

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

○：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^{※1}

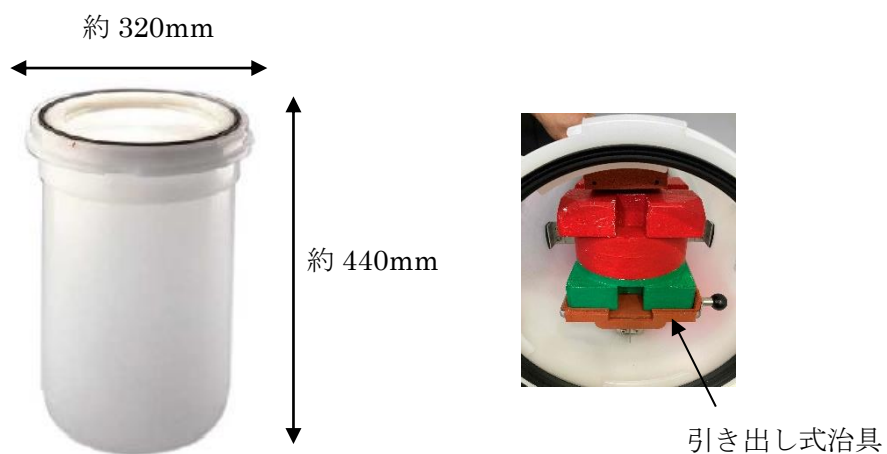
容器名	材質	耐放射線性(Gy)
DPTE コンテナ	ポリエチレン	100000
試料容器	ポリエチレン	100000
密閉容器	アクリル	1000
プラスチック製つぼ型容器	ポリプロピレン	10000
フィルム	マイラー	10000

※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

⁽³⁶⁾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

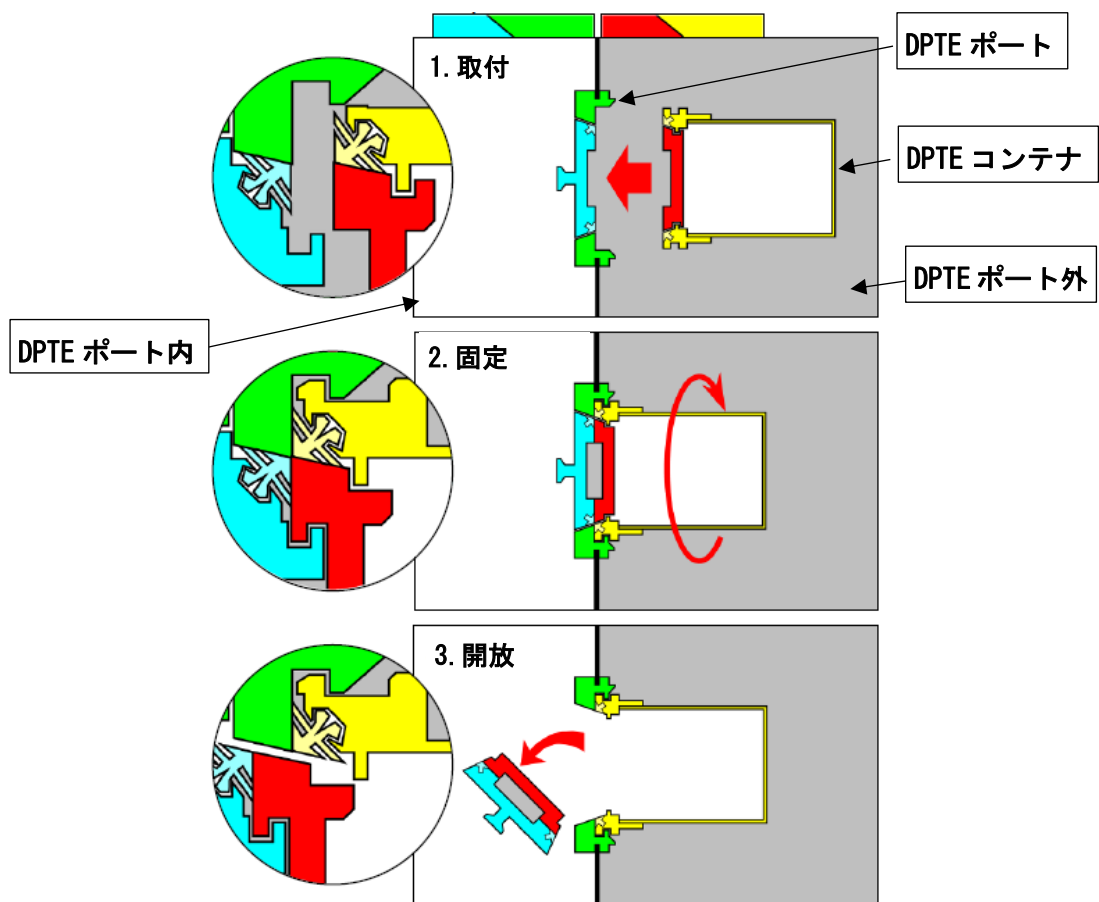
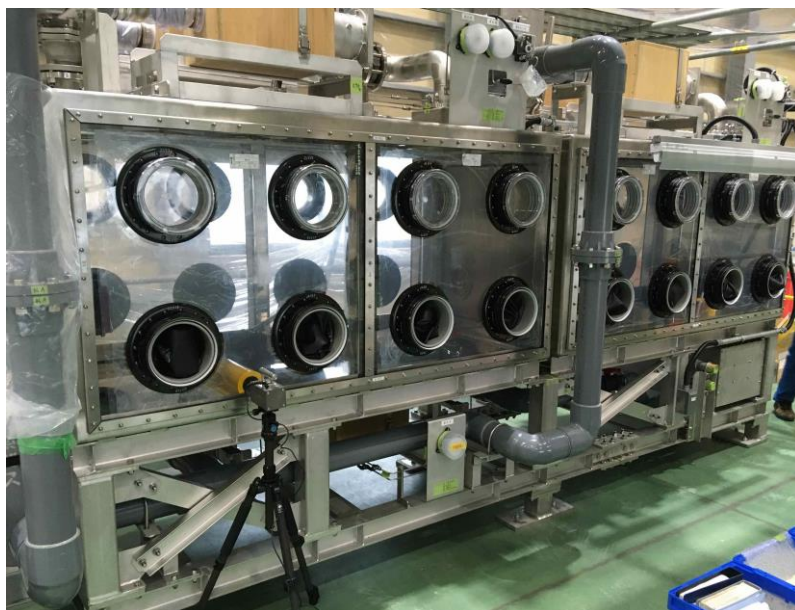


図1 DPTEポートとDPTEコンテナの開閉イメージ

(2) グローブボックス

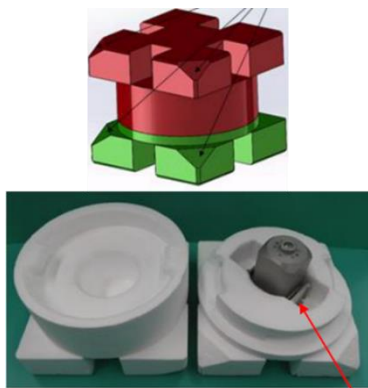


項目	仕様
寸法	約 4.6×約 1.4×高さ 約 2.4m
材質	主要材質：ステンレス鋼

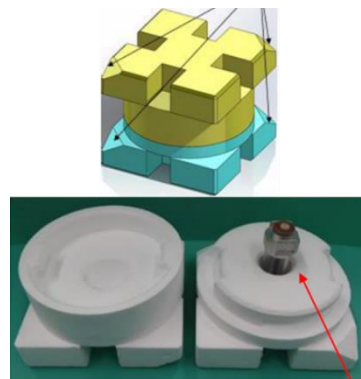
(3) 回収装置

回収装置の仕様は別紙-1に示した通り。

(4) 緩衝容器



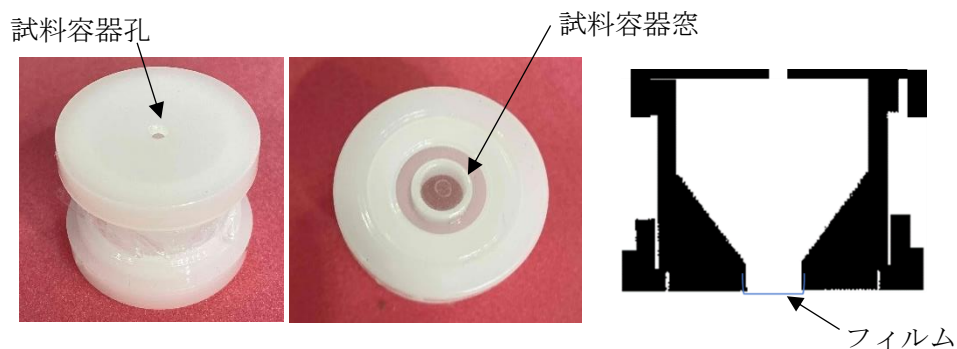
金ブラシ方式回収容器



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）

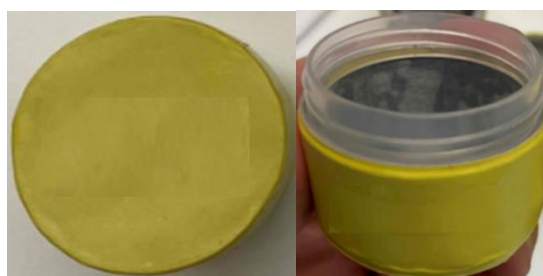
項目	仕様
寸法, 容量	φ 約 30×約 25mm, 約 0.2mL
材質	ポリエチレン
機能	<u>(37) 回収容器から分取した燃料デブリを収納する容器。燃料デブリを収納した状態で分析を行う。試料容器裏側の窓はフィルムで覆われているため、試料容器の窓から燃料デブリは落下することはない。また水素濃度測定後に、試料容器上面の孔はフィルムを貼り付けて塞ぐ。</u>

(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。

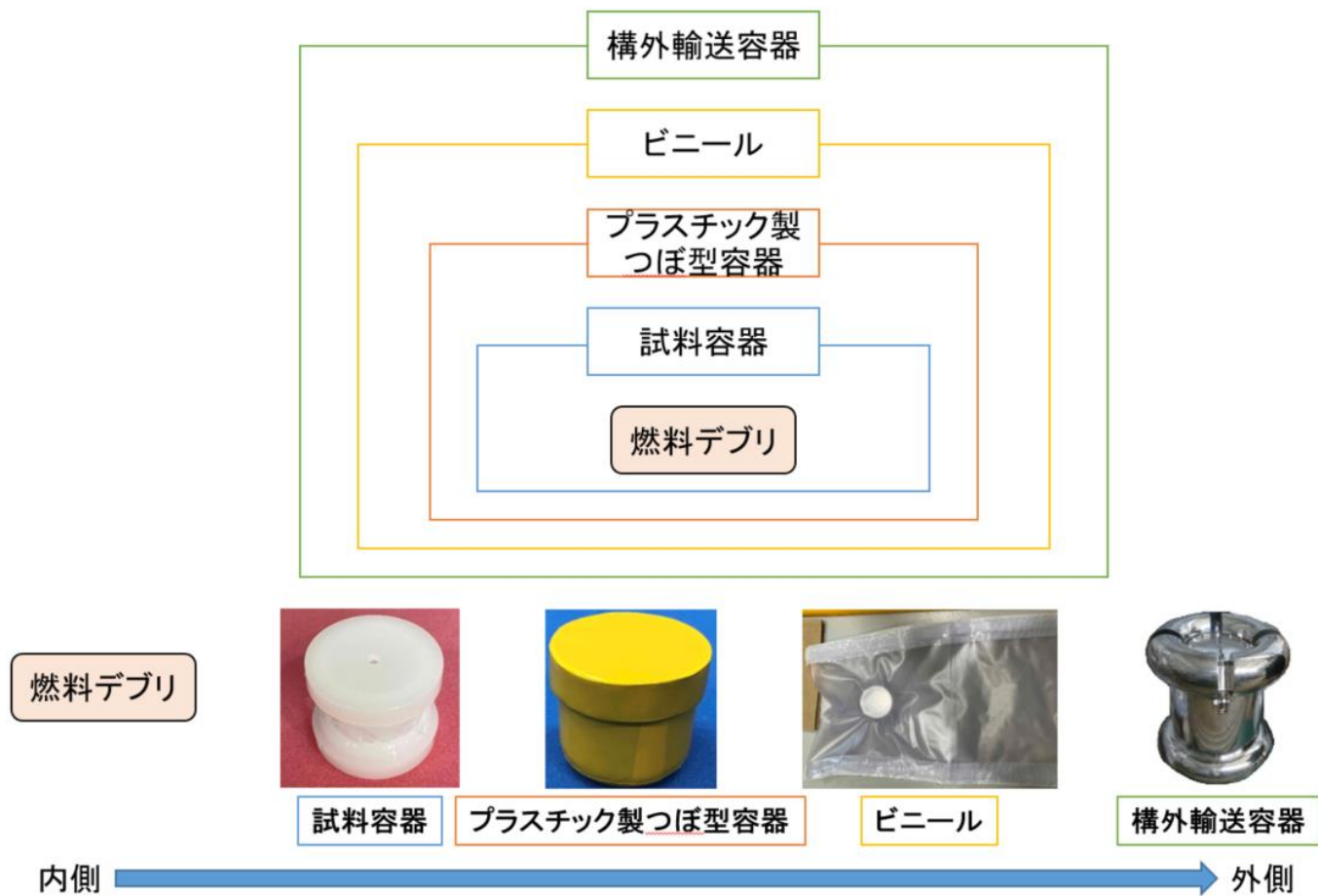


図2 燃料デブリの構外輸送容器への収納状況

(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											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															

