

2号機燃料デブリの試験的取り出しに関する実施計画の  
変更認可申請について

2023年11月2日



東京電力ホールディングス株式会社

# 指摘事項

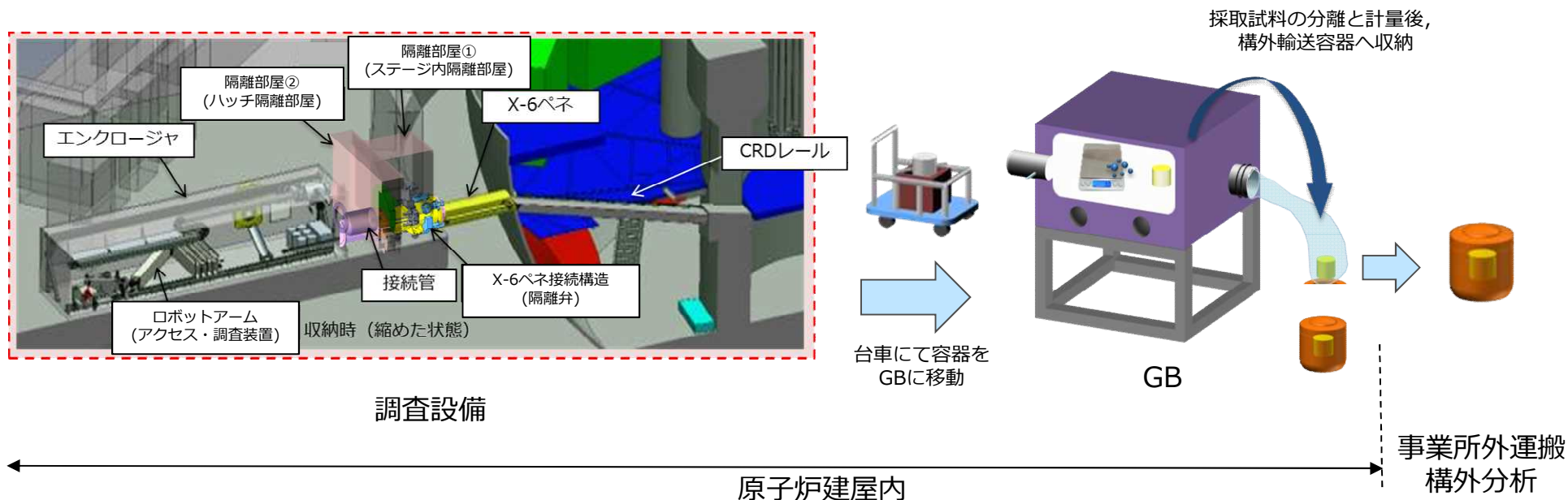
No.	実施日	指摘事項
1	2023.9.11 技術会合	事業所外運搬における一連の作業フローに関して、DPTEコンテナの線量率を測定して基準線量率以上と以下の分岐箇所について、この基準線量率が幾らであるのか、と、その基準線量率を設定した考え方を示すこと。
2	2023.9.11 技術会合	建屋内運搬の被ばく評価を示すこと。
3	2023.9.11 技術会合	大物搬入口の1階から2階に燃料デブリを運搬する際の落下評価の有無について示すこと。例えば、落下するとした場合の評価において、漏えいしてしまった場合の影響評価を行っているのか。もしくは破損しないということであれば破損しないとする考え方や評価を示すこと。
4	2023.9.11 技術会合	ダスト管理エリアの考え方について、例えば使用施設等の基準への適合に関してどのような考え方でエリア設定をされているのか示すこと。
5	2023.9.11 技術会合	臨界評価においてU-235で代表していることの妥当性について説明すること。

(注記) DPTE : Double Porte pour Transfert Etanche (フランス語) の略

1. 試験的取り出しの概要
2. 技術会合での指摘事項
  - 2-1. DPTEコンテナを取り外す際の基準線量率と設定の考え方
  - 2-2. 燃料デブリの建屋内運搬における被ばく線量管理
  - 2-3. DPTEコンテナ吊り上げ時の落下対策及び影響評価
  - 2-4. ダスト管理エリアの設定の考え方
  - 2-5. 臨界評価における条件の妥当性

# 1. 試験的取り出しの概要

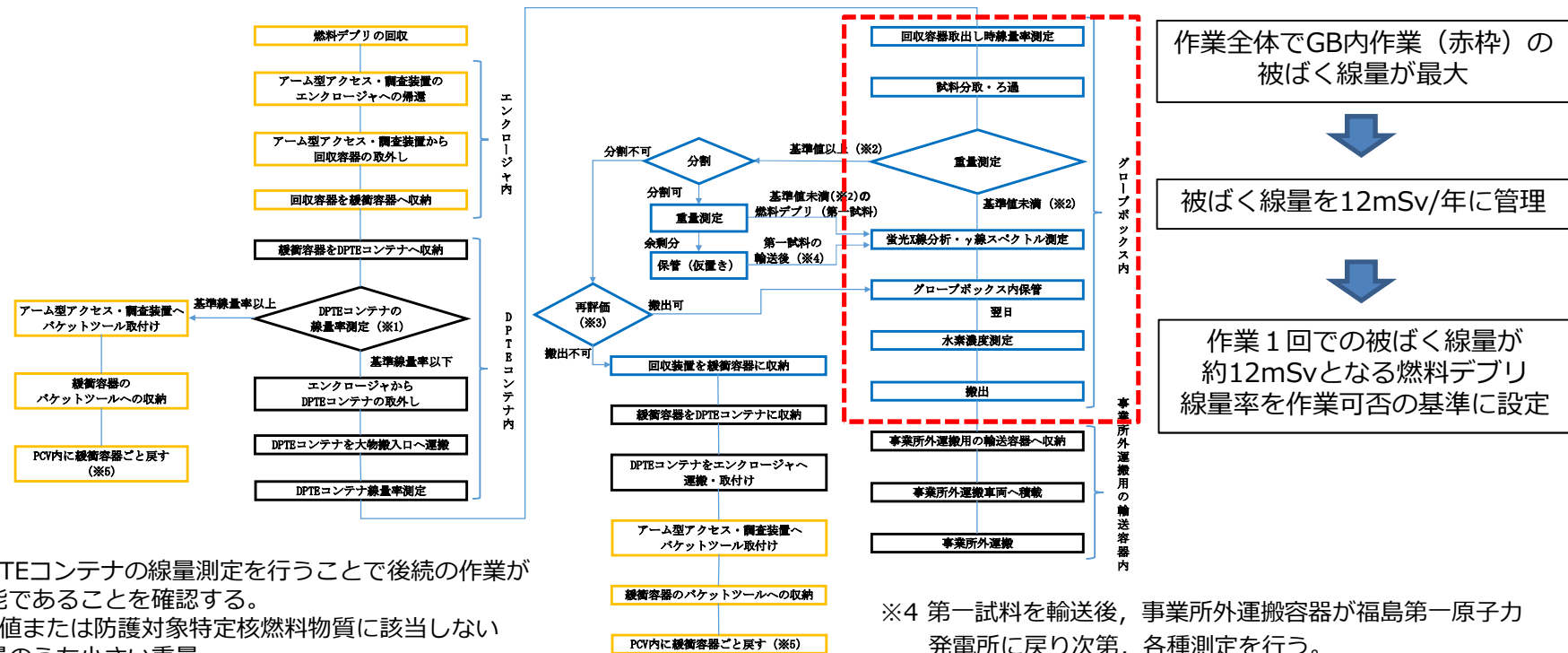
- 燃料デブリ取り出しを進めるにあたり、燃料デブリの分布と既設建造物の状態等を把握するため、PCV内部の調査及び試験的取り出しの実施を計画
- 試験的取り出しはPCV内部調査に使用する調査設備を用い、少量の燃料デブリを取り出す
  - 取り出した燃料デブリは構外分析施設へ輸送し、性状把握を実施
  - 試験的取り出しは将来的な取り出し装置の検証や確認も目的としており、得られる知見により将来的な取り出し作業の安全性向上を図る
- なお、試験的取り出しに際して扱う燃料デブリは少量であり、加工を行わないことから敷地境界線量評価に影響を与えるものではない



(注記) ・ CRD : 制御棒駆動機構, GB : グローブボックス

## 2-1. DPTEコンテナを取り外す際の基準線量率と設定の考え方

- 基準線量率：24mSv/h
  - 作業全体で最大となるGB作業の被ばく線量は12mSv/年を目標に管理（想定する作業量と個人の確認線量を踏まえて目標を設定）
  - 燃料デブリからの線量率が24mSv/h(20cm位置)の場合，作業1回での個人最大想定被ばく線量は11.6mSvであることから，基準線量率を24mSv/hに設定
- 基準線量率の運用方針，作業の見通し：
  - 回収試験の平均回収量1gに対して，1gの燃料デブリからの線量率は約6mSv/h (20cm位置)と想定され，個人最大想定被ばく線量は2.9mSvとなることから，作業は4回程度可能な見込み
  - 基準線量率超過時は作業増員等の作業計画見直しを実施した上で作業可否を判断



