

令和 5 年 5 月 25 日  
東京電力ホールディングス株式会社  
日本原子力研究開発機構

## 5/25 規制庁殿面談における説明事項について

### 1. 5/25 規制庁殿面談における説明事項について（資料 1）

資料 1 にて、規制庁殿面談にてご説明する概要を説明いたします。

### 2. 規制庁殿面談コメントに対する回答（資料 2）

資料 2 にて、5/9 規制庁殿面談におけるコメントへの回答を説明いたします。

### 3. 5/9 規制庁殿面談におけるコメントへの回答（資料 3）

資料 3 にて、第 2 棟における標準試料、廃棄物の取扱いに関するフロー、臨界管理方法を説明いたします。また、臨界管理上の重量測定に用いる計測器の信頼性を確保する方策と機器の故障、誤動作又は作業員の誤操作等に関して説明いたします。トップローディングとサイドローディングの使い分け、臨界管理の観点から安全機能を持たせるべき容器の仕様についても説明いたします。

### 4. 臨界防止に係る適合方針説明資料（資料 4）

資料 4 にて、5/9 規制庁殿面談におけるコメントに基づく臨界防止に係る適合方針の修正等に関して説明いたします。

### 5. まとめ資料（燃料デブリ等のフロー）（資料 5）

資料 5 にて、U-233 標準試料及び Pu-242 標準試料の線量率の影響が無視できる理由を説明いたします。また、資料 3 でご説明した内容のうち、燃料デブリ等のフローに関する内容を別紙として追加しました。

### 6. まとめ資料（臨界防止）（資料 6）

資料 6 にて、二重装荷を考慮した安全係数について、文献上の記載を説明いたします。また、資料 3 でご説明した内容のうち、臨界防止に関する内容を別紙として追加しました。

以上

令和 5 年 5 月 25 日  
東京電力ホールディングス株式会社  
日本原子力研究開発機構

## 規制庁殿面談コメントに対する回答

前回（5/9）の規制庁殿面談にて頂いたコメントに対する回答を以下に示す。

No.	規制庁殿コメント	事業者回答
1	臨界管理上関係する燃料デブリ等の測定・分析に用いる標準試料についても、その取扱や管理に関するフロー等を示すこと。	資料 3 の 3～15 頁にて、標準試料の取扱に関するフロー及び臨界管理を記載した。
2	核燃料物質を含む放射能濃度の高い液体廃棄物及びそれを固化したものについて、臨界管理上の位置づけ及び搬出先等での取扱いを整理して示すこと。また、固化体の内容（均質化、発熱量、容器、揮発・ガス・腐食対策等）や固化処理の場所（まとめ資料ではコンクリセル、GB）、方法（資機材含む）、実績等について説明すること。	資料 3 の 16～20 頁にて、放射能濃度の高い液体廃棄物及びそれを固化したものの臨界管理上の位置づけを記載した。また、固化体の内容や固化処理の場所、方法、実績を記載した。
3	作業員の手動操作により質量管理を行うとしているが、燃料デブリ等の移送等の際に想定される機器・器具の単一の故障、誤動作又は作業員の誤操作を明示するとともに、それらの発生を考慮したとしても、質量管理上の核的制限値を逸脱しないことを示すこと。	資料 3 の 21～24 頁にて、燃料デブリ等の移送等の際に想定される機器・器具の単一の故障、誤動作又は作業員の誤操作を明示し、それらの発生を考慮したとしても、質量管理上の核的制限値を逸脱しないことを示した。
4	質量管理に用いる計器の信頼性を確保する方策について示すとともに、質量管理上必要とされる測定結果の精度についても示すこと。	資料 3 の 22 頁にて、質量管理に用いる計器の信頼性を確保する方策を記載した。また、質量管理上必要とされる測定結果の精度についても記載した。

5	トップローディングとサイドローディングの使い分けについて説明すること。	資料3の26頁にて、トップローディングとサイドローディングの使い分けを記載した。
6	臨界管理の観点から、安全機能を持たせる容器を明確にすること。その容器に対し、要求される仕様を明確にすること。	資料3の27頁にて、安全機能を持たせる容器を明確にした。また、その容器に要求される仕様を記載した。
7	「臨界に係る主要な設備及び機器の種類」として記載されている「重量測定器」の個数を「一台」に変更すること。また、「2.48.1.5.1.4 主要な核的制限値」の設定条件において、「設計基準線量率」に係る記載に補足説明を追記すること。	資料4の1頁にて、「臨界に係る主要な設備及び機器の種類」として記載されている「重量測定器」の個数を「一式」から具体的な台数に変更した。また、資料4の2頁にて、表の記載を見直し、補足説明を追記した。
8	まとめ資料「5.1 燃料デブリ等のフロー」の5.1.2-6のU-233標準試料及びPu-242標準試料の線量率の影響が無視できる理由を示すこと。	資料5の5.1.2-11,12頁（通し頁：44、45頁）にて、標準試料の線量率の影響が無視できる理由を記載した。
9	まとめ資料「5.2 臨界防止」の5.2.2-12の※2の文献について、二重装荷を考慮した安全係数が文献上でどのような条件のもとを記載されているか明確にすること。	資料6の5.2.2-12頁（通し頁：21頁）にて、二重装荷を考慮した安全係数が文献上でどのような条件のもとを記載されているか記載した。

以上

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  
(5/9規制庁面談におけるコメントへの回答)

2023年5月25日

東京電力ホールディングス株式会社  
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構



# 目次

---

---

## 0. 第2棟の臨界管理について

### 1. 標準試料の取扱フロー

### 2. 廃棄物のフロー

### 3. 燃料デブリ等の質量管理

### 4. キャスク及び容器

## 0. 第2棟の臨界管理について

### 【質量管理】

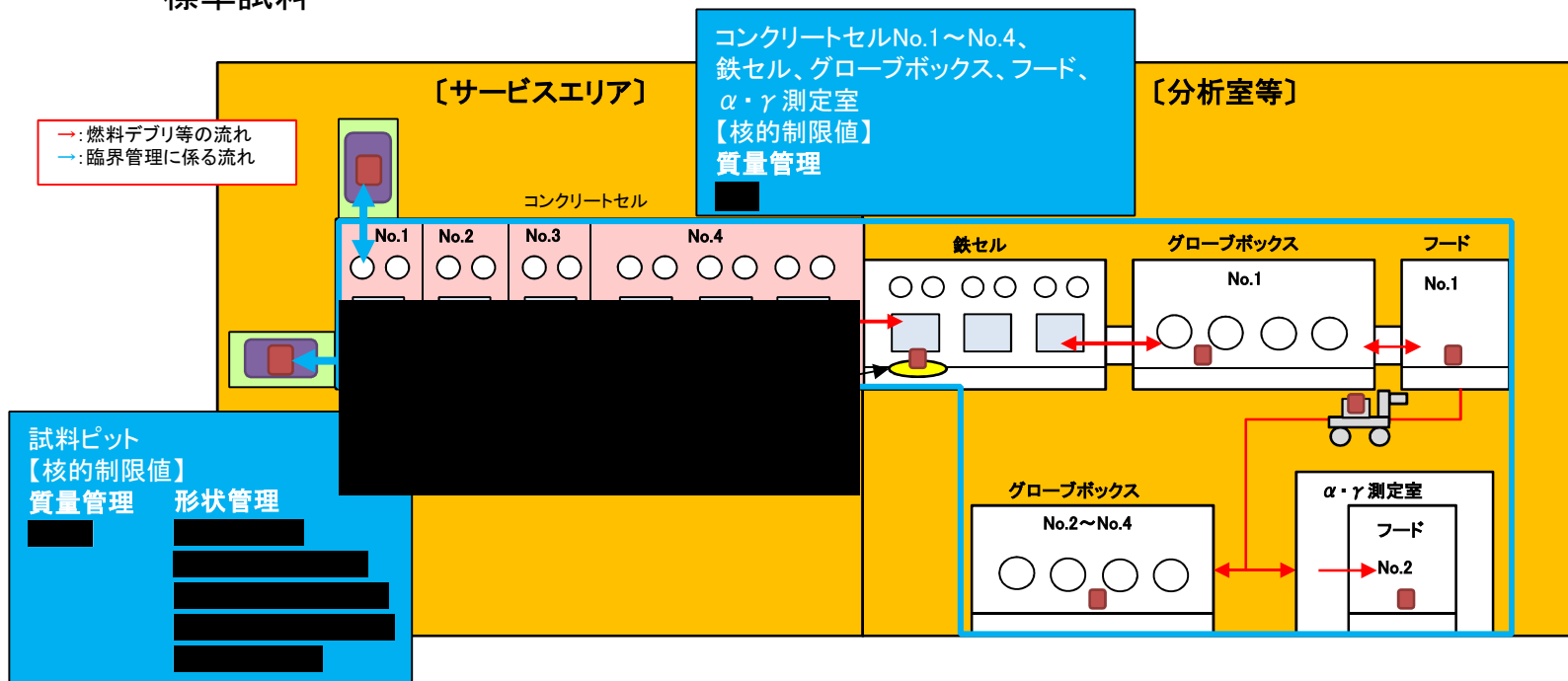
- ・燃料デブリ等 █████ を核的制限値として臨界防止を行う(質量を管理するため、性状によらない)。

### 【形状管理】

- ・試料ピットに一時保管する際は、試料ピットの形状による形状管理の臨界防止を行う。

### 【管理対象物】

- ・燃料デブリ等
- ・核燃料物質を含む廃棄物
- ・標準試料



# 目次

---

---

## 0. 第2棟の臨界管理について

### 1. 標準試料の取扱フロー

規制庁殿コメント：

臨界管理上関係する燃料デブリ等の測定・分析に用いる標準試料についても、その取扱や管理に関するフロー等を示すこと。

### 2. 廃棄物のフロー

### 3. 燃料デブリ等の質量管理

### 4. キャスク及び容器

## 1.1. 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を使用する。
  - 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。）
- ここでは、現状想定している標準試料に係るフローについてご説明する。

## 1.2. 標準試料の種類と取扱場所等 (1/2)

### ① U-233標準試料【最大取扱量：1mg】

用途	分析装置の校正、回収率測定
主な取扱場所	鉄セル、グローブボックスNo.1、フードNo.2、 $\alpha$ ・ $\gamma$ 測定室
保管場所	$\alpha$ ・ $\gamma$ 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 天然ウラン標準試料【最大取扱量：100mg】

用途	分析装置の校正
主な取扱場所	グローブボックスNo.3、 $\alpha$ ・ $\gamma$ 測定室
保管場所	$\alpha$ ・ $\gamma$ 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



## 1.3. 標準試料の臨界に対する考慮

---

### ① コンクリートセル及び試料ピット

コンクリートセル及び試料ピットにおける標準試料の取扱量は、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合計で■■■■以下とする。

燃料デブリ等と標準試料を同時に取り扱う場合、標準試料の取扱量及び組成に基づき、標準試料と燃料デブリ等における $^{235}\text{U}+\text{Pu}$ の合計質量を評価し、その質量が■■■■の燃料デブリ等中の $^{235}\text{U}+\text{Pu}$ の質量を超えないよう管理する。

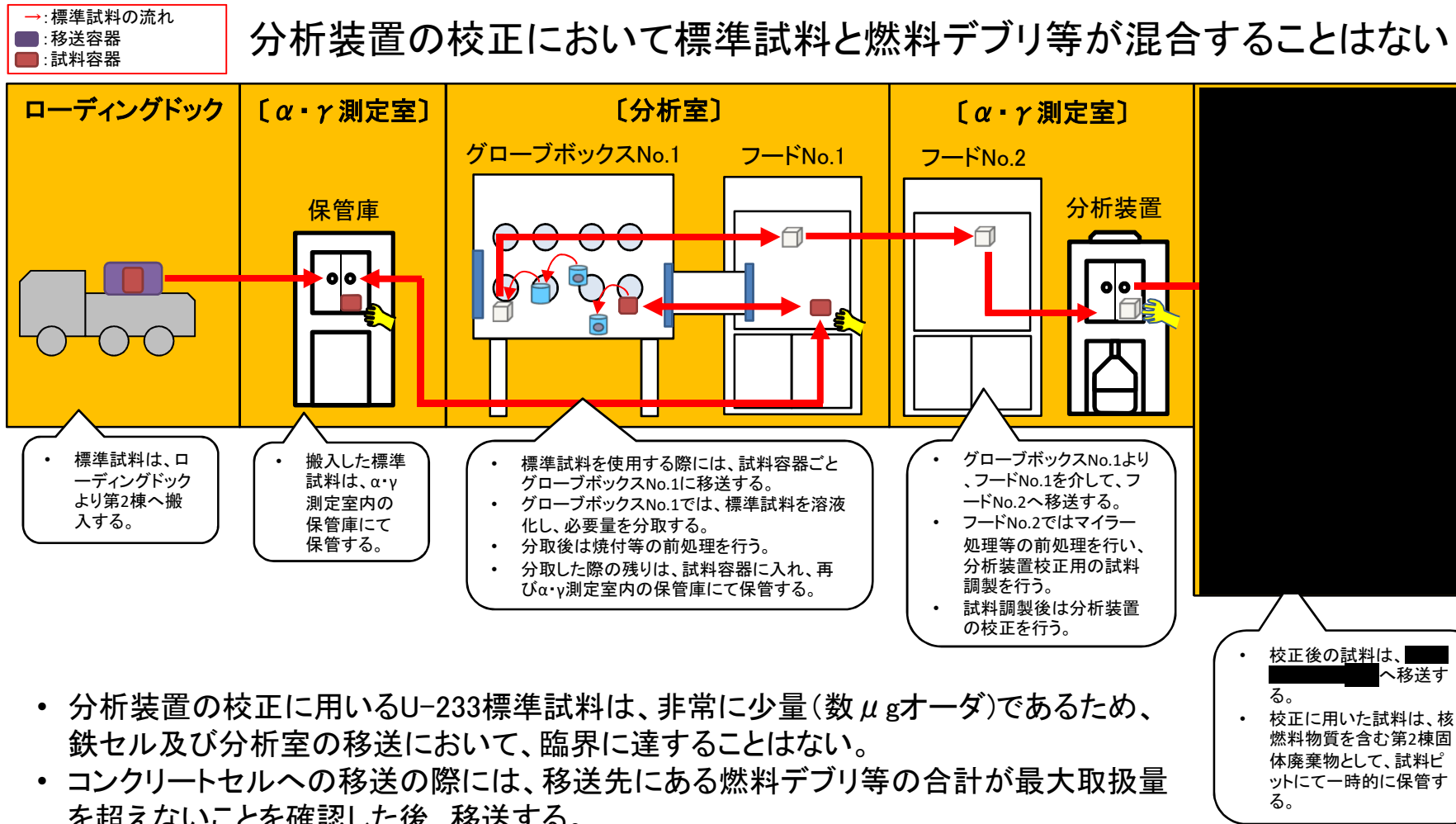
標準試料を試料ピットへ一時的に保管する場合は、燃料デブリ等と同様の容器へ収納する。その際、同じ容器に燃料デブリ等と標準試料を混在させないように管理する。

### ② 鉄セル、分析室及び $\alpha\cdot\gamma$ 測定室

鉄セル、分析室及び $\alpha\cdot\gamma$ 測定室においては、燃料デブリ等及び標準試料の取扱量が少量であり、臨界に達することはない。

# 1.4. 標準試料の取扱フロー(1/8)

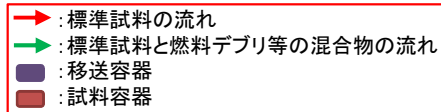
## ①-1 U-233標準試料(分析装置の校正)



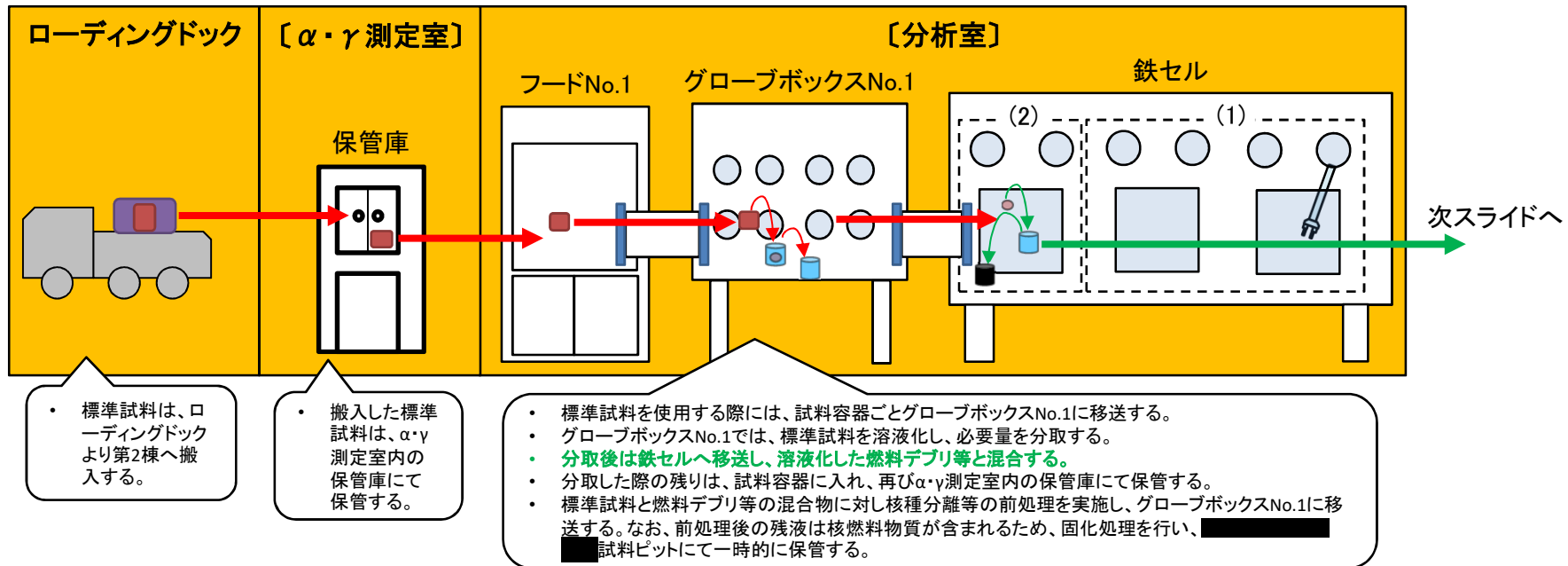


# 1.4. 標準試料の取扱フロー(2/8)

## ①-2 U-233標準試料(回収率測定\_1)



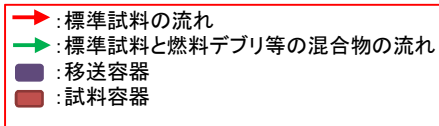
回収率測定において標準試料と燃料デブリ等が鉄セルにて混合する



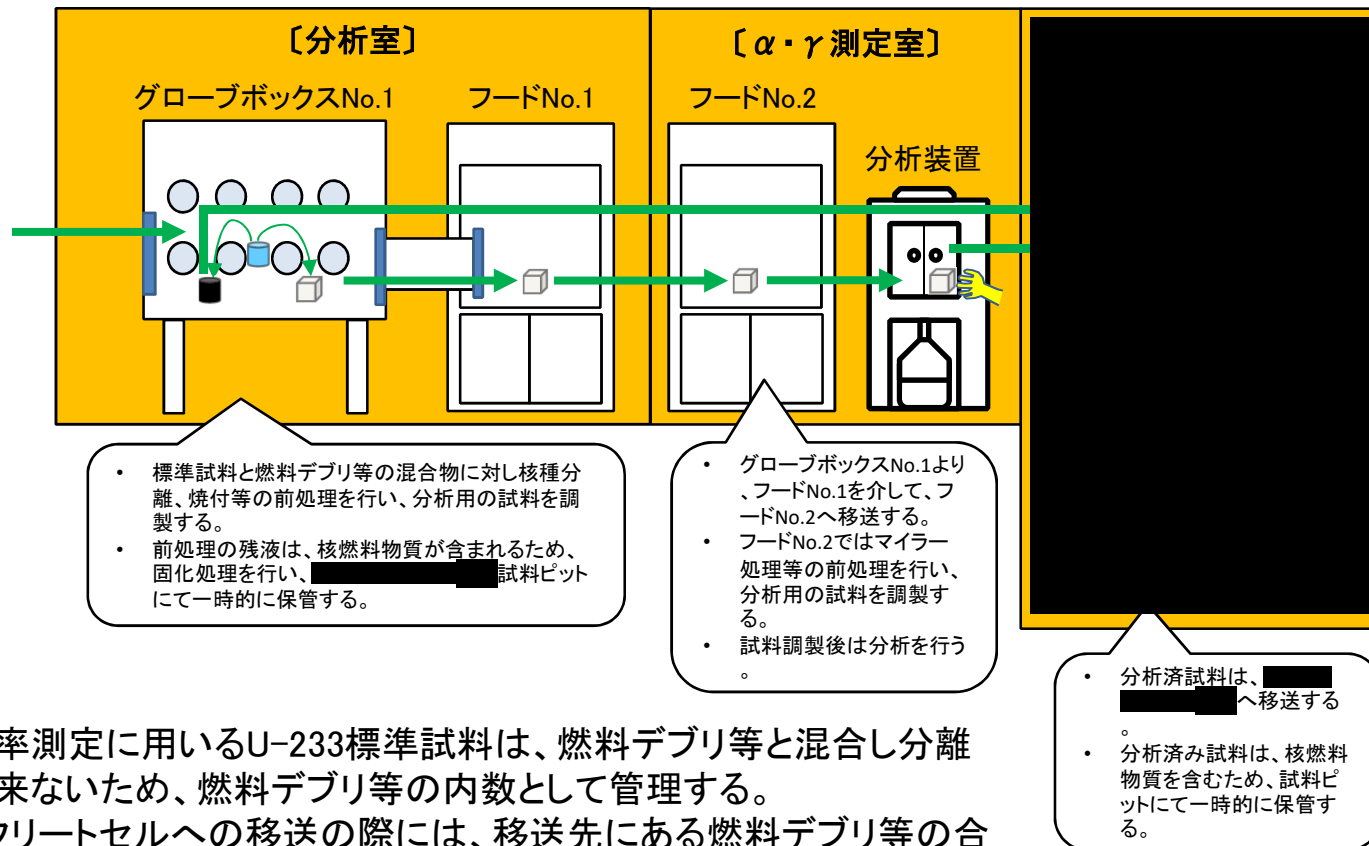
- 回収率測定に用いるU-233標準試料は、燃料デブリ等と混合し分離は出来ないため、燃料デブリ等の内数として管理する。

# 1.4. 標準試料の取扱フロー(3/8)

## ①-2 U-233標準試料(回収率測定\_2)



回収率測定において標準試料と燃料デブリ等が鉄セルにて混合する

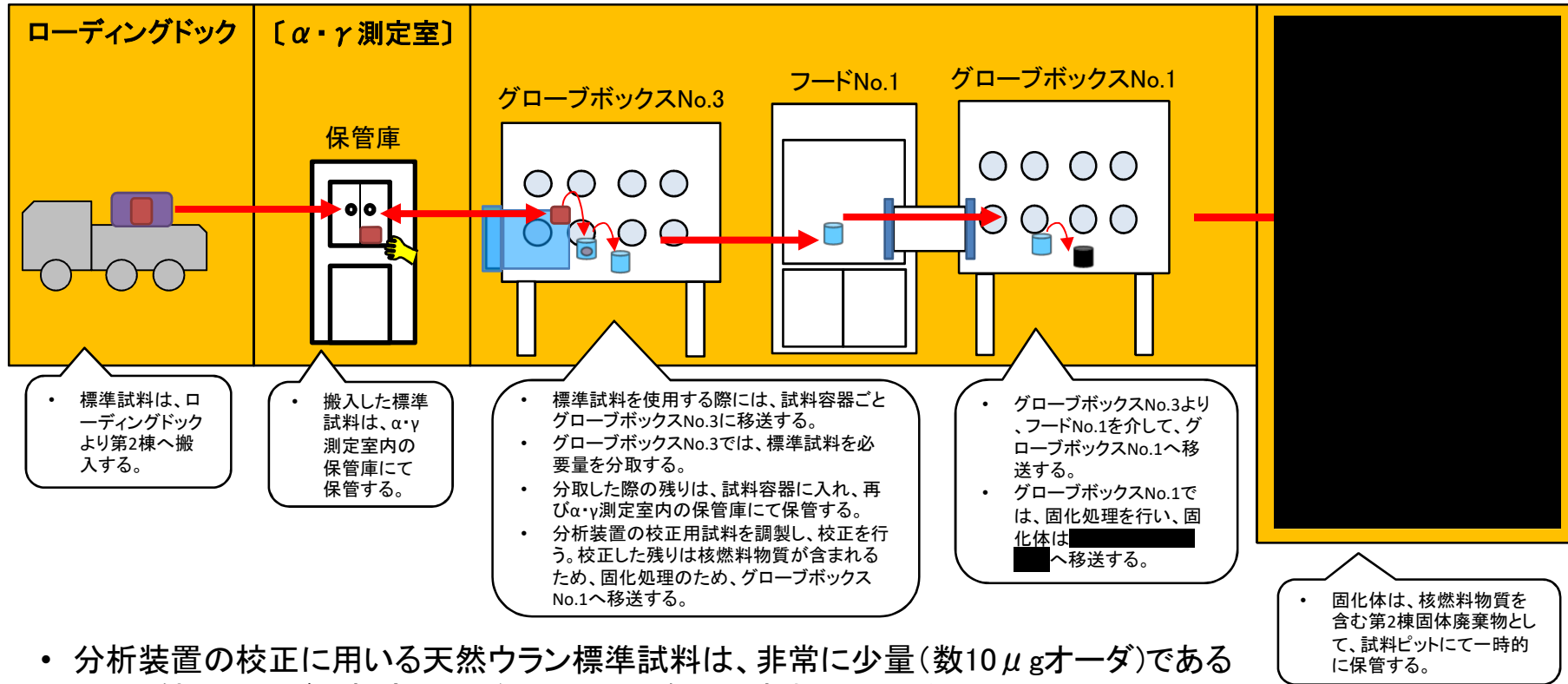


# 1.4. 標準試料の取扱フロー(4/8)

## ② 天然ウラン標準試料(分析装置の校正)

→: 標準試料の流れ  
 ■: 移送容器  
 ■: 試料容器

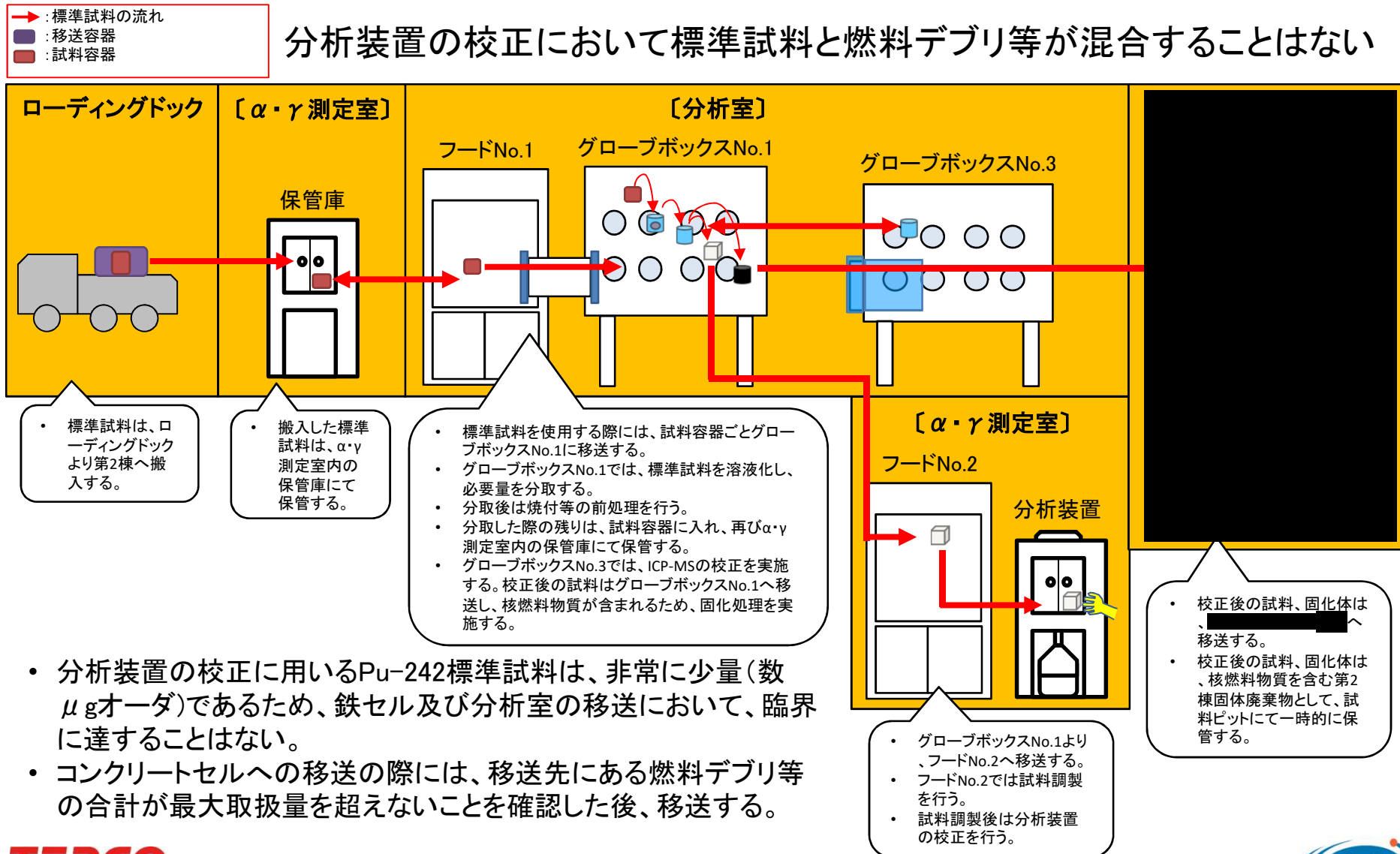
分析装置の校正において標準試料と燃料デブリ等が混合することはない



- 分析装置の校正に用いる天然ウラン標準試料は、非常に少量(数10 $\mu$ gオーダー)であるため、鉄セル及び分析室の移送において、臨界に達することはない。
- コンクリートセルへの移送の際には、移送先にある燃料デブリ等の合計が最大取扱量を超えないことを確認した後、移送する。

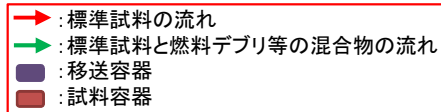
# 1.4. 標準試料の取扱フロー(5/8)

## ③-1 Pu-242標準試料(分析装置の校正)

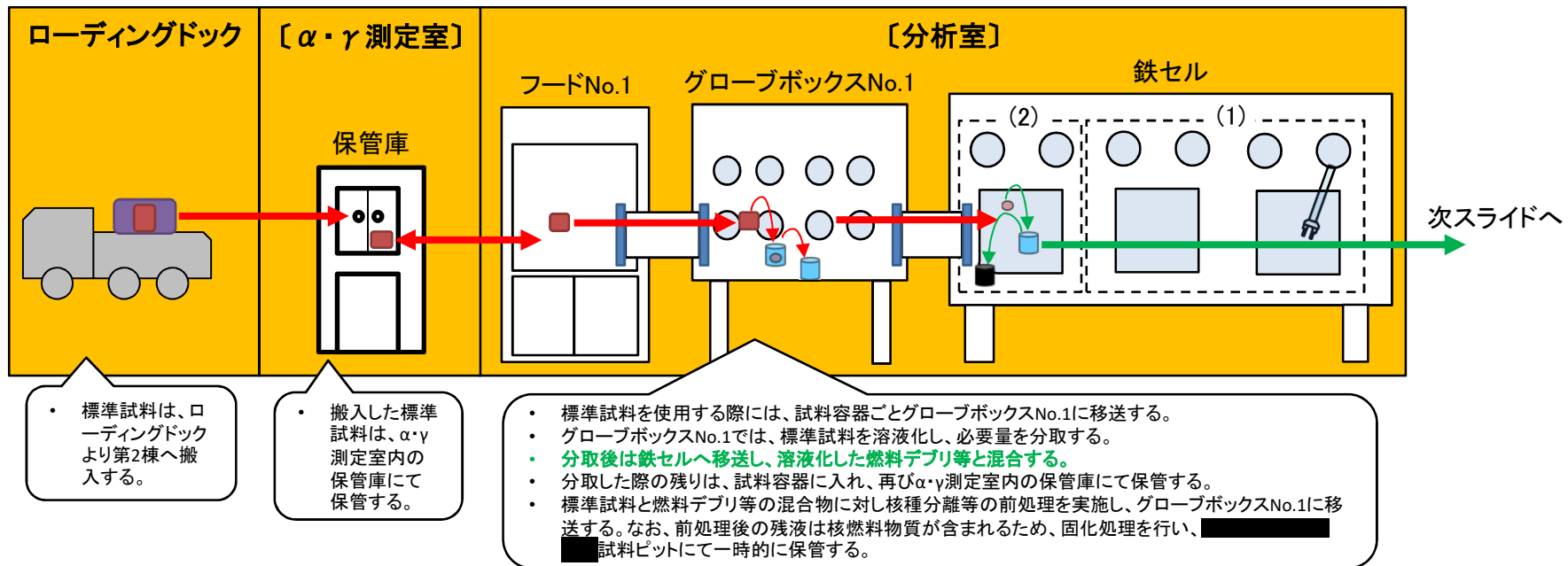


# 1.4. 標準試料の取扱フロー(6/8)

## ③-2 Pu-242標準試料(回収率測定\_1)



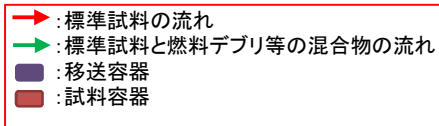
回収率測定において標準試料と燃料デブリ等が鉄セルにて混合する



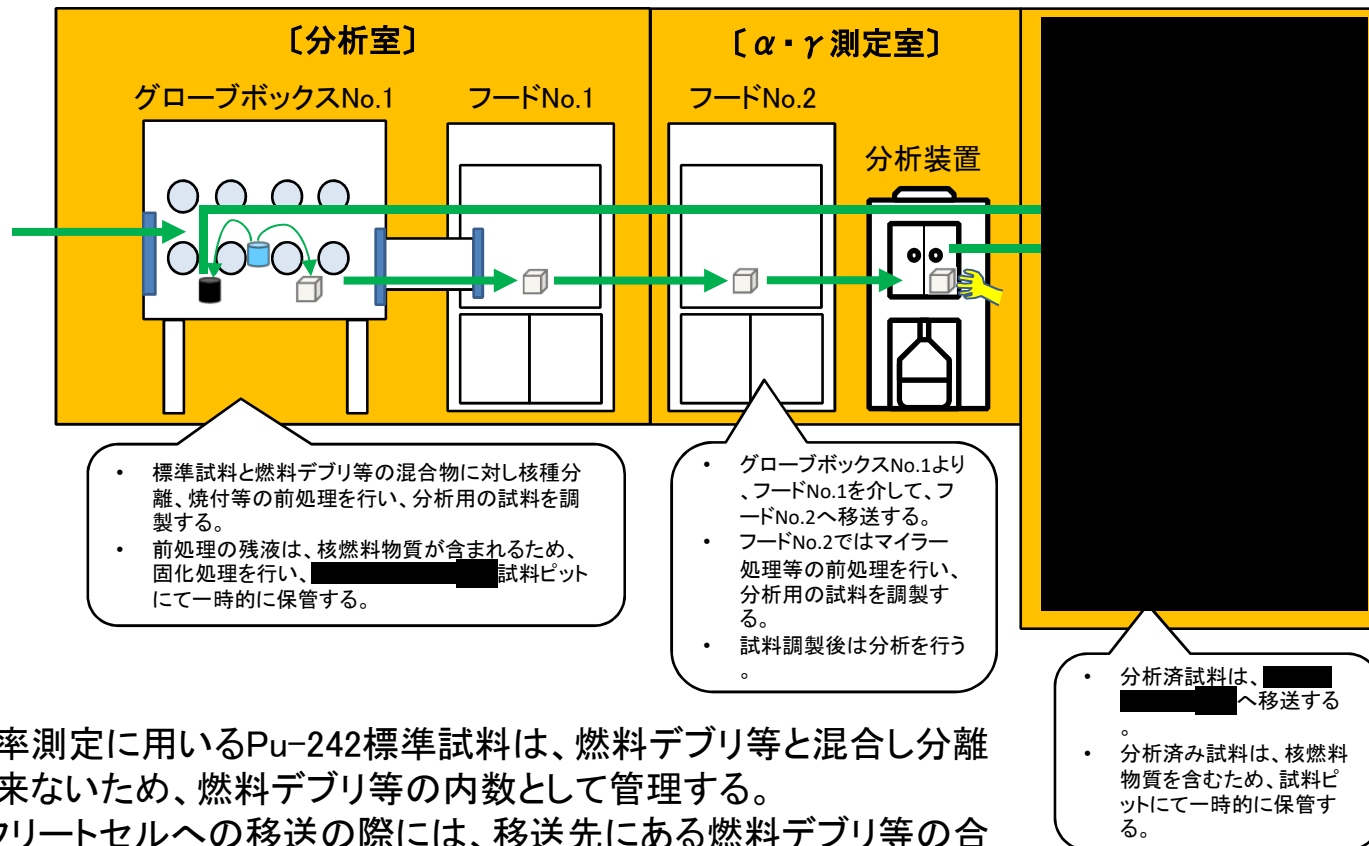
- 回収率測定に用いるPu-242標準試料は、燃料デブリ等と混合し分離は出来ないため、燃料デブリ等の内数として管理する。

# 1.4. 標準試料の取扱フロー(7/8)

## ③-2 Pu-242標準試料(回収率測定\_2)



回収率測定において標準試料と燃料デブリ等が鉄セルにて混合する

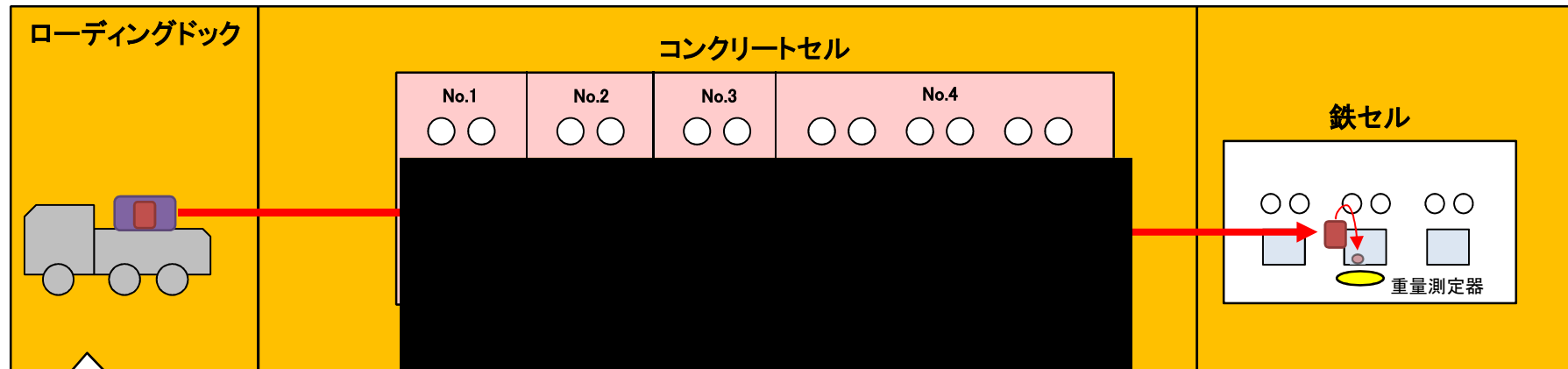


# 1.4. 標準試料の取扱フロー(8/8)

## ④ 未照射燃料のフロー(分析装置の校正)

- : 標準試料の流れ  
 ■: 試料容器  
 ■: 移送容器

分析装置の校正において標準試料と燃料デブリ等が混合することはない



- 標準試料は、ローディングドックより第2棟へ搬入する。

- 搬入した標準試料は、XXXXXXXXXX 試料ピットにて保管する。
- 標準試料を使用する際には、試料容器ごとコンクリートセルNo.4に移送する。
- コンクリートセルNo.4では、標準試料の研磨といった前処理を行う。
- 前処理後は、コンクリートセルNo.3または鉄セルへ移送し、分析装置の校正に使用する。
- 分析装置の校正後はXXXXXXXXXX 試料ピットにて保管する。
- 各重量測定器には予備を準備する。

- XXXXXXXXXX 試料ピットから標準試料を取り出すときや、セル間を移送する際には、移送先にある燃料デブリ等の合計が最大取扱量を超えないことを確認した後、移送する。

# 目次

---

---

## 0. 第2棟の臨界管理について

### 1. 標準試料の取扱フロー

### 2. 廃棄物のフロー

規制庁殿コメント：

核燃料物質を含む放射能濃度の高い液体廃棄物及びそれを固化したものについて、臨界管理上の位置づけ及び搬出先等での取扱いを整理して示すこと。

### 3. 燃料デブリ等の質量管理

### 4. キャスク及び容器



## 2.1. 第2棟固体廃棄物の概要（1/2）

---

---

- 第2棟固体廃棄物は以下のような分類を想定している。

- 高線量の第2棟固体廃棄物

コンクリートセル、鉄セル及びグローブボックスで発生する固体状の放射性廃棄物で、線量の高いもの（1mSv/h以上）又は核燃料物質が含まれているもの（核燃料物質が含まれているものは、線量の高低に関わらず高線量の第2棟固体廃棄物として管理する）とする。

高線量の第2棟固体廃棄物は、福島第一原子力発電所内の払出先施設に払い出すまで、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。また、払い出す際には、遮へい容器を利用して搬出する。

