

**指摘事項No. 1**

講ずべき事項「Ⅱ. 3. 原子炉格納施設雰囲気の監視等」、適合性に係る説明を追加すること。

**指摘事項No. 32**

原子炉格納施設雰囲気の監視等について、試験的取り出し作業はダスト発生量が極めて少ないとしている根拠についても資料に示して説明すること。

**指摘事項No. 49**

2号機原子炉格納容器内部での燃料デブリ試験的取り出し作業において、過去の同様の作業実績等を踏まえて、ダスト発生量が極めて少ないとしている点に関して具体的な評価結果を示して説明すること。

**【回答】**

以下の通り、各講ずべき事項について回答する。

3. 原子炉格納施設雰囲気の監視等

< 1～4号炉 >

- 原子炉格納容器内気体の抽気・ろ過等によって、環境へ放出される放射性物質の濃度及び量を監視するとともに、達成できる限り低減すること。
- 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内における未臨界状態を監視するとともに、臨界を防止すること。

- (32, 49)2号機原子炉格納容器内部の燃料デブリ試験的取り出し作業は、別紙-1に記載した装置を使用し、2019年のPCVペDESTAL底部堆積物接触調査と同様に、燃料デブリの加工は行わないことから、ダスト発生量は極めて少ないと想定している。当該調査時には原子炉格納容器ガス管理設備ダストモニタに有意な変動がなかったことから、試験的取り出し作業においても従来同様、1～3号機の原子炉格納容器内の気体を原子炉格納容器ガス管理設備にて抽気・ろ過等を行い、放射線管理関係設備により、放射性物質濃度及び量を監視するとともに、環境へ放出される放射性物質を達成できる限り低減する。

○これまでの原子炉格納容器内部調査において、堆積物はペDESTAL底部に広く堆積していることを確認しており、試験的取り出し作業で回収装置により取り扱う範囲は、堆積物全体に対して相対的に十分小さい範囲で、堆積物の形状変化は生じないことから、未臨界状態に影響を与えるものではない。未臨界状態の監視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おり、また臨界の可能性は極めて低いと考えられるが、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。

**指摘事項No. 3**

講ずべき事項「Ⅷ. 実施計画に係る検査の受検」の対象範囲を整理して明確にすること。

**指摘事項No. 52**

使用前検査について、使用施設に係る原子炉等規制法の条文を基に検査不要としているが、適用される条文が異なること、特定原子力施設に係る条文及び措置を講ずべき事項に基づき使用前検査は原則必要と考えていることから、使用前検査受験に係る考え方を改めて整理するとともに、使用前検査における確認項目についても資料に示して説明すること。

**Ⅷ. 実施計画にかかわる検査の受検**

実施計画における施設、保安のための措置及び特定核燃料物質の防護のための措置について、法第64条の3第7項に基づく検査を受けること。

(52) 試験的取り出しは燃料デブリを回収する作業であり、試験的取り出しに使用するグローブボックスは「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則」第20条第1項の表第一号、第二号及び第三号の検査項目の使用  
前検査が要求されている。そのうち実施する項目について以下に示す。

検査項目	実施項目	
	<u>グローブボックス</u>	<u>DPTE コンテナ</u>
<u>1. 材料検査</u>	—	—
<u>2. 寸法検査</u>	—	—
<u>3. 外観検査</u>	○	—
<u>4. 組立て及び据付け状態を確認する検査</u>	○	—
<u>5. 耐圧検査</u>	—	—
<u>6. 漏えい検査</u>	—	—
<u>7. 性能検査</u>	○	—
<u>8. 機能検査</u>	○	—

○：対象、—：対象外

グローブボックスの各検査項目の実施についての考え方は以下の通りである。DPTE コンテナについては運搬容器であることから使用前検査は対象外と整理するが、事業者にて出荷時漏えい試験記録の確認および使用時の外観確認を実施する。

#### 1. 材料検査

材料検査では強度評価に使用した材料であることを確認するものである。今回、グローブボックスの使用条件は常圧下であること、使用期間は短期間であることから高压時の強度影響評価を要するものではないと考えている。そのため、グローブボックスは材料検査の対象外と整理する。

#### 2. 寸法検査

寸法検査では強度評価に使用した部材の寸法であることを確認するものである。今回、グローブボックスの使用条件は常圧下であること、使用期間は短期間であることから高压時の強度影響評価を要するものではないと考えている。そのため、グローブボックスは寸法検査の対象外と整理する。

#### 3. 外観検査

外観検査では閉じ込め機能を確保する上で有害な傷、変形等がないことを確認するものである。今回、グローブボックスの閉じ込め機能を確保する上で有害な傷、変形等がないことを確認する必要があることから、外観検査は対象と整理する。

#### 4. 組立て及び据付け状態を確認する検査

組立及び据付け状態を確認する検査は機器が実施計画の通りに据付けていることを確認するものである。今回、グローブボックスが実施計画の通りに据付けられていることを確認する必要があることから、組立て及び据付け状態を確認する検査は対象と整理する。

#### 5. 耐圧検査

耐圧試験は機器の使用時における圧力下に耐えうることを確認するものである。今回、グローブボックスの使用条件は常圧下であること、使用期間は短期間であることからグローブボックスは耐圧試験の対象外と整理する。

#### 6. 漏えい検査

漏えい検査は使用時における圧力下において著しい漏えいがないかを確認するものである。今回、グローブボックスは閉じ込め機能として気密性を有することを組立て後の性能検査にて確認することから、漏えい検査は対象外と整理する。

## 7. 性能検査

性能検査ではグローブボックスが必要な性能を有していることを組立て後に確認するものである。グローブボックスが気密性を有すること、作業中に負圧維持が可能であることを確認する必要があることから、性能検査は対象と整理する。

グローブボックスの気密性は漏えい率が 0.25vol%/h 以下 (JIS 1 級相当) であることを確認する。負圧維持は、負圧計の指示値が 250～350Pa で維持されていることを確認する。

## 8. 機能検査

機能検査ではグローブボックスが必要な機能を有していることを組立て後に確認するものである。グローブボックス内部の負圧が大気圧に近づいた場合に作業者に知らせる警報機能を有するため、機能検査は対象と整理する。

グローブボックスの負圧計の指示値が警報設定値 50Pa 以下となった場合に警報を発することを確認する。

**指摘事項No. 4**

実施計画変更予定範囲として、安全機能を有する設備等の範囲や具体的な仕様について整理すること。

**指摘事項No. 27**

GB内で行う水素濃度測定について、燃料デブリ等の取扱において想定される水素発生過程及び発生量の評価に関して資料に示して説明するとともに、水素濃度測定の目的を資料に追記すること。

**指摘事項No. 28**

GB内で行う元素分析について、携帯型蛍光X線分析計（XRF）で分析可能な元素等、元素分析に関する具体的な作業内容について資料に示して説明するとともに、元素分析を行う目的を資料に追記すること。

**指摘事項No. 29**

GBから燃料デブリ等を搬出する際に用いるプラスチック製つぼ型容器について、当該容器に求める安全機能の可否を含めて当該容器に収納する目的・方法等を資料に示して説明すること。

**指摘事項No. 36**

DPTEの正式名称と中身の構造の説明を追加すること。

**指摘事項No. 37**

試料容器について構造が分かるような説明、写真・イメージ図を追加すること。

**指摘事項No. 38**

各容器の使用目的を記載すること。

**指摘事項No. 47**

GB内で行う携帯型蛍光X線分析計（XRF）による分析作業の目的を明確にし、資料に示して説明すること。

**指摘事項No. 48**

燃料デブリを収納する容器類について、高線量の核燃料物質等の取扱いにあたり、耐放射線、耐火性等の観点からの健全性に係る説明を含めて当該容器類を選定した理由を資料に示して説明すること。

**指摘事項No. 53**

構外輸送時の燃料デブリの収納状態が分かる図を記載すること。

**【回答】**

試験的取り出し作業で追加となる安全機能を有する設備は閉じ込め機能を有するDPTEコンテナとグローブボックスである。また、安全機能を有するものではないが、別紙-2で示した燃料デブリを収納する容器及び測定に使用する装置について以下に示す。

(48)燃料デブリを収納する容器類は入手性・操作性の観点から、一部に可燃性のものを使

用しているが、グローブボックス内では発火源となるものは無く、火災発生リスクは小さい。万一、火災が発生した場合であっても、グローブボックス内に窒素を封入することで消火する運用としている。

また、耐放射線性についても表1に示す通り、耐放射線性が一番低い容器であっても約1000Gyほどあり、短期間の作業であるため放射線による影響は少ない。

表1 燃料デブリを収納する容器の耐放射線性一覧<sup>※1</sup>

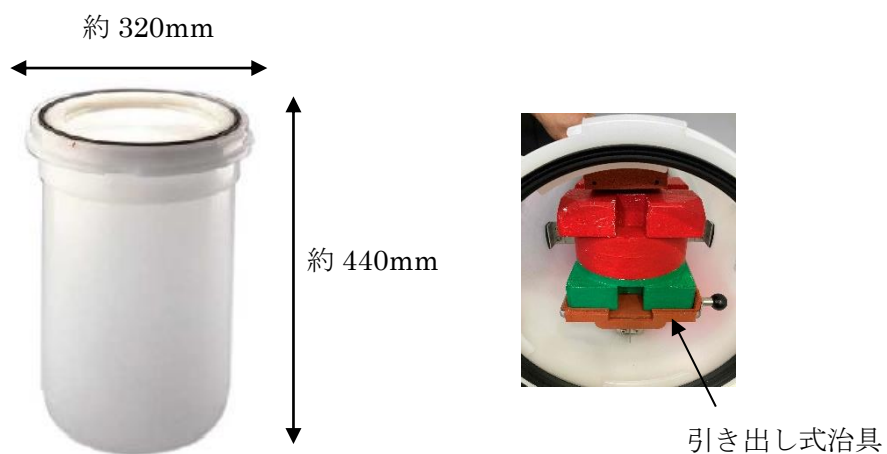
容器名	材質	耐放射線性(Gy)
DPTE コンテナ	ポリエチレン	100000
試料容器	ポリエチレン	100000
密閉容器	アクリル	1000
プラスチック製つぼ型容器	ポリプロピレン	10000
フィルム	マイラー	10000

※1 瀬口 忠男（1984年）耐放射線性高分子材料の最近の動向，工業材料，p71-80

(1) DPTEコンテナ

<sup>(36)</sup>DPTEとは“Dispositif Pour Transfer Etanche” または “Double Porte pour Transfert Etanche”（フランス語）の略。

DPTEコンテナはDPTEポートに取り付けることで図1のようにDPTEコンテナの蓋とDPTEポートが一体となって開閉し、密閉を維持しながら物を移送することが可能なコンテナであり、燃料デブリをエンクロージャからグローブボックスまで運搬する際に使用する。内部は緩衝容器を固定する引き出し式治具を搭載し、緩衝容器を収納することで上下から固定する。



DPTE コンテナ全体写真 (左)

DPTE コンテナに緩衝容器を収納した状態の写真 (右)

項目	仕様
寸法, 容量	φ 約 320×約 440mm, 約 20L
材質	ポリエチレン

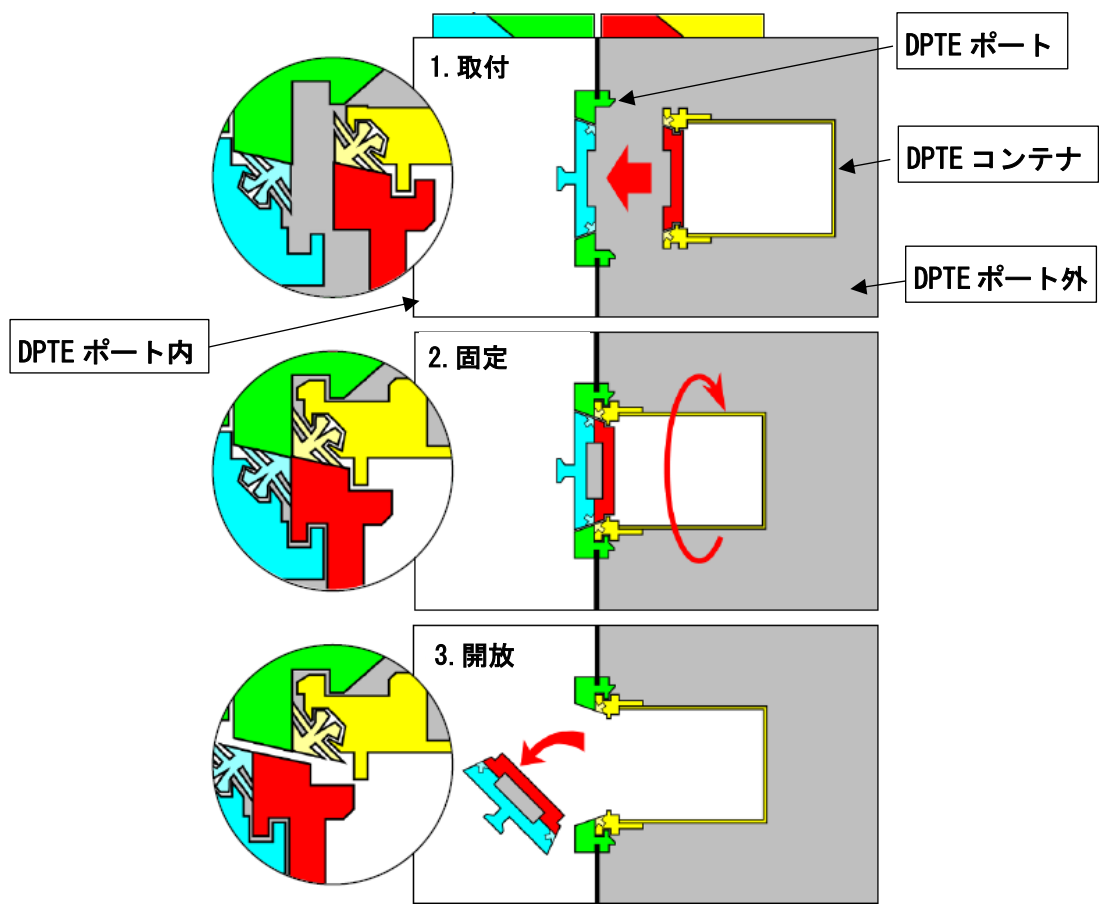


図1 DPTEポートとDPTEコンテナの開閉イメージ



(2) グローブボックス

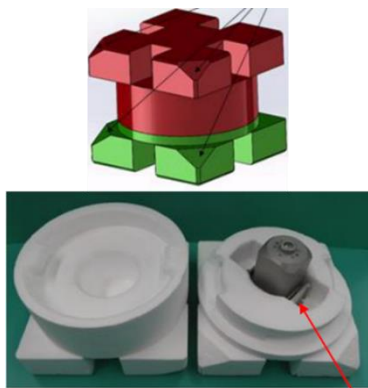


項目	仕様
寸法	約 4.6×約 1.4×高さ 約 2.4m
材質	主要材質：ステンレス鋼

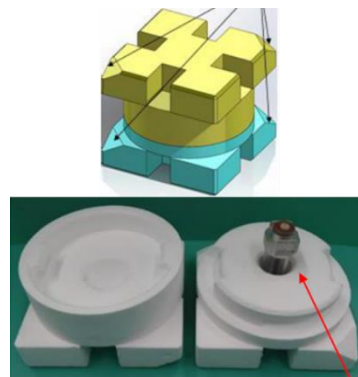
(3) 回収装置

回収装置の仕様は別紙-1に示した通り。

(4) 緩衝容器



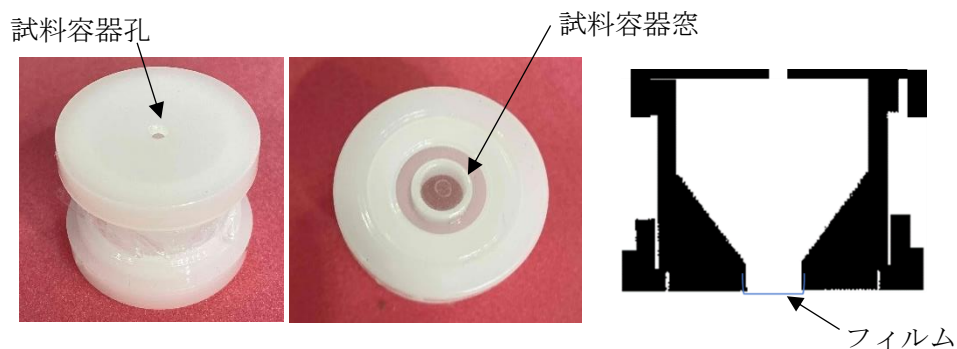
金ブラシ方式回収容器



真空容器方式回収容器

項目	仕様
寸法	約 145×約 145×高さ 約 130mm
材質	発泡スチロール
機能	<u>(38)PCV 内で燃料デブリを採取した回収容器を収納する容器であり、回収容器の運搬時に DPTE コンテナに収納，固定を行う。</u>

(5) 試料容器



試料容器を上からみた写真 (左)

試料容器の裏側の写真 (中央)

試料容器断面図 (右)

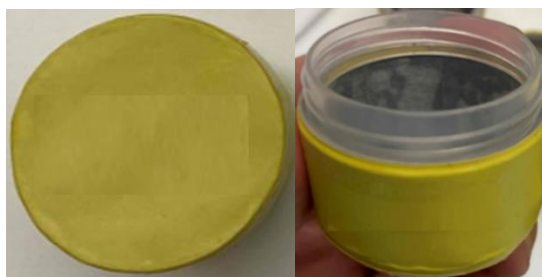
項目	仕様
寸法, 容量	φ 約 30×約 25mm, 約 0.2mL
材質	ポリエチレン
機能	(37) <u>回収容器から分取した燃料デブリを収納する容器。燃料デブリを収納した状態で分析を行う。試料容器裏側の窓はフィルムで覆われているため、試料容器の窓から燃料デブリは落下することはない。また水素濃度測定後に、試料容器上面の孔はフィルムを貼り付けて塞ぐ。</u>

(6) 密閉容器



項目	仕様
寸法, 容量	φ約75×約86mm, 約50mL
材質	アクリル
機能	燃料デブリから発生する水素濃度を測定する際に収納する容器。燃料デブリが入った試料容器ごと密閉容器に収納し、一定時間経過した後、密閉容器内に充満した水素量を水素ガス検知器を用いて測定する。

(7) プラスチック製つぼ型容器



プラスチック製つぼ型容器を上からみた写真 (左)

プラスチック製つぼ型容器の蓋を開けた状態の写真 (右)

項目	仕様
寸法, 容量	φ約47×約40mm, 約33mL
材質	ポリプロピレン, 鉛
機能	(29)燃料デブリが入った試料容器をグローブボックスから搬出する際に収納し保護するための容器。

(8) 運搬容器



運搬容器を上からみた写真（左）

運搬容器の蓋を開けた状態の写真（右）

項目	仕様
寸法, 容量	φ 約 222×約 216mm, 約 7L
材質	ステンレス鋼
機能	<u>(38) ビニールで密封されたプラスチック製つぼ型容器を収納し, 運搬する容器。</u>

(53) (補足) 事業所外運搬時の燃料デブリ収納状態

グローブボックスから搬出された燃料デブリは図2に示すように構外輸送容器に収納される。

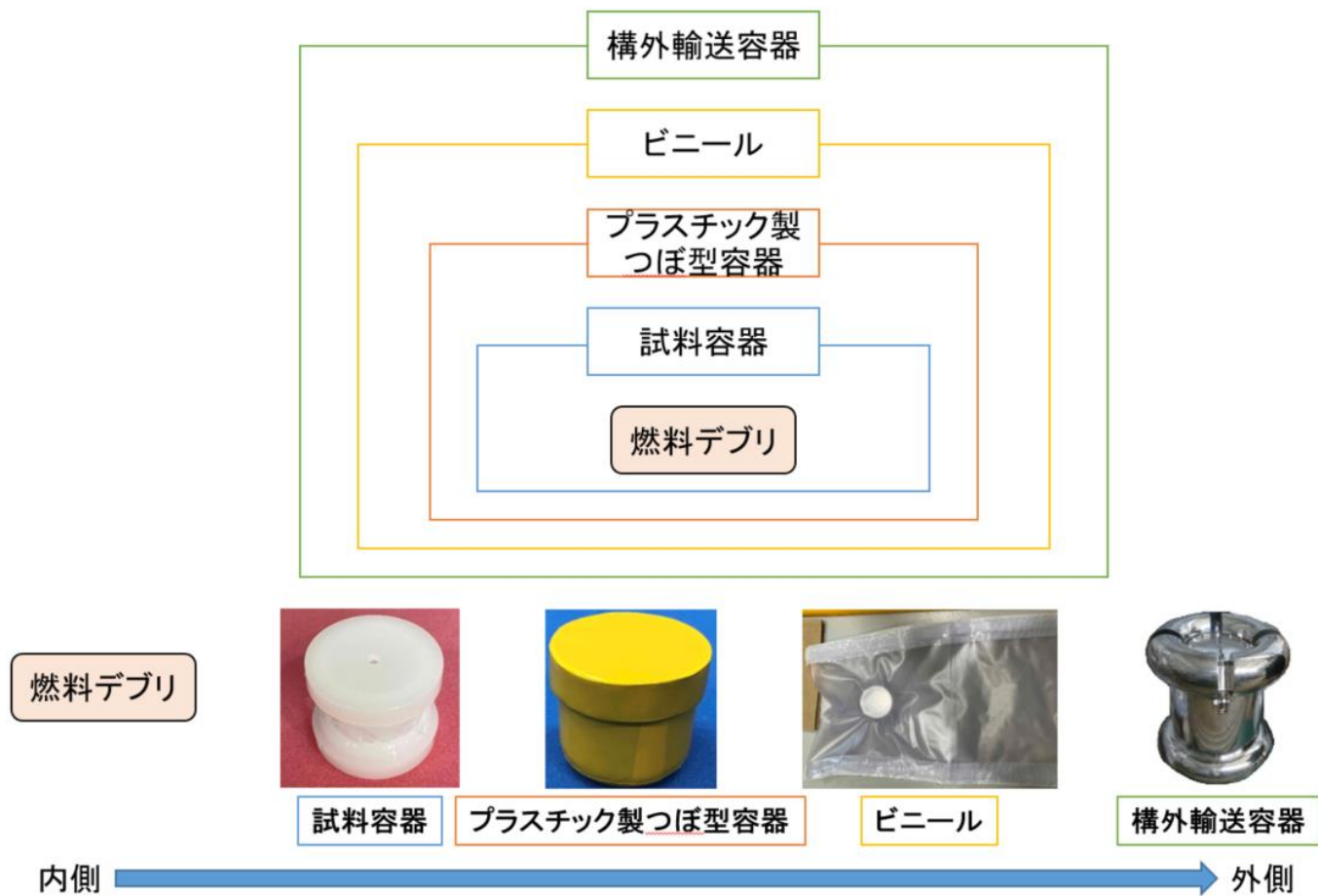


図2 燃料デブリの構外輸送容器への収納状況

(9) 携帯型蛍光X線分析計 (XRF)



