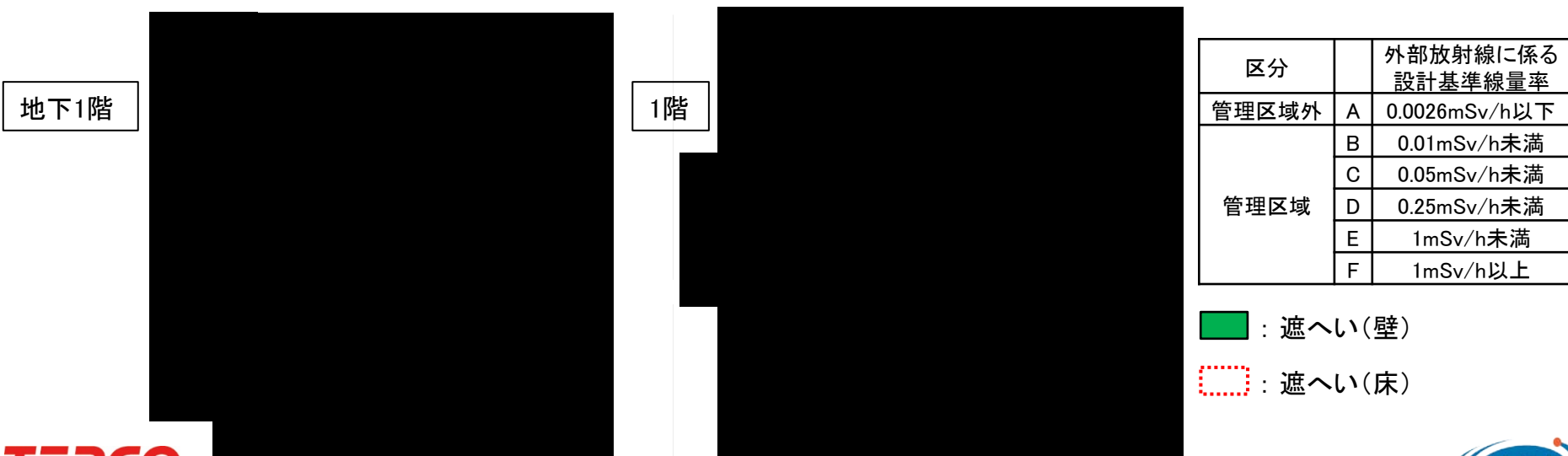


- ※1: グローブボックスNo.1～コンクリートセルNo.1までの移送については、資料-5「燃料デブリ等のフローについて」を参照
 ※2: トップローディング方式のキャスク(想定: P-3S, TN6-4)をコンクリートセルNo.1天井に接続
 ※3: サイドローディング方式のキャスク(想定: RD-20)をコンクリートセルNo.1背面に接続
 ※4: キャスクのサービスエリア～ローディングドックの移送については、資料-5「燃料デブリ等のフローについて」を参照

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(β 、 γ)、シンチレーションサーベイメータ(α)
- 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1m³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



区分		外部放射線に係る設計基準線量率
管理区域外	A	0.0026mSv/h以下
管理区域	B	0.01mSv/h未満
	C	0.05mSv/h未満
	D	0.25mSv/h未満
	E	1mSv/h未満
	F	1mSv/h以上

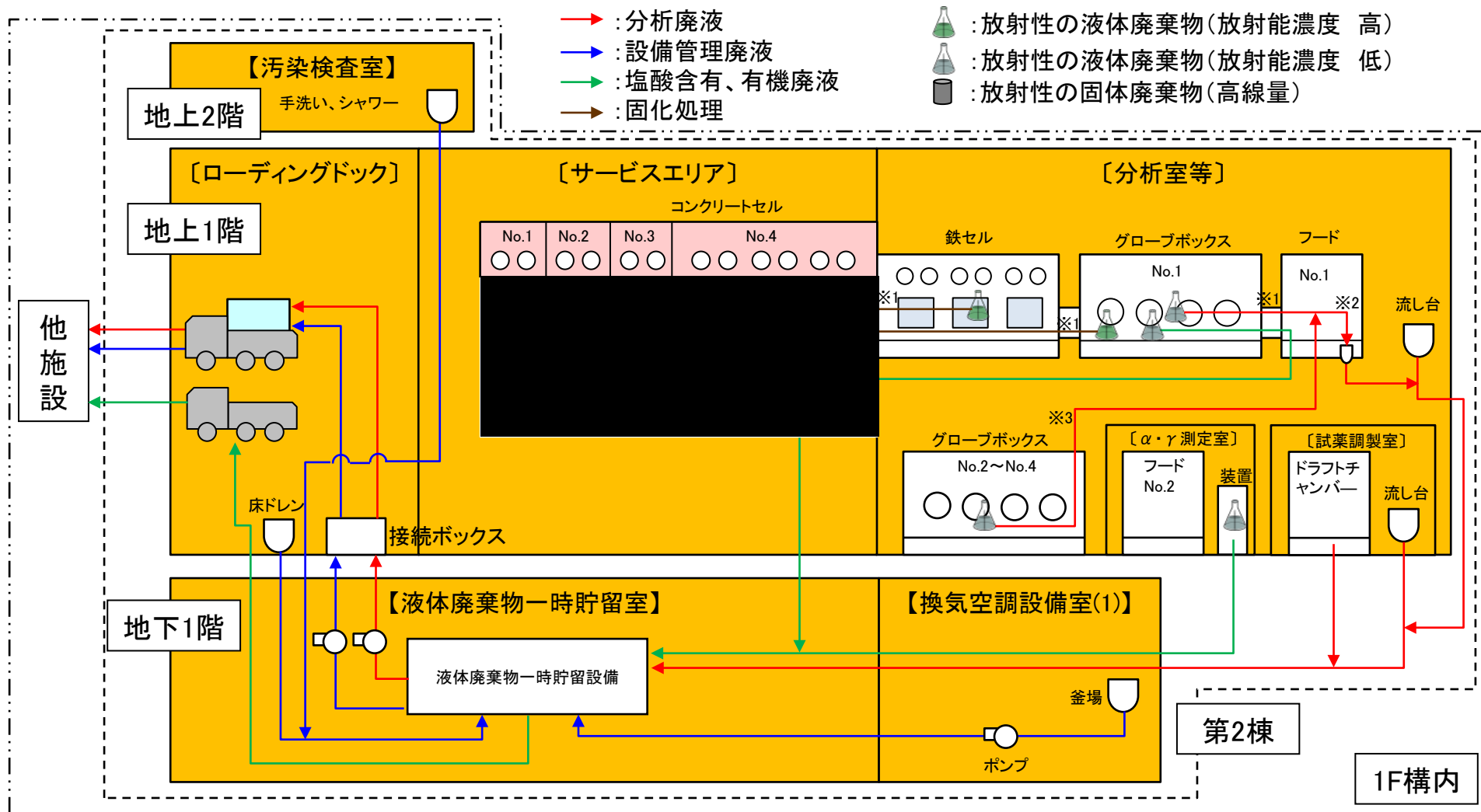
■ : 遮へい(壁)

□ : 遮へい(床)

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(α :0.01Bq/cm³又は β γ :37Bq/cm³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。

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

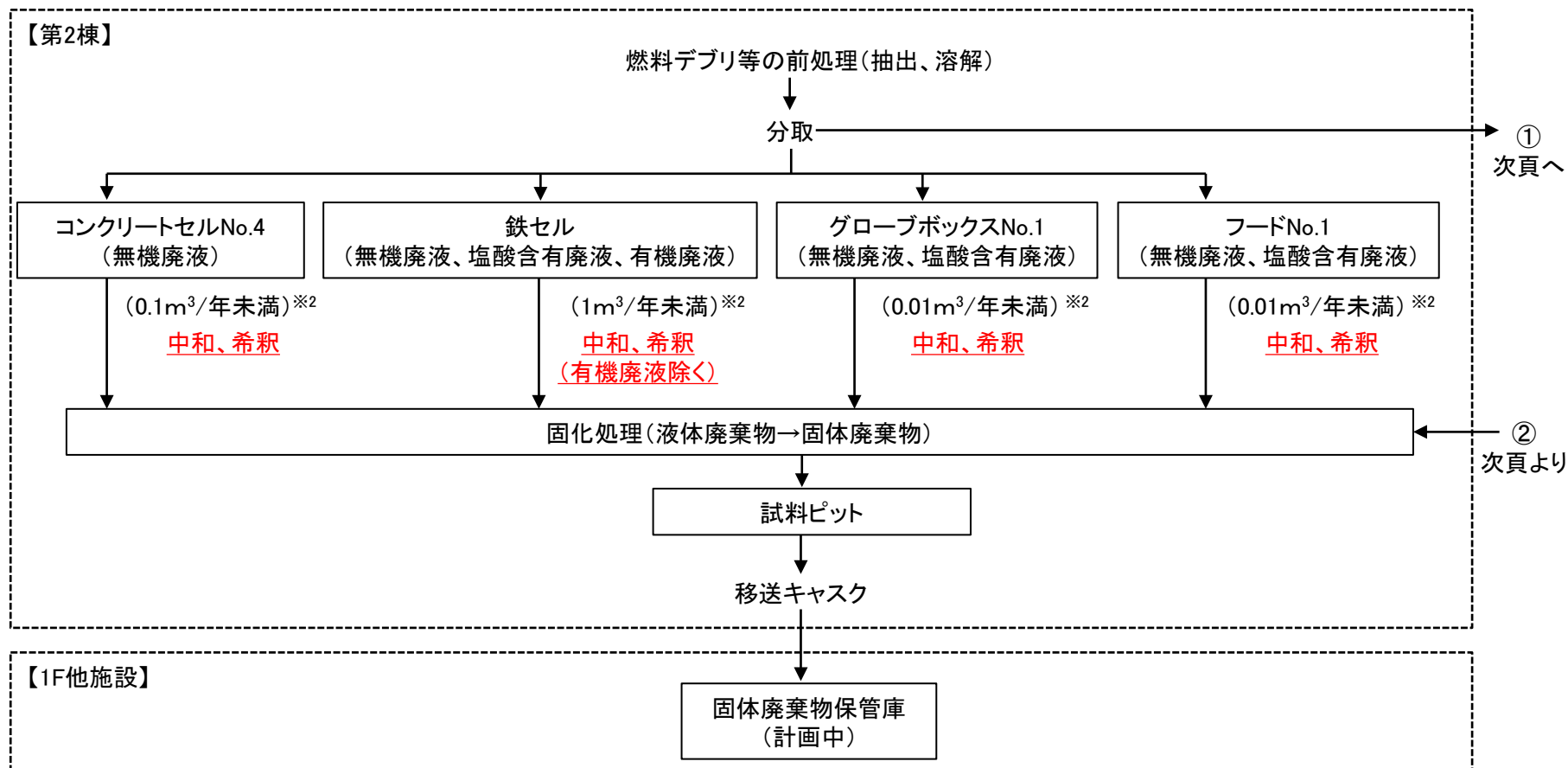
※2: 受槽への排出前に、放射能(β γ : 0.37Bq/cm³以上, 37Bq/cm³未満, α : 0.01Bq/cm³以下)を評価