## 2.1. 第2棟固体廃棄物の概要 (2/2)

---

---

➤ 高線量の第2棟固体廃棄物は以下のような管理方法を想定している。

○核燃料物質が含まれるもの

核燃料物質が含まれるものは、線量に関わらず核燃料物質としての管理を徹底し、金属の容器に収納し、XXXXXXXXXX 試料ピットにて一時的に保管する。

特に、燃料デブリ等の切断紛等が付着した除染資材等は、切断紛等と完全に分離することが困難であるため、高線量の第2棟固体廃棄物として、上記の管理を行う。

○核燃料物質が含まれないもの

核燃料物質が含まれないものは、金属の容器に収納し、コンクリートセルNo.4内で一時的に保管する。

## 2.2. 第2棟液体廃棄物の概要

---

- 第2棟液体廃棄物は以下のような分類を想定している。

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

これらに分類された第2棟液体廃棄物は、コンクリートセル及びグローブボックスにて固化処理後に高線量の第2棟固体廃棄物として、福島第一原子力発電所内の払出先施設へ払い出す。

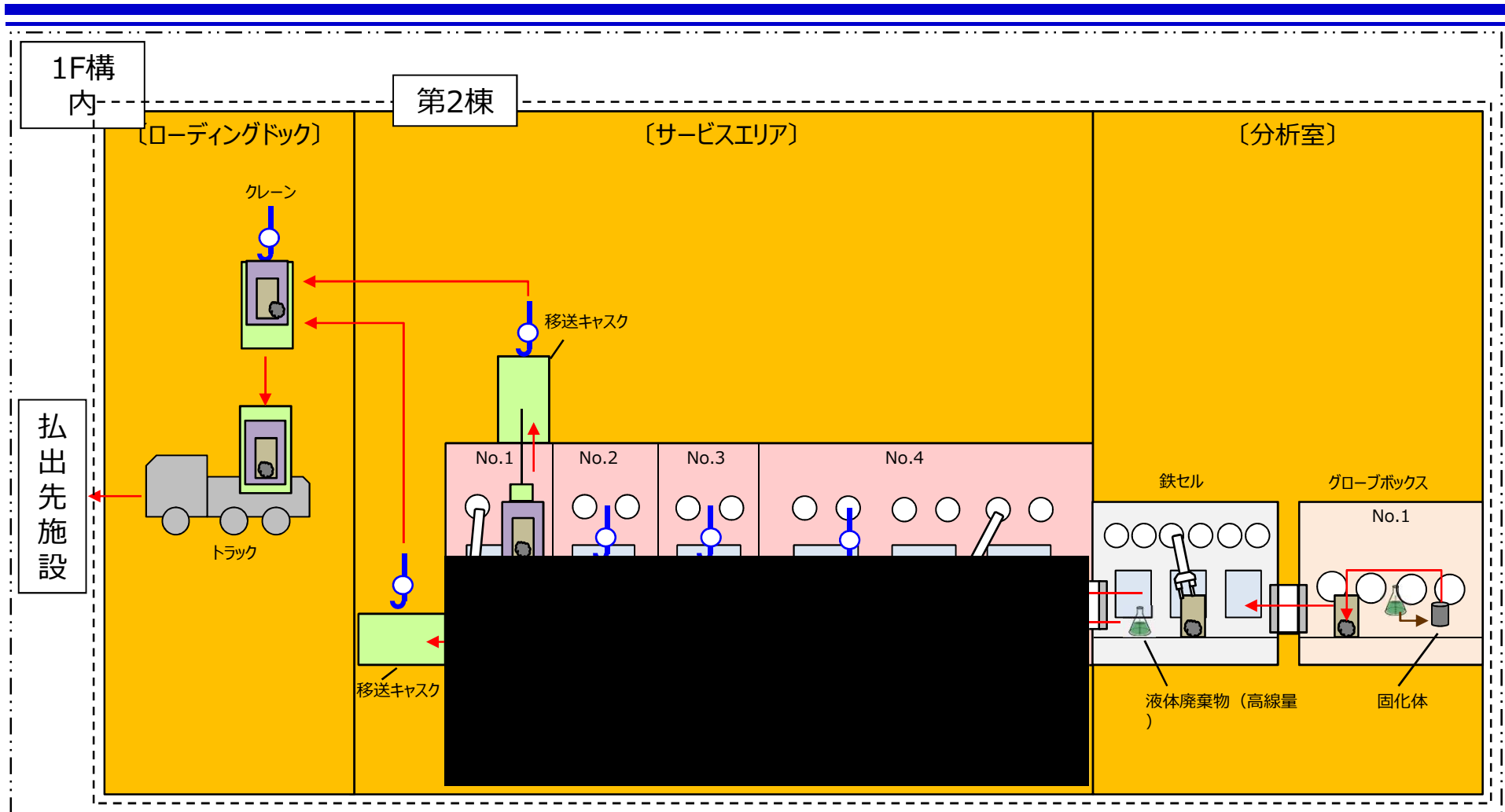
なお、固化処理については、当該液体廃棄物が入った容器（ポリ容器等）に固化剤（セメント材又は石膏材）を加え、攪拌棒等で混練し数日静置後、第2棟固体廃棄物としての管理を行う。

また、混練時には液体と固化剤との水和熱が発生するため、適宜温度を温度計で確認しながら作業を行う。さらに、固化剤は酸性の液体と反応し、ガスを発生させる恐れがあるため、当該液体廃棄物の液性が中性であることを確認した後、固化処理を行う。

なお、機構では一部の液体廃棄物に対して、上記同様の処理方法を採用している。

## 2.3. 第2棟固体廃棄物に係る概略フロー

### －高線量固体廃棄物（コンクリートセル～グローブボックス）－



# 目次

---

---

## 0. 第2棟の臨界管理について

### 1. 標準試料の取扱フロー

### 2. 廃棄物のフロー

### 3. 燃料デブリ等の質量管理

規制庁殿コメント：

- 質量管理に用いる計器の信頼性を確保する方策について示すとともに、質量管理上必要とされる測定結果の精度についても示すこと。
- 作業員の手動操作により質量管理を行うとしているが、燃料デブリ等の移送等の際に想定される機器・器具の単一の故障、誤動作又は作業員の誤操作を明示するとともに、それらの発生を考慮したとしても、質量管理上の核的制限値を逸脱しないことを示すこと。

### 4. キャスク及び容器

### 3. 燃料デブリ等の質量管理について（1/2）

二重装荷を考慮しても臨界に達しないPuと<sup>235</sup>Uを含む燃料デブリ等の重量はであるため、第2棟で設定している核的制限値は十分な裕度を持っている。

第2棟の臨界管理上の核的制限値を逸脱しないよう、質量管理に用いる計器の信頼性を確保する方策と、測定結果に要求する精度を示す。

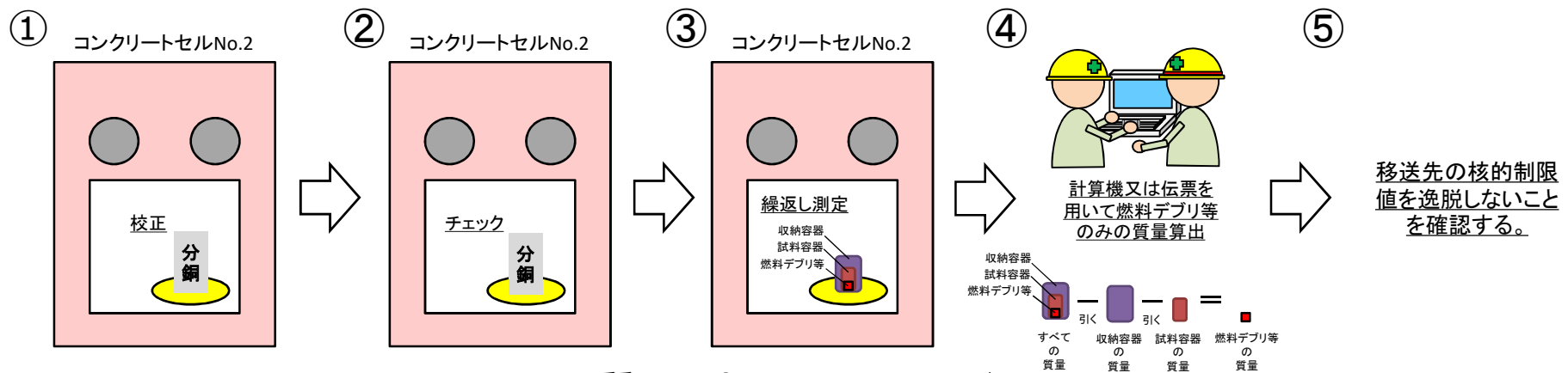
＜質量測定の手順※1＞

- ①分銅を用いて、質量計※2の校正を行う。
- ②分銅を測定し、校正が正しく実施できたことを確認する。
- ③燃料デブリ等、試料容器が収納された収納容器を繰り返し測定する。  
なお、コンクリートセルNo.2に導入予定である重量測定器で測定可能な最小値は1gである。
- ④計算機又は伝票を用いて、平均値を求め、平均値の小数点第一位（単位：g）を切り上げ、燃料デブリ等、試料容器が収納された収納容器の質量を求める※3。
- ⑤移送先の核的制限値を逸脱しないことを確認する。

※1：質量測定の手順は、作業員以外の確認も行えるよう2名以上で行う。

※2：測定可能な最大値が約30kgの仕様とする。また、予備機をセル外に用意する。

※3：平均値から収納容器及び試料容器の質量を差し引き、燃料デブリ等のみの質量を算出する。





## 参考資料：第2棟の臨界安全評価

第2棟の臨界安全評価について、以下のとおり評価を行っている。

- 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)
- 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棟における燃料デブリ等の取扱量 [REDACTED] に含まれるPuと $^{235}\text{U}$ を加えた重量： [REDACTED] $^{*3}$

→ $\text{Pu} + ^{235}\text{U} =$  [REDACTED] を含んだ燃料デブリ等の重量は [REDACTED] $^{*4}$  に相当

※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： $\text{Pu} + ^{235}\text{U} =$  [REDACTED] を含んだ燃料デブリ等の重量として、 [REDACTED] から算出した重量



# 目次

---

---

## 0. 第2棟の臨界管理について

### 1. 標準試料の取扱フロー

### 2. 廃棄物のフロー

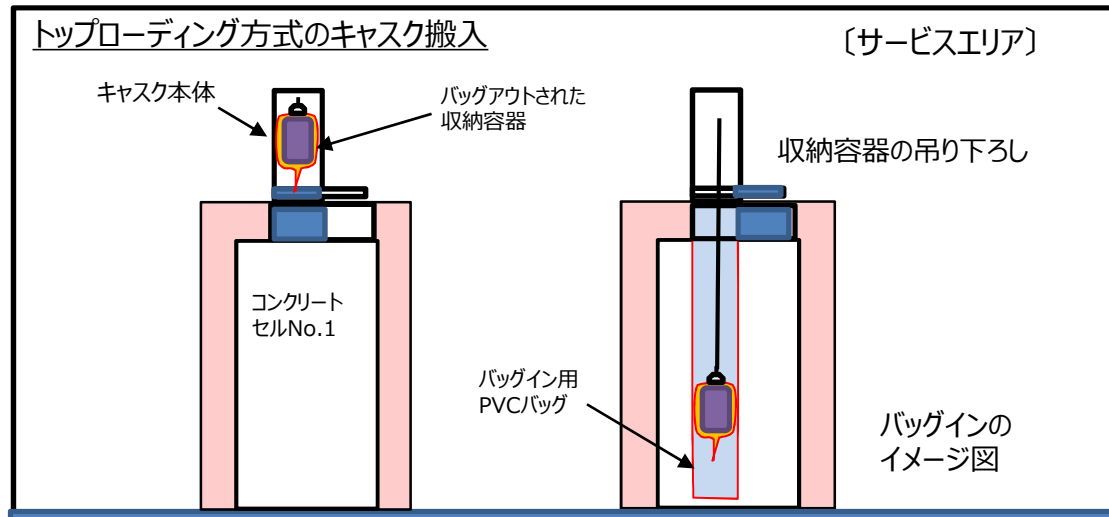
### 3. 燃料デブリ等の質量管理

## 4. キャスク及び容器

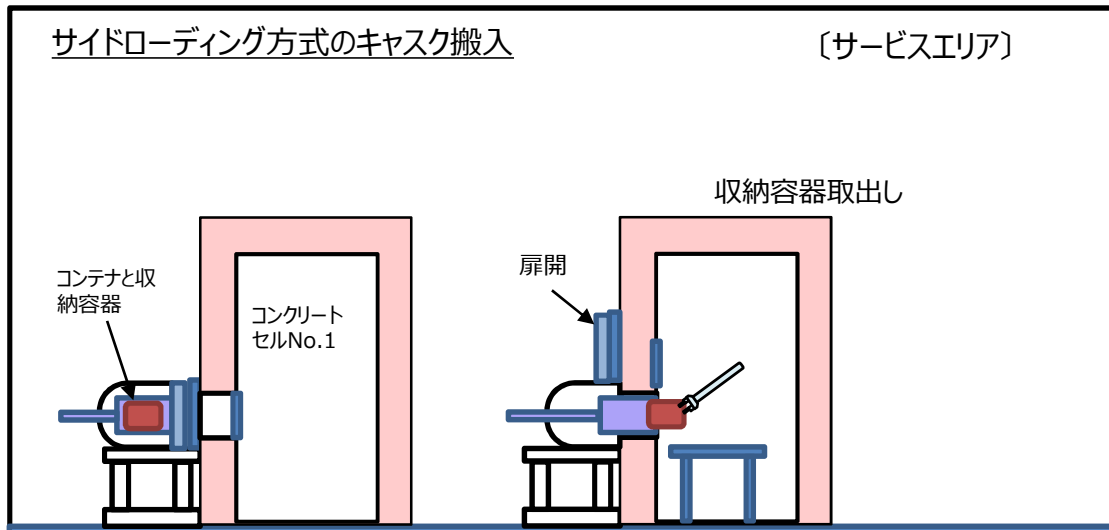
規制庁殿コメント：

トップローディングとサイドローディングの使い分けについて説明すること。

## 4.1. トップローディングとサイドローディングの考え方及び使い分けについて



トップローディング方式のキャスク  
高線量又はサイドローディング方式のキャスクに入らない  
大きい燃料デブリ等、高線量固体廃棄物を輸送する。  
セル天井のポートに接続し、キャスク内の内容を昇降  
機構により下降させることで、収納容器をセル内部へ搬  
入する。



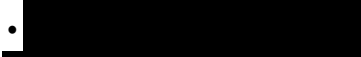

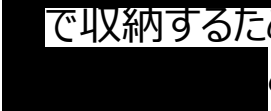
サイドローディング方式のキャスク  
少量の燃料デブリ等、高線量固体廃棄物を輸送する。  
セル側面のポートに接続し、キャスク内のコンテナのみを  
スライド（押出し）することにより、コンテナをセルのダブ  
ルドア（外面）へと接続する。接続後、マニプレータ等  
によりセル内のダブルドアの蓋を開け、コンテナ内の収納  
容器を取出す。

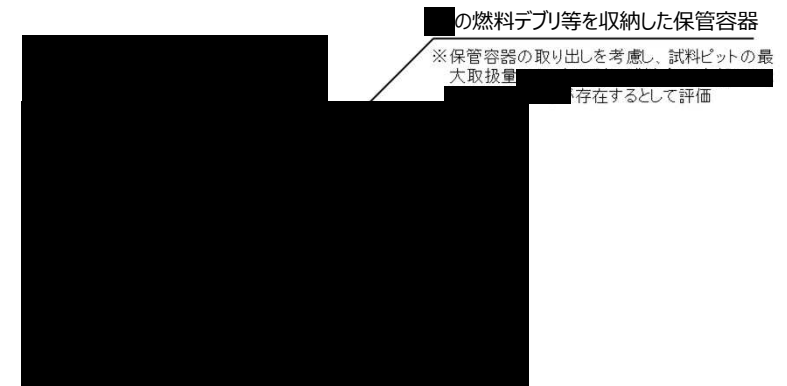
コンクリートセルNo.1への搬入

## 4.2. 試料ピットで用いる保管容器について

容器	用途	安全機能		
		閉じ込め	遮蔽	臨界
輸送容器 (キャスク)	燃料デブリ等を輸送する際に使用する容器。トップローディング形式やサイドローディング形式のキャスクで、収納容器を収納して使用する。	本申請の対象外		
収納容器	輸送容器で試料を輸送する際に使用する容器。収納容器に試料容器を収納して使用し、キャスクの形式によって使い分ける。	—	—	—
試料容器	燃料デブリ等の試料を収納する容器。収納する試料に応じて、金属又は樹脂製等を使用する。	—	—	—
保管容器	試料ピットに試料を保管する際に使用する容器。保管容器に試料容器を収納して使用する。	—	—	○

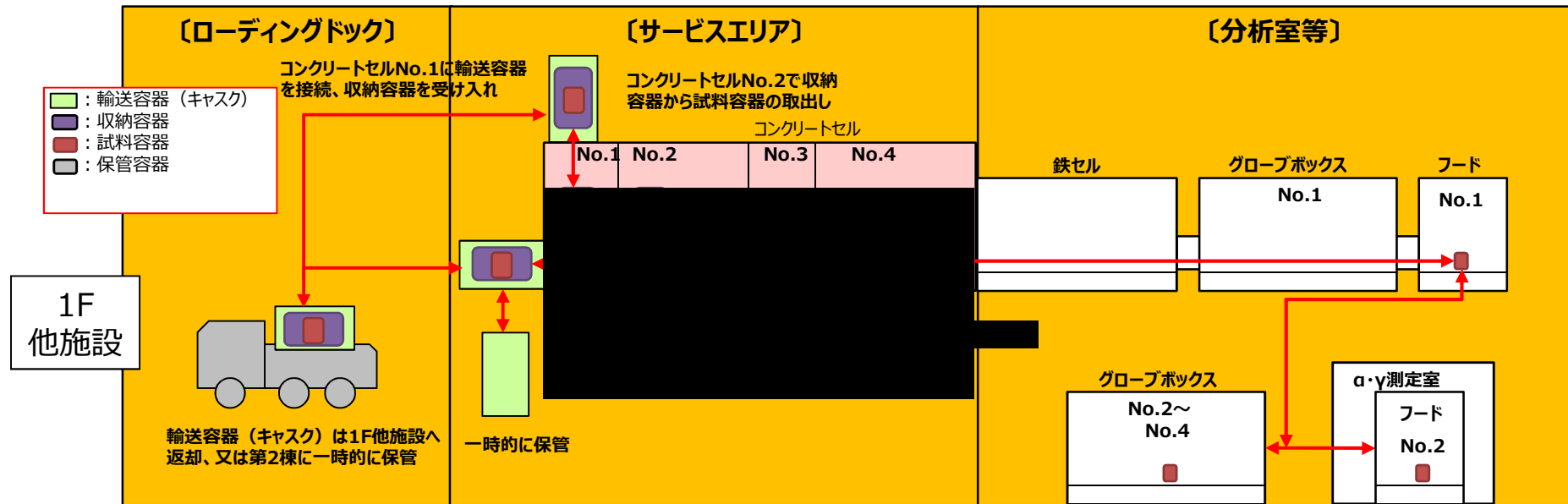
・臨界防止の観点から安全機能を有する容器は保管容器である。

・の試料ピットに保管容器をで収納するため、形状管理のために保管容器のとする。



試料ピットの解析モデル

# 参考資料：第2棟内の燃料デブリ等移送時の容器



第2棟では以下の容器を使い分け、燃料デブリ等を取扱う。

- ・ 輸送容器（カスク）  
燃料デブリ等を輸送する際に使用する容器。トップローディング形式やサイドローディング形式のカスクで、収納容器を収納して使用する。
- ・ 収納容器  
輸送容器で試料を輸送する際に使用する容器。収納容器に試料容器を収納して使用し、カスクの形式によって使い分ける。
- ・ 試料容器  
燃料デブリ等の試料を収納する容器。収納する試料に応じて、金属又は樹脂製の容器を使用する。
- ・ 保管容器  
試料ピットに試料を保管する際に使用する容器。保管容器に試料容器を収納して使用する。

## 第2棟に係る原子炉等規制法、使用許可基準規則及びその解釈への適合性（臨界防止に係る適合方針）

①使用許可基準規則及びその解釈	②適合方針	備考																			
<b>原子炉等規制法</b> （使用の許可） 第五十二条 核燃料物質を使用しようとする者は、政令で定めるところにより、原子力規制委員会の許可を受けなければならない。ただし、次の各号のいずれかに該当する場合は、この限りでない。 一 ～ 五 （略） 2 前項の許可を受けようとする者は、次の事項を記載した申請書を原子力規制委員会に提出しなければならない。 一 氏名又は名称及び住所並びに法人にあつては、その代表者の氏名	（略）																				
二 使用の目的及び方法	<b>設置の目的</b> 第2棟は、福島第一原子力発電所で発生した燃料デブリ等の性状を把握することにより、その安全な取り出し等の作業の推進に資する情報を取得するため、分析・試験を行うことを目的とする。  <b>要求される機能</b> 第2棟においては、燃料デブリ等について、搬入、分析・試験（切断、研磨、粉碎、溶解等の試料調製を含む。以下同じ。）、一時的な保管及び搬出を行えること。また、第2棟で発生する放射性的廃棄物について一時的な保管及び搬出を行えること。	（V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.1 燃料デブリ等のフローP.5.1.3）  （V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.1 燃料デブリ等のフローP.5.1.3）																			
三 核燃料物質の種類	（略）	七号に対する適合方針で記載済																			
四 使用の場所	（略）	七号に対する適合方針で記載済																			
五 予定使用期間及び年間（予定使用期間が一年に満たない場合にあつては、その予定使用期間）予定使用量	第2棟における年間予定使用量は以下のとおりである。 ・核燃料物質の種類：燃料デブリ等 ・受入量：1回当たり ■■■ 以下 ・受入回数：最大12回/年 ・予定使用量：135 kg	（V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.10-1）																			
六 使用済燃料の処分の方法	（略）																				
七 核燃料物質の使用施設（以下単に「使用施設」という。）の位置、構造及び設備	<b>主要な構築物、系統及び機器</b> 第2棟は、主に、燃料デブリ等の搬入、分析・試験及び搬出を行うための燃料デブリ等の取扱施設、燃料デブリ等を一時的に保管するための一時貯蔵施設並びに燃料デブリ等の取り扱い中に発生する放射性的廃棄物を一時的に保管・搬出するための一時廃棄施設等で構成される。  <b>燃料デブリ等の取扱施設の種類</b> 燃料デブリ等の取扱施設は、ローディングドック、コンクリートセル、鉄セル、分析室、 $\alpha$ ・ $\gamma$ 測定室で構成される。 ローディングドックでは、燃料デブリ等を収納した容器（以下「収納容器」という。）の搬入を行う。 コンクリートセルでは、高線量の燃料デブリ等が収納された容器から燃料デブリ等を取り出して外観確認等を実施し、切断、研磨、粉碎、溶解等の試料調製を行い、分析・試験に必要な量を採取する。 鉄セルでは、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・試験又は核種分離等の前処理を行い、分析に必要な量を採取する。 分析室、 $\alpha$ ・ $\gamma$ 測定室では、試料の前処理や各種分析装置による分析を行う。  <b>主要な設備及び機器の種類並びに個数</b> （1）コンクリートセル <table border="1" data-bbox="1160 1465 2472 1549"> <thead> <tr> <th>建物</th> <th>設置場所</th> <th>臨界管理に係る主要な設備及び機器の種類</th> <th>個数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">第2棟の建屋</td> <td>コンクリートセル No.2</td> <td>重量測定器</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>コンクリートセル No.4</td> <td>重量測定器</td> <td>2台</td> </tr> </tbody> </table> （2）鉄セル <table border="1" data-bbox="1160 1602 2472 1661"> <thead> <tr> <th>建物</th> <th>設置場所</th> <th>臨界管理に係る主要な設備及び機器の種類</th> <th>個数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第2棟の建屋</td> <td>鉄セル</td> <td>重量測定器</td> <td>1台</td> </tr> </tbody> </table> <b>取り扱う物質の種類及び最大取扱能力</b> 第2棟における燃料デブリ等とは、燃料デブリ、炉構造材及び解体廃棄物の総称であり、それぞれ以下のとおり分類される。なお、第2棟の臨界防止等の安全評価は、発電所における過去の運転経験等を踏まえ、その評価結果が最も厳しくなる核種組成、プルトニウム富化度 <sup>※1</sup> 、燃焼度等を評価条件として設定する。 ※1 プルトニウム富化度（%）＝（プルトニウム質量/プルトニウム質量＋ウラン質量）×100 ① 取り扱う物質の種類 a. 燃料デブリ 燃料デブリは、以下のとおり、燃料と被覆管等が溶融し再固化したものと想定している。 ・酸化物：(U, Zr)O <sub>2</sub> , (U, Pu, Zr)O <sub>2</sub>	建物	設置場所	臨界管理に係る主要な設備及び機器の種類	個数	第2棟の建屋	コンクリートセル No.2	重量測定器	1台	コンクリートセル No.4	重量測定器	2台	建物	設置場所	臨界管理に係る主要な設備及び機器の種類	個数	第2棟の建屋	鉄セル	重量測定器	1台	（V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.1 燃料デブリ等のフローP.5.1-1～11）  （V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.1-1）  （V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.2-1～12）  （V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.1 燃料デブリ等のフローP.5.1-2～3）
建物	設置場所	臨界管理に係る主要な設備及び機器の種類	個数																		
第2棟の建屋	コンクリートセル No.2	重量測定器	1台																		
	コンクリートセル No.4	重量測定器	2台																		
建物	設置場所	臨界管理に係る主要な設備及び機器の種類	個数																		
第2棟の建屋	鉄セル	重量測定器	1台																		

	<p>・合金 : U-Zr-Fe, U-Pu-Zr-Fe          ・炉心溶融物-コンクリート混合物 等</p> <p>b. 炉構造材及び解体廃棄物          高線量 (1 Sv/h 以上) の廃棄物及び燃料成分が付着している廃棄物として、第2棟では、主に以下のものを想定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力容器 (RPV)</li> <li>・原子炉格納容器 (PCV)</li> <li>・RPV ベDESTAL 構造材</li> <li>・コンクリート</li> <li>・堆積物</li> <li>・機器類 等</li> </ul> <p>② 最大取扱量</p> <table border="1" data-bbox="1210 470 2261 600"> <tr> <td>取扱場所</td> <td>コンクリートセル No. 1~No. 4</td> <td>鉄セル</td> <td>分析室, <math>\alpha \cdot \gamma</math> 測定室</td> </tr> <tr> <td>最大取扱量</td> <td>■</td> <td>■</td> <td>■</td> </tr> </table> <p>主要な核的制限値</p> <p>① 単一ユニット          燃料デブリ等の取扱施設の臨界管理のために、燃料デブリ等の取り扱い上の一つの単位となる単一ユニットを設定する。単一ユニットの核的制限値は、取り扱う燃料デブリ等の形態に応じ、裕度のある条件を設定し、十分信頼性のある計算コードを使用して、中性子実効増倍率が 0.95 以下となるように体数、質量又は濃度を設定する。          各単一ユニットでの燃料デブリ等の取扱量は、下表の核的制限値以下となるようにする。</p> <table border="1" data-bbox="1202 781 2463 940"> <thead> <tr> <th rowspan="2">取扱場所</th> <th rowspan="2">取り扱う物質の種類</th> <th colspan="3">設定条件</th> <th rowspan="2">核的制限値<sup>※1</sup></th> </tr> <tr> <th>Pu 富化度</th> <th>状態</th> <th>体系</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>コンクリートセル No. 1~ No. 4, 鉄セル, 分析室, <math>\alpha \cdot \gamma</math> 測定室</td> <td>燃料デブリ等</td> <td>■</td> <td>Pu と水の混合物</td> <td>非均質/不均一</td> <td>■</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 核的制限値 (臨界管理を行う体系の未臨界確保のために設定する値) は、コンクリートセル No. 1~No. 4, 鉄セル, 分析室, <math>\alpha \cdot \gamma</math> 測定室を含んだ取扱場所全体で ■ とする。なお、鉄セル, 分析室, <math>\alpha \cdot \gamma</math> 測定室については、外部放射線に係る設計基準線量率による従事者被ばくの観点から、最大取扱量を定めている。</p>	取扱場所	コンクリートセル No. 1~No. 4	鉄セル	分析室, $\alpha \cdot \gamma$ 測定室	最大取扱量	■	■	■	取扱場所	取り扱う物質の種類	設定条件			核的制限値 <sup>※1</sup>	Pu 富化度	状態	体系	コンクリートセル No. 1~ No. 4, 鉄セル, 分析室, $\alpha \cdot \gamma$ 測定室	燃料デブリ等	■	Pu と水の混合物	非均質/不均一	■	<p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.1 燃料デブリ等のフロー P. 5. 1-2~3)</p> <p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P. 5. 2. 1-1~5)</p> <p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P. 5. 2. 2-1~12)</p>
取扱場所	コンクリートセル No. 1~No. 4	鉄セル	分析室, $\alpha \cdot \gamma$ 測定室																						
最大取扱量	■	■	■																						
取扱場所	取り扱う物質の種類	設定条件			核的制限値 <sup>※1</sup>																				
		Pu 富化度	状態	体系																					
コンクリートセル No. 1~ No. 4, 鉄セル, 分析室, $\alpha \cdot \gamma$ 測定室	燃料デブリ等	■	Pu と水の混合物	非均質/不均一	■																				
<p>八 核燃料物質の貯蔵施設 (以下単に「貯蔵施設」という。) の位置、構造及び設備</p>	<p>燃料デブリ等の一時貯蔵施設の種類          燃料デブリ等の一時貯蔵施設は、試料ピットとして ■ に設け、燃料デブリ等から採取した試料の一部、試料採取時に発生した小片等の残試料、分析・試験後の試料等を一時的に保管する。</p> <p>主要な設備及び機器の種類並びに個数          (1) 試料ピット</p> <table border="1" data-bbox="1157 1218 2472 1276"> <thead> <tr> <th>建物</th> <th>設置場所</th> <th>臨界管理に係る主要な設備及び機器の種類</th> <th>個数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第2棟の建屋</td> <td>■</td> <td>試料ピット</td> <td>■</td> </tr> </tbody> </table> <p>貯蔵する物質の種類及び最大貯蔵能力</p> <p>① 取り扱う物質の種類          試料ピットでは、燃料デブリ等から採取した試料の一部、試料採取時に発生した小片等の残試料、分析・試験後の試料等を一時的に保管する。</p> <p>② 最大取扱量</p> <table border="1" data-bbox="1210 1457 1949 1587"> <tr> <td>取扱場所</td> <td>試料ピット</td> </tr> <tr> <td>最大取扱量</td> <td>■</td> </tr> </table>	建物	設置場所	臨界管理に係る主要な設備及び機器の種類	個数	第2棟の建屋	■	試料ピット	■	取扱場所	試料ピット	最大取扱量	■	<p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P. 5. 2. 10-1)</p> <p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P. 5. 2. 2-13)</p> <p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P. 5. 2. 10-1)</p> <p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P. 5. 2. 2-13)</p>											
建物	設置場所	臨界管理に係る主要な設備及び機器の種類	個数																						
第2棟の建屋	■	試料ピット	■																						
取扱場所	試料ピット																								
最大取扱量	■																								

	<p>主要な核的制限値</p> <p>① 単一ユニット 燃料デブリ等の取扱施設の臨界管理のために、燃料デブリ等の取り扱い上の一つの単位となる単一ユニットを設定する。単一ユニットの核的制限値は、取り扱う燃料デブリ等の形態に応じ、裕度のある条件を設定し、十分信頼性のある計算コードを使用して、中性子実効増倍率が0.95以下となるように体数、質量又は濃度を設定する。 各単一ユニットでの燃料デブリ等の取扱いは、下表の核的制限値以下となるようにする。</p> <table border="1" data-bbox="1160 312 2415 682"> <thead> <tr> <th rowspan="2">取扱場所</th> <th rowspan="2">取り扱う物質の種類</th> <th colspan="3">設定条件</th> <th colspan="2">核的制限値</th> </tr> <tr> <th>Pu 富化度</th> <th>状態</th> <th>体系</th> <th></th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">試料ピット</td> <td rowspan="5">燃料デブリ等</td> <td rowspan="5">■</td> <td rowspan="5">Pu と水の混合物</td> <td rowspan="5">非均質/不均一</td> <td>■</td> <td>■</td> </tr> <tr> <td>■</td> <td>■</td> </tr> <tr> <td>■</td> <td>■</td> </tr> <tr> <td>■</td> <td>■</td> </tr> <tr> <td>■</td> <td>■</td> </tr> </tbody> </table> <p>② 複数ユニット 複数ユニットは、取り扱う燃料デブリ等の形態に応じ、裕度のある条件を設定し、十分信頼性のある計算コードで中性子実効増倍率が0.95以下となるように単一ユニットの配置等を設定する。</p>	取扱場所	取り扱う物質の種類	設定条件			核的制限値		Pu 富化度	状態	体系			試料ピット	燃料デブリ等	■	Pu と水の混合物	非均質/不均一	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	<p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.2-1～16)</p> <p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.2-1～16)</p>
取扱場所	取り扱う物質の種類			設定条件			核的制限値																						
		Pu 富化度	状態	体系																									
試料ピット	燃料デブリ等	■	Pu と水の混合物	非均質/不均一	■	■																							
					■	■																							
					■	■																							
					■	■																							
					■	■																							
<p><b>使用許可基準規則</b></p> <p>(核燃料物質の臨界防止) 第七条 使用前検査対象施設は、核燃料物質が臨界に達するおそれがないようにするため、核的に安全な形状寸法にすることその他の適切な措置を講じたものでなければならない。</p>	<p>設計方針 第2棟の安全対策は、他の特定原子力施設の設計を参考にしつつ、「特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について」を満たし、その安全機能の重要度、地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆への被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で、核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして適切な耐震設計上の区分を行うとともに、適切と考えられる設計用地震力に耐えられる設計とする。 また、既存の核燃料物質等の使用施設を参考にしつつ、「使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「使用許可基準規則」という。）についても考慮した設計とする。</p> <p>臨界防止 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、当該核燃料物質が臨界に達するおそれがないよう、核的に安全な形状寸法にすることその他の適切な臨界防止のための措置を講ずる設計とする。</p>	<p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2-3)</p> <p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.1-1～5)</p>																											
<p><b>使用許可基準規則の解釈</b> 第7条（核燃料物質の臨界防止） 1 第1項に規定する「核燃料物質が臨界に達する」とは、通常時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は使用者の単一の誤操作を想定した場合に、核燃料物質が臨界に達することをいう。</p>	<p>臨界防止 第2棟は、通常時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は使用者の単一の誤操作を想定した場合においても、燃料デブリ等に含まれる核燃料物質が臨界に達するおそれのない設計とする。</p>	<p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.2-1～16)</p>																											
<p>2 第1項に規定する「核的に安全な形状寸法にすることその他の適切な措置」とは、核燃料物質の取り扱い上の一つの単位（以下「単一ユニット」という。）について、以下の各号に掲げる措置又はこれらと同等以上の措置をいう。（核燃料物質の取扱量及び使用状況からみて、臨界にならないことが明らかな場合を除く。）</p> <p>一 核燃料物質を収納する、単一ユニットとしての設備・機器のうち、その形状寸法を制限し得るものについては、その形状寸法について適切な核的制限値（臨界管理を行う体系の未臨界確保のために設定する値をいう。この値は、具体的な機器の設計及び運転条件の妥当性の判断を容易かつ確実に行うために設定する計量可能な値であり、この値を超えた機器の製作並びに運転時及び停止時における運転条件の設定は許容されない。）が設けられていること。この場合、溶液状の核燃料物質を取り扱う設備・機器については、全ての濃度において臨界安全を維持できる形状を基本とすること。</p>	<p>臨界防止 (1) 単一ユニット 燃料デブリ等に含まれる核燃料物質の取り扱い上の一つの単位である単一ユニットは、形状管理、質量管理及びこれらの組合せにより、臨界を防止する設計とする。 核燃料物質を収納する単一ユニットとしての設備・機器のうち、その形状寸法を制限し得るものについては、その形状寸法について適切な核的制限値（臨界管理を行う体系の未臨界確保のために設定する値をいう。この値は、具体的な機器の設計及び運転条件の妥当性の判断を容易かつ確実に行うために設定する計量可能な値であり、この値を超えた機器の製作並びに運転時及び停止時における運転条件の設定は許容されない。）を設ける設計とする。この場合、溶液状の核燃料物質を取り扱う設備・機器については、全ての濃度において臨界を維持できる設計とする。 燃料デブリ等の取扱施設では、燃料デブリ等を分析・試験で取り扱う際、形状等が変化する前処理を行うため、燃料デブリ等について、規定の重量以下とする質量管理を行う設計とする。燃料デブリ等の一時貯蔵施設では、規定の重量以下であることを確認した上で、臨界防止を考慮した形状の試料ピットに一時的に保管することで質量管理及び形状管理を行う設計とする。</p>	<p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.2-1～16)</p>																											
<p>二 上記一の形状寸法管理が困難な設備・機器及び単一ユニットとしてのグローブボックスについては、取り扱う核燃料物質自体の質量、プルトニウム富化度、溶液中の濃度等について適切な核的制限値が設けられていること。この場合、誤操作等を考慮しても工程内の核燃料物質が上記の制限値を超えないよう臨界安全が確保され、十分な対策が講じられていること。</p>	<p>臨界防止 (1) 単一ユニット 形状寸法管理が困難な設備・機器及び単一ユニットとしてのグローブボックスについては、取り扱う核燃料物質自体の質量、プルトニウム富化度、溶液中の濃度等について適切な核的制限値を設ける設計とする。この場合、誤操作等を考慮しても、十分な対策を講ずることにより、工程内の核燃料物質が当該制限値を超えないよう臨界安全が確保された設計とする。</p>	<p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.2-1～16)</p>																											



<p>三 核燃料物質の収納を考慮していない設備・機器のうち、核燃料物質が入るおそれのある設備・機器についても上記一及び二に規定する条件が満たされていること。</p>	<p>臨界防止 (1) 単一ユニット 臨界管理されている設備から運転員の単一の誤操作によって、臨界管理されていない設備へ核燃料物質が流入することがない設計とする。</p>	<p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.2-1～16)</p>
<p>四 核的制限値を設定するに当たっては、取り扱われる核燃料物質の化学的組成、プルトニウム富化度及び同位体組成、密度、幾何学的形状及び減速条件、中性子吸収材等を考慮し、最も厳しい結果を与えるよう、中性子の減速、吸収及び反射の各条件を仮定し、かつ、測定又は計算による誤差、誤操作等を考慮して十分な裕度を見込むこと。 五 核的制限値を定めるに当たって、参考とする手引書、文献等は、公表された信頼度の十分高いものであり、また、使用する臨界計算コード等は、実験値等との対比がなされ、信頼度が十分高いこと。  六 核的制限値の維持・管理については、起こるとは考えられない独立した二つ以上の異常が同時に起こらない限り臨界に達しないものであること。</p>	<p>臨界防止 (1) 単一ユニット 核的制限値については、取り扱われる核燃料物質の化学的組成、プルトニウム富化度及び同位体組成、密度、幾何学的形状及び減速条件等を考慮し、最も厳しい結果を与えるよう、中性子の減速、吸収及び散乱の各条件を仮定し、かつ、測定又は計算による誤差、誤操作等を考慮して十分な裕度を見込んで設定するとともに、参考とする手引書、文献等については、公表された信頼度の十分高いものを、臨界計算コード等については、実験値等との対比がなされた信頼度の十分高いものを使用する。  また、起こるとは考えられない独立した二つ以上の異常が同時に起こらない限り臨界に達しないような核的制限値の維持・管理を行う設計とする。</p>	<p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.8-1～7)  (V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.8-1～7)</p>
<p>3 第1項に規定する「核的に安全な形状寸法にすることその他の適切な措置」とは、2つ以上の単一ユニットが存在する場合について、以下の各号に掲げる措置又はこれらと同等以上の措置をいう。(核燃料物質の取扱量及び取扱使用状況からみて、臨界にならないことが明らかな場合を除く。)</p>		
<p>一 単一ユニット相互間が核的に安全な配置であることを確認すること。</p>	<p>臨界防止 (2) 複数ユニット 第2棟に単一ユニットが2つ以上存在する場合には、単一ユニット相互間の中性子相互干渉を考慮し、単一ユニット相互間が核的に安全な配置であることを担保する適切な核的制限値を設定し、臨界安全を確保する設計とする。</p>	<p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.2-1～16)</p>
<p>二 核的に安全な配置を定めるに当たっては、最も厳しい結果を与えるよう、中性子の減速、吸収及び反射の各条件を仮定し、かつ、測定又は計算による誤差、誤操作等を考慮して十分な裕度を見込むこと。 三 核的に安全な配置を定めるに当たって、参考とする手引書、文献等は、公表された信頼度の十分高いものであり、また、使用する臨界計算コード等は、実験値等との対比がなされ、信頼度が十分高いこと。  四 核的に安全な配置の維持については、起こるとは考えられない独立した二つ以上の異常が同時に起こらない限り臨界に達しないものであること。 五 上記四の「核的に安全な配置の維持」とは、核燃料物質を収納する設備・機器の設置に当たって、十分な構造強度を持つ構造材を用いて固定することをいう。なお、固定することが困難な設備・機器の場合は、設備・機器の周囲にユニット相互間の間隔を維持するための剛構造物を取り付けるか又は設計上移動範囲を制限すること。</p>	<p>臨界防止 (2) 複数ユニット 上記の核的制限値については、最も厳しい結果を与えるよう、単一ユニット相互間の中性子の減速、吸収及び反射の各条件を仮定し、かつ、測定又は計算による誤差、誤操作等を考慮して十分な裕度を見込んで設定するとともに、参考とする手引書、文献等については、公表された信頼度の十分高いものを、臨界計算コード等については、実験値等との対比がなされた信頼度の十分高いものを使用する。  また、起こるとは考えられない独立した二つ以上の異常が同時に起こらない限り臨界に達しないよう、核燃料物質を収納する設備・機器の設置においては十分な構造強度を持つ構造材を用いて固定すること、及び固定することが困難な設備・機器の場合は、設備・機器の周囲に単一ユニット相互間の間隔を維持するための剛構造物を取り付けるか又は設計上移動範囲を制限することにより、核的制限値の維持・管理を行う設計とする。</p>	<p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.8-1～7)</p>
<p>六 核燃料物質を不連続的に取り扱う(バッチ処理)施設においては、核燃料物質を次の工程に移動させようとしても、核的制限値等を満足する状態にならない場合は、移動することができないものであること。 七 核燃料物質を搬送するための動力の供給が停止した場合に、核燃料物質を安全に保持しているものであること。</p>	<p>臨界防止 (2) 複数ユニット さらに、第2棟において、核燃料物質を別の単一ユニットに移動させるときは、核的制限値等を満足する状態であることを作業者及び立会者が確認した上で、核燃料物質の移動を行う。また、万一、核燃料物質を搬送するための動力の供給が停止した場合には、核燃料物質を安全に保持した状態を維持する設計とする。</p>	<p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.1-1～5)</p>
<p><b>使用許可基準規則</b> 2 使用前検査対象施設には、臨界警報設備その他の臨界事故を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>臨界発生時の措置 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、γ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタによって臨界及びその継続性を検知することができる設計とする。</p>	<p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.10-1～2)</p>