項目	仕様
機能	(28) <u>燃料デブリに含まれる元素を測定し、燃料デブリに燃料成分と構造材成分が含まれているかを確認する。</u>
測定範囲	(28) <u>測定可能元素を下記周期表に示す</u>

(47) 簡易的ではあるが燃料デブリに含まれる元素を早い段階で確認することが目的である。分析の結果を踏まえ、必要に応じて燃料デブリの回収位置の変更等、回収作業に反映する。

H 1																	He 2
Li 3	Be 4	■ : 測定可能元素										B 5	C 6	N 7	O 8	F 9	Ne 10
Na 11	Mg 12											Al 13	Si 14	P 15	S 16	Cl 17	Ar 18
K 19	Ca 20	Sc 21	Ti 22	V 23	Cr 24	Mn 25	Fe 26	Co 27	Ni 28	Cu 29	Zn 30	Ga 31	Ge 32	As 33	Se 34	Br 35	Kr 36
Rb 37	Sr 38	Y 39	Zr 40	Nb 41	Mo 42	Tc 43	Ru 44	Rh 45	Pd 46	Ag 47	Cd 48	In 49	Sn 50	Sb 51	Te 52	I 53	Xe 54
Cs 55	Ba 56	ランタノイド	Hf 72	Ta 73	W 74	Re 75	Os 76	Ir 77	Pt 78	Au 79	Hg 80	Tl 81	Pb 82	Bi 83	Po 84	At 85	Rn 86
Fr 87	Ra 88	アクチノイド															
ランタノイド 57-71	La 57	Ce 58	Pr 59	Nd 60	Pm 61	Sm 62	Eu 63	Gd 64	Tb 65	Dy 66	Ho 67	Er 68	Tm 69	Yb 70	Lu 71		
アクチノイド 89-103	Ac 89	Th 90	Pa 91	U 92	Np 93	Pu 94	Am 95	Cm 96	Bk 97	Cf 98	Es 99	Fm 100	Md 101	No 102	Lr 103		

図3 XRF測定範囲

(10)CdZnTe半導体検出器 (CZT)



項目	仕様
機能	燃料デブリに含まれる $\gamma$ 核種を確認する。
測定範囲	測定エネルギー範囲：約 30keV～約 3.0MeV

(11)水素ガス検知器



項目	仕様
機能	燃料デブリから発生する水素発生量を測定する。
測定範囲	約 10～10,000ppm

(27)燃料デブリは付着している水は少量と想定され、水の放射線分解によって発生する水素の量も少量と想定される。水素濃度測定では発生量が少量であることを確認する。

(27)グローブボックス内での作業中は排気装置を起動し、グローブボックス内から排気を行うため水素濃度が可燃限度の4%に到達することはない。また、以下の条件に基づいて水素濃度が構外輸送容器収納部容積の4%に到達する日数を概算した結果、約80日を要



することを確認した。燃料デブリを構外輸送容器へ収納している期間は数日程度であり、水素が可燃限度に到達することはない、水素発生による容器内圧力の上昇はない。

#### ・評価条件

##### (1) 燃料デブリの水素発生量評価式

燃料デブリの水素発生量は以下の通り。

$$H = \{ (S_G \cdot R + S_B \cdot R) \cdot G_{GB} + S_A \cdot R \cdot G_A \} \cdot 10^4 \cdot 22.4 \times 10^3 / N_A$$

H：水素発生率 (cm<sup>3</sup>/s/g)

S<sub>G</sub>：燃料デブリのγ線線源強度 (MeV/s/g)

S<sub>B</sub>：燃料デブリのβ線線源強度 (MeV/s/g)

S<sub>A</sub>：燃料デブリのα線線源強度 (MeV/s/g)

R：α，β，γ線が水分解に寄与する割合 (—)

G<sub>GB</sub>：γ線及びβ線のG値 (水の放射線分解での水素分子の発生率)  
(分子/100eV)

G<sub>A</sub>：α線のG値 (水の放射線分解での水素分子の発生率) (分子/100eV)

22.4 × 10<sup>3</sup>：標準状態 (0℃, 1気圧) の気体の体積 (cm<sup>3</sup>/mol)

N<sub>A</sub>：アボガドロ数 (atoms/mol)

##### (2) 燃料デブリ重量

防護対象特定核燃料物質に該当しない重量1.7gを輸送時の燃料デブリ重量とした。

##### (3) 放射線が水分解に寄与する割合

保守的に燃料デブリから放出された放射線エネルギーが全て水の分解に寄与すると想定した。

##### (4) 水素発生源

水素発生源となる水が常に存在すると想定した。

(12) 電子天秤



項目	仕様
目的	分取した燃料デブリの重量を測定する。
測定範囲	秤量：400g, 最小表示：0.01g

**指摘事項No. 5**

実施計画変更予定範囲として、試験的取り出し後に解体・撤去する設備の範囲等について整理すること。

**指摘事項No. 20**

廃棄物の保管方法や保管場所について記載すること。

**指摘事項No. 54**

表タイトルについて、適切なタイトルに修正すること。

**【回答】**

試験的取り出し後に解体・撤去を行う主要機器の範囲はまとめ資料2章別紙-3のp2.3-1に示す通りである。主要機器に付帯する機器として発生する廃棄物は表1に示す通りである。

表1 試験的取り出し<sup>(54)</sup>作業終了後に発生する主要な廃棄物

主要機器	主要な付帯機器
接続管	盤，運搬台車
スプレー治具	盤，運搬台車，設置治具，サポート
アーム，エンクロージャ	回収装置，バルブラック，局所排風機，DPTEコンテナ，DPTEコンテナ保管用ラック
グローブボックス	盤，グリーンハウス，局所排風機，門型クレーン

試験的取り出し作業全体を通じてその都度発生する廃棄物は表2に示すとおりである。

表2 試験的取り出し作業全体を通じて発生する廃棄物

	発生する廃棄物
試験的取り出し作業全体	ケーブル（動力・制御・計装），ホース，ポリ袋，ビニール，ウエス，難燃シート，保護具

発生する廃棄物は瓦礫類として1F構内に一時保管する。<sup>(20)</sup>可能な限り低減対策を行い瓦礫類の線量率により、所定の瓦礫類一時保管エリアにコンテナ収納、野積みのいずれかで一時保管する。ハッチ開放作業、堆積物除去作業を含めた廃棄物の想定発生量は約1,100 m<sup>3</sup>であり、今回の撤去作業の廃棄物発生量については保管計画に反映済みである。

**指摘事項No. 7**

燃料デブリの取り出しから搬出までの取扱いフローを整理し、資料に示して説明すること。

**指摘事項No. 39**

燃料デブリをPCV内へ戻す方法を追記すること。また、戻した際のPCV内の堆積物への影響について説明すること。

**指摘事項No. 45**

これまでの回収試験から得られた1回あたりの最大回収量は約2.6g、その一方で被ばく線量の観点からGB内で取り扱う燃料デブリ量を1g程度としている点について、作業手順等に照らして両者の関係を整理し、評価に用いる値、実際に管理すべき値等を明確にし、それらを資料に示して説明すること。

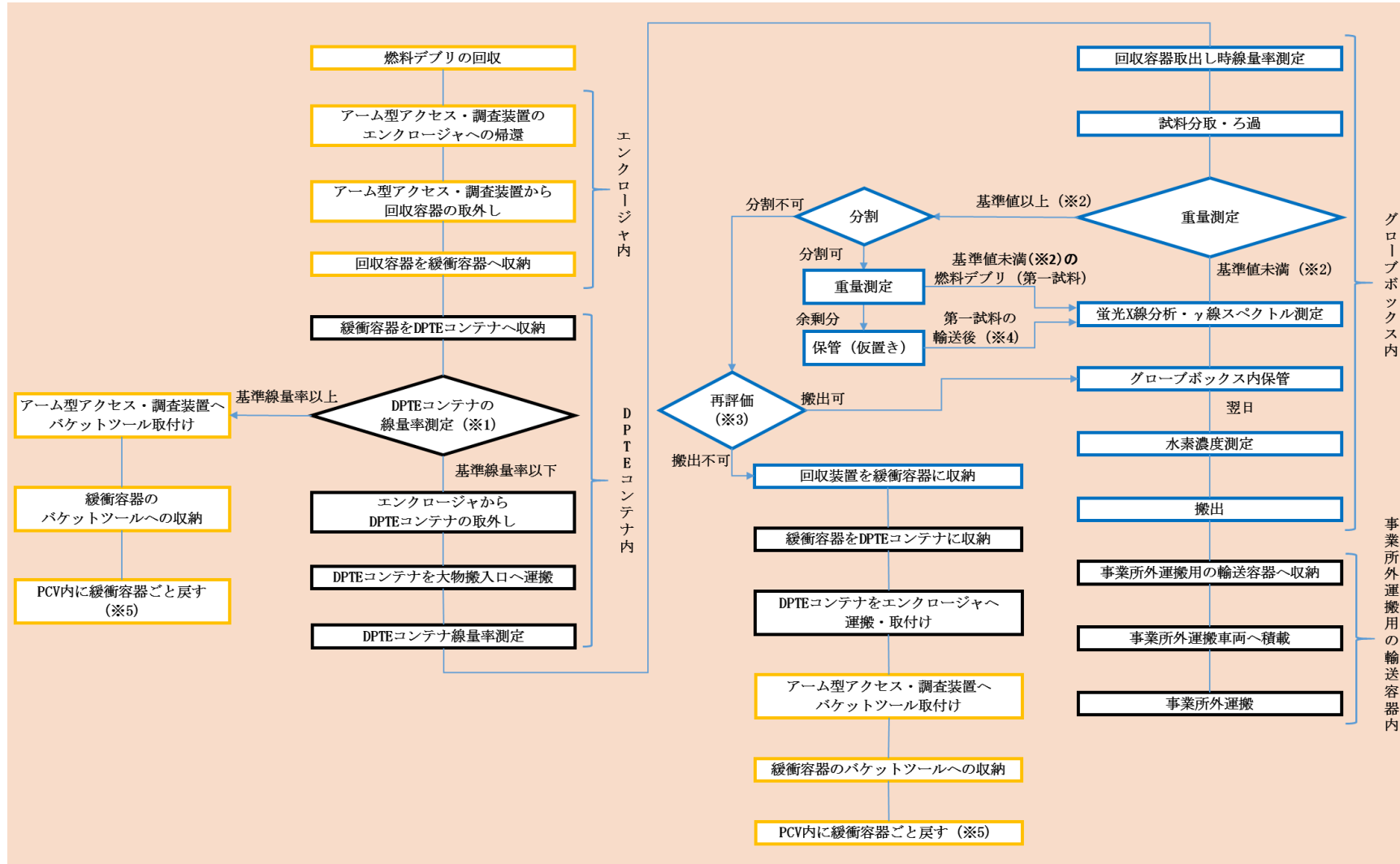
**指摘事項No. 55**

※3（分割を行い基準値未満とならない場合は各種測定を行い搬出を行う。）の説明文が分かりづらいため、考えを整理し記載すること。

**【回答】**

燃料デブリの取り出しから搬出までの取扱いフローを別紙に示す。

燃料デブリの回収から輸送までの一連の作業フロー



※1 エンクロージャから DPTE コンテナを取り外す際に線量率測定を行い、<sup>(45)</sup>基準線量率以下であることを確認する。

グローブボックス作業は個人の確認線量 12mSv/年を目標に管理する。その場合、線量計画面上は燃料デブリからの線量率は 24mSv/h までに対応可能であることから基準線量率を 24mSv/h と設定する。

(補足)基準線量率 24mSv/h について

現在の作業計画は1回の燃料デブリ回収量を1gと想定し、被ばく量を評価した。グローブボックス内手前20cm範囲を作業禁止エリアとすることから、平均燃焼度の燃料1gを回収した場合、20cmの距離で受ける線量は約6mSv/hであるため、グローブボックス作業時の燃料デブリからの線量率を6mSv/hと仮定し、想定被ばく量を試算した。作業者の総被ばく線量は、個人の確認線量12mSv/年を目標に管理する。その場合、線量計画面上は燃料デブリからの線量率は24mSv/hまでに対応可能であることから基準線量率を24mSv/hと設定する。

※2 事業所外運搬容器（構外輸送容器）に収納する燃料デブリが事業所外運搬可能な重量であることを確認する。

※3 <sup>(55)</sup>燃料デブリが塊状で事業所外運搬可能な量に分割することができない場合は、蛍光 X 線分析、 $\gamma$ 線スペクトル測定を行い、その分析結果をもって燃料デブリが事業所外運搬可能な量であるかの確認を行う。

(補足)事業所外運搬可能な量について

燃料デブリの事業所外運搬は A 型輸送容器（構外輸送容器）を使用し、A2 値以下かつ防護対象特定核燃料物質に該当しない量を輸送する計画である。

※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、蛍光 X 線分析、 $\gamma$ 線スペクトル測定を行う。

※5 <sup>(39)</sup>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。

### 指摘事項No. 8

今回の資料では、未臨界維持、閉じ込め、災害防止対策、電源の確保、耐震設計等に係る対応方針等の概要を記載しているが、今後の審査等に当たってはそれぞれの要求事項に対する適合方針やその具体的な内容について確認することから、先行事例の申請書やまとめ資料を参考にしつつ情報を追加して整理し、その内容を資料に示して説明すること。

### 指摘事項No. 58

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。

### 【回答】

追加すべき事項は以下の通り。

#### (1) 外部事象（自然事象）の設計上の考慮

まとめ資料に記載の地震、津波、豪雨、台風、竜巻以外の想定される自然現象に対する設計上の考慮は下記の通り。

##### a. 紫外線

DPTEコンテナ、グローブボックスは原子炉建屋内で使用することから紫外線による影響は受けない。

##### b. 高温

DPTEコンテナ、グローブボックスは原子炉建屋内で使用することから外気高温による影響は受けない。

##### c. 生物学的事象

グローブボックス設置場所は原子炉建屋内であるためには小動物の侵入の可能性は低いですが、対策として電路端部等に対してシール材を施工することで対策を行う。

##### d. 森林火災

発電所周辺からの大規模火災に対しては、発電設備・炉注水配管等の重要設備に火災の影響が及ぶことを確実に防ぐことを目的として、重要設備の周辺に必要な防火帯を確保している。DPTEコンテナやグローブボックスは、防火帯の内側の原子炉建屋内で使用するため大規模火災の影響はない。

e. 凍結

DPTEコンテナ，グローブボックスは原子炉建屋内で使用することから外気温低下の影響は小さいため，凍結の影響はない。

(2) 外部事象（人為事象）の設計上の考慮

まとめ資料に記載以外の想定される外部人為現象に対する設計上の考慮は下記の通り。

a. 漂流船舶の衝突，航空機落下

本特定原子力施設への航空機の落下確率は，これまでの事故実績等をもとに，民間航空機，自衛隊機及び米軍機を対象として評価した（原管発管21 第270号 実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の再評価結果について（平成21年10月30日））。その結果は約 $3.6 \times 10^{-8}$ 回/炉・年であり， $1.0 \times 10^{-7}$ 回/炉・年を下回る。したがって，航空機落下を考慮する必要はない。

また，最も距離の近い航路との離隔距離や周辺海域の流向を踏まえると，航路を通行する船舶の衝突により，特定原子力施設が安全機能を損なうことはない。

b. ダムの崩壊

ダムの崩壊により特定原子力施設に影響を及ぼすような河川は付近にはない。

c. 不正アクセス

不正アクセス行為（サイバーテロを含む）を未然に防止するため，試験的取り出し装置の監視・制御装置が，電気通信回線を通じて不正アクセス行為（サイバーテロを含む）を受けることがないように，外部からの不正アクセスを遮断する設計とする。

d. 電磁的障害

試験的取り出し設備やグローブボックスは電源からのノイズを対策するためアース線の設置を行う。

(3) 高インベントリ物質の保管容器の落下対策

燃料デブリを収納したDPTEコンテナはエンクローージャから大物搬入口1階までは台車を用いて運搬するため落下のリスクはなく，<sup>(59)</sup> 大物搬入口1階から2階へ運搬は電気チェーンブロックによる揚重作業を計画している。電気チェーンブロックの定格荷重2.8tに対してDPTEコンテナを収納した運搬容器の重量は20kg以下であり，揚重物重量全体でも100kg以下であるが，以下の落下防止対策を講じる。また，容器に緩衝材を使用することで落下影響を緩和し，大物搬入口1階床面には予め難燃シート養生を行



うことで、万一の落下により燃料デブリが散乱した場合でも難燃シートごと燃料デブリを回収する。

- DPTEコンテナを収納した運搬容器をメッシュパレットにバンドで固縛する。
- メッシュパレットを4点吊りする。
- 電気チェーンブロックは定期自主検査及び作業開始前の点検を行い、異常のないことを確認する。
- スリング、メッシュパレットの作業開始前の点検を行い、異常のないことを確認する。

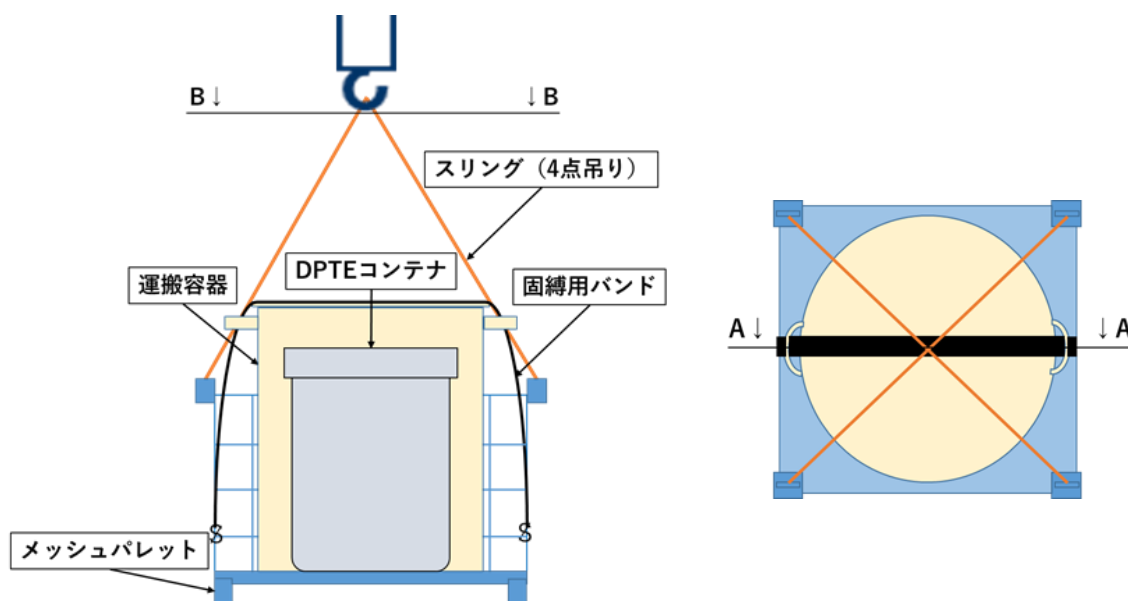


図1 (左図)DPTEコンテナ吊り上げイメージ(A-A断面)  
(右図)DPTEコンテナ吊り上げイメージ(B-B断面)

落下時に燃料デブリが漏えいした場合の公衆への放射線影響は約 $10\mu\text{Sv}$ (暫定値)である。評価条件は以下の通りである。

(59) <評価条件>

(1) 燃料デブリ量

保守的に1回で回収される燃料デブリ量は約3gとした。燃料デブリの核種は、電力中央研究所廃止措置ハンドブック<sup>\*1</sup>記載の55核種を想定した。

(2) ダスト飛散率

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<sup>※2</sup>」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。

(3) 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。

(4) 被ばく評価経路とその評価式

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a.～d.に示す。

- ・ 放射性雲中の核種からの $\gamma$ 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 $\gamma$ 線による外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく

a. 放射性雲中の核種からの $\gamma$ 線による外部被ばく

$$H_{\gamma} = K \cdot E_{\gamma} / 0.5 \cdot D/Q \cdot Q_R \cdot 1000$$

$H_{\gamma}$  : 放射性雲中の核種からの $\gamma$ 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)

$E_{\gamma}$  :  $\gamma$ 線の実効エネルギー[MeV] (※1)

$D/Q$  : 相対線量[Gy/Bq] (=6.6E-19)

$Q_R$  : 放射性核種の大気放出量[Bq] (表1参照)

b. 放射性雲中の核種の吸入摂取による内部被ばく

$$H_I = K_{in} \cdot R_I \cdot \chi / Q \cdot Q_R$$

$H_I$  : 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] (※1)