: 測定可能元素

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 γ 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 (cm³/s/g)

S_G：燃料デブリのγ線線源強度 (MeV/s/g)

S_B：燃料デブリのβ線線源強度 (MeV/s/g)

S_A：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_{GB}：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_A：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 × 10³：標準状態 (0℃, 1気圧) の気体の体積 (cm³/mol)

N_A：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⁽⁵⁴⁾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。⁽²⁰⁾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 m³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。

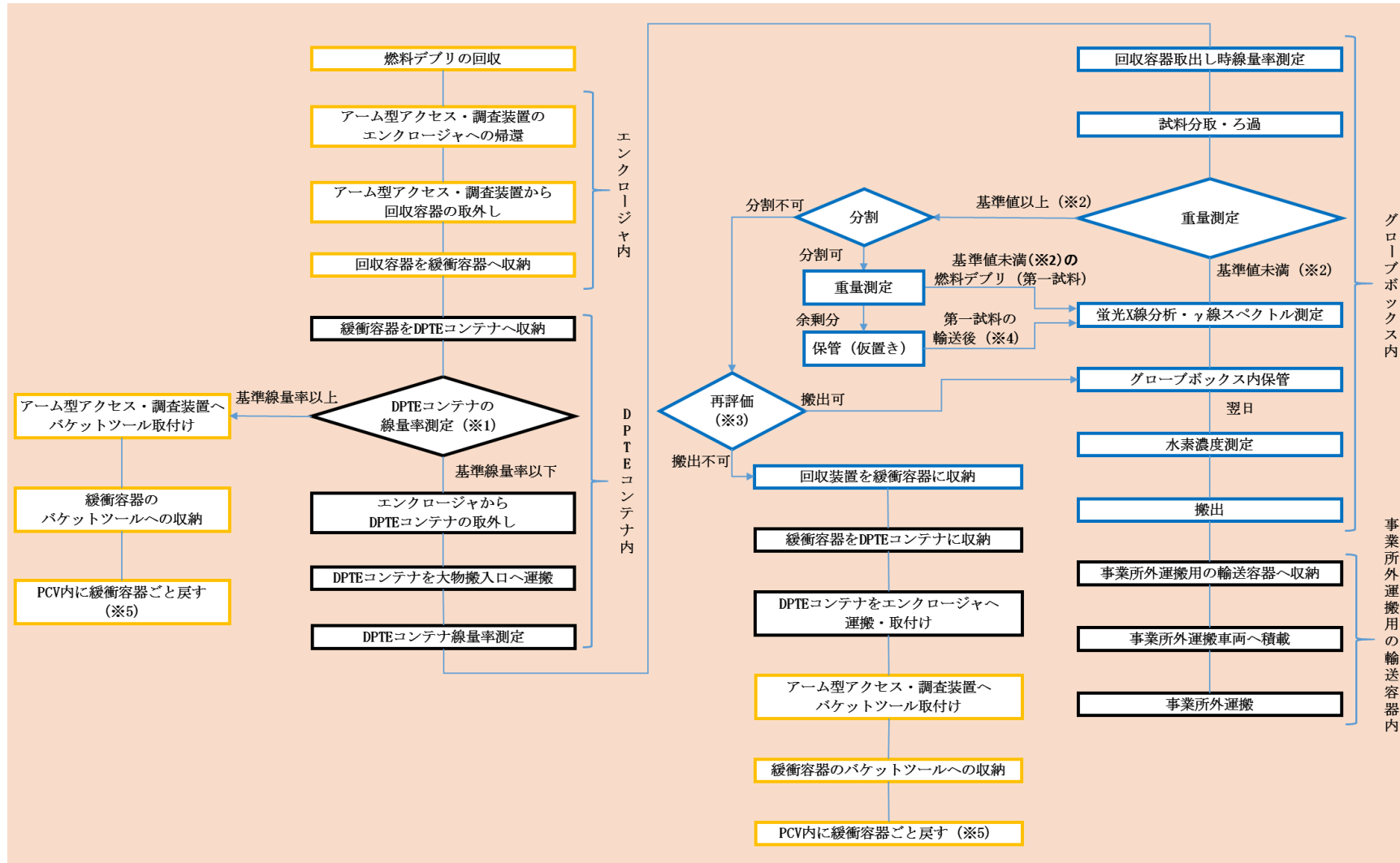
指摘事項No. 55

※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、⁽⁴⁵⁾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 ⁽⁵⁵⁾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、 γ 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、 γ 線スペクトル測定を行う。

※5 ⁽³⁹⁾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 3.6×10^{-8} 回/炉・年であり， 1.0×10^{-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，⁽⁵⁹⁾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。

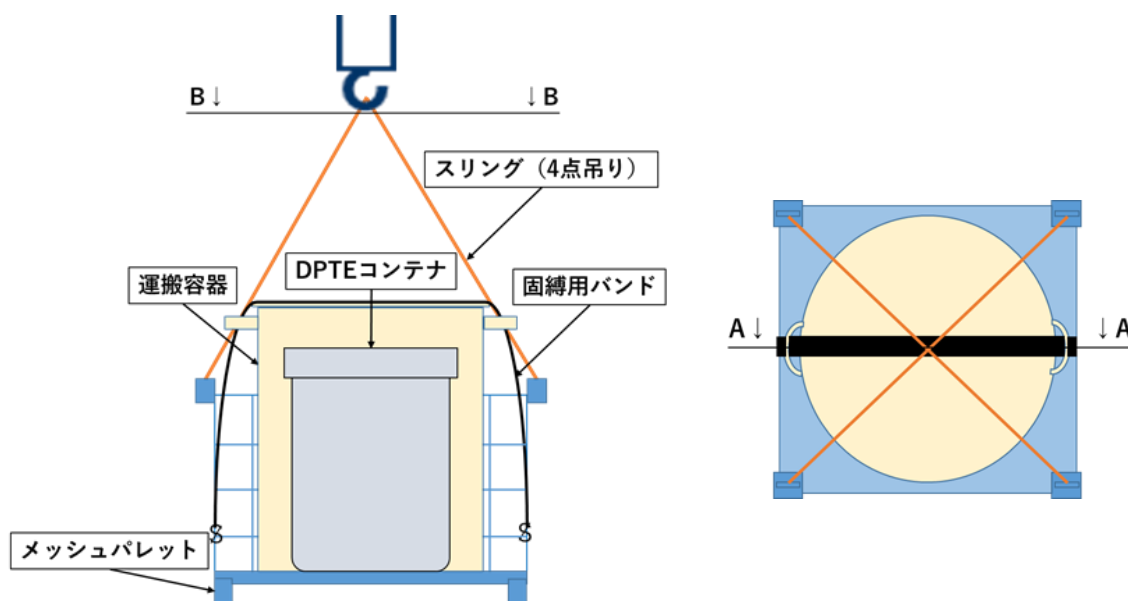


図1 (左図)DPTEコンテナ吊り上げイメージ(A-A断面)
(右図)DPTEコンテナ吊り上げイメージ(B-B断面)

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^{*1}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/cm³)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^{※2}」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 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_{γ} : 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_{γ} : 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[m³/s] (=1.2[m³/h]/3600)

D/Q : 相対濃度[s/m³] (=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/m²)] (※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[m³/s] (=22.2[m³/d]/(24×3600))

F : 再浮遊率[m⁻¹] (=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	8.0E+04
2	Be-10	7.3E-04
3	C-14	3.0E-02
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	8.3E+00
16	Sr-90	1.3E+07
17	Zr-93	4.3E+02
18	Nb-94	4.6E-02
19	Mo-93	0.0E+00
20	Tc-99	3.1E+03

No.	核種	放出量 (Bq)
21	Ru-106	2.2E+05
22	Ag-108m	1.5E-02
23	Cd-113m	6.1E+03
24	Sn-126	1.8E+02
25	Sb-125	1.7E+05
26	Te-125m	6.4E+04
27	I-129	8.2E+00
28	Cs-134	2.3E+06
29	Cs-137	2.1E+07
30	Ba-133	1.5E+01
31	La-137	0.0E+00
32	Ce-144	4.4E+04
33	Pm-147	2.2E+06
34	Sm-151	5.1E+04
35	Eu-152	2.3E+02
36	Eu-154	7.1E+05
37	Ho-166m	1.7E+00
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	3.1E+01
42	U-235	1.0E+00
43	U-236	5.0E+01
44	U-238	4.5E+01
45	Np-237	7.5E+01
46	Pu-238	9.8E+05
47	Pu-239	4.6E+04
48	Pu-240	1.0E+05
49	Pu-241	1.6E+07
50	Pu-242	7.0E+02
51	Am-241	3.2E+05
52	Am-242m	1.5E+03
53	Am-243	9.3E+03
54	Cm-242	1.3E+03
55	Cm-244	1.3E+06

※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

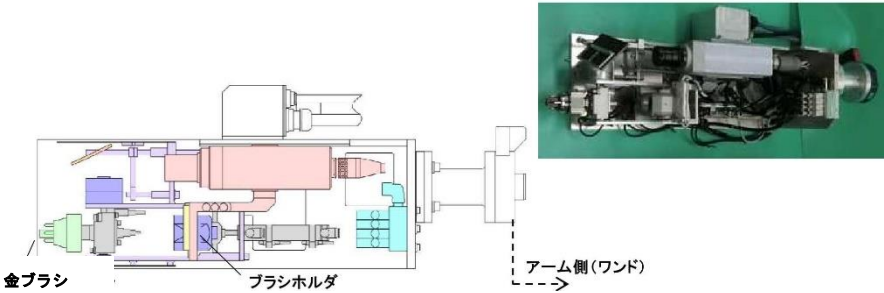
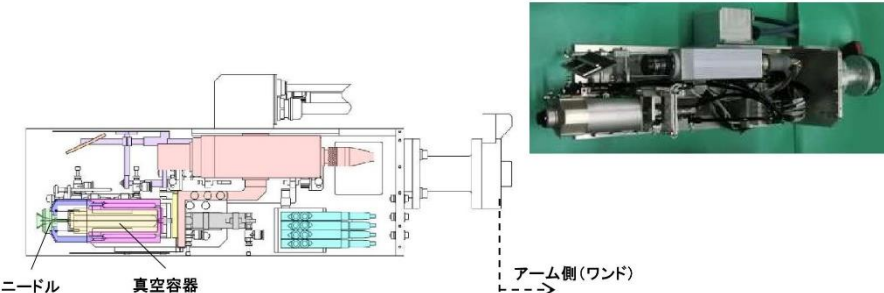
1. 装置概要

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>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> 