※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)

一部改訂

<放射性の液体廃棄物(分析廃液※1)>



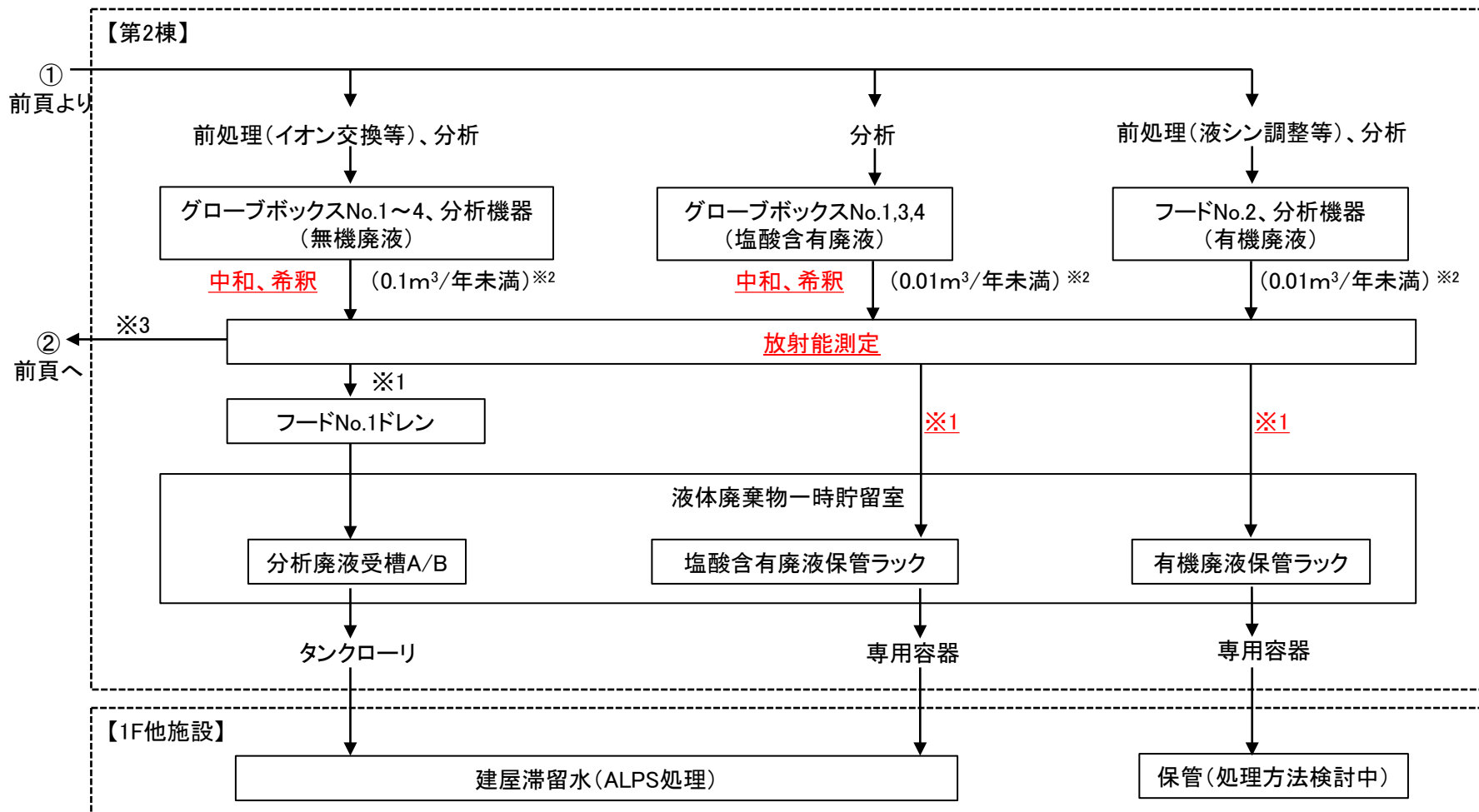
※1:放射能濃度 α :0.01Bq/cm³を超える又は β γ :37Bq/cm³以上のもの

※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)

一部改訂

<放射性の液体廃棄物(分析廃液※1)>

※1: 放射能濃度 α : 0.01Bq/cm³以下及び β γ : 37Bq/cm³未満のもの

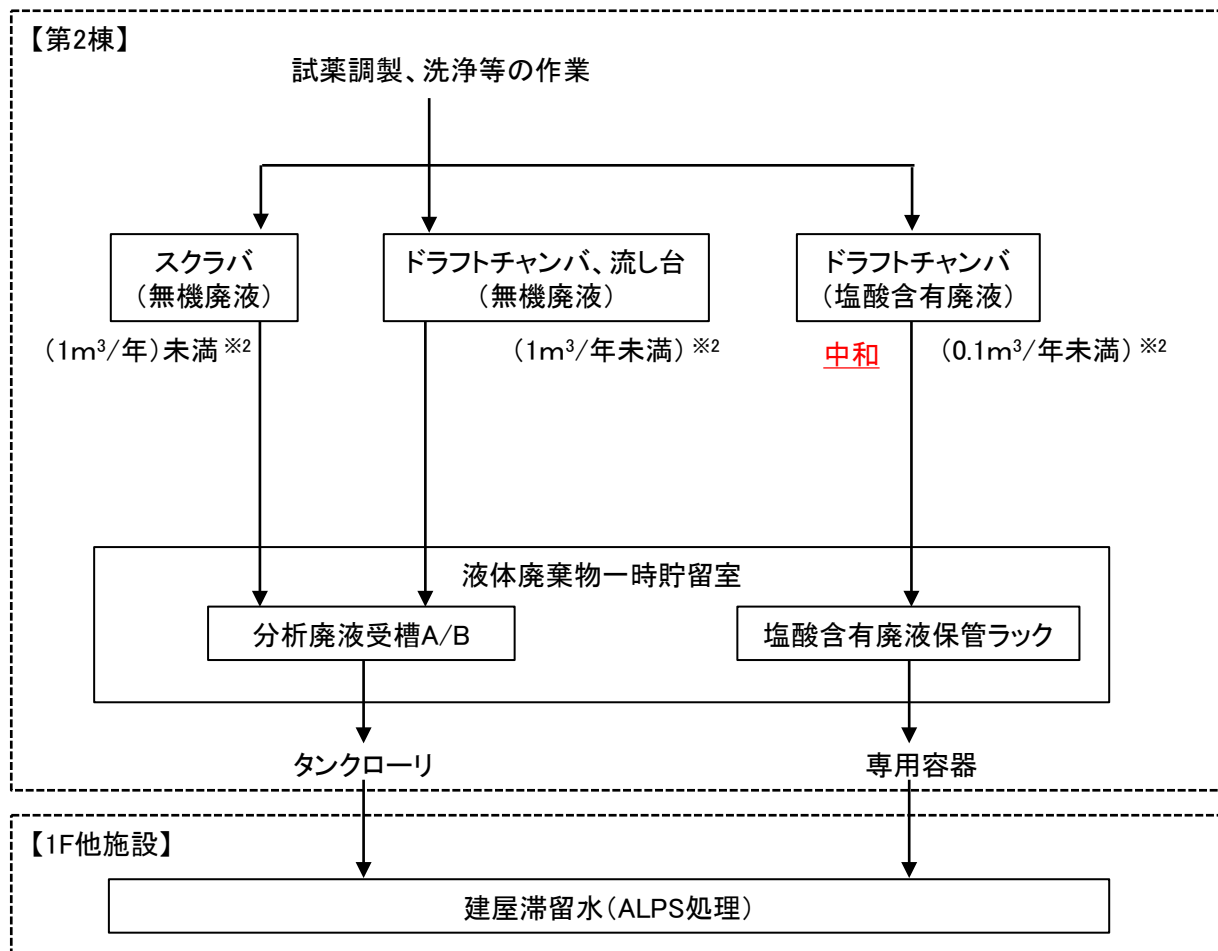
※2: 現在想定している廃棄物の発生量

※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)