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

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

c. 地表沈着した核種からの $\gamma$ 線による外部被ばく

$$G_{ex} = K_{ex} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot Q_R \cdot T \cdot 1000$$

$G_{ex}$  : 地表沈着した核種からの $\gamma$ 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)

d. 地表沈着した核種の吸入摂取による内部被ばく

$$G_{in} = R_2 \cdot K_{in} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_R \cdot T$$

$G_{in}$  : 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)

表1. 放射性核種の大気放出量

No.	核種	放出量 (Bq)	No.	核種	放出量 (Bq)	No.	核種	放出量 (Bq)
1	H-3	8.0E+04	21	Ru-106	2.2E+05	41	U-234	3.1E+01
2	Be-10	7.3E-04	22	Ag-108m	1.5E-02	42	U-235	1.0E+00
3	C-14	3.0E-02	23	Cd-113m	6.1E+03	43	U-236	5.0E+01
4	S-35	0.0E+00	24	Sn-126	1.8E+02	44	U-238	4.5E+01
5	Cl-36	0.0E+00	25	Sb-125	1.7E+05	45	Np-237	7.5E+01
6	Ca-41	0.0E+00	26	Te-125m	6.4E+04	46	Pu-238	9.8E+05
7	Mn-54	0.0E+00	27	I-129	8.2E+00	47	Pu-239	4.6E+04
8	Fe-55	0.0E+00	28	Cs-134	2.3E+06	48	Pu-240	1.0E+05
9	Fe-59	0.0E+00	29	Cs-137	2.1E+07	49	Pu-241	1.6E+07
10	Co-58	0.0E+00	30	Ba-133	1.5E+01	50	Pu-242	7.0E+02
11	Co-60	0.0E+00	31	La-137	0.0E+00	51	Am-241	3.2E+05
12	Ni-59	0.0E+00	32	Ce-144	4.4E+04	52	Am-242m	1.5E+03
13	Ni-63	0.0E+00	33	Pm-147	2.2E+06	53	Am-243	9.3E+03
14	Zn-65	0.0E+00	34	Sm-151	5.1E+04	54	Cm-242	1.3E+03
15	Se-79	8.3E+00	35	Eu-152	2.3E+02	55	Cm-244	1.3E+06
16	Sr-90	1.3E+07	36	Eu-154	7.1E+05			
17	Zr-93	4.3E+02	37	Ho-166m	1.7E+00			
18	Nb-94	4.6E-02	38	Lu-176	0.0E+00			
19	Mo-93	0.0E+00	39	Ir-192m	0.0E+00			
20	Tc-99	3.1E+03	40	Pt-193	0.0E+00			

※1 (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

※2 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)
- ※3 IAEA-TECDOC-1162, Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency, August 2000

**指摘事項 No. 9**

特に設備の耐震クラス等にも関係するハザードの設定に関して、燃料デブリ回収試験としてモックアップにより最大回収量（取扱量）の確認を行っているが、実機条件に照らして、その試験条件等が最大回収量を想定する上で適切な内容となっているか改めて確認し、試験の詳細について資料に示して説明すること。

**指摘事項No. 44**

追加で実施している模擬燃料デブリによる回収試験について、実機相当として試験に使用している鉛球粒径の選定理由を資料に示して説明するとともに、当該試験の結果にあわせて評価を見直す点があればその内容も説明すること。

**【回答】**

(44)燃料デブリ回収試験の試験条件および実機を模擬した混粒の試験結果を追記することとし、まとめ資料別紙—1を次頁のように見直す。

回収装置の概要

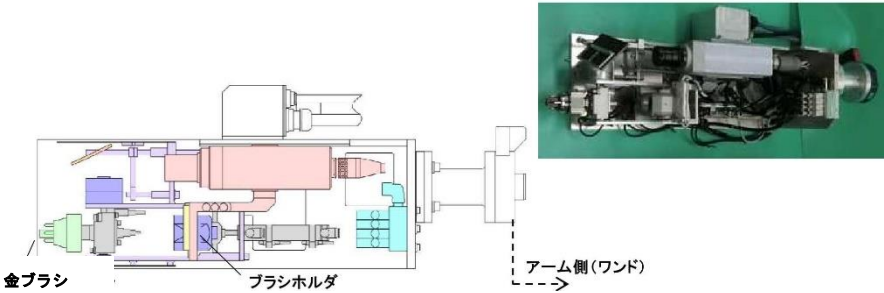
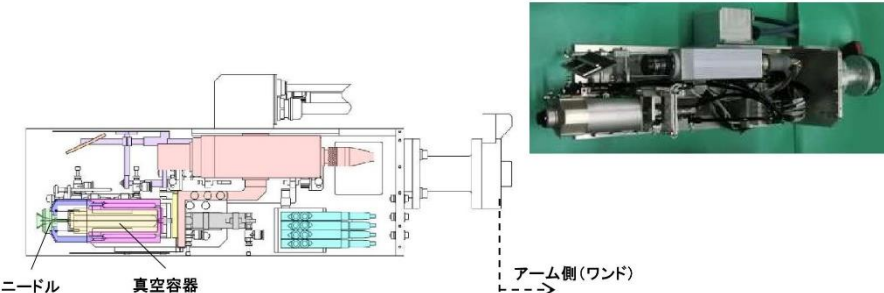
1. 装置概要

回収装置の仕様を表2. 1-1に示す。回収装置は、アーム型アクセス・調査装置の先端に取付け、遠隔操作にてPCV内の燃料デブリを回収する装置である。回収する量は数gとし、多量の燃料デブリを回収しないように設計されている。

金ブラシ方式は工具の先端に金属の線材を束ねブラシ状にしたものを取り付け、これを燃料デブリに押し当てることにより小石状・粒状の燃料デブリを絡めとり回収する方式である。

真空容器方式は採血等で用いられる真空容器で吸引する方式であり、先端にニードル（注射針）を取り付け、真空容器を押し込むことで採血の要領で水と粒状の燃料デブリを吸引する方式である。

表2. 1-1 回収装置の仕様

方式	概要
<p>金ブラシ方式</p> <p>粒状の燃料デブリ (φ2mm程度)を回収</p>	<p>先端の金ブラシにてPCV内の燃料デブリを回収する</p>  <p>金ブラシ      ブラシホルダ</p> <p>アーム側(ワンド)</p>
<p>真空容器方式</p> <p>水中の粒状の燃料デブリ (φ2mm以下)を水ごと回収</p>	<p>真空容器内にPCV内の燃料デブリを吸い込んで回収する</p>  <p>ニードル      真空容器</p> <p>アーム側(ワンド)</p>

注) 今後の検証作業により改造の可能性有

## 2. 燃料デブリ回収手順

### (1) 金ブラシ方式

- ・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させる。
- ・金ブラシを降下させ燃料デブリに金ブラシを押し付ける。
- ・金ブラシを引き上げた後、金ブラシを反転させる。
- ・ブラシホルダを降下させ、金ブラシを収納する。
- ・ブラシホルダを回収装置から切り離す。
- ・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る。

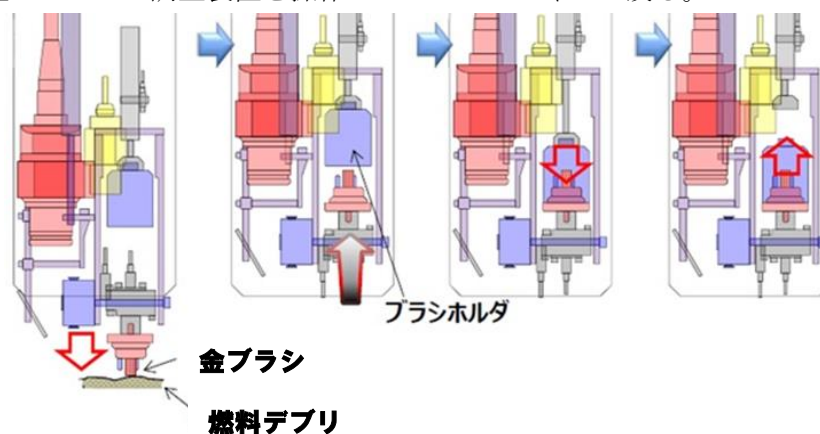


図2.1-1 金ブラシ方式の動作

燃料デブリ回収の際には装置に取り付けたカメラによりその位置を確認するとともに、金ブラシの動きを視認することで、作業者の誤操作を防止する。また、回収後はブラシホルダに金ブラシを格納することで、その後の操作時の燃料デブリの拡散を防止する。

## (2)真空容器方式

- ・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させる。
- ・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する。
- ・真空容器を引き込み、ニードルを切り離す。
- ・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る。

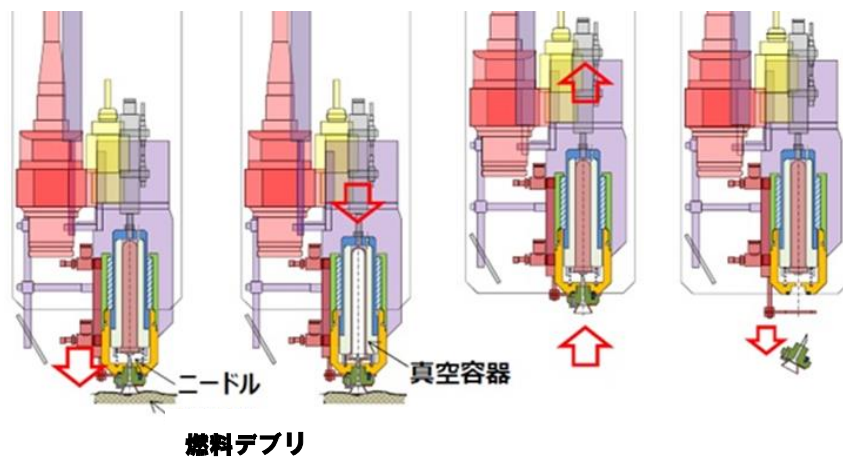


図2.1-2 真空容器方式の動作

燃料デブリ回収の際には金ブラシ方式同様，装置に取り付けたカメラによりその位置を確認するとともに，ニードルの動きを視認することで，作業者の誤操作を防止する。ニードルは使用後は切り離すことで，先端に付着している燃料デブリが予期せぬところに拡散しないようにする。



### 3. (44) 燃料デブリ回収試験

燃料デブリ回収量を確認するために鉛球を使用した模擬試験を実施した。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、以下の試験条件を設定した。

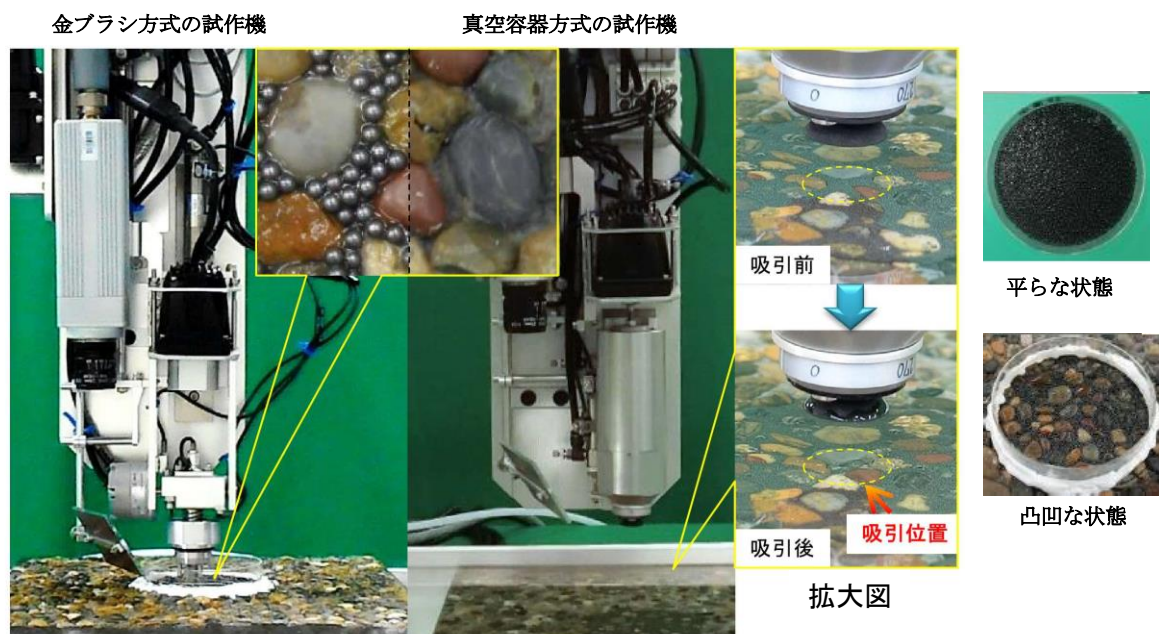
#### 【試験条件】

- ・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
- ・模擬燃料デブリは、砂粒状の燃料デブリの回収を想定し比重がUO2に近く入手性が良い鉛玉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
- ・それぞれの単一粒径の場合と全てが混ざった場合にて試験を実施



2号機ベデスタル底部の状況  
(2018年PCV内部調査)

試験結果を図2.1-3に示す。回収量は最大でも約2.6gとなることを確認した。



(※) 写真中の窪み(深さ2.6mm)に鉛玉を充填した場合の採取量

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

図 2.1-3 燃料デブリ回収試験結果

#### 4. 環境条件への考慮

回収装置を使用するPCV内の圧力は0～5.5kPa、降雨状態であり、過去のPCV内部調査結果より線量率は最大100Gy/hと想定している。回収装置は取り出し作業ごとに交換し、取り出し作業は4時間/回を想定していることから、400Gy以上の耐放射線性を有し、PCV内の圧力、降雨状態で使用可能な機器から選定する。

**指摘事項 No. 15**

グローブボックス作業の作業体制を示すこと。

**指摘事項 No. 31**

グローブボックス作業に係る体制や想定被ばく量について、一班5人体制として各人一回あたりの被ばく線量を算出しているが、試験的取り出し回数を勘案した場合には相当量の被ばく線量となることから、線量限度や管理目標値等との関係を含めて放射線管理の考え方を改めて整理して資料に示して説明すること。

**【回答】**

下記表に直接作業者の体制案を示す。1班5人体制で作業を行う。

(31) 作業者の総被ばく線量は、個人の確認線量12mSv/年を目標に管理する。また、グローブボックス作業者は他の廃炉作業では低線量作業に従事することで線量の平準化を図る。

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	補助作業 者A	補助作業 者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				○ (0.08mSv)		
元素分析	元素分析	約11分			○ (1.10mSv) ※1	○ (0.03mSv) ※1	
γ線スペクトル 測定	γ線スペクトル測定						
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回当たりの各作業者の想定被ばく量			2.4mSv	2.3mSv	2.9mSv	2.3mSv	2.1mSv

※1 作業者はグローブボックス内作業を行うのに対して、補助作業者はグローブボックスから離れた位置で作業を行うことから作業準備、元素分析、γ線スペクトル測定、片付けにおいて想定被ばく線量は作業者より小さい。

※2 それぞれの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。

**指摘事項No. 16**

耐震クラスの設定、被ばく計算での燃料デブリの想定量を示すこと。

**指摘事項No. 43**

グローブボックス（以下「GB」という。）の耐震クラスの設定において、その安全機能が喪失した場合における公衆への放射線影響評価、また、GB作業等に伴う敷地境界線量評価について、評価条件や評価式等の具体について資料に示して説明すること。

**指摘事項No. 45**

これまでの回収試験から得られた1回あたりの最大回収量は約2.6g、その一方で被ばく線量の観点からGB内で取り扱う燃料デブリ量を1g程度としている点について、作業手順等に照らして両者の関係を整理し、評価に用いる値、実際に管理すべき値等を明確にし、それらを資料に示して説明すること。

**【回答】**

耐震クラスの設定に関しては、まとめ資料本文の記載を以下のように見直します。

## a. 設計上の考慮のうち自然現象への考慮

## (b) グローブボックス

グローブボックスは2022年11月16日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえて、その安全機能が喪失した場合における公衆への放射線影響を確認することで耐震クラスを評価し、耐震性を確認している。

被ばく評価においては、グローブボックス内に燃料由来の燃料デブリが15g存在する状態で評価を行った。その結果は約2 $\mu$ Sv(暫定値)で、公衆への放射線影響が50 $\mu$ Sv以下となることを確認していることから、耐震クラスはCクラスとなる。評価条件等は以下に示すとおりである。

グローブボックスは津波、豪雨、台風、竜巻の影響を受けにくい、原子炉建屋内に設置する。

(43) <評価条件>(1) 燃料デブリ量

実際には、回収される燃料デブリ量は約3g/回であり、これを最大4回行うため、全回収量は約12gとなる。基本的に、回収した燃料デブリは都度、分析のため事業所外に運搬する計画であり、GB内に滞留することはないと想定しているが、評価では、GB内に全て滞留するとし、丸めて15g(すべて燃料)とした。燃料デブリの核種は、電力中央研究所廃止措置ハンドブック\*<sup>1</sup>記載の55核種を想定した。

(2) ダスト飛散率

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15g(密度:10.7g/cm<sup>3</sup>)が2m落下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<sup>※2</sup>」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、0.006%に設定した。

(3) 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(GB, 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。

(4) 被ばく評価経路とその評価式

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

a. 放射性雲中の核種からのγ線による外部被ばく

$$H_{\gamma} = K \cdot E_{\gamma} / 0.5 \cdot D/Q \cdot Q_R \cdot 1000$$

$H_{\gamma}$  : 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)

$E_{\gamma}$  : γ線の実効エネルギー[MeV] (※1)

$D/Q$  : 相対線量[Gy/Bq] (=6.6E-19)

$Q_R$  : 放射性核種の大気放出量[Bq] (表1参照)

b. 放射性雲中の核種の吸入摂取による内部被ばく

$$H_I = K_{in} \cdot R_I \cdot \chi / Q \cdot Q_R$$

$H_I$  : 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] (※1)

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

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

c. 地表沈着した核種からのγ線による外部被ばく

$$G_{ex} = K_{ex} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot Q_R \cdot T \cdot 1000$$

$G_{ex}$  : 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] (=7×24×3600)

d. 地表沈着した核種の吸入摂取による内部被ばく

$$G_{in} = R_2 \cdot K_{in} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_R \cdot T$$

$G_{in}$  : 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)

表1. 放射性核種の大気放出量

No.	核種	放射能量 (Bq)
1	H-3	1.6E+04
2	Be-10	1.5E-04
3	C-14	5.9E-03
4	S-35	0.0E+00
5	Cl-36	0.0E+00
6	Ca-41	0.0E+00
7	Mn-54	0.0E+00
8	Fe-55	0.0E+00
9	Fe-59	0.0E+00
10	Co-58	0.0E+00
11	Co-60	0.0E+00
12	Ni-59	0.0E+00
13	Ni-63	0.0E+00
14	Zn-65	0.0E+00
15	Se-79	1.7E+00
16	Sr-90	2.7E+06
17	Zr-93	8.6E+01
18	Nb-94	9.2E-03
19	Mo-93	0.0E+00
20	Tc-99	6.2E+02

No.	核種	放射能量 (Bq)
21	Ru-106	4.4E+04
22	Ag-108m	2.9E-03
23	Cd-113m	1.2E+03
24	Sn-126	3.7E+01
25	Sb-125	3.4E+04
26	Te-125m	1.3E+04
27	I-129	1.6E+00
28	Cs-134	4.7E+05
29	Cs-137	4.2E+06
30	Ba-133	3.0E+00
31	La-137	0.0E+00
32	Ce-144	8.7E+03
33	Pm-147	4.5E+05
34	Sm-151	1.0E+04
35	Eu-152	4.6E+01
36	Eu-154	1.4E+05
37	Ho-166m	3.4E-01
38	Lu-176	0.0E+00
39	Ir-192m	0.0E+00
40	Pt-193	0.0E+00

No.	核種	放射能量 (Bq)
41	U-234	6.2E+00
42	U-235	2.1E-01
43	U-236	9.9E+00
44	U-238	9.1E+00
45	Np-237	1.5E+01
46	Pu-238	2.0E+05
47	Pu-239	9.1E+03
48	Pu-240	2.1E+04
49	Pu-241	3.1E+06
50	Pu-242	1.4E+02
51	Am-241	6.3E+04
52	Am-242m	3.1E+02
53	Am-243	1.9E+03
54	Cm-242	2.6E+02
55	Cm-244	2.6E+05

グローブボックス作業における被ばく計算での燃料デブリの想定量に関しては、まとめ資料別紙—4の記載を以下のように見直します。

### 3. 作業時の想定被ばく線量と被ばく低減

各作業における想定被ばく線量と被ばく低減対策を表2.4-1に示す。

被ばく線量の想定にあたっては以下の条件で算出している。

(45)燃料デブリを収納したDPTEコンテナをエンクロージャから取り外す際には線量測定を行う。作業者の過剰被ばくを防止するために、作業者の被ばくが想定総被ばく量を大きく超過しないように、基準線量率を設定し、基準線量率を超えるものについては燃料デブリをPCV内に戻す対応を行う。

燃料デブリを数g回収する計画であるが、グローブボックス作業における想定被ばく量を評価するにあたり、燃料デブリの回収量は約1gと想定している。模擬燃料デブリ回収試験(指摘事項No. 9)では最大回収量は約2.6gであるが、回収作業は複数回実施することから回収量は平均化され、実際にグローブボックス内で取り扱う量は試験の平均値を丸めて約1gになると想定した。そのため、後続作業の計画を合理化するために、グローブボックス内で取り扱う量は1gと想定している。平均燃焼度1gの燃料デブリの線量率は20cmで約6mSv/hであり、グローブボックス内手前20cm範囲を作業禁止エリアとすることから、グローブボックス作業時の燃料デブリからの線量率を6mSv/hと仮定し、想定被ばく量を評価した。また、作業時間は検証試験の実績より保守的に想定している