※1 DPTEコンテナの線量測定を行うことで後続の作業が可能であることを確認する。  
 ※2 A2値または防護対象特定核燃料物質に該当しない重量のうち小さい重量。  
 ※3 分割できない場合は各種測定を実施後，燃料成分が少なく事業所外運搬可能な量であることを確認後，払出をする。

※4 第一試料を輸送後，事業所外運搬容器が福島第一原子力発電所に戻り次第，各種測定を行う。  
 ※5 PCV内へ戻す際は，堆積物がなく未臨界維持に影響のないペDESTAL外のグレーチング上に残置する計画。

【参考】 個人の確認線量

- 2023年3月3日面談資料「1Fにおける眼の水晶体等価線量の管理について」より抜粋  
 個人の確認線量：眼の水晶体の等価線量または実効線量が12mSv/年（確認線量）を超えた場合又はそのおそれがある場合、眼の近傍での測定を開始する

1. 眼の水晶体に対する等価線量の管理状況

【管理方法】

震災後～2017年度まで

- 眼の水晶体の等価線量は、胸部（又は腹部）の位置で測定したガラスバッジ等の受動形個人線量計の値を使用。

2018年度～2020年度

- 眼の水晶体の等価線量または実効線量が15mSv/年（確認線量）を超えた場合又はそのおそれがある場合、眼の近傍での測定を開始。なお、Sr-90などのβ線が主線源となるエリアで作業を行う場合は、15mSv/年に係わらず全面マスク内側に受動形個人線量計を着用し、全面マスク内のアイピースによるβ線遮へいも考慮した測定を実施。
- 2018年度より、水晶体の等価線量の上限値を50mSv/年とする管理を開始。
- 2019年度より、50mSv/年の上限に加え、5年平均20mSv/年を超えない管理を開始。

2021年度～

- 確認線量を15mSv/年から12mSv/年、目標線量を20mSv/年から18mSv/年にそれぞれ引き下げ。
- 眼の水晶体の等価線量または実効線量が確認線量を超過すると想定される場合、頭部で不均等被ばくが想定される場合、Sr-90などのβ線が主線源となるエリアで作業を行う場合は、全面マスク内側に受動形個人線量計を着用し、全面マスク内のアイピースによるβ線遮へいも考慮した測定を実施。
- 社内における線量の上限値（実効線量および眼の水晶体の等価線量）を20mSv/年及び80mSv/5年にそれぞれ引き下げ。

【測定方法】

□全面マスク内側で実測定



ガラスバッジ



ルミネスバッジ



マスク用治具



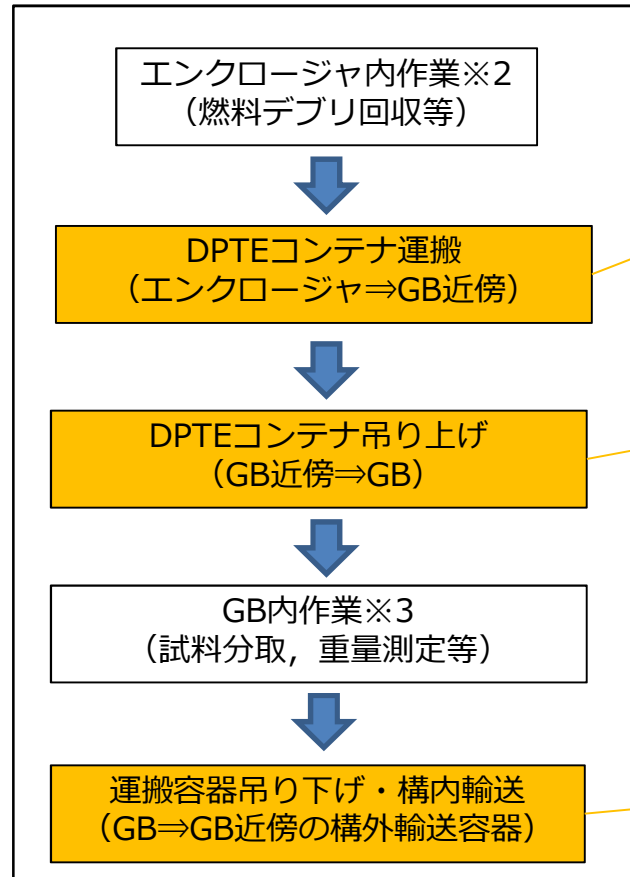
着用イメージ

確認線量を超過する、又は超過するおそれがある場合は、以下の受動形個人線量計を着用して算定する。

- ①γ線に対してγ+β線が大きい場合は、3mm線量当量測定用
- ②γ線とγ+β線が同等である場合は、3mm線量当量又は70μm線量当量のいずれが適切な線量当量測定用

## 2-2. 燃料デブリの建屋内運搬における被ばく線量管理

- 各運搬作業における想定被ばく量を以下に整理する。なお、X-6ペネ周辺でのDPTEコンテナ運搬作業での被ばく線量は保守的な空間線量率<sup>※1</sup>を設定し評価しており、X-6ペネハッチ開放後の線量実績<sup>※1</sup>も設定以下の空間線量率であることを確認しているためX-6ペネハッチ開放による作業への影響はないと考えられる。



試験的取り出し概略フロー

※1 DPTEコンテナ運搬作業エリア近傍の空間線量率

- ①評価条件：約5mSv/h
- ②X-6ペネハッチ開放前：約2.1mSv/h
- ③X-6ペネハッチ開放後：約2.6mSv/h

作業内容	作業種	作業時間	作業体制			
			作業者A	作業者B	作業者C	作業者D
DPTEコンテナ運搬	DPTEコンテナ取外	約15分	○ (0.92mSv)	○ (0.92mSv)	○ (0.92mSv)	—
	DPTEコンテナ運搬	約12分	—	—	—	○ (1.2mSv)
各作業者の想定被ばく量			0.92mSv	0.92mSv	0.92mSv	1.2mSv

作業内容	作業種	作業時間	作業体制			
			作業者E	作業者F	作業者G	作業者H
DPTEコンテナ吊り上げ	DPTEコンテナ受取	約3分	○ (0.36mSv)	○ (0.06mSv)	○ (0.06mSv)	○ (0.06mSv)
	吊上げ準備	約5分	○ (0.60mSv)	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)
	吊上げ	約5分	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)
	玉掛解除、受渡	約3分	○ (0.06mSv)	○ (0.36mSv)	○ (0.06mSv)	○ (0.06mSv)
各作業者の想定被ばく量			1.12mSv	0.62mSv	0.32mSv	0.32mSv

作業内容	作業種	作業時間	作業体制				
			作業者E	作業者F	作業者G	作業者H	作業者I
運搬容器吊り下げ・構内輸送	構外輸送容器搬入	約15分	○ (0.30mSv)	○ (0.30mSv)	○ (0.30mSv)	○ (0.30mSv)	○ (0.30mSv)
	運搬容器受取	約2分	○ (0.04mSv)	○ (0.04mSv)	○ (0.24mSv)	○ (0.04mSv)	○ (0.04mSv)
	吊下げ準備	約5分	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)	○ (0.60mSv)	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)
	吊下げ	約5分	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)
	玉掛解除	約3分	○ (0.06mSv)	○ (0.06mSv)	○ (0.06mSv)	○ (0.36mSv)	○ (0.06mSv)
	構外輸送容器への収納	約8分	○ (0.16mSv)	○ (0.16mSv)	○ (0.16mSv)	○ (0.66mSv)	○ (0.16mSv)
	構内輸送	約49分	○ (0.68mSv)	○ (0.68mSv)	○ (0.68mSv)	○ (0.68mSv)	○ (0.69mSv)
	各作業者の想定被ばく量			1.44mSv	1.44mSv	2.14mSv	2.24mSv

※2 遠隔作業のため建屋内作業はない

※3 9/11 1F技術会合 第13回にて説明済

## 2-3. DPTEコンテナ吊り上げ時の落下対策及び影響評価

- 燃料デブリを収納したDPTEコンテナの建屋内運搬に際し、電気チェーンブロックによる揚重作業を計画することから、以下の落下防止対策を計画する。また、万が一落下した場合の落下影響評価、漏えい時の影響緩和対策を以下に示す。

### ➤ 落下防止対策

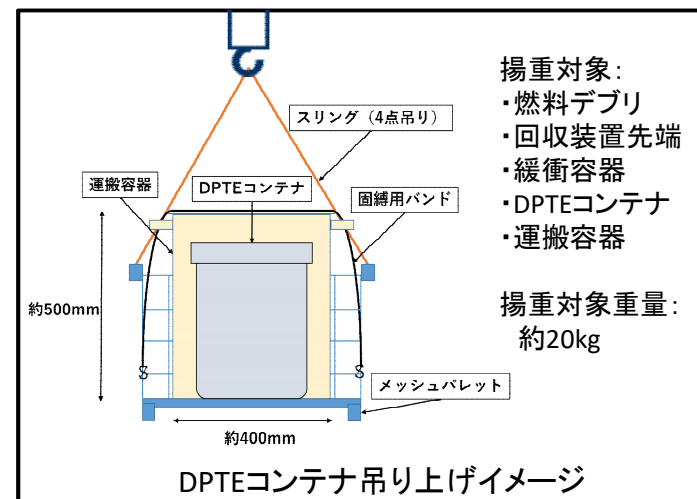
- DPTEコンテナを運搬容器に格納し、バンドで固縛
- メッシュパレットの4点吊り
- 電気チェーンブロックの定期自主検査
- 使用機器の作業開始前点検