一部改訂

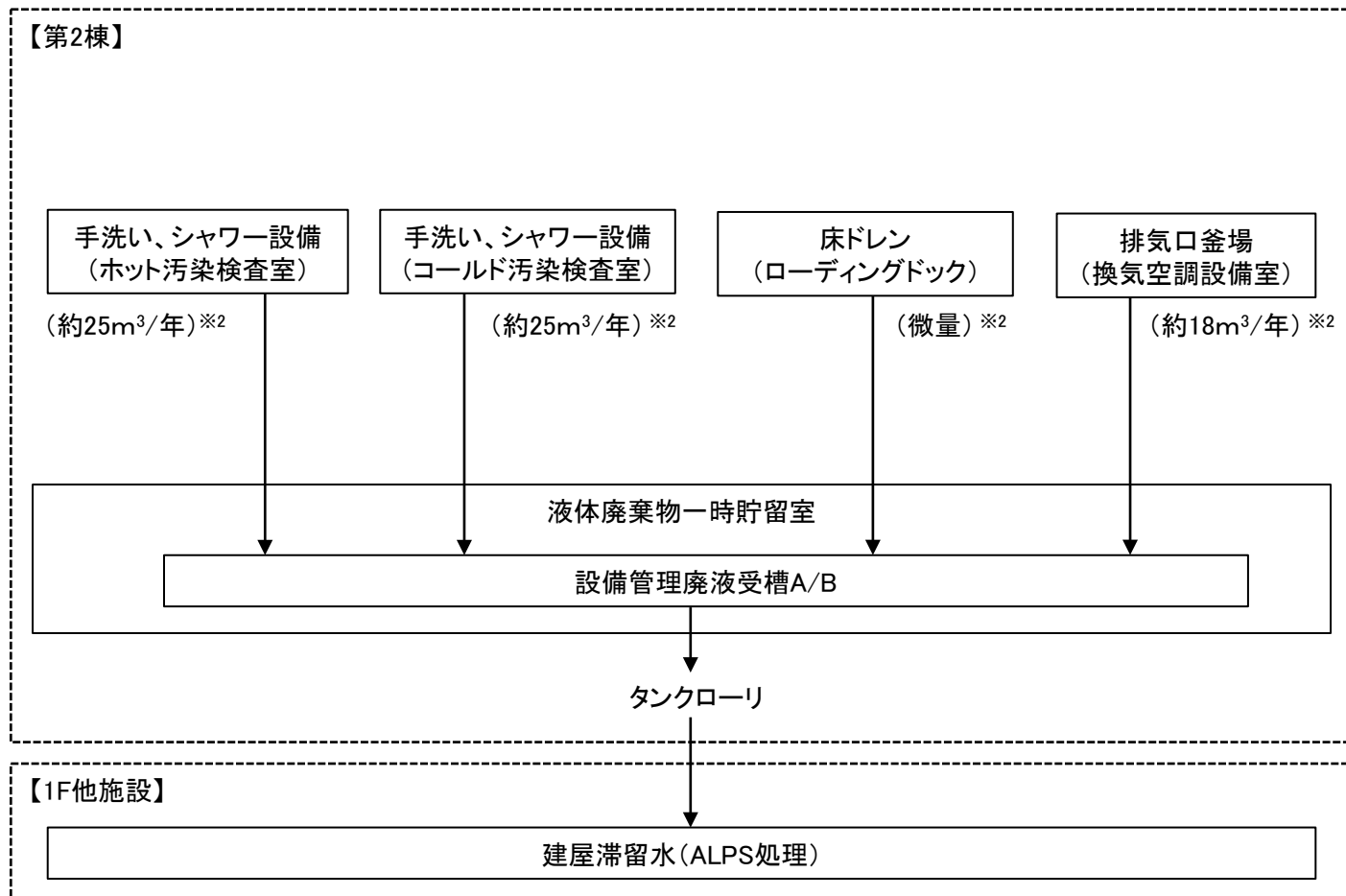
<放射性の液体廃棄物(分析廃液※1)>

※1: 放射能濃度 α : 0.01Bq/cm³以下及び β γ : 37Bq/cm³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)>

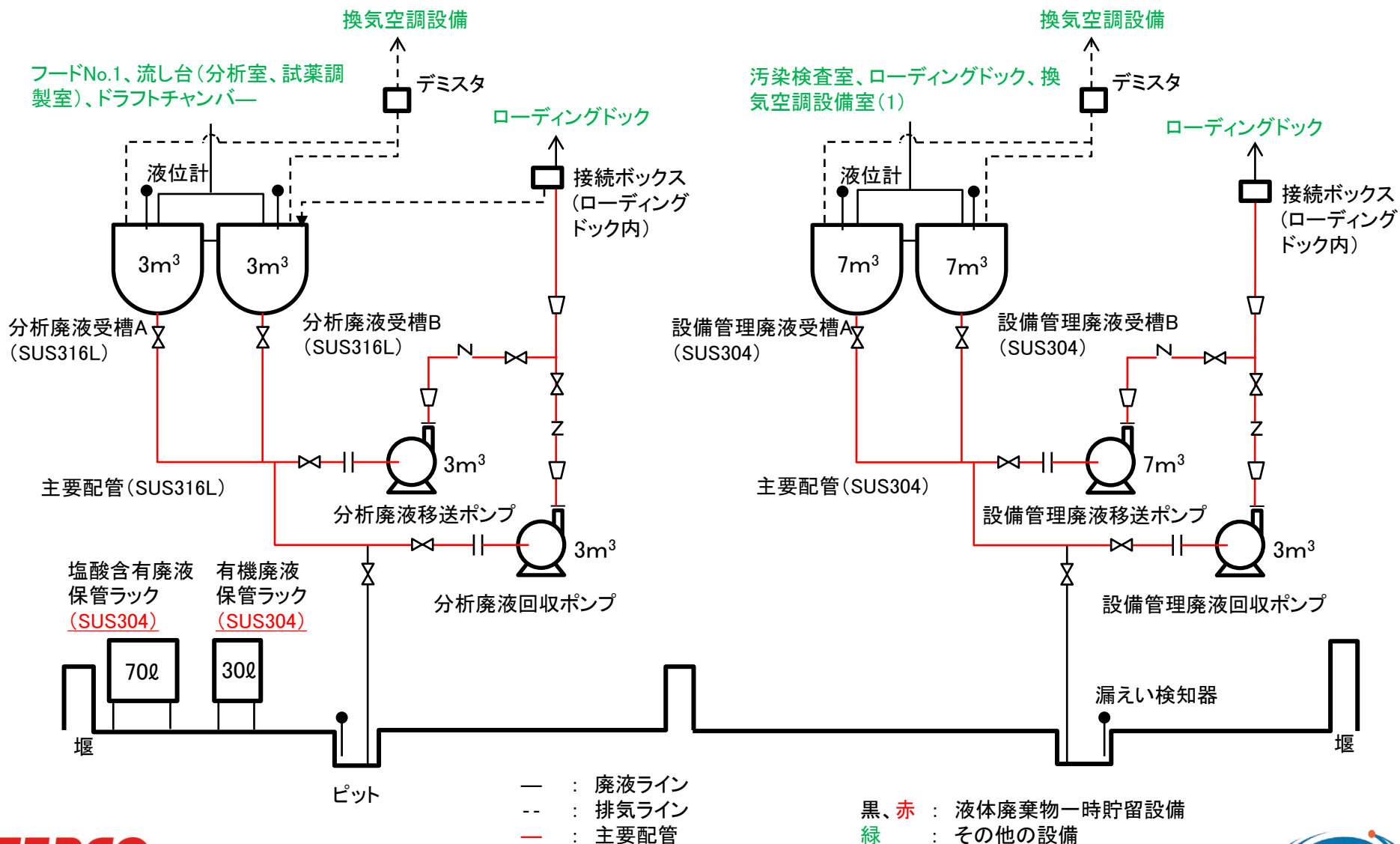


※1: 放射能濃度 α : $0.01\text{Bq}/\text{cm}^3$ 以下及び β γ : $0.37\text{Bq}/\text{cm}^3$ 未満のもの