作業者の総被ばく線量は、個人の確認線量12mSv/年を目標に管理する。その場合、線量計画上は燃料デブリからの線量率は24mSv/hまでは対応可能であることから基準線量率を24mSv/hと設定し、超過する場合には個人の年間線量を考慮して作業可否を判断する。

なお、耐震クラスの設定等の安全評価に用いる燃料デブリの重量は、模擬燃料デブリ回収試験の最大回収量約2.6gを基に保守的に回収量を3g/回とし、さらに回収した燃料デブリがグローブボックスに全て滞留するとし、丸めて15gとすることで、実際にグローブボックス内で取り扱う量が、評価に用いる値を上回ることがないように設定した。

※1 (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

※2 (43)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)



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

**指摘事項 No. 21**

ダスト管理エリアの管理方法を示すこと。

**指摘事項 No. 25**

新設するグローブボックス（以下「GB」という。）及びその周辺に設置するダスト管理エリアについて、GB内での燃料デブリ等の取扱において想定される放射性物質を含む気体の発生量の評価に加えて、GBやダスト管理エリアからの排気（排出）先や排風機容量（風量）設定の妥当性等、負圧管理の考え方を整理し資料に示して説明すること。

**指摘事項 No. 26**

ダスト管理エリアへの放射性物質の漏えいについて、漏えい防止に係る具体的な対策に加えて、万一漏えいした場合の回収方法や漏えい物の処理方法等の詳細について資料に示して説明すること。

**指摘事項 No. 41**

グリーンハウスの仕様に骨組み材料についても追記すること。

**指摘事項 No. 43**

グローブボックス（以下「GB」という。）の耐震クラスの設定において、その安全機能が喪失した場合における公衆への放射線影響評価、また、GB作業等に伴う敷地境界線量評価について、評価条件や評価式等の具体について資料に示して説明すること。

**指摘事項 No. 46**

核燃料物質を含む燃料デブリをGB内で取り扱うことを鑑み、当該GB及びその周辺に設置するダスト管理エリア等における負圧管理について、使用施設等の規制基準（例：常時負圧や段階的負圧管理等）への適合に対する方針・考え方を整理した上で資料に示して説明すること。

**【回答】**

原子炉建屋内は重汚染区域（Rゾーン）であるが、<sup>(46)</sup>グローブボックスを設置する箇所には $\alpha$ 汚染は検出限界値未満のため、グローブボックス内で燃料デブリを取り扱うこととする。また、 $\alpha$ 核種を含む放射性物質が万一、漏えいした際の汚染拡大防止のために、グローブボックス周辺に難燃性ビニール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する。

グローブボックスの安全機能である閉じ込め機能について、使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への対応方針は以下の表の通りである。

## 使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則

第二条 使用施設等は、放射性物質を限定された区域に適切に閉じ込めることができるものでなければならない。

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	グローブボックスでの対応方針
<p><u>第2条（閉じ込めの機能）</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p><u>・放射性物質はグローブボックスに保持する。なお、グローブボックス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、グローブボックス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。</u></p>
<p><u>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。</u></p>	<p>二</p>
<p><u>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。</u></p>	<p><u>・本条文における系統、機器に該当するものではないが、気密設備であるグローブボックスについては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。</u></p>
<p><u>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。</u></p>	<p><u>・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、グローブボックス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。</u></p>
<p><u>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。</u></p>	<p><u>・本条文における系統、機器に該当するものではないが、気密設備であるグローブボックスについてはグローブボックス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グローブボックスを隔離し、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。</u></p>

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	グローブボックスでの対応方針
<p><u>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。</u></p>	<p><u>・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グローブボックス内を負圧にする。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グローブボックス内に仮置きする。</u></p>
<p><u>(五 フードに関する記載のため省略)</u></p>	<p><u>二</u></p>
<p><u>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。</u></p>	<p><u>二</u></p>
<p><u>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。</u></p>	<p><u>・グローブボックス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。</u></p>
<p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p><u>・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グローブボックス内を負圧にする。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グローブボックス内に仮置きする。</u></p> <p><u>・作業中はグローブボックス内を負圧にする。グローブボックス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。</u></p>

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	グローブボックスでの対応方針
<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>	<p>・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。</p>
<p>③ (六ふっ化ウランに関する記載のため省略)</p>	<p>二</p>
<p>3 (貯蔵施設に関する記載のため省略)</p>	<p>二</p>
<p>4 (廃棄施設に関する記載のため省略)</p>	<p>二</p>
<p>5 (保管廃棄施設に関する記載のため省略)</p>	<p>二</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>	<p>・試験的取り出しグローブボックスにおいては、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。</p> <p>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。</p> <p>火災はグローブボックス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。爆発についてもグローブボックス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。</p> <p>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。</p>

ダスト管理エリアの構成イメージを図1に、各構成品の仕様を下記に示す。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する。

(25)ダスト管理エリアの容積は約 150m<sup>3</sup>であり、局所排風機の風量は1台当たり 25m<sup>3</sup>/min

以上である。そのため2台使用することで、ダスト管理エリア内の換気回数は約20回/hとなる。「高放射性物質取扱施設設計マニュアル<sup>※1</sup>」では建屋のうち作業者が一時的に立入る区域の換気回数は4~10回/h程度とされていることから、今回使用する局所排風機の風量は十分である。

グローブボックスの排気ラインはダスト管理エリアの外に布設する。グローブボックス内は $\alpha$ 核種を含む可能性がある放射性物質を非密封状態で扱っており、作業安全の観点からダスト管理エリア内の汚染を避けるために、排気気体はHEPAフィルタを通してダスト管理エリア外へ排気する。

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、放射性ダスト監視を行う。

(25)なお、グローブボックス内での燃料デブリの取扱において想定される放射性物質を含む気体の発生量について、以下に示す条件で被ばく影響を概算したところ、敷地境界線量は約0.002 $\mu$ Sv未満(暫定値)と極めて小さい。

(43) <評価条件>

(1) 対象作業

作業時間が長く保有する燃料デブリ量が多い状態となる「グローブボックス内での作業」を対象とした。

(2) 燃料デブリ量

指摘事項No.3の回答に示すように、被ばく評価上は、取り扱う燃料デブリを15gとし、全て燃料成分とした。<sup>(43)</sup>燃料デブリの核種は、電力中央研究所廃止措置ハンドブック<sup>※2</sup>記載の55核種を想定した。

(3) ダスト飛散率

湿った燃料デブリかつ加工を行わないグローブボックス内通常作業で、ダストが飛散する状況は考え難いが、ここでは、「DOE HANDBOOK<sup>※3</sup>」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、0.006%に設定した。評価においては、燃料15g(密度:10.7g/cm<sup>3</sup>)が、2m落下を仮定した。

(4) ダスト放出シナリオとその低減効果

グローブボックス内で発生したダストは瞬時にグローブボックスから排気され環境へ放出されるシナリオとした。放出時に見込まれるダストの低減効果としては、グローブボックスからの排気の際に、HEPAフィルタのダスト捕集効率(DF=1000)のみを考慮した。

(5) 被ばく評価経路<sup>(43)</sup>とその評価式

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a.～d.に示す。

- ・ 放射性雲中の核種からの $\gamma$ 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 $\gamma$ 線による外部被ばく，吸入摂取による内部被ばく

a. (43)放射性雲中の核種からの $\gamma$ 線による外部被ばく

$$H_{\gamma} = K \cdot E_{\gamma} / 0.5 \cdot D/Q \cdot Q_R \cdot 1000$$

$H_{\gamma}$  : 放射性雲中の核種からの $\gamma$ 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)

$E_{\gamma}$  :  $\gamma$ 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] (表1参照)

b. 放射性雲中の核種の吸入摂取による内部被ばく

$$H_I = K_{in} \cdot R_I \cdot \chi / Q \cdot Q_R$$

$H_I$  : 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)

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

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

c. 地表沈着した核種からの $\gamma$ 線による外部被ばく

$$G_{ex} = K_{ex} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot Q_R \cdot T \cdot 1000$$

$G_{ex}$  : 地表沈着した核種からの $\gamma$ 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>)] (※4)

$V$  : 沈降速度[m/s] (=0.01)

$f$  : 残存割合[-] (=1)

$T$  : 被ばく時間[s] (=365×24×3600)

d. 地表沈着した核種の吸入摂取による内部被ばく

$$G_{in} = R_2 \cdot K_{in} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_R \cdot T$$

$G_{in}$  : 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)

表1. 放射性核種の大気放出量

No.	核種	放出量 (Bq)
1	H-3	1.6E+01
2	Be-10	1.5E-07
3	C-14	5.9E-06
4	S-35	0.0E+00
5	Cl-36	0.0E+00
6	Ca-41	0.0E+00
7	Mn-54	0.0E+00
8	Fe-55	0.0E+00
9	Fe-59	0.0E+00
10	Co-58	0.0E+00
11	Co-60	0.0E+00
12	Ni-59	0.0E+00
13	Ni-63	0.0E+00
14	Zn-65	0.0E+00
15	Se-79	1.7E-03
16	Sr-90	2.7E+03
17	Zr-93	8.6E-02
18	Nb-94	9.2E-06
19	Mo-93	0.0E+00
20	Tc-99	6.2E-01

No.	核種	放出量 (Bq)
21	Ru-106	4.4E+01
22	Ag-108m	2.9E-06
23	Cd-113m	1.2E+00
24	Sn-126	3.7E-02
25	Sb-125	3.4E+01
26	Te-125m	1.3E+01
27	I-129	1.6E-03
28	Cs-134	4.7E+02
29	Cs-137	4.2E+03
30	Ba-133	3.0E-03
31	La-137	0.0E+00
32	Ce-144	8.7E+00
33	Pm-147	4.5E+02
34	Sm-151	1.0E+01
35	Eu-152	4.6E-02
36	Eu-154	1.4E+02
37	Ho-166m	3.4E-04
38	Lu-176	0.0E+00
39	Ir-192m	0.0E+00
40	Pt-193	0.0E+00

No.	核種	放出量 (Bq)
41	U-234	6.2E-03
42	U-235	2.1E-04
43	U-236	9.9E-03
44	U-238	9.1E-03
45	Np-237	1.5E-02
46	Pu-238	2.0E+02
47	Pu-239	9.1E+00
48	Pu-240	2.1E+01
49	Pu-241	3.1E+03
50	Pu-242	1.4E-01
51	Am-241	6.3E+01
52	Am-242m	3.1E-01
53	Am-243	1.9E+00
54	Cm-242	2.6E-01
55	Cm-244	2.6E+02



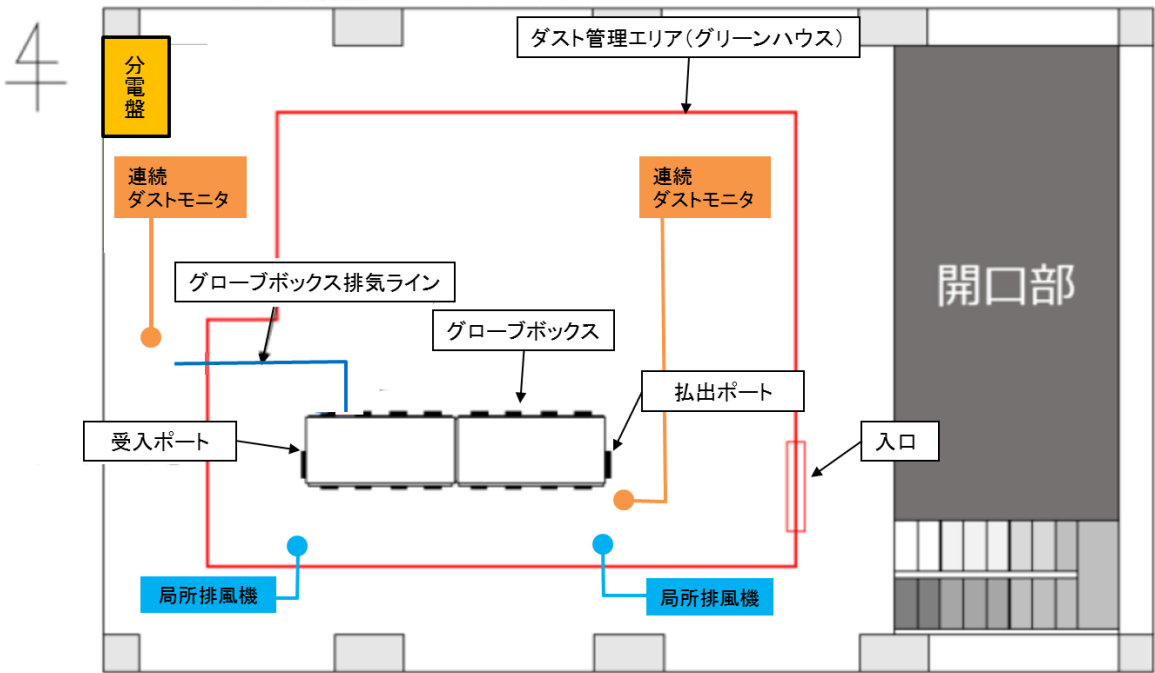


図 1. ダスト管理エリア構成イメージ ●, ○ : 吸い込み口

#### ダスト管理エリア (グリーンハウス)

項目	仕様
寸法	約 6.0×約 8.5×約 2.9m, 厚さ : 約 0.3mm
材質	グリーンハウス : 難燃性ビニール, (41)骨組み : 単管パイプ

#### 局所排風機

項目	仕様
風量	25m <sup>3</sup> /min 以上
フィルタ	プレフィルタ, HEPA フィルタ

#### 連続ダストモニタ

項目	仕様
測定対象	α線, β線

(26) グローブボックスから放射性物質が漏えいした場合はダスト管理エリア内に設置した連続ダストモニタによって、漏えいを検知することができる。漏えいを検知した場合は燃料デブリをグローブボックス内に仮置きし、作業者はダスト管理エリアから退域することで作業者の身体汚染防止を図る。また退域時は除染、汚染検査を実施し汚染拡大防止を図る。

その後、漏えい箇所特定のため作業者はRゾーン装備（全面マスク、カバーオール、アノラック上下）でダスト管理エリアに入域し、漏えい箇所を特定、補修の対応を行う。汚染が確認された場合には濡れウエスによるふき取り除染を行う。

- ※1 高放射性物質取扱施設設計マニュアル 1985年 日本原子力学会
- ※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 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)
- ※4 IAEA-TECDOC-1162, Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency, August 2000

### 指摘事項No33

試験的取り出しは堆積物の未臨界状態に影響を与えないとしている点に関して調査装置の落下、堆積物に含まれる核燃料物質の分布の偏り等も考慮した条件下での影響の有無についても資料に示して説明すること。

### 指摘事項No51

原子炉格納容器内の未臨界状態への影響評価について、ワンド部落下エネルギーによる状態変化に加えて、燃料デブリの偏在や組成等に関する考察等を踏まえて整理し、資料に示して説明すること。

### 【回答】

アーム型アクセス・調査装置はキャリッジ部がエンクロージャ内のレール上を移動することでアーム型アクセス・調査装置のブーム、ワンド部がPCV内にアクセスすることからアーム型アクセス・調査装置の全体がPCV内に落下する可能性はない。アーム型アクセス・調査装置のワンド部分はペDESTAL内のプラットホーム内にアクセスし、引っかかる等の異常時にはワンド部を切り離し、アーム型アクセス・調査装置を回収し、X-6ペネ接続構造に搭載している隔離弁を閉止することでバウンダリを確保する。

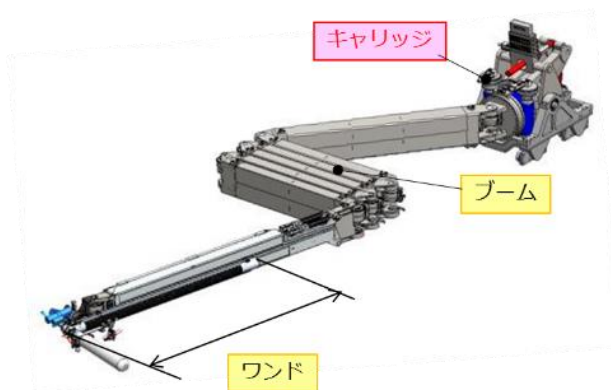
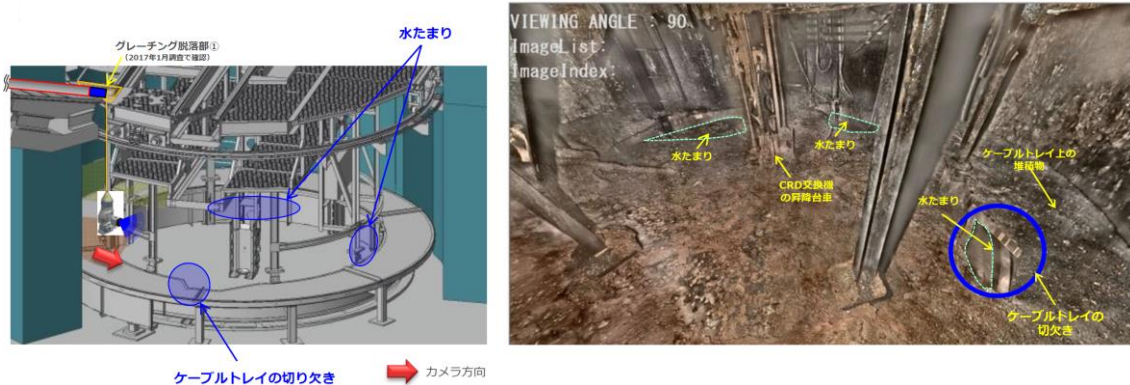


図1 アーム型アクセス・調査装置の概略図

ワンド部（質量約50kg）落下による臨界影響について、ワンドの堆積、落下衝撃による形状変化を検討した。

ワンド部の主な組成は鉄であり、ペDESTAL底部の堆積物の上に覆う形で堆積しても、未臨界状態への影響は小さい。

落下に伴う衝撃に対しては、これまでの原子炉格納容器内部調査において、堆積物が広い範囲で同程度の高さに分布していることを確認しており、落下箇所近傍の堆積物が雪崩のように崩れ、形状変化が生じる可能性は小さい。また、落下に伴う衝撃により、堆積物が粉々になることで、水領域と堆積物が混在するような形状となることを想定しても、その影響範囲は小さいことから、未臨界状態への影響は小さい。



2018年の原子炉格納容器内部調査で確認した堆積状態

(落下に伴う衝撃の影響)

堆積物の壊れやすさについては不確かな部分が多く、ここでは堆積物が鉄相当の硬さ、セメント系断熱材相当の硬さの場合に、(51) ワンド部落下により堆積物が粒径1cmに粉々にされた場合の未臨界状態への影響について示す。

落下物の運動エネルギーが全て破碎に消費されると仮定した場合、破碎される堆積物の範囲は、鉄相当の硬さで約 163cm<sup>3</sup> (一辺約 5.5cm の立方体相当)、セメント系断熱材相当の硬さで約 1633cm<sup>3</sup> (一辺約 11.8cm の立方体相当) の範囲である。

堆積物中の核燃料物質の分布の偏りを考慮して、堆積物が臨界評価上厳しい条件 (実効増倍率( $k_{eff}$ )0.95 付近、ウラン濃縮度 4wt% (未照射の集合体平均濃縮度約 3.8wt%を包含する濃縮度) かつ臨界量が最小となるような U235 と水の比) にあると仮定した場合に、セメント系断熱材相当の硬さの場合に破碎される堆積物の範囲 (約 1633cm<sup>3</sup>) を超える 3375 cm<sup>3</sup> (一辺約 15cm の立方体相当) が粉々になった場合の実効増倍率( $k_{eff}$ )の変化は約 0.07% $\Delta k$  であり、ワンド部落下による堆積物の未臨界状態への影響は小さい。

落下物の運動エネルギー： mgh

落下物質量 m： 50kg

落下物高さ h： 3m (CRD 開口部高さ付近)

重力加速度 g： 9.8m/s<sup>2</sup>

破壊に必要なエネルギー： k

鉄： 3~10 J/cm<sup>2</sup> (壊れやすい 3J/cm<sup>2</sup> で評価)

セメント系断熱材： 0.3 J/cm<sup>2</sup>

落下物の運動エネルギーにより生成される粒径 1cm の球の数

$$: n = mgh/k / (4\pi r^2) \times 2$$

※一回の破断エネルギー分で，2個生成されることから，2を乗じている。

$$\text{球の数に対する体積} : V = n \times 4/3 \pi r^3$$

上記の計算式より，落下物により破砕される体積は、

鋳鉄相当の硬さで約  $V=163\text{cm}^3$  (一辺約 5.5cm の立方体相当)

セメント系断熱材相当の硬さで約  $V=1633\text{cm}^3$  (一辺約 11.8cm の立方体相当)