<p><b>使用許可基準規則の解釈</b>  4 第2項に規定する「臨界事故を防止するために必要な設備」とは、以下の各号に掲げる設備又はこれらと同等以上の効果を有する措置を講じた設備をいう。（核燃料物質の取扱量及び取扱使用状況からみて、臨界にならないことが明らかな場合を除く。）</p> <p>一 臨界警報装置等により臨界及びその継続性を検知することができる設計であること。</p> <p>二 臨界事故の発生が想定される場合には、臨界事故が発生したとしても、これを未臨界にするための措置が講じられる設計であること。</p>	<p>臨界発生時の措置  万一、臨界が発生した場合は、γ線エアモニタ、中性子線エアモニタによって臨界及びその継続性を検知することができる設計とする。</p> <p>臨界事故が発生したとしても、臨界発生時の状況から臨界が発生した原因を推測し、臨界を抑える方策を講じる。また、万が一臨界が発生した場合に備え、中性子吸収材や放射線管理資機材を施設内に準備し、その取扱いに関するマニュアルを整備する。</p>	<p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.10-1～2)</p> <p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.1-1～5)</p>
<p><b>使用許可基準規則</b>  (貯蔵施設)  第二十三条 貯蔵施設には、次に掲げるところにより、核燃料物質を貯蔵するための施設又は設備を設けなければならない。  一 核燃料物質を貯蔵するために必要な容量を有するものであること。</p>	<p>第2棟に貯蔵施設はない。なお、燃料デブリ等を一時的に保管する試料ピットは、燃料デブリ等を一時的に保管するために必要な容量を有する設計とする。</p>	<p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.10-1)</p>
<p><b>使用許可基準規則の解釈</b>  第23条 (貯蔵施設)  —</p>		
<p><b>使用許可基準規則</b>  二 核燃料物質を搬出入する場合その他特に必要がある場合を除き、施錠又は立入制限の措置を講じたものであること。</p>	<p>第2棟に貯蔵施設はない。なお、燃料デブリ等を搬出入する場合その他特に必要がある場合を除き、施錠又は立入制限の措置を講ずる設計とする。</p>	<p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.10-1)</p>
<p><b>使用許可基準規則の解釈</b>  1 第1項第2号に規定する「立入制限の措置」とは、柵その他の人がみだりに立ち入らないようにするための措置のことをいう。</p>	<p>第2棟に貯蔵施設はない。なお、燃料デブリ等を一時的に保管する試料ピットは██████████にあるため、人がみだりに立ち入ることはできない。</p>	<p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.10-1)</p>
<p><b>使用許可基準規則</b>  三 標識を設けるものであること。</p>	<p>第2棟に貯蔵施設はない。なお、燃料デブリ等を一時的に保管する試料ピットに、標識を設ける設計とする。</p>	<p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.10-1)</p>
<p><b>使用許可基準規則の解釈</b>  2 第1項第3号に規定する「標識を設けるもの」とは、核燃料物質を貯蔵する室、箱等には、核燃料物質が存在することを明示するため、貯蔵するための室にあってはその出入口又はその付近、貯蔵するための箱等にあってはその表面に標識を付すものとし、併せて、「貯蔵室」、「貯蔵箱」等と記載し、さらに、許可なくして立入りを禁ずる又は許可なくして触れることを禁ずる旨を記載等することをいう。</p>	<p>第2棟に貯蔵施設はない。なお、燃料デブリ等を一時的に保管する試料ピットには、燃料デブリ等が存在することを明示するため、必要な表示を行う設計とする。</p>	<p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.10-1)</p>
<p><b>使用許可基準規則</b>  2 貯蔵施設には、核燃料物質を冷却する必要がある場合には、冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第2棟に貯蔵施設はない。なお、燃料デブリ等を冷却する必要がある場合には、冷却するために必要な設備を有する設計とする。</p>	<p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.10-1)</p>
<p><b>使用許可基準規則の解釈</b>  3 第2項に規定する「冷却するために必要な設備を設けなければならない。」とは、取り扱う核燃料物質（プルトニウム等）の崩壊熱等を考慮して、冷却機能を設けること等をいう。</p>	<p>第2棟に貯蔵施設はない。なお、第2棟の試料ピットに一時的に保管する予定の燃料デブリ等は、事故が発生してから時間が経過しているため、崩壊熱は十分小さい。</p>	<p>(V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項 5.2 臨界防止 P.5.2.10-1)</p>

## V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を 講ずべき事項

### 5.1 燃料デブリ等のフロー

## 措置を講ずべき事項

### V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項

- 燃料デブリなどを含む核燃料物質については、確実に臨界未満に維持し、原子炉格納容器の止水などの対策を講じた上で、安全に取り出し、飛散を防止し、適切に遮蔽、冷却及び貯蔵すること。
- 作業員及び敷地内外の安全の確保を図りつつ、1号炉から4号炉の廃炉をできる限り速やかにかつ安全に実現するために適切な措置を講じること。
- 上記に加えて、災害の防止等のために必要であると認めるときは、措置を講じること。

#### 5.1.1 措置を講ずべき事項への適合方針

燃料デブリなどを含む核燃料物質については、確実に臨界未満に維持し、安全に取扱い、飛散を防止し、適切に遮蔽、冷却及び一時的な保管をする。作業員及び敷地内外の安全の確保を図りつつ、燃料デブリ等の搬入、分析・試験（切断、研磨、粉碎、溶解等の試料調製を含む。）、一時的な保管及び搬出を安全に実現するために適切な措置を講ずる。上記に加えて、災害の防止等のために必要であると認めるときは、措置を講じる。第2棟における燃料デブリ等の取扱いフローは以下のとおりとする。

燃料デブリ等は、第2棟のローディングドックから搬入する。その搬入の際、ローディングドックにおける複数の扉等を同時に開放できない設計とする。ローディングドックへ搬入後、燃料デブリ等をサービスエリアへ移送し、コンクリートセルの天井ポート又は側面ポートからコンクリートセルに搬入する。コンクリートセルに搬入する際には、気密を保持するためポリ塩化ビニール製のバッグ等を使用する。燃料デブリ等を搬出する際も同様とする。また、燃料デブリ等は、XXXXXXXXXXの試料ピットにて一時的に保管できるようにする。

コンクリートセルと鉄セル間、鉄セルとグローブボックス間及びグローブボックスとフード間で燃料デブリ等を移送する際には気密を考慮した扉を介して行う。

フードから分析室又は $\alpha$ ・ $\gamma$ 測定室へ燃料デブリ等を移送する際には、気密及び遮へいを考慮した容器に収納する。

(実施計画：II-2-48-1)

#### 5.1.2 対応方針

第2棟における燃料デブリ等の取扱いに係る具体的な対応方針は、以下のとおりとする。

##### (1) 第2棟に受け入れる燃料デブリ等

第2棟における燃料デブリ等とは、燃料デブリ、炉構造材及び解体廃棄物を想定する。

##### ① 燃料デブリ

燃料と被覆管等が熔融し再固化したもの<sup>\*1</sup>。第2棟では以下を想定している。

- ・ 酸化物：(U, Zr)O<sub>2</sub>, (U, Pu, Zr)O<sub>2</sub>
- ・ 合金：U-Zr-Fe, U-Pu-Zr-Fe

- ・ 炉心溶融物-コンクリート混合物など

## ② 炉構造材及び解体廃棄物

高線量（1Sv/h<sup>※2</sup>以上）の廃棄物及び燃料成分が付着している廃棄物<sup>※3</sup>。第2棟では以下を想定している。

- ・ 原子炉圧力容器（RPV）
- ・ 原子炉格納容器（PCV）
- ・ RPVペDESTAL構造材
- ・ コンクリート
- ・ 堆積物
- ・ 機器類など

※1：東京電力（株）福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ（平成23年12月21日）

※2：放射性物質分析施設の設置について（特定原子力施設監視・評価検討会第79回）

※3：東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2019（原子力損害賠償・廃炉等支援機構2019年9月9日）

## (2) 第2棟の設置の目的，要求される機能

### ① 設置の目的

第2棟は，福島第一原子力発電所で発生した燃料デブリ等の性状を把握することにより，その安全な取り出し等の作業の推進に資する情報を取得するため，分析・試験を行うことを目的とする。

*(実施計画：II-2-48-1)*

### ② 要求される機能

第2棟においては，燃料デブリ等について，搬入，分析・試験（切断，研磨，粉砕，溶解等の試料調製を含む。），一時的な保管及び搬出を行えること。**燃料デブリ等に含まれる核燃料物質の臨界管理を行えること。**また，第2棟で発生する放射性廃棄物の一時的な保管及び搬出を行えること。第2棟内で取り扱う放射性物質については，必要に応じて遮へいや漏えい防止・汚染拡大防止等を行うことにより，敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること。

*(実施計画：II-2-48-1)*

第2棟で実施する分析を表5.1-1に示す。

表5.1-1 第2棟で実施する分析※1

【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	○	○		○	

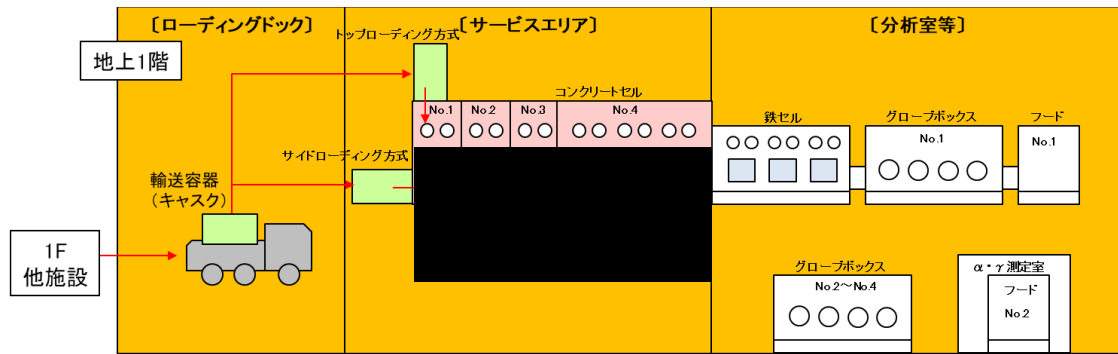
※) 一部は将来設置を想定

※1：放射性物質分析施設の設置について（特定原子力施設監視・評価検討会 第79回）

(3) 第2棟内の燃料デブリ等の取扱いフロー

① 福島第一原子力発電所内の他施設から第2棟への受入

福島第一原子力発電所内の他施設から第2棟への燃料デブリ等の受入フローを図5.1-1に示す。

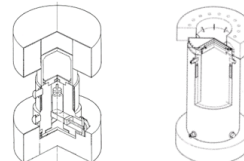


【ローディングドック】

- 高線量放射性物質の運搬実績のある輸送容器(キャスク)を用いてローディングドックに受け入れる。
- コンクリートセルの側面ポート又は天井ポートに輸送容器(キャスク)を接続して、燃料デブリ等が入った容器(以下「試料容器」という。)が収納された収納容器をコンクリート内に受け入れる。輸送容器(キャスク)は既存の容器を使用することを想定し、設計条件に反映している。



サイドローディング形式キャスク(想定: RD-20)

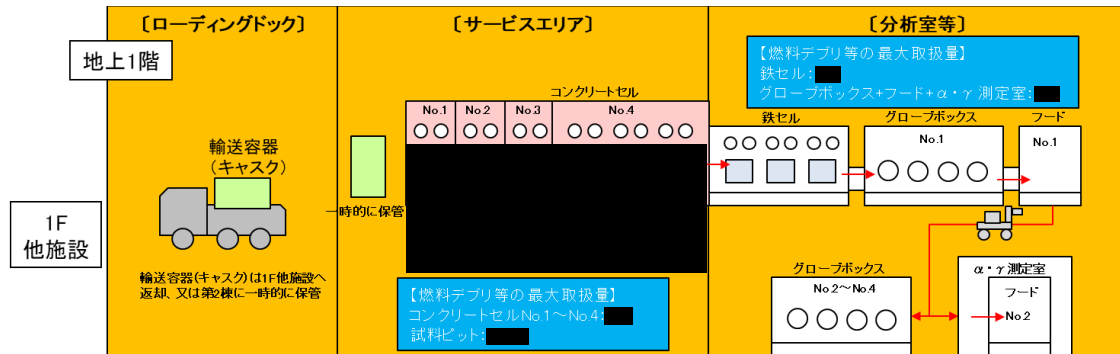


トップローディング形式キャスク(想定: P-3S 12T、TN6-4)

図5.1-1 福島第一原子力発電所内の他施設から第2棟への燃料デブリ等の受入フロー

② 分析・試験の流れ

分析・試験の流れを図5.1-2に示す。



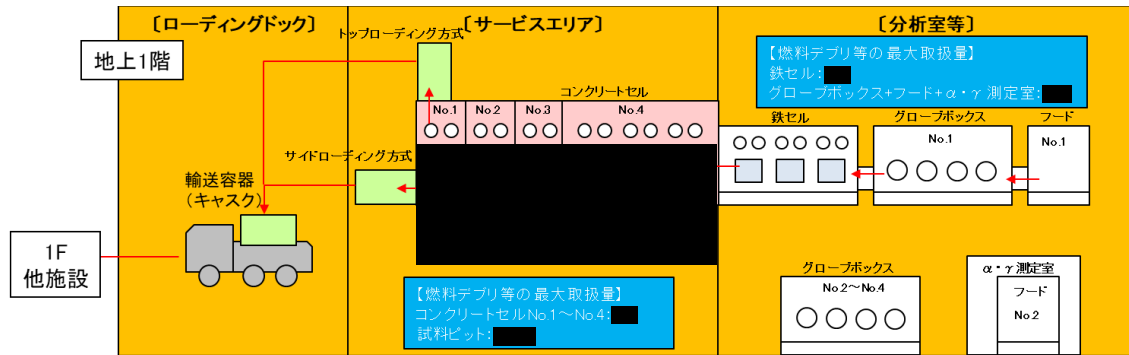
各エリアにおける主な作業、燃料デブリ等の形態及び移送方法を以下に示す。

→:燃料デブリ等の流れ

- |   |   |
|---|---|
| <p>【コンクリートセルNo.1】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料デブリ等の受入</li> </ul> <p>【コンクリートセルNo.2】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>重量測定(収納容器ごと)、収納容器から試料容器の取出し</li> </ul> <p>【コンクリートセルNo.3】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>表面分析: 固体</li> </ul> <p>【コンクリートセルNo.4】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外観確認、試料調製(切断、溶解等)等: 固体、粉体、液体</li> </ul> <p>【鉄セル】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>物性測定、前処理(核種分離、溶解等): 固体、液体、気体</li> </ul> <p>【グローブボックス】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>前処理(核種分離等)、化学分析: 固体(乾固)、液体、気体</li> </ul> | <p>【フード】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>試料の搬出、試料調製(マイラー処理等): 固体(乾固)、液体</li> </ul> <p>【<math>\alpha \cdot \gamma</math>測定室】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>化学分析、放射能測定: 固体(乾固)、液体</li> <li>試料調製: 固体(乾固)、液体</li> </ul> <p>【燃料デブリ等の移送】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>コンクリートセルNo.1～No.2までは収納容器で、コンクリートセルNo.2～フードNo.1までは試料容器等を用いて、ポートを利用して移送</li> <li>フードNo.1以降は遮へい及び漏えいを考慮した容器を用いて移送</li> </ul> |
|---|---|

図5.1-2 分析・試験の流れ

- ③ 一時的な保管，福島第一原子力発電所内の他施設への払出  
 一時的な保管，福島第一原子力発電所内の他施設への払出フローを図5.1-3に示す。



- 【フードNo.1、グローブボックスNo.1、鉄セル、コンクリートセルNo.4、コンクリートセルNo.3】 →: 燃料デブリ等の流れ
- 分析試料(試料調製等により分析可能な状態にした試料)、分析残試料(試料調製等により発生した残材)、分析済試料(分析後の試料)を
- 【コンクリートセルNo.2】
- に分析試料、分析済試料、分析残試料を
  - 試料容器を収納容器に収納し、コンクリートセルNo.1へ移送
- 【コンクリートセルNo.1】
- 試料容器の入った収納容器を輸送容器へ収納し、ローディングドックへ移送
- 【ローディングドック】
- 輸送容器(カヤスク)を第2棟から1F他施設へ払出
- 【燃料デブリ等の移送】
- コンクリートセルNo.1～No.2は収納容器を、コンクリートセルNo.2～フードNo.1間は、試料容器等を用いてポートを利用して移送

図5.1-3 一時的な保管，福島第一原子力発電所内の他施設への払出フロー



④ 第2棟で燃料デブリ等に使用する容器類

第2棟で燃料デブリ等に使用する容器を以下に示す。

・ 試料容器

燃料デブリ等の試料を収納する容器。収納する試料に応じて、金属又は樹脂製の遮へい及び漏えいを考慮した容器を使用する。

・ 保管容器

試料ピットに試料を保管する際に使用する容器。保管容器に試料容器を収納して使用する。

・ 収納容器

輸送容器で試料を輸送する際に使用する容器。収納容器に試料容器を収納して使用し、キャスクの形式によって使い分ける。

・ 輸送容器（キャスク）

燃料デブリ等を輸送する際に使用する容器。トップローディング形式やサイドローディング形式のキャスクで、収納容器を収納して使用する。

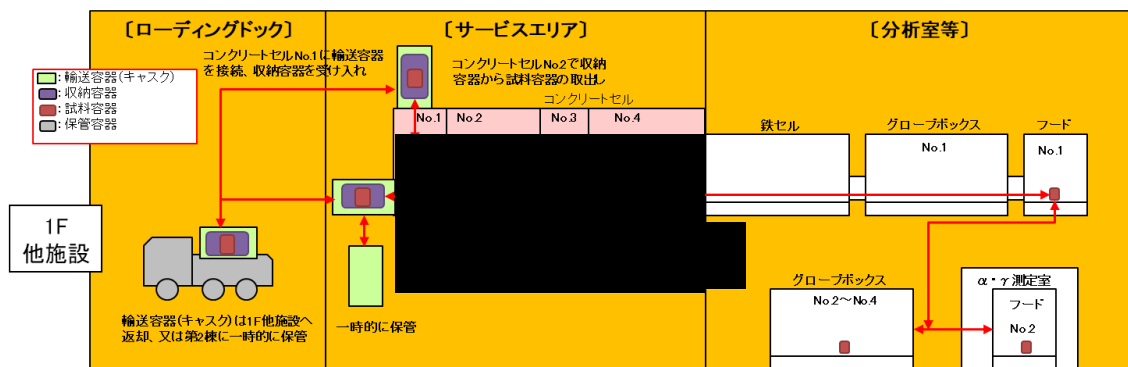


図5.1-4 第2棟内の燃料デブリ等移送時の容器

表5.1-2 容器の申請範囲と安全機能

容器	用途	安全機能		
		閉じ込め	遮蔽	臨界
輸送容器 (キャスク)	燃料デブリ等を輸送する際に使用する容器。トップローディング形式やサイドローディング形式のキャスクで、収納容器を収納して使用する。	本申請の対象外		
収納容器	輸送容器で試料を輸送する際に使用する容器。収納容器に試料容器を収納して使用し、キャスクの形式によって使い分ける。	—	—	—
試料容器	燃料デブリ等の試料を収納する容器。収納する試料に応じて、金属又は樹脂製の遮へい等のを使用する。	—	—	—
保管容器	試料ピットに試料を保管する際に使用する容器。保管容器に試料容器を収納して使用する。	—	—	○

- ・ 臨界防止の観点から安全機能を有する容器は保管容器である。
- ・ [ ] の試料ピットに保管容器を [ ] で収納するため、形状管理のために保管容器の高さを [ ] とする。

⑤ 第2棟に必要な設備

i) 燃料デブリ等（核燃料物質）の取扱い

燃料デブリ等（核燃料物質）の取扱いに必要な設備を表5.1-3に示す。

表5.1-3 燃料デブリ等（核燃料物質）の取扱いに必要な設備

要求機能	閉じ込め
必要な設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>• コンクリートセル(SUS製ライニング)</li> <li>• 鉄セル(SUS製インナーボックス)</li> <li>• グローブボックス</li> <li>• フード</li> <li>• 給気フィルタユニット</li> <li>• セル・グローブボックス用排風機</li> <li>• フード用排風機</li> <li>• セル・グローブボックス用排気フィルタユニット</li> <li>• フード用排気フィルタユニット</li> </ul>
要求機能	臨界防止
必要な設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>• コンクリートセル</li> <li>• 試料ピット</li> </ul>

ii) 高線量の試料の取扱い

高線量の試料の取扱いに必要な設備を表5.1-4に示す。

表5.1-4 高線量の試料の取扱いに必要な設備

要求機能	遮へい
必要な設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>• コンクリート壁、床、天井(建屋、コンクリートセル)</li> <li>• 鉄遮へい体</li> </ul>

iii) 放射性の固体廃棄物の発生

放射性固体廃棄物の取扱いに必要な設備を表5.1-5に示す。

表5.1-5 放射性固体廃棄物の取扱いに必要な設備

要求機能	廃棄物の一時的な保管
必要な設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 固体廃棄物払出準備設備</li> </ul>

iv) 放射性の液体廃棄物の発生

放射性液体廃棄物の取扱いに必要な設備を表5.1-6に示す。

表5.1-6 放射性液体廃棄物の取扱いに必要な設備

要求機能	廃棄物の一時的な保管 漏えい・拡大防止
必要な設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 分析廃液受槽</li> <li>• 設備管理廃液受槽</li> <li>• 分析廃液移送・回収ポンプ</li> <li>• 設備管理廃液移送・回収ポンプ</li> <li>• 液位計</li> <li>• 堰</li> <li>• 漏えい検知器</li> <li>• 塩酸含有廃液保管ラック、有機廃液保管ラック</li> </ul>

v) 放射性気体廃棄物の発生

放射性気体廃棄物の取扱いに必要な設備を表5.1-7に示す。

表5.1-7 放射性気体廃棄物の取扱いに必要な設備

要求機能	放射性物質の十分に低い濃度までの除去 放射性物質濃度の確認
必要な設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>• セル・グローブボックス用排風機</li> <li>• フード用排風機</li> <li>• セル・グローブボックス用排気フィルタユニット</li> <li>• フード用排気フィルタユニット</li> <li>• 放射線管理設備(モニタリング設備)</li> </ul>

⑥ 当初設置する設備と将来設置する設備

第2棟の分析・試験項目に対し、当初設置する設備（今回の申請範囲）と将来設置する設備の区分は表5.1-8に示すとおり。

表5.1-8 当初設置する設備と将来設置する設備

	【第2棟の分析・試験項目】	申請設備
当初設置する装置にて実施する項目と申請設備	線量率	コンクリートセル
	核種インベントリ、組成	コンクリートセル、鉄セル、グローブボックス、 $\alpha$ ・ $\gamma$ 測定室
	形状、化学形態、表面状態	鉄セル
	寸法(粒径)	コンクリートセル、鉄セル
	硬さ、じん性	鉄セル
	組成(塩分濃度・SUS等含有率)	コンクリートセル、グローブボックス
	有機物含有量	鉄セル
	含水率	鉄セル
	水素発生量	グローブボックス
将来設置する装置にて実施する項目と申請設備	密度(空隙率)	測定機器室
	熱伝導率・熱拡散率	鉄セル又はグローブボックス
	加熱時FP放出挙動	鉄セル又はグローブボックス

  : 今回の申請範囲

- ・ 熱伝導率・熱拡散率及び加熱時FP放出挙動の分析・試験を実施する鉄セル又はグローブボックスは将来増設することとし、今回の申請範囲外である。増設する時期は燃料デブリ等の取り出し状況を踏まえて適切に設定する。
- ・ 密度（空隙率）測定装置を将来設置する設備（測定機器室）については、その壁等が遮へいを考慮した建屋躯体であるため今回の申請範囲に含む。

⑦ 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、受入れ前にその核燃料物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燃料物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等重量当たりの核燃料物質量(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及び放射線量である。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、個別に想定する。

i) 燃料デブリ等重量当たりの臨界に寄与する核燃料物質量

- ・ 臨界に寄与する核燃料物質量は、Pu富化度/ $^{235}\text{U}$ 濃縮度の高い新燃料で多く、炉内における燃焼により減少する。
- ・ 燃料デブリ等は、炉内における燃焼に加え、構造材等の混在が予想されることから、重量当たりの臨界に寄与する核燃料物質量は、新燃料よりも低下している。
- ・ 以上を踏まえ、保守的な燃料デブリ等の仕様として、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を設定する。

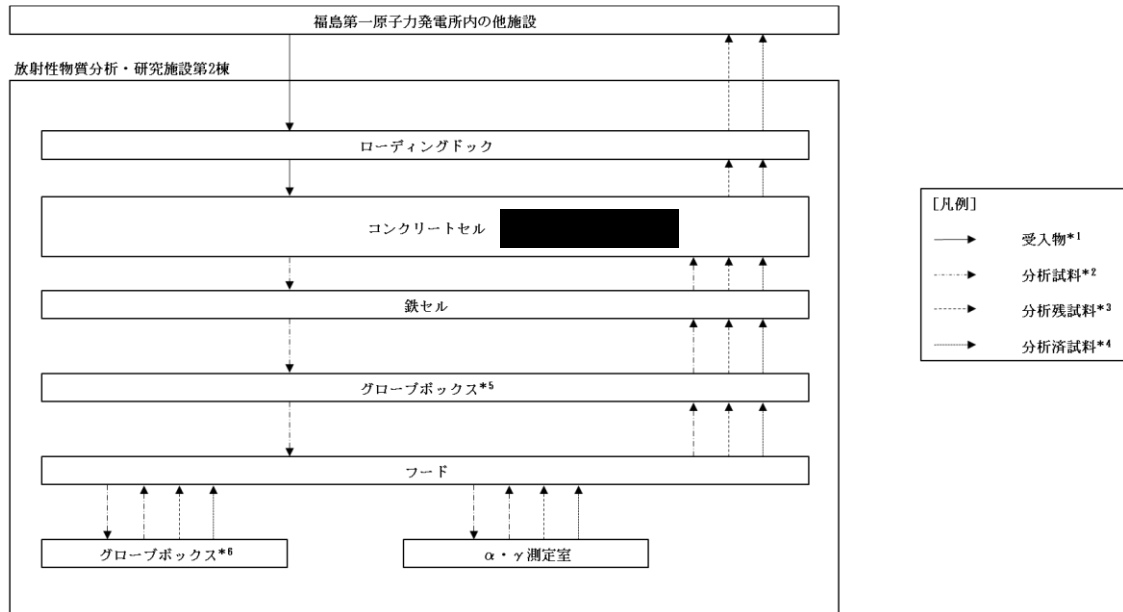
ii) 遮へい設計等に用いる燃料デブリ等重量当たりの放射エネルギー及び放射線量

- ・ 燃料の放射エネルギー及び放射線量は、燃焼度と運転履歴により変化する。
- ・ 燃料デブリ等は、構造材等の混在が予想されることから、重量当たりの放射エネルギー及び放射線量は、燃料よりも低下している。
- ・ 以上を踏まえ、保守的な燃料デブリ等の仕様として、1～3号機の燃料のうち、燃焼度と運転履歴に基づき放射エネルギー及び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を設定する。

燃料デブリ等フローについて

1. 燃料デブリ等のフロー

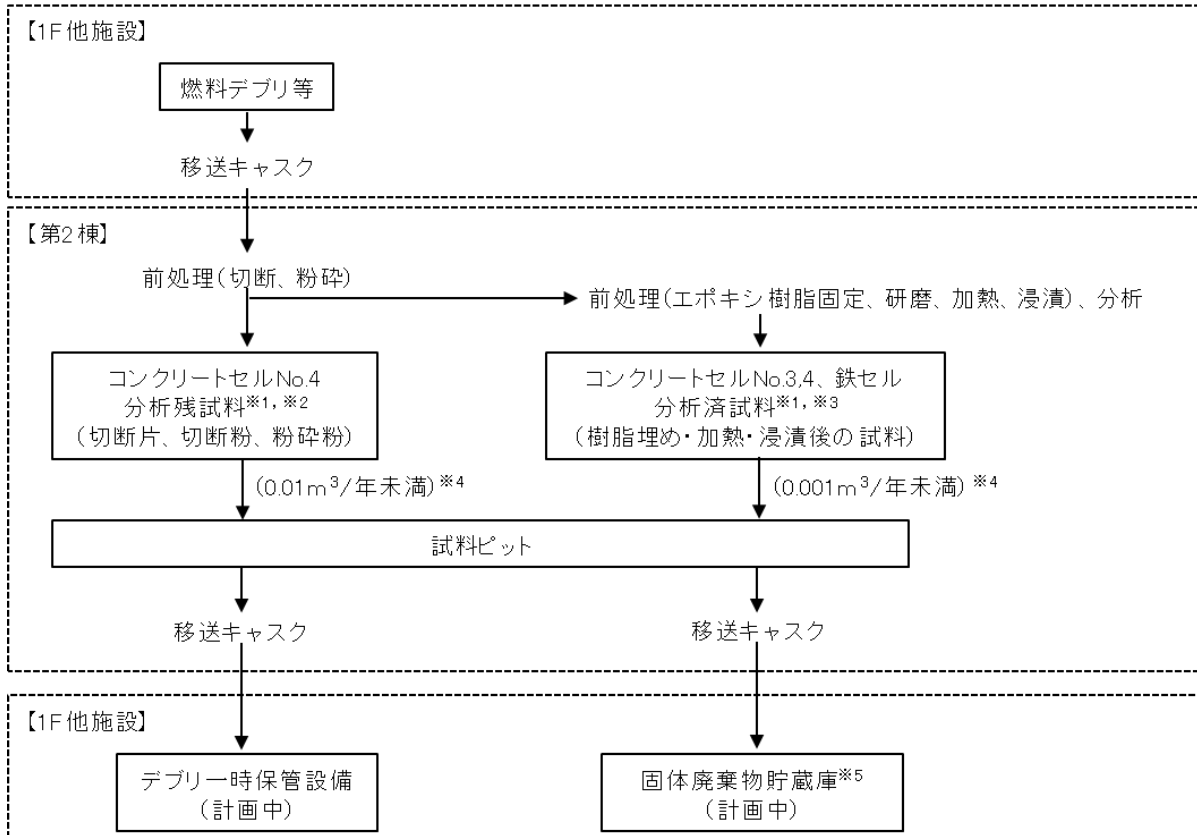
燃料デブリ等のフローを図 5.1.1-1 及び図 5.1.1-2 に示す。



\*1: 分析・試験を行うために福島第一原子力発電所内の他施設から第2棟に搬入される燃料デブリ等  
 \*2: 切断、研磨、粉碎、溶解等の試料調製を行い、分析・試験が可能な状態に処理したもの  
 \*3: 受入物から採取した試料の一部、試料採取時に発生した小片等  
 \*4: 分析・試験後の試料  
 \*5: グローブボックスNo.1  
 \*6: グローブボックスNo.2, No.3, No.4

図 5.1.1-1 燃料デブリ等フロー (1/2)

< 試料 >



※1：燃料デブリ等は全て核燃料物質として管理する。第2棟では、核燃料物質のうち、受入物、分析試料、分析残試料及び分析済試料を「試料」として分類する。

※2：化学的処理等なし。

※3：一部化学的処理等あり。

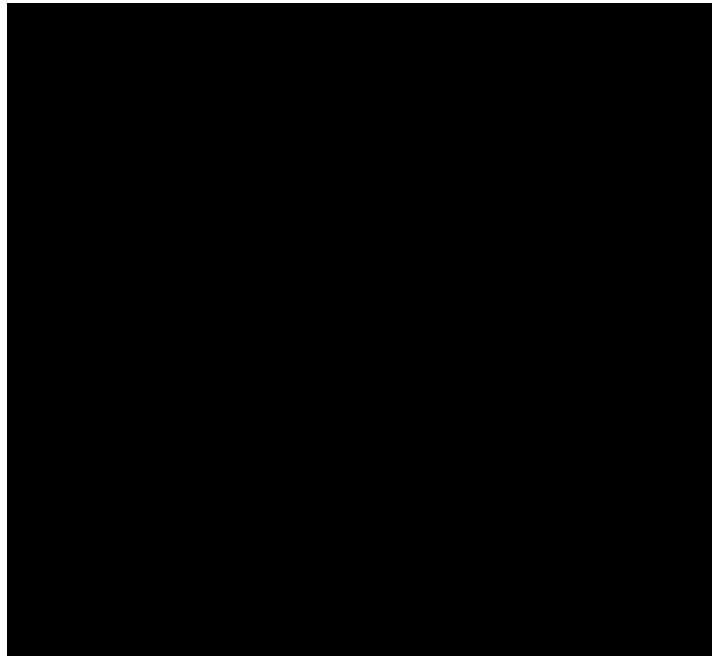
※4：現在想定している発生量。

※5：状況に応じて高線量の固体廃棄物として管理する。

図 5.1.1-2 燃料デブリ等フロー (2/2)

## 2. 燃料デブリ等の受入及び一時的な保管に係るフロー

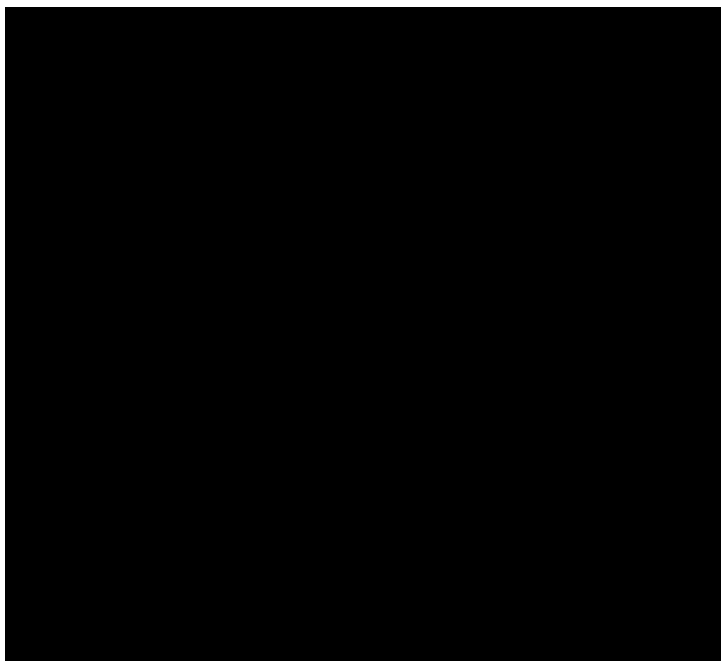
燃料デブリ等の受入及び一時的な保管に係るフローを図 5. 1. 1-3 及び図 5. 1. 1-4 に示す。



第2棟の機器配置図 地上1階

- ① 1F他施設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に収納する。
- ⑦ フードNo.1からフードアウトし、気密及び遮へいを考慮した容器にてグローブボックスNo.2、No.3、No.4、フードNo.2、 $\alpha$ ・ $\gamma$ 測定室へ移送

図 5. 1. 1-3 燃料デブリ等の受入及び一時的な保管に係るフロー (1/2)



第2棟の機器配置図 地上2階

- 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

図 5. 1. 1-4 燃料デブリ等の受入及び一時的な保管に係るフロー (2/2)