※2: 現在想定している廃棄物の発生量

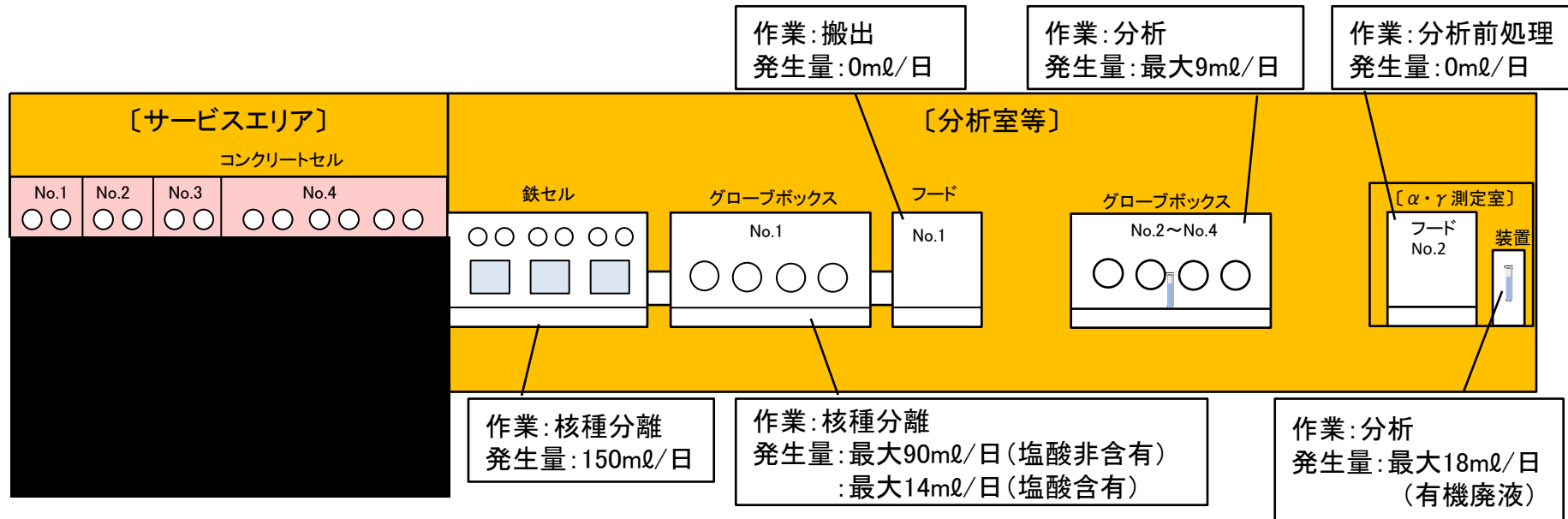
6. 液体廃棄物一時貯留設備の主要設備、仕様

一部改訂



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。



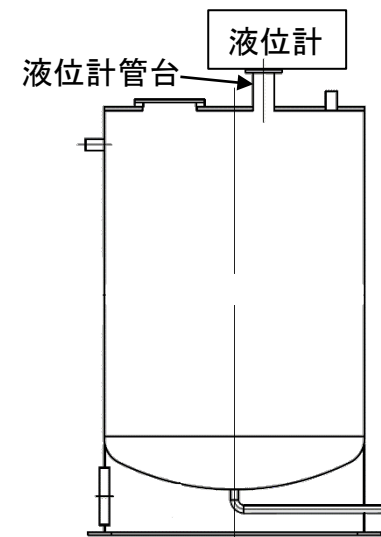
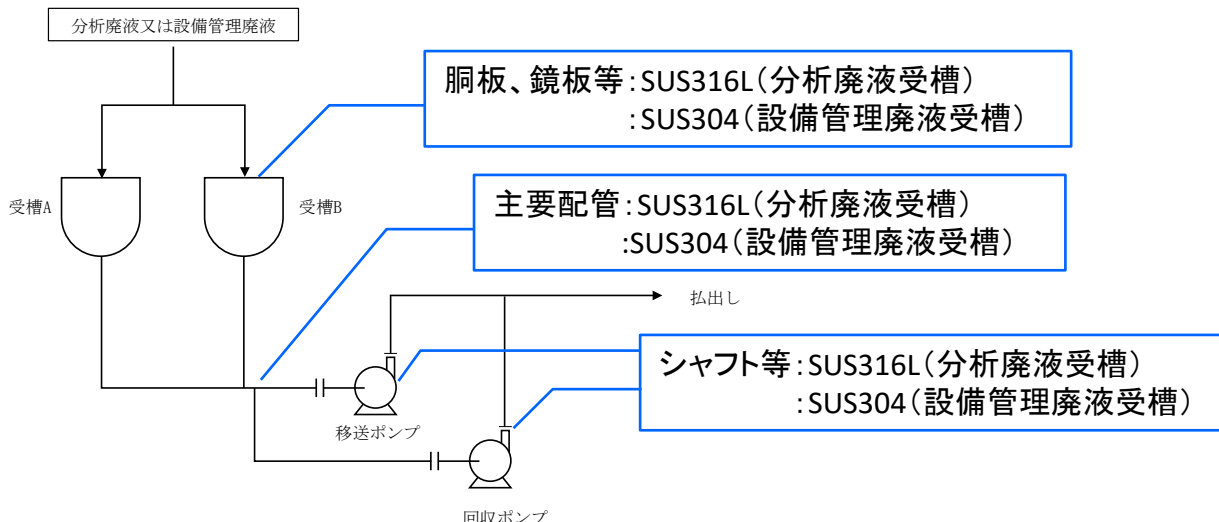
分析・試験設備における放射性の液体廃棄物の発生量(予測値)

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。



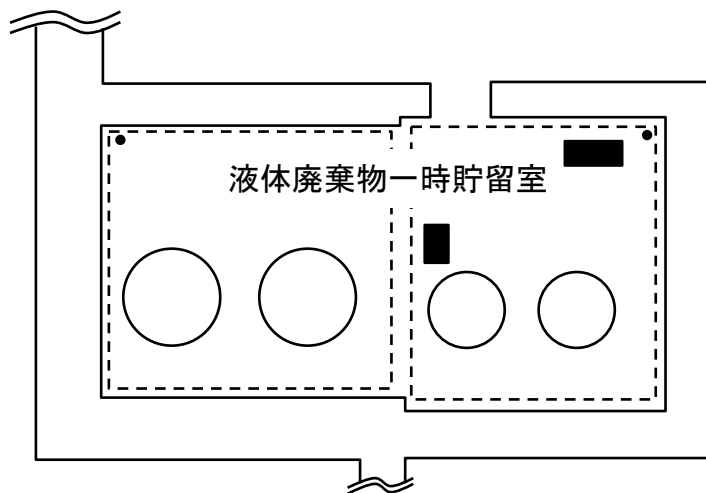
液位計設置位置

第2棟の液体廃棄物一時貯留設備の主な材料

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】

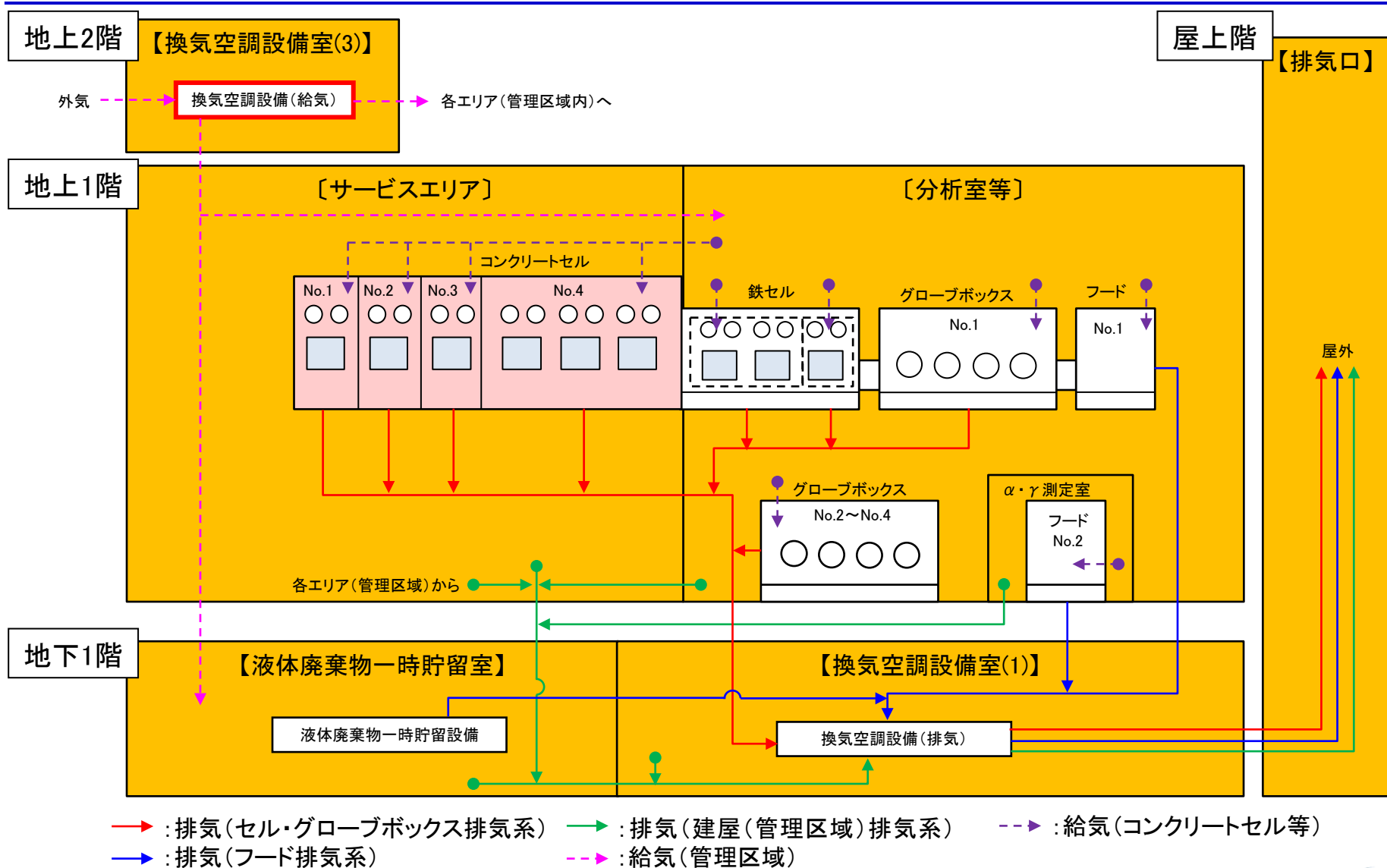
- 想定する最大漏えい量 : 6m³(分析廃液受槽A,B)
: 14m³(設備管理廃液受槽A,B)
- 堰の高さ : 40cm以上(分析廃液受槽A,B)
: 60cm以上(設備管理廃液受槽A,B)
- 材料 : 鉄筋コンクリート
- 塗装 : エポキシ樹脂(床面及び堰の高さ以上までの壁面)