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。

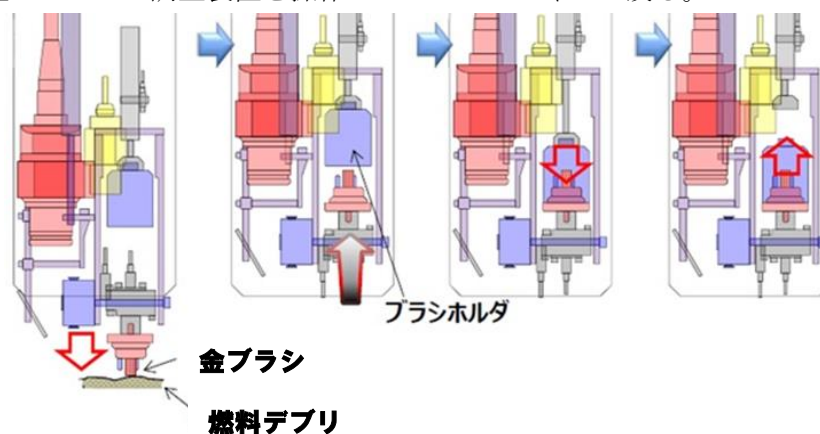


図2.1-1 金ブラシ方式の動作

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。

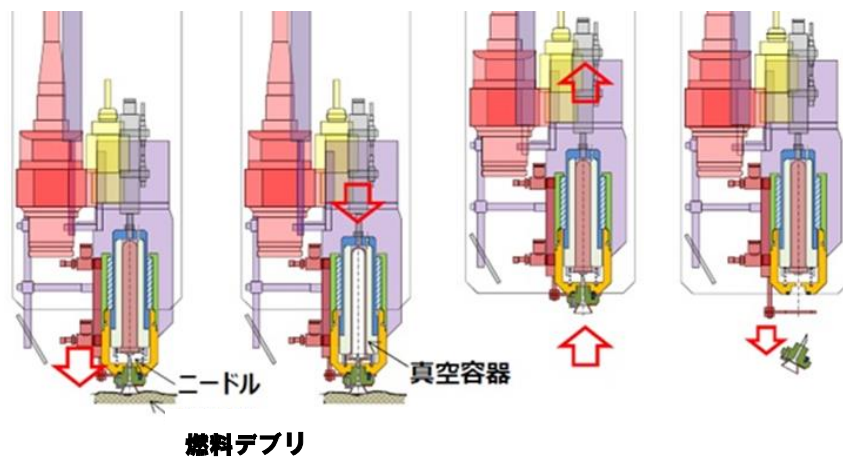


図2.1-2 真空容器方式の動作

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。

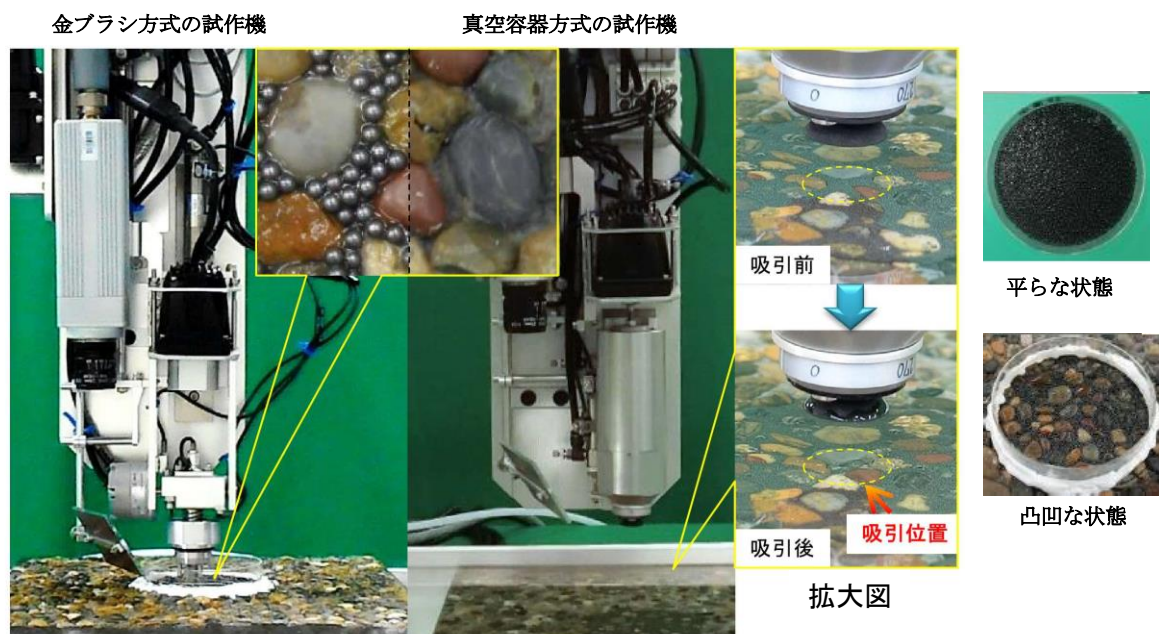
【試験条件】

- ・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	約11分		○ (0.08mSv)			
元素分析	元素分析				○ (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 μ Sv(暫定値)で、公衆への放射線影響が50 μ 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^{*1}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/cm³)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^{**2}」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_{γ} : 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_{γ} : 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[m³/s] (=1.2[m³/h]/3600)

D/Q : 相対濃度[s/m³] (=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/m²)] (※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 [m³/s] (=22.2[m³/d]/(24×3600))

F : 再浮遊率 [m⁻¹] (=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、⁽⁴⁶⁾グローブボックスを設置する箇所には α 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、 α 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 style="text-align: center;">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 150m³であり、局所排風機の風量は1台当たり 25m³/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^{※1}」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 α 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 μ 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。⁽⁴³⁾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^{※2}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^{※3}」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/cm³)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⁽⁴³⁾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. (43)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_{γ} : 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_{γ} : 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] (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[m³/s] (=1.2[m³/h]/3600)

D/Q : 相対濃度[s/m³] (=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/m²)] (※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[m³/s] (=22.2[m³/d]/(24×3600))

F : 再浮遊率[m⁻¹] (=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

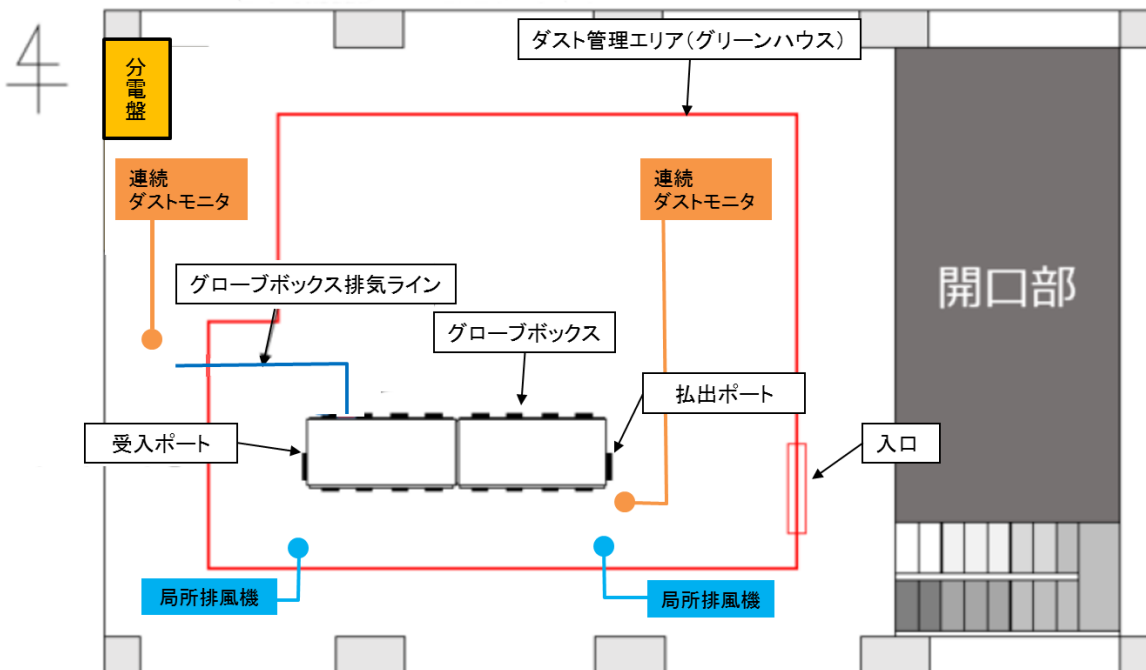


図 1. ダスト管理エリア構成イメージ ●, ○ : 吸い込み口

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 ³ /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。

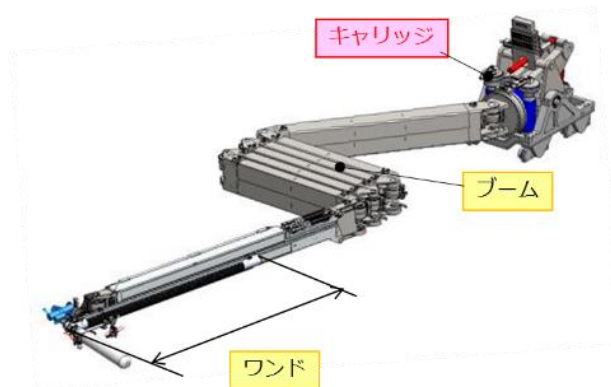
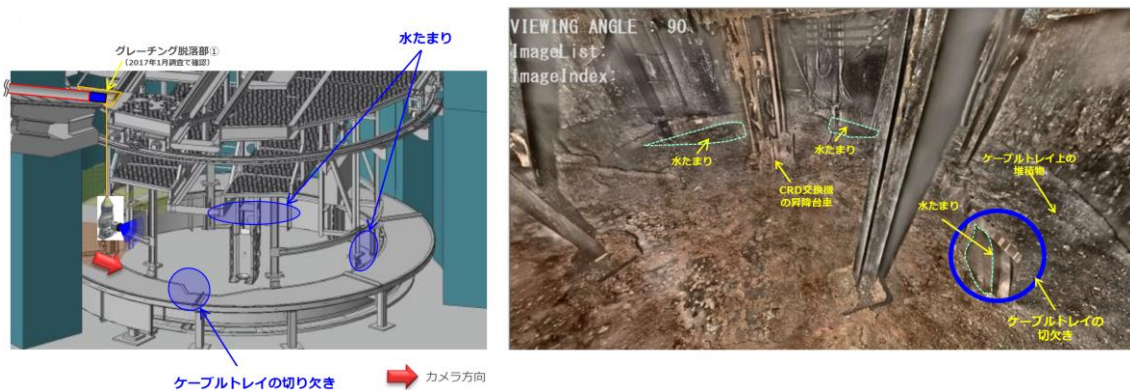


図1 アーム型アクセス・調査装置の概略図

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、ここでは堆積物が鋳鉄相当の硬さ、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砕に消費されると仮定した場合、破砕される堆積物の範囲は、鋳鉄相当の硬さで約163cm³ (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1633cm³ (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砕される堆積物の範囲 (約1633cm³) を超える3375 cm³ (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% Δk 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/s²

破壊に必要なエネルギー：k

鋳鉄：3～10 J/cm² (壊れやすい3J/cm²で評価)

セメント系断熱材：0.3 J/cm²

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。

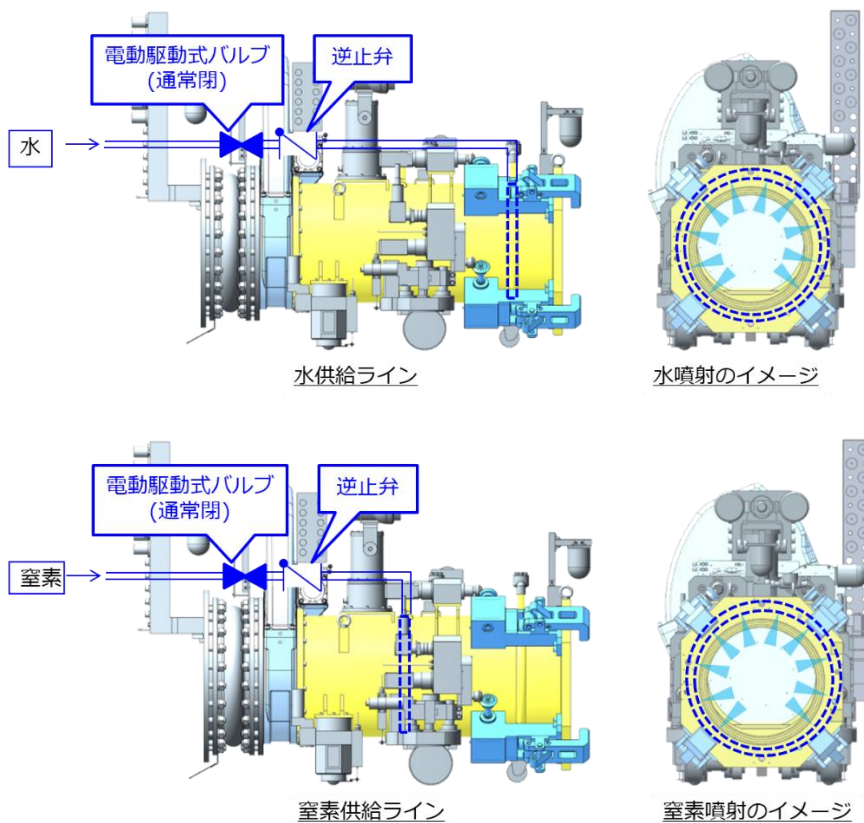
指摘事項No. 34

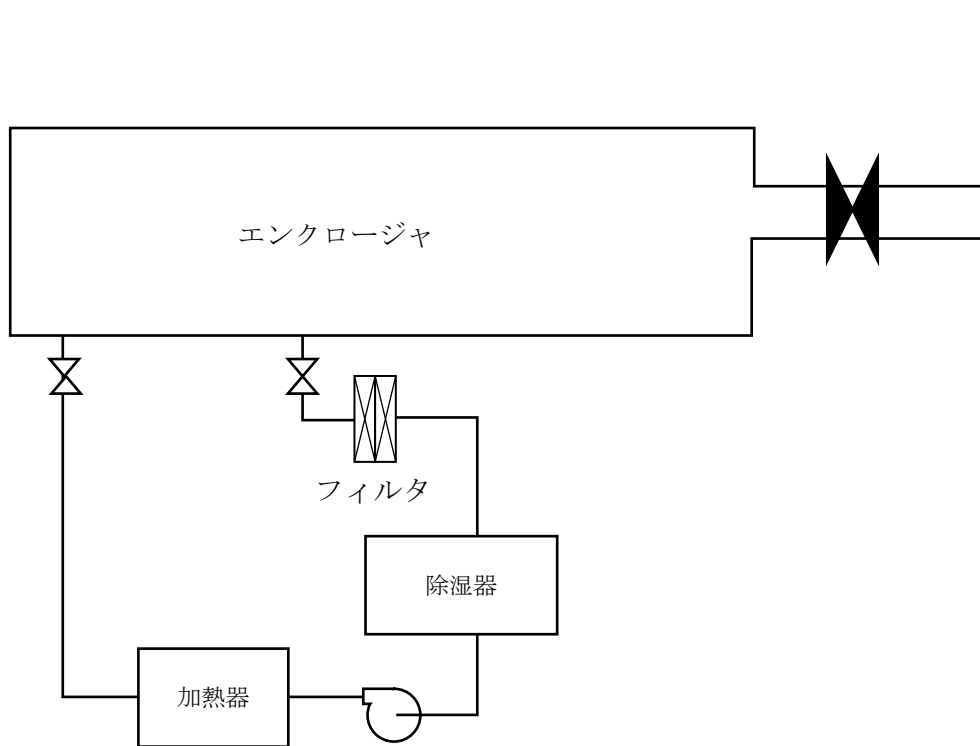
[No. 2への更問] 試験的取り出し作業にもなってアームに付着した水の扱いについて対策を説明すること。