### ➤ 落下影響評価

- 落下によって燃料デブリが漏えいした場合の敷地境界での実効線量は約10 $\mu$ Sv(暫定値)であり、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。
- 落下時の雰囲気線量は約0.002mSv/h(暫定値)であり作業員への影響は十分小さい。

### ➤ 漏えい時の影響緩和対策

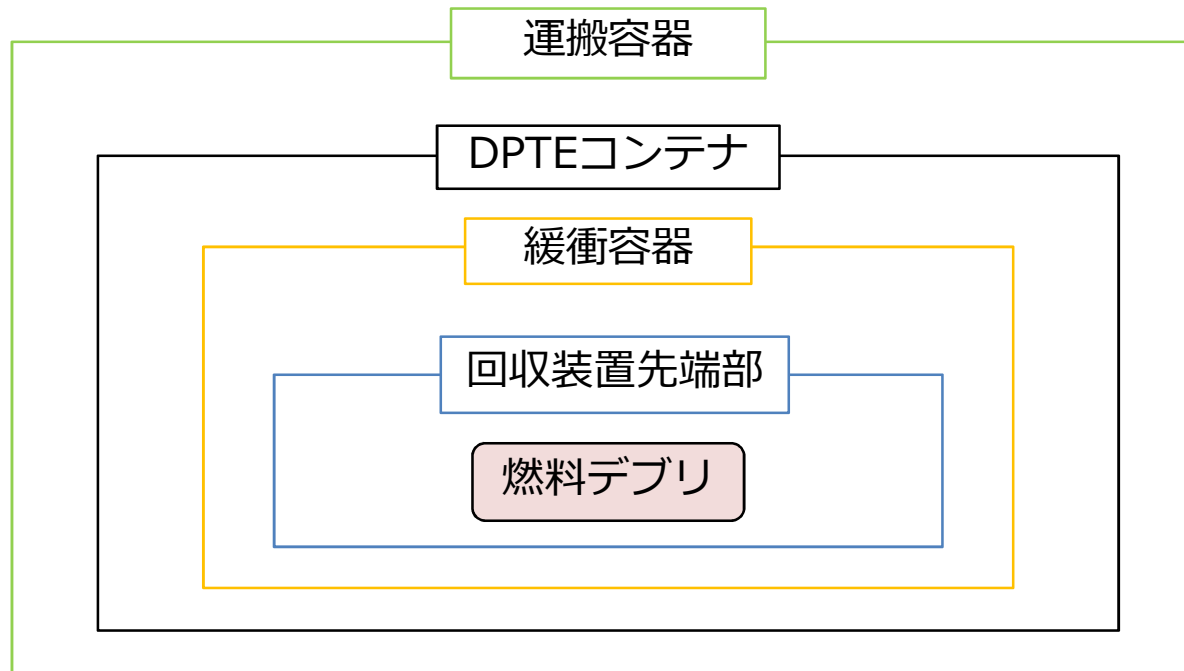
- 燃料デブリは多重に収納することで、落下による衝撃を緩和する。
- 落下時はダスト濃度を測定し、落下・漏えいにより上昇したダスト濃度が低下するまで作業員は退避する運用とする。
- 作業エリアには予め難燃シート養生を行う。落下によりダスト沈降後に難燃シートごと燃料デブリを回収する。





【参考】 DPTEコンテナ吊り上げ時の燃料デブリの収納状況

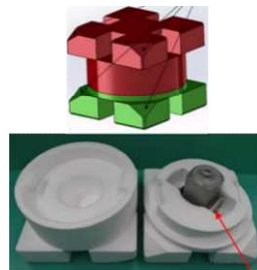
- エンクロージャから搬出された燃料デブリは下記に示すように吊り上げ時は運搬容器に収納される。



燃料デブリ



<金ブラシ方式> <真空容器方式>



回収装置先端部

緩衝容器

DPTEコンテナ

運搬容器

内側



外側<sup>8</sup>

## 【参考】 DPTEコンテナ吊り上げ時の落下影響評価

- 万一の落下によって燃料デブリが漏えいした場合の公衆への放射線影響は、以下の条件にて評価する。
  - 燃料デブリ量(=3g)  
保守的に1回で回収される燃料デブリ量は3gとした。
  - ダスト飛散率(=飛散率0.15%)  
実際には、燃料デブリは湿っており、ダストは飛散し難い状況と想定しているが、評価では、乾いた粉体状の燃料3g(密度:10.7g/cm<sup>3</sup>)が8.5m落下(吊上げ時から床面までの最大落差)してダストが発生するものとし、そのダスト飛散率を「DOE HANDBOOK※1」の粉体落下の飛散率評価式(4.4.3.1.3節の(4-5)式)を参照し、0.15%に設定した。なお、保守的に燃料デブリが運搬容器、DPTEコンテナ、緩衝容器へ多重に収納されていることは考慮していない。
  - ダスト放出シナリオとその低減効果  
実際には、ダストが環境へ放出するまでに沈降し、構造物(建屋等)に沈着する放出低減効果が得られると想定しているが、評価では、飛散したダストの沈降・沈着を考慮せず、瞬時に環境へ放出され、大気拡散により敷地境界へ到達するとした。
  - 被ばく評価経路：考慮した被ばく経路は以下のとおりで、経路別の評価式、評価パラメータを次頁のa.～d.に示す。
    - 放射性雲中の核種からのγ線による外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく
    - 地表沈着した核種からのγ線による外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく

※1 Department of Energy “DOE HANDBOOK AIRBORNE RELEASE FRACTIONS/RATES AND RESPIRABLE FRACTIONS FOR NONREACTOR NUCLEAR FACILITIES Volume I-Analysis of Experimental Data”, DOE-HDBK-3010-94, December, 1994 (Reaffirmed 2013)

【参考】 DPTEコンテナ吊り上げ時の落下影響評価

a.放射性雲中の核種からのγ線による外部被ばく

$$H_V = K \cdot E_V / 0.5 \cdot D/Q \cdot Q_R \cdot 1000 = 2.6 \times 10^{-8}$$

$H_V$ :放射性雲中の核種からのγ線による  
外部被ばく実効線量[mSv]

K:空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy] (=1)

$E_V$ :γ線の実効エネルギー[MeV] (※2)

D/Q:相対線量[Gy/Bq] (=6.6E-19)

$Q_R$ :放射性核種の大気放出量[Bq]

c.地表沈着した核種からのγ線による外部被ばく

$$G_{ex} = K_{ex} \cdot \chi/Q \cdot V \cdot f \cdot Q_R \cdot T \cdot 1000 = 3.7 \times 10^{-4}$$

$G_{ex}$ :地表沈着した核種からのγ線による  
外部被ばく実効線量[mSv]

$K_{ex}$ :外部被ばく実効線量換算係数  
[(Sv/s)/(Bq/m<sup>2</sup>)] (※3)

V:沈降速度[m/s] (=0.01)

f:残存割合[-] (=1)

T:被ばく時間[s] (=365×24×3600)

b.放射性雲中の核種の吸入摂取による内部被ばく

$$H_I = K_{in} \cdot R_1 \cdot \chi/Q \cdot Q_R = 6.2 \times 10^{-3}$$

$H_I$ :放射性雲中の核種の吸入摂取による内部被ばく  
実効線量[mSv]

$K_{in}$ :内部被ばく実効線量係数[mSv/Bq] (※2)

$R_1$ :呼吸率[m<sup>3</sup>/s] (=1.2[m<sup>3</sup>/h]/3600)

$\chi/Q$ :相対濃度[s/m<sup>3</sup>] (=6.9E-5)

d.地表沈着した核種の吸入摂取による内部被ばく

$$G_{in} = R_2 \cdot K_{in} \cdot \chi/Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_R \cdot T = 1.5 \times 10^{-3}$$

$G_{in}$ :地表沈着した核種から再浮遊した核種の吸入摂取によ  
る内部被ばく実効線量[mSv]

$R_2$ :呼吸率[m<sup>3</sup>/s] (=22.2[m<sup>3</sup>/d]/(24×3600))

F:再浮遊率[m<sup>-1</sup>] (=1E-6)