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：6000m³/h/基
- 基数：2基

【管理区域用排風機】

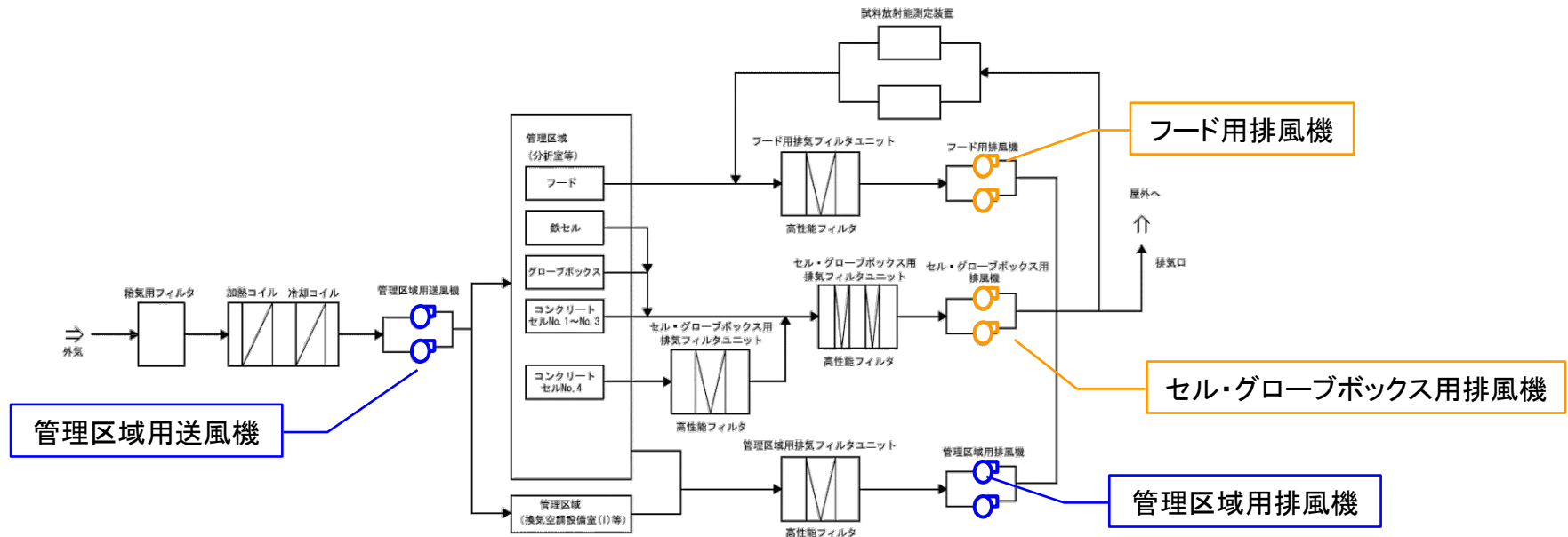
- 容量：58100m³/h/基
- 基数：2基

【フード用排風機】

- 容量：6000m³/h/基
- 基数：2基

【管理区域用送風機】

- 容量：70100m³/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：6000m³/h/基
- 基数：2基

【フード用排気フィルタユニット】

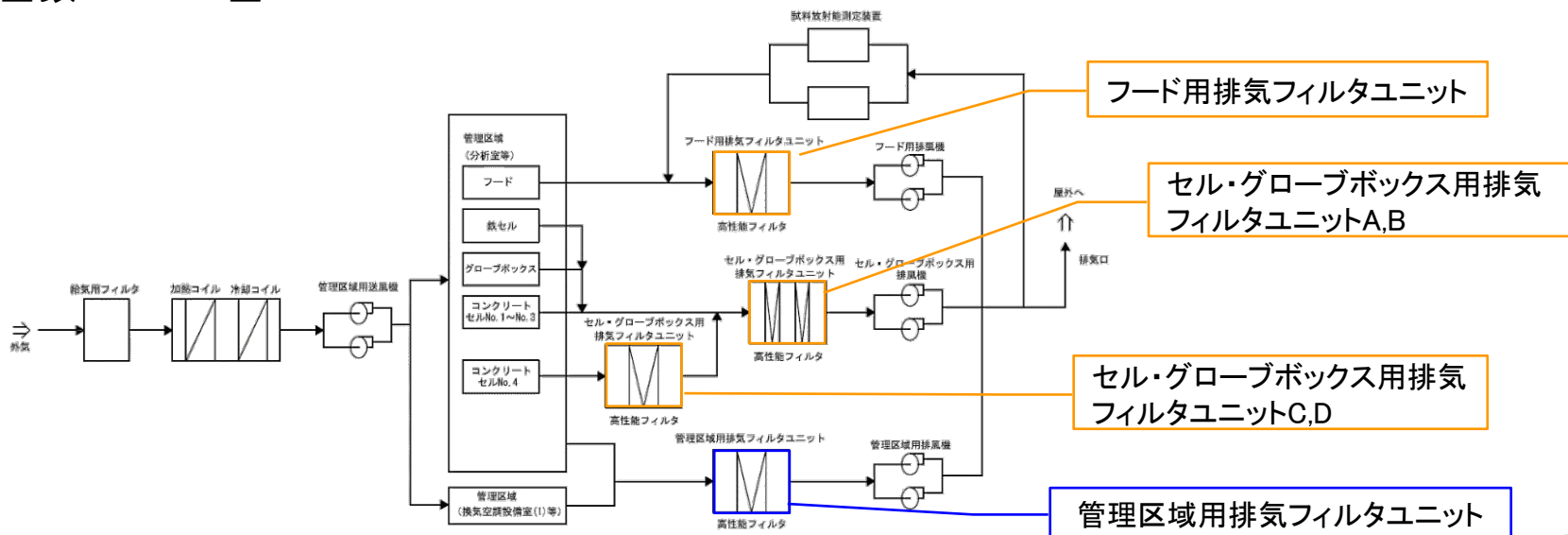
- 容量：6000m³/h/基
- 基数：2基

【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：1600m³/h/基
- 基数：2基

【管理区域用排気フィルタユニット】

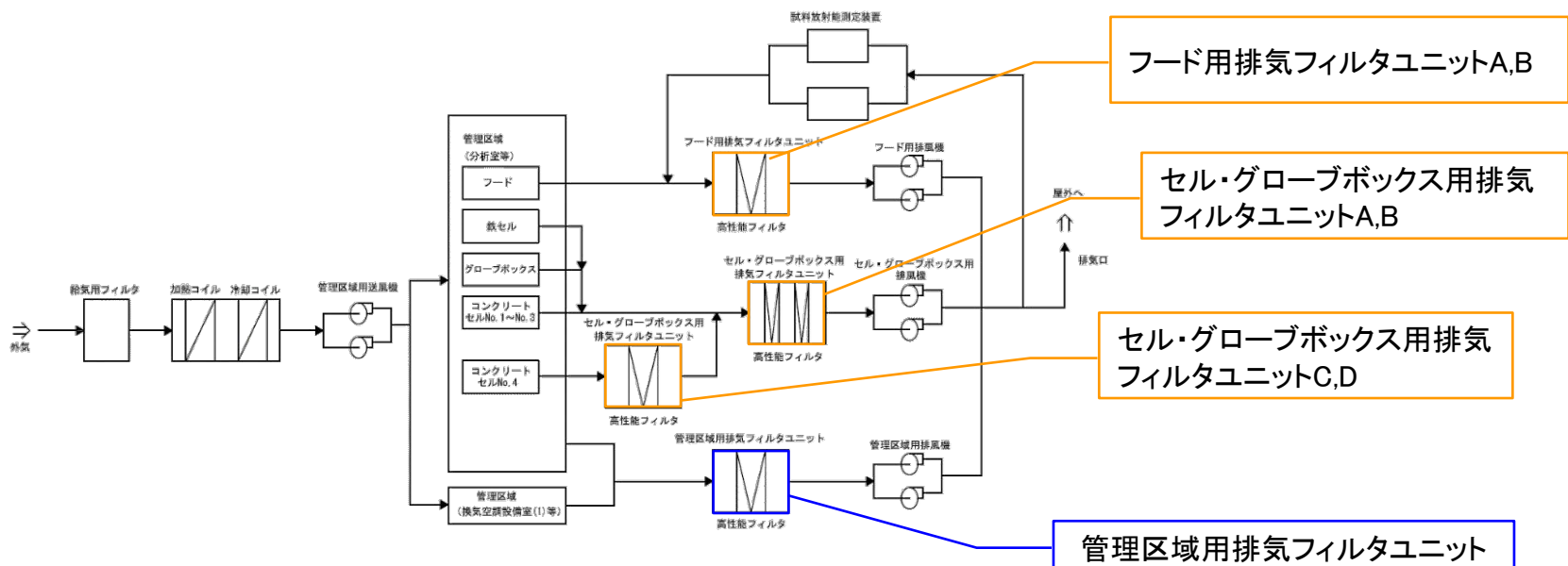
- 容量：8300m³/h/基
- 基数：8基



12. 換気空調設備の主な仕様(3/3)