【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】

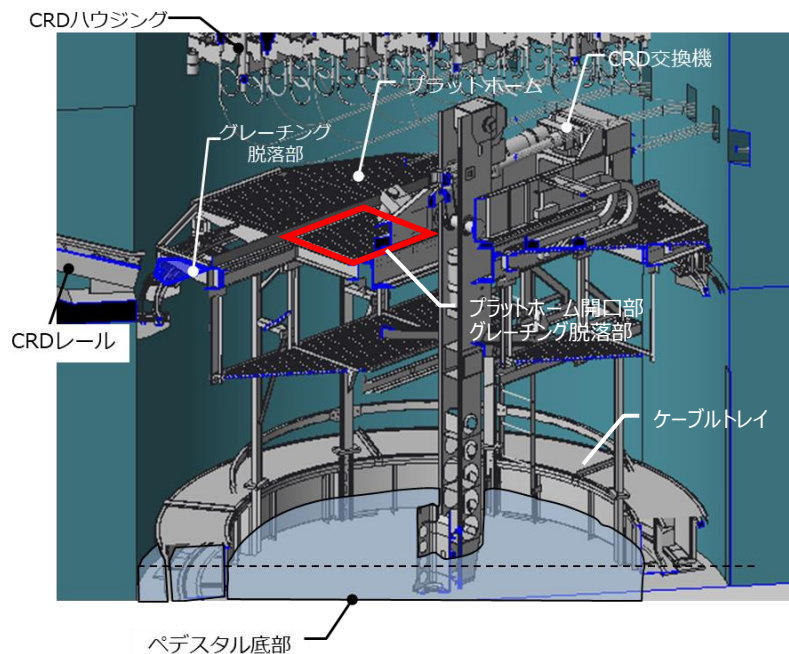
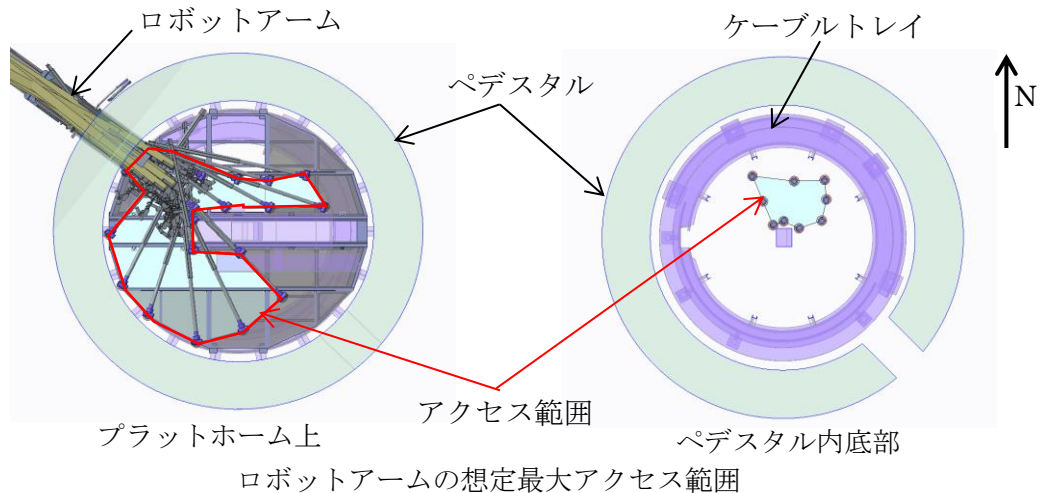
PCV内でロボットアームに付着した汚染や水は、ロボットアーム格納時にX-6ペネ接続構造内で水噴射により洗浄し、窒素噴射にて付着水を吹き飛ばすことにより、エンクロージャ内への持ち込みを抑える。そのため、ロボットアームに付着した汚染や水により、エンクロージャ内への汚染は低く、エンクロージャからの燃料デブリ搬出時の線量率測定に与える影響は小さいと考えている。

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。

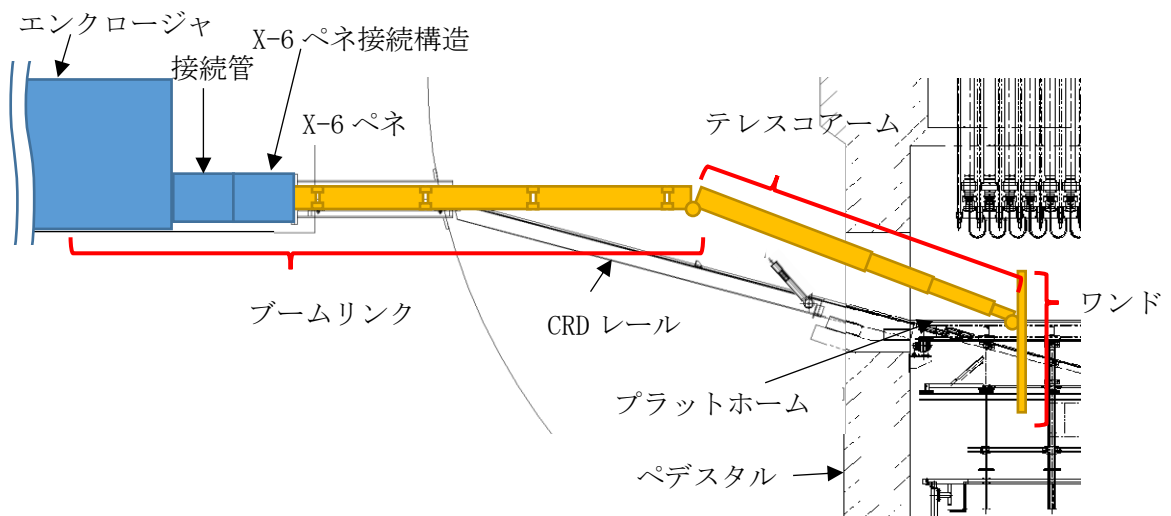
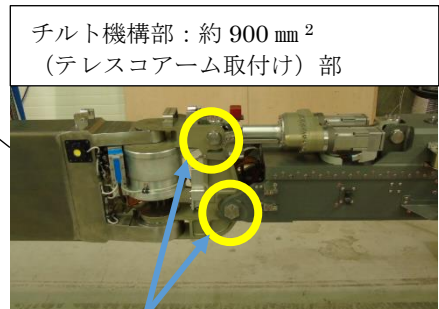
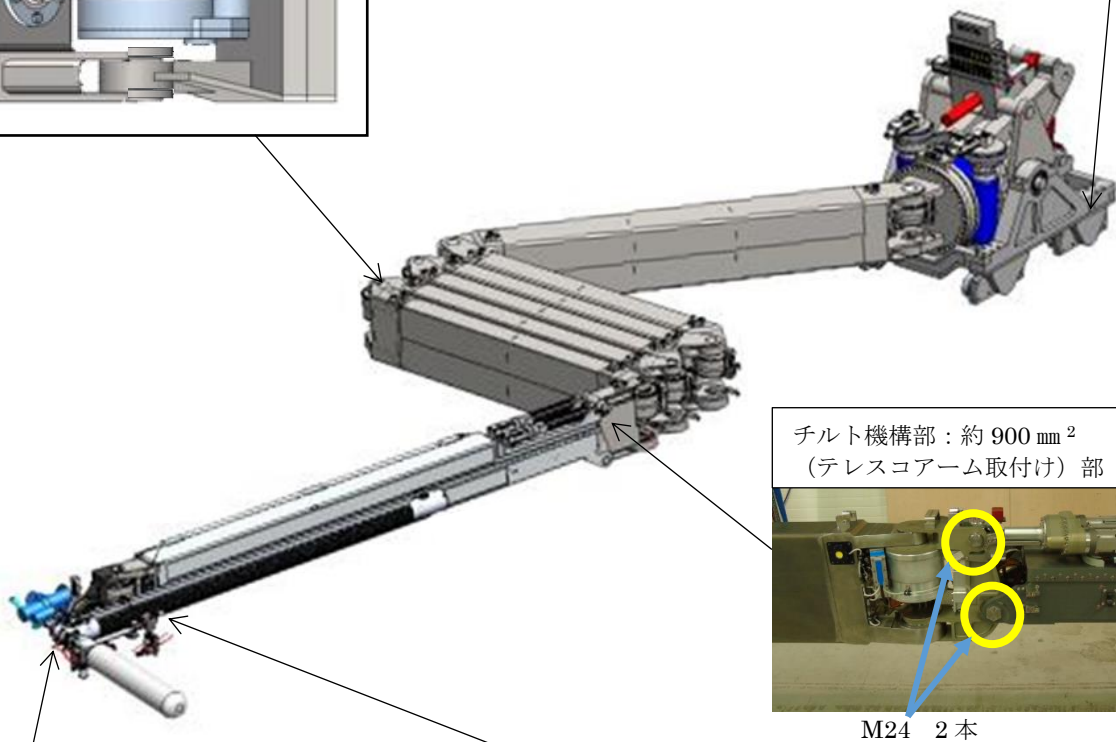
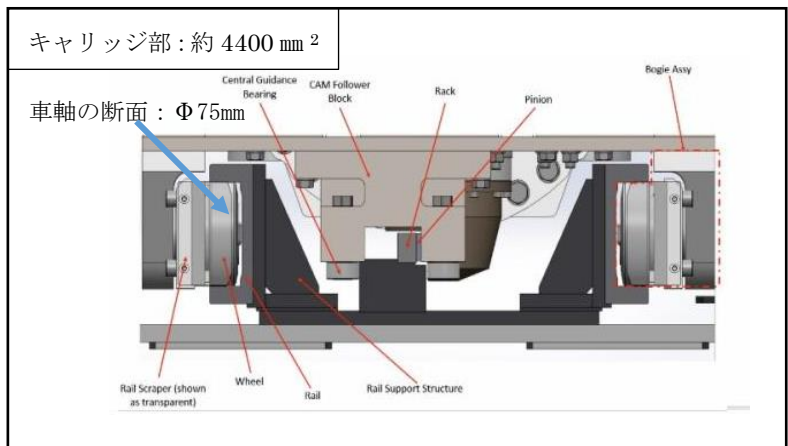
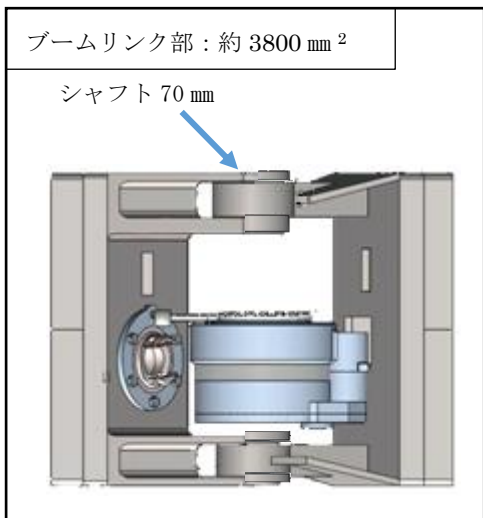


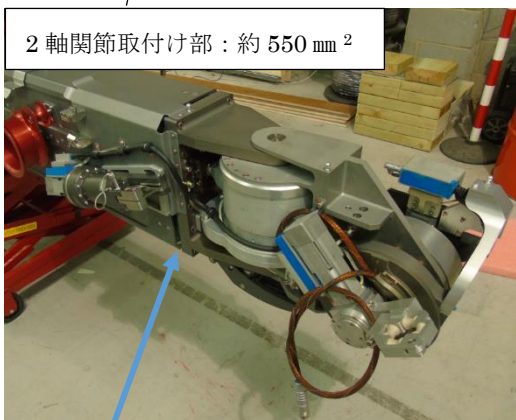
図1 試験的取り出し作業時のアームの状態

取り出し作業時は、テレスコアームの一部とワンドがペDESTアル内に進入する形となる。ペDESTアル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。

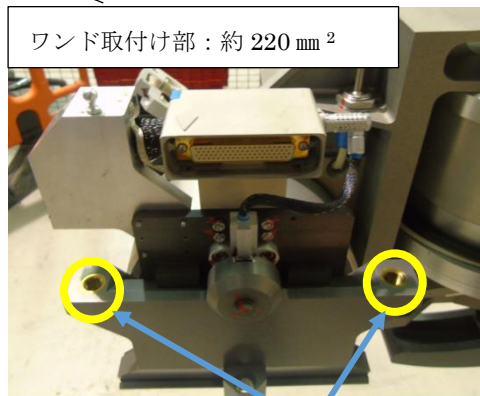
アーム関節部の構造を図2に示す。関節部の構造はそれぞれ異なるため単純に比較できないが、各関節部の最弱部を断面積で比較すると、ワンドの取付け部が最も小さく、他の部分と比較すると1/2.5程度であり、最初に破損するのはワンドの取付け部と評価できる。



M24 2本



M8 11本 フランジ取付け



M12 2本

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

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9月11日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

1. 試験的取り出しに係る実施計画手続きについて
2. 燃料デブリ取り出しの全体像
3. 燃料デブリ取り出しの進め方のイメージ
4. 過去の2号機格納容器内部調査の成果
5. 試験的取り出しの概要
6. 試験的取り出しの作業ステップ
7. 実施計画変更認可申請（既認可と今回申請）範囲の比較表
8. 試験的取り出しに対する措置を講ずべき事項の該当項目
9. 措置を講ずべき事項の適合方針
10. 措置を講ずべき事項の対応方針
 - 10-1. 未臨界の維持への考慮
 - 10-2. 取り出し作業時の安全，飛散防止及び遮蔽への考慮
 - 10-3. 自然現象に対する設計上の考慮（耐震クラス）
11. 試験的取り出しに係る技術会合・審査面談スケジュール