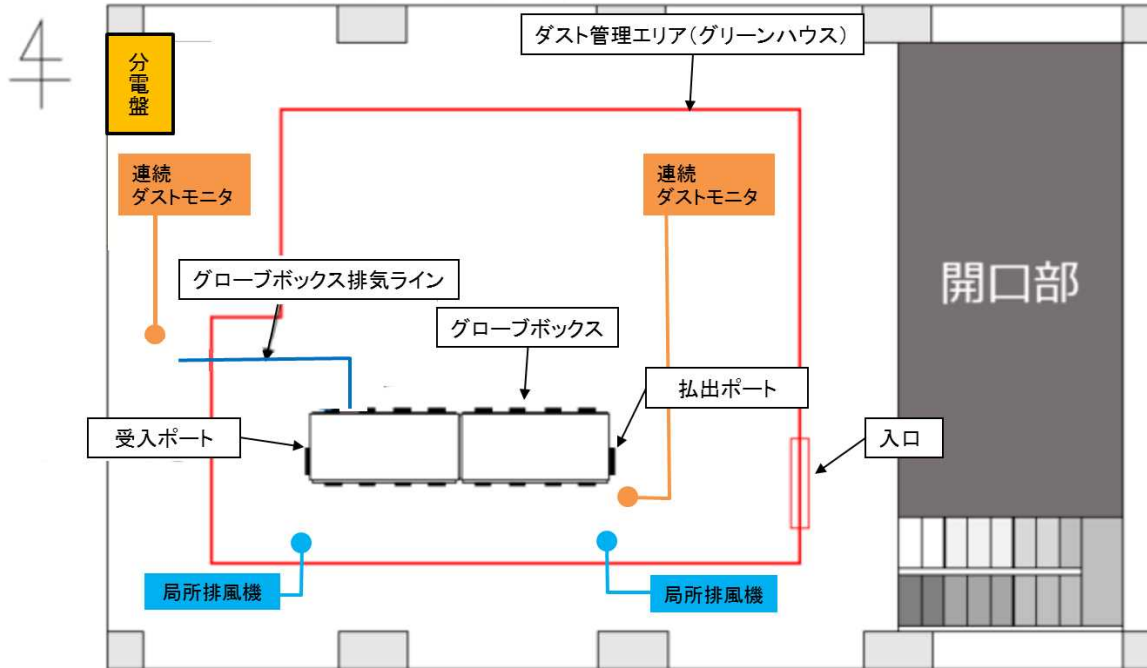
各被ばく経路の評価の和： $H_V + H_I + G_{ex} + G_{in} = 0.0081\text{mSv} \approx \text{約}10\mu\text{Sv}$

※2 (財)電力中央研究所「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック(第3次版)」平成19年3月

※3 IAEA-TECDOC-1162, Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency, August 2000

## 2-4. ダスト管理エリアの設定の考え方

- グローブボックスから放射性物質が漏れいした際に、汚染拡大防止を行うためグローブボックス周辺に難燃性ビニール、単管パイプを用いたグリーンハウスを設置し、ダスト管理エリアを設定
- ダスト管理エリア周辺に局所排風機を設置し、吸い込み口をグローブボックスの受入ポート、払出ポート付近にそれぞれ設置することによりダスト管理エリア外への放射性ダスト飛散を抑制
- グローブボックス排気ラインはHEPAフィルタ通じて、ダスト管理エリア外へ排気
- 連続ダストモニタはダスト管理エリア内とグローブボックス排気ラインに設置し、放射性ダストを監視し、グローブボックスから放射性物質が漏れいした場合は検知
- グローブボックスから排気される気体による敷地境界線量への影響は約0.002 $\mu$ Sv未満と極めて小さい



ダスト管理エリア構成イメージ

名称	仕様	
局所排風機	風量	25m <sup>3</sup> /min (ダスト管理エリア換気回数は約20回/h※1)
	フィルタ	プレフィルタ・HEPAフィルタ
連続ダストモニタ	測定対象	$\alpha$ 線, $\beta$ 線

※1 高放射性物質取扱施設設計マニュアル※2に記載の換気回数以上  
 ※2 高放射性物質取扱施設設計マニュアル 1985 日本原子力学会

## 2-4. ダスト管理エリアの設定の考え方

- 「使用施設等の位置，構造及び設備の基準に関する規則」を参考に，ダスト管理エリア（グリーンハウス）の設定の考え方を以下に示す。GBはセル等，グリーンハウスは構築物として整理。
  - GB内作業中はGB内を負圧運用することで放射性物質の逆流，拡散を防止。
  - 作業終了時はダスト飛散の恐れが無いことから，負圧運用は停止し，弁操作によりGB内を隔離。燃料デブリは水素濃度測定のために密閉容器に収納し約1日程度仮置き。
  - 作業中はグリーンハウス内の負圧運用は行わず，局所排風機を使用しHEPAフィルタを介して換気を実施することで汚染拡大防止を図るため，気圧はグリーンハウスに対してグローブボックスが低くなる。

使用施設等の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈	ダスト管理エリアの設定の考え方
第2条（閉じ込めの機能） 1 第2条に規定する「限定された区域に適切に閉じ込める」とは，放射性物質を系統又は機器に閉じ込めること，又は放射性物質が漏えいした場合においても，フード，セル等若しくは構築物の管理区域内に保持することをいう。上記の「セル等」とは，セル，グローブボックスその他の気密設備のことをいう。	・放射性物質はGBに保持する。なお，GB周辺にグリーンハウスを設置し，内部をダスト管理エリアに設定することで，GBから漏えいした場合においても放射性物質を限定された区域に閉じ込める。
2 使用施設等について，第2条に規定する「閉じ込めることができるもの」とは，以下の各号に掲げるものをいう。	-
一 放射性物質を収納する系統又は機器は，放射性物質の漏えいを防止できる設計であること。また，内包する物質の種類に応じて適切な腐食対策が講じられていること。	・本条文における系統，機器に該当するものではないが，気密設備であるGBについてはJIS 1級相当の漏えい率で漏えいを防止する。主要材はステンレス鋼，ポリカーボネート等の耐食性をもつ材料を使用している。
二 放射性物質が漏えいした場合に，その漏えいを確認することができること。また，漏えいが確認された場合，その拡大を防止することができること。	・連続ダストモニタを設置することにより漏えいを検知する。また，GB周辺にグリーンハウスを設置することで汚染拡大を防止する。
三 放射性物質を気体又は液体で扱う系統及び機器は，放射性物質の逆流により，放射性物質が拡散しない設計であること。換気設備においても同様とする。	・本条文における系統，機器に該当するものではないが，気密設備であるGBについては作業中のGB内の負圧が大気圧に近づくと警報が発報するため，警報時には <b>作業者による手動弁の閉操作でGBを隔離し，気密性を確保することで放射性物質の逆流，拡散を防止する。</b>

## 2-4. ダスト管理エリアの設定の考え方

使用施設等の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈	ダスト管理エリアの設定の考え方
<p>四 セル等の内部を負圧状態に保つ必要がある場合，当該セル等の内部は常時負圧に保たれていること。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料デブリの分取作業，分析作業で燃料デブリを取り扱う際はGB内を負圧にする。作業時以外は燃料デブリを密閉容器に収納しダストが飛散することが無い状態でGB内に仮置きする。</li> </ul>
<p>(五 フードに関する記載のため省略)</p>	<p>—</p>
<p>② プルトニウムを含む溶液又は粉末，使用済燃料及び高レベル放射性液体廃棄物を内蔵する系統及び機器，核燃料物質を非密封で大量に取り扱う系統及び機器，セル等並びにこれらを収納する構築物は，以下の事項を満足する排気系統を有すること。</p>	<p>—</p>
<p>a) 排気系統は，放射性物質の漏えいを防止できる設計であり，かつ，逆流を防止できる設計であること。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>GB内の負圧が大気圧に近づくと警報が発報するため，警報時には手動弁の閉操作で隔離することで放射性物質の逆流を防止する。</li> </ul>
<p>b) プルトニウムを含む溶液又は粉末，使用済燃料及び高レベル放射性液体廃棄物を内蔵する系統及び機器，核燃料物質を非密封で大量に取り扱う系統及び機器，セル等並びにこれらを収納する構築物は，原則として，換気機能により常時負圧に保たれていること。</p> <p>また，それぞれの気圧は，原則として，構築物，セル等，系統及び機器の順に低くすること。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料デブリの分取作業，分析作業で燃料デブリを取り扱う際はGB内を負圧にする。作業時以外は燃料デブリを密閉容器に収納しダストが飛散することが無い状態でGB内に仮置きする。</li> <li>作業中はGB内を負圧にする。GBを設置するダスト管理エリア内を作業中は局所排風機を使用することで，HEPAフィルタを通じて原子炉建屋内へ排気し汚染拡大防止を図ることで対応する。作業中に異常が発生した場合は作業者による手動弁の閉操作でGBを隔離し，気密性を確保する。</li> </ul>

## 2-4. ダスト管理エリアの設定の考え方

使用施設等の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈	ダスト管理エリアの設定の考え方
<p>c) 排気系統には，フィルタ，洗浄塔等の放射性物質を除去するための系統及び機器が適切に設けられていること。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・排気系統にはHEPAフィルタを設置し，排気口は連続ダストモニタで監視する。また，排気は作業員が立ち入らないエリアに行う。</li> </ul>
<p>③（六ふっ化ウランに関する記載のため省略）</p>	<p>—</p>
<p>3（貯蔵施設に関する記載のため省略）</p>	<p>—</p>
<p>4（廃棄施設に関する記載のため省略）</p>	<p>—</p>
<p>5（保管廃棄施設に関する記載のため省略）</p>	<p>—</p>
<p>6 第2条について，使用施設等は，設計評価事故時においても可能な限り前述の負圧維持，漏えい防止，逆流防止等の必要な機能が確保されるよう設計されており，設計評価事故時において，公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えないよう，事故に起因して環境に放出される放射性物質の量を低減させる機能を有する設計であること。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・試験的取り出しGBにおいては，誤操作又は装置の故障により負圧が大気圧に近づいた場合は，警報が発報することで閉じ込め機能の維持を監視する。              排風機に故障が生じた場合は手動弁の閉操作によって閉じ込め機能を維持する。              火災はGBの構成部品に不燃性又は難燃性のものを使用し，火気作業を行わないことで発生しない。爆発についてもGB作業中に発生する水素濃度は可燃限度以下であり，火気を使用しないため爆発は起こらない。              地震による影響は「東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における耐震クラス分類と地震動の適用の考え方」に基づき，耐震Cクラスとして設計する。</li> </ul>