ーフィルタ除去効率ー

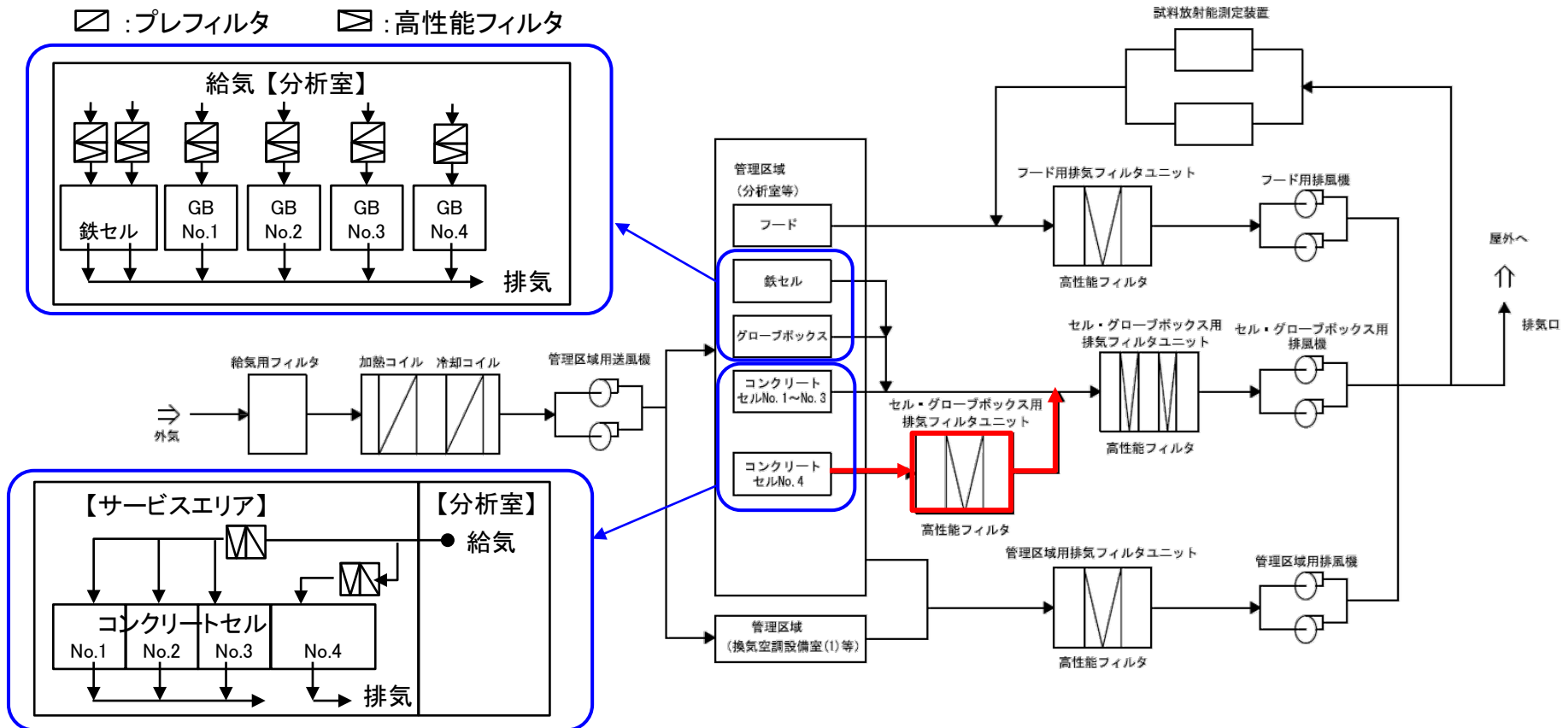
排気系フィルタユニットのうち、セル・グローブボックス用排気フィルタユニットA,B,C,Dは、高性能フィルタにて構成しており、フード用排気フィルタユニット及び管理区域用排気フィルタユニットは、プレフィルタ及び高性能フィルタの各1段で構成している。各高性能フィルタは、基準粒子径 $0.15\mu\text{m}$ 以上に対して粒子捕集率99.97%以上のJIS規格品を使用する設計としている。



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)。

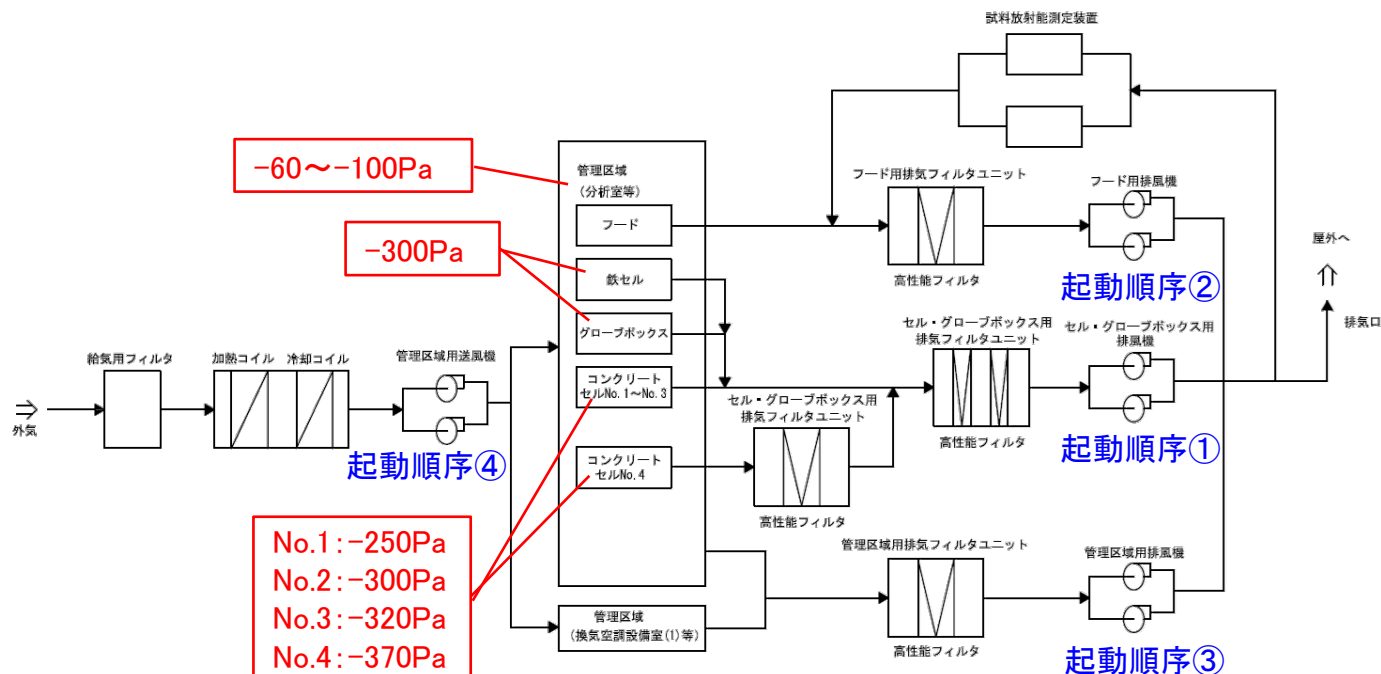
コンクリートセルNo.4は、燃料デブリ等の切断による粉体発生等によりセル内の放射能濃度が高くなることを想定し、高性能フィルタの段数を増やしている(図中の赤線箇所)。