1. 試験的取り出しに係る実施計画手続きについて

- 2号機においては、燃料デブリの段階的な取り出し規模の拡大に向け、原子炉格納容器（以下、PCV）内の情報を収集しつつ、少量の燃料デブリの取り出し（試験的取り出し）を行う計画

- 2021年2月4日 2号機PCV内部調査に係る実施計画の認可を取得

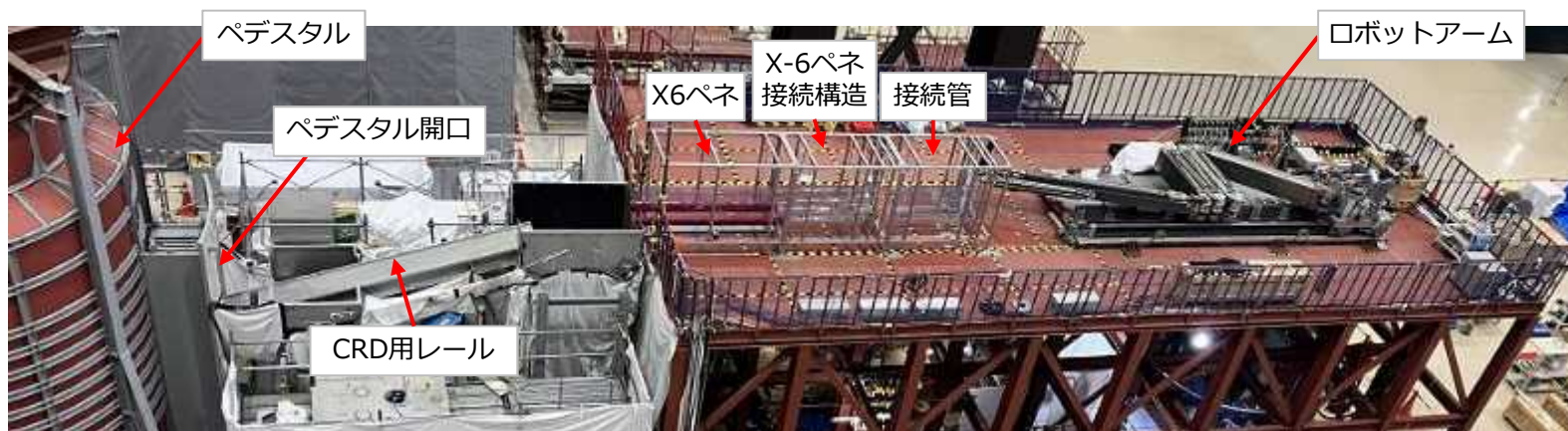
＜申請内容＞

- PCV内部調査に向けた作業の内容（干渉物等の除去作業等）
- 作業に伴う影響評価

- 2023年8月4日に2号機燃料デブリ試験的取り出しの実施計画変更認可申請を実施

＜申請内容＞

- 燃料デブリの試験的取り出し時の作業内容
- 燃料デブリの輸送準備

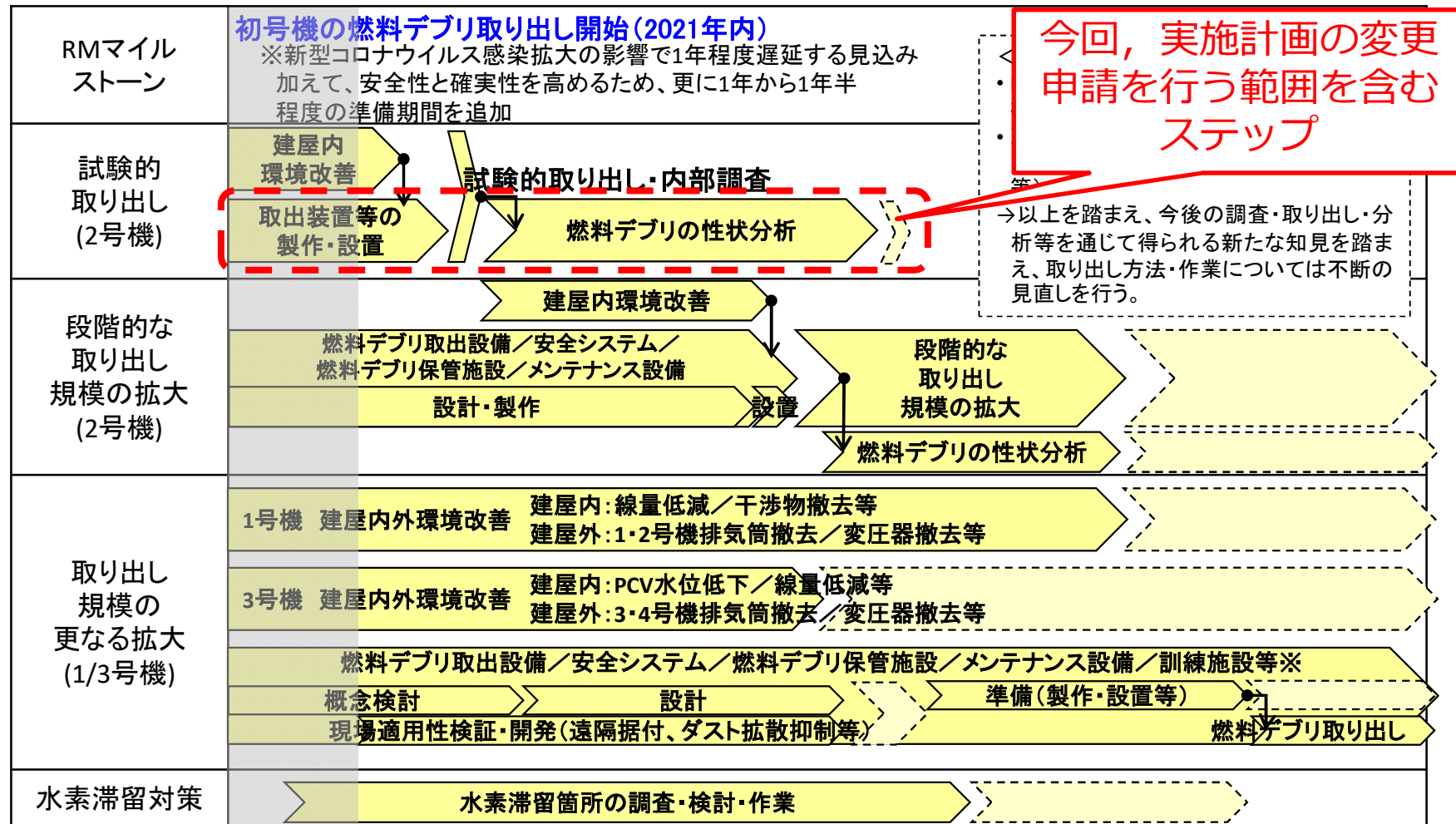


開発中のロボットアーム（モックアップ状況）

2. 燃料デブリ取り出しの全体像

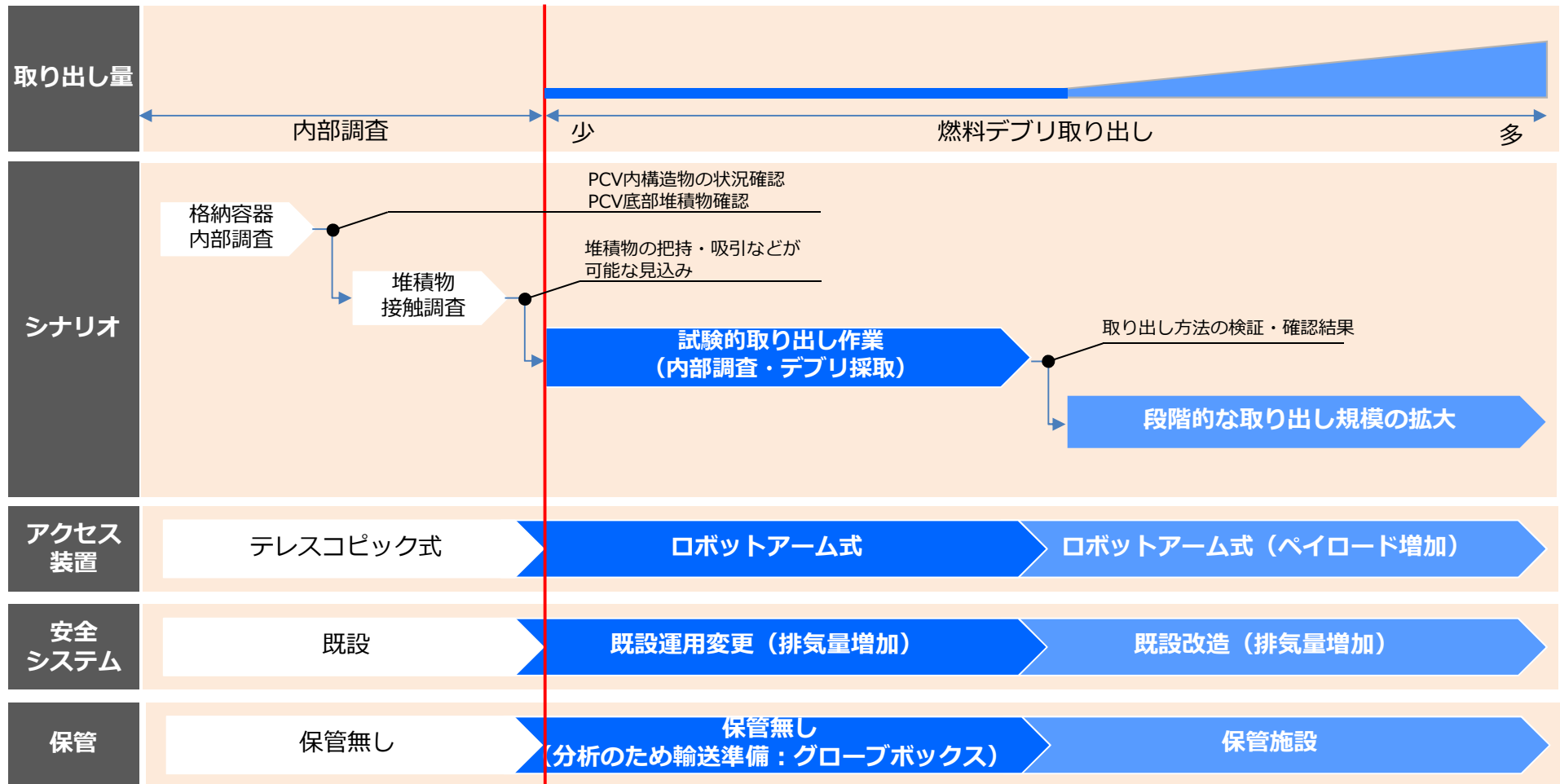
- 燃料デブリの取り出しについては、取り出しの初号機を2号機とし、試験的取り出しから開始し、その後、段階的に取り出し規模を拡大していく計画

表 廃炉中長期実行プラン2023上の位置付け



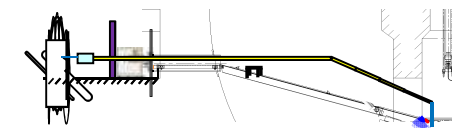
3. 燃料デブリ取り出しの進め方のイメージ

- 試験的取り出しから着手し、その結果を踏まえて方法を検証・確認した上で、段階的に取り出し規模を拡大していく、「ステップ・バイ・ステップ」の一連の作業として進める

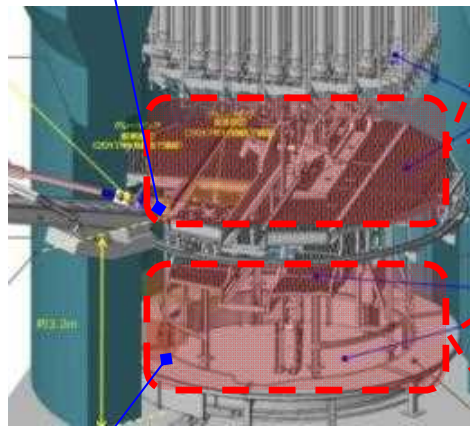


4. 過去の2号機格納容器内部調査の成果

- ペDESTAL内のプラットフォーム上および地下階へアクセスすることが可能なことを確認
- プラットホーム上及び地下階に堆積物が存在しており、一部は把持して動かせることを確認



①



② ペDESTAL内概要図

2018年1月



ペDESTAL内プラットフォーム上調査結果

2019年2月



プラットフォーム上堆積物の把持状況
(概要図①の付近)