となる。

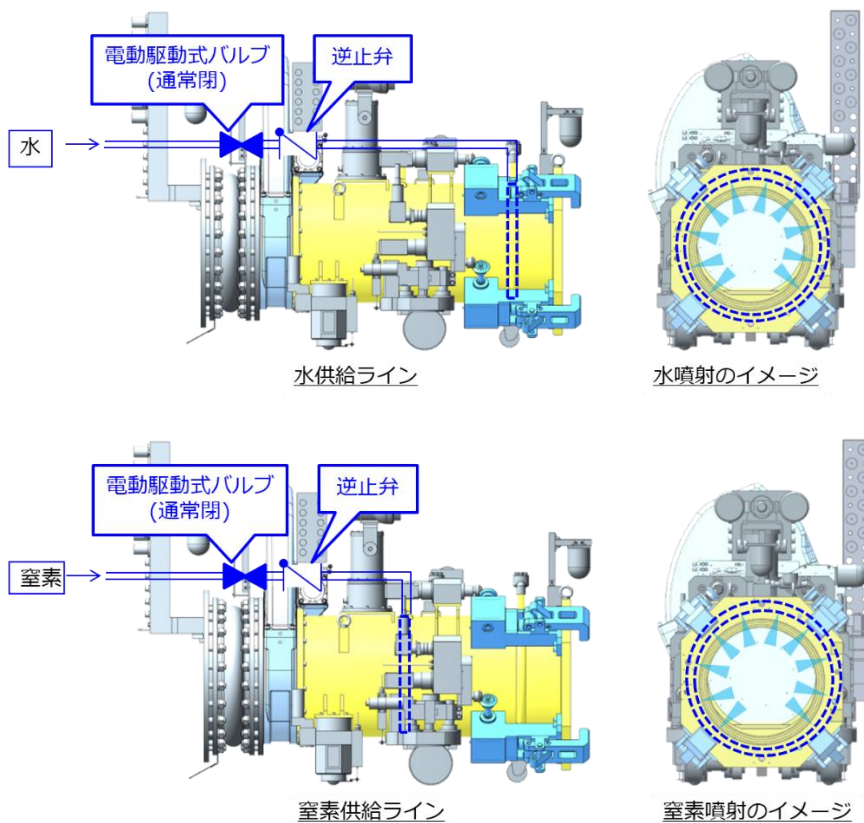
### 指摘事項No. 34

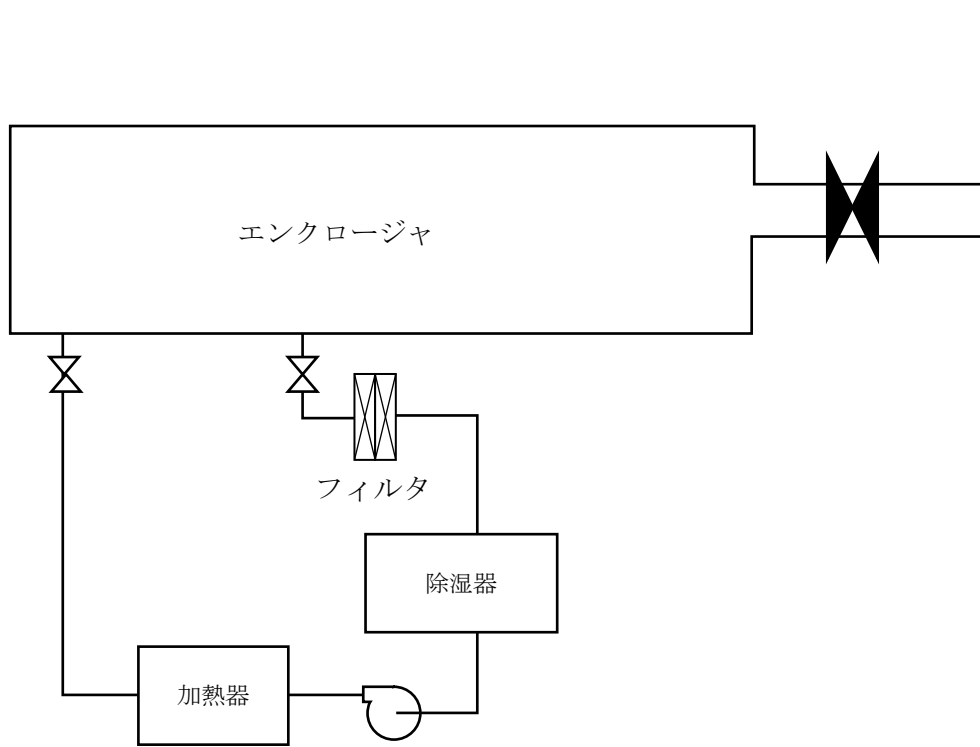
[No. 2への更問] 試験的取り出し作業にもなってアームに付着した水の扱いについて対策を説明すること。

#### 【回答】

PCV内でロボットアームに付着した水は、ロボットアーム格納時にX-6ペネ接続構造内で水噴射により洗浄し、窒素噴射にて付着水を吹き飛ばすことにより、エンクロージャ内への持ち込みを抑える。エンクロージャ内に持ち込んだ付着水は、隔離弁を閉じた後に、エンクロージャに接続された除湿系統を運転することにより、乾燥を行う。

なお、エンクロージャ、ロボットアームはステンレス製であり、腐食に強い材料である。そのため、除湿系統の運転ができない場合においても、ロボットアームへの影響は小さいと考えている。





除湿系統概略図

**指摘事項No. 35**

[No. 2への更問]エンクロージャ内に引き込まれたアームの汚染がDPTEコンテナや緩衝容器に付着しすることで試料の線量率に影響がないか説明すること。

**【回答】**

PCV内でロボットアームに付着した汚染や水は、ロボットアーム格納時にX-6ペネ接続構造内で水噴射により洗浄し、窒素噴射にて付着水を吹き飛ばすことにより、エンクロージャ内への持ち込みを抑える。そのため、ロボットアームに付着した汚染や水により、エンクロージャ内への汚染は低く、エンクロージャからの燃料デブリ搬出時の線量率測定に与える影響は小さいと考えている。

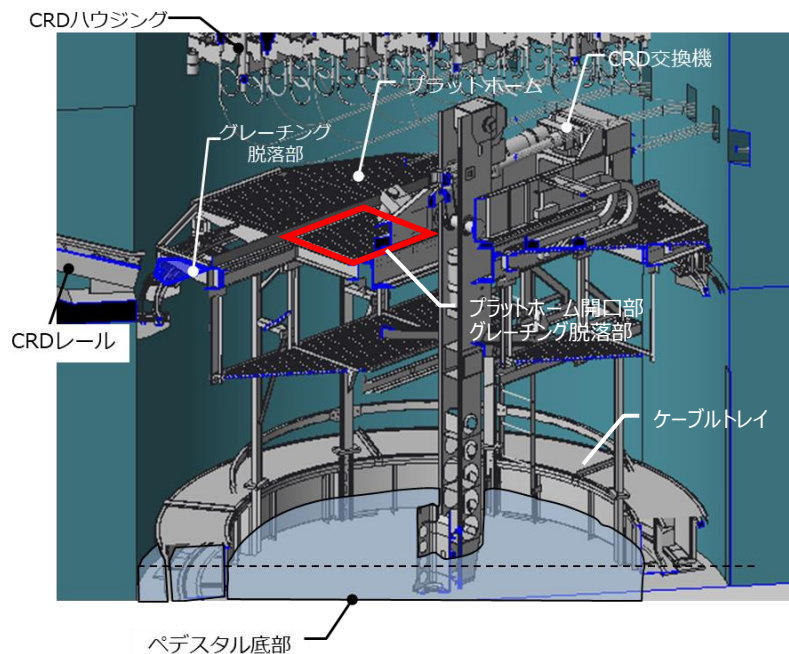
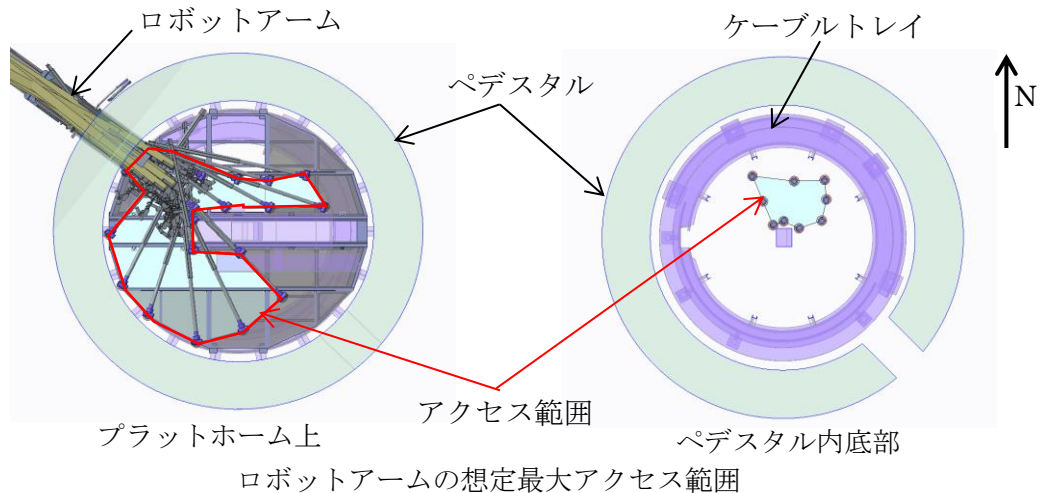


### 指摘事項No. 40

燃料デブリを回収する範囲や場所について示すこと。

#### 【回答】

燃料デブリの回収箇所はペDESTAL内底部堆積物、プラットフォーム上堆積物を検討している。ロボットアームのカメラ映像による目視確認を行い、砂粒状の燃料デブリが存在することを確認した箇所から燃料デブリの回収を行う計画である。ロボットアームに搭載した回収装置の想定最大アクセス範囲については、以下の図の通りである。



(参考) ペDESTAL内 CRD プラットホーム構造

### 指摘事項No. 50

試験的取り出し作業におけるアーム型アクセス・調査装置のワンド部落下による影響評価を実施している点について、ワンド部以外のブームリンク部やキャリッジ部は落下しないとする理由を資料に示して説明すること。

#### 【回答】

試験的取り出し作業時のアームの状態を図1に示す。

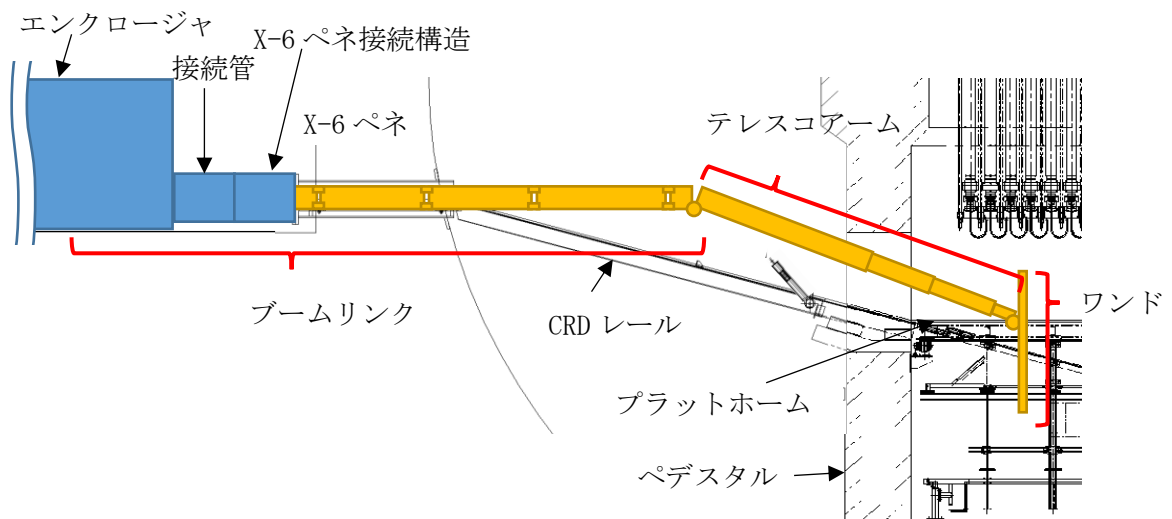


図1 試験的取り出し作業時のアームの状態

取り出し作業時は、テレスコアームの一部とワンドがペDESTAL内に進入する形となる。ペDESTAL内の動きとしてはテレスコアームの先端に取りついているワンドの動きが主となり、取り出し作業を実施する。

アーム関節部の構造を図2に示す。関節部の構造はそれぞれ異なるため単純に比較できないが、各関節部の最弱部を断面積で比較すると、ワンドの取付け部が最も小さく、他の部分と比較すると1/2.5程度であり、最初に破損するのはワンドの取付け部と評価できる。

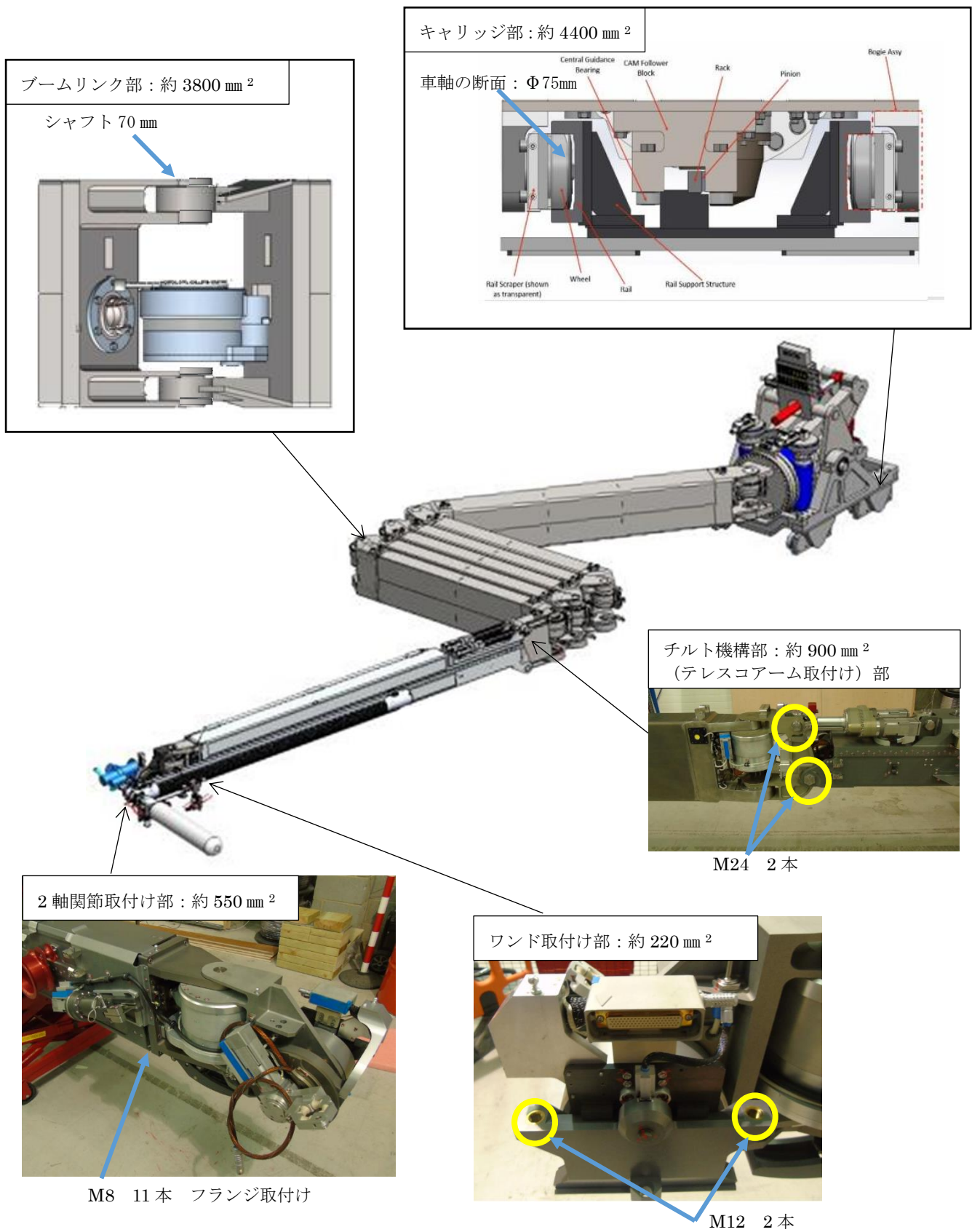


図2 アームの関節部

**指摘事項No. 56**

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。

第13回技術会合での指摘事項について以下の通り回答する。

**【回答】**

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ため、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。したがって、取り出し量に関する臨界評価を未照射のU-235で代表することは保守側であり、妥当である。

**指摘事項 No. 57**

建屋内運搬の被ばく評価を示すこと。

**【回答】**

建屋内運搬は(1)燃料デブリを収納したDPTEコンテナをエンクロージャから大物搬入口まで運搬する作業，(2)燃料デブリを収納したDPTEコンテナを大物搬入口1階からグローブボックス設置場所まで運搬する作業，(3)グローブボックスから払出後の構外輸送容器への運搬及び収納作業である。

運搬する燃料デブリからの線量率が20cm距離で6mSv/hであると仮定した場合，各運搬作業における作業人数及び最大被ばく線量は以下の通り想定している。引き続き，机上検討，モックアップ試験を行い，更なる被ばく低減を図る。

- (1) 燃料デブリを収納したDPTEコンテナをエンクロージャから大物搬入口まで運搬する作業は，交代しながら4人で行う。最も被ばく線量が高い作業者は燃料デブリを収納したDPTEコンテナをエンクロージャから大物搬入口へ運搬する作業であり，その想定被ばく線量は1.2mSvである。
- (2) 燃料デブリを収納したDPTEコンテナを大物搬入口1階からグローブボックス設置場所まで運搬する作業は5人で行う。最も被ばく線量が高い作業者は燃料デブリを収納したDPTEコンテナをグローブボックス設置場所まで運搬する際の玉掛作業者であり，その想定被ばく線量は0.6mSvである。
- (3) グローブボックスから払出後の構外輸送容器への運搬及び収納作業は6人で行う。最も被ばく線量が高い作業者はグローブボックスから払出後の構外輸送容器までの運搬を行う作業であり，その想定被ばく線量は0.6mSvである。

表 建屋内運搬時の想定被ばく線量

	作業人数	最大被ばく線量	作業内容
(1)	4人	1.2mSv	取外したDPTEコンテナを大物搬入口まで運搬
(2)	5人	0.6mSv	DPTEコンテナをグローブボックス設置場所まで運搬する際の玉掛作業
(3)	6人	0.6mSv	グローブボックスから払出を行った燃料デブリを構外輸送容器まで運搬

福島第一原子力発電所  
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  
して求める措置を講ずべき事項について等へ  
の適合性について  
(2号機のPCV内部調査及び試験的取り出し  
作業のうち試験的取り出し)

令和5年7月  
東京電力ホールディングス株式会社

本資料においては、福島第一原子力発電所の2号機のPCV内部調査及び試験的取り出し作業のうち試験的取り出しに関連する「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」（平成24年11月7日原子力規制委員会決定。以下「措置を講ずべき事項」という。）等への適合方針を説明する。

# 目 次

## 1 章 特定原子力施設の全体工程及びリスク評価

### 1.1 特定原子力施設における主なリスクと

今後のリスク低減対策への適合性.....1.1-4

## 2 章 燃料デブリの取り出し・廃炉

### 2.1 燃料デブリの取り出し・廃炉のために

措置を講ずべき事項.....2.1-15



# 1 章 特定原子力施設の全体工程及び リスク評価

## 1.1 特定原子力施設における主なリスクと 今後のリスク低減対策への適合性

措置を講ずべき事項

#### I. リスク評価について講ずべき措置

1号炉から4号炉については廃炉に向けたプロセス、燃料デブリの取出し・保管を含む廃止措置の完了までの全体工程、5号炉及び6号炉については冷温停止の維持・継続の全体工程をそれぞれ明確にし、各工程・段階の評価を実施し、特定原子力施設全体のリスク低減及び最適化を図ること、特定原子力施設全体及び各設備のリスク評価を行うに当たっては、敷地外への広域的な環境影響を含めた評価を行い、リスクの低減及び最適化が敷地内外の安全を図る上で十分なものであること。

##### 1.1 措置を講ずべき事項への適合方針

1号炉から4号炉については廃炉に向けたプロセス、燃料デブリの取出し・保管を含む廃止措置の完了までの全体工程、5号炉及び6号炉については冷温停止の維持・継続の全体工程をそれぞれ明確にし、各工程・段階の評価を実施し、特定原子力施設全体のリスク低減及び最適化を図る。

特定原子力施設全体及び各設備のリスク評価を行うに当たっては、敷地外への広域的な環境影響を含めた評価を行い、リスクの低減及び最適化が敷地内外の安全を図る上で十分なものであるようにする。

##### 1.2 対応方針

福島第一原子力発電所内に存在している様々なリスクに対し、最新の「東京電力福島第一原子力発電所 中期的リスクの低減目標マップ（以下「リスクマップ」という。）」に沿って、リスク低減対策に取り組んでいく。プラントの安定状態に向けた更なる取組、発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止に向けた取組、ならびに使用済燃料プールからの燃料取り出し等の各項目に対し、代表される様々なリスクが存在している。各項目に対するリスク低減のために実施を計画している対策については、リスク低減対策の適切性確認の視点を基本とした確認を行い、期待されるリスクの低減ならびに安全性、被ばく及び環境影響等の観点から、その有効性や実施の要否、時期等を十分に検討し、最適化を図るとともに、必要に応じて本実施計画に反映する。

東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ(固形状の放射性物質以外の主要な目標)