### 3. 燃料デブリ等の取扱い主要設備

燃料デブリ等の取扱い主要設備を図 5.1.1-5 に示す。

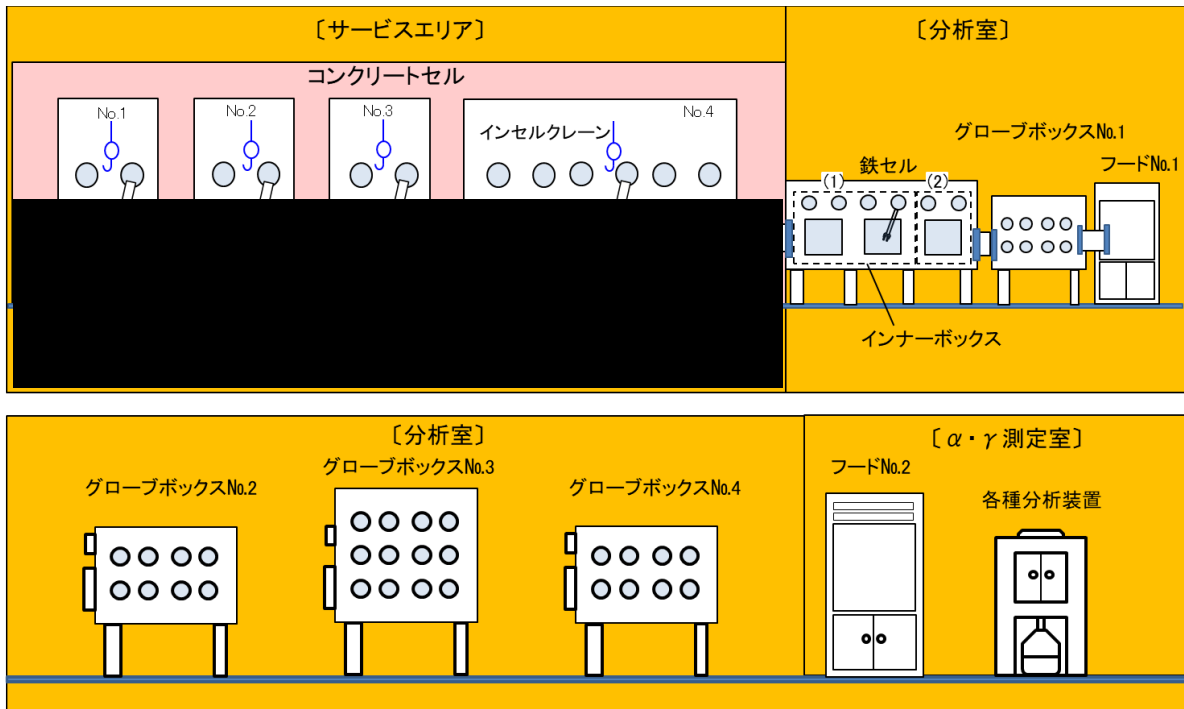


図 5.1.1-5 燃料デブリ等の取扱い主要設備

#### 4. 燃料デブリ等の移送方法

燃料デブリ等の移送方法等を図 5.1.1-6 から図 5.1.1-19 に示す。

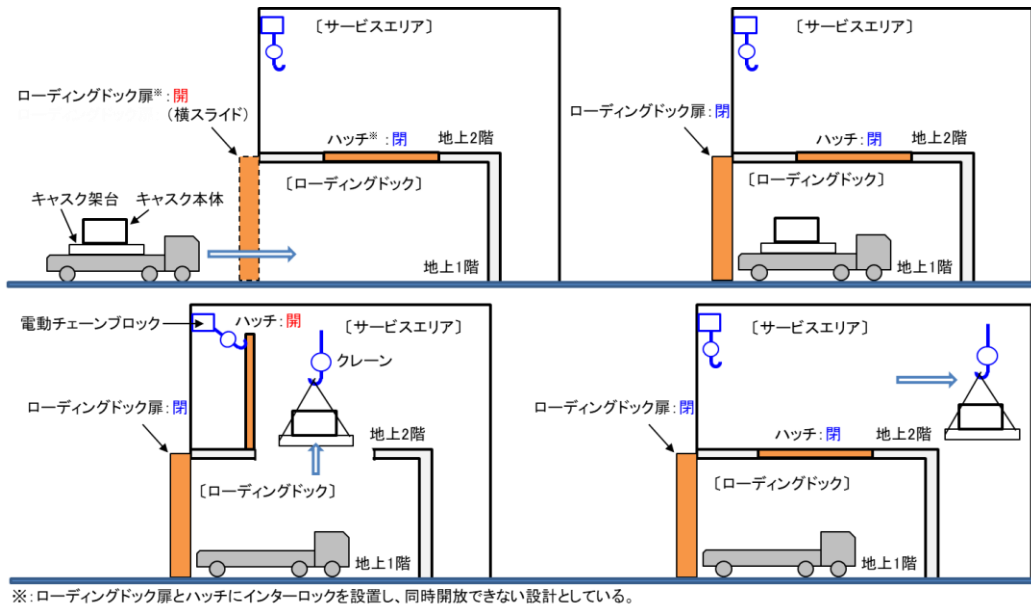


図 5.1.1-6 ローディングドック扉，ハッチ開閉動作

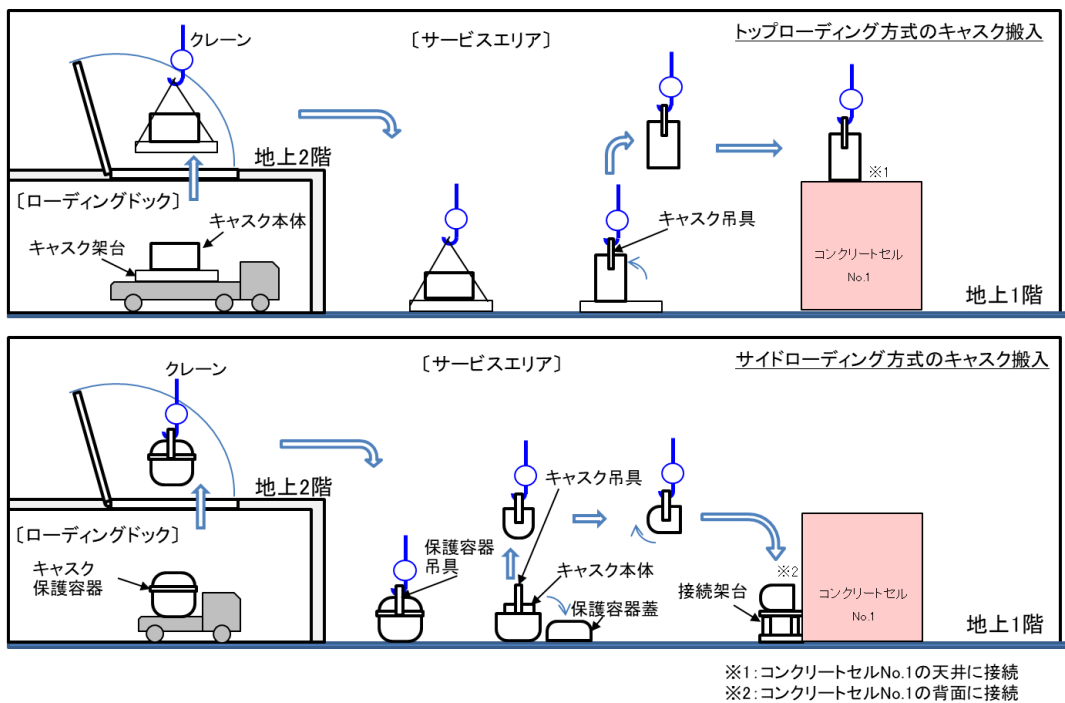


図 5.1.1-7 キャスクの搬入方法

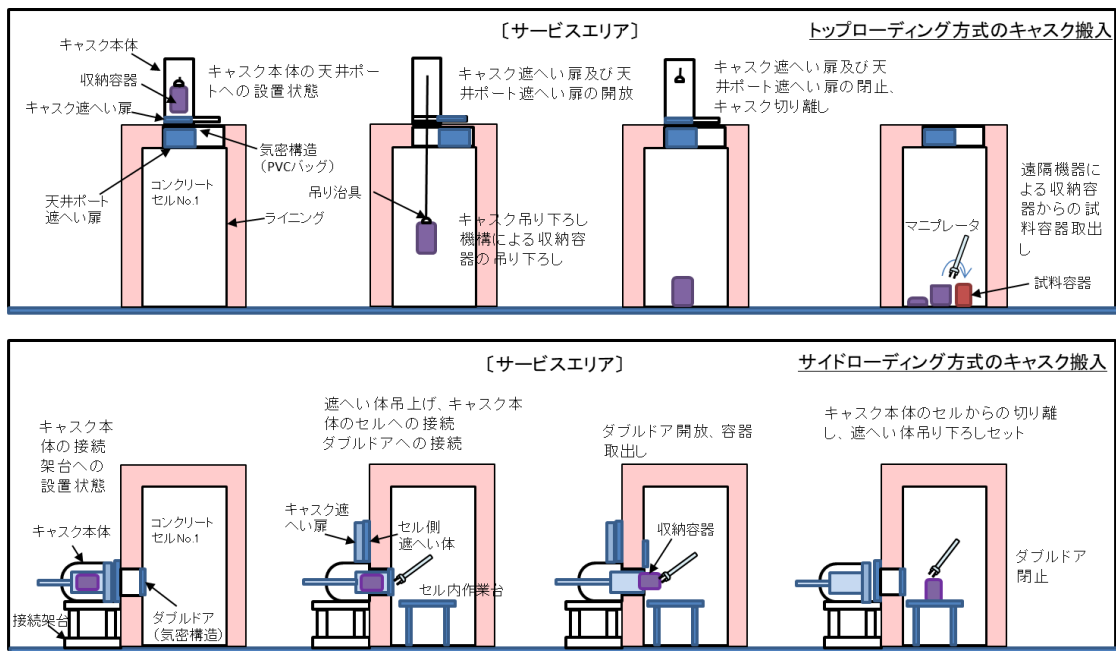


図 5.1.1-8 コンクリートセル No. 1 への搬入

トップローディングとサイドローディングの考え方及び使い分けについて、以下に示す。

○トップローディング方式のキャスク

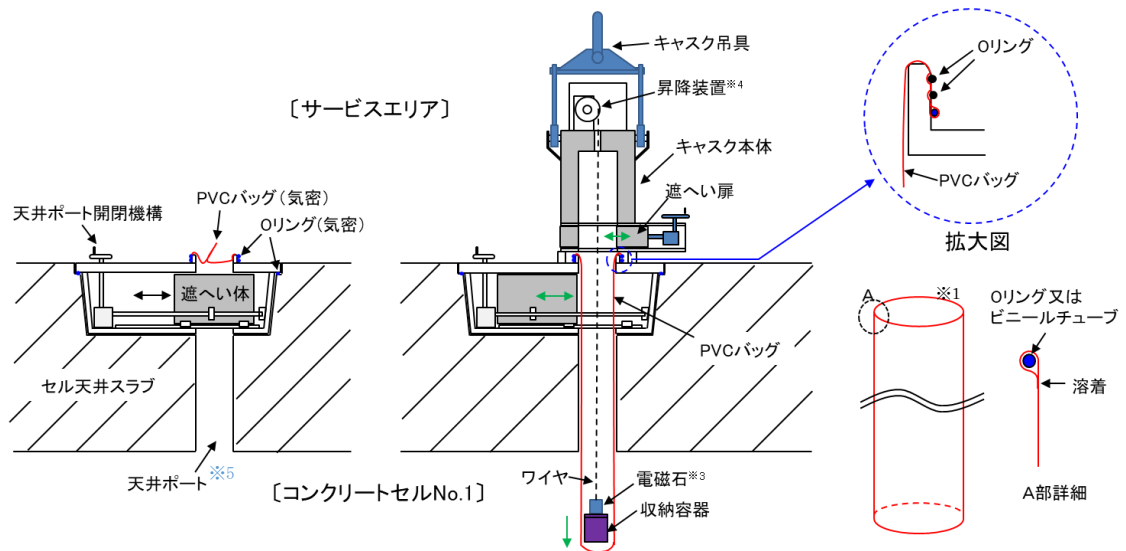
高線量又はサイドローディング方式のキャスクに入らない大きい燃料デブリ等、高線量固体廃棄物を輸送する。

セル天井のポートに接続し、キャスク内の内容を昇降機構により下降させることで、収納容器をセル内部へ搬入する。

○サイドローディング方式のキャスク

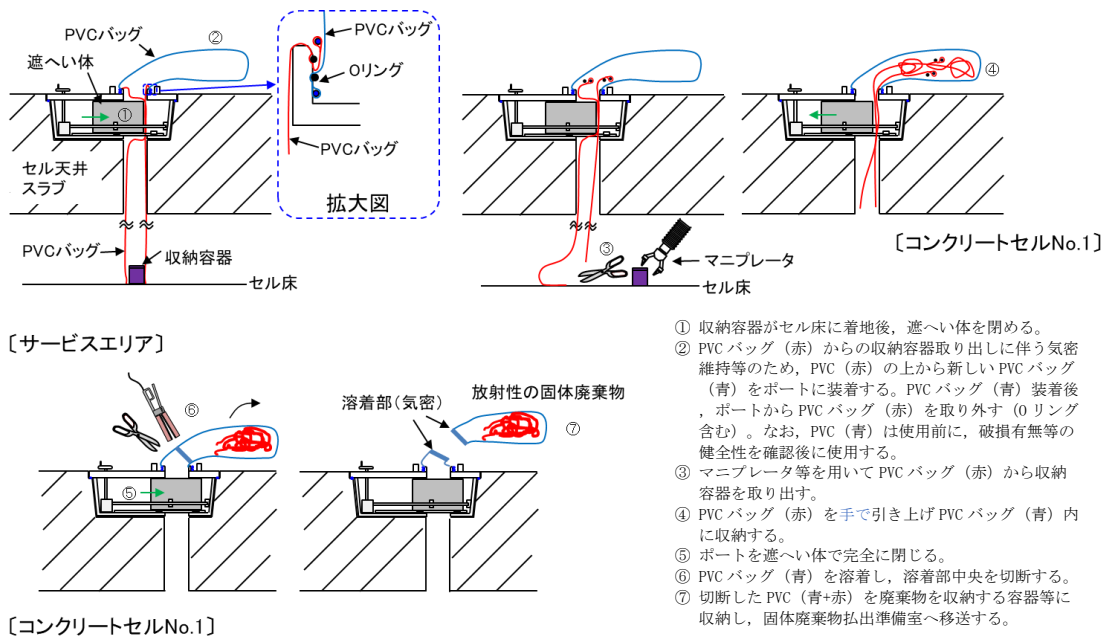
少量の燃料デブリ等、高線量固体廃棄物を輸送する。

セル側面のポートに接続し、キャスク内のコンテナのみをスライド（押し出し）することにより、コンテナをセルのダブルドア（外面）へと接続する。接続後、マニプレータ等によりセル内のダブルドアの蓋を開け、コンテナ内の収納容器を取出す。



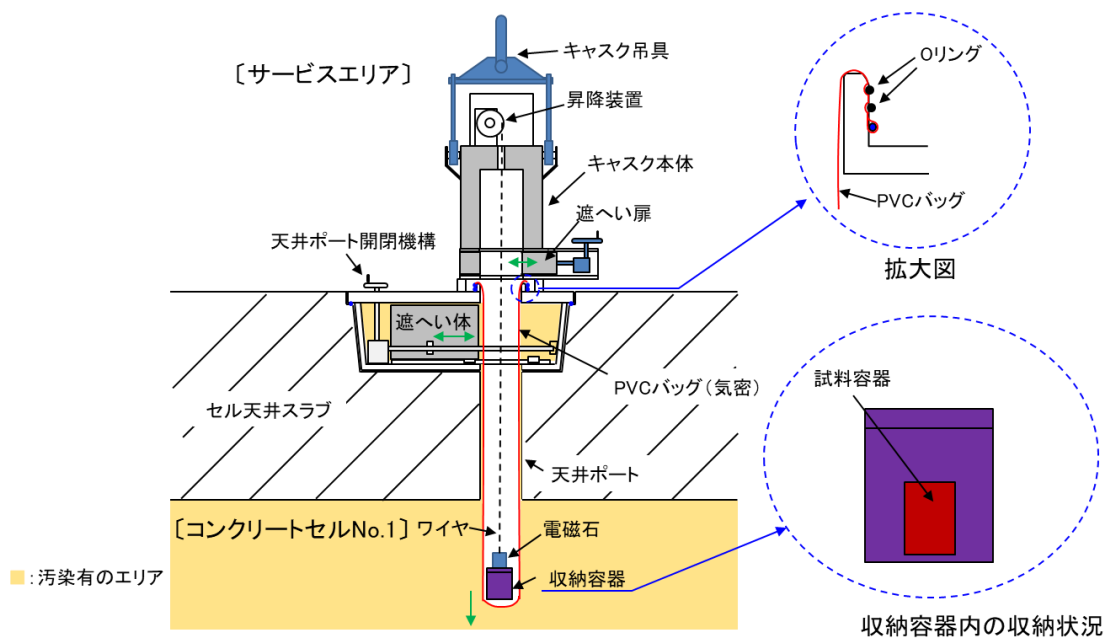
- ※1：PVC（難燃性のポリ塩化ビニール）を筒状に加工したもの。  
 ※2：JAEA茨城地区において、照射済燃料集合体等の移送に使用している。  
 ※3：電磁石は、通电によって着磁、脱磁を繰り返すことから、停電時の場合でも着磁の状態が維持され落下しない。  
 ※4：キャスクの一部又は別の（使用時にキャスクに取り付ける）装置である。  
 ※5：コンクリートセルNo. 2及びNo. 4にも同様の天井ポートを設置する（物品の搬出入用として使用）。

図 5.1.1-9 トップローディング方式<sup>※2</sup>によるセル内搬入方法例（1/2）



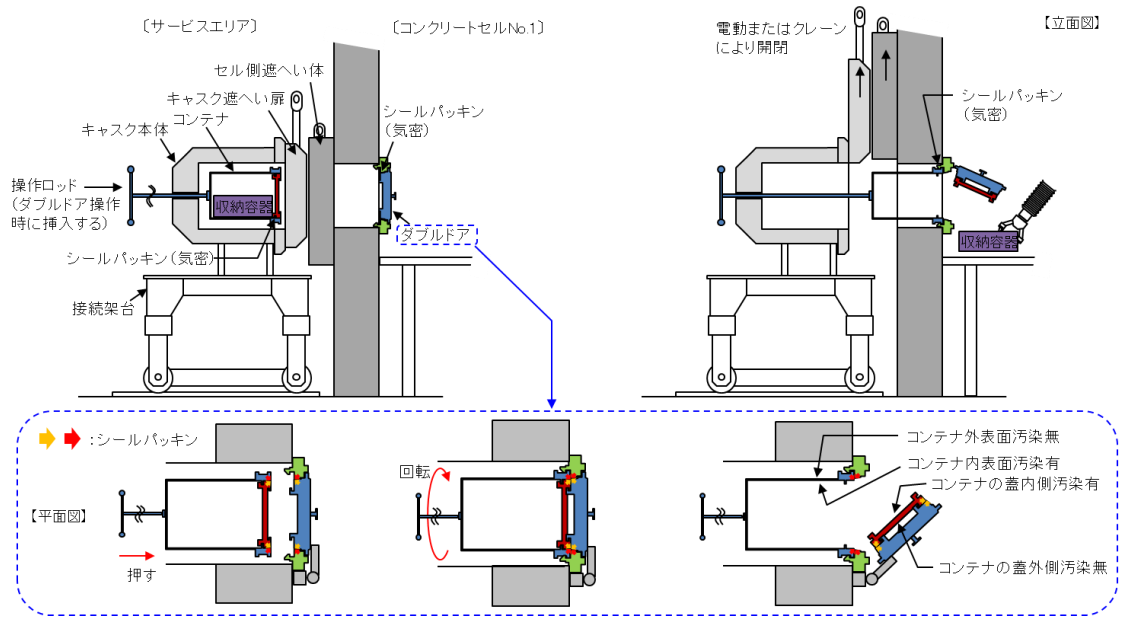
- ① 収納容器がセル床に着地後、遮へい体を閉める。
- ② PVC バッグ（赤）からの収納容器取り出しに伴う気密維持等のため、PVC（赤）の上から新しいPVC バッグ（青）をポートに装着する。PVC バッグ（青）装着後、ポートからPVC バッグ（赤）を取り外す（Oリング含む）。なお、PVC（青）は使用前に、破損有無等の健全性を確認後に使用する。
- ③ マニプレータ等を用いてPVC バッグ（赤）から収納容器を取り出す。
- ④ PVC バッグ（赤）を手で引き上げPVC バッグ（青）内に収納する。
- ⑤ ポートを遮へい体で完全に閉じる。
- ⑥ PVC バッグ（青）を溶着し、溶着部中央を切断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

図 5.1.1-10 トップローディング方式によるセル内搬入方法例（2/2）



※1: 万一、PVC バッグが破損した場合には、周辺の汚染確認、必要に応じて除染を行い、新しい PVC バッグに交換する。

図 5.1.1-11 トップローディング方式によるセル内搬入に係る気密確保<sup>※1</sup>について



※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。

図 5.1.1-12 サイドローディング方式<sup>※1</sup>によるセル内搬入方法例

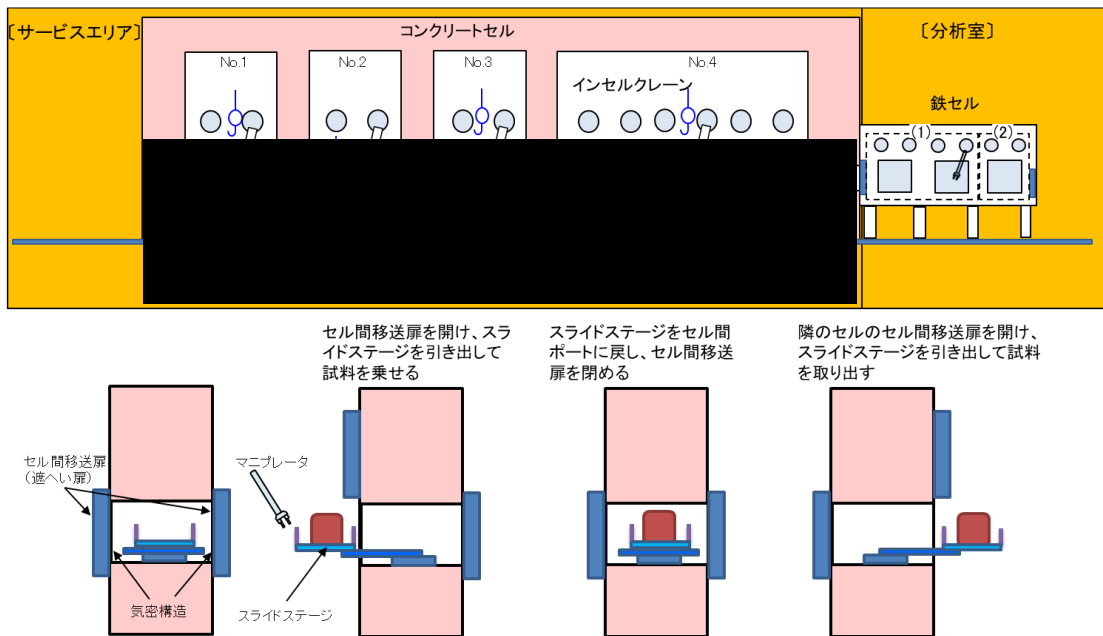


図 5.1.1-13 コンクリートセル間の試料の移動方法

試料ピットの最下部に収納された保管容器を取り出す際には、**黒**を空にする。



- ① **黒**の遮へい蓋をインセルクレーンにて取り外す。      ② 保管容器をインセルクレーンにて吊上げ、空の **黒**へ収納する。      ③ 目的の保管容器を取り出す。

※1: 遮へい蓋は、鉛(上部)とポリエチレン(下部)で構成  
※2: 燃料デブリ等は自然冷却する設計



【平面図】

- : 保管容器取出しを考慮し、**黒**を空にする  
●: 保管容器を収納する **黒**

図 5.1.1-14 **黒** 試料ピットからの保管容器取出方法例

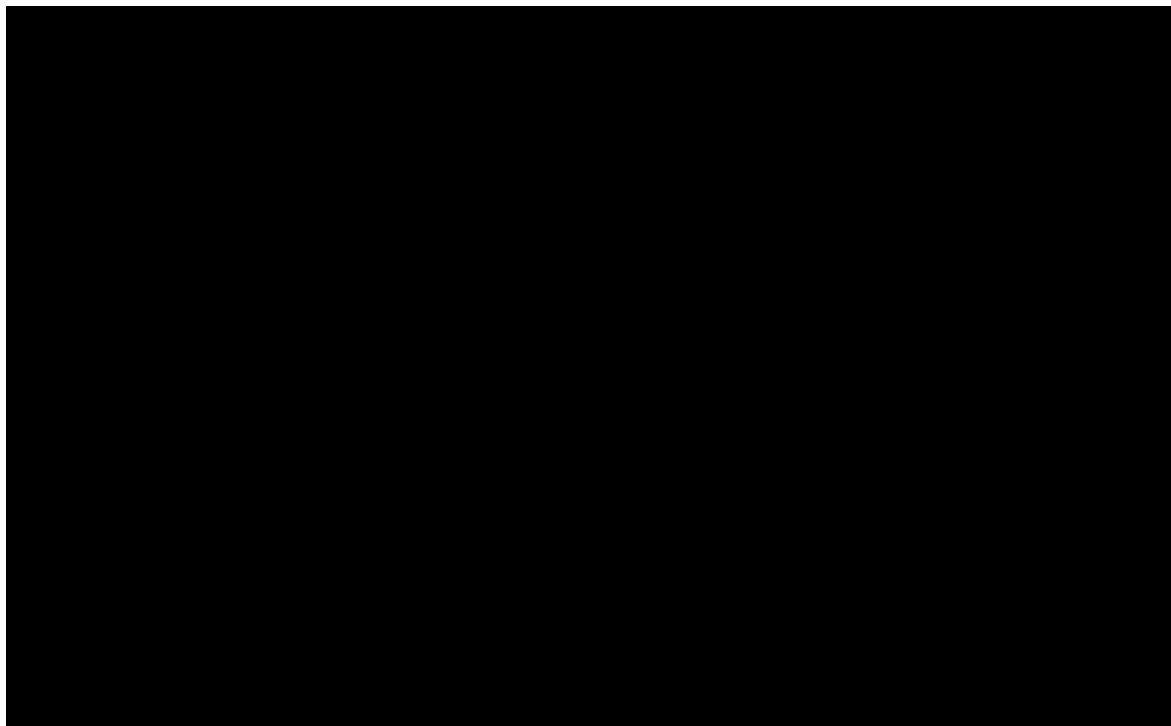


図 5.1.1-15 試料ピット内で保管容器に不具合が生じた場合の対応イメージ

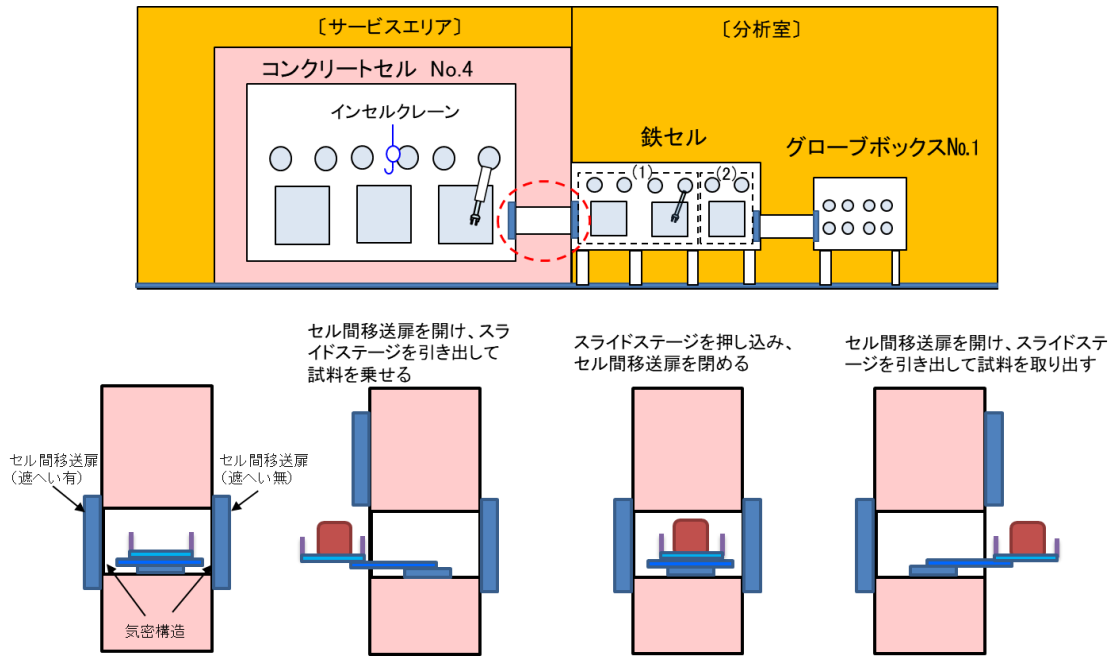


図 5. 1. 1-16 コンクリートセル，鉄セル間の試料の移動方法

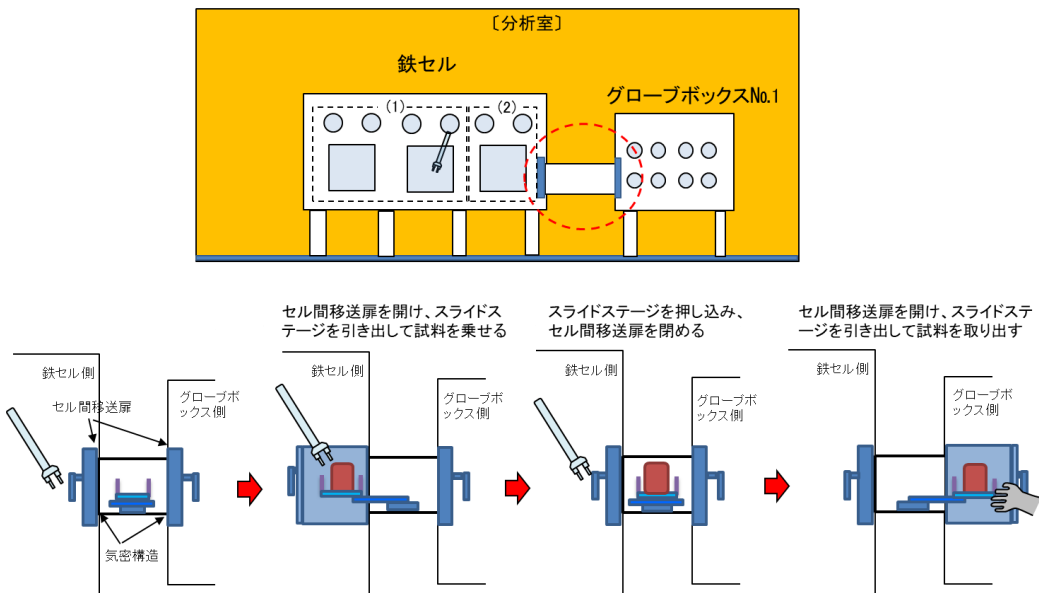


図 5. 1. 1-17 鉄セル，グローブボックス間の試料の移動方法



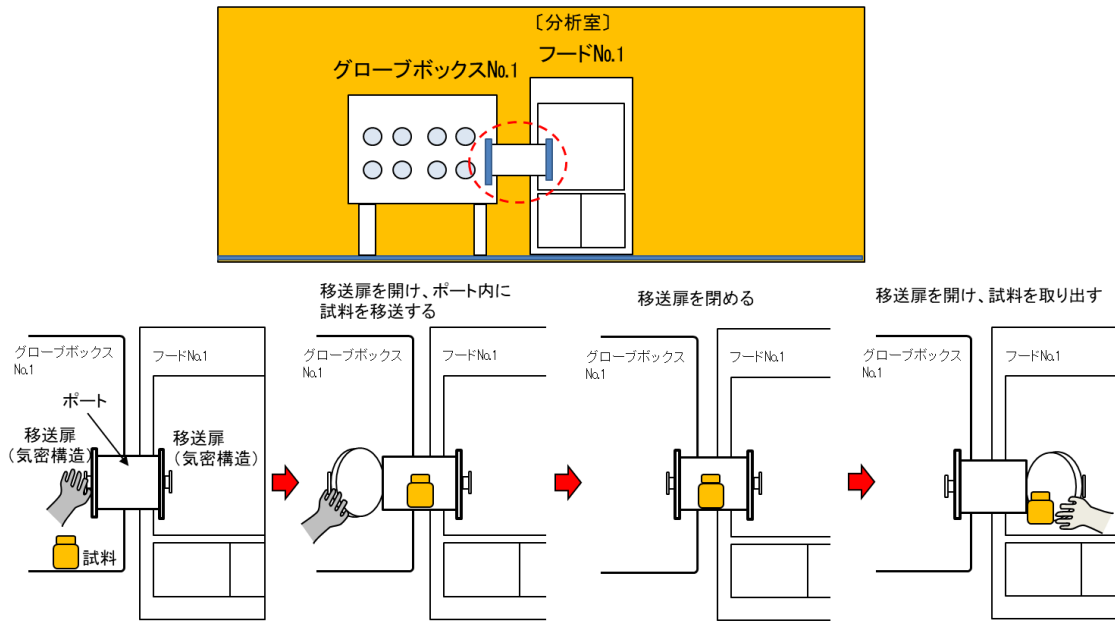
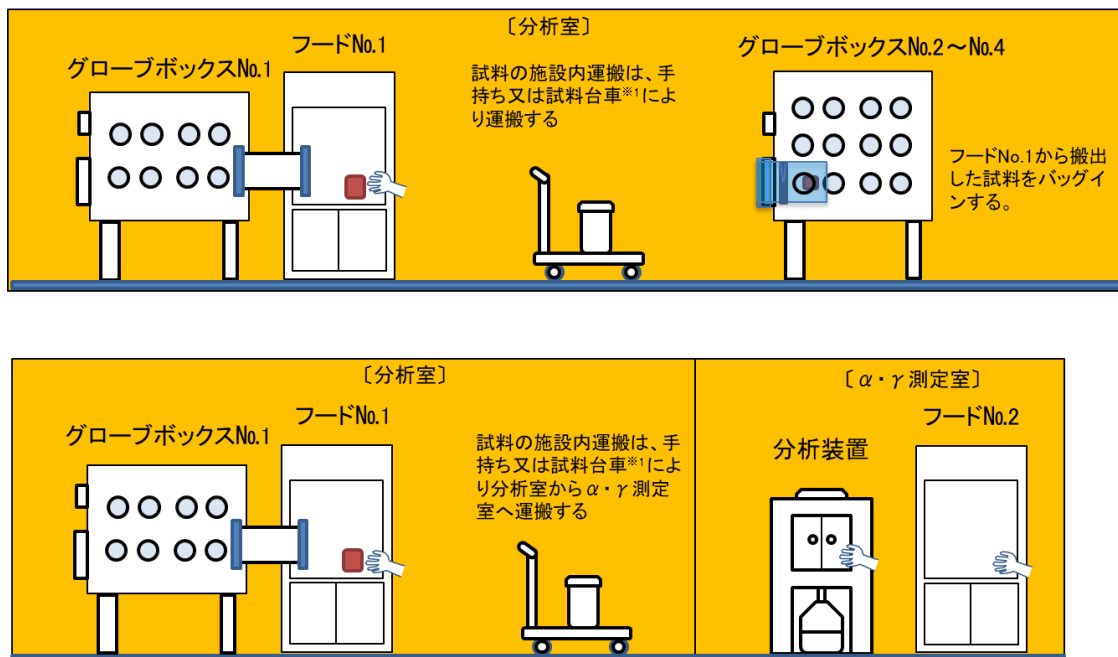


図 5.1.1-18 グローブボックス No.1, フード No.1 間の試料の移動方法



※1：運搬する試料に応じて、金属又は樹脂製等の遮へい及び漏えいを考慮した容器を試料台車に積載し運搬する。

図 5.1.1-19 施設内での試料取出し及び運搬方法

## 5. セル等における作業内容等

セル等における作業内容を表 5. 1. 1-1 から表 5. 1. 1-3 に示す。

なお、表 5. 1. 1-1 から表 5. 1. 1-3 に示す作業の他に、除染や分析・試験装置等のメンテナンスのため、コンクリートセル内及び鉄セル内への立入作業を実施する。立入作業に当たっては、事前に遠隔でセル内のふき取り除染を実施して線量を十分に落とすこと、立ち入りに際してはセル内汚染の程度に応じた防護装備を装着する等の被ばく対策を講ずることをマニュアルで定めて実施する。

表 5. 1. 1-1 コンクリートセルにおける作業内容

	コンクリートセルNo.1	No.2	No.3	No.4		
主な作業内容	1) 燃料受入 2) 収納容器外觀確認 3) 収納容器ID確認	1) 収納容器重量測定 2) 試料容器取出し 3) 試料容器表面除染 4) 試料容器ID確認 5) 試料容器重量測定	1) XRF測定 2) 線量測定	1) 試料容器から試料取出 2) 外觀確認 3) 寸法測定 4) 重量測定 5) 線量測定	6) 切断 7) 樹脂埋め 8) 研磨 9) 粉碎 10) ふるい分け	11) アルカリ融解 12) H-3, C-14, I-129 分析前処理 13) 塩素抽出 14) 水素ガス捕集 15) 分析廃液固化
主な形態	1)～3): 固体	1)～6): 固体	1)2): 固体	1)～5): 固体	6)8)9): 固体、粉体 7) 固体、10) 粉体 <sup>※2</sup>	11): 粉体 <sup>※2</sup> 、液体、気体 12)～13): 固体、液体、気体 14): 固体、気体 15): 液体、固体
最大取扱量						
想定取扱量	1)～3): 最大	1)～6): 最大	1)2): 数 オーダ～ 最大	1)～5): 最大	6): (数) オーダ <sup>※1)</sup> 7)8): 数 オーダ 9)10): 数 オーダ	11): 数 オーダ 12)13): 数 オーダ 14): 数 オーダ 15): 数 オーダ

※1: 切断等に伴い発生する切断粉 ※2: 粉碎にて作製した試料

表 5. 1. 1-2 鉄セル(1), (2), グローブボックス No. 1, フード No. 1 における作業内容

	鉄セル(1)		鉄セル(2)	グローブボックスNo.1	フードNo.1
主な作業内容	1) 蒸着(導電処理) 2) EPMA分析 3) イオンエッチング 4) 光学顕微鏡観察 5) 硬さ、じん性測定	6) 水分量測定 7) 全有機炭素測定	1) 核種分離 ・イオン交換 ・沈殿、共沈 ・濃縮、蒸発乾固 ・希釈、定容	1) 核種分離 ・イオン交換 ・沈殿、共沈 ・濃縮、蒸発乾固 ・希釈、定容 2) 試料焼付	1) グローブボックスへの試料等の搬出入
主な形態	1)～5): 固体(樹脂埋め試料)	6): 固体、液体、気体 7): 固体、気体	1): 固体、液体、気体	1): 固体、液体、気体 2): 液体、固体	1): 固体、液体
最大取扱量					※1
想定取扱量	1)～5): 数 オーダ	6)7): 数 オーダ	1): 数 オーダ	1)2): 数 オーダ	1): 数 オーダ

※1: グローブボックスNo.1～4, フードNo.1～2, α・γ測定室の合計

表 5.1.1-3 グローブボックス No.2～No.4, フード No.2,  $\alpha \cdot \gamma$  測定室における作業内容

	グローブボックスNo.2	グローブボックスNo.3	グローブボックスNo.4	フードNo.2	$\alpha \cdot \gamma$ 測定室
主な作業内容	1) イオンクロマトグラフ測定 2) ガスクロマトグラフ測定	1) ICP-MS測定	1) ICP-AES測定	1) マイラー処理 2) 液体シンチレーションカウンタ分析前処理	1) $\alpha$ スペクトロメータ測定 2) ガスフローカウンタ測定 3) Ge半導体検出器測定 4) 液体シンチレーションカウンタ測定
主な形態	1): 液体 2): 気体	1): 液体、気体	1): 液体、気体	1): 固体 2): 液体	1)2): 固体 3): 固体、液体 4): 液体
最大取扱量	■※1				
想定取扱量	1): 数■オーダー 2): -	1): 数■オーダー	1): 数■オーダー	1): 数■オーダー 2): 数■オーダー	1): 数■オーダー 2): 数■オーダー 3): 数■オーダー 4): 数■オーダー

※1: グローブボックスNo.1～4, フードNo.1～2,  $\alpha \cdot \gamma$  測定室の合計

セル等に常設する分析・試験装置等の配置イメージを図 5.1.1-20 から図 5.1.1-22 に示す。また、セル等における作業例を図 5.1.1-23 から図 5.1.1-30 に示す。

なお、コンクリートセル、鉄セル及びグローブボックスに設置する分析・試験装置は、遠隔操作が可能な改造を施す。セル内の分析・試験装置に故障等の不具合が生じた際には遠隔にてメンテナンスを実施する。遠隔でのメンテナンスが難しい場合には、遠隔除染によりセル内の線量を下げ、セル内汚染の程度に応じた防護装備を装着した後、セルへ立ち入り、メンテナンスを実施する。

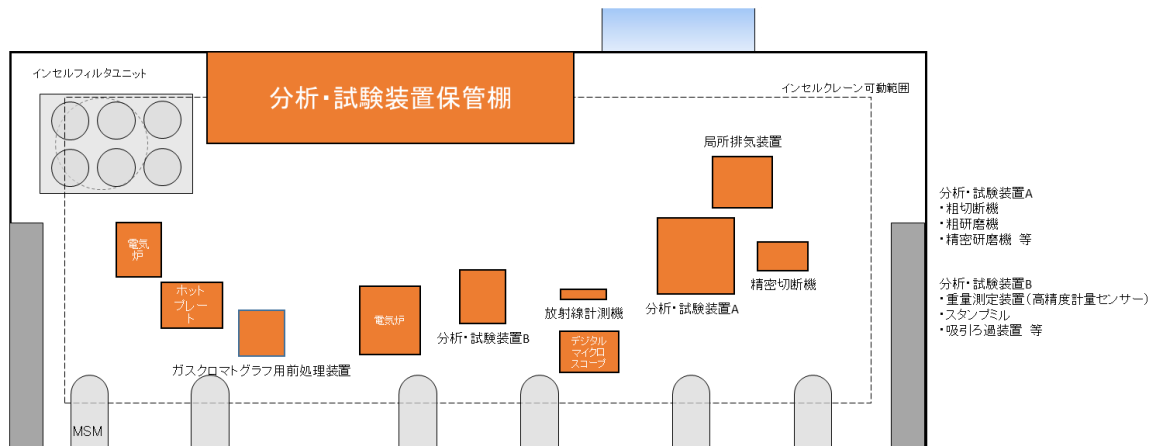


図 5.1.1-20 コンクリートセル No.4 の分析・試験装置等の配置イメージ

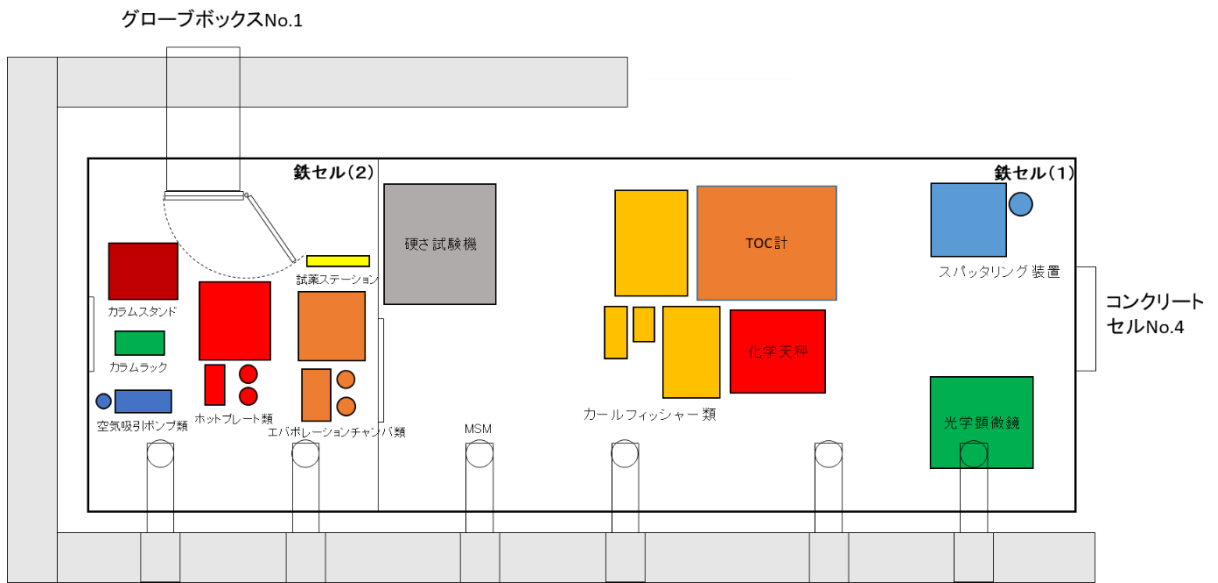


図 5.1.1-21 鉄セルの分析・試験装置等の配置イメージ

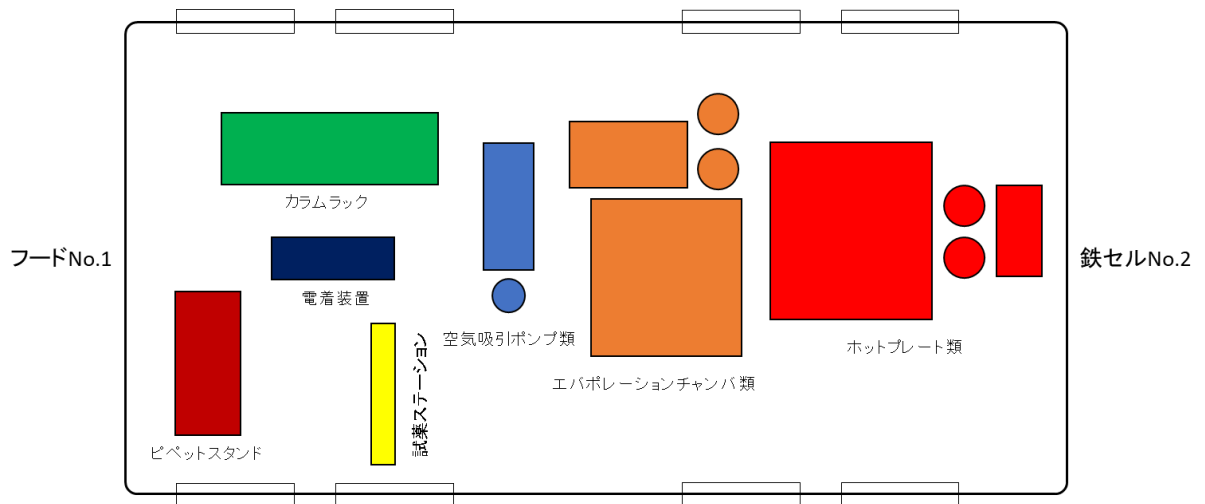
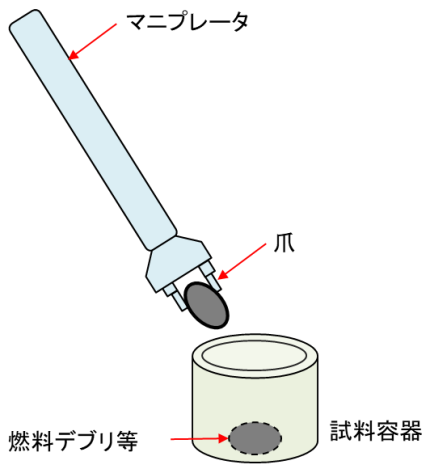