## 2-5. 臨界評価における条件の妥当性

- 2号機に装荷されていた燃料のU-235ペレット最高濃縮度（未照射）は4.9wt%であり、臨界の最小質量30.2kg（U-235濃縮度5wt%：日本原子力研究開発機構の臨界安全ハンドブック・データ集※1）に対して試験的取り出しで扱う量は臨界管理上、問題とならない量となる

※1 臨界安全ハンドブック・データ集第2版 2009 日本原子力研究開発機構

9/11 1F技術会合 第13回 抜粋

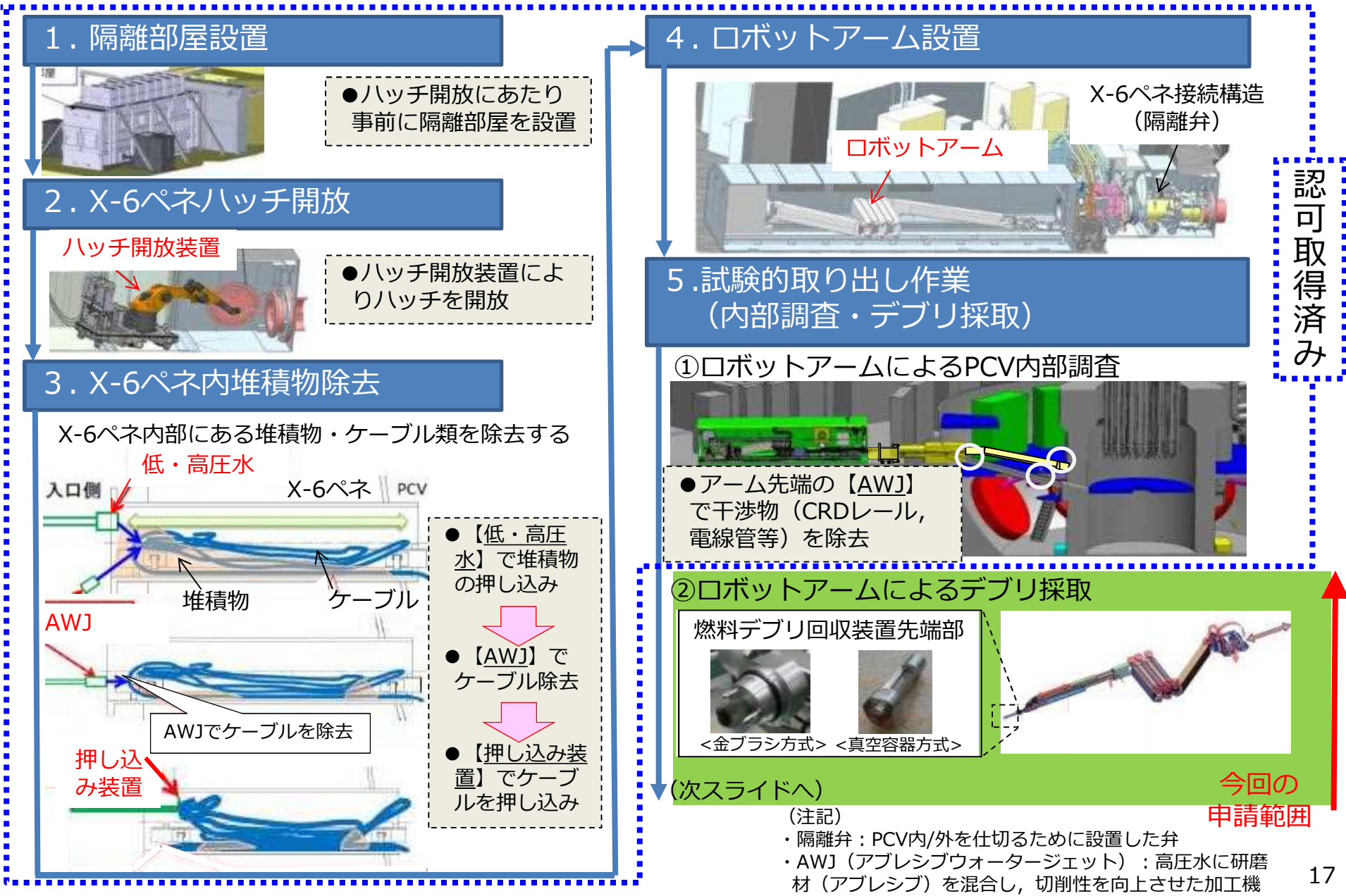
- 当該評価においてU-235を代表していることの妥当性を以下に示す。
  - 燃焼に伴い、U-235の減損による反応度低下とPu同位体の生成による反応度増加が生じるが、U-235の減損量と比較してPu同位体の生成量は少ない。
  - 全体の反応度は未照射かつU-235のみの状態が最も高く、燃焼に伴い単調に減少する。
  - 以上から、臨界評価を未照射のU-235で代表することは保守的な条件と考える。



# 以降、補足説明資料

---

# 補足1. 試験的取り出しの作業ステップ (1/2)



# 補足1. 試験的取り出しの作業ステップ (2/2)

- 試験的取り出し後の燃料デブリについては、汚染拡大の防止及び遮へいにより、作業員および外部への影響がないよう取り扱う計画で検討中

(前スライドより)

## 6. 燃料デブリ回収装置先端部の収納

双腕マニピュレータ      エンクロージャ

回収装置先端+容器

- エンクロージャ内で双腕マニピュレータにより容器へ収納

接続管      隔離弁

## 7. 建屋内運搬容器へ収納・線量計測

線量計測

- エンクロージャ内で構内輸送用容器へ線量計測後収納
- 汚染拡大防止を図りながら取外し

建屋内運搬容器

## 8. グローブボックス受入・計量

グローブボックス

<グローブボックス外観>

- 内部を負圧にしたグローブボックスに受入
- グローブボックス内で計量、容器への収納を実施

## 9. 容器の取出し・輸送容器へ収納・搬出

ビニール製バッグ

構外輸送容器\*

事業所外運搬車両へ積載

- ビニール製バッグにて汚染拡大防止を図りながら容器を取出し
- 構外輸送容器へ収納し、輸送車両へ積載

※輸送前に、輸送物の表面線量・汚染密度等を測定し、法令基準以下であること確認

今回の申請範囲

## 10. 事業所外運搬及び構外分析

## 補足2. 措置を講ずべき事項の適合方針

### 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。

#### <措置を講ずべき事項への適合方針>

##### (1) 未臨界の維持について

試験的取り出しは、先行して実施する内部調査に引き続き実施する。PCVより回収する燃料デブリの量を少量に制限することで未臨界を維持する。

##### (2) 原子炉格納容器の止水について

試験的取り出し時はPCVの止水が不要である。

##### (3) 取り出し作業時の安全、飛散防止及び遮蔽について

作業時の安全の観点より作業員が回収した燃料デブリに接近する際には事前に線量を測定する。また、接近する際は仮設遮蔽を活用し作業員の被ばく低減を図る。飛散防止の観点より燃料デブリは閉じ込め機能を有する装置（エンクロージャ、DPTEコンテナ、グローブボックス）内で回収、移送、測定等の作業を行う。

##### (4) 冷却及び貯蔵について

試験的取り出しで取り扱う燃料デブリの量は冷却への対策を講じる必要のない少量とする。  
回収した燃料デブリは貯蔵せず、構外分析施設へ輸送する。

##### (5) 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の適切な措置について

試験的取り出しは作業を通して得られる情報、経験等は今後の燃料デブリ取り出し作業を安全かつ確実に行うために活用する。

##### (6) 災害の防止について

火災、作業員の被ばく、燃料デブリの漏えい、燃料デブリの臨界、水素爆発に対して適切な対策を講じ災害を防止する。

# 補足3-1. 措置を講ずべき事項の対応方針

## 未臨界の維持への考慮

- 試験的取り出しにおいては、**数gの量を数回取り出す**ことを予定
- 2号機に装荷されていた燃料のU-235ペレット最高濃縮度（未照射）は4.9wt%であり、臨界の最小質量30.2kg（U-235濃縮度5wt%：日本原子力研究開発機構の臨界安全ハンドブック・データ集※1）に対して試験的取り出しで扱う量は臨界管理上、問題とならない量となる
- また、現在、臨界検知のために原子炉格納容器ガス管理設備ガス放射線モニタによるXe-135濃度監視を実施しているが、試験的取り出し作業中も本監視を継続し、緊急時には原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備によりホウ酸水を注入する
- 回収装置の設計においては、**1回の燃料デブリの回収量が数g以下となる装置**とし、金ブラシ方式と真空容器方式を採用することにより燃料デブリの取扱量を制限する