分野 (年度)	液状の放射性物質	使用済燃料	外部事象等への対応	廃炉作業を進める上で 重要なもの
2023	1/3号機PCV水位計の設置・S/C水位を低下 <b>原子炉建屋内滞留水の半減・処理</b>	2号機原子炉建屋 オベフロ遮へい・ダスト抑制 キャスク仮保管設備の増設着手	陸側遮水壁内のフェーシング範囲 50%へ拡大 【当面の雨水対策】 <b>格納容器内部の閉じ込め機能維持方針 策定(水素対策含む)</b>	多核種除去設備等処理水の 海洋放出開始 <b>2号機燃料デブリ試験的取り出し ・格納容器内部調査・性状把握</b>
	タンク内未処理水(Dエリア)の処理開始 高性能容器(HIC)内スラリー移替作業		日本海溝津波防溜堤(T.P.約13~16m)設置 1~3号機原子炉建屋の遠隔による健全 性確認手法の確立・建屋内調査開始	
2024	滞留水中のα核種除去開始	1号機原子炉建屋カバー設置	<b>建物構築物の健全性評価手法の確立</b>	2号機燃料デブリの「段階的な 取り出し規模の拡大」に対する安全対策
2025		6号機燃料取り出し完了/ 5号機燃料取り出し開始		1/2号機排気筒下部の高線量SGTS配管 等の撤去・周辺の汚染状況調査
今後の 更なる 目標	タンク内未処理水(H2エリア)の処理開始 <b>プロセス主建屋等ドライアップ</b>	乾式貯蔵キャスク増設エリア拡張 1/2号機燃料取り出し	地下水対策 (建屋外壁の止水等)	燃料デブリ分析施設設置(分析第2棟) 取り出した燃料デブリの安定な状態での保管
2026 ~ 2034	地下貯水槽の撤去 ドライアップ完了建屋の残存スラッジ等の処理 原子炉建屋内滞留水の全量処理 <b>【実現すべき姿】</b> タンク残量を含む液状の放射性物質 の全量処理	全号機使用済燃料プール からの燃料取り出し <b>【実現すべき姿】</b> 全ての使用済燃料の乾式保管	<b>【実現すべき姿】</b> 建屋構築物等の劣化や損傷状況に応じ た対策を講じる	<b>【実現すべき姿】</b> ・多核種除去設備等処理水の計画的 な海洋放出の実施 ・燃料デブリの安定な状態での保管

周辺の地域や海域等への影響を特  
に留意すべきリスクへの対策  
 留意すべきであるが比較的外部へ  
の影響が小さいリスクへの対策

※原子力規制委員会 東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ  
(2023年3月版)より抜粋

※本件に該当する箇所は青枠(□)にて表記する。

## 2章 燃料デブリの取り出し・廃炉

## 2.1 燃料デブリの取出し・廃炉のために 措置を講ずべき事項

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、(1)確実に臨界未満に維持し、(2)原子炉格納容器の止水などの対策を講じた上で、(3)安全に取り出し、飛散を防止し、適切に遮蔽、(4)冷却及び貯蔵すること。

○(5)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、(6)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。

### 2.1 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。原子炉格納容器（以下、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へい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、DPTC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

燃料デブリの試験的取り出しについて講ずべき適切な措置は(1)～(4)にて整理する。

(6) 災害の防止について

福島第一原子力発電所（以下、1F）構内の作業において、環境・作業時の装備の影響を考慮した熱中症災害防止対策を講じる。

(7) その他

「Ⅱ 設計、設備について措置を講ずべき事項」のうち、試験的取り出しにおいて適合する必要がある項目を以下に示す。

a. 電源の確保について

試験的取り出しで使用する装置のうち、安全機能として閉じ込め機能を有する装置は必要な電源を受電可能とする。

b. 電源喪失について

試験的取り出しの作業は全交流電源喪失時において原子炉圧力容器（以下、RPV）及びPCV内への冷却機能に影響を与えない。

c. 放射性固体廃棄物の処理、保管及び管理について

試験的取り出し終了後、撤去する装置は瓦礫類として1F構内に一時保管する。当該瓦礫類は廃棄物発生量の計画には反映済みであり必要な保管容量は確保されている。

d. 放射性気体廃棄物の処理及び管理について

試験的取り出し時のPCV内における気体廃棄物は既設の原子炉格納容器ガス管理設備において処理を行い、放出される放射性物質の低減を図る。

試験的取り出しで使用する装置から気体を排気する際は、HEPAフィルタを設置した排気系統より排気し、放出される放射性物質の低減を図る。

e. 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等について

試験的取り出しではPCV内で燃料デブリの加工を行わず、放射性ダストの発生量が極めて少ないため、敷地周辺に対して放射性被ばくのリスクを与えるものではない。

f. 作業員の被ばく線量の管理等について

燃料デブリの回収作業はアーム型・アクセス調査装置及び双腕マニピュレータを使用した遠隔作業とすることで被ばく低減を図る。

回収した燃料デブリに接近し作業を行う際は、事前の線量測定により作業可能



な線量率であることを確認し、モックアップ及び事前準備により作業時間を短縮することで被ばく低減を図る。

試験的取り出し作業では放射性物質の汚染拡大防止を行う。

g. 緊急時対策について

緊急時は特定原子力施設内にいるすべての人に対し緊急放送等により避難指示を実施する。

h. 設計上の考慮のうち準拠規格及び基準について

(a) DPTEコンテナ

DPTEコンテナは日本産業規格（以下、JIS）に準拠した漏えい確認試験を実施する。

(b) グローブボックス

グローブボックスの漏えい率はJISに準拠する。

i. 設計上の考慮のうち自然現象について

(a) 地震

閉じ込め機能を有する装置は2022年11月16日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ、閉じ込め機能が喪失した場合における公衆への放射線影響より耐震クラスを設定する。

(b) 地震以外の想定される自然現象（津波、豪雨、台風、竜巻等）

閉じ込め機能を有する装置は津波、豪雨、台風、竜巻の影響を受けない原子炉建屋内に設置する。

j. 設計上の考慮のうち外部人為事象について

閉じ込め機能を有する装置は原子炉建屋内で使用することで外部人為事象に対する安全性を確保する。

k. 設計上の考慮のうち火災について

試験的取り出しの作業において火気作業は実施しない方針とし、実用上可能な限り不燃性又は難燃性の材料を使用する。また、火災検知及び消火を目的として監視カメラ、消火器を設置する。

l. 設計上の考慮のうち環境条件について

閉じ込め機能を有する装置は使用場所である原子炉建屋内の放射線に関する環境条件を考慮し、閉じ込め機能の維持可能な装置を使用する。

- m. 設計上の考慮のうち運転員操作について  
運転員（作業員）の誤操作を防止するために、適切な操作方法、状態監視及び機器配置により安全機能の維持を行う。
  
- n. 設計上の信頼性について
  - (a) DPTEコンテナ  
DPTEコンテナはJISに準拠した漏えい確認試験記録を確認することで、閉じ込め機能の信頼性を確保する。
  - (b) グローブボックス  
グローブボックスの漏えい率はJISに準拠した設計とすることで、閉じ込め機能の信頼性を確保する。
  
- o. 設計上の検査可能性について
  - (a) DPTEコンテナ  
DPTEコンテナは出荷時の漏えい確認試験記録を確認する。
  - (b) グローブボックス  
グローブボックスは現地据え付け時に漏えい確認試験を行う。

## 2.2 対応方針

燃料デブリを安全に取り扱うため試験的取り出しで使用する設備及び各作業の手順においては、以下を適切に考慮したものとする。

### (1) 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している。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<sup>\*1</sup>）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、別紙-1 に示す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。

なお、2019年のPCVペデスタル底部堆積物接触調査時において、原子炉格納容器ガス管理設備ダストモニタ、ガス放射線モニタの指示値に優位な変化がなかったことを確認している。

※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

(2) 原子炉格納容器の止水への考慮

2.1(2)に記載の通り、試験的取り出し時にPCVの止水は不要である。

(3) 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。取り出し作業に関する準備作業から搬出作業までの一連の作業内容を別紙-2に示す。

資機材搬出入時にエンクロージャのポートを開ける場合は、DPTEコンテナを取り付け、事前にエンクロージャ内を負圧化することで放射性物質の飛散防止を図る。具体的な取り出し作業の流れと漏えい確認のポイントについては、別紙-2に示す。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。

回収した燃料デブリの重量測定や線量測定はグローブボックス内で作業を行う。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計量、測定を行い構外の分析施設に輸送する。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」に準拠して設計され、負圧化することで放射性物質の飛散防止を図る。グローブボックスは内部の圧力が大気圧に近づいた場合、警報を発することで閉じ込め機能の監視を行う。

(4) 冷却及び貯蔵への考慮

試験的取り出しでPCVから回収する燃料デブリは少量であり、その発熱量もわずかであることから冷却は行わない。

別紙-2に示すように試験的取り出しの作業ステップの中でグローブボックス内に設置した金庫内に分析のための仮置きを行うが、回収した燃料デブリは構外分析施設へ輸送するため、グローブボックス内に貯蔵は行わない。

- (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への考慮
- 燃料デブリの試験的取り出しについて講ずべき適切な措置は(1)～(4)で整理している。
- (6) 災害の防止への考慮
- 試験的取り出し作業では原子炉建屋内で全面マスク、アノラックを着用して作業を行うことで熱中症リスクが増加するため、福島第一原子力発電所共通の熱中症対策として、以下の5つの対策を実施する。
- a. 作業前の体調確認  
チェックシートを用いて、体調確認を実施する。
  - b. 気温が低い時間帯での作業  
夏季は14～17時の屋外作業は原則実施せず、早朝もしくは夕方に作業を実施する。
  - c. クールベスト着用  
体温を下げるため、クールベストを着用する。
  - d. 未経験者の識別  
過去の熱中症発生が1F構内にて夏場作業の経験がない事例が多いことから、未経験者を識別し、体調管理について特に注意を払う。
  - e. アノラック着用の短時間化  
Rゾーン入域直前（チェンジングプレイス）にアノラック着用することで、着用時間を短時間にする。
- (7) その他
- a. 電源の確保への考慮  
DPTE コンテナはコンテナ蓋の開閉に電源を必要としないため、非常用電源は考慮しない。  
グローブボックスは所内共通電源から受電する。電源の喪失時においても手動の弁操作により閉じ込め機能を維持できる設計であることから非常用電源は考慮しない。
  - b. 電源喪失への考慮  
2.1(7)b.に記載の通り、試験的取り出しの作業は全交流電源喪失時においてRPV及びPCV内への冷却機能に影響を与えるものではない。

c. 放射性固体廃棄物の処理，保管及び管理への考慮

試験的取り出し終了後，使用した各装置はPCV バウンダリを構成する隔離弁である接続構造及びステージ内隔離部屋，ハッチ隔離部屋を除き撤去する。撤去作業においてはPCV バウンダリが維持されるように漏えい確認を行う。使用した各装置に対しては汚染が拡大しないように適切な養生を行い，搬出する。撤去作業の詳細を別紙-3に示す。また，グローブボックスについても試験的取り出し終了後に撤去する。

各装置は撤去後，瓦礫類として1F構内に一時保管する。撤去対象となる装置について表2-1に示す。撤去対象となる装置は保管計画には反映済である。

表 2-1 試験的取り出しで設置した装置

装置名	容積[m <sup>3</sup> ]	個数
エンクロージャ <sup>※2</sup>	39	1
接続管 <sup>※2</sup>	5	1
スプレー治具	0.2	1
グローブボックス	16	1
合計	61	

※2 エンクロージャ，接続管の容積については2021年1月14日福島第一原子力発電所2号機原子炉格納容器内部詳細調査補足説明資料より

d. 放射性気体廃棄物の処理及び管理への考慮

試験的取り出し作業で気体廃棄物を発生させるのは，PCV内，エンクロージャ，グローブボックスにおける作業であり，それぞれで以下の処理を実施することで放出される放射性物質の低減を図る。

(a) PCV内作業

試験的取り出し時のPCV内における気体廃棄物は既設の原子炉格納容器ガス管理設備において処理を行う。

(b) エンクロージャ作業

エンクロージャから気体を排気する際は，HEPAフィルタを設置した排気系統より原子炉建屋内に排気する。排気時には連続ダストモニタを設置し，排気エリアの放射性ダスト濃度を監視する。

(c) グローブボックス作業

グローブボックス内からの排気はHEPAフィルタを通じて原子炉建屋内へ排気する。グローブボックス作業時は排気口付近に連続ダストモニタを設け放射性ダスト濃度を監視する。

e. 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等への考慮

認可済みのアクセスルート構築作業時の影響評価（実施計画V添付資料-7別添-9）は $8.0 \times 10^{-4}$ mSvである。試験的取り出し作業は別紙-1に記載した装置を使用し、燃料デブリの加工は行わないことから、ダスト発生量はアクセスルート構築作業時と比べて極めて小さく、敷地周辺に対してアクセスルート構築作業時を超える放射性被ばくのリスクを与えるものではない。

なお、2019年のPCVペDESTAL底部堆積物接触調査時において、PCVガス管理設備ダストモニタ、ガス放射線モニタの指示値に有意な変動がなかったことを確認している。

f. 作業員の被ばく線量の管理等への考慮

(a) エンクロージャ周りの作業

X-6ペネ周辺の環境線量率を図2-1に示す。燃料デブリの回収作業はアーム型アクセス・調査装置を、エンクロージャ内での回収装置の取り扱い等は双腕のマニピュレータを使用した遠隔作業とする。

エンクロージャから燃料デブリを搬出する際はDPTEポートを使用し、遠隔作業で燃料デブリを回収した回収容器を緩衝容器に収納し、緩衝容器をDPTEコンテナに移す。DPTEコンテナの表面線量を測定し、後段の作業が可能な線量率であることを確認した後、作業員がアクセスする。

作業員はモックアップ及び事前準備により作業時間を短縮することで被ばく低減を図る。

エンクロージャ周辺の作業エリアはダストモニタホース、連続ダストモニタを設置し、汚染拡大防止を目的とした放射性ダスト監視を実施する。モニタリング箇所は図2-2に示す。なお、作業に当たっては養生や局所排風機を設置し、汚染拡大防止を考慮しつつ作業する。

作業員は原子炉建屋内ではRゾーン装備（全面マスク、カバーオール、アノラック上下）にて作業する。Rゾーンから退域時のアノラック脱衣については、脱衣前に除染・汚染検査を実施し、着脱補助員が脱衣助勢することで、身体汚染防止を図る。

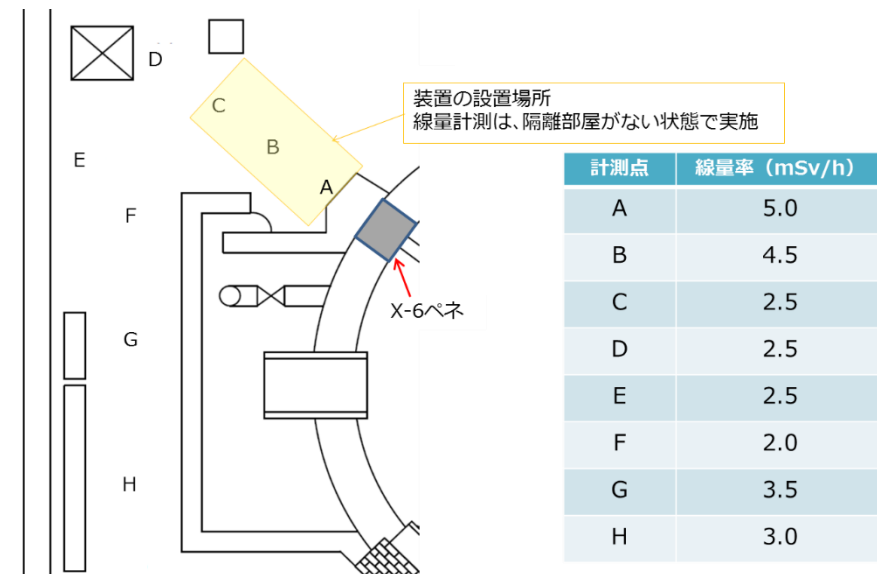


図 2-1 X-6 ペネ周辺の環境線量率 (2021 年 11 月計測)

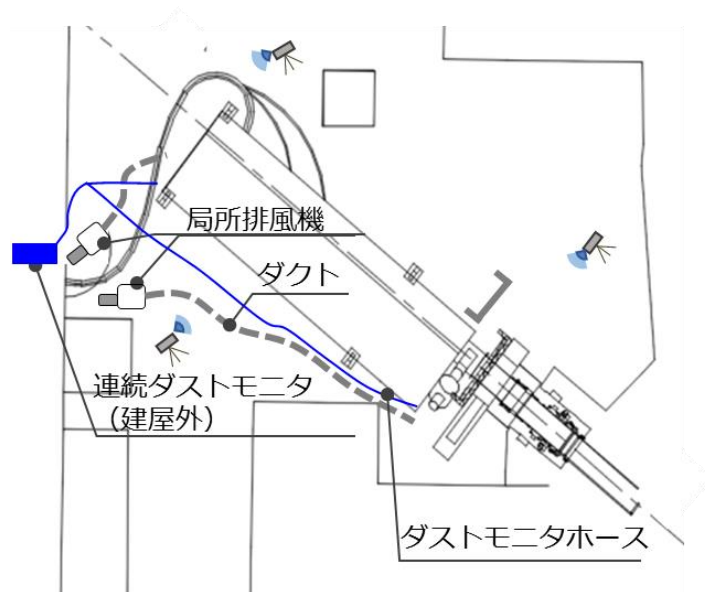


図 2-2 エンクロージャ周辺の作業エリアのモニタリング (イメージ)

(b) グローブボックス作業

グローブボックスでの各作業の詳細及び被ばく線量管理への考慮 (事前の線量測定及びモックアップ, 事前準備) は別紙-4 に示す。

グローブボックスは 2 号機原子炉建屋大物搬入口の 2 階に設置する。大物搬入口 2 階の環境線量率を図 2-3 に示す。グローブボックス周辺はダスト管理エリアとして設定する。ダスト管理エリアはグローブボックスから漏えいがあった場合

の汚染拡大防止を目的として設定する。

大物搬入口 2 階の作業監視について図 2-4 に示す。グローブボックス作業時には、グローブボックス内は常に負圧が維持されている。ダスト管理エリア内には連続ダストモニタを設置し、汚染拡大防止を目的とした放射性ダスト監視を実施する。また、床面養生や局所排風機を設置し汚染拡大防止を考慮する。

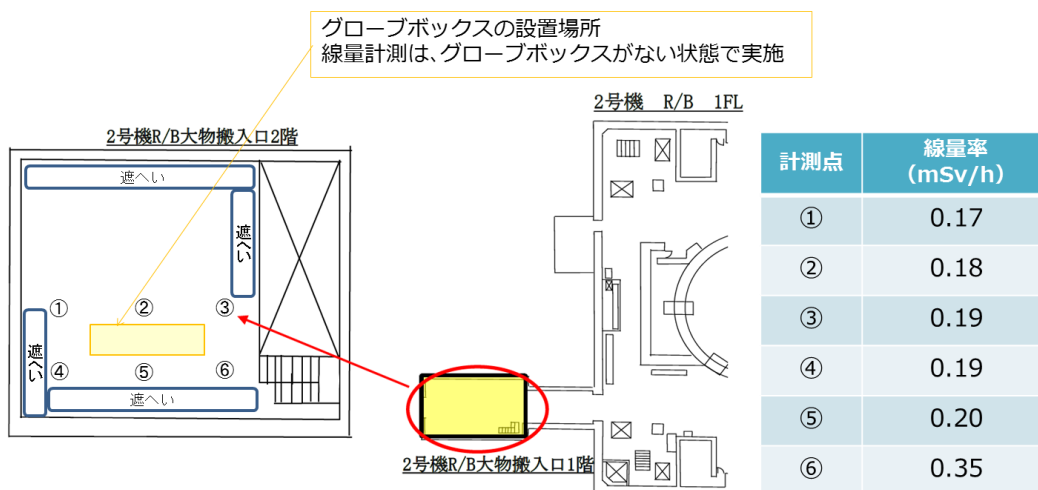


図 2-3 大物搬入口 2 階の環境線量率 (2021 年 12 月計測)

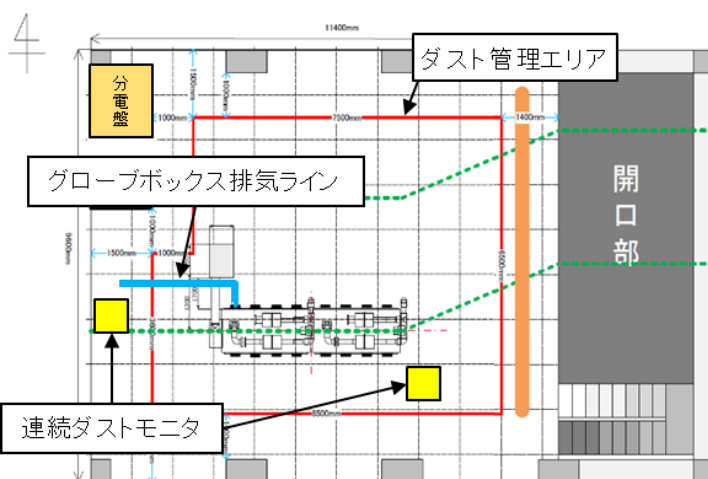


図 2-4 大物搬入口 2 階のモニタリング (イメージ)



g. 緊急時対策への考慮

緊急時の避難指示は緊急放送により周知するが、緊急放送が聞こえるエリアにある原子炉建屋外の現場指揮所の作業員から、緊急放送が聞こえないエリアである原子炉建屋内の作業員に対して、作業のために設置した仮設通信設備により避難を指示する。

h. 設計上の考慮のうち準拠規格及び基準への考慮

(a) DPTEコンテナ

DPTEコンテナは「JIS Z 2332 圧力変化による漏れ試験方法」に準拠した漏えい確認試験を行い、著しい漏えいがないことで閉じ込め機能を有することを確認している。

(b) グローブボックス

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」に準拠することで閉じ込め機能を確保する。

i. 設計上の考慮のうち自然現象への考慮

(a) DPTEコンテナ

DPTEコンテナで扱う燃料デブリは数gであり、閉じ込め機能が喪失したとしても公衆への放射線影響は限定的であるが、地震時に転倒が生じないように考慮して作業する。

DPTEコンテナは津波、豪雨、台風、竜巻の影響を受けにくい、原子炉建屋内で使用する。

(b) グローブボックス

グローブボックスは2022年11月16日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえて、その安全機能が喪失した場合における公衆への放射線影響を確認することで耐震クラスを評価し、耐震性を確認している。