図 5.1.1-22 グローブボックス No. 1 の分析・試験装置等の配置イメージ

① マニプレータの爪で塊状の燃料デブリ等を把持して取り出す※



※:必要に応じて、専用治具を使用する。

② マニプレータの爪で取り出せない細かい粒状のものは試料容器を傾けて取出し、バット上に回収する

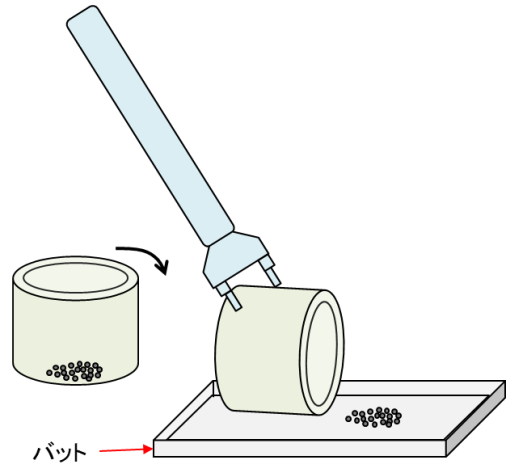


図 5.1.1-23 コンクリートセル No. 4 : 試料容器から試料取出し作業例

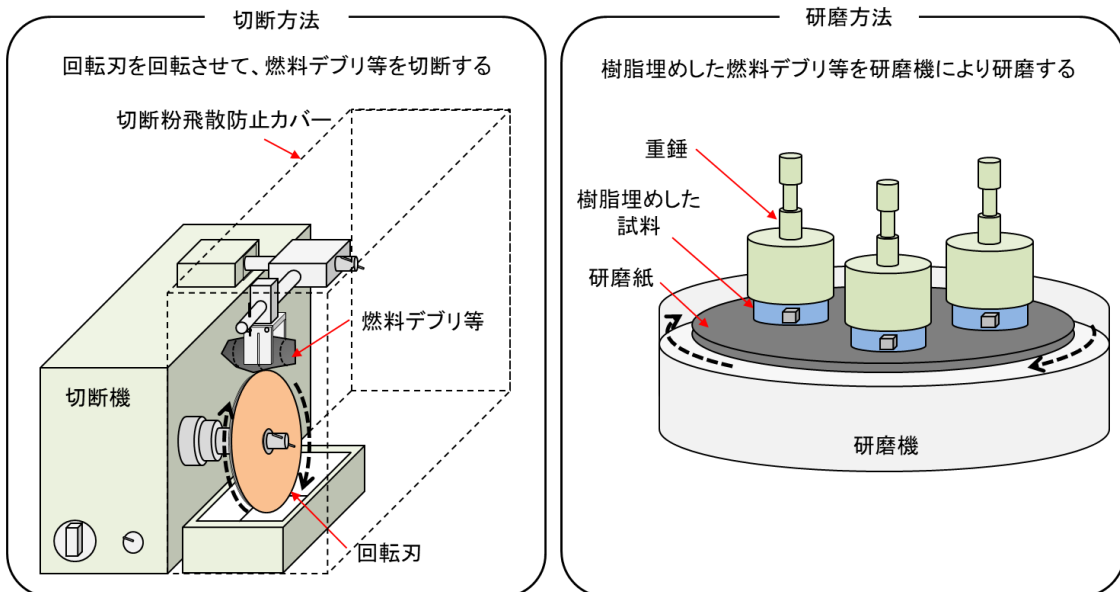


図 5.1.1-24 コンクリートセル No. 4 : 切断, 研磨作業例

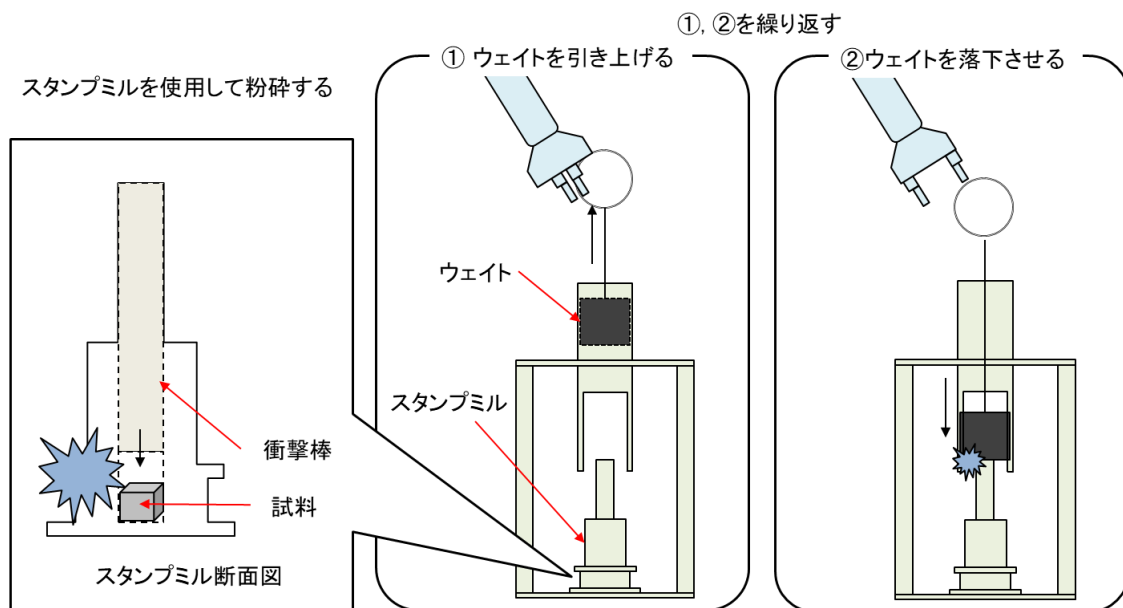


図 5.1.1-25 コンクリートセル No.4 : 粉碎作業例

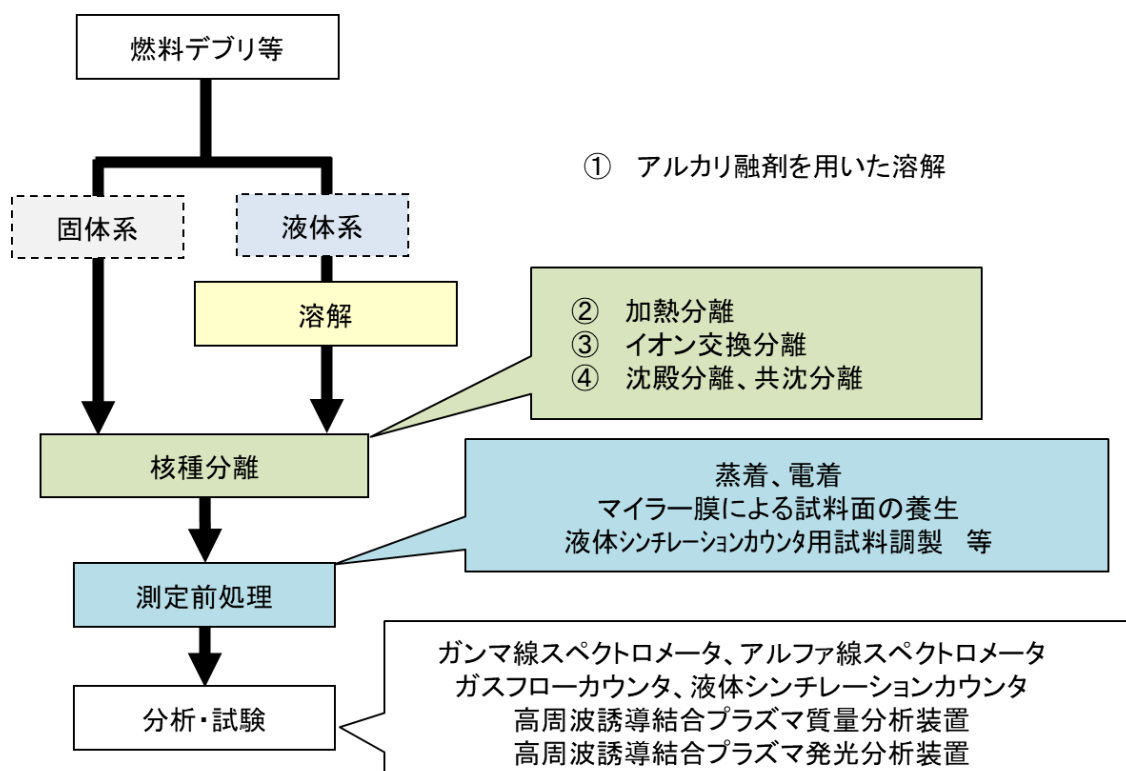


図 5.1.1-26 核種分離を伴う分析・試験の作業フロー

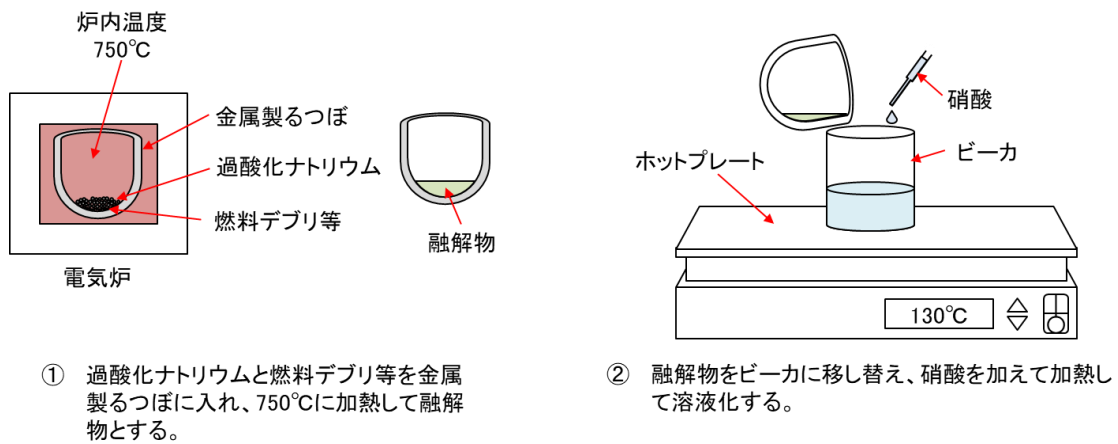


図 5. 1. 1-27 コンクリートセル No. 4 : アルカリ融解作業例

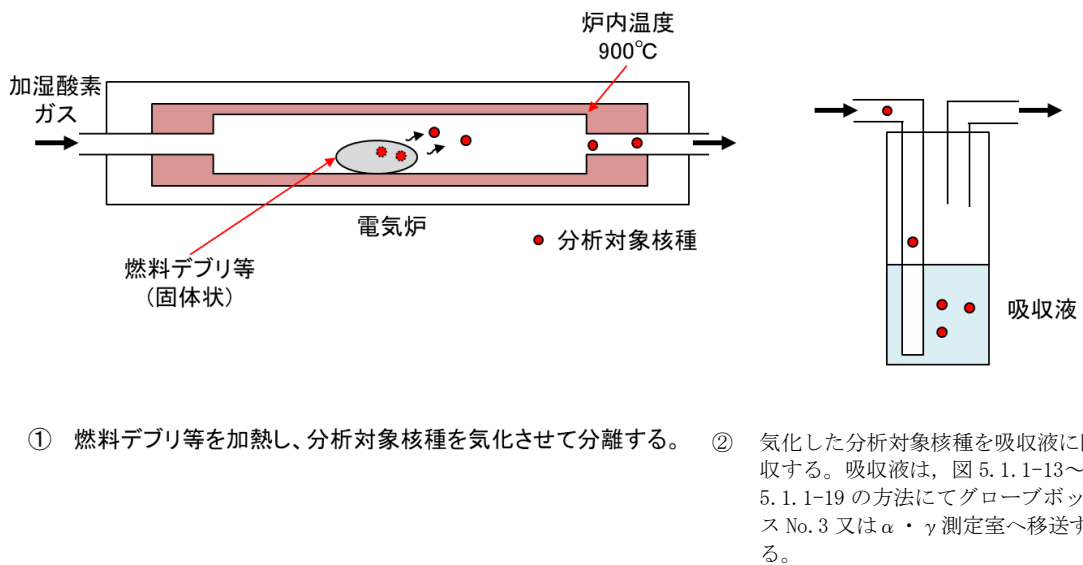


図 5. 1. 1-28 コンクリートセル No. 4 : H-3, C-14, I-129 分析前処理作業例





## 6. 分析残試料等の扱いについて

- ・ コンクリートセル No. 4 にて発生する固体状の分析残試料（切断片，切断粉等）は，**試料容器**に収納し，**保管容器に試料容器を入れて** [REDACTED] の試料ピットにて一時的に保管する。
- ・ コンクリートセル No. 3，No. 4 及び鉄セル（1）にて発生する固体状の分析済試料は，**試料容器**に収納し，**保管容器に試料容器を入れて** [REDACTED] の試料ピットにて一時的に保管する。
- ・ コンクリートセル No. 4，鉄セル（2），グローブボックス No. 1 及びフード No. 1 にて発生する放射能濃度の高い液体状の分析残試料は，固化した後に**試料容器**に収納し，**保管容器に試料容器を入れて** [REDACTED] の試料ピットに一時的に保管する。
- ・ 鉄セル（1）にて発生する放射能濃度の高い液体状の分析済試料は，固化した後に**試料容器**に収納し，**保管容器に試料容器を入れて** [REDACTED] の試料ピットに一時的に保管する。
- ・ コンクリートセル，鉄セル，グローブボックス及びフードにおいて燃料デブリ等を取扱う時は，汚染防止のため床面をシート等で養生し，燃料デブリ等が散逸した場合は，ピンセット，刷毛等にて回収し，その後，濡れウエス等で拭き取る等の対応をマニュアルで定める。

## 7. 燃料デブリ等の搬出及び一時的な保管に係るフロー

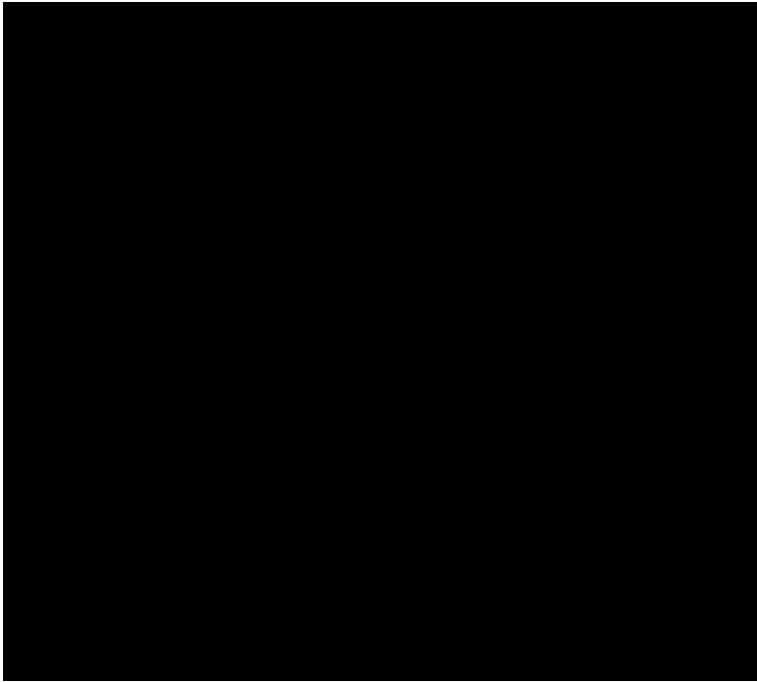
### (1) 燃料デブリ等の搬出

「1. 燃料デブリ等のフロー」中の分析試料等は，「2. 燃料デブリ等の受入及び一時的な保管に係るフロー」に記載のローディングドックからフード No. 1 までのフローの逆順序にて移送し，福島第一原子力発電所の払出先施設へ払い出す。

### (2) 放射性廃棄物の搬出

「2.8 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理」及び「2.9 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理」にて説明する。

分析済試料等の一時的な保管及び搬出経路を図 5. 1. 1-31 及び図 5. 1. 1-32 に示す。



第2棟の機器配置図 地上1階



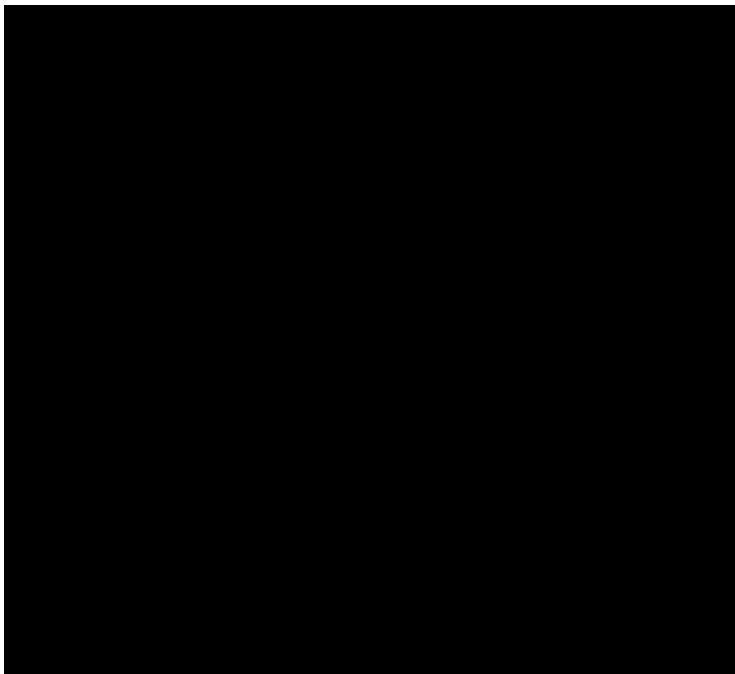
- ① フードNo.1、グローブボックスNo.1、鉄セル、コンクリートセルにて発生した分析済試料等をセル間移送ポート等を介して移送
- ② 一時的に保管する場合には、  試料ピットに収納
- ③ コンクリートセルNo.1まで移送された分析済試料等を、キャスクへ収納する。
- ④ 地上2階のコンクリートセルNo.1天井又はサービスエリア(1)のコンクリートセルNo.1背面からキャスクを切り離し、キャスクをサービスエリア(1)にてキャスク架台に設置
- ⑤ サービスエリア(1)からローディングドックへキャスク架台含めて移送
- ⑥ ローディングドックにてトラックに積載して第2棟より搬出

図 5. 1. 1-31 分析済試料等の一時的な保管及び搬出経路 (1/2)



第2棟の機器配置図 地上2階

- ④ 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背面からキャスクを切り離し、キャスクを地上1階サービスエリア(1)にてキャスク架台に設置
- ⑤ 地上1階サービスエリア(1)から地上1階ローディングドックへキャスク架台含めて移送

図 5. 1. 1-32 分析済試料等の一時的な保管及び搬出経路 (2/2)

## 標準試料について

## 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を使用する。

## ○ 使用する標準試料

- ・ 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。

以上を踏まえ、標準試料の種類と取扱いについて記載する。

## 2. 標準試料の種類と取扱い場所等

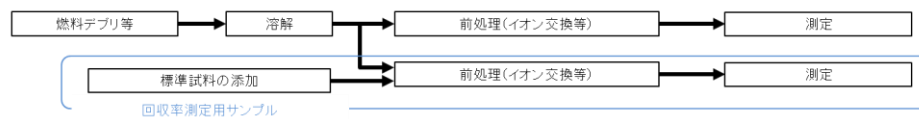
## (1) U-233 標準試料（最大取扱量：1 mg）

U-233 標準試料の用途、取扱い場所、取扱い方法等を表 5.1.2-1 にまとめる。また、U-233 標準試料の取扱いフローを図 5.1.2-1 に示す。

表 5.1.2-1 U-233 標準試料の用途, 取扱い場所, 取扱い方法等

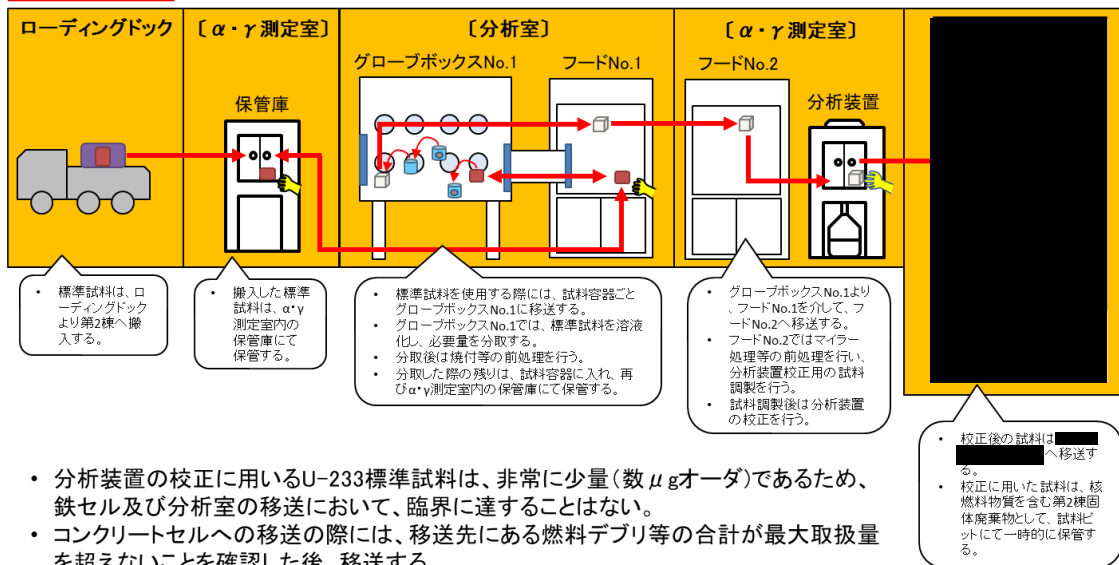
用途	主な取扱場所	取扱いの方法
分析装置の校正	・グローブボックスNo.1 ・フードNo.2 ・ $\alpha$ ・ $\gamma$ 測定室	1. 試料調製 グローブボックスNo.1で固体の標準試料を溶液とする。数 $\mu$ gオーダ分取し、焼付け等を行った後、フードNo.2でマイラー処理を行う。 2. 分析装置(アルファ線スペクトロメータ)の校正 調製した標準試料を測定することでアルファ線スペクトロメータの校正を行う。
回収率 <sup>※</sup> 測定	・鉄セル ・グローブボックスNo.1 ・フードNo.2 ・ $\alpha$ ・ $\gamma$ 測定室	1. 試料調製 グローブボックスNo.1で固体の標準試料を溶液とする。数 $\mu$ g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	$\alpha$ ・ $\gamma$ 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



→: 標準試料の流れ  
■: 移送容器  
■: 試料容器

分析装置の校正では標準試料と燃料デブリ等が混合することはない

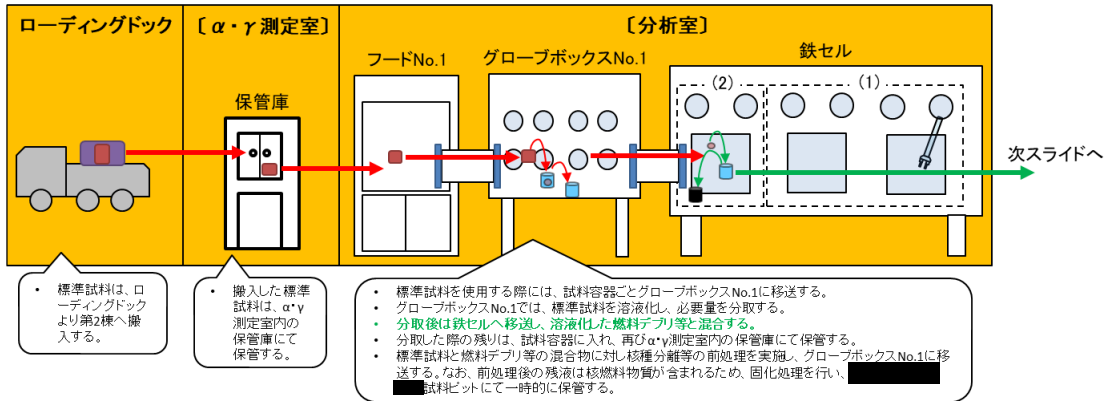


- 分析装置の校正に用いるU-233標準試料は、非常に少量(数 $\mu$ gオーダ)であるため、鉄セル及び分析室の移送において、臨界に達することはない。
- コンクリートセルへの移送の際には、移送先にある燃料デブリ等の合計が最大取扱量を超えないことを確認した後、移送する。

図 5.1.2-1 U-233 標準試料の取扱いフロー(1/3)

- : 標準試料の流れ
- : 標準試料と燃料デブリ等の混合物の流れ
- : 移送容器
- : 試料容器

回収率測定では標準試料と燃料デブリ等が鉄セルにて混合する

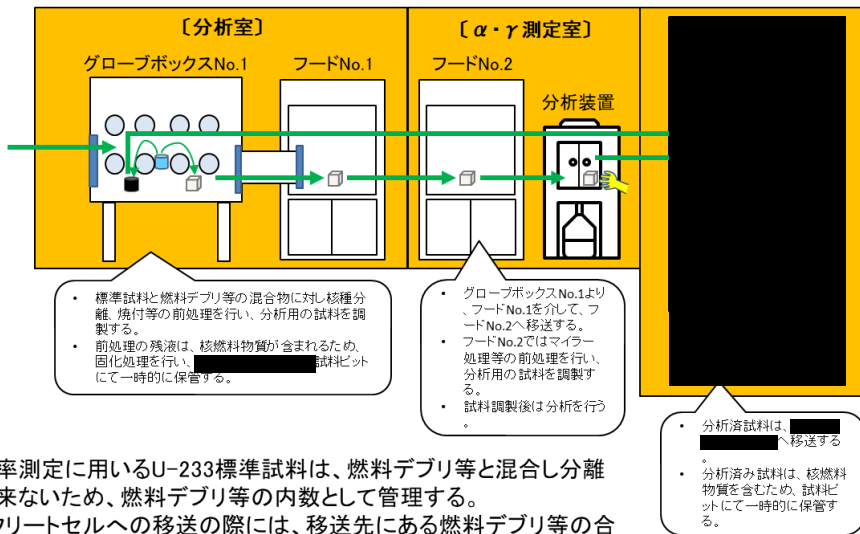


- 回収率測定に用いるU-233標準試料は、燃料デブリ等と混合し分離は出来ないため、燃料デブリ等の内数として管理する。

図 5. 1. 2-1 U-233 標準試料の取扱いフロー (2/3)

- : 標準試料の流れ
- : 標準試料と燃料デブリ等の混合物の流れ
- : 移送容器
- : 試料容器

回収率測定では標準試料と燃料デブリ等が鉄セルにて混合する



- 回収率測定に用いるU-233標準試料は、燃料デブリ等と混合し分離は出来ないため、燃料デブリ等の内数として管理する。
- コンクリートセルへの移送の際には、移送先にある燃料デブリ等の合計が最大取扱量を超えないことを確認した後、移送する。

図 5. 1. 2-1 U-233 標準試料の取扱いフロー (3/3)

(2) 天然ウラン標準試料（最大取扱量：100 mg）

天然ウラン標準試料の用途，取扱い場所，取扱い方法等を表 5.1.2-2 にまとめる。また，天然ウラン標準試料の取扱いフローを図 5.1.2-2 に示す。

表 5.1.2-2 天然ウラン標準試料の用途，取扱い場所，取扱い方法等

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 ・ $\alpha$ ・ $\gamma$ 測定室	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10 $\mu$ g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。
保管場所	$\alpha$ ・ $\gamma$ 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	

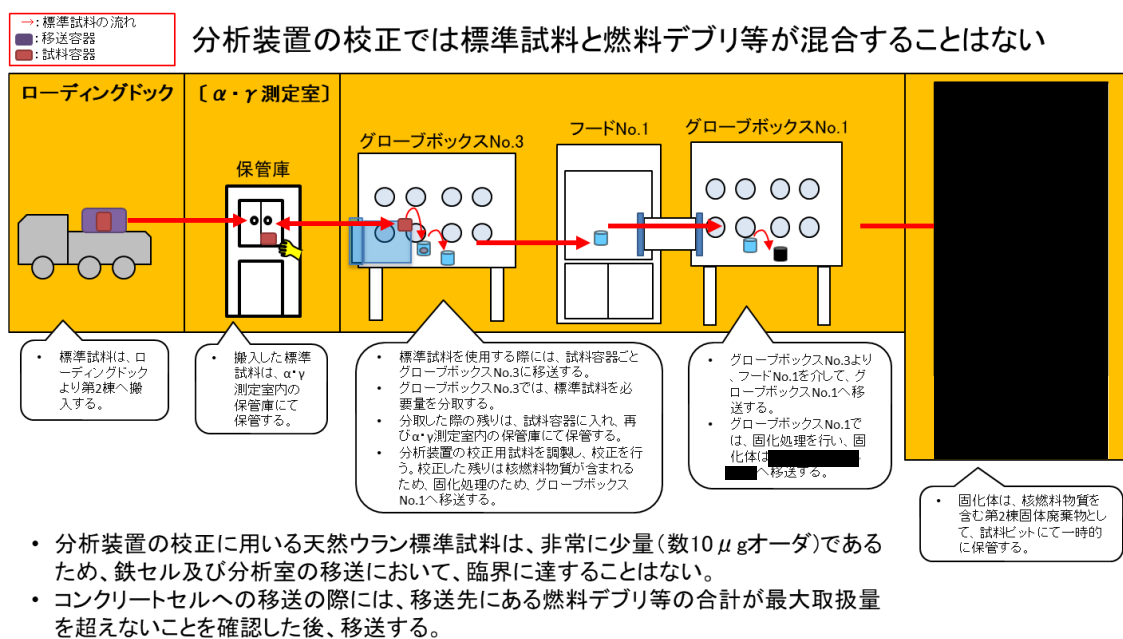


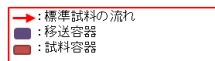
図 5.1.2-2 天然ウラン標準試料の取扱いフロー

(3) Pu-242 標準試料（最大取扱量：1 mg）

Pu-242 標準試料の用途，取扱い場所，取扱い方法等を表 5.1.2-3 にまとめる。また，Pu-242 標準試料の取扱いフローを図 5.1.2-3 に示す。

表 5.1.2-3 Pu-242 標準試料の用途，取扱い場所，取扱い方法等

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"> <li>・グローブボックスNo.1</li> <li>・グローブボックスNo.3</li> <li>・フードNo.2</li> <li>・<math>\alpha</math>・<math>\gamma</math>測定室</li> </ul>	<b>1. 試料調製</b> 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 $\mu$ g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。 <b>2. 分析装置(アルファ線スペクトロメータ)の校正</b> 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。
		<b>1. 試料調製</b> 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 $\mu$ gオーダ分取し、希釈・定容を行う。 <b>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</b> 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"> <li>・鉄セル</li> <li>・グローブボックスNo.1</li> <li>・グローブボックスNo.3</li> <li>・フードNo.2</li> <li>・<math>\alpha</math>・<math>\gamma</math>測定室</li> </ul>	<b>1. 試料調製</b> 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 $\mu$ g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。 <b>2. 回収率測定</b> 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	$\alpha$ ・ $\gamma$ 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	



分析装置の校正では標準試料と燃料デブリ等が混合することはない

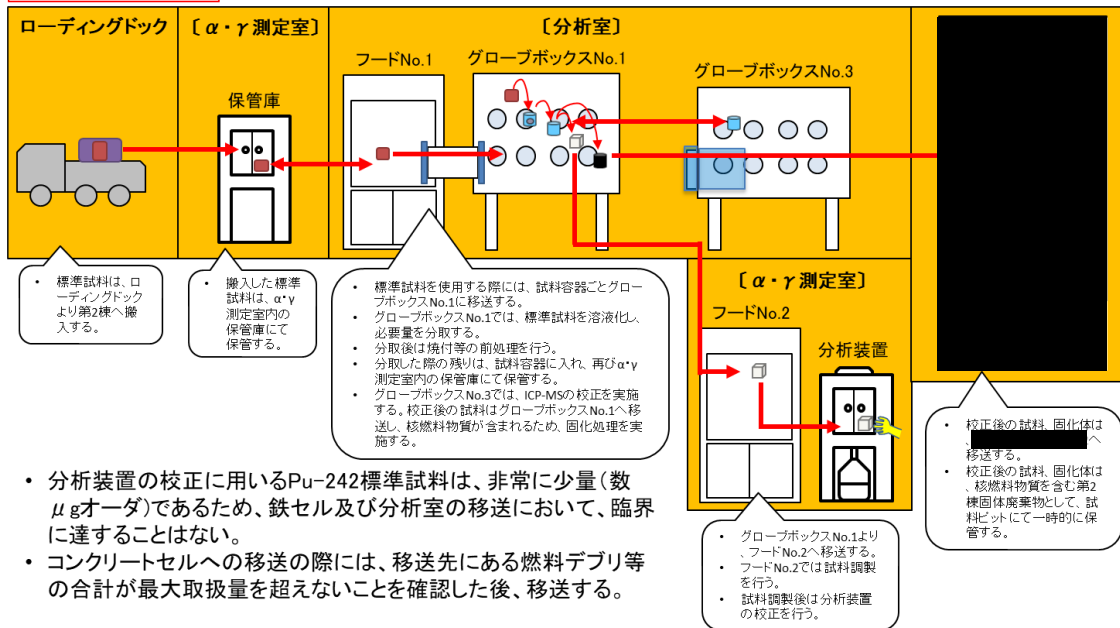
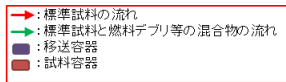
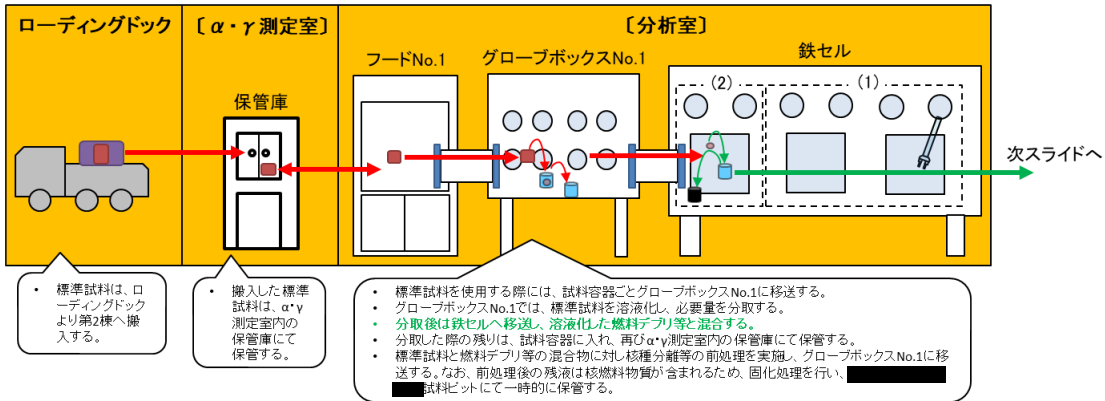


図 5.1.2-3 Pu-242 標準試料の取扱いフロー(1/3)



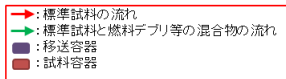


回収率測定では標準試料と燃料デブリ等が鉄セルにて混合する

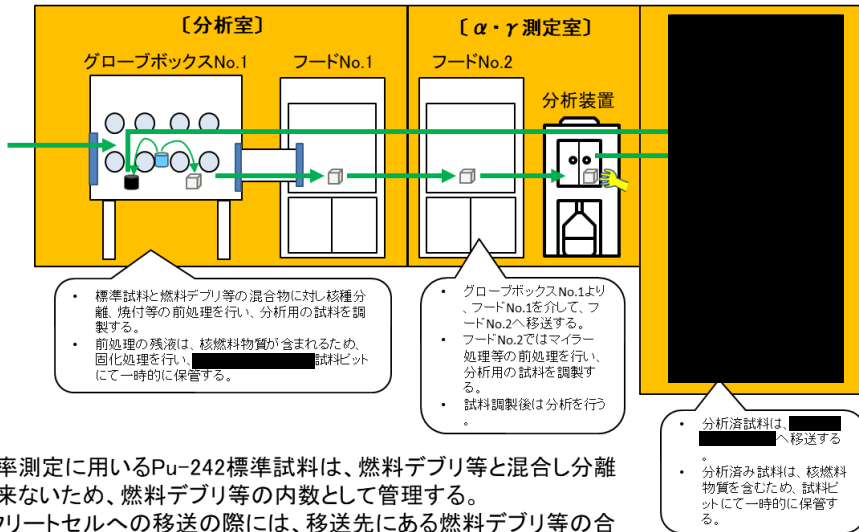


- 回収率測定に用いるPu-242標準試料は、燃料デブリ等と混合し分離は出来ないため、燃料デブリ等の内数として管理する。

図 5.1.2-3 Pu-242 標準試料の取扱いフロー (2/3)



回収率測定では標準試料と燃料デブリ等が鉄セルにて混合する



- 回収率測定に用いるPu-242標準試料は、燃料デブリ等と混合し分離は出来ないため、燃料デブリ等の内数として管理する。
- コンクリートセルへの移送の際には、移送先にある燃料デブリ等の合計が最大取扱量を超えないことを確認した後、移送する。

図 5.1.2-3 Pu-242 標準試料の取扱いフロー (3/3)

(4) 未照射燃料 (最大取扱量: ■)

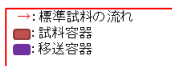
未照射燃料の用途、取扱い場所、取扱い方法等を表 5.1.2-4 にまとめる。また、未照射燃料の取扱いフローを図 5.1.2-4 に示す。

表 5.1.2-4 未照射燃料の用途，取扱い場所，取扱い方法等

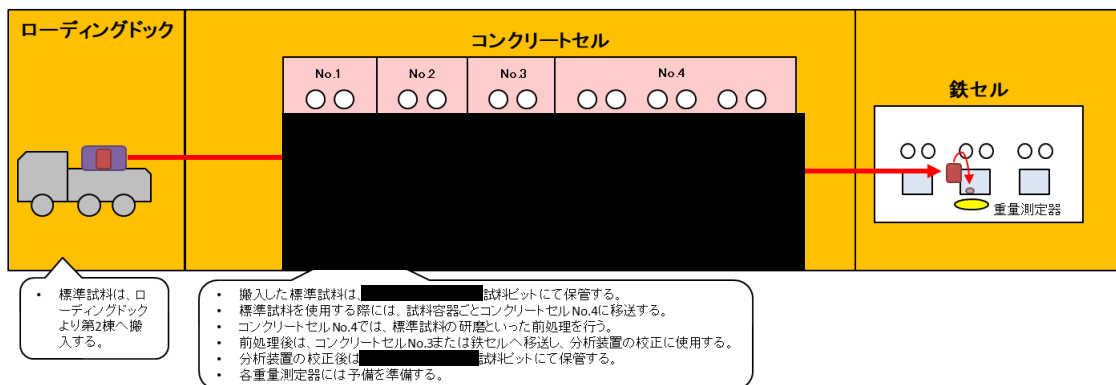
用途	主な取扱場所	取扱いの方法
分析装置の校正	<ul style="list-style-type: none"> <li>・鉄セル</li> <li>・コンクリートセルNo.1</li> <li>・コンクリートセルNo.2</li> <li>・コンクリートセルNo.3</li> <li>・コンクリートセルNo.4</li> </ul>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 試料調製                      ■オーダの標準試料に対し研磨等の前処理を行う。</li> <li>2. 分析装置(電子線マイクロアナライザ、蛍光X線分析装置)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。</li> </ol>
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	

○ 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。



分析装置の校正では標準試料と燃料デブリ等が混合することはない

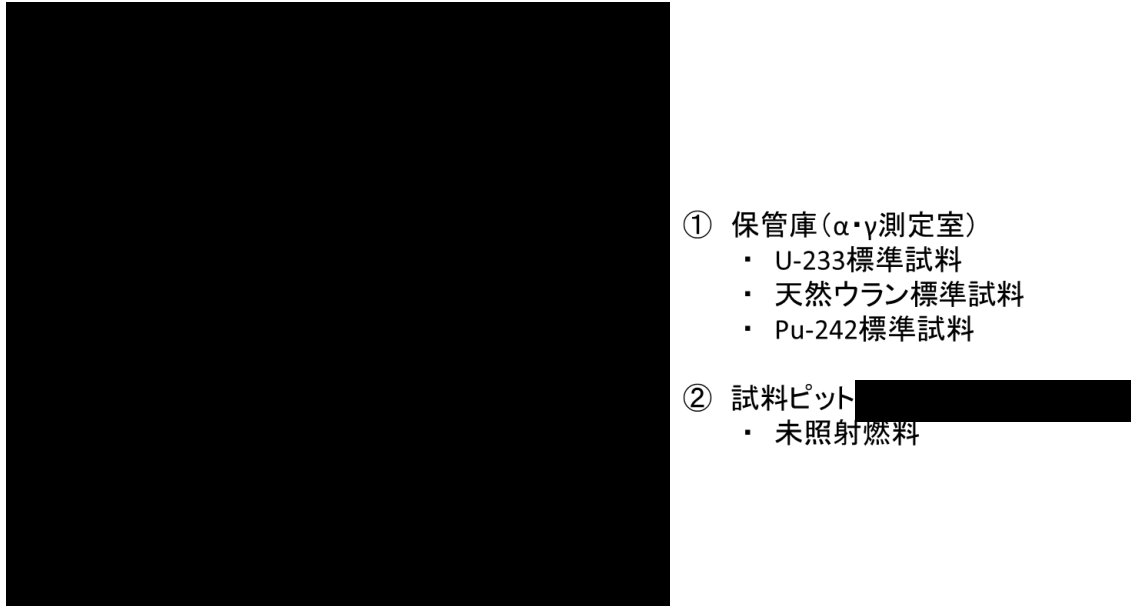


- 試料ピットから標準試料を取り出すときや、セル間を移送する際には、移送先にある燃料デブリ等の合計が最大取扱量を超えないことを確認した後、移送する。

図 5.1.2-4 未照射燃料の取扱いフロー

### 3. 標準試料の保管場所

標準試料の保管場所を図 5.1.2-5 に示す。



第2棟 地上1階平面図

図 5.1.2-5 標準試料の保管場所

#### 4. 臨界に対する考慮

##### (1) コンクリートセル及び試料ピット

コンクリートセル及び試料ピットにおける標準試料の取扱量は、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合計で  $\blacksquare$  以下とする。