＜燃料デブリ回収装置先端部＞

**＜金ブラシ方式＞**  
粒状の燃料デブリ（φ2mm程度）を回収

ニードル 真空容器  
アーム側(ワンド)

**＜真空容器方式＞**  
水中の粒状の燃料デブリ（φ2mm以下）を水ごと回収

極細線金ブラシ ブラシホルダ  
アーム側(ワンド)

ロボットアームによるデブリ採取

＞燃料デブリ回収試験（鉛球を使用した模擬試験）：試験結果回収量は最大2.606 gであり数g以下の回収量となることを確認

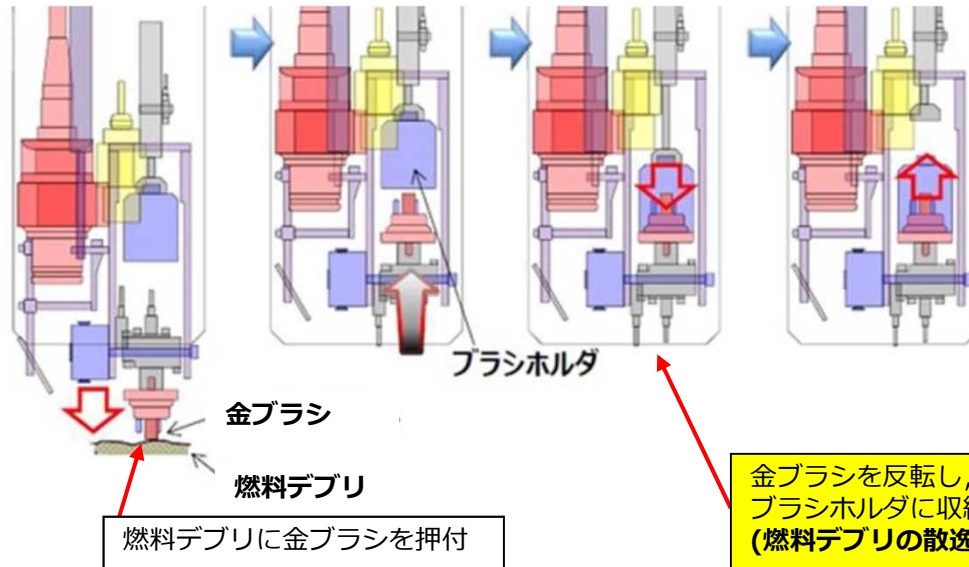
拡大図  
吸引前  
吸引後 吸引位置

(※)写真中の窪み(深さ2.6mm)に鉛玉を充填した場合の採取量

※1 臨界安全ハンドブック・データ集第2版 2009 日本原子力研究開発機構

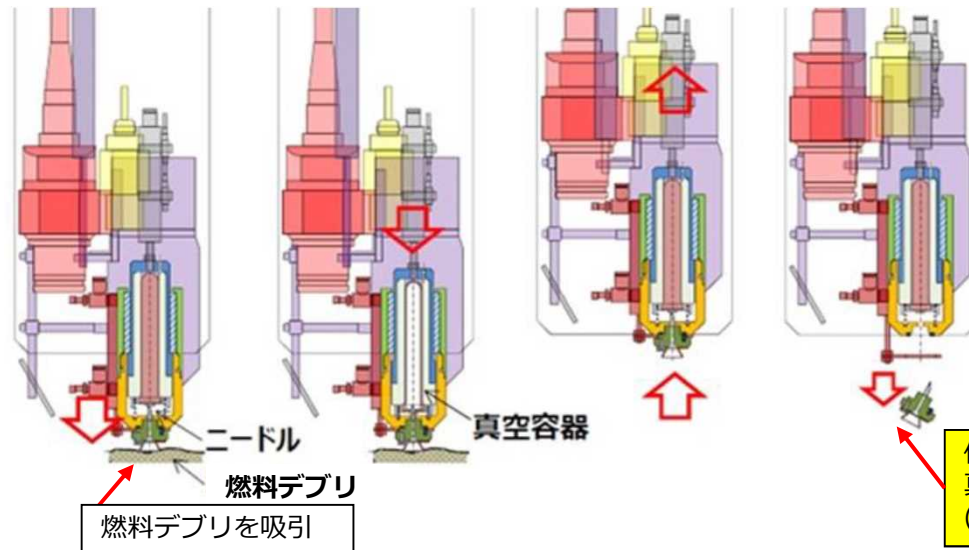
## 【参考】燃料デブリ回収手順

### (1) 金ブラシ方式



- ① アーム型アクセス・調査装置を操作し回収装置を燃料デブリ回収位置まで移動
- ② 金ブラシを降下させ燃料デブリに金ブラシを押付
- ③ 金ブラシを引き上げた後, 金ブラシを反転
- ④ ブラシホルダを降下させ, 金ブラシを収納
- ⑤ ブラシホルダを回収装置から切り離す
- ⑥ アーム型アクセス・調査装置を操作しエンクロージャまで戻す

### (2) 真空容器方式



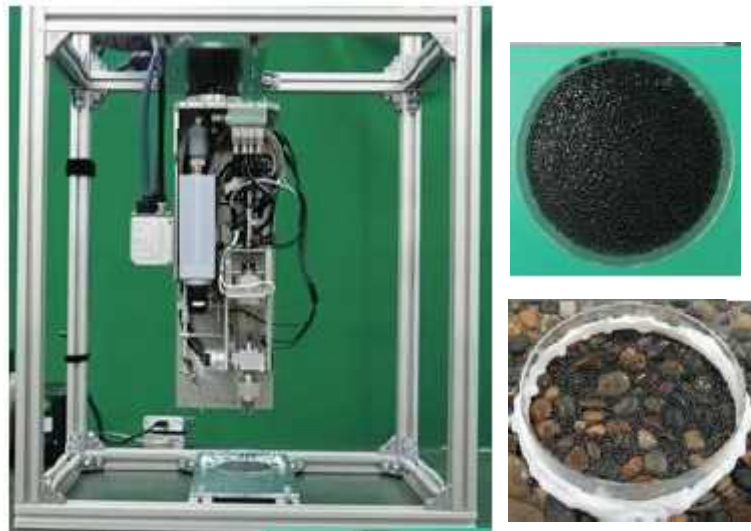
- ① アーム型アクセス・調査装置を操作し回収装置を燃料デブリ回収位置まで移動
- ② 先端を燃料デブリに接触させた状態で真空容器を押し込み吸引
- ③ 真空容器を引き込み, ニードルを切り離す
- ④ アーム型アクセス・調査装置を操作しエンクロージャまで戻す

## 【参考】燃料デブリ回収試験

- 試験的取り出しでは極めて少量の燃料デブリを採取する計画であり、過去のPCV内部調査にて2mm程度の砂粒状の堆積物を確認している現状を踏まえ、小さい粒径を設定
- 回収装置にて、模擬燃料デブリの回収試験を実施
- 試験条件
  - ✓ 装置は実機相当の試験機を使用
  - ✓ 底面はPCV底部の調査結果より平らな状態と凸凹した状態を模擬
  - ✓ 模擬デブリは、砂粒状のデブリの回収を想定し鉛玉2mm, 1mm, 0.35mmを使用  
\* 最小径は試験上の取り扱い性を考慮して0.35mm, その中間にあたる1mmの3種類で模擬



2号機ペDESTAL底部の状況  
(2018年PCV内部調査)



試験装置

回収量計測結果

鉛粒径 (mm)	φ0.35	φ1.0	φ2.0	粒径混合
金ブラシ	約0.15g	約0.56g	約1.2g	約0.65g
真空容器	約2.6g	約0.47g	-※	約0.67g