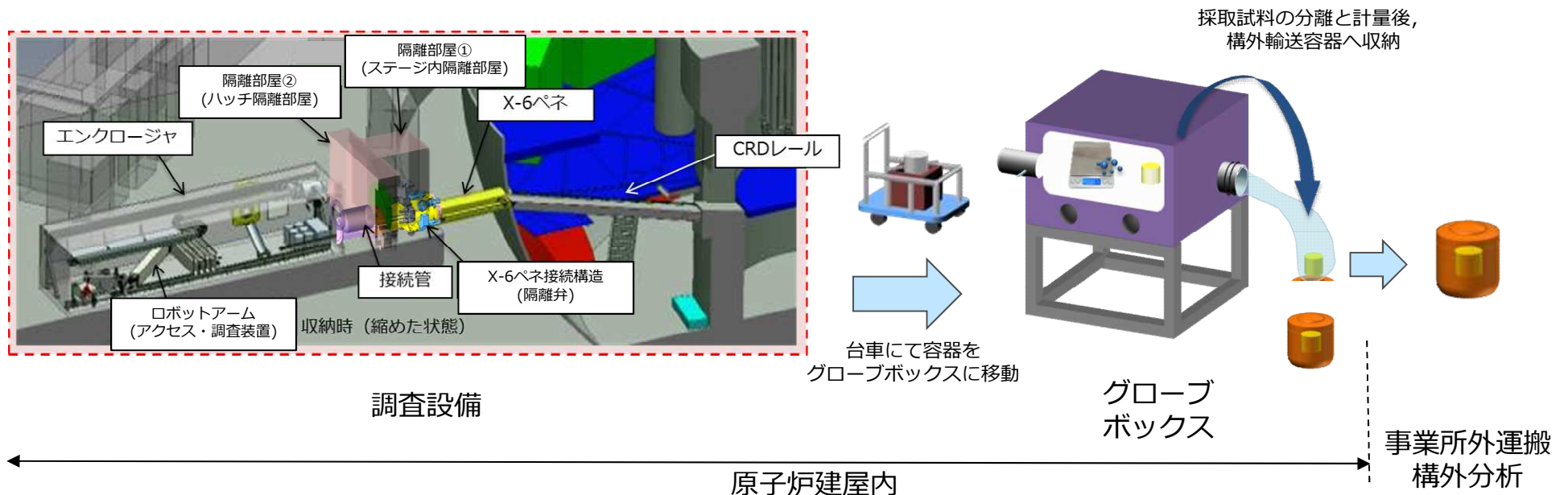
ペDESTAL内地下階調査結果



地下階堆積物の把持状況
(概要図②の付近)

5. 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

6-1. 試験的取り出しの作業ステップ (1/2)

1. 隔離部屋設置



- ハッチ開放にあたり事前に隔離部屋を設置

2. X-6ペネハッチ開放

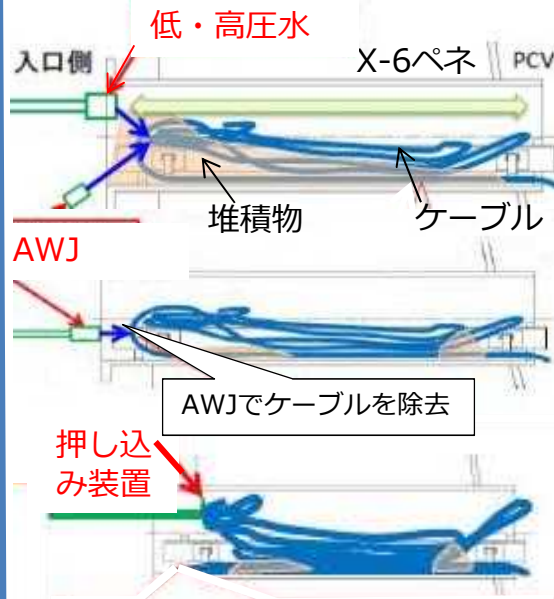
ハッチ開放装置



- ハッチ開放装置によりハッチを開放

3. X-6ペネ内堆積物除去

X-6ペネ内部にある堆積物・ケーブル類を除去する



- 【低・高圧水】で堆積物の押し込み
- 【AWJ】でケーブル除去
- 【押し込み装置】でケーブルを押し込み

4. ロボットアーム設置



5. 試験的取り出し作業 (内部調査・デブリ採取)

①ロボットアームによるPCV内部調査



②ロボットアームによるデブリ採取

燃料デブリ回収装置先端部



(次スライドへ)

- (注記)
- ・隔離弁：PCV内/外を仕切るために設置した弁
 - ・AWJ (アブレシブウォータージェット)：高圧水に研磨材 (アブレシブ) を混合し、切削性を向上させた加工機

認可取得済み

今回の申請範囲

6-2. 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

接続管

隔離弁

- 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

7. 建屋内運搬容器へ収納・線量計測

線量計測

建屋内運搬容器

- 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

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

7. 実施計画変更認可申請（既認可と今回申請）範囲の比較表

	既認可（内部調査）	今回申請（試験的取り出し）
試験的取り出し作業（内部調査・デブリ採取）にて使用する装置	<ul style="list-style-type: none"> ①隔離部屋 ②ハッチ開放装置 ③堆積物除去装置 ④X-6ペネ接続構造(隔離弁) ⑤接続管 ⑥エンクロージャ ⑦ロボットアーム （アクセス・調査装置） ⑧双腕マニピュレータ 	<p>左記④～⑧は継続使用</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑨燃料デブリ回収装置 （金ブラシ型，真空容器型） ⑩グローブボックス ⑪建屋内運搬容器（DPTEコンテナ）
敷地境界線量評価	<p>・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。</p> <p><PCV内の放射性ダスト濃度が一時的に上昇する可能性のある作業></p> <ul style="list-style-type: none"> (1) AWJによるX-6ペネ内堆積物除去 (2) AWJによる干渉物除去 <p>※実施計画に影響評価を記載済</p>	<p>・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。</p> <p><主な作業></p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 燃料デブリ取り出し（数g程度，数回） (2) 燃料デブリの輸送（加工しない） <p>2019年のPCVペDESTAL底部堆積物調査時において，ペDESTAL内地下階堆積物を把持して動かした際に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化がなかったこと，且つ，試験的取り出しでは，取り扱う燃料デブリの量が少量であり，加工を行わないことから，左記のAWJ作業と比べて周辺環境への影響が十分に小さいと考えている。</p>

8. 試験的取り出しに対する措置を講ずべき事項の該当項目

- 措置を講ずべき事項の該当項目については、下記の通りの整理と考えており、燃料デブリの取り出しに係る内容を中心に、ご説明させて頂き、その他の項目についても引き続き、審査面談でご説明させて頂く

※ II章の措置を講ずべき事項のうち、試験的取り出しに適合する必要がある項目は、「V.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」で整理

措置を講ずべき事項に該当する項目	状況	ご説明内容/予定
I 全体工程及びリスク評価について講ずべき措置	説明中	燃料デブリの取り出しに係る内容であり、1Fのリスク低減に係るため、実施計画に記載
II 設計、設備について措置を講ずべき事項	説明中	ダスト発生量が極めて少ないことから従来同様、既設設備により気体の処理や放射性物質濃度の量や監視を行い、環境への放出を出来る限り低減
3 原子炉格納施設雰囲気監視等	説明中	
6 電源の確保	説明中	使用する装置のうち、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
7 電源喪失に対する設計上の考慮	説明中	全交流電源喪失時において原子炉圧力容器及びPCV内への冷却機能に影響を与えない
8 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理	説明中	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
9 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理	説明中	回収装置で燃料デブリごと回収した水は燃料デブリと分取し、吸水剤で回収し瓦礫類で処理
10 放射性気体廃棄物の処理・管理	説明中	PCV内における気体廃棄物や試験的取り出しで使用する装置から排気する気体は、フィルタで処理後に排気し、放出する放射性物質を低減
11 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	説明中	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小さく、敷地周辺に対して既認可のアクセスルート構築作業時を超える放射性被ばくリスクを与えるものではない。
12 作業員の被ばく線量の管理等	説明中	燃料デブリの回収は遠隔作業により被ばくを低減、回収した燃料デブリに接近する作業は、モックアップ等により作業時間を短縮
13 緊急時対策	説明中	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
14 設計上の考慮	説明中	DPTEコンテナ：日本産業規格(以下、JIS)に準拠した漏えい確認試験を実施 グローブボックス：漏えい率はJISに準拠
① 準拠規格及び基準	説明中	
② 自然現象に対する設計上の考慮	説明中	閉じ込め機能が喪失した場合における公衆への被ばく影響より耐震クラスを設定
③ 外部人為事象に対する設計上の考慮	説明中	閉じ込め機能を有する装置は原子炉建屋内で使用し、外部人為事象に対する安全性を確保
④火災に対する設計上の考慮	説明中	火気作業を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
⑤環境条件に対する設計上の考慮	説明中	原子炉建屋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
⑦運転員操作に対する設計上の考慮	説明中	適切な操作方法、状態監視及び機器配置により誤操作を防止し、安全機能を維持
⑧信頼性に対する設計上の考慮	説明中	JISに準拠した漏えい確認試験の実施や、JISに準拠した漏えい率の設計とすることで信頼性を確保
⑨検査可能性に対する設計上の考慮	説明中	出荷時の記録確認や現地据え付け時に漏えい確認試験を実施
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	今回説明	本変更申請は燃料デブリの試験的取り出しに係る内容であるため、実施計画に記載

9. 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、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。