燃料デブリ等と標準試料を同時に取り扱う場合、標準試料の取扱量及び組成に基づき、標準試料と燃料デブリ等における  $^{235}\text{U}+\text{Pu}$  の合計質量を評価し、その質量が  $\blacksquare$  の燃料デブリ等中の  $^{235}\text{U}+\text{Pu}$  の質量を超えないよう管理する。

標準試料を試料ピットへ一時的に保管する場合は、燃料デブリ等と同様の容器へ収納する。その際、同じ容器に燃料デブリ等と標準試料を混在させないように管理する。

##### (2) 鉄セル，分析室及び $\alpha \cdot \gamma$ 測定室

鉄セル，分析室及び $\alpha \cdot \gamma$ 測定室においては、燃料デブリ等及び標準試料の取扱量が少量であり、臨界に達することはない。

#### 5. 遮へいに対する考慮

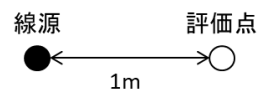
##### (1) コンクリートセル及び試料ピット

コンクリートセル及び試料ピットでは、標準試料として未照射燃料を取り扱う。未照射燃料の取扱量は、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合計で  $\blacksquare$  以下とする。

燃料デブリ等と標準試料の線源から 1m 離れた位置における線量率は表 5.1.2-5 のとおり。

表 5.1.2-5 線源から 1m 離れた位置における線量率

1gあたりの線量率	
線源の種類	線量率 [ $\mu\text{Sv/h}$ ]
燃料デブリ等 ( $\text{UO}_2$ 燃料)	$6.0 \times 10^2$
未照射燃料 (Am-241)	$5.7 \times 10^2$



##### 線量率の計算モデル

一次元輸送計算コードANISN及び  
点減衰核計算コードQADにより評価

燃料デブリ等の線源は、第2棟の遮へい計算に用いた2号機の照射済  $\text{UO}_2$  燃料である。

未照射燃料は、線量率が最も厳しい条件となる Am-241 (Pu-241 の娘核種) とした。

未照射燃料が全て Am-241 から構成される保守的な条件では、同量の燃料デブリ等の線量率とほぼ等しくなる。よって、コンクリートセル及び試料ピットで未照射燃料を取り扱う場合は、燃料デブリ等の最大取扱量 ( $\blacksquare$ ) の内数として管理する。

上記の管理に加えて、臨界防止の観点から、取り扱う燃料デブリ等と未照射燃料に含まれる  $^{235}\text{U}+\text{Pu}$  の合計重量が  $\blacksquare$  中の燃料デブリ等の  $^{235}\text{U}+\text{Pu}$  の重量を超えないことを合わせて管理する。

(2) 鉄セル

鉄セルでは、標準試料として未照射燃料、U-233 標準試料及び Pu-242 標準試料を取り扱う。未照射燃料の取扱量は、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合計で ■■■ 以下とする。また、U-233 標準試料及び Pu-242 標準試料の取扱量は各 1mg 以下とする。

燃料デブリ等と標準試料の線源から 1m 離れた位置における線量率は表 5.1.2-6 のとおり。

表 5.1.2-6 線源から 1m 離れた位置における線量率

1gあたりの線量率	
線源の種類	線量率 [ $\mu\text{Sv/h}$ ]
燃料デブリ等(UO <sub>2</sub> 燃料)	$6.0 \times 10^2$
未照射燃料(Am-241)	$5.7 \times 10^2$
U-233標準試料	$4.5 \times 10^{-2}$
Pu-242標準試料	$4.3 \times 10^{-2}$

線源 ← 1m → 評価点

**線量率の計算モデル**

一次元輸送計算コードANISN及び  
点減衰核計算コードQADにより評価

燃料デブリ等の線源は、第 2 棟の遮へい計算に用いた 2 号機の照射済 UO<sub>2</sub>燃料である。

未照射燃料は、線量率が最も厳しい条件となる Am-241（Pu-241 の娘核種）とした。

未照射燃料が全て Am-241 から構成される保守的な条件では、同量の燃料デブリ等の線量率とほぼ等しくなる。よって、鉄セルで未照射燃料を取り扱う場合は、燃料デブリ等の最大取扱量（■■■）の内数として管理する。

U-233 標準試料及び Pu-242 標準試料の線量率は、同量の燃料デブリ等に比べ十分小さく、かつ、取扱量が少量であり、その影響は無視できる※ため、燃料デブリ等（■■■ 以下）と標準試料（U-233 標準試料及び Pu-242 標準試料：各 1mg 以下）を同時に取り扱う。

※線源から 1m 離れた位置における線量率で、燃料デブリ等 10g の線量率  $6.0 \times 10^3 \mu\text{Sv/h}$  に対し、U-233 標準試料 1mg の線量率は  $4.5 \times 10^{-5} \mu\text{Sv/h}$ 、Pu-242 標準試料 1mg の線量率は  $4.3 \times 10^{-5} \mu\text{Sv/h}$  であることから影響を無視できる。

(3) 分析室及びα・γ測定室

分析室及びα・γ測定室では、標準試料としてU-233標準試料、Pu-242標準試料及び天然ウラン標準試料を取り扱う。取扱量は、U-233標準試料及びPu-242標準試料が各1mg以下並びに天然ウラン標準試料が100mg以下とする。

燃料デブリ等と標準試料の線源から1m離れた位置における線量率は表5.1.2-7のとおり。

表 5.1.2-7 線源から1m離れた位置における線量率

1gあたりの線量率	
線源の種類	線量率 [μSv/h]
燃料デブリ等(UO <sub>2</sub> 燃料)	$6.0 \times 10^2$
U-233標準試料	$4.5 \times 10^{-2}$
Pu-242標準試料	$4.3 \times 10^{-2}$
天然ウラン標準試料	$1.7 \times 10^{-5}$

線源 ← 1m → 評価点

**線量率の計算モデル**  
一次元輸送計算コードANISN及び点減衰核計算コードQADにより評価

燃料デブリ等の線源は、第2棟の遮へい計算に用いた2号機の照射済UO<sub>2</sub>燃料である。

U-233標準試料、Pu-242標準試料及び天然ウラン標準試料の線量率は、同量の燃料デブリ等に比べ十分小さく、かつ、取扱量が少量であり、その影響が無視できる※ため、燃料デブリ等（■以下）と標準試料（U-233標準試料及びPu-242標準試料：各1mg以下、天然ウラン標準試料：100mg以下）を同時に取り扱う。

※線源から1m離れた位置における線量率で、燃料デブリ等1mgの線量率 $6.0 \times 10^{-1} \mu\text{Sv/h}$ に対し、U-233標準試料1mgの線量率は $4.5 \times 10^{-5} \mu\text{Sv/h}$ 、Pu-242標準試料1mgの線量率は $4.3 \times 10^{-5} \mu\text{Sv/h}$ 、天然ウラン標準試料100mgの線量率は $1.7 \times 10^{-6} \mu\text{Sv/h}$ であることから影響を無視できる。

## 6. U-233, Pu-242 標準試料の選択理由

### (1) 回収率測定

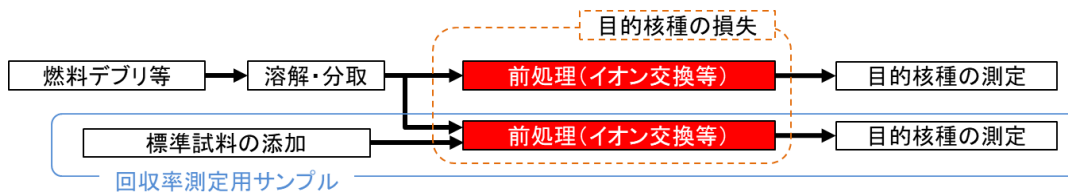


図 5.1.2-6 標準試料の取扱いフロー

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%の回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<sup>※1</sup>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。

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

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

※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

図 5.1.2-7 目的核種の真の量の求め方

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<sup>※1, 2, 3</sup>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

## (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 $\alpha$ 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。

### ○ $\alpha$ 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 $\alpha$ 線エネルギー範囲（4MeV～6MeV程度）をカバーする複数の $\alpha$ 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<sup>※1, 2</sup>。

- ・ 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



7. RI 標準試料の種類と使用量

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表 5.1.2-8 及び表 5.1.2-9 の RI 標準試料を使用する。

表 5.1.2-8 非密封 RI 標準試料（液体状）の種類と年間の使用量

核種	使用量	核種	使用量
H-3	4.5kBq	Fe-55	860kBq
C-14	4.3kBq	I-129	43kBq
Ni-63	4.3kBq	Am-241	4.3kBq
Sr-90	4.5kBq	Np-237	450Bq
Tc-99	4.5kBq	Am-243	4.3kBq
Sm-151	4.3kBq	Cm-244	430kBq
Cl-36	4.5kBq		

表 5.1.2-9 密封 RI 標準試料（固体状）の種類と年間の使用量

核種 / 使用量	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



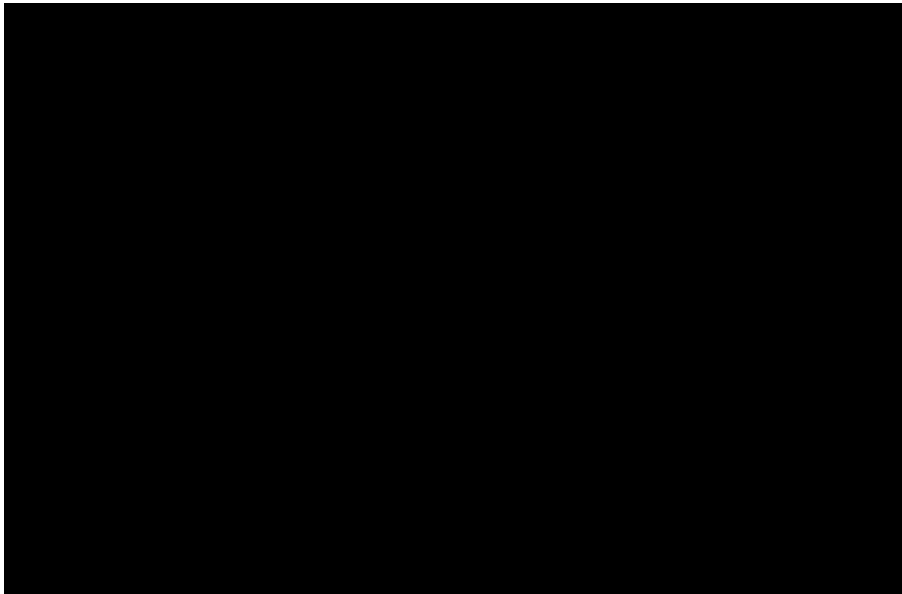


図 5.1.3-1 試料ピット構造図

## (2) 解析モデル

と試料ピットをモデルとし、の躯体は底面から 3m の範囲が 30℃、周りの室温は 40℃の状態として解析モデルを作成、換気による空気の流動はないものとして熱伝導による温度を解析する。解析モデルを図 5.1.3-2 に示す。

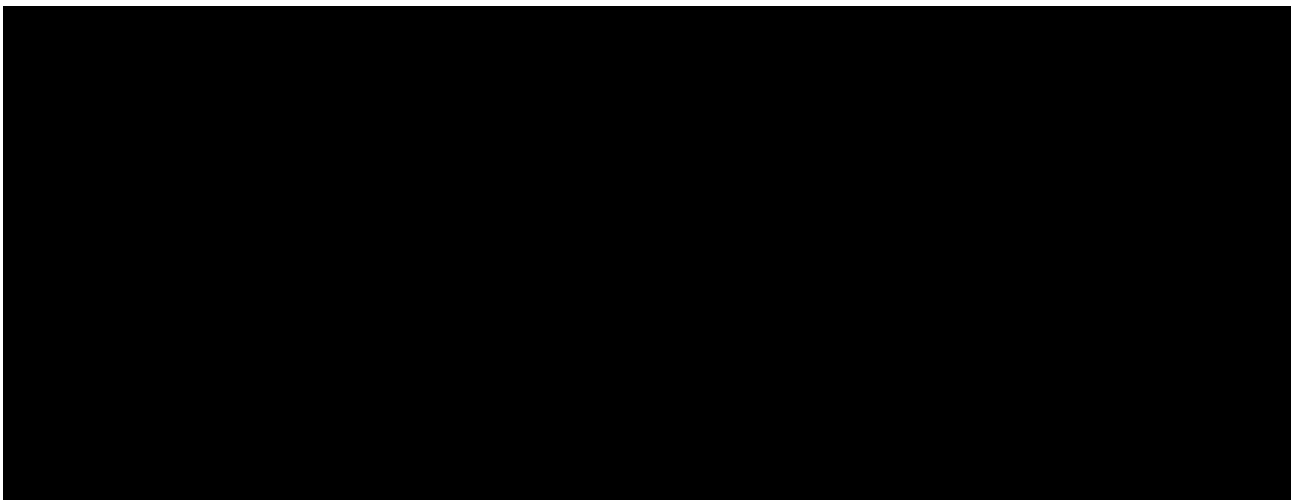


図 5.1.3-2 解析モデル

## (3) 解析手法

解析コードとして、汎用熱流体解析コード ANSYS Fluent ver. 19.1 を使用し、保管容器表面の温度を求める。また、保管容器の表面温度の解析結果から、保管容器内の半径方向の温度分布を評価することで燃料デブリ等の中心温度を求める。温度分布は次式により求める。

円柱の温度分布の計算式

$$T = T_1 + \frac{q}{4\lambda_p}(r_1^2 - r^2)$$

- T : 保管容器の中心からの位置 r における温度 (K)  
T<sub>1</sub> : 保管容器の表面温度 (K)  
q : 発熱密度 (W/m<sup>3</sup>)  
λ<sub>p</sub> : 保管容器内の熱伝導率 (W/mK)  
r<sub>1</sub> : 保管容器の大きさ半径 (cm)  
r : 保管容器の中心からの位置 (cm)

#### (4) 結果

解析の結果、保管容器表面の温度は最高温度で 88.1°C となり、ステンレス製の保管容器や核燃料物質自体に影響はないことから、核燃料物質の冷却機能は必要ない。

保管容器内温度分布の評価結果を図 5.1.3-3 に示す。燃料デブリ等の中心温度は約 89°C の結果となった。

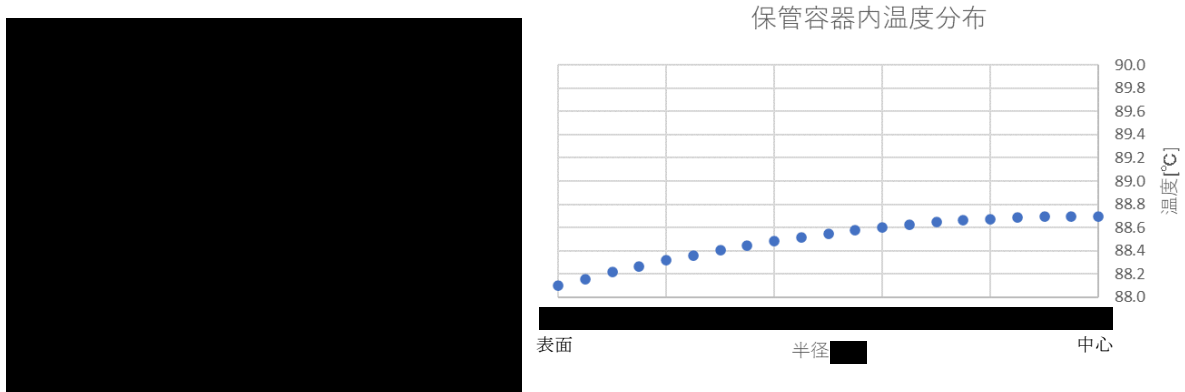


図 5.1.3-3 保管容器の温度分布評価

## V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を 講ずべき事項

### 5.2 臨界防止

## 措置を講ずべき事項

### V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項

- 燃料デブリなどを含む核燃料物質については、確実に臨界未満に維持し、原子炉格納容器の止水などの対策を講じた上で、安全に取り出し、飛散を防止し、適切に遮蔽、冷却及び貯蔵すること。
- 作業員及び敷地内外の安全の確保を図りつつ、1号炉から4号炉の廃炉をできる限り速やかにかつ安全に実現するために適切な措置を講じること。
- 上記に加えて、災害の防止等のために必要であると認めるときは、措置を講じること。

#### 5.2.1 措置を講ずべき事項への適合方針

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、燃料デブリ等の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。

臨界安全評価においては、想定される燃料デブリ等の組成を保守的に設定するとともに、前処理中にプルトニウム濃度の高い残さ又は沈殿が発生する可能性を考慮し、均質体系に加えてプルトニウムが粒子状に存在する非均質体系についてプルトニウム濃度等が不均一な状態の評価を行い、臨界に達しないことを確認する。

なお、鉄セル並びに分析室及び $\alpha \cdot \gamma$ 測定室においては取り扱う燃料デブリ等が少量であるため、臨界に至らない。

また、万一、臨界が発生した場合は、 $\gamma$ 線エリアモニタ、中性子線エリアモニタによって臨界及びその継続性を検知することができる設計とする。

(実施計画：II-2-48-5)

#### 5.2.2 対応方針

第2棟における燃料デブリ等の取扱いに係る具体的な対応方針を以下に示す。

##### (1) 措置を講ずべき事項への具体的な対応方針

コンクリートセルでは、燃料デブリ等を分析・試験で取り扱う際、形状等が変化する前処理を行うため、コンクリートセル、鉄セル、グローブボックス、フード、 $\alpha \cdot \gamma$ 測定室の全体の燃料デブリ等について、規定の重量以下とする質量管理を行う。試料ピットは、燃料デブリ等を一時的に保管する臨界防止を考慮した形状の設備で、XXXXXXXXXXに設置する。XXXXXXXXXXがあり、各XXXXXXXXXXに燃料デブリ等XXXXXXXXXXを収納した保管容器をXXXXXXXXXXまで積み上げて一時的に保管する。最大容量はXXXXXXXXXX、XXXXXXXXXX\*1とする質量管理及び形状管理\*2で臨界管理を行う。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表5.2-1に示す。

※1：第2棟では、1回の燃料デブリ等の受入れ量を最大XXXXXXXXXX以下として、年間最大12回の受入れを想定している。何らかの理由で1年程度燃料デブリ等を払い出せない場合でも分析・試験を継続するため、保管容量は2年（24回の受入れ）分の受入量に1割の裕度を考慮し、XXXXXXXXXX単位

で切り上げて設定した（                    （    単位で切上げ））。

※2：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                    ，間隔等を制限することで，臨界とならないよう管理する。

表5.2-1 想定する燃料デブリ等の最大取扱量及び臨界管理方法

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 鉄セル、グローブボックス、 フード、 $\alpha$ ・ $\gamma$ 測定室:合計	<span style="background-color: black; color: black;">            </span>	質量管理
試料ピット <span style="background-color: black; color: black;">                    </span>	<span style="background-color: black; color: black;">            </span>	質量管理及び形状管理

### 5.2.3 使用許可基準規則（第7条）との適合方針

使用許可基準規則の第7条（核燃料物質の臨界防止）との適合方針を以下に示す。

#### 5.2.3.1 設計方針

第2棟の安全対策は，他の特定原子力施設の設計を参考にしつつ，「特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について」を満たし，その安全機能の重要度，地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆への被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で，核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして適切な耐震設計上の区分を行うとともに，適切と考えられる設計用地震力に耐えられる設計とする。

また，既存の核燃料物質等の使用施設を参考にしつつ，「使用施設等の位置，構造及び設備の基準に関する規則」（以下「使用許可基準規則」という。）についても考慮した設計とする。

#### 5.2.3.2 臨界防止

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，当該核燃料物質が臨界に達するおそれがないよう，核的に安全な形状寸法にすることその他の適切な臨界防止のための措置を講ずる設計とする。

第2棟は，通常時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は使用者の単一の誤操作を想定した場合においても，燃料デブリ等に含まれる核燃料物質が臨界に達するおそれのない設計とする。

##### （1）単一ユニット

- ・燃料デブリ等に含まれる核燃料物質の取扱い上の一つの単位である単一ユニットは，形状管

理、質量管理及びこれらの組合せにより、臨界を防止する設計とする。

- ・核燃料物質を収納する単一ユニットとしての設備・機器のうち、その形状寸法を制限し得るものについては、その形状寸法について適切な核的制限値（臨界管理を行う体系の未臨界確保のために設定する値をいう。この値は、具体的な機器の設計及び運転条件の妥当性の判断を容易かつ確実に行うために設定する計量可能な値であり、この値を超えた機器の製作並びに運転時及び停止時における運転条件の設定は許容されない。）を設ける設計とする。この場合、溶液状の核燃料物質を取り扱う設備・機器については、全ての濃度において臨界を維持できる設計とする。
- ・燃料デブリ等の取扱施設では、燃料デブリ等を分析・試験で取り扱う際、形状等が変化する前処理を行うため、燃料デブリ等について、規定の重量以下とする質量管理を行う設計とする。燃料デブリ等の一時貯蔵施設では、規定の重量以下であることを確認した上で、臨界防止を考慮した形状の試料ピットに一時的に保管することで質量管理及び形状管理を行う設計とする。
- ・形状寸法管理が困難な設備・機器及び単一ユニットとしてのグローブボックスについては、取り扱う核燃料物質自体の質量、プルトニウム富化度、溶液中の濃度等について適切な核的制限値を設ける設計とする。この場合、誤操作等を考慮しても、十分な対策を講じることにより、工程内の核燃料物質が当該制限値を超えないよう臨界安全が確保された設計とする。
- ・臨界管理されている設備から運転員の単一の誤操作によって、臨界管理されていない設備へ核燃料物質が流入することがない設計とする。
- ・核的制限値については、取り扱われる核燃料物質の化学的組成、プルトニウム富化度及び同位体組成、密度、幾何学的形状及び減速条件等を考慮し、最も厳しい結果を与えるよう、中性子の減速、吸収及び散乱の各条件を仮定し、かつ、測定又は計算による誤差、誤操作等を考慮して十分な裕度を見込んで設定するとともに、参考とする手引書、文献等については、公表された信頼度の十分高いものを、臨界計算コード等については、実験値等との対比がなされた信頼度の十分高いものを使用する。
- ・起こるとは考えられない独立した二つ以上の異常が同時に起こらない限り臨界に達しないような核的制限値の維持・管理を行う設計とする。

## (2) 複数ユニット

- ・第2棟に単一ユニットが2つ以上存在する場合には、単一ユニット相互間の中性子相互干渉を考慮し、単一ユニット相互間が核的に安全な配置であることを担保する適切な核的制限値を設定し、臨界安全を確保する設計とする。
- ・上記の核的制限値については、最も厳しい結果を与えるよう、単一ユニット相互間の中性子の減速、吸収及び反射の各条件を仮定し、かつ、測定又は計算による誤差、誤操作等を考慮して十分な裕度を見込んで設定するとともに、参考とする手引書、文献等については、公表された信頼度の十分高いものを、臨界計算コード等については、実験値等との対比がなされた信頼度の十分高いものを使用する。



- ・起こるとは考えられない独立した二つ以上の異常が同時に起こらない限り臨界に達しないよう、核燃料物質を収納する設備・機器の設置においては十分な構造強度を持つ構造材を用いて固定すること、及び固定することが困難な設備・機器の場合は、設備・機器の周囲に単一ユニット相互間の間隔を維持するための剛構造物を取り付けるか又は設計上移動範囲を制限することにより、核的制限値の維持・管理を行う設計とする。
- ・第2棟において、核燃料物質を別の単一ユニットに移動させるときは、核的制限値等を満足する状態であることを作業者及び立会者が確認した上で、核燃料物質の移動を行う。また、万一、核燃料物質を搬送するための動力の供給が停止した場合には、核燃料物質を安全に保持した状態を維持する設計とする。

### 5.2.3.3 臨界発生時の措置

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、 $\gamma$ 線エリアモニタ、中性子線エリアモニタによって臨界及びその継続性を検知することができる設計とする。

万一、臨界が発生した場合は、 $\gamma$ 線エリアモニタ、中性子線エリアモニタによって臨界及びその継続性を検知することができる設計とする。

臨界事故が発生したとしても、臨界発生時の状況から臨界が発生した原因を推測し、臨界を抑える方策を講じる。また、万が一臨界が発生した場合に備え、中性子吸収材や放射線管理資機材を施設内に準備し、その取扱いに関するマニュアルを整備する。

### 5.2.4 使用許可基準規則（第23条）との適合方針

使用許可基準規則の第23条（貯蔵施設）との適合方針を以下に示す。

- ・燃料デブリ等を一時的に保管する試料ピットは、燃料デブリ等を一時的に保管するために必要な容量を有する設計とする。
- ・燃料デブリ等を搬出入する場合その他特に必要がある場合を除き、施錠又は立入制限の措置を講ずる設計とする。
- ・燃料デブリ等を一時的に保管する試料ピットは██████████にあるため、人がみだりに立ち入ることはできない。
- ・燃料デブリ等を一時的に保管する試料ピットに、標識を設ける設計とする。
- ・燃料デブリ等を一時的に保管する試料ピットには、燃料デブリ等が存在することを明示するため、必要な表示を行う設計とする。
- ・燃料デブリ等を冷却する必要がある場合には、冷却するために必要な設備を有する設計とする。
- ・第2棟の試料ピットに一時的に保管する予定の燃料デブリ等は、事故が発生してから時間が経過しているため、崩壊熱は十分小さい。

## 臨界管理の方法について

## 1. 臨界防止の対応

第2棟では質量管理による臨界管理を行い、試料ピットでは質量管理に加えて形状管理により臨界管理を行う。質量管理を行う為、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。重量測定器の設置場所を図5. 2. 1-1に示す。

なお、質量管理においては、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。

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者から立会者（例：計量管理担当者※）を指名し、立会わせることで移送物及び伝票等の内容に相違のないことを確認する。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者から立会者を指名し、立会わせることで移動状況の現場確認を行う。

※：計量管理担当者とは、核燃料物質の計量管理に関する実務を行う者で、業務経験及び教育の受講歴より十分な知識を有している者から指名する。

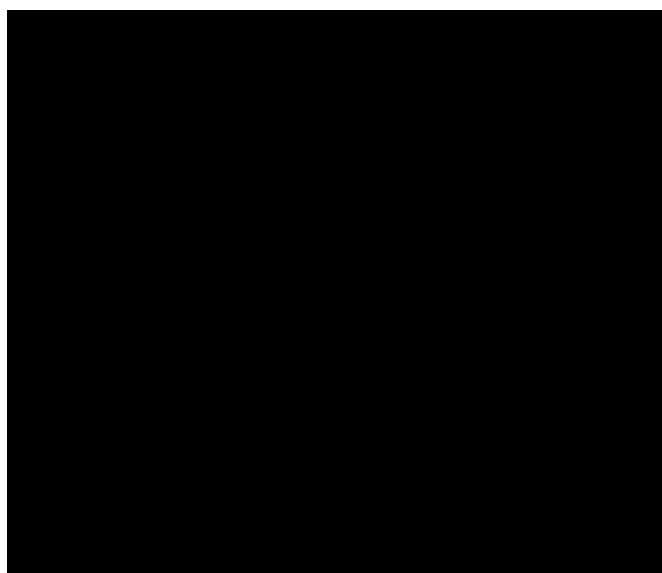


図5. 2. 1-1 第2棟の機器配置図 1階

## 2. 臨界防止の手順

燃料デブリ等の受入れ、払出し、一時保管等の手順について記載する。

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者から立会者を指名し、立会わせることで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<sup>235</sup>U+ 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。

### ① 燃料デブリ等の受入れに伴う管理

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、鉄セル、グローブボックス、フード、 $\alpha \cdot \gamma$ 測定室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。管理方法を以下に示す。

- i) 受入れに先立ち、収納容器ID及び試料容器ID並びに総重量（内容物+容器）、容器重量の情報提供を受ける。
- ii) 計算機又は伝票の記録により、コンクリートセルNo. 1～4、鉄セル、グローブボックス、フード、 $\alpha \cdot \gamma$ 測定室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。
- iii) 受入れ後、コンクリートセルNo. 1にて収納容器IDの確認及びコンクリートセルNo. 2にて収納容器の総重量を測定、試料容器を取り出して試料容器IDの確認及び重量測定を実施する。
- iv) コンクリートセルNo. 4にて試料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。
- v) 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iv)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、総重量及び試料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。

### ② 燃料デブリ等の払出しに伴う管理

燃料デブリ等を福島第一原子力発電所の払出先施設へ払い出す際の管理方法を以下に示す。

- i) No. 2セルにて払出す燃料デブリ等を収納した収納容器ID及び試料容器IDの確認並びに総重量（内容物+容器）の測定を実施する。
- ii) 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収納容器ID及び試料容器ID並びに総重量、容器重量を払出先の施設へ通知する。
- iii) 収納容器を払い出す際は、収納容器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。
- iv) 払い出した後、計算機又は伝票の情報を更新し管理する。

### ③ 燃料デブリ等の一時的な保管に伴う管理

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。管理方法を以下に示す。

- i) 計算機又は伝票の記録により、試料ピットへ収納する保管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、試料ピットへ保管容器を収納する。
- ii) 保管容器を試料ピットへ収納する際は、試料容器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。
- iii) 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。

### ④ 試料ピットからの燃料デブリ等の取出しに伴う管理

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、鉄セル、グローブボックス、フード、 $\alpha \cdot \gamma$ 測定室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。管理方法を以下に示す。

- i) 計算機又は伝票の記録により、試料ピットから取り出す試料容器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、鉄セル、グローブボックス、フード、 $\alpha \cdot \gamma$ 測定室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、試料ピットから保管容器を取り出す。
- ii) 試料ピットから保管容器を取り出す際は、試料容器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。
- iii) 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。

## 2. 臨界発生時の対応

上記の手順により臨界の発生を防止しているが、万が一臨界が発生した場合は、 $\gamma$ 線エリアモニタ及び中性子線エリアモニタが、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。臨界を検知した際は、まず人命第一とし建屋外避難する。その後、臨界発生時の状況から臨界が発生した原因を推測し、臨界を抑える方策を講じる。また、万が一臨界が発生した場合に備え、中性子吸収材や放射線管理資機材を施設内に準備する。

エリアモニタについては、 $\gamma$ 線エリアモニタ及び中性子線エリアモニタの線種毎に第2棟内の複数箇所に設置することで多様性及び多重性を確保する。また、エリアモニタごとに独立した電源を有しており、電源喪失時には予備電源から電源が供給されるまでの間エリアモニタを稼働させる独立性を有した設計としている。

臨界に伴う線量率の上昇等の検知のため、複数箇所に $\gamma$ 線エリアモニタ、中性子線エリアモニタはサービスエリアに各1台、オペレーションエリアに各1台設置する。各エリアモニタは電源喪失、故障発生時には制御盤へ故障信号を発信する。

警報吹鳴の対応については、運用開始前までにマニュアル化する。

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ユ

アルを運用開始前までに整備する。

- 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
- 中性子吸収材の取扱方法
- 放射線管理資機材の取扱方法

## 臨界安全評価方法について

### 1. 共通事項

臨界安全評価では、図5.2.2-1のフローに基づき、初めに単一ユニットが存在するコンクリートセルについて評価し、その結果を踏まえ、複数ユニットが収納される試料ピットについて未臨界性を満足することを確認する。

なお、未臨界性の判断基準は、中性子実効増倍率（ $k_{eff}$ ）に標準偏差の3倍（ $3\sigma$ ）を加えた値が0.95以下<sup>※1</sup>となることとする。また、コンクリートセルについては誤操作による二重装荷を考慮し、安全裕度を確保する。

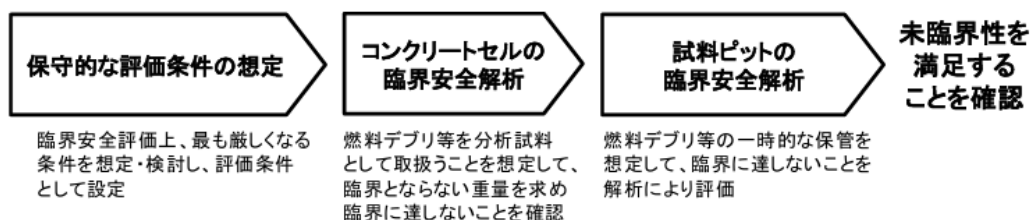


図5.2.2-1 未臨界性の確認フロー

※1：『臨界安全ハンドブック第2版』，日本原子力研究所，(1999)

#### (1) 想定される燃料デブリ等の性状

燃料デブリ等は、燃料と被覆管等が熔融・固化した状態（酸化物，合金，炉心熔融物ーコンクリート混合物など）が想定される。

- ・ 燃料と被覆管等が混ざり合うことで、同量の燃料と比べて核燃料物質は少なくなる。
- ・ 福島第一原子力発電所の1～3号機にはガドリニア（ $Gd_2O_3$ ）を添加した燃料が装荷されており、燃料デブリ等中に中性子吸収効果の高いガドリニウムが含まれている可能性がある。
- ・ 燃料の燃焼度は、原子炉内で使用された期間や炉心内の燃料配置等により異なる。燃料デブリ等は、高い燃焼度の燃料と低い燃焼度の燃料が混在している可能性があり、燃焼することで核燃料物質が減少している。
- ・ 燃料デブリ等の性状は原子炉内で均一でなく、採取する号機やその位置により異なる。

#### (2) 保守的な評価条件の想定

「① 想定される燃料デブリ等の性状」に示した燃料デブリ等について、臨界安全評価上、以下の保守的な条件を想定した。

- ・ 燃料デブリ等のすべてが核燃料物質で構成されていると想定する。

- ・ 燃焼した燃料より核燃料物質を多く含む、新燃料を想定する。
- ・ 中性子吸収効果を有するガドリニウムを考慮しない。
- ・ 酸化物と比較して核燃料物質の重量割合が高くなる金属を想定する。
- ・ 燃料の組成は、ウランに比べ臨界性の高いプルトニウムを含む福島第一原子力発電所の3号機のMOX燃料とする。
- ・ 中性子を吸収する核種である $^{241}\text{Am}$ をMOX燃料から除いた組成とする。
- ・ 誤操作による二重装荷を考慮し、安全裕度を確保する。
- ・ 中性子実行増倍率が高くなる条件として、水やコンクリートによる反射体を想定する。

### (3) 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：MVP2（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
- ・ 核燃料物質，構造材等の幾何形状等を入力し，中性子の発生，飛行，衝突といった事象を追跡，これを処理することで中性子実効増倍率を求めるものである。
- ・ 球，円柱，直方体等の基本的な形状（ボディ）を組み合わせることで，三次元モデルを作成できる。これを「組合せ形状表現」という。
- ・ また，原子炉炉心のように同一形状の燃料集合体が並んで配置されるようなモデルを作成する場合，「組合せ形状表現」だけでモデルを作成すると入力データの量が膨大となることから，予め「組合せ形状表現」を用いて繰り返す形状（セル）を定義し，これを空間（格子枠）内に配置することができる。これを「格子形状機能」という。三次元モデルのイメージを図5.2.2-2に示す。

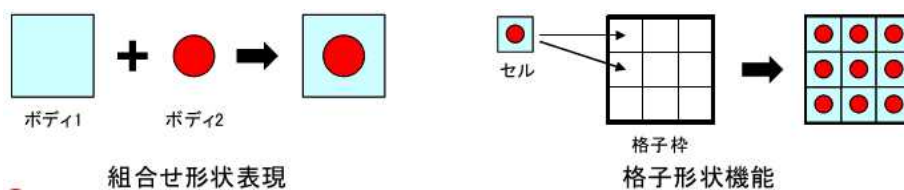


図5.2.2-2 三次元モデルのイメージ

- ・ 第2棟の臨界安全評価では，均質体系と非均質体系での解析を実施する。両体系において，燃料領域及び体系全体は「組合せ形状表現」を用いて定義する。また，非均質体系については，燃料領域内において粒子状に存在する燃料を「格子形状機能」により定義する。
- ・ 「格子形状機能」には，繰り返す形状(セル)ではないが，ある格子枠内について，一定の充填率を満たすよう球形モデルを確率的に配置するSTGM（確率論的幾何形状モデル）がある。本機能は，高温ガス炉などの燃料粒子が不規則に分布した燃料を用いる



黒鉛を減速材とした体系を対象として開発，検証が行われてきた。  
なお，第2棟の臨界安全評価にSTGMは使用していない。

#### (4) 検証及び妥当性確認

解析コードと核データに起因する計算精度を検証するため，推定臨界下限増倍率<sup>※1</sup>を算出した。

- ・ JAEAの報告書<sup>※2</sup>では，国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト（ICSBEP<sup>※3</sup>）ハンドブックに収納されている多種多様な臨界実験のうち約1000ケースについて，MVP2と核データライブラリJENDL-4.0を用いた解析が行われ，その結果（中性子実効増倍率）が報告されている。
- ・ 第2棟の臨界安全評価では，燃料デブリ等の組成を考慮し，JAEAの報告書で解析が行われた約1000ケースから，ウラン系（ウラン-233を除く），プルトニウム系及びウラン・プルトニウム系の約850ケースを抽出した。
- ・ 約850ケースの解析結果（中性子実効増倍率）を対象に統計的手法<sup>※4</sup>を用いて推定臨界下限増倍率を算出した。その結果は0.97となった。よって，MVP2と核データライブラリJENDL-4.0の組み合わせにより得られる中性子実効増倍率が0.97以下であれば，計算誤差を考慮しても，その体系が未臨界であると判断できる。
- ・ 第2棟の臨界安全評価における未臨界性の判断基準は0.95であり，MVP2と核データライブラリJENDL-4.0における推定臨界下限増倍率0.97を下回っている。

#### (5) 許認可実績

- ・ 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の原子炉設置変更[STACY（定常臨界実験装置）施設等の変更]（令和2年8月21日許可）
- ・ 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）における核燃料物質使用変更許可申請（令和2年9月30日許可）

※1：推定臨界下限増倍率：臨界超過確率2.5%，信頼度97.5%として，これ以下ならば臨界にならないと判断される中性子実効増倍率の値

※2：『JENDL-4.0に基づく連続エネルギーモンテカルロコードMVP用の中性子断面積ライブラリーの作成とICSBEPハンドブックの臨界性ベンチマーク解析への適用』，日本原子力研究開発機構，JAEA-Data/Code 2011-010，（2011）。

※3：経済協力開発機構/原子力機関（OECD/NEA）の下での国際的な活動として，臨界実験データの鑑定，評価及び編集を行うプロジェクト

※4：『臨界安全計算コードシステムJACSの計算誤差評価』，日本原子力研究所，JAERI-M87-057，（1987）。





## 2. コンクリートセル，試料ピットの臨界安全評価

### (1) コンクリートセル

第2棟では，コンクリートセルNo. 1～4，鉄セル，グローブボックス，フード， $\alpha \cdot \gamma$ 測定室の燃料デブリ等の取扱量を $\blacksquare$ 以下に制限する質量制限にて臨界管理を行う。臨界評価として，最大取扱量が $\blacksquare$ であるコンクリートセルの，単一ユニットとしての臨界安全評価を行う。図5.2.2-3に燃料デブリ等の取扱いのイメージを示す。

燃料デブリ等の切断，粉砕，溶解処理等の前処理はコンクリートセルNo. 4で行うことから，コンクリートセルの臨界安全解析では保守的な条件として，粉砕により粉体とした燃料デブリ等を溶解処理により溶液とする過程を想定する。なお，溶解処理に使用する燃料デブリ等は1回当たり数 $\blacksquare$ オーダーであるが，コンクリートセルにおける最大取扱量が $\blacksquare$ であることから，燃料デブリ等 $\blacksquare$ を全て溶解させたものとして，このとき臨界に達しないことを確認する。

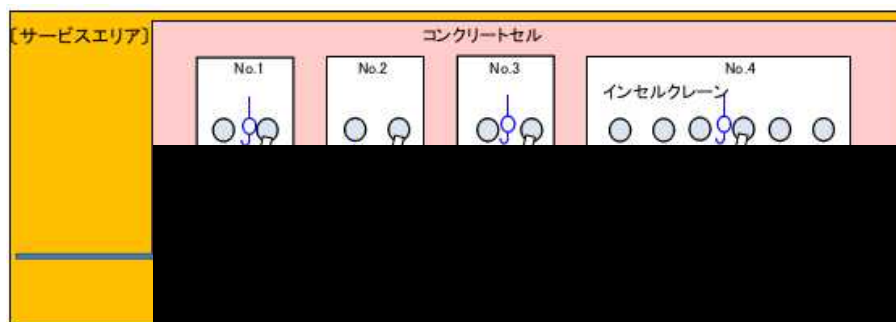


図5.2.2-3 コンクリートセルにおける燃料デブリ等の取扱いのイメージ

#### ① 非均質性の考慮について

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，残さ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。これら残さ，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，均質体系での解析に加えて，Puが粒子状で存在する非均質体系についてPu濃度等が不均一な状態の解析を実施し，中性子実効増倍率が0.95となるPuの重量を評価した。