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。

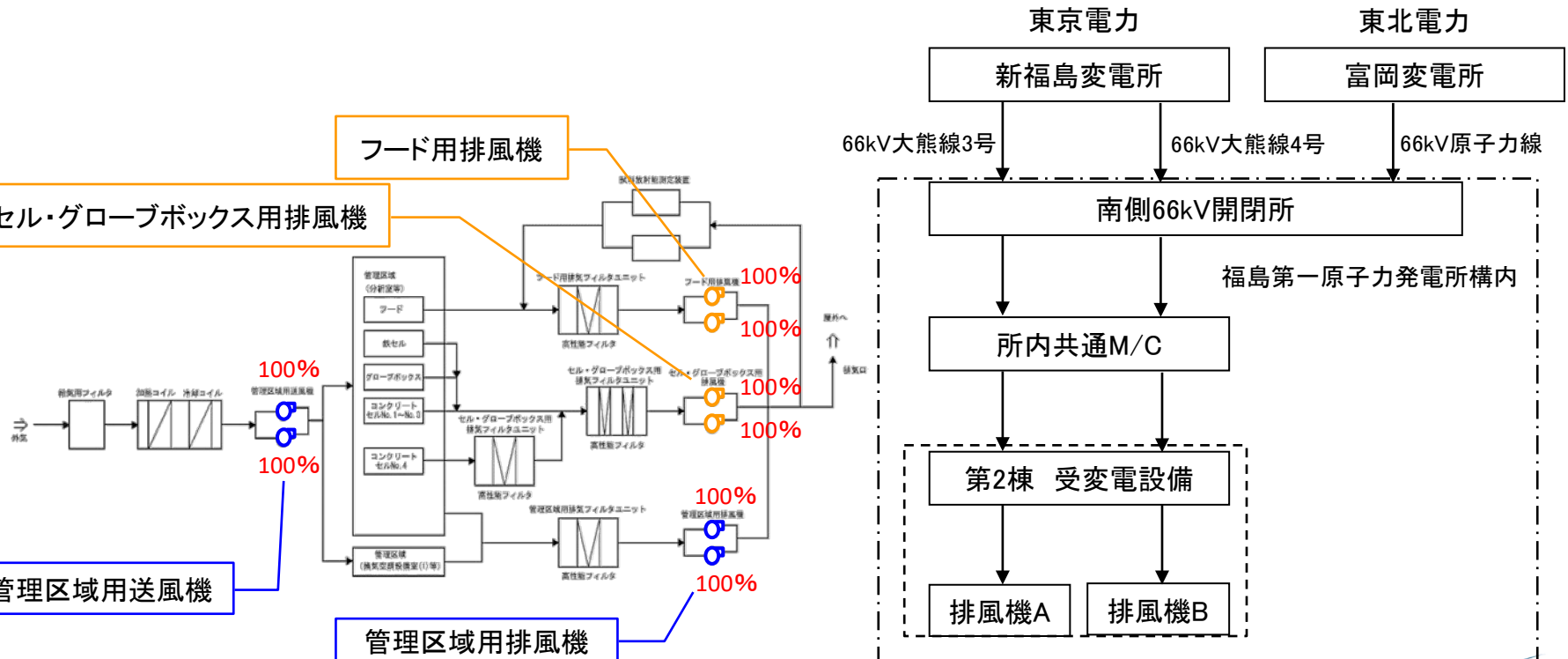
各エリアの差圧が逆転しないよう、①～④の順に起動する。また、汚染度の高い系統の排風機が運転していないと、その次の排風機が起動できないようにインターロックを設けている。



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。

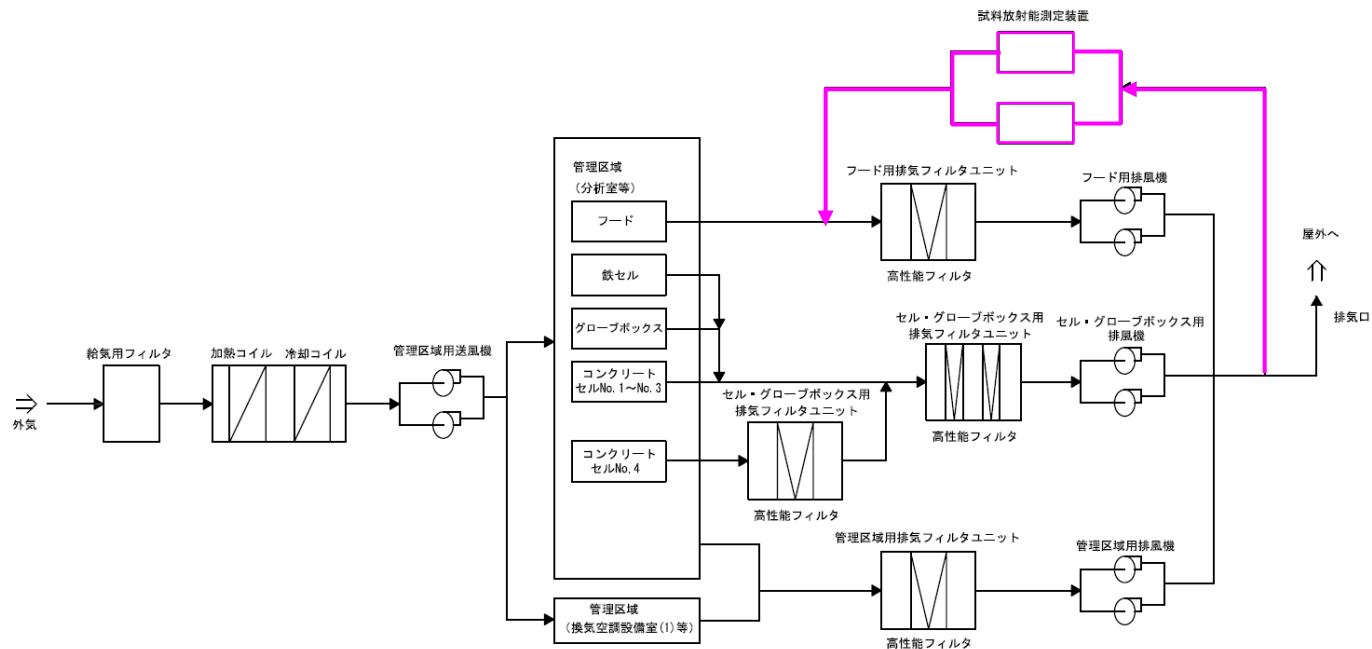
第2棟の電源は、新福島変電所から福島第一原子力発電所 南側66kV開閉所に2系統供給されるとともに、東北電力 富岡変電所からも給電できる構成となっている。このため、1系統が停止した場合においても、もう1系統で給電できる系統が確保されている。



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 (α 線、 γ 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 (β (γ)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)



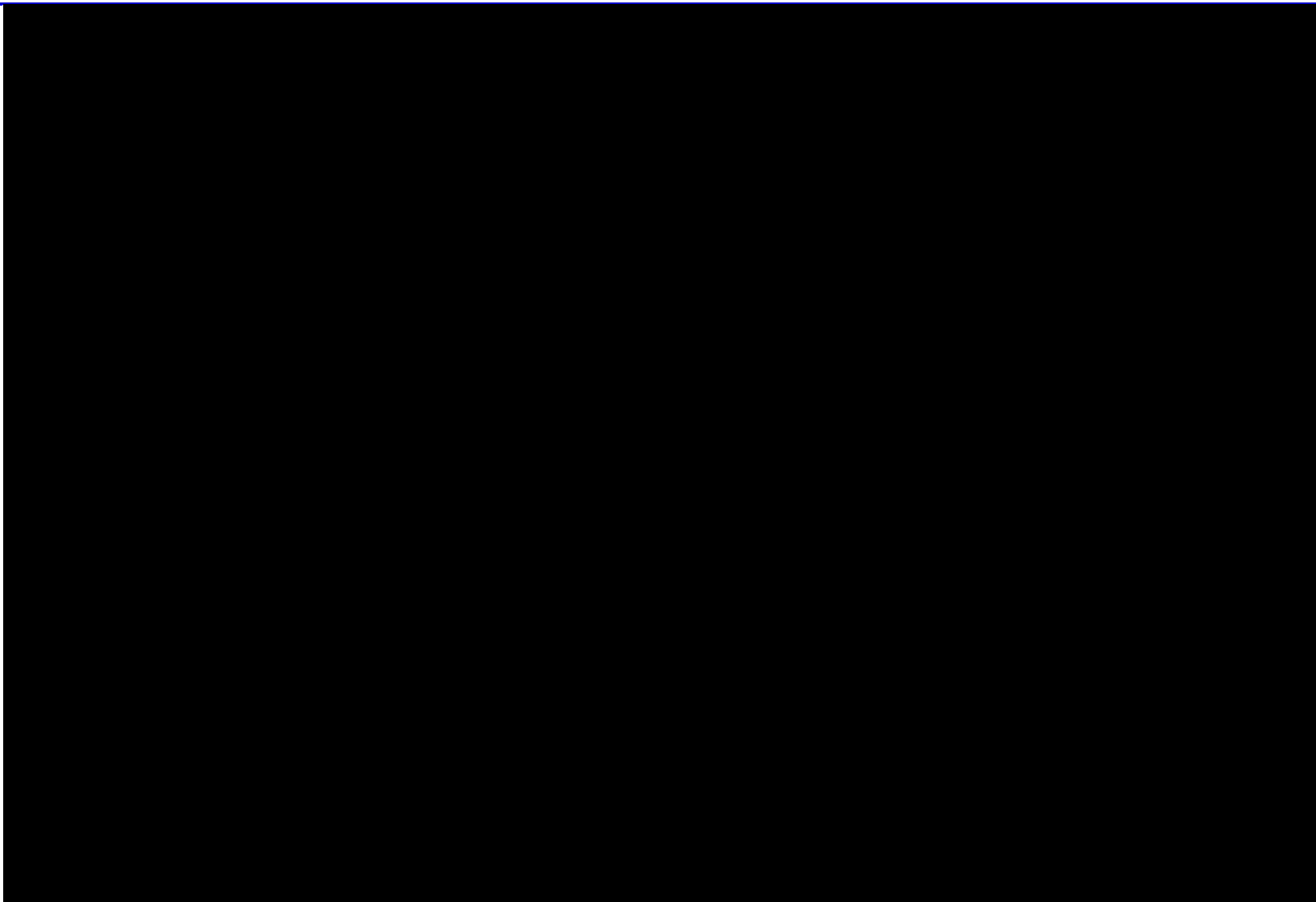
17. 第2棟内の放射線を監視する設備(1/5)