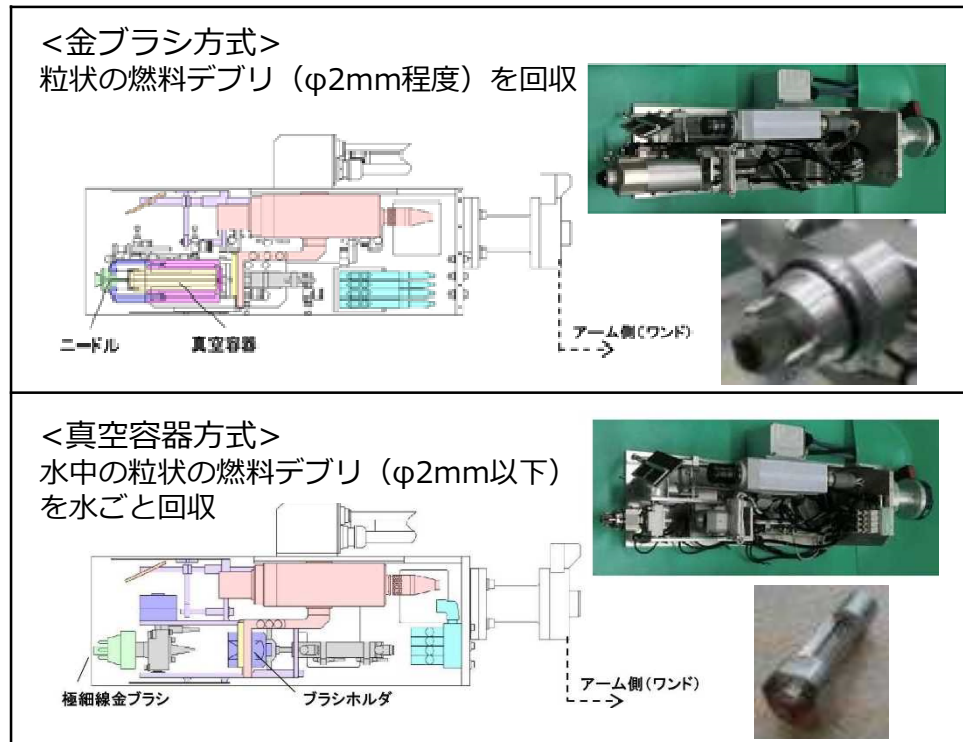
(6) 災害の防止について

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。

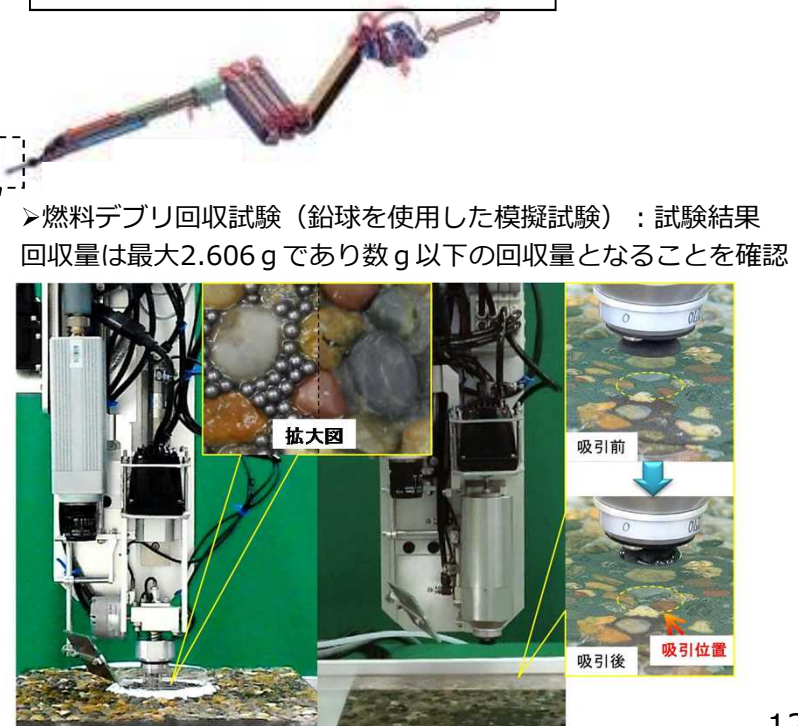
10-1. 措置を講ずべき事項の対応方針 未臨界の維持への考慮

- 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＞



ロボットアームによるデブリ採取

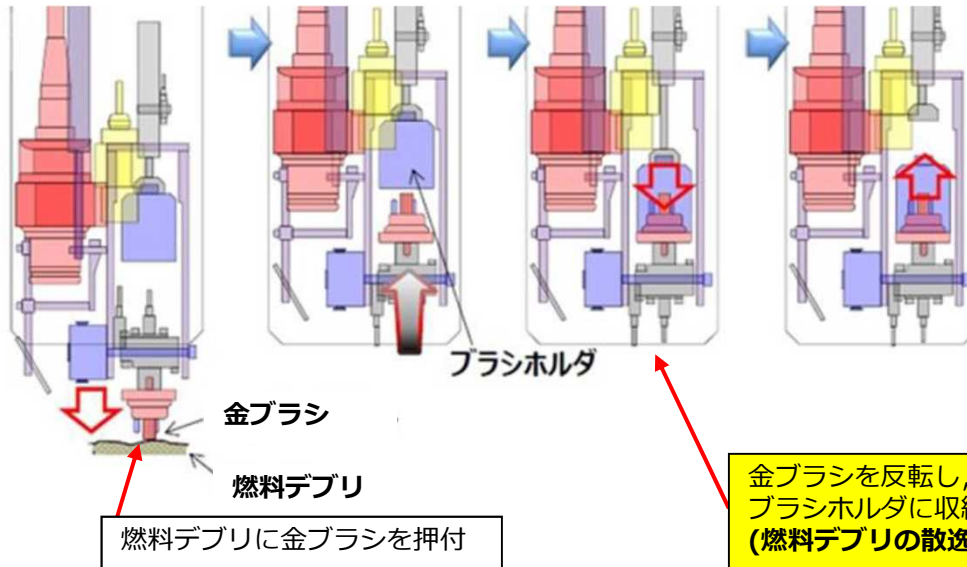


(※)写真中の窪み(深さ2.6mm)に鉛玉を充填した場合の採取量

※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

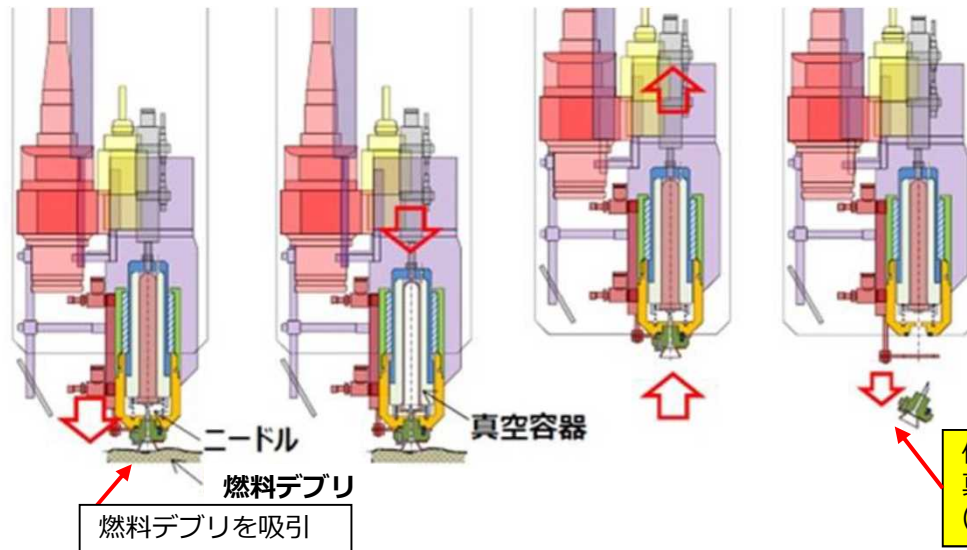
【参考】燃料デブリ回収手順

(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



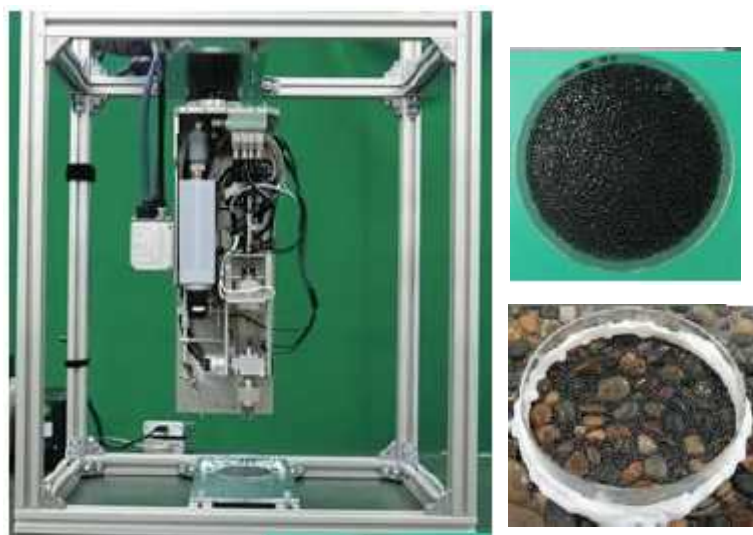
- ① アーム型アクセス・調査装置を操作し回収装置を燃料デブリ回収位置まで移動
- ② 先端を燃料デブリに接触させた状態で真空容器を押し込み吸引
- ③ 真空容器を引き込み, ニードルを切り離す
- ④ アーム型アクセス・調査装置を操作しエンクロージャまで戻す

【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

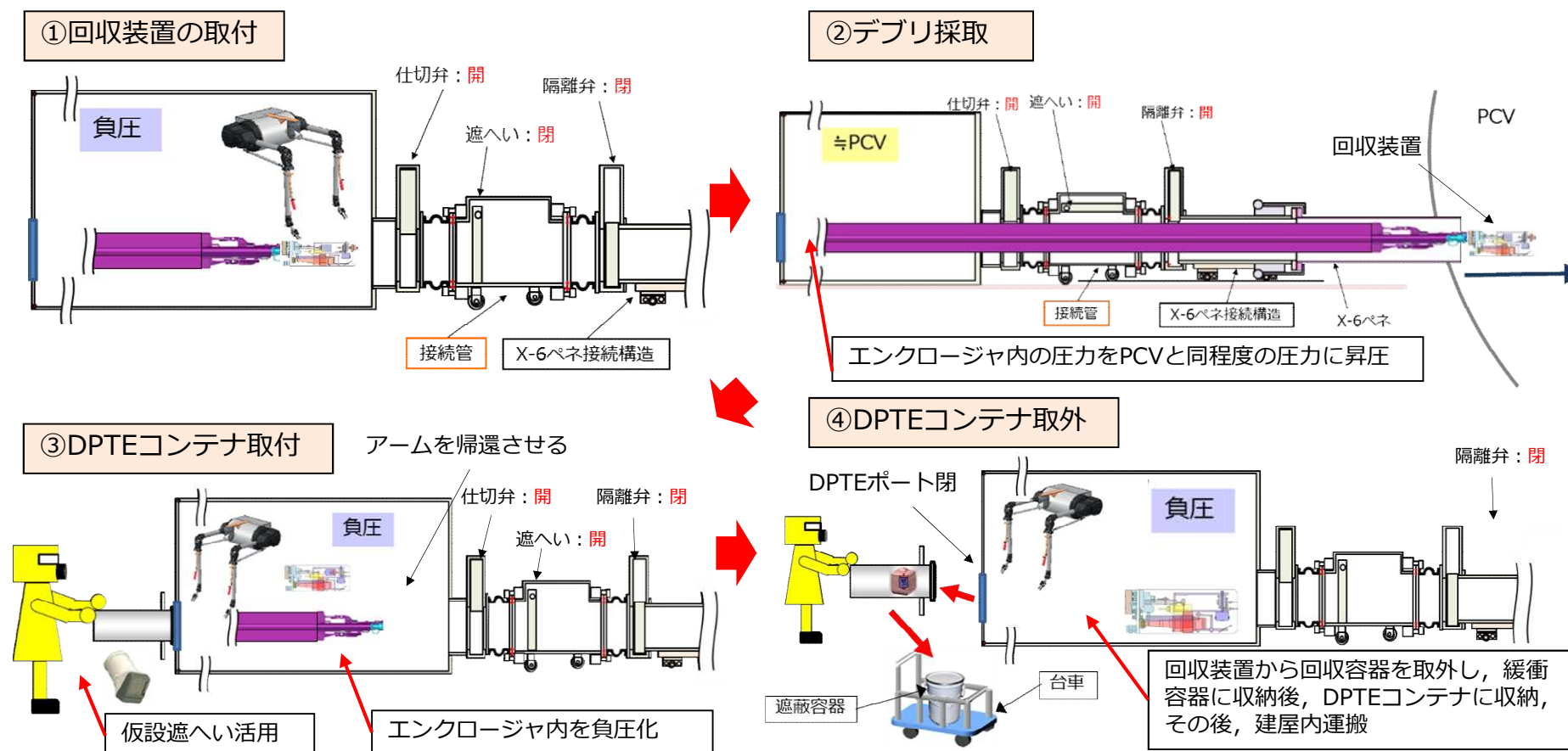
■ 試験結果

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。

10-2. 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

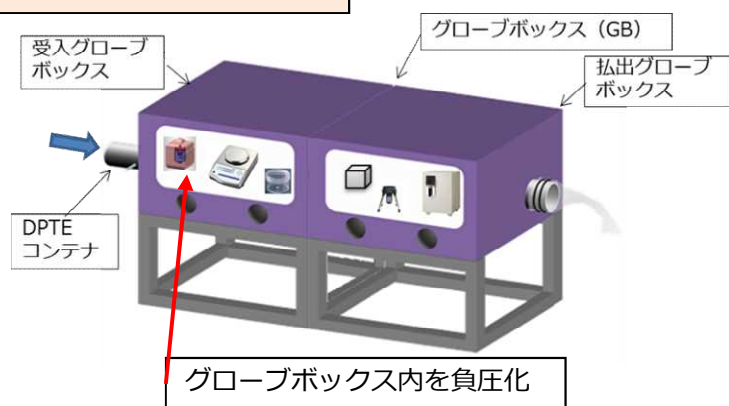


10-2. 措置を講ずべき事項の対応方針

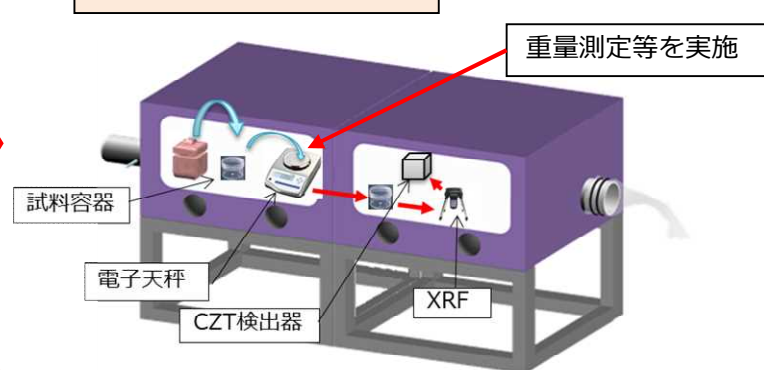
取り出し作業時の安全、飛散防止及び遮蔽への考慮

- 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

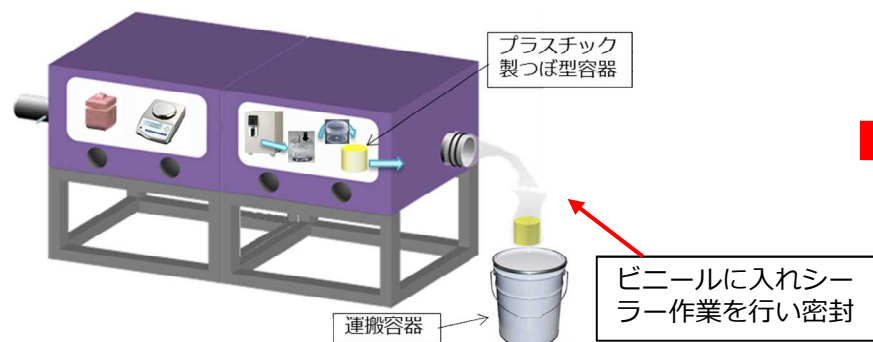
⑤ DPTEコンテナ取付



⑥ 各種測定



⑦ 運搬容器に収納



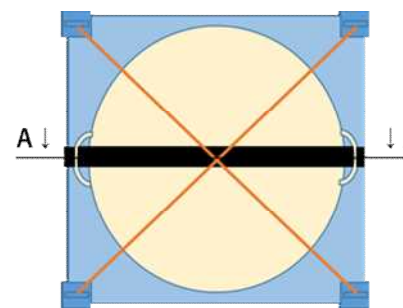
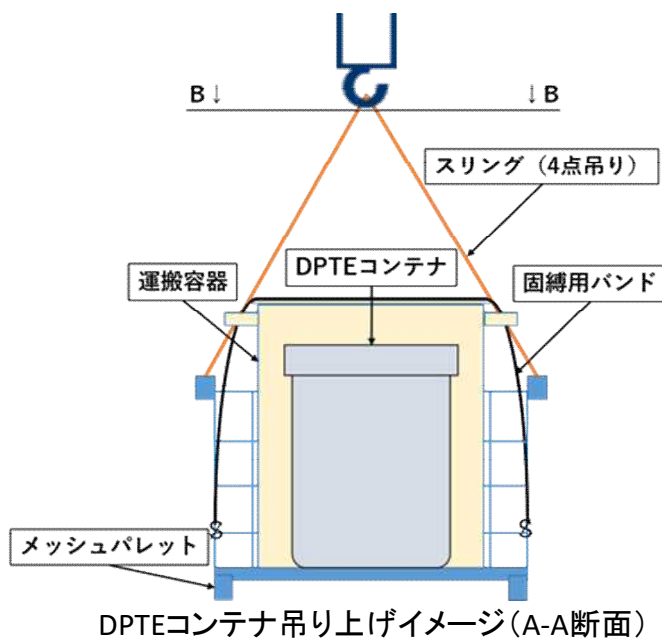
⑧ 事業所外運搬 (認可対象外)

【参考】 揚重作業時の落下防止対策

- 燃料デブリを収納したDPTEコンテナはエンクロージャからグローブボックス設置場所へ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している。