② 解析条件

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。このうち溶解処理を考慮し、減速系の解析モデルを用いて臨界に達しない重量を評価した。

i) 解析コード：MVP2（連続エネルギーモンテカルロコード）

ii) 解析モデル

解析モデルを図5.2.2-4に示す。

- ・ 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。なお、Puと水の混合物は均質にモデル化した場合と非均質にモデル化した場合を考慮する。
- ・ 均質体系での解析では、Puと水の混合物の直径(D)について、Puの濃度をパラメータとして保守的な結果が得られるよう設定する。また、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させた。Puと水の混合物内のイメージを図5.2.2-5に示す。

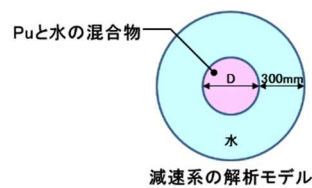


図5.2.2-4 減速系の解析モデル

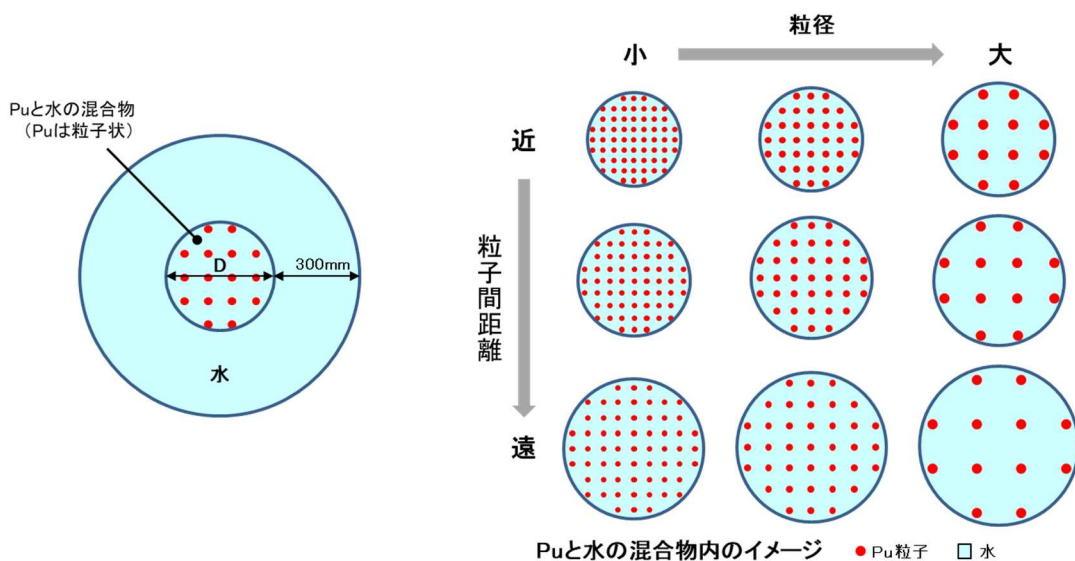


図5.2.2-5 Puと水の混合物内のイメージ

- ・ 均質体系の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。
- ・ 非均質体系の解析では、Puが粒子状に存在するものとし、Puと水の混合物における直径(D)について、Puの粒径及び粒子間距離をパラメータとして保守的な結果となるように設定する。
- ・ 非均質体系の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
- ・ 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 均質体系の評価手順

均質体系にて中性子実効増倍率が0.95となるPu重量を評価する。評価は以下の手順で実施した。図5.2.2-6に評価手順のイメージ図を示す。

- Pu重量を仮定する
- 仮定したPu重量を基に、Puの濃度をパラメータとしてPuと水の混合物の直径を設定する。なお、Puの濃度については水対燃料体積比 ( $V_m/V_f$ ) を30~40で変化させることで、約32~42g/Lで変化させた。ここで、 $V_m$ は水の体積、 $V_f$ は燃料の体積をいう。
- Puと水の混合物の周囲に、十分な中性子の反射効果が得られる厚さ（300mm）を設定する。以上の条件で解析コードMVP2を用いて中性子実効増倍率を求める。
- 上記 i) から iii) を繰り返して、中性子実効増倍率が0.95となるPu重量を評価する。

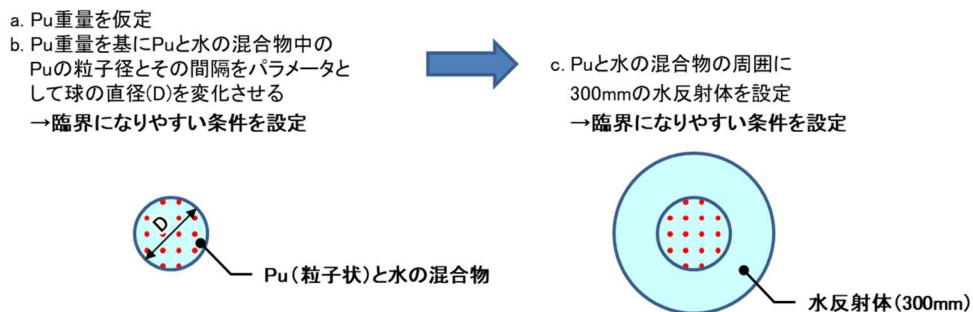


図5.2.2-6 均質体系のPu重量の評価手順

④ 均質／均一体系での解析結果

均質／均一体系での解析結果を図5.2.2-7及び図5.2.2-8に示す。

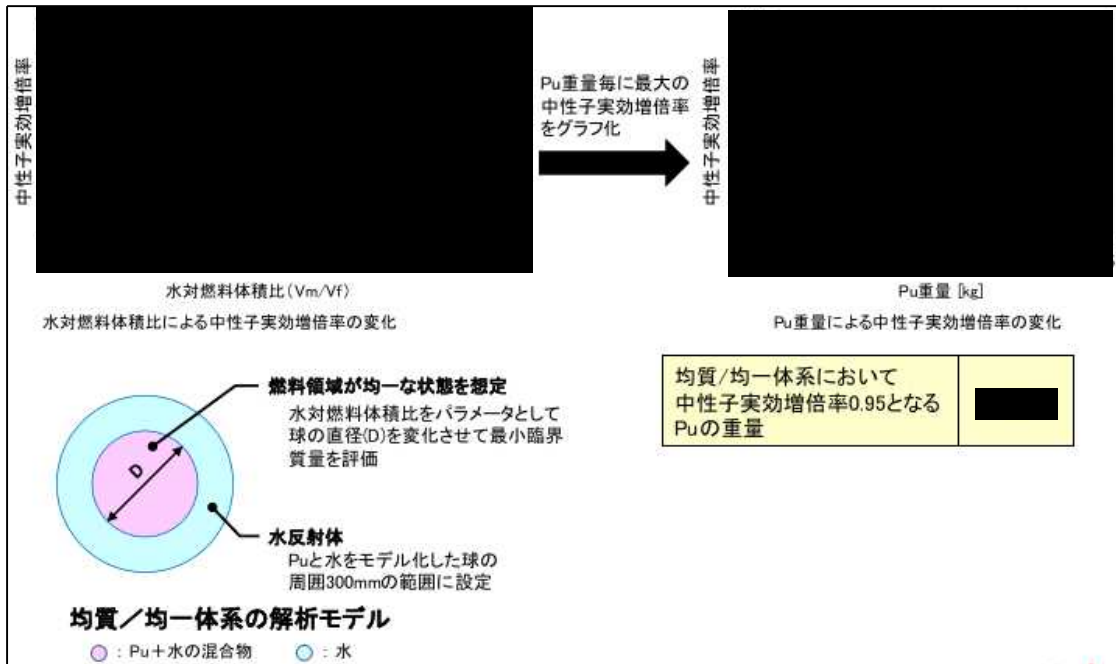


図5.2.2-7 中性子実効増倍率0.95となるPuの重量（燃料領域が均一な状態）

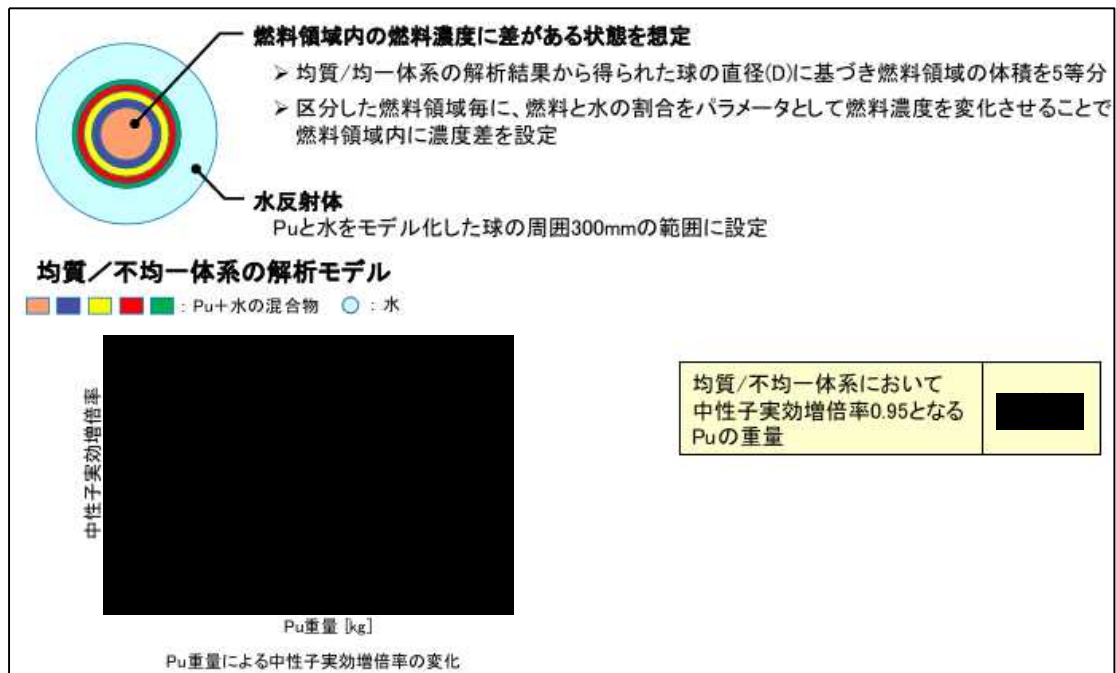


図5.2.2-8 中性子実効増倍率0.95となるPuの重量（燃料濃度差がある場合）

⑤ 非均質体系の評価手順

非均質体系にて中性子実効増倍率が0.95となるPu重量を評価する。評価は以下の手順で実施した。図5.2.2-9に評価手順のイメージ図を示す。

- Pu重量を仮定する [REDACTED]。
- 仮定したPu重量を基に、Puと水の混合物中にPu粒子を正方格子状に配置し、その粒子径及び間隔をパラメータとしてPuと水の混合物の直径を設定する。なお、粒子径については0.025~0.15cm、Pu粒子の間隔については水対燃料体積比( $V_m/V_f$ )を25~40で変化させることで、約0.06~0.40cmで変化させた。
- Puと水の混合物の周囲に、十分な中性子の反射効果が得られる厚さ(300mm)を設定する。以上の条件で解析コードMVP2を用いて中性子実効増倍率を求める。
- 上記を繰り返して、中性子実効増倍率が0.95となるPu重量を評価する。

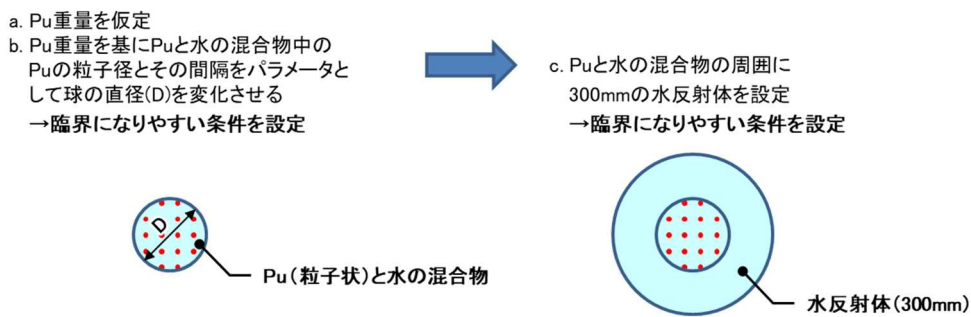


図5.2.2-9 非均質体系のPu重量の評価手順

⑥ 非均質／均一体系での解析結果

非均質／均一体系での解析結果を図5.2.2-10及び図5.2.2-11に示す。

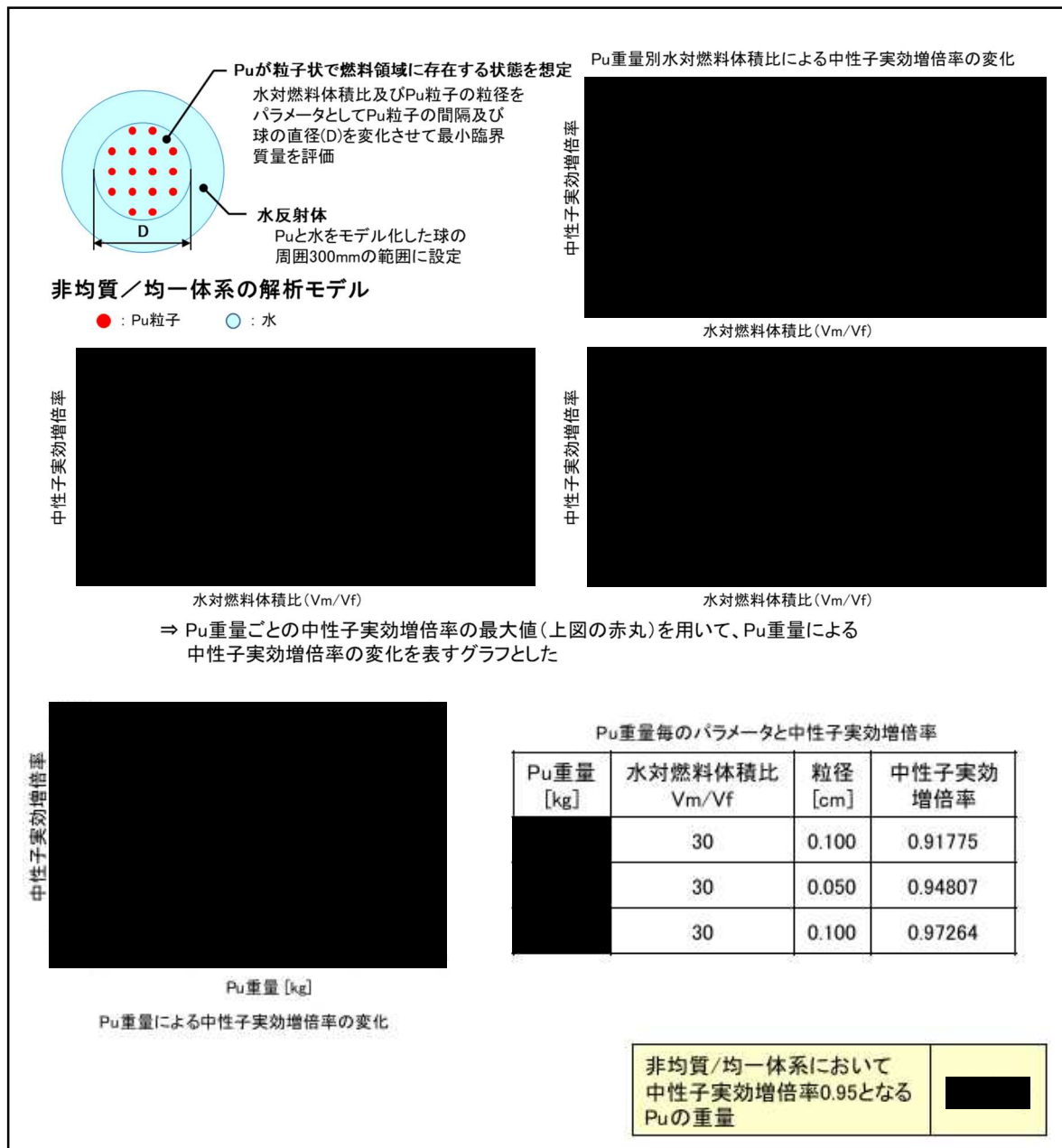


図5.2.2-10 中性子実効増倍率0.95となるPuの重量 (Puが粒子状で存在する場合)



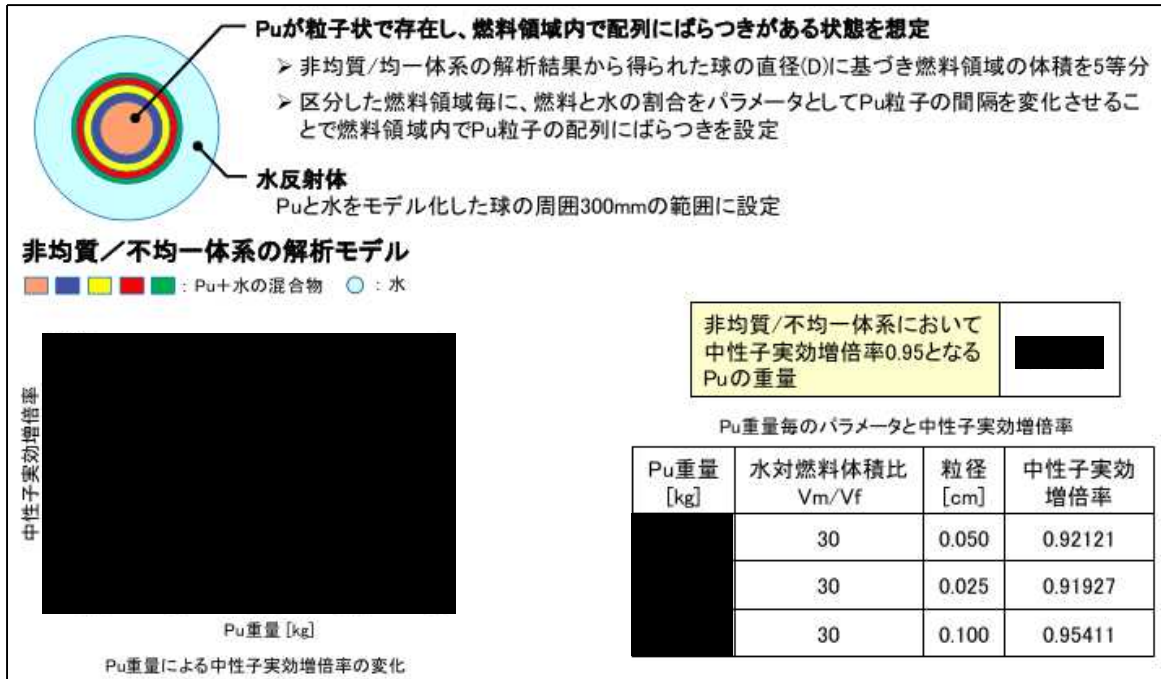


図5.2.2-11 中性子実効増倍率0.95となるPuの重量 (Puが粒子状で存在し、配列にばらつきがある場合)

⑦ 解析結果の比較

各体系で中性子実効増倍率が0.95となるPuの重量を評価した結果を表5.2.2-3に示す。

表5.2.2-3 臨界安全評価に用いるPu組成

体系	臨界に達しないPu重量
均質 / 均一	■
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/不均体系の解析結果 ■ を0.1kg未満で切り捨てた ■ と評価する。



⑧ 評価結果

i) 臨界に達しないPuの重量：■■■■■

( $k_{eff} + 3\sigma$ が0.95<sup>※1</sup>となる時の重量)

ii) 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：■■■■■

(上記 i) に二重装荷を考慮した安全係数0.43<sup>※2</sup>を乗じる)

第2棟では、コンクリートセルNo.1~4, 鉄セル, グローブボックス, フード,  $\alpha \cdot \gamma$ 測定室における燃料デブリ等の取扱量を■■■■■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, 全て核燃料物質と見なす。

Pu富化度■■■■■及び<sup>235</sup>U濃縮度■■■■■から, 燃料デブリ等■■■■■に含まれるPuの重量は■■■■■であり, さらに<sup>235</sup>Uの重量の■■■■■を加えても重量は■■■■■<sup>※3</sup>であり, 二重装荷を考慮しても臨界に達しないPuの重量■■■■■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)

フランス原子力・新エネルギー庁(CEA)の刊行する臨界管理に関するガイドブックであり, 臨界管理の方法を定める上で必要なパラメータが記載されている。<sup>239</sup>Puと<sup>235</sup>Uの最小臨界量の評価における安全係数として, ユニットの二重装荷の可能性を考慮する場合には0.43が使用されている。

※3: 燃料デブリ等■■■■■に含まれるPu+<sup>235</sup>Uの重量として, ■■■■■から算出した重量

## (2) 試料ピット

試料ピットでは、以下の質量制限及び形状制限にて臨界管理を行う。図5.2.2-12に燃料デブリ等の取扱いのイメージを示す。

- ・ 試料ピットは、          から成り、各          に燃料デブリ等（      以下）を収納した保管容器を      まで積み上げて保管する。最大容量は          、      である。
- ・           、          及び各          の間隔      で形状を制限する。

試料ピットの臨界安全評価では、燃料デブリ等を収納した保管容器1つに対して単一ユニットの評価を行い、中性子実効増倍率が高くなる条件を検討し、この結果をもとに、試料ピットに保管容器を配置して複数ユニットとし、更に試料ピットの上に保管容器を1つの単一ユニットを置いた状態で試料ピット全体を評価する。また、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。

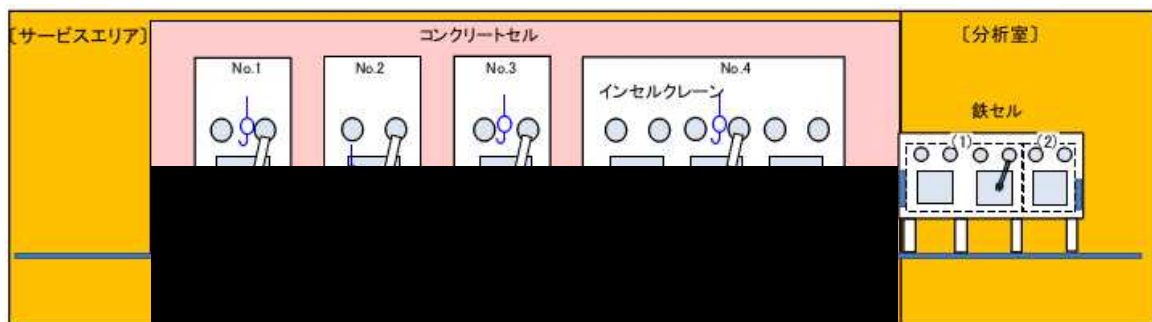
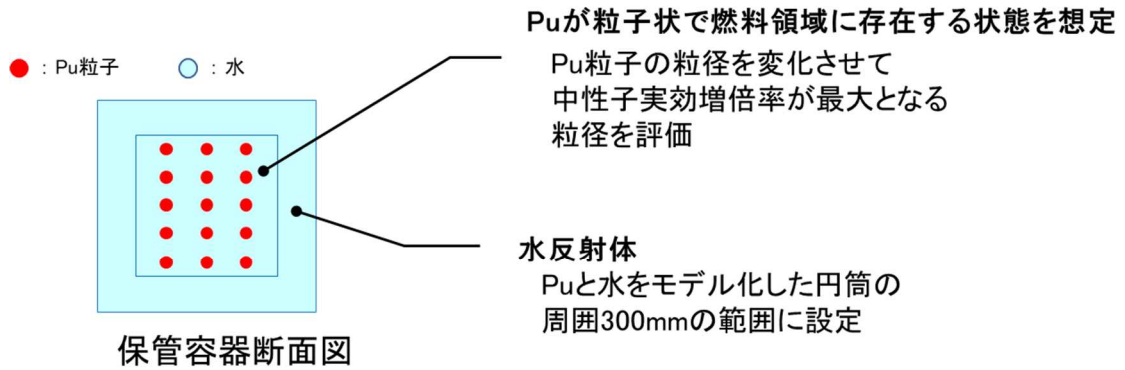


図5.2.2-12 試料ピットにおける燃料デブリ等の取扱いのイメージ

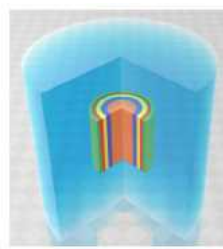
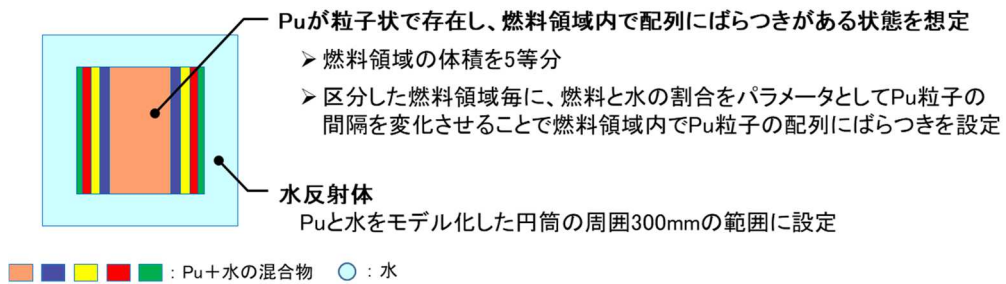
① 保管容器の非均質／均一体系での解析結果

保管容器1つに■の燃料デブリ等が保管されている単一ユニットとなる状態を想定した。解析モデルを図5.2.2-13及び図5.2.2-14に示す。



保管容器の非均質／均一体系の解析モデル

図5.2.2-13 保管容器の非均質／均一体系の解析モデル (Puが粒子状で存在する場合)



解析モデルのイメージ

図5.2.2-14 保管容器の非均質／均一体系の解析モデル (Puが粒子状で存在し、配列にばらつきがある場合)

② 保管容器単体の解析結果

保管容器単体の解析結果を表5.2.2-4に示す。

表5.2.2-4 保管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

③ 試料ピット全体の解析条件

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複数ユニットとなる状態を想定した。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保管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。

i) 解析コード：MVP2（連続エネルギーモンテカルロ計算コード）

ii) 解析上の燃料デブリ等の量：最大取扱量■■■■

iii) 解析モデル

解析モデルを図5.2.2-15に示す。

- ・ 保管容器内の燃料デブリ等は、粒子状のPuと水の混合物とする。
- ・ 粒子状のPu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。また、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
- ・ 保管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保管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。
- ・ 試料ピットの保管容器内の燃料デブリ等について、燃料領域に水が存在する場合において水がない場合に比べ中性子実効増倍率が高く（保守的に）なる場合があったので試料ピットの評価においても水の存在を考慮する。

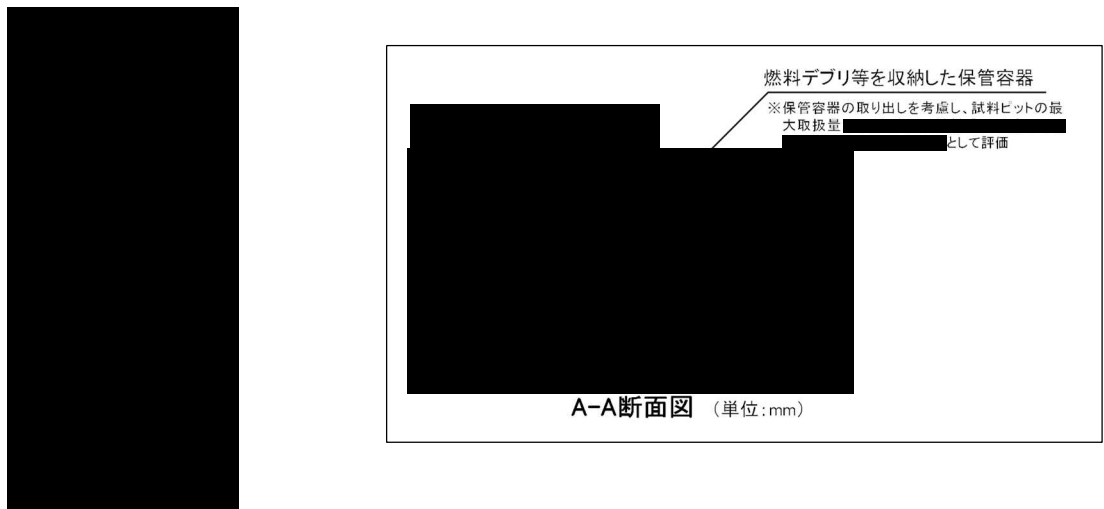


図5.2.2-15 試料ピット全体の解析モデル

④ 試料ピット全体の解析結果

試料ピットに、保管容器単体の解析結果に基づき、非均質／不均一とした保管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。なお、評価に使用する解析モデルは、水没を考慮したモデルであるため、消火活動により [redacted] に注水したとしても同様の結果となる。

UO<sub>2</sub> 燃料と MOX 燃料の比較検討

(1) UO<sub>2</sub> 燃料の組成

福島第一原子力発電所の1～3号機に装荷されたUO<sub>2</sub>燃料（新燃料）の<sup>235</sup>U濃縮度に基づき、UO<sub>2</sub>燃料の燃料組成を核燃料物質の重量割合が高くなるように設定した。図5.2.3-1にUO<sub>2</sub>燃料の組成を示す。

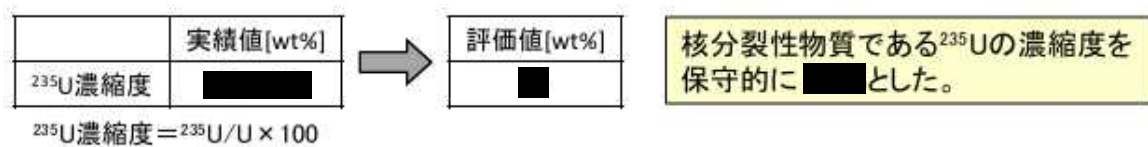


図5.2.3-1 UO<sub>2</sub>燃料の組成

(2) MOX 燃料の組成

福島第一原子力発電所の3号機に装荷されたMOX燃料（新燃料）のPu含有率等に基づき、MOX燃料の燃料組成を核燃料物質の重量割合が高くなるように設定した。図5.2.3-2にMOX燃料の組成を示す。

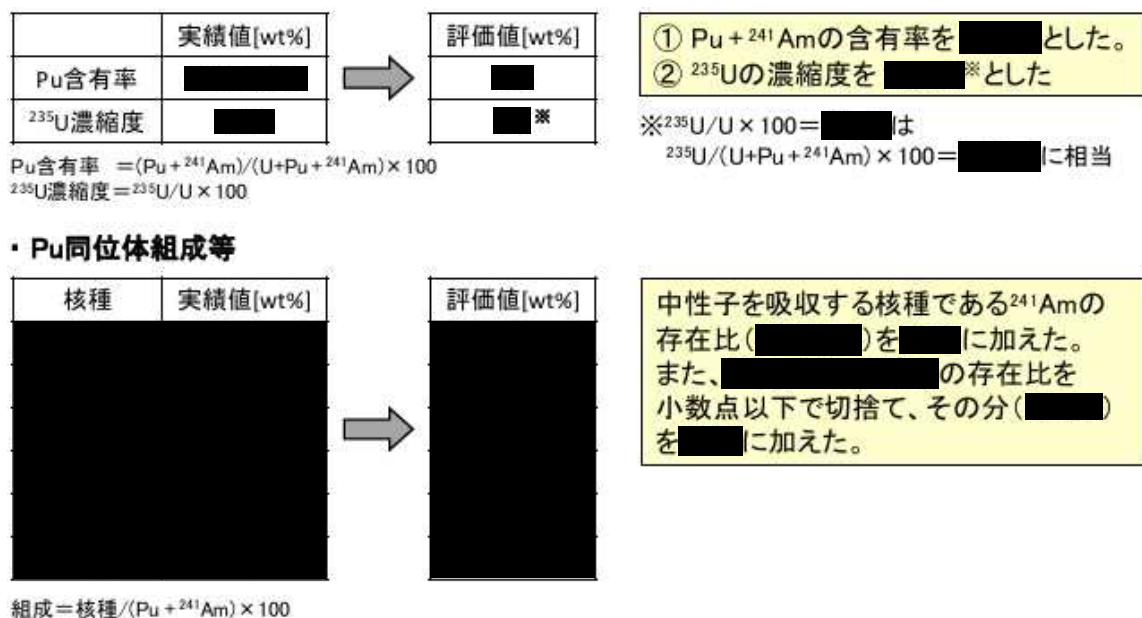


図5.2.3-2 MOX燃料の組成

### (3) UO<sub>2</sub> 燃料と MOX 燃料の比較

UO<sub>2</sub> 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、福島第一原子力発電所の 3 号機には、UO<sub>2</sub> 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、UO<sub>2</sub> 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。図 5.2.3-3 に UO<sub>2</sub> 燃料と MOX 燃料の割合による中性子増倍率を示す。

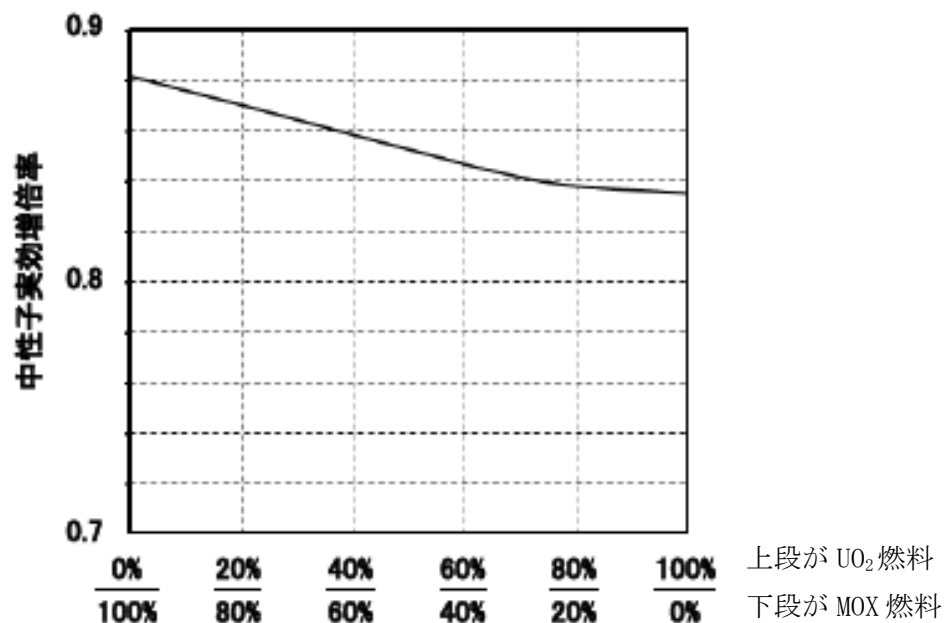


図5.2.3-3 UO<sub>2</sub>燃料とMOX燃料の割合

## 燃料組成の保守性について

第2棟の臨界安全評価において、保守的に設定している以下の各条件について、中性子実効増倍率への影響を検討する。

- ・ 燃料デブリ等のすべてが核燃料物質で構成されていると想定する。
- ・ 燃焼した燃料より核燃料物質を多く含む、新燃料を想定する。
- ・ 中性子吸収効果を有するガドリニウムを考慮しない。
- ・ 中性子を吸収する核種である $^{241}\text{Am}$ をMOX燃料から除いた組成とする。

## (1) 検討条件

検討に用いる燃料デブリ等の重量については、コンクリートセルにおける最大取扱量 ■■■ 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 ■■■■ として影響を評価する。また、解析モデルについては球形状の均質／均一体系とし、燃料領域の周囲に十分な中性子の反射効果が得られる水反射体 (300mm) を設定する。図 5.2.4-1 に均質／均一体系の解析モデルを示す。

解析には、連続モンテカルロコード MVP2 を使用する。

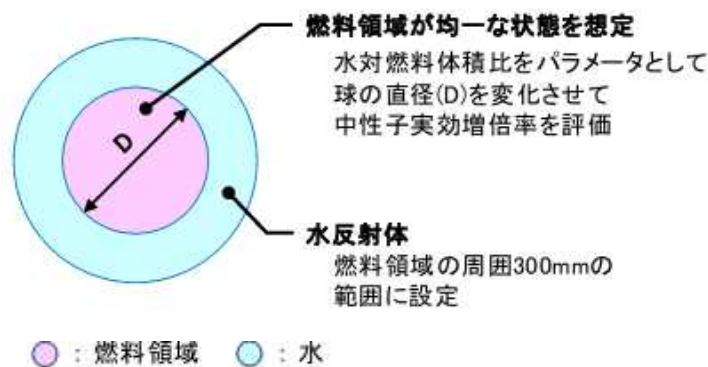


図5.2.4-1 均質／均一体系の解析モデル



① 燃料デブリ等のすべてが核燃料物質で構成されていると想定する。

MOX燃料と被覆管（ジルカロイ2）について、燃料集合体1体あたりの燃料重量と被覆管重量をもとに、MOX燃料の質量割合を80wt%、被覆管の質量割合を20wt%として中性子実効増倍率を評価する。評価に用いる組成を表5.2.4-1及び表5.2.4-2に、評価結果を表5.4-3に示す。

表5.2.4-1 評価に用いるPu組成

	Pu含有率 [wt%] ■
元素	Pu
核種	
組成 [wt%]	

表5.2.4-2 評価に用いる被覆管（ジルカロイ2）の組成<sup>※1</sup>

元素	Sn	Fe	Cr	Ni	Zr
組成 [wt%]	1.45	0.135	0.1	0.055	98.26

※1： JIS H 4751:2016, ジルコニウム合金管

表5.2.4-3 評価結果

質量割合 (MOX燃料：被覆管)	中性子実効増倍率 ( $k_{eff}+3\sigma$ )
100wt%：0wt%	0.877
80wt%：20wt%	0.836
差	0.041

② 燃焼した燃料より核燃料物質を多く含む、新燃料を想定する。

MOX燃料について、新燃料と燃焼した燃料を用いて中性子実効増倍率を評価した。

なお、燃焼した燃料の組成には、福島第一原子力発電所の3号機の運転履歴に基づき燃焼度4.5GWd/t<sup>\*1</sup>、原子炉停止から12年冷却の条件にてORIGEN2.2-UPJを用いて算出し、中性子を吸収する核種である<sup>241</sup>Amを除いた組成とした。評価に用いる組成を表5.2.4-4及び表5.2.4-5に、評価結果を表5.2.4-6に示す。

※1：『福島第一原子力発電所の燃料組成評価』，日本原子力研究開発機構，JAEA-Data/Code 2012-018，(2012)。

表5.2.4-4 評価に用いるPu組成（新燃料）

	Pu含有率 [wt%] ■
元素	Pu
核種	
組成 [wt%]	

表5.2.4-5 評価に用いるPu組成（燃焼した燃料）

	Pu含有率 [wt%] ■
元素	Pu
核種	
組成 [wt%]	

表5.2.4-6 評価結果

種類	中性子実効増倍率 (keff+3σ)
新燃料	0.877
燃焼した燃料	0.858
差	0.019



④ 中性子を吸収する核種である<sup>241</sup>AmをMOX燃料から除いた組成とする。

MOX燃料について、<sup>241</sup>Amを考慮した中性子実効増倍率を評価する。評価に用いる組成を表5.2.4-10及び表5.2.4-11に、評価結果を表5.2.4-12に示す。

表5.2.4-10 MOX燃料中のPuのみを考慮した組成 (<sup>241</sup>Amを除いた組成)

	Pu含有率 [wt%] ■
元素	Pu
核種	
組成 [wt%]	

表5.2.4-11 MOX燃料中の<sup>241</sup>Amを考慮した組成)

	Pu含有率 [wt%] ■
元素	Pu+ <sup>241</sup> Am
核種	
組成 [wt%]	

表5.2.4-12 評価結果

種類	中性子実効増倍率 (keff+3σ)
Puのみ	0.877
<sup>241</sup> Amを考慮	0.853
差	0.024

第2棟の臨界安全評価において、保守的に設定している燃料組成の各条件が中性子実効増倍率に与える影響について検討した。検討結果を表5.2.4-13に示す。

表5.2.4-13 燃料組成の各条件が中性子実効増倍率に与える影響

	中性子実効増倍率 (keff+3σ)	差
臨界安全評価に用いている組成 ・核燃料(新燃料)のみで構成 ・ガドリニウム及び <sup>241</sup> Amを考慮しない	0.877	—
被覆管が含まれていた場合	0.836	0.041
燃焼した燃料で構成されていた場合	0.858	0.019
ガドリニウムを考慮した場合	0.419	0.458
<sup>241</sup> Amを考慮した場合	0.853	0.024

検討の結果、いずれの条件においても中性子実効増倍率で0.019以上の裕度を得られることを確認した。

## 核燃料物質の種類による影響について

【燃料をUO<sub>2</sub>、MOX (PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub>) とした場合の検討】

JAEA の報告書<sup>\*1</sup>では、UO<sub>2</sub>及びPuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub>の最小推定臨界下限値（質量）について報告している。表5.2.5-1にUO<sub>2</sub>及びPuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub>の最小推定臨界下限値（質量）を示す。

※1：『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)。

表5.2.5-1 UO<sub>2</sub>及びPuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub>の最小推定臨界下限値（質量）

核燃料物質	燃料組成	最小推定臨界下限値(質量)
非均質UO <sub>2</sub> -H <sub>2</sub> O	<sup>235</sup> U濃縮度：5wt%	U質量：27.7kg
非均質PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub> -H <sub>2</sub> O	<sup>235</sup> U：0.711wt% PuO <sub>2</sub> 富化度：10wt% ( <sup>239</sup> Pu：100%)	(U+Pu質量)：10.0kg
均質PuO <sub>2</sub> -H <sub>2</sub> O	<sup>239</sup> Pu： <sup>240</sup> Pu： <sup>241</sup> Pu=71：17：12 wt%	Pu質量：0.76 kg