- 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。
- γ 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、 γ 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。

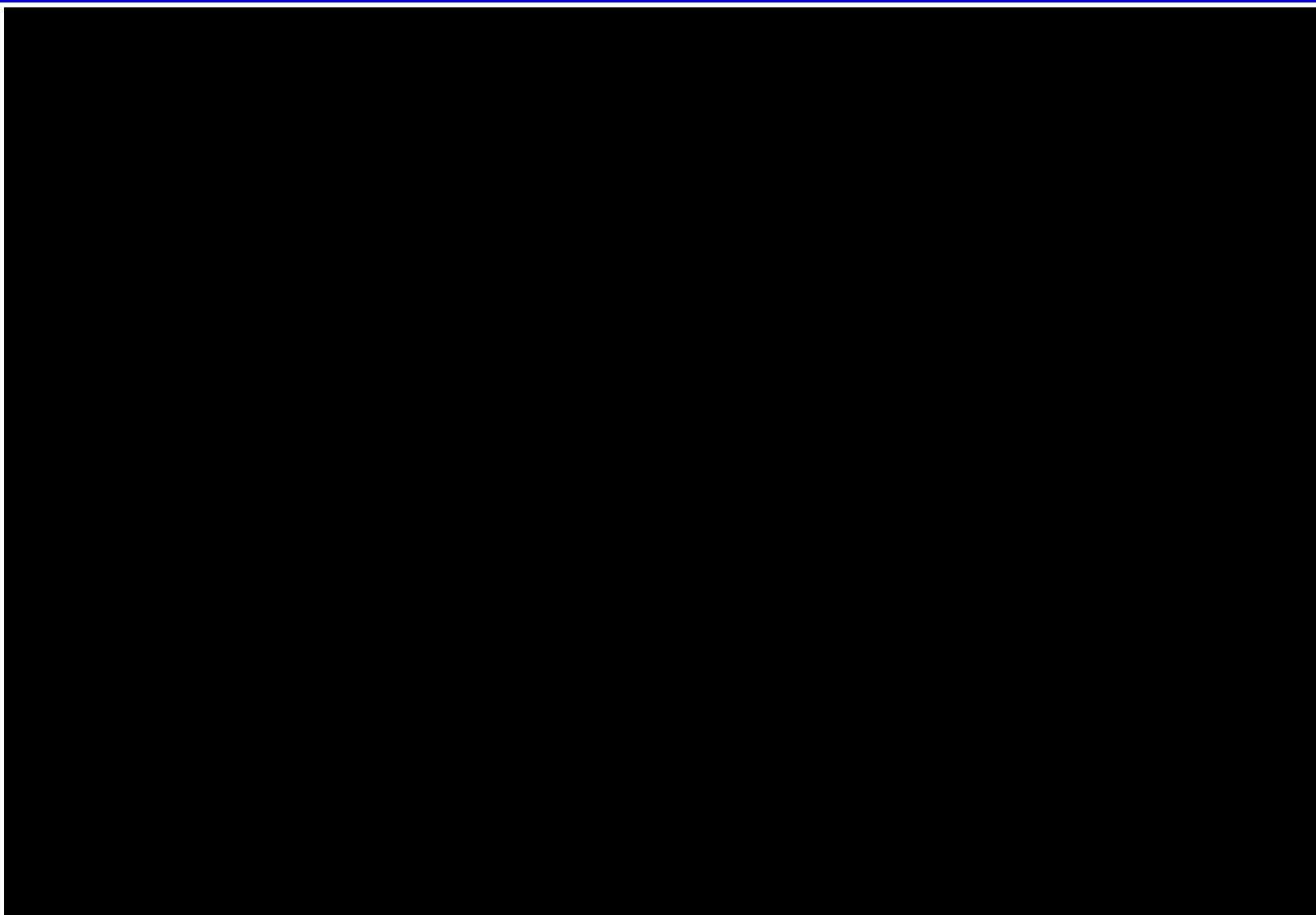
- β 線ダストモニタは、廃液貯槽から廃液をサンプリングする作業に伴い、廃液から空気中への放射性物質の拡散の可能性を考慮して管理区域内の液体廃棄物一時貯留室に設置する。
- α/β 線ダストモニタは、核燃料物質を含む高汚染物の受入・払出作業、分析試料及び固体廃棄物を取扱う定常作業に伴い、キャスク、分析試料もしくは固体廃棄物から空気中への放射性物質の拡散の可能性を考慮して管理区域内のサービスエリア、分析室及び固体廃棄物払出準備室に設置する。
- エアスニファは、作業員が立ち入る可能性のあるエリアに対して、汚染がないことを定期的に確認するために管理区域内の各エリアに設置する。

17. 第2棟内の放射線を監視する設備(2/5)



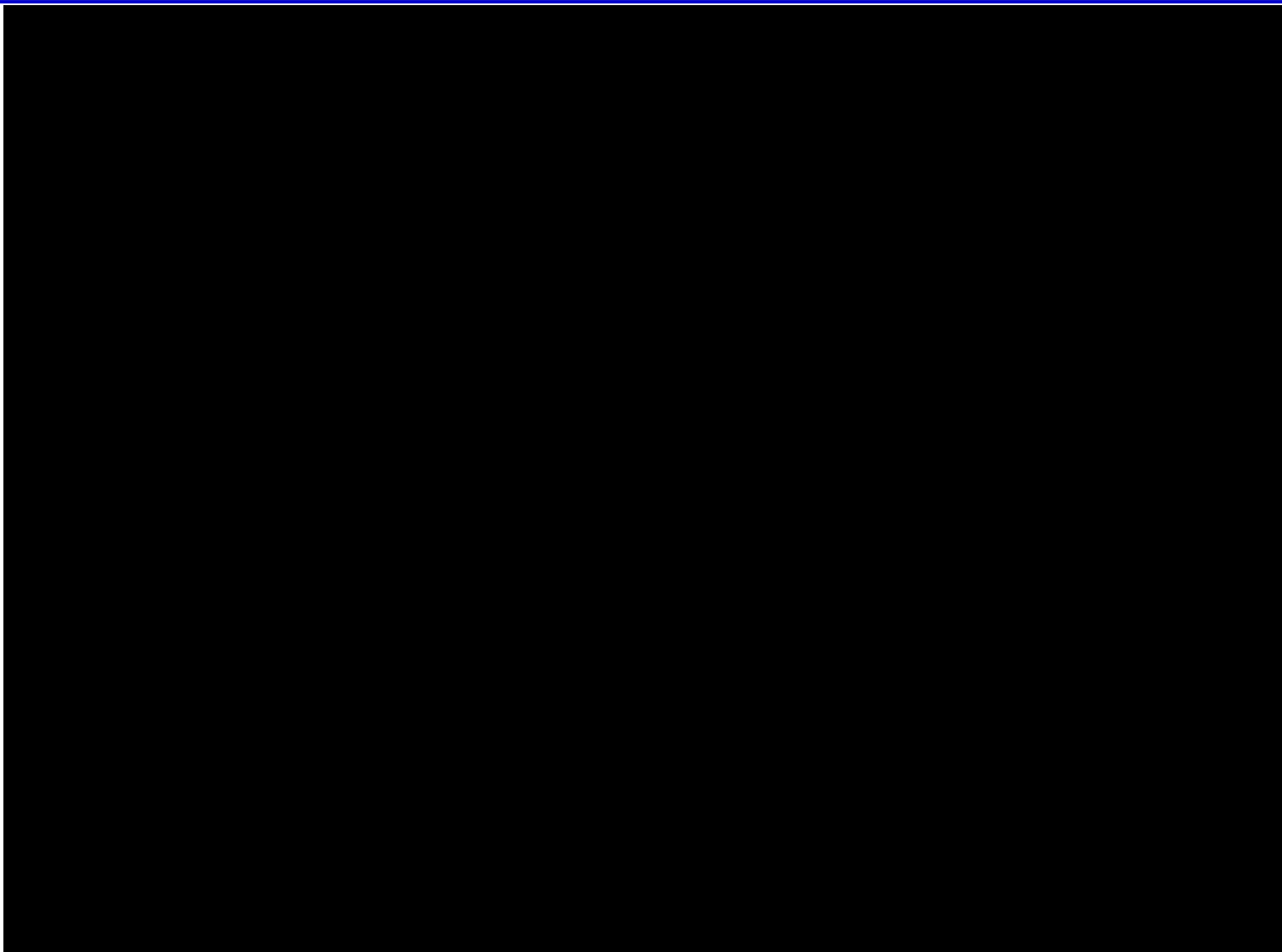
第2棟の機器配置図 地下1階

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)

【 γ 線エリアモニタ】

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

【中性子線エリアモニタ】

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

【 α/β 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 : α β 線
- 数量 : 3 台

【 β 線ダストモニタ】

- 検出器種別 : 半導体検出器
- 測定線種 : β 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