グローブボックスは津波、豪雨、台風、竜巻の影響を受けにくい、原子炉建屋内に設置する。

j. 設計上の考慮のうち外部人為事象への考慮

閉じ込め機能を有する装置であるDPTEコンテナ及びグローブボックスは原子炉建屋内で使用する。原子炉建屋は物的障壁を持つ防護された区域内であり、接近管理、入退域管理を行うことで、第三者の不法な接近等に対して防御する。

k. 設計上の考慮のうち火災防止への考慮

試験的取り出しの作業において火気作業はないが、火災発生の防止及び影響軽

減のために実用上可能な限り不燃性又は難燃性の材料を使用する。

火災が発生した場合は早期に検知が出来るように、作業エリアに監視カメラを配置し、現場本部から作業エリアを監視する。また、火災が発生した場合の初期消火が可能なように作業エリア近傍に消火器（A-3, B-3 相当）を複数配備する。

エンクロージャ内に収納された資機材・ケーブルは窒素を充填することで発火しないようにする。また、作業用資機材として紙ウエス、養生シートは可燃物となる可能性があるが、搬入する量を必要最小限とし、作業終了後、不要な資機材は搬出することで火災の発生を防止する。

グローブボックスの構成部品や持ち込む資機材については基本的に不燃性又は難燃性のものとしている。一部のシール材において可燃性のものが存在するが少量であり、火災が発生したとしてもグローブボックス内は窒素を充填することで、グローブボックス外は消火器で消火は可能である。グローブボックス内に持ち込む機材においても一部可燃性のもの（容器、ウエス等）が存在するが持ち込む量を必要最低限の量とし、グローブボックス周辺においても余分な量を持ち込まない。

#### 1. 設計上の考慮のうち環境条件への考慮

##### (a) DPTEコンテナ

DPTEコンテナを使用する原子炉建屋北西エリアから南西エリア及び大物搬入口の環境線量率はサーベイ記録から0.17～5.0mSv/hであり、収納する燃料デブリは約6mSv/hである。DPTEコンテナに使用する材料は、耐放射線性が100Gy以上の材料を選定しており、放射線の影響は極めて小さい。

##### (b) グローブボックス

グローブボックスを使用する原子炉建屋大物搬入口2階の環境線量率はサーベイ記録から0.17～0.35mSv/hであり、取り扱う燃料デブリは約6mSv/hである。グローブボックスに使用する材料は、耐放射線性が10000Gy以上の材料を選定しており、放射線の影響は極めて小さい。

#### m. 設計上の考慮のうち運転員操作への考慮

試験的取り出しで使用する装置のうち、運転員操作について考慮が必要なものはPCV内で燃料デブリの回収を行う回収装置、燃料デブリの測定を行うグローブボックスである。それぞれ以下の誤操作防止対策を実施する。

##### (a) 回収装置

別紙－1に示す操作方法及び状態監視により誤操作を防止する。

- (b) グローブボックス
  - 別紙－４に示す操作方法（作業内容）により誤操作を防止する。
  - 閉じ込め機能を維持する弁はグローブボックス天井部に配置することで不用意な接触による誤操作を防止する。
  
- n. 設計上の考慮のうち信頼性への考慮
  - (a) DPTEコンテナ
    - DPTEコンテナは、出荷時に「JIS Z 2332 圧力変化による漏れ試験方法」に準拠した漏えい確認試験を実施し、閉じ込め機能の信頼性を確保する。
  - (b) グローブボックス
    - グローブボックスの漏えい率は「JIS Z 4808 放射線物質取扱用グローブボックス」に準拠することで信頼性を確保する。
  
- o. 設計上の考慮のうち検査可能性への考慮
  - (a) DPTEコンテナ
    - DPTEコンテナは、出荷時に「JIS Z 2332 圧力変化による漏れ試験方法」に準拠した漏えい確認試験を実施し、その記録を確認する。
  - (b) グローブボックス
    - グローブボックスは現地据付時に「JIS Z 2330 非破壊試験－漏れ試験方法の種類及びその選択」に準拠した漏えい確認試験を実施し、閉じ込め機能が維持されていることを確認する。

回収装置の概要

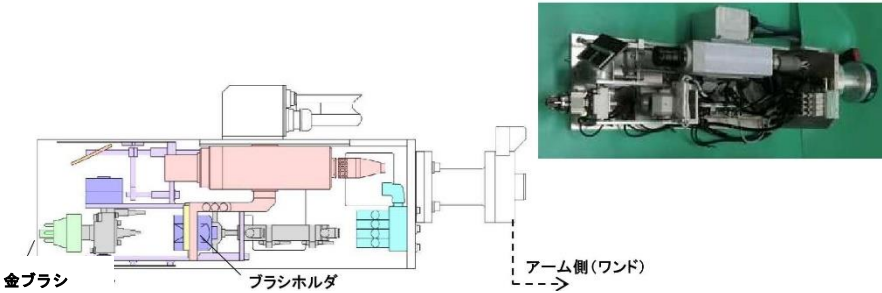
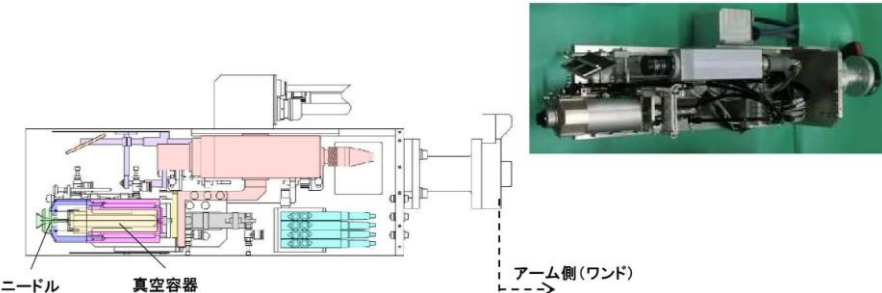
1. 装置概要

回収装置の仕様を表2.1-1に示す。回収装置は、アーム型アクセス・調査装置の先端に取付け、遠隔操作にてPCV内の燃料デブリを回収する装置である。回収する量は数gとし、多量の燃料デブリを回収しないように設計されている。

金ブラシ方式は工具の先端に金属の線材を束ねブラシ状にしたものを取り付け、これを燃料デブリに押し当てることにより小石状・粒状の燃料デブリを絡めとり回収する方式である。

真空容器方式は採血等で用いられる真空容器で吸引する方式であり、先端にニードル（注射針）を取り付け、真空容器を押し込むことで採血の要領で水と粒状の燃料デブリを吸引する方式である。

表2.1-1 回収装置の仕様

方式	概要
金ブラシ方式  粒状の燃料デブリ （φ2mm程度）を回収	先端の金ブラシにてPCV内の燃料デブリを回収する  
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	真空容器内にPCV内の燃料デブリを吸い込んで回収する  

注) 今後の検証作業により改造の可能性有

## 2. 燃料デブリ回収手順

### (1) 金ブラシ方式

- ・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させる。
- ・金ブラシを降下させ燃料デブリに金ブラシを押し付ける。
- ・金ブラシを引き上げた後、金ブラシを反転させる。
- ・ブラシホルダを降下させ、金ブラシを収納する。
- ・ブラシホルダを回収装置から切り離す。
- ・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る。

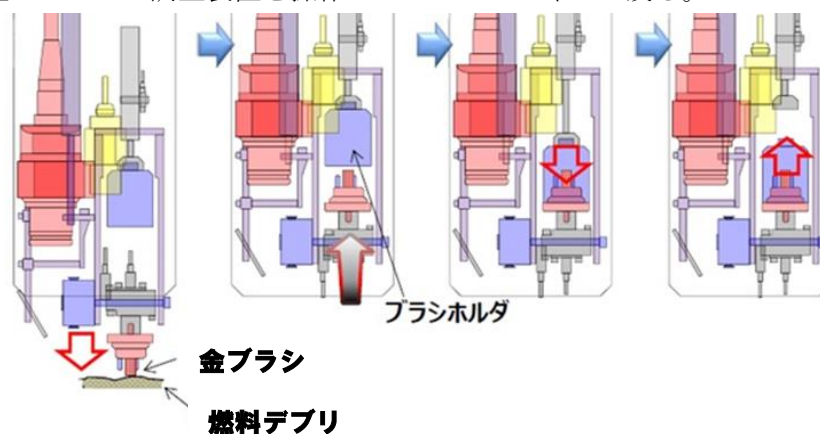


図2.1-1 金ブラシ方式の動作

燃料デブリ回収の際には装置に取り付けたカメラによりその位置を確認するとともに、金ブラシの動きを視認することで、作業者の誤操作を防止する。また、回収後はブラシホルダに金ブラシを格納することで、その後の操作時の燃料デブリの拡散を防止する。

## (2)真空容器方式

- ・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させる。
- ・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する。
- ・真空容器を引き込み、ニードルを切り離す。
- ・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る。

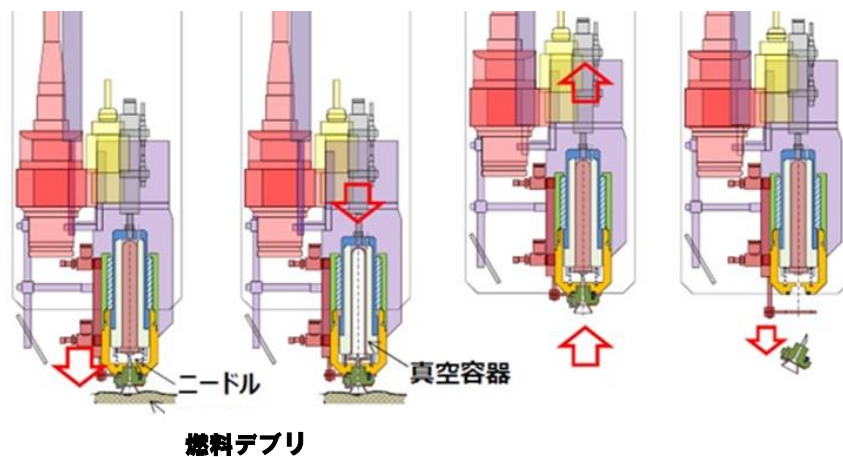
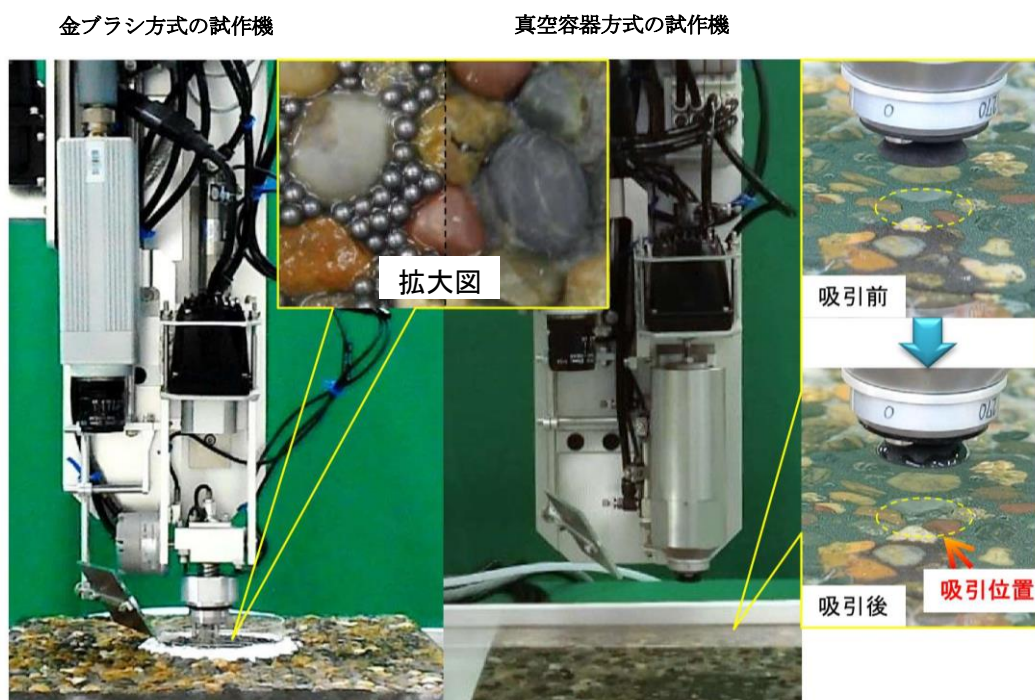


図2.1-2 真空容器方式の動作

燃料デブリ回収の際には金ブラシ方式同様，装置に取り付けたカメラによりその位置を確認するとともに，ニードルの動きを視認することで，作業者の誤操作を防止する。ニードルは使用後は切り離すことで，先端に付着している燃料デブリが予期せぬところに拡散しないようにする。

### 3. 燃料デブリ回収試験

燃料デブリ回収量が数 g 以下となることを確認するために鉛球を使用した模擬試験を実施した。試験結果を図2.1-3に示す。回収量は最大でも2.606 g であり数 g 以下の回収量となることを確認した。



(※) 写真中の窪み(深さ2.6mm)に鉛玉を充填した場合の採取量

回収量計測結果 (金ブラシ方式)

φ 1.0mm 鉛球	φ 2.0mm 鉛球
0.560g	1.215g

回収量計測結果 (真空容器方式)

φ 0.35mm 鉛球	φ 1.0mm 鉛球
2.606g	0.467g

図 2.1-3 燃料デブリ回収試験結果

#### 4. 環境条件への考慮

回収装置を使用するPCV内の圧力は0～5.5kPa、降雨状態であり、過去のPCV内部調査結果より線量率は最大100Gy/hと想定している。回収装置は取り出し作業ごとに交換し、取り出し作業は4時間/回を想定していることから、400Gy以上の耐放射線性を有し、PCV内の圧力、降雨状態で使用可能な機器から選定する。



試験的取り出しの作業ステップ

1. 作業開始時の状態

試験的取り出しは、内部調査に引き続き実施する。試験的取り出し開始時の設備構成を図2.2-1、表2.2-1に示す。

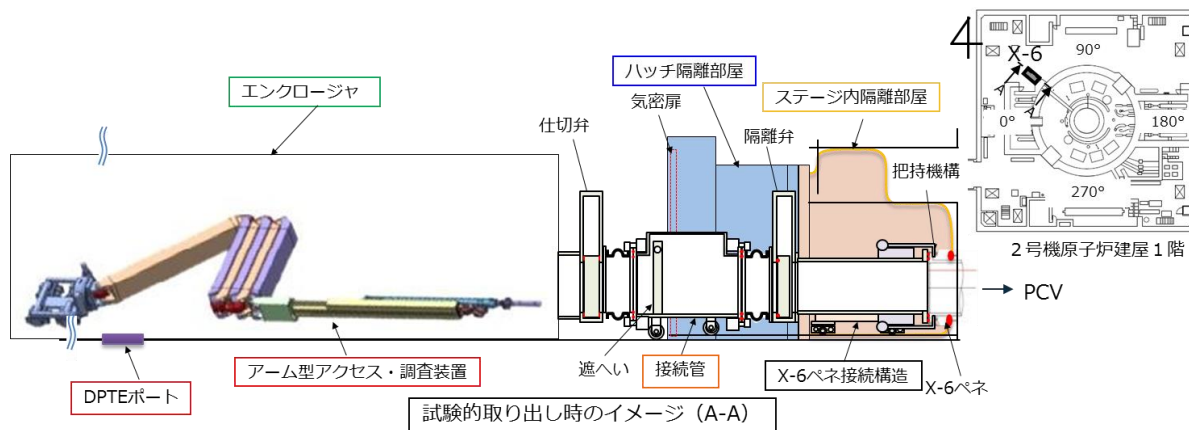


図 2.2-1 試験的取り出し時の設備構成

表 2.2-1 試験的取り出し時の設備について

X-6 ペネ接続構造	X-6 ペネ閉止板開放後、ペネフランジに接続しバウンダリを構成する装置。隔離弁を具備している。
接続管	後続の設備を接続するための装置、開閉式の遮へいを具備している。
アーム型アクセス・調査装置	伸長式のロボットアームで、先端に燃料デブリ回収装置を取付け、PCV 内部の燃料デブリを回収する。
エンクロージャ	アーム型アクセス・調査装置を収納するエンクロージャで、調査時にバウンダリを構成する。 DPTE コンテナと接続するポートを有しており、回収した燃料デブリはこのポートから搬出する。

2. 作業ステップ

試験的取り出しの作業ステップを表2.2-2に示す。回収装置等のエンクロージャへの搬入やデブリのエンクロージャからの搬出は、DPTEポートを用いて行う。DPTEポートを使用する際は、隔離弁を閉めた後、エンクロージャ内を負圧にすることで放射性ダストのエンクロージャ外への放出を抑制する。

表 2.2-2 試験的取り出しの作業ステップ(1/5)

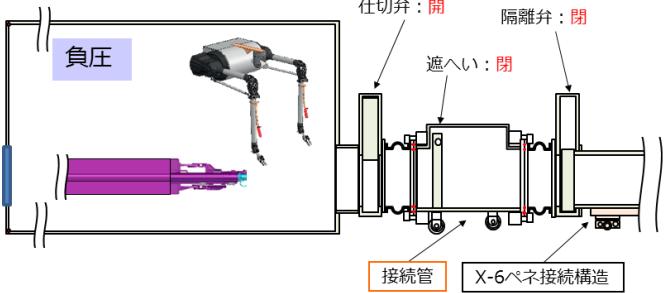
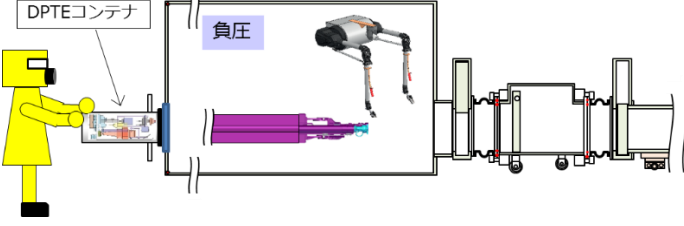
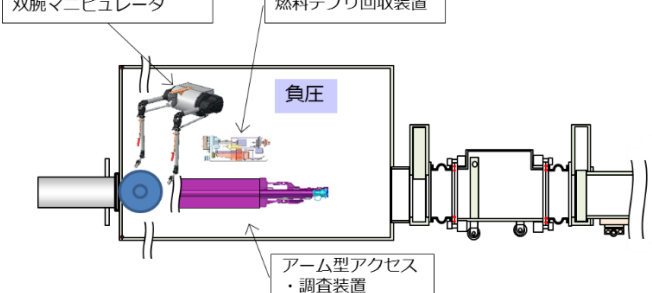
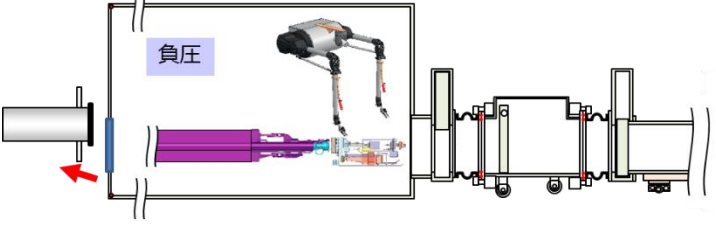
No	作業ステップ図	作業内容
1	<p>エンクロージャ内を負圧にする</p> 	<p>隔離弁を閉じた状態でエンクロージャ内を負圧にする。</p>
2	<p>DPTE コンテナの取り付け</p> 	<p>作業員が燃料デブリ回収装置の入った DPTE コンテナを、エンクロージャの DPTE ポートに取り付ける。</p>
3	<p>燃料デブリ回収装置の搬入</p> 	<p>双腕マニピュレータを操作し、DPTE ポートを開放し、中から燃料デブリ回収装置を搬入する。</p>
4	<p>燃料デブリ回収装置の取り付け、DPTE コンテナ取り外し</p> 	<p>燃料デブリ回収装置を双腕マニピュレータを使用してアーム型アクセス・調査装置（以下、アーム）の先端に取り付ける。DPTE ポートを閉じ、DPTE コンテナを取り外す。</p>

表 2.2-2 試験的取り出しの作業ステップ(2/5)

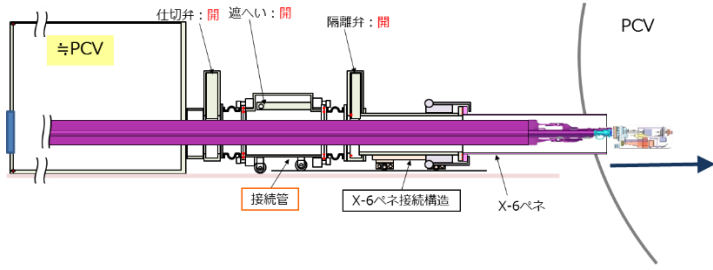
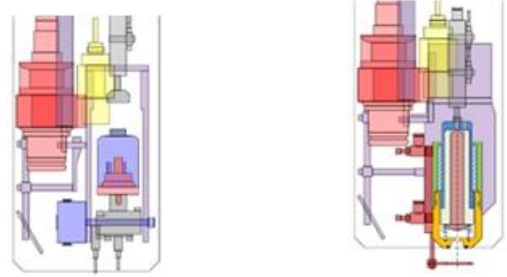
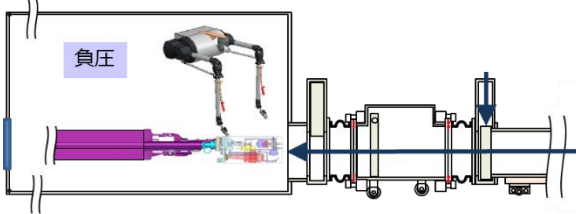
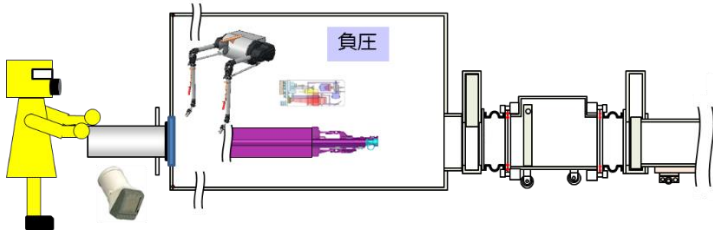
No	作業ステップ図	作業内容
5	<p>燃料デブリ取り出し</p> 	<p>エンクロージャ内の圧力をPCVと同程度の圧力となるように昇圧する。</p> <p>隔離弁を開放し、アームを操作し回収装置をPCV内に挿入しデブリを回収する。</p> <p>(装置の詳細は別紙-1を参照)</p>
6	<p>燃料デブリ回収</p>  <p style="text-align: center;">金ブラシ方式                      真空容器方式</p>	<p>回収装置を燃料デブリに接触させ回収する。燃料デブリ回収後は、金ブラシ方式はブラシにカバーをし、燃料デブリの落下を防止する。真空容器方式は真空容器の中に燃料デブリを入れることで落下を防止する。</p>
7	<p>アームの帰還、隔離弁の閉止</p> 	<p>燃料デブリの回収が終了したら、アームを帰還させる。</p> <p>帰還が完了したのち隔離弁を閉じ、エンクロージャ内を負圧にする。</p>
8	<p>DPTE コンテナの取付け、回収装置の取り外し</p> 	<p>作業員により DPTE コンテナを取り付ける。</p> <p>双腕マニピュレータで回収装置を取り外す。</p>