第2棟の臨界安全解析において、燃料組成に金属Puを用いて中性子実効増倍率が0.95となるPuの重量を評価した結果を表5.2.5-2に示す。

表5.2.5-2 金属Puを用いて中性子実効増倍率が0.95となるPuの重量

核燃料物質	燃料組成	臨界に達しない重量 注：見直し前の燃料組成を用いた評価結果
Pu-H <sub>2</sub> O	「別紙2 UO <sub>2</sub> 燃料とMOX燃料の比較検討(2/3) -MOX燃料-」に示す燃料組成で評価した重量	均質体系： 非均質体系：

UO<sub>2</sub>、MOX (PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub>) の最小推定臨界下限値（質量）は、Pu-H<sub>2</sub>Oにおける臨界に達しない重量を大きく上回っている。このことから、UO<sub>2</sub>、MOX (PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub>) で不均一効果を考慮しても、Pu-H<sub>2</sub>Oでの臨界に達しない重量より小さくなることはない。

同報告書での<sup>239</sup>Pu：<sup>240</sup>Pu：<sup>241</sup>Pu=71：17：12 wt%の場合の「均質PuO<sub>2</sub>-H<sub>2</sub>O」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いる。

なお、同報告書の値は、第2棟の臨界安全解析に用いている燃料組成と比べて、核燃料物質である<sup>239</sup>Pu及び<sup>241</sup>Puの割合が高く、臨界になりやすい燃料組成であることから、0.76kgと小さい値となっている。

## コンクリートセル No. 4 における溶解処理と解析モデル

## (1) 解析モデルにおける反射体について

臨界安全評価では、反射体として燃料の周囲に十分な厚さの水反射体を仮定してモデル化した方が高い中性子実効増倍率を示す場合が多い。一方で、コンクリートセルのようなコンクリートで囲われた室内で燃料を取り扱う場合、反射体としてコンクリート壁を設定した方が水反射体を仮定した場合に比べて高い中性子実効増倍率を示す場合がある。

JAEA の報告書<sup>※1</sup>では、燃料の直径(D)に対するコンクリート壁の内面寸法(L)との比(L/D)が2以上であれば、コンクリート壁のかわりに十分な厚さの水反射体を仮定して臨界となる条件を求める方が厳しいと報告されている。図 5.2.6-1 に燃料直径とコンクリート壁内面寸法との関係を示す。

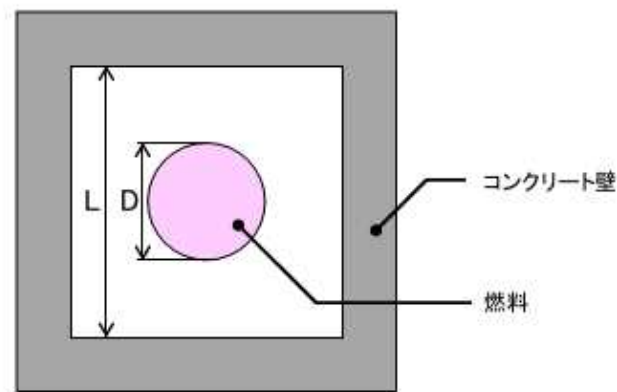


図5.2.6-1 燃料直径とコンクリート壁内面寸法との関係

※1：『コンクリート反射体と円柱燃料の面間距離に対する中性子反応度の変化』，日本原子力研究所，JAERI-M87-212，(1988)。

コンクリートセルNo. 4における溶解処理では、直径100mm程度のビーカ内に溶液化した燃料デブリ等がコンクリートセル内の任意の位置に存在する想定である。このとき、燃料領域の直径(D)に対するコンクリートセルNo. 4の内面寸法(L)との比(L/D)は、2を十分上回る。図5.2.6-2にコンクリートセルNo. 4とビーカのイメージ図を示す。

以上から、コンクリートセルの臨界安全解析における反射体について、十分な厚さの水反射体を設定している。図5.2.6-3にアルカリ融解作業の解析モデルを示す。

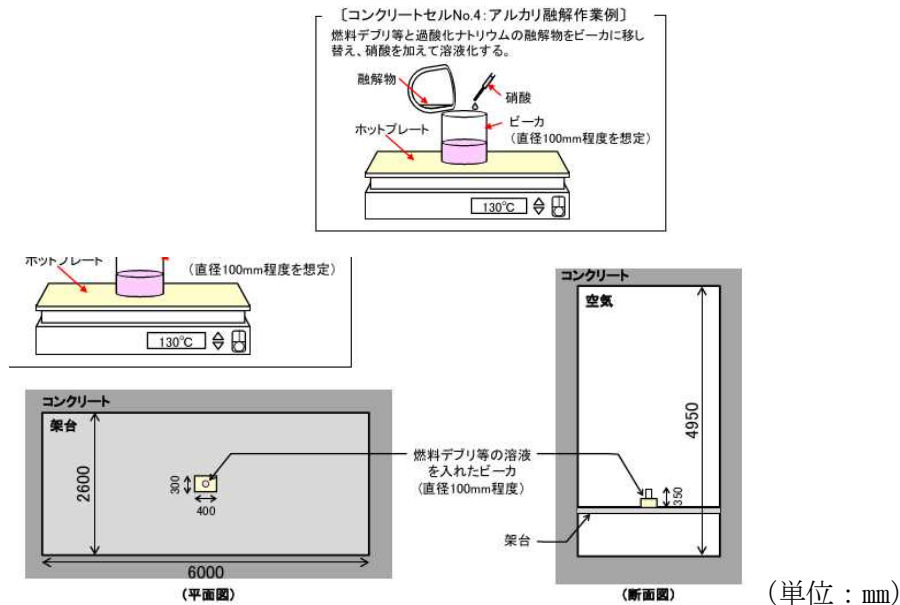


図5.2.6-2 コンクリートセルNo. 4と溶解処理関連機器の大きさの目安

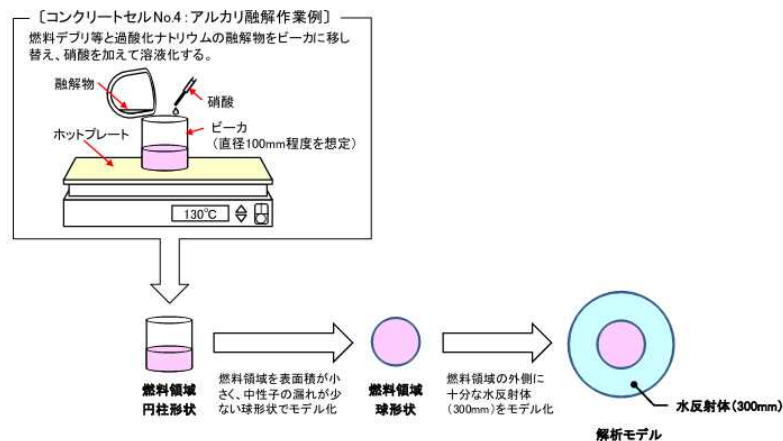


図5.2.6-3 アルカリ溶解作業の解析モデル

## 不均一体系における燃料領域の分割数について

## (1) 燃料領域の分割数について

不均一体系の臨界安全解析には、燃料領域の体積を5等分した解析モデルを用いている。これに対して、燃料領域の体積を3等分、7等分及び10等分した解析モデルを評価し、燃料領域の分割数による影響を検討する。

評価には、SCALE6.1 1次元臨界材質サーチ計算 SMORES を用いて、燃料領域全体の燃料重量を一定とし、区分した各燃料領域の燃料と水の割合を変化させながら、中性子実効増倍率が最大値に収束するまで計算を行う。図 5.2.7-1 に解析中における中性子実効増倍率の変化を示す。

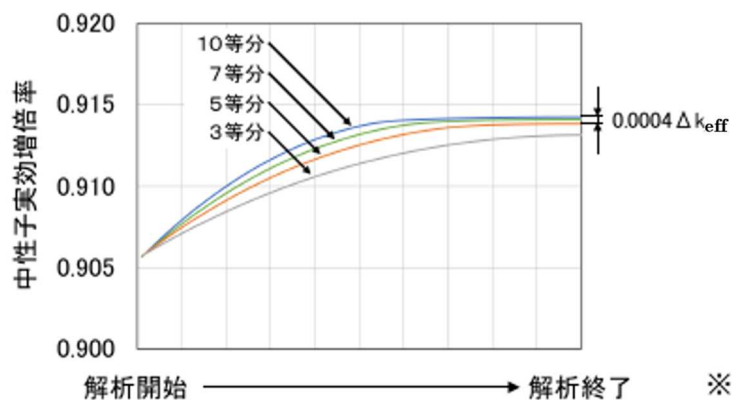


図5.2.7-1 解析中における中性子実効増倍率の変化※

※：区分した各燃料領域中の燃料と水の割合を微小変化させて繰り返し計算することで、中性子実効増倍率を最大値に収束させる。

計算の結果、燃料領域の分割数の増加に伴い、収束時の中性子実効増倍率の値が増加した。その増加分について、3等分と5等分では比較的差があるものの、5等分以上の分割数における差はごく小さい。

解析終了時において、5等分と10等分との差は約 $0.0004 \Delta k_{\text{eff}}$ となった。



(2) 燃料インポートランスについて

燃料インポートランスとは、ある領域に存在する燃料の濃度変化に対する実効増倍率への影響度を表し、ある空間に対して一定となる時に体系の反応度が最も大きくなる（燃料インポートランス平坦化原理）※。

SCALE6.1 1次元臨界材質サーチ計算SMORESでは、ある領域の燃料濃度を变化させた時の反応度の変化の度合い（Effectiveness Functions）を計算する。中性子実効増倍率が最大を示すとき（解析終了時）、反応度の変化の度合いを示すEffectiveness Functionsの値が燃料領域全体で一定であることを確認した。図5.2.7-2にPu重量■■■■，水対燃料体積比35の場合の計算結果を示す。

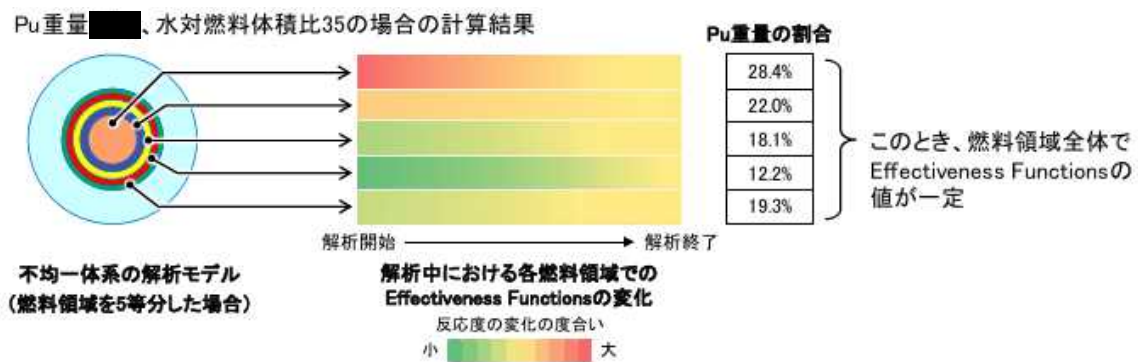


図5.2.7-2 Pu重量■■■■，水対燃料体積比35の場合の計算結果

※：『最適濃度分布計算コード』，日本原子力研究開発機構，JAEA-Data/Code 2007-017，(2007)。

解析モデルの形状による影響について

コンクリートセルの臨界安全解析には、球形状の解析モデルを用いている。これに対し、円筒及び平板の解析モデルにおける不均一効果について評価し、解析モデルの形状による影響を検討する。

- ・ 均質体系の不均一な状態として、燃料領域内で燃料濃度に差がある場合を想定する。
- ・ 検討に使用する燃料組成



- ・ 燃料領域の水密度は $1\text{g}/\text{cm}^3$ とする。

評価では、SCALE6.1 3次元モンテカルロ法臨界計算 KENO-V. a (核データライブラリ：ENDF/B-VII 238 群) を用いて、中性子実効増倍率 ( $k_{\text{eff}}+3\sigma$ ) を評価する。

モデルのイメージを図 5.2.8-1、図 5.2.8-2、図 5.2.8-3 に、評価結果を表 5.2.8-1 に示す。

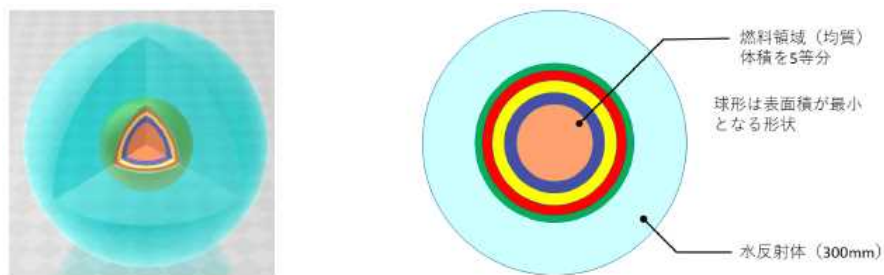


図5.2.8-1 球モデルのイメージ (均質/均体系)

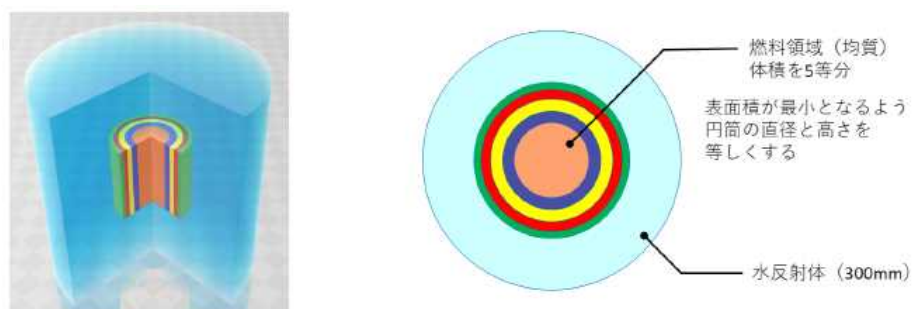


図5.2.8-2 円筒モデルのイメージ (均質/均体系)

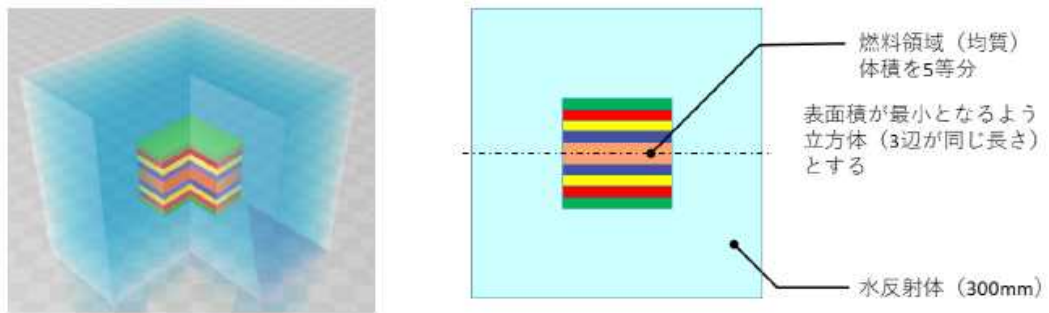


図5.2.8-3 平板モデルのイメージ (均質/均体系)

表5.2.8-1 解析結果

		中性子実効増倍率 ( $k_{eff}+3\sigma$ )		
		球	円筒	平板
中性子 実効増倍率	均体系	0.89013	0.88089	0.87574
	不均体系	0.89754	0.88596	0.88013
差		0.00741	0.00507	0.00439

上記の解析結果では、球、円筒及び平板のいずれの形状においても不均一効果が確認された。その増加分は $0.01 \Delta k_{eff}$ 未満である。

均質体系及び非均質体系の不均一効果について  
(解析コード SCALE による予備解析)

球形状の解析モデルを用いて、均質体系及び非均質体系における不均一な状態の影響を検討する。

- ・ 均質体系の不均一な状態として、燃料領域内で燃料濃度に差がある場合を想定する。
- ・ 非均質体系の不均一な状態として、燃料領域内でPu粒子の粒径及び配列にばらつきがある場合を想定する。
- ・ 不均一な状態の解析モデルについては、均一な状態の解析結果から得られた直径に基づき、燃料領域を体積が等しくなるように区分する。
- ・ 検討に使用する燃料組成

- ・ 燃料領域の水密度は $1\text{g}/\text{cm}^3$ とする。

評価では、SCALE6.1 3次元モンテカルロ法臨界計算KENO-V. a (核データライブラリ：ENDF/B-VII238群)を用いて、中性子実効増倍率 ( $k_{\text{eff}}+3\sigma$ ) を評価する。

また、燃料を $\text{UO}_2$ 、MOX ( $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ ) とした場合及び球以外の解析モデルを使用する場合の影響について検討する。

(1) 均質体系の不均一効果について

均質体系における不均一な状態として、燃料濃度に差が存在する場合を想定する。解析では、均質/均体系の解析結果から得られた直径に基づき、燃料領域の体積を 5 等分するよう領域 A～E に区分し、各領域に燃料濃度を設定する。

なお、各領域の燃料濃度を設定する際に、SCALE6.1 1次元臨界材質サーチ計算 SMORES を用いて、燃料領域全体の燃料重量を一定とし、領域 A～E の燃料と水の割合 (燃料濃度) を変化させながら中性子実効増倍率が最大となる燃料濃度の分布を求める。

得られた燃料濃度の分布に基づき、中性子実効増倍率を評価する。評価モデルを図 5.2.8-4 及び図 5.2.8-5 に示す。

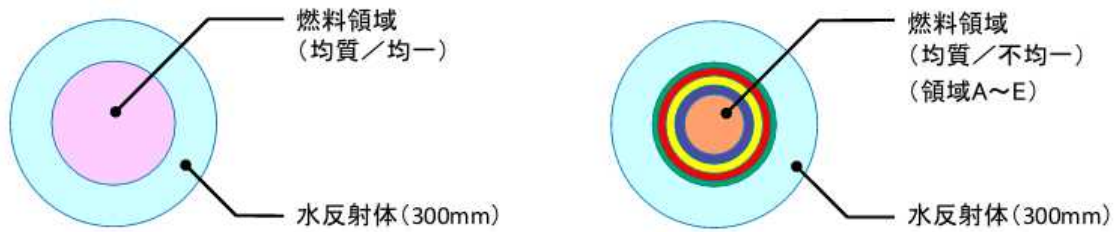


図5.2.8-4 均質/均一体系の解析モデル 図5.2.8-5 均質/不均一体系の解析モデル

(2) 均質/不均一体系の解析結果

解析モデルを図 5.2.8-6 に、解析結果を表 5.2.8-2 に示す。

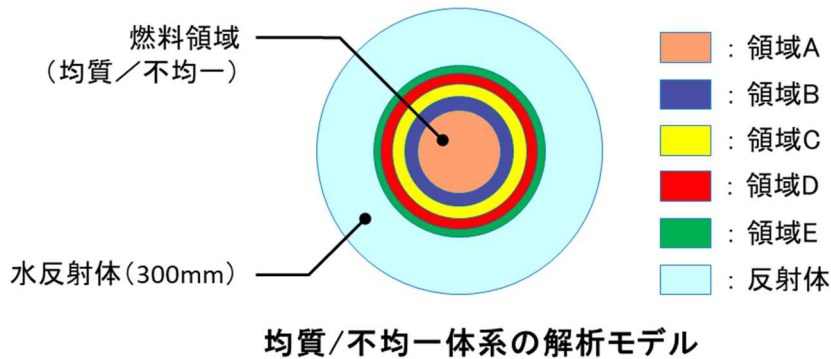


図5.2.8-6 均質/不均一体系の解析モデル

表5.2.8-2 解析条件・結果

	燃料濃度					中性子実効増倍率 ( $k_{eff}+3\sigma$ )
	領域A	領域B	領域C	領域D	領域E	
均質/均一体系	約38g/L					0.89013
均質/不均一体系	約52g/L	約41g/L	約34g/L	約24g/L	約38g/L	0.89754
	差					0.00741

解析の結果、燃料領域の中心（領域A）から外側に向かって燃料濃度が低くなり、反射体に接している領域Eが、領域C及びDに比べて高い燃料濃度になるような体系で、濃度差のない均一な場合よりも、中性子実効増倍率が0.00741高くなる。

### (3) 非均質体系の不均一効果について

非均質体系における不均一な状態として、Pu粒子の粒径及び配列にばらつきがある場合を想定する。解析では、非均質/均体系の解析結果から得られた直径に基づき、燃料領域の体積を5等分するよう領域F~Jに区分し、各領域にPu粒子の粒径（0.025, 0.05, 0.1cm）及び粒子の中心間距離を設定する。

なお、Pu粒子の配列のばらつきの影響評価では、各領域のPu粒子の中心間距離の設定にあたり、燃料領域を均質/不均体系と見なし、SCALE6.1 1次元臨界材質サーチ計算SMORESを用いて、領域F~Jの燃料と水の割合を変化させながら中性子実効増倍率が最大となる燃料と水の割合を求める。得られた燃料と水の割合とPu粒子の粒径より、粒子の中心間距離を算出する。

Pu粒子の粒径及び粒子の中心間距離に基づき、中性子実効増倍率を評価する。評価モデルを図5.2.8-7及び図5.2.8-8に示す。

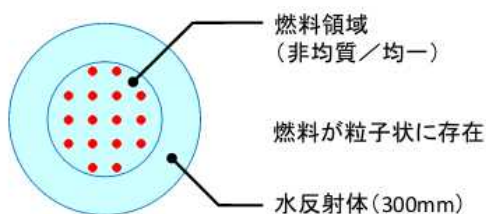


図5.2.8-7 非均質/均体系の解析モデル

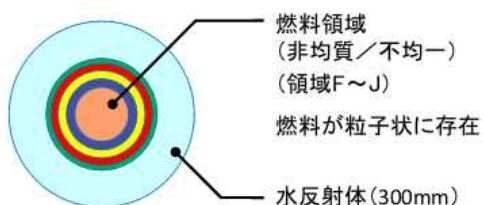


図5.2.8-8 非均質/不均体系の解析モデル

(4) Pu粒子の配列のばらつきによる影響

Pu粒子の配列のばらつきを考慮した解析モデルを図5.2.8-9に、解析結果を表5.2.8-3に示す。

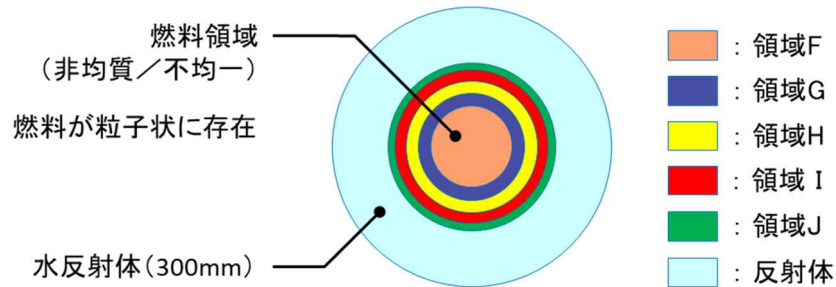


図5.2.8-9 非均質/不均一体系の解析モデル (Pu粒子の配列のばらつきを考慮)

表5.2.8-3 解析条件・結果

		領域F	領域G	領域H	領域I	領域J	中性子実効増倍率 ( $k_{eff}+3\sigma$ )
非均質/ 均一体系	粒径	0.05cm					0.89046
	中心間距離	約0.13cm					
非均質/ 不均一体系	粒径	0.05cm					0.89848
	中心間距離	約0.12cm	約0.13cm	約0.14cm	約0.16cm	約0.13cm	
差							0.00802

解析の結果、燃料領域の中心（領域F）から外側に向かって粒子の中心間距離が広くなり、反射体に接している領域Jにおいて、領域H及びIに比べて粒子の中心間距離が狭くなるような体系で、粒子が等間隔で配列された均一な場合よりも、中性子実効増倍率が0.00802高くなる。

Pu 粒子のばらつきを考慮した解析モデルを図 5.2.8-10 に、解析結果を表 5.8-4 に示す。

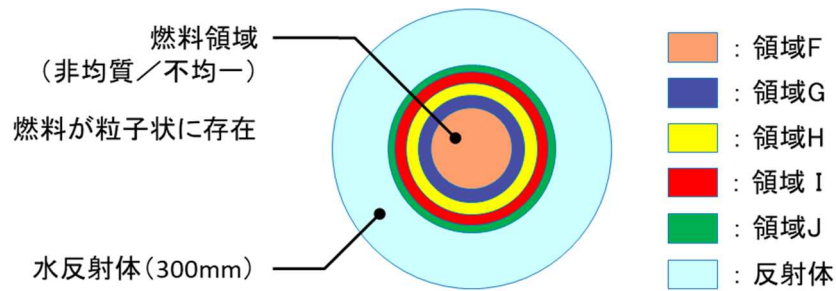


図5.2.8-10 非均質／不均一体系の解析モデル (Pu粒子のばらつきを考慮)

表5.2.8-4 解析条件・結果

		領域F	領域G	領域H	領域I	領域J	中性子実効増倍率 ( $k_{eff}+3\sigma$ )
非均質／ 均一体系	粒径	0.05cm					0.89046
	中心間距離	約0.13cm					
非均質／ 不均一体系	粒径	0.05cm	0.05cm	0.10cm	0.025cm	0.025cm	0.89084
	中心間距離	約0.13cm	約0.13cm	約0.27cm	約0.07cm	約0.07cm	
差							0.00038

解析の結果、Pu粒子の粒径にばらつきがある体系で、粒子の粒径が同じ均一な場合よりも、中性子実効増倍率が0.00038高くなる。

解析の結果を表5.2.8-5にまとめる。

表5.2.8-5 解析結果のまとめ

		中性子実効増倍率 ( $k_{eff}+3\sigma$ )		不均一効果 ( $\Delta k_{eff}$ )
		均一	不均一	
均質体系		0.89013	0.89754	0.00741
非均質体系	Pu粒子の配列にばらつき	0.89046	0.89848	0.00802
	Pu粒子の粒径にばらつき		0.89084	0.00038

上記の解析結果では、不均一効果を考慮した場合、中性子実効増倍率の増加が見られ、その増加分は0.01  $\Delta k_{eff}$ 未満である。



試料ピットの構造及び解析モデル

試料ピットの臨界安全評価では、燃料領域の周囲をコンクリートとし、さらに上方の中性子反射効果を十分に見込むため、十分な厚さの水反射体（300mm）を設定する保守的なモデルとした。

試料ピットの構造と解析モデルを図 5.2.9-1 及び図 5.2.9-2 に示す。

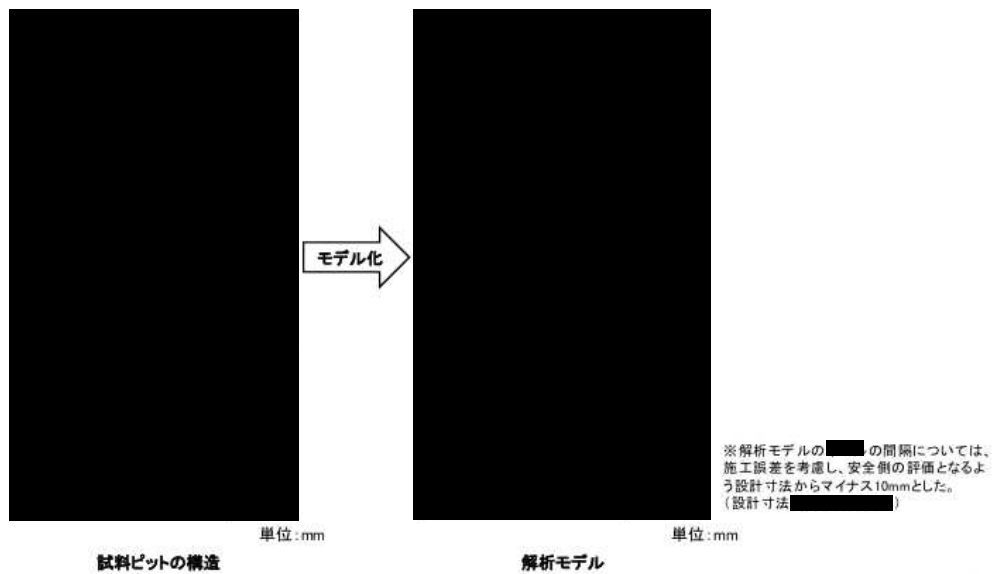


図5.2.9-1 試料ピットの平面図と解析モデル

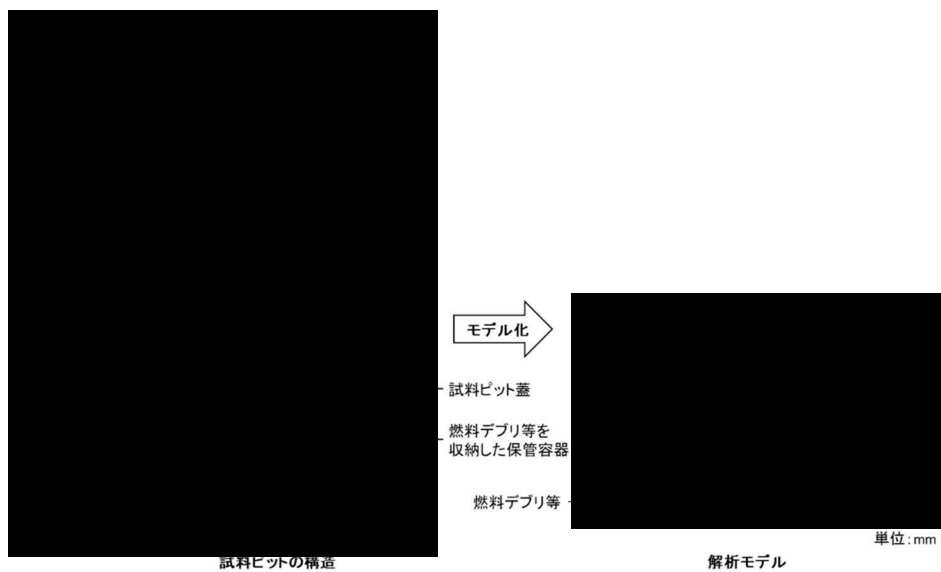


図5.2.9-2 試料ピットの断面図と解析モデル

## 第2棟の試料ピットの設計について

## (1) 燃料デブリ等の一時的な保管について

第2棟は、燃料デブリ等を一時的に試料ピットに保管する。そのため、試料ピットは、「使用施設等の位置、構造及び設備に関する規則」で定められる貯蔵施設に要求される次の措置への適合性を満たした設計とする。

- ① 核燃料物質を貯蔵するために必要な容量を有するものであること。
- ② 核燃料物質を搬出入する場合その他特に必要がある場合を除き、施錠又は立入制限の措置を講じたものであること。
- ③ 標識を設けるものであること。
- ④ 核燃料物質を冷却する必要がある場合には、冷却するために必要な設備を設けなければならない。

上記に対し第2棟では、

- ・ 1回当たりの燃料デブリ等の受入量を最大■■■■以下として、年間最大12回の受入れを想定している。このとき、保管容量は2年(24か月)分の受入量に1割の裕度を考慮し、■■■■単位に切り上げて設定し、燃料デブリ等を一時的に保管することが可能な容量を有する設計としている。

■■■■ (■■■■単位で切上げ)

- ・ 燃料デブリ等を一時的に保管する試料ピットは■■■■にあり、人がみだりに立ち入ることとはできない。
- ・ 燃料デブリ等を一時的に保管する試料ピットに対して、必要な表示を行う。
- ・ 燃料デブリ等は事故発生から経過しており、崩壊熱は十分小さい。

## (2) 燃料デブリ等の臨界防止について

第2棟は、燃料デブリ等を一時的に試料ピットに保管する。そのため、試料ピットは、「使用施設等の位置、構造及び設備に関する規則」で定められる核燃料物質の臨界防止に要求される、次の措置への適合性を満たした設計とする。

- ① 核燃料物質が臨界に達するおそれがないようにするため、核的に安全な形状寸法にすることその他の適切な措置を講じたものとする。
- ② 使用前検査対象施設には、臨界警報設備その他の臨界事故を防止するために必要な設備を設けなければならない。

上記に対し第2棟では、

- ・ 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、臨界とならない設計とする。また、二重装荷時(2つ以上の単一ユニットが同時に存在する場合)

においても臨界に達しない取扱量とする。

- 万が一臨界が発生した場合は、 $\gamma$ 線エリアモニタ及び中性子線エリアモニタにより、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する。

## 臨界安全評価の見直しの経緯

第2棟の臨界安全評価の見直しについて、見直しの経緯を以下に示す。

- ・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 $^{241}\text{Am}$ を $^{241}\text{Pu}$ 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、不均一効果を考慮した評価の見直しを実施することとした。そのため、別紙-2では $^{241}\text{Am}$ を $^{241}\text{Pu}$ に加えない燃料組成にて評価を行っているが、別紙-8では解析結果に $^{241}\text{Am}$ を考慮している。

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 $^{241}\text{Am}$ を $^{241}\text{Pu}$ に加えない燃料組成に見直しを行った。

### 質量管理の方法について

二重装荷を考慮しても臨界に達しないPu $\blacksquare$ を含んだ燃料デブリ等の重量は $\blacksquare$ であるため、第2棟で設定している核的制限値 $\blacksquare$ は十分な裕度を持っている。

第2棟の臨界管理上の核的制限値を逸脱しないよう、質量管理に用いる計器の信頼性を確保する方策と、測定結果に要求する精度を示す。

#### ○質量測定の手順<sup>※1</sup>

- ①分銅を用いて、質量計<sup>※2</sup>の校正を行う。
- ②分銅を測定し、校正が正しく実施できたことを確認する。
- ③燃料デブリ等、試料容器が収納された収納容器を繰り返し測定する。  
なお、コンクリートセルNo.2に導入予定である重量測定器で測定可能な最小値は1gである。
- ④計算機又は伝票を用いて、平均値を求め、平均値の小数点第一位（単位：g）を切り上げ、燃料デブリ等、試料容器が収納された収納容器の質量を求める<sup>※3</sup>。
- ⑤移送先の核的制限値を逸脱しないことを確認する。

※1：質量測定の手順は、作業員以外の確認も行えるよう2名以上で行う。

※2：測定可能な最大値が約30kgの仕様とする。また、予備機をセル外に用意する。

※3：平均値から収納容器及び試料容器の質量を差し引き、燃料デブリ等のみの質量を算出する。

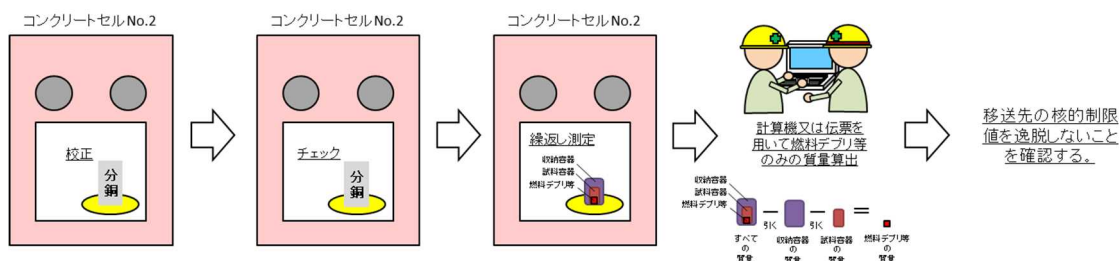


図 5. 2. 12-1 質量測定の手順 (イメージ)

燃料デブリ等の移送等の際に想定される機器の単一の故障、誤動作又は作業員の誤操作としては表 5. 2. 12-1 に示すものが考えられる。

機器の故障、誤動作		内容	対策	
①	質量計内部の基盤故障による誤った計量表示	質量計内部の基盤故障により、計量結果が大きく異なる値が表示される。	分銅を用いたチェックにより、故障していることを把握可能である。また、質量計が故障しても、予備機を用いることで質量管理を継続可能である。	
②	機器故障による質量管理不可	機器故障により、質量測定ができない状態となる。	予備機を用いることで質量管理を継続可能である。	
作業員の誤操作		内容	対策	
③	校正方法の誤り	校正を行う際に、使用する分銅を取り間違えて、正しく校正されていない状態となる。	作業員以外の確認も行えるよう2名以上で行うため、使用する分銅の取り間違いを防止可能である。燃料デブリ等を測定する前に、分銅を用いたチェックを再度行うため、校正方法の誤りを把握可能である。	
④	移送先への二重装荷	→試料ピットへの二重装荷	試料ピットの核的制限値 [ ] を超えた試料を収納し、核的制限値を逸脱する。	計算機又は伝票を用いて質量管理を行うとともに、作業員以外の確認も行えるよう2名以上で行うため、二重装荷を防止可能である。また、二重装荷したとしても、臨界に達しない量で管理する。
		試料ピット→への二重装荷	保管容器を試料ピットから [ ] に取り出す際、 [ ] に保管容器が1つ存在する状態で、さらに保管容器を1つ取り出し、 [ ] の核的制限値 [ ] を逸脱する。	
		施設外→コンクリートセルへの二重装荷	1Fの他施設から第2棟コンクリートセルに試料を受け入れる際、コンクリートセルに試料がある状態で受け入れて、コンクリートセルの核的制限値 [ ] を逸脱する。	

表 5.2.12-1 機器の故障、誤作動、作業員の誤操作について

上記のことから、仮に機器の単一の故障、誤動作又は作業員の誤操作の発生を考慮したとしても、臨界管理上の核的制限値を逸脱することはない。

## 固体廃棄物等の臨界管理について

第2棟固体廃棄物は以下のような分類を想定している。

## ○高線量の第2棟固体廃棄物

コンクリートセル、鉄セル及びグローブボックスで発生する固体状の放射性廃棄物で、線量の高いもの（1mSv/h以上）又は核燃料物質が含まれているもの（核燃料物質が含まれているものは、線量の高低に関わらず高線量の第2棟固体廃棄物として管理する）とする。

高線量の第2棟固体廃棄物は、福島第一原子力発電所内の払出先施設に払い出すまで、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。また、払い出す際には、遮へい容器を利用して搬出する。○核燃料物質が含まれないもの

核燃料物質が含まれないものは、金属の容器に収納し、コンクリートセルNo.4内で一時的に保管する。

高線量の第2棟固体廃棄物は以下のような管理方法を想定している。

## ○核燃料物質が含まれるもの

核燃料物質が含まれるものは、線量に関わらず核燃料物質としての管理を徹底し、金属の容器に収納し、██████████ 試料ピットにて一時的に保管する。

特に、燃料デブリ等の切断紛等が付着した除染資材等は、切断紛等と完全に分離することが困難であるため、高線量の第2棟固体廃棄物として、上記の管理を行う。

## ○核燃料物質が含まれないもの

核燃料物質が含まれないものは、金属の容器に収納し、コンクリートセルNo.4内で一時的に保管する。

第2棟液体廃棄物は以下のような分類を想定している。

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

これらに分類された第2棟液体廃棄物は、コンクリートセル及びグローブボックスにて固化処理後に高線量の第2棟固体廃棄物として、福島第一原子力発電所内の払出先施設へ払い出す。

なお、固化処理については、当該液体廃棄物が入った容器（ポリ容器等）に固化剤（セメント材又は石膏材）を加え、攪拌棒等で混練し数日静置後、第2棟固体廃棄物としての管理を行う。

また、混練時には液体と固化剤との水和熱が発生するため、適宜温度を温度計で確認しながら作業を行う。さらに、固化剤は酸性の液体と反応し、ガスを発生させる恐れがあるため、当該液体廃棄物の液性が中性であることを確認した後、固化処理を行う。

なお、原子力機構では一部の液体廃棄物に対して、上記同様の処理方法を採用している。

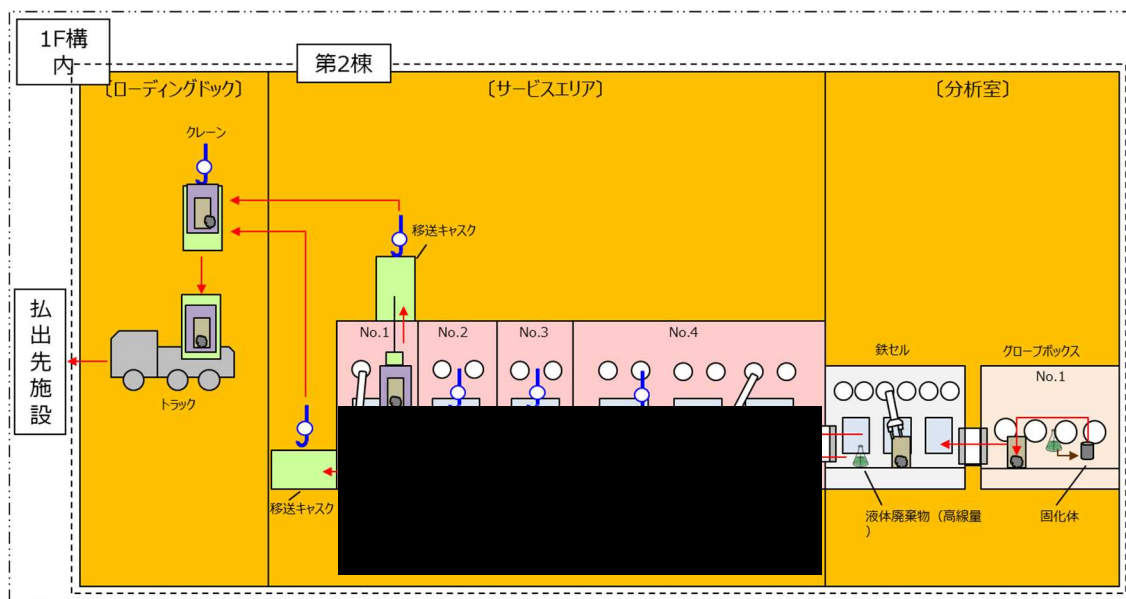


図 5.2.13-1 第2棟高線量固体廃棄物に係る概略フロー