※ノズル径の制約から回収できず

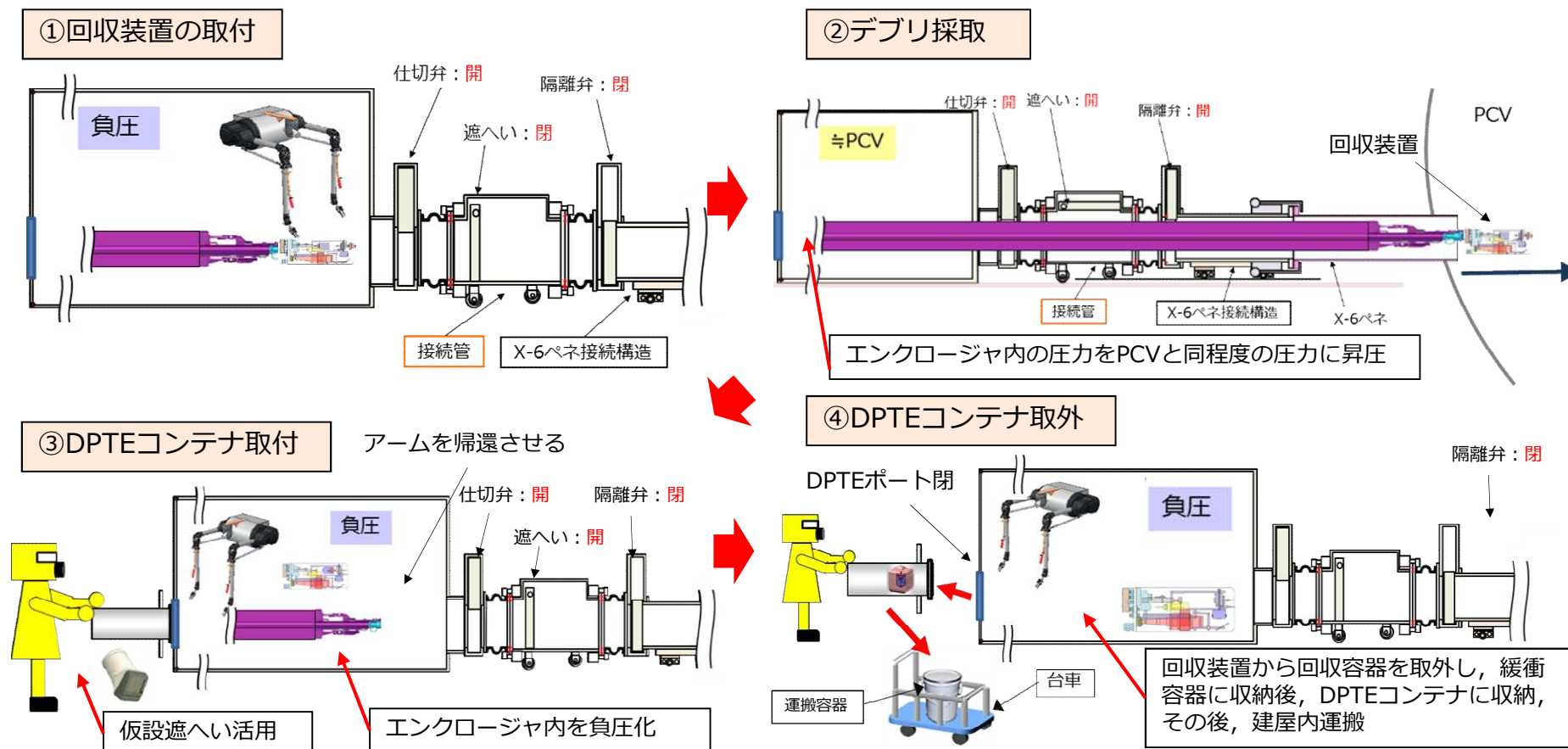
### ■ 試験結果

試験結果は真空容器方式の凸凹面の試験で粒径0.35mmの 때가 最大となり約2.6g となった。

## 補足3-2. 措置を講ずべき事項の対応方針

### 取り出し作業時の安全, 飛散防止及び遮蔽への考慮

- 試験的取り出しにおいては、先行する内部調査で設置したアーム型アクセス・調査装置を使用し、取り出し作業を行う
- 燃料デブリを収納したDPTE コンテナに接近し作業を行う際は、DPTE コンテナの表面線量を測定し、作業可能であること確認し、仮設遮へいを活用してアクセスする
- DPTEコンテナは「JIS Z 2332 圧力変化による漏れ試験方法」に準拠した漏れ確認試験を行い、著しい漏れがないことを確認し、閉じ込め機能を確保する



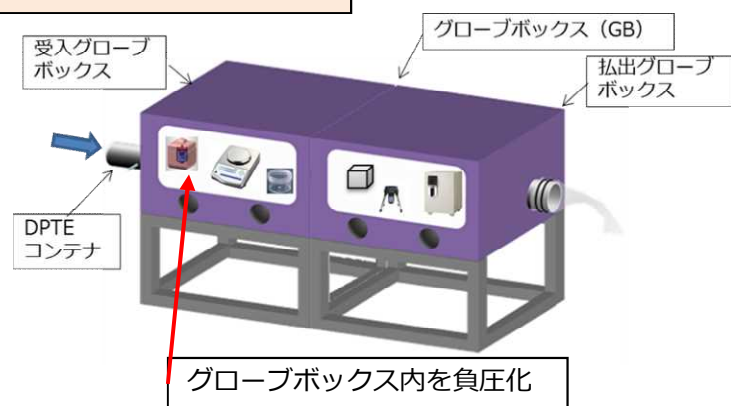


## 補足3-2. 措置を講ずべき事項の対応方針

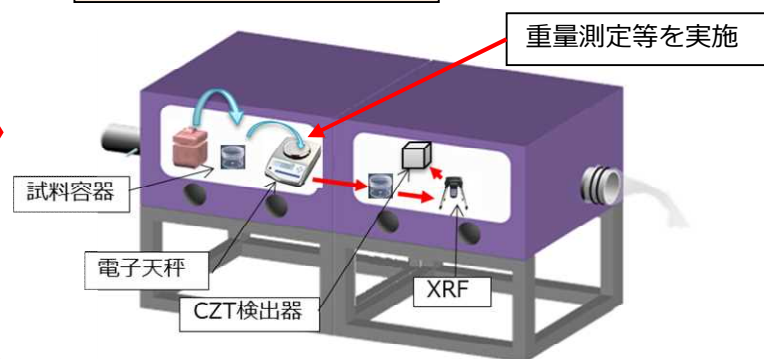
### 取り出し作業時の安全、飛散防止及び遮蔽への考慮

- グローブボックスでは、回収した燃料デブリを回収容器から取り出し重量測定、線量測定を行い構外の分析施設に輸送する
- グローブボックスの漏えい率は「JIS Z 4808 放射性物質取扱作業用グローブボックス」に準拠して設計し、**作業中負圧化することで放射性物質の飛散防止を図る**
- 閉じ込め機能の維持のため、グローブボックス内の圧力を監視し、大気圧に近づいた場合は警報が発報し、異常を検知する
- 電源喪失時は手動弁の閉操作により閉じ込め機能を維持する