表 2.2-2 試験的取り出しの作業ステップ(3/5)

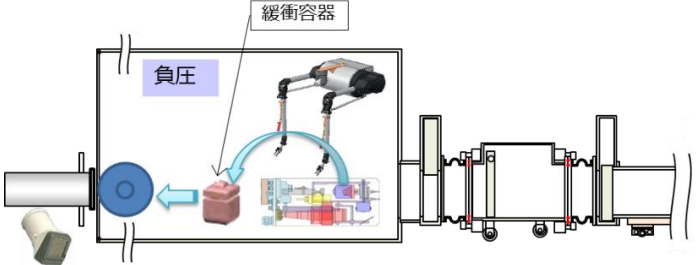
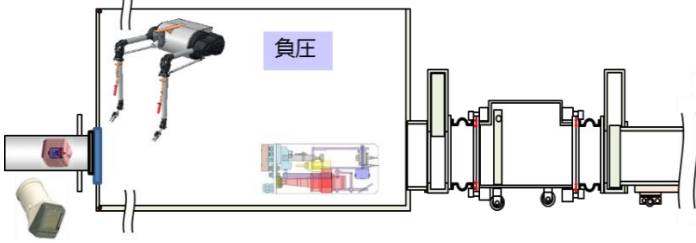
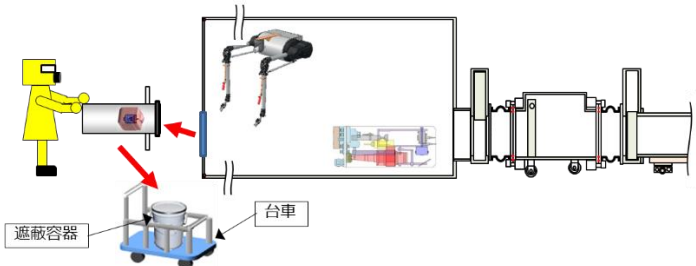
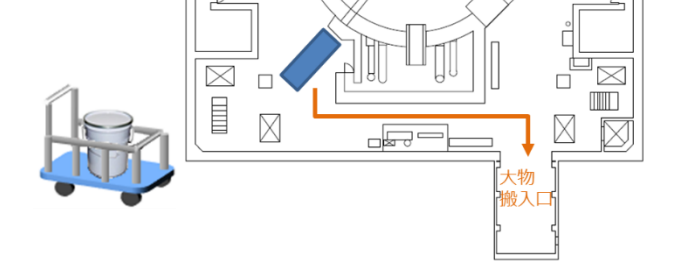
No	作業ステップ図	作業内容
9	<p>緩衝容器収納</p> 	<p>双腕マニピュレータで回収装置から，回収容器を取り外し，緩衝容器に収納する。 緩衝容器を DPTE コンテナに収納する。</p>
10	<p>線量測定</p> 	<p>DPTE コンテナの線量を測定する。基準値以下であることを確認する。 DPTE ポートの扉を閉じる。</p>
11	<p>DPTE コンテナ取り外し</p> 	<p>作業員によりエンクロージャから DPTE コンテナを取り外す。 DPTE コンテナを台車上の遮蔽容器に入れる。</p>
12	<p>建屋内運搬</p> 	<p>台車を用いて，DPTE コンテナを大物搬入口まで移動させる。 大物搬入口 1 階から 2 階へ運搬する。</p>

表 2.2-2 試験的取り出しの作業ステップ(4/5)

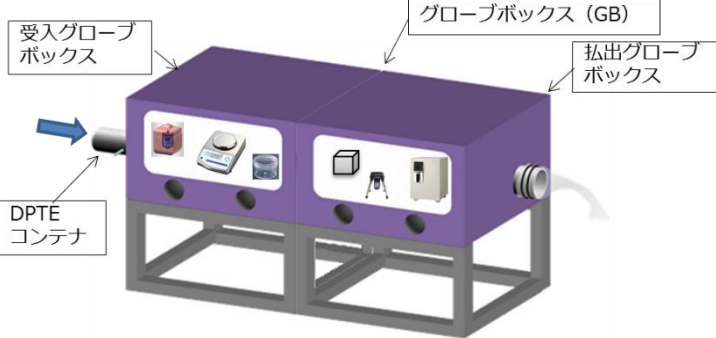
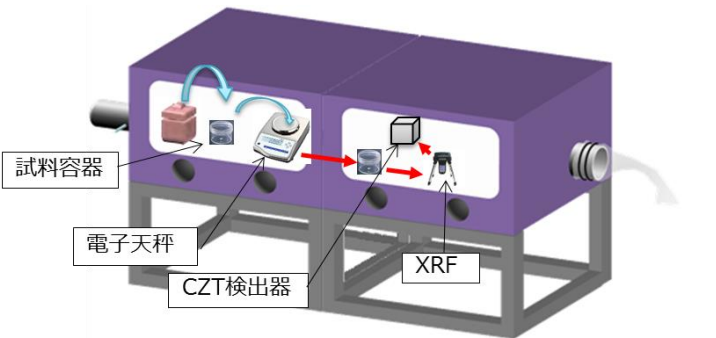
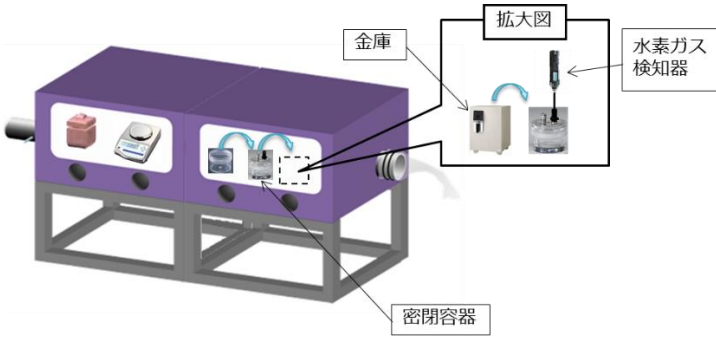
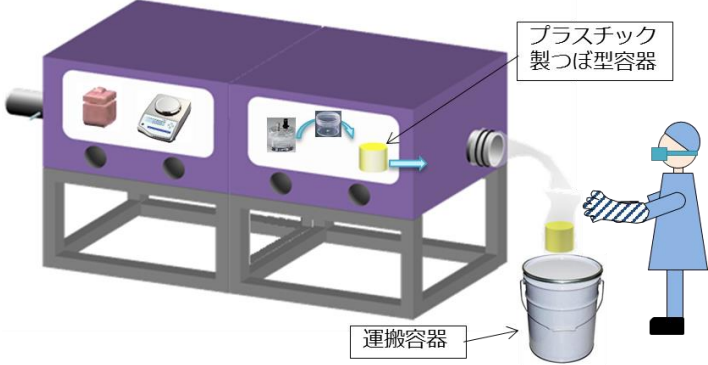
No	作業ステップ図	作業内容
13	<p>グローブボックスへ取付け</p> 	<p>グローブボックス (以下、GB という) 内を負圧にする。 DPTE コンテナを GB に取付ける。 ポートを開け DPTE コ ンテナ内の緩衝容器 を取り出す。</p>
14	<p>試料取り出し，測定</p> 	<p>緩衝容器から回収容 器を取り出す。 回収容器から，試料 容器へ燃料デブリを 取り出し，重量を測 定する。 携帯型蛍光 X 線分析 計 (XRF) で元素分析を 行う。 CdZnTe 半導体 (CZT) 検出器で <math>\gamma</math> 線スペク トルを測定する。</p>
15	<p>水素濃度測定</p> 	<p>試料容器を密閉容器 へ収納し，一定時間 金庫にて施錠して保 管する。保管後，金 庫から取り出し，水 素ガス検知器にて密 閉容器内の水素濃度 を確認する。</p>

表 2.2-2 試験的取り出しの作業ステップ (5/5)

No	作業ステップ図	作業内容
16	<p>搬出</p> 	<p>試料容器を密閉容器から取り出し、プラスチック製つぼ型容器に移してビニールに入れる。                      GB 外で容器を保持する。                      GB 外でシーラー作業を行い密封する。                      運搬容器へ収納する。</p>

撤去作業の作業ステップ

1. 撤去作業開始時の状態

試験的取り出し終了時の設備設置状況を図2.3-1及び図2.3-2に示す。

撤去作業は、PCVバウンダリとなる隔離弁以降のエンクロージャ及び接続管、X-53ペネに設置したスプレイ治具の撤去を行う。

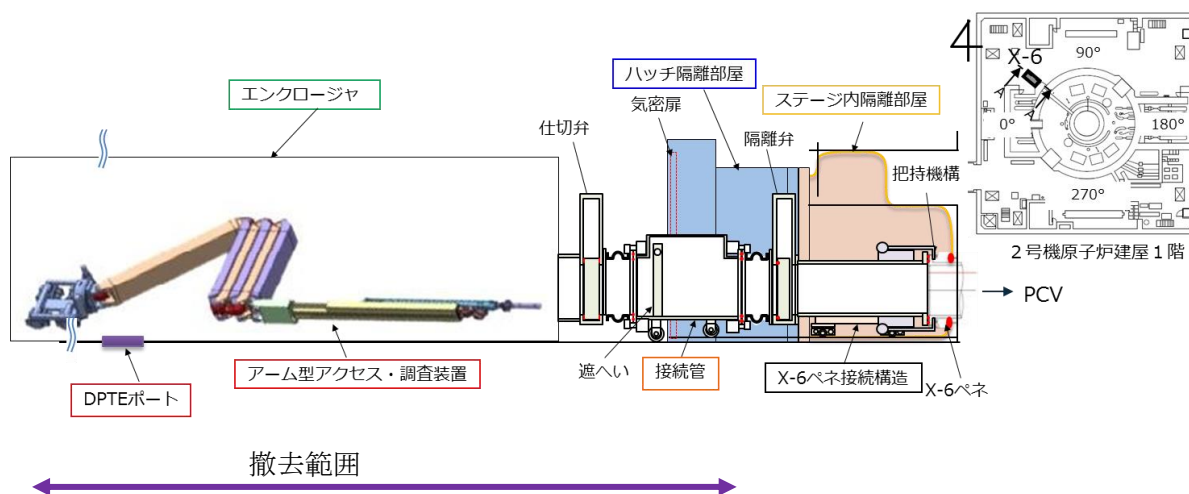


図 2.3-1 試験的取り出し終了時の設備設置状況

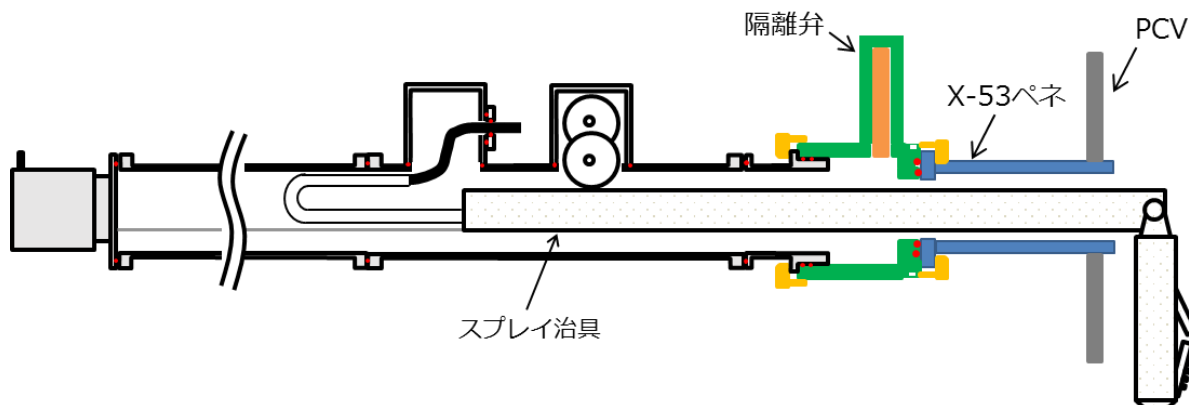


図 2.3-2 スプレイ治具の設置状況

## 2. 作業ステップ

エンクロージャ及び接続管の撤去の作業ステップを表2.3-1に、スプレイ治具の撤去の作業ステップを表2.3-2に示す。

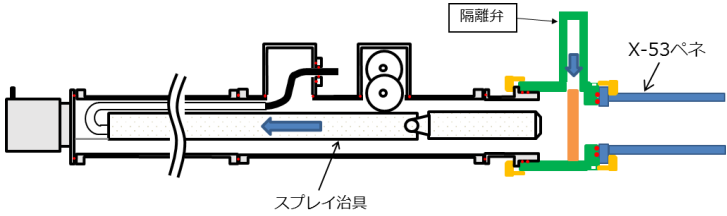
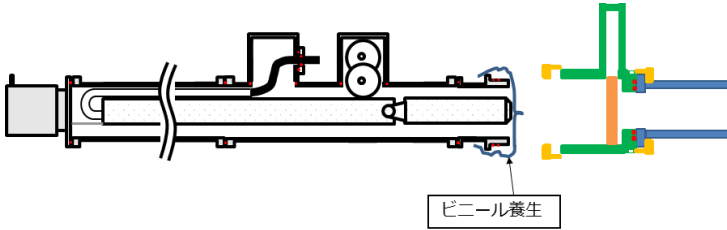
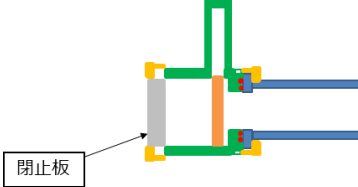
撤去作業においては、PCV バウンダリからの漏えいを発生させないように隔離弁を閉止し作業を行うとともに、撤去物に対しては汚染が拡大しないよう作業時にビニール養生等を実施して作業を行う。

表 2.3-1 エンクロージャ及び接続管の撤去作業ステップ

No	作業ステップ図	作業内容
1	<p>隔離弁，仕切弁の閉止</p>	<p>隔離弁を閉止し，漏えい確認を行う。 その後仕切弁を閉止し，エンクロージャと接続管の接続部にビニール養生を設置する。</p>
2	<p>エンクロージャの撤去</p>	<p>エンクロージャの接続を解除し，ビニール養生する。 エンクロージャを撤去する。</p>
3	<p>接続管の養生</p>	<p>接続管と隔離弁の接続部周辺にグリーンハウスを設置する。</p>
4	<p>接続管の撤去</p>	<p>接続管と隔離弁の接続を解除し接続管の開口部をビニール養生する。接続管を撤去する。</p>



表 2.3-2 スプレイ治具撤去作業ステップ

No	作業ステップ図	作業内容
1		<p>スプレイノズルをPCV内より引抜き隔離弁を閉じる。漏えい確認を実施。</p>
2		<p>スプレイ治具と隔離弁の接続を解除，スプレイ治具を撤去する。スプレイ治具の先端はビニール養生する。</p>
3		<p>隔離弁に閉止板を取り付ける。</p>

## グローブボックスでの作業内容と被ばく低減対策

## 1. グローブボックスでの作業内容

グローブボックス(以下, GB)では, エンクロージャより移送されてきた燃料デブリを回収容器内から取り出し各種測定を行う。

GB で実施する測定項目は以下のとおりである。

## (1) 重量測定

電子天秤を使用し, 燃料デブリの重量測定に活用する。

## (2) 元素分析

携帯型蛍光 X 線分析計(以下 XRF)を使用し, 燃料デブリがどのような元素(U, Zr, Fe など)を含むかを確認, 輸送物の性状把握に活用する。

(3)  $\gamma$ 線スペクトル測定

CdZnTe 半導体検出器(以下 CZT)を使用し, 燃料デブリ中にどのような $\gamma$ 核種(Cs-137, Co-60 など)を含むか確認, 輸送物の性状把握に活用する。

## (4) 水素濃度測定

水素ガス検知器を使用し, 水素発生量を測定, 輸送準備期間, 輸送時の安全性の確認に活用する。

## 2. GB の負圧管理

GB 内は排気ファンによって負圧に維持される。排気ファンは 2 系統設置し, 故障時は切り替え運転ができる設計としている。排気ポートは受入 GB, 払出 GB 毎に設け, HEPA フィルタを設置している。

## 3. 作業時の想定被ばく量と被ばく低減対策

各作業における想定被ばく線量と被ばく低減対策を表 2.4-1 に示す。被ばく量の想定に当たっては以下の条件で算出している。

燃料デブリを数 g 回収する計画であるが, IRID の検討結果において燃焼度約 26GWd/tU の燃料 1g から 20cm の距離では約 6mSv/h になる。GB 内手前 20cm 範囲を作業禁止エリアとし, 作業時の燃料デブリからの線量を 6.0mSv/h として試算した。作業時間は検証試験の実績より保守的に想定している。


表 2.4-1 各作業における想定被ばく量と被ばく低減対策(1/3)

作業	作業内容	作業種	作業時間	想定被ばく量	被ばく低減対策	
1. 試料受入れ		DPTEコンテナ保持	3分	0.4mSv	<ul style="list-style-type: none"> <li>・訓練による作業時間の短縮</li> </ul>	
		緩衝容器取出	2分	0.2mSv		
2. 試料分取		<ul style="list-style-type: none"> <li>①緩衝容器開封</li> <li>②燃料デブリ取出</li> </ul>	6分	0.6mSv	<ul style="list-style-type: none"> <li>・訓練による作業時間の短縮</li> <li>・事前準備</li> <li>・距離確保</li> </ul>	
3. 回収容器の収納		回収容器を緩衝容器に戻す。			回収容器の収納	<ul style="list-style-type: none"> <li>・訓練による作業時間の短縮</li> <li>・事前準備</li> <li>・距離確保</li> </ul>
4. 重量測定		試料容器に入れた燃料デブリの重量を測定する。			重量測定	<ul style="list-style-type: none"> <li>・訓練による作業時間の短縮</li> <li>・事前準備</li> <li>・距離確保</li> </ul>

表 2.4-1 各作業における想定被ばく量と被ばく低減対策(2/3)

作業	作業内容	作業種	作業時間	想定被ばく量	被ばく低減対策		
5. 試料容器を払出GBへ移動		払出GBへの移動	11分	1.1mSv	<ul style="list-style-type: none"> <li>・訓練による作業時間の短縮</li> <li>・事前準備</li> </ul>		
6. 元素分析		元素分析				<ul style="list-style-type: none"> <li>① 試料容器をXRFにセットする。</li> <li>② XRFにて分析を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・訓練による作業時間の短縮</li> <li>・事前準備</li> <li>・距離確保</li> </ul>
7. γ線スペクトル測定		γ線スペクトル測定				<ul style="list-style-type: none"> <li>① 試料を測定エリアに設置する。</li> <li>② CZTにてγ線スペクトル測定を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・訓練による作業時間の短縮</li> <li>・事前準備</li> <li>・距離確保</li> </ul>
8. 水素濃度測定準備		密閉容器への収納	3分	0.3mSv	<ul style="list-style-type: none"> <li>・訓練による作業時間の短縮</li> <li>・事前準備</li> <li>・試料の遮蔽</li> </ul>		
9. 保管		金庫への搬入				容器を密閉し、金庫に入れ保管する。	
10. 水素濃度測定		金庫からの搬出	3分	0.3mSv	<ul style="list-style-type: none"> <li>・事前準備</li> <li>・訓練による作業時間の短縮</li> </ul>		
		水素濃度測定				① 密閉容器を金庫から取り出す。 ② 水素ガス検知器を用いて水素濃度を測定する。	
11. 払出GBから搬出		払出側グローブ作業	7分	0.5mSv	<ul style="list-style-type: none"> <li>・訓練による作業時間の短縮</li> <li>・事前準備</li> <li>・試料の遮蔽</li> </ul>		
		試料保持				① 試料容器をプラスチック製つぼ型容器に入れる。 ② つぼ型容器をビニールに入れGB外で保持する。	
		シーラー作業				③ GB外でシーラー作業を行い、余剰ビニールを切断する。	

表 2.4-1 各作業における想定被ばく量と被ばく低減対策(3/3)

作業	作業内容	作業種	作業時間	想定被ばく量	被ばく低減対策
12. 運搬容器へ収納	 <p>ビニール養生されたつぼ型容器を運搬容器に収納する。</p>	運搬容器への収納	3分	0.2mSv	<ul style="list-style-type: none"> <li>・訓練による作業時間の短縮</li> <li>・試料の遮蔽</li> </ul>