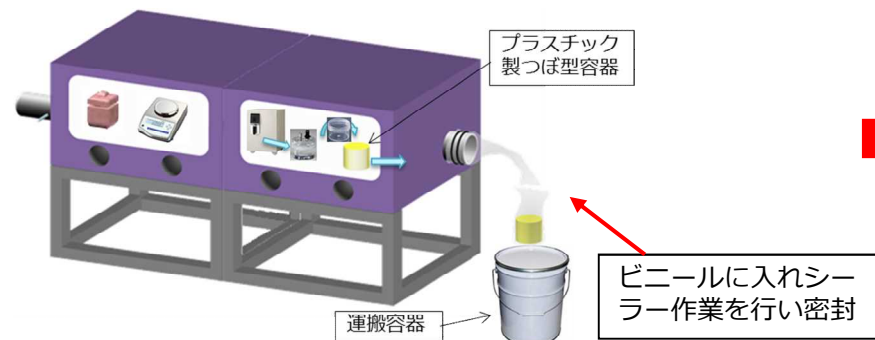
#### ⑤ DPTEコンテナ取付



#### ⑥ 各種測定



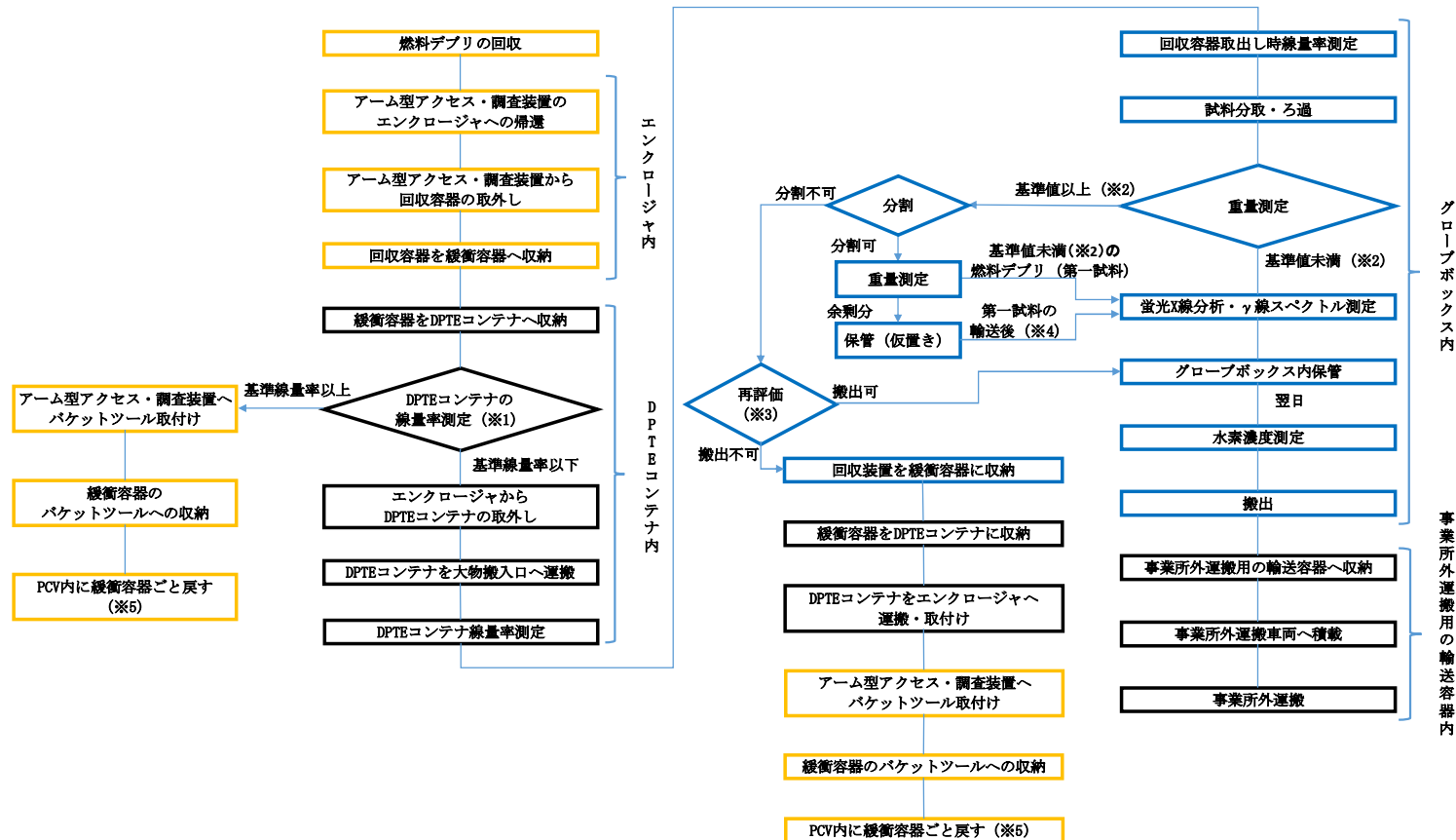
#### ⑦ 運搬容器に収納



#### ⑧ 事業所外運搬 (認可対象外)

# 【参考】燃料デブリの回収から輸送までの作業フロー

- 作業者の過剰被ばくを防止するため、基準線量を超える燃料デブリはPCV内へ戻す
- グローブボックスにて、事業所外運搬可能な重量まで分割する

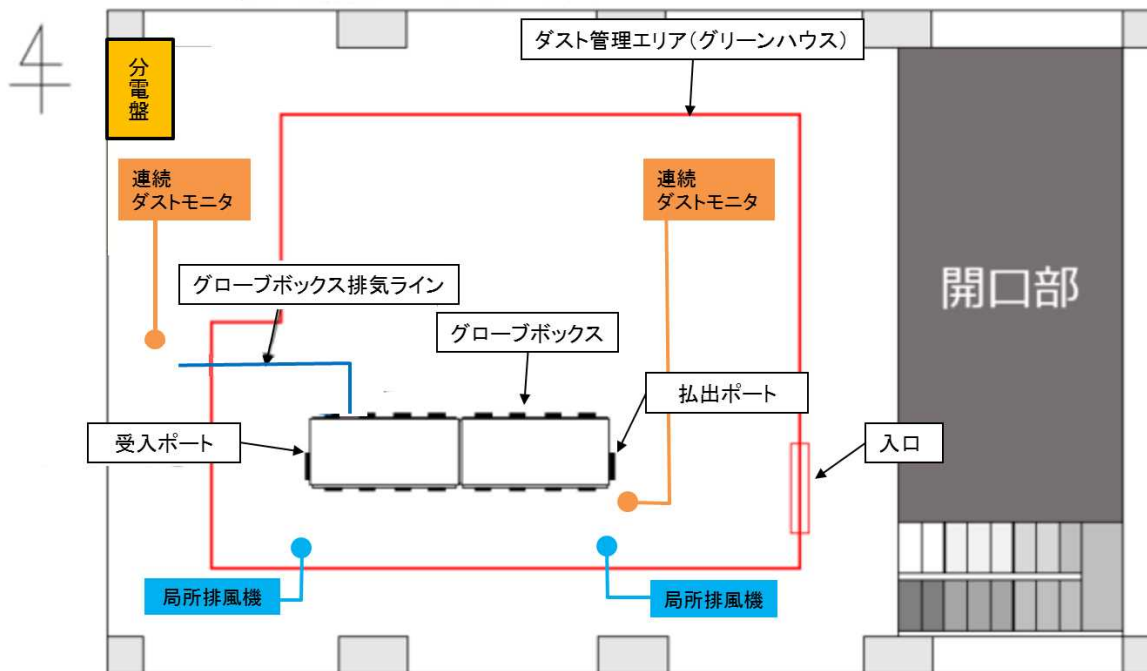


- ※1 DPTEコンテナの線量測定を行うことで後続の作業が可能であることを確認する。
- ※2 A2値または防護対象特定核燃料物質に該当しない重量のうち小さい重量。
- ※3 分割できない場合は各種測定を実施後、燃料成分が少なく事業所外運搬可能な量であることを確認後、払出をする。
- ※4 第一試料を輸送後、事業所外運搬容器が福島第一原子力発電所に戻り次第、各種測定を行う。
- ※5 PCV内へ戻す際は、堆積物がなく未臨界維持に影響のないペDESTAL外グレーチング上に残置する計画。

## 補足3-2. 措置を講ずべき事項の対応方針

### 取り出し作業時の安全, 飛散防止及び遮蔽への考慮

- グローブボックスから放射性物質が漏えいした際に, 汚染拡大防止を行うためグローブボックス周辺に難燃性ビニール, 単管パイプを用いたグリーンハウスを設置し, ダスト管理エリアを設定
- ダスト管理エリア周辺に局所排風機を設置し, 吸い込み口をグローブボックスの受入ポート, 払出ポート付近にそれぞれ設置することによりダスト管理エリア外への放射性ダスト飛散を抑制
- グローブボックス排気ラインはHEPAフィルタ通じて, ダスト管理エリア外へ排気
- 連続ダストモニタはダスト管理エリア内とグローブボックス排気ラインに設置し, 放射性ダストを監視し, グローブボックスから放射性物質が漏えいした場合は検知
- グローブボックスから排気される気体による敷地境界線量への影響は約0.002 $\mu$ Sv未満と極めて小さい



ダスト管理エリア構成イメージ

名称	仕様	
局所排風機	風量	25m <sup>3</sup> /min (ダスト管理エリア換気回数は約20回/h※1)
	フィルタ	プレフィルタ・HEPAフィルタ
連続ダストモニタ	測定対象	$\alpha$ 線, $\beta$ 線

※1 高放射性物質取扱施設設計マニュアル※2に記載の換気回数以上  
 ※2 高放射性物質取扱施設設計マニュアル 1985 日本原子力学会

## 補足3-2. 措置を講ずべき事項の対応方針

### 取り出し作業時の安全, 飛散防止及び遮蔽への考慮



#### グローブボックス(GB)作業の作業体制, 想定被ばく線量

作業内容	作業種	作業時間	作業体制				
			作業員A	作業員B	作業員C	補助作業員A	補助作業員B
作業準備	作業準備	約70分	○ (0.46mSv)	○ (0.46mSv)	○ (0.46mSv)	○ (0.46mSv)	○ (0.46mSv)
GBへの試料受入れ	DPTEコンテナ取付	約3分	-	-	-	○ (0.31mSv)	○ (0.31mSv)
	回収容器取出	約2分	○ (0.18mSv)	-	-	-	-
試料分取	燃料デブリ取出	約6分	○ (0.57mSv)	○ (0.57mSv)	-	-	-
重量測定	重量測定		-	-	-	-	-
試料を払出GBへ移動	払出GBへの移動	約11分	-	○ (0.08mSv)	-	-	-
元素分析	元素分析		-	-	○ (1.10mSv)	○ (0.03mSv)	-
γ線スペクトル測定	γ線スペクトル測定		-	-	※1	※1	-
水素濃度測定準備	密閉容器への収納	約3分	-	○ (0.29mSv)	-	-	-
仮置き	金庫への搬入		-	-	-	-	-
水素濃度測定	金庫からの搬出	約3分	○ (0.26mSv)	-	-	-	-
	水素濃度測定		-	-	-	-	-
払出GBから払出	払出側グローブ作業	約7分	○ (0.08mSv)	-	-	-	-
	試料保持		-	-	○ (0.48mSv)	-	-
	シーラー作業		-	-	-	○ (0.48mSv)	○ (0.48mSv)
運搬容器へ収納	運搬容器への収納	約3分	-	-	-	○ (0.20mSv)	-
片付け	片付け	約70分	○ (0.46mSv)	○ (0.46mSv)	○ (0.46mSv)	○ (0.46mSv)	○ (0.46mSv)
待機時間における想定被ばく量※2			0.34mSv	0.36mSv	0.35mSv	0.33mSv	0.37mSv
受入1回当たりの各作業員の想定被ばく量			2.4mSv	2.3mSv	2.9mSv	2.3mSv	2.1mSv

#### ■ グローブボックス作業における被ばく線量管理

- 作業員はグローブ作業, 補助作業員はグローブボックス外の作業を行う。
- グローブボックス作業内容と被ばく線量低減の観点から5人体制で作業を行う。
- 評価の結果, グローブボックス作業を所定回数実施しても想定被ばく量は年間個人被ばく線量限度以下である。
- 回収した燃料デブリはエンクロージャから搬出する前に, 事前に線量測定を行い作業可能な線量率であることを確認し, 作業員の過剰被ばくを防止する。

※1 補助作業員は燃料デブリから離れた位置で作業を行うことから想定被ばく線量は作業員より小さい。

※2 それぞれ作業時間が異なるため, 待機時間の想定被ばく量も待機時間に比例して異なる。