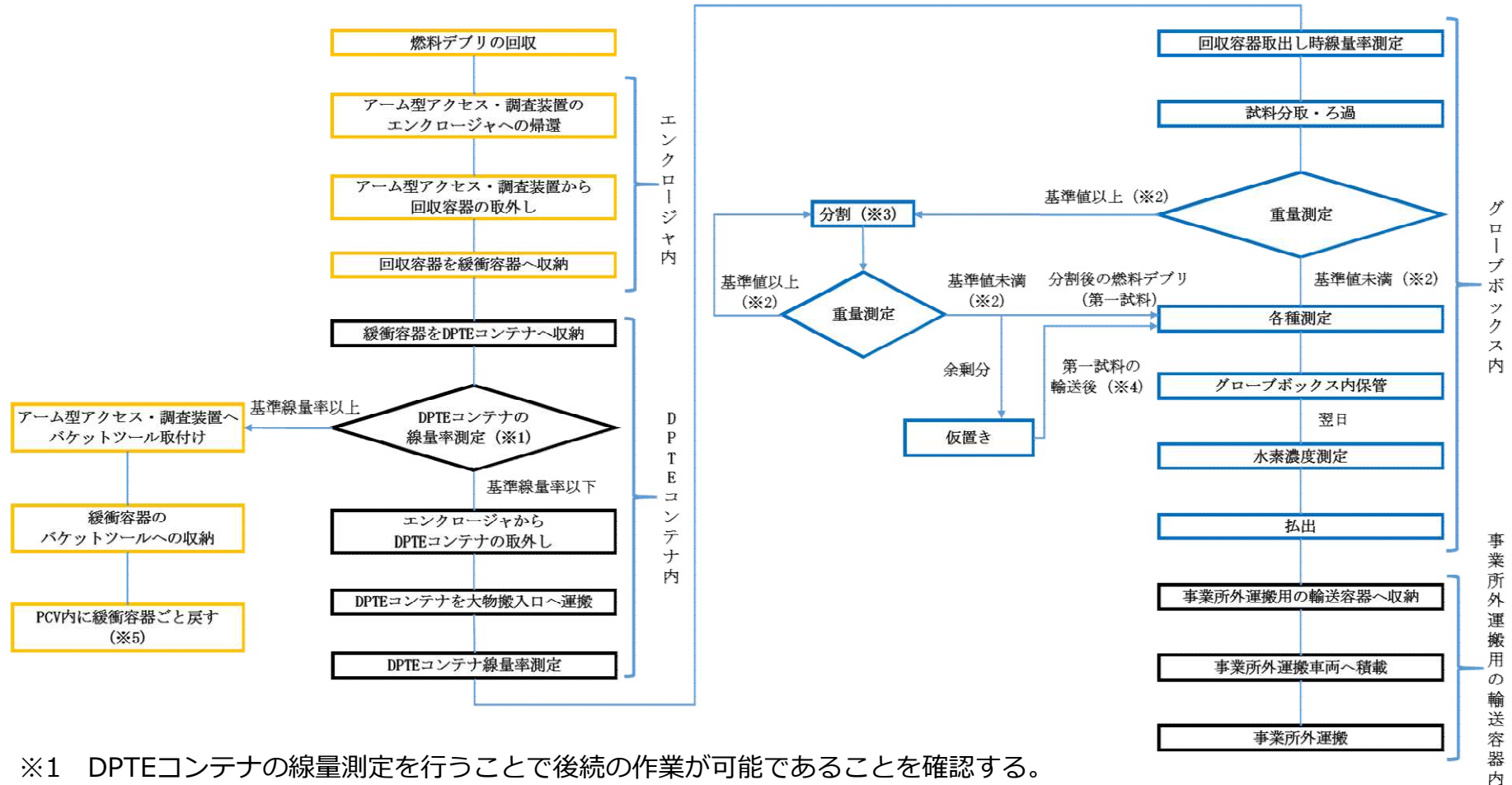
揚重作業は以下の落下防止対策を講じる。

- 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。



【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

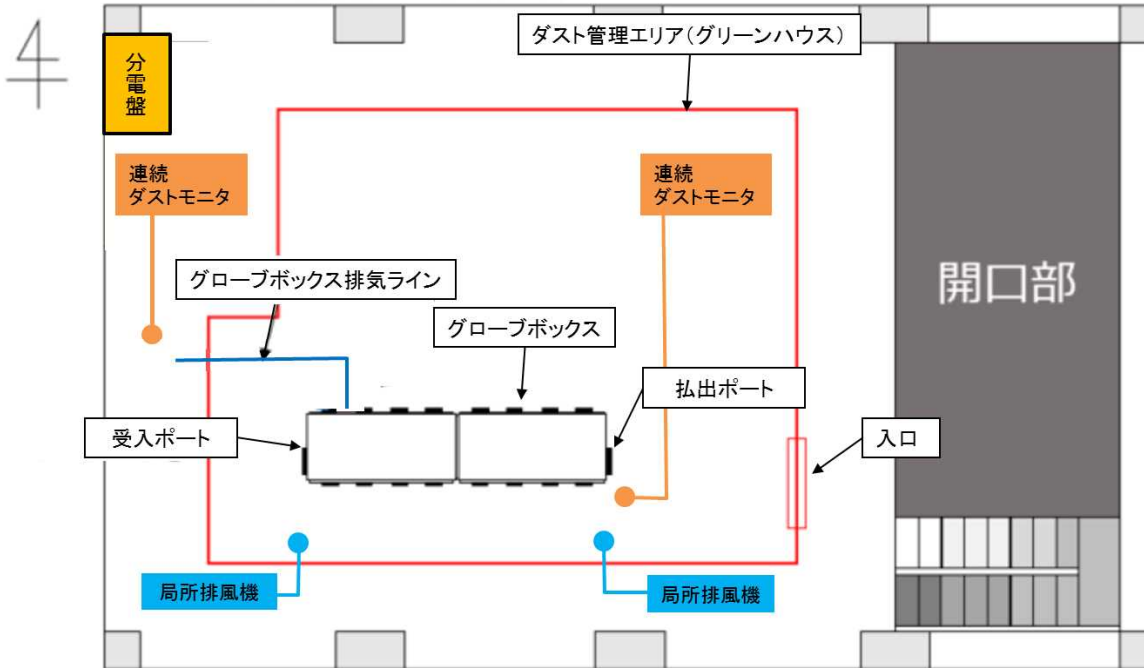


- ※1 DPTEコンテナの線量測定を行うことで後続の作業が可能であることを確認する。
- ※2 A2値または防護対象特定核燃料物質に該当しない重量のうち小さい重量。
- ※3 分割できない場合は各種測定を実施後、燃料成分が少なく事業所外運搬可能な量であることを確認後、払出をする。
- ※4 第一試料を輸送後、事業所外運搬容器が福島第一原子力発電所に戻り次第、各種測定を行う。
- ※5 PCV内へ戻す際は、堆積物がなく未臨界維持に影響のないペDESTAL外グレーチング上に残置する計画。

10-2. 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 μ 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 ³ /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	α 線， β 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

10-2. 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	約11分		○ (0.08mSv)			
元素分析	元素分析				○ (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

■ グローブボックス作業における被ばく線量管理

- 作業者はグローブ作業, 補助作業者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, 作業者の過剰被ばくを防止する。

※1 補助作業者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者より小さい。

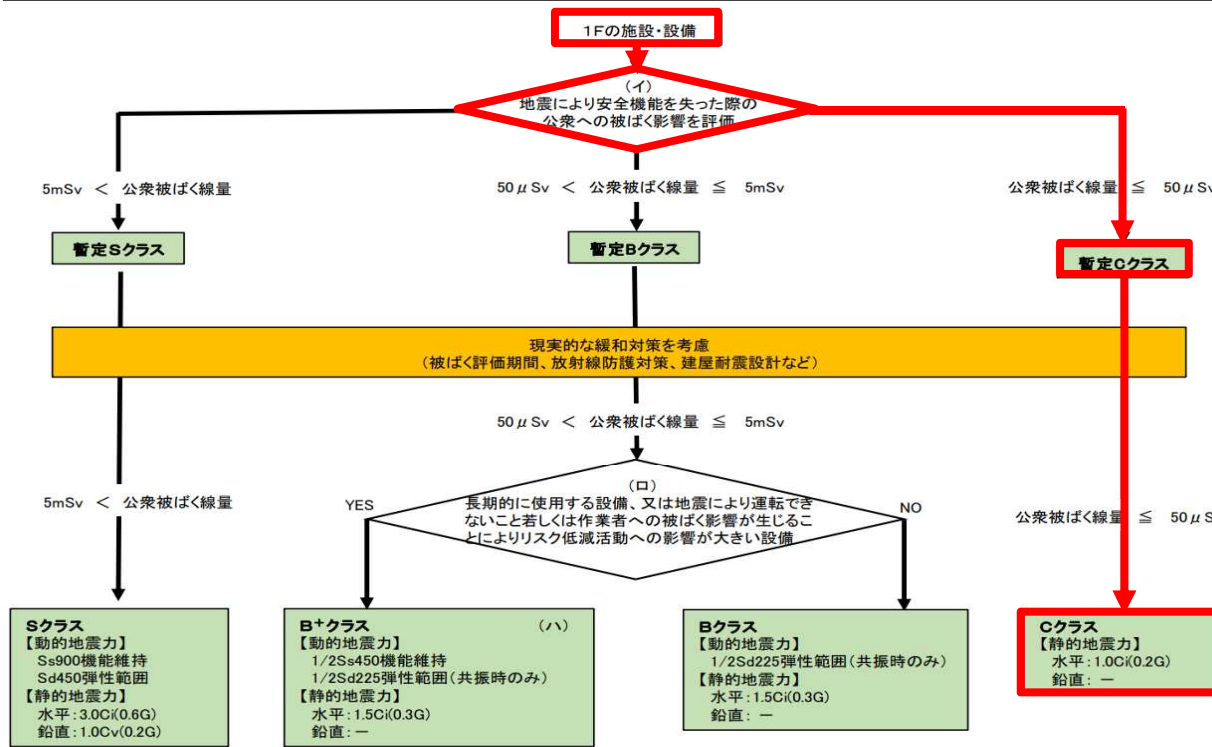
※2 それぞれ作業時間が異なるため, 待機時間の想定被ばく量も待機時間に比例して異なる。

10-3. 措置を講ずべき事項の対応方針

自然現象に対する設計上の考慮（耐震クラス）



- 燃料デブリは湿っており切削・粉砕等の加工を行わないため、ダスト飛散はないと考えているが、保守的に乾いた粉体として公衆被ばく影響を評価。
- 今回申請範囲において安全機能（閉じ込め機能）を有する装置の内グローブボックスについて※1、「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」より耐震クラスは「Cクラスと設定」
- 保守的な条件として回収した燃料デブリが搬出されず、全量グローブボックス内に残留している場合を想定。



※1 調査装置は既認可範囲。
建屋内運搬容器は可搬のため対象外。

設計の進捗、廃炉活動への影響、供用期間などを考慮した上で、施設・設備に適用する地震動及び必要な対策（耐震性の確保や代替策など）を判断 (二)～(ト)

10-3. 措置を講ずべき事項の対応方針


自然現象に対する設計上の考慮（耐震クラス）

- 放射性物質に基づく評価（地震により安全機能を失った際の公衆への被ばく影響）

地震により安全機能（閉じ込め機能）を失った際の公衆被ばく影響評価を保守的な条件を基に実施

- 公衆被ばく線量（大気拡散による被ばく線量）：約 $2\mu\text{Sv}$ （暫定値）

⇒ 公衆被ばく線量 $\leq 50\mu\text{Sv}$

 耐震クラス分類は『Cクラス』

1 1 . 試験的取り出しに係る技術会合・審査面談スケジュール

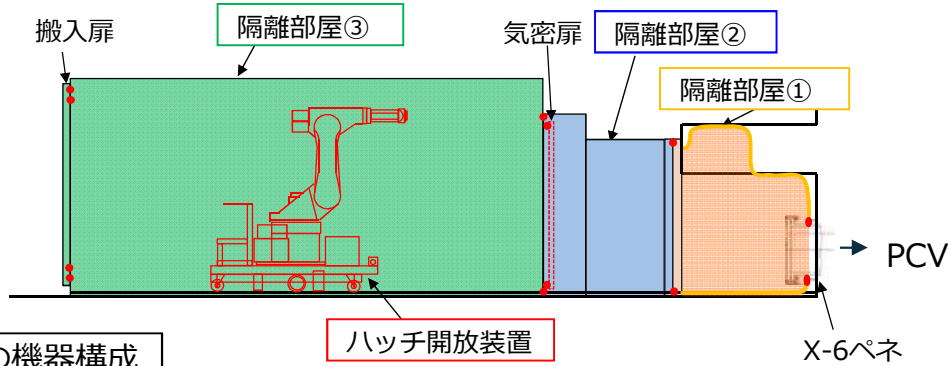


	2023年度	2024年度
アーム型アクセス・調査装置 グローブボックス 装置開発	性能確認試験・モックアップ・訓練（国内） 	
X-6ペネ隔離部屋設置		
X-6ペネハッチ開放		
X-6ペネ内の堆積物除去 アーム型アクセス・調査装置 グローブボックス 装置設置		
試験的取り出し作業 （内部調査・デブリ採取）		
調査装置撤去		
	<p>技術会合(1回目)9/11</p> <p>▽</p> <p>措置を講ずべき事項への適合性について面談</p> <p></p> <p>面談 ▲ ▲ ▲</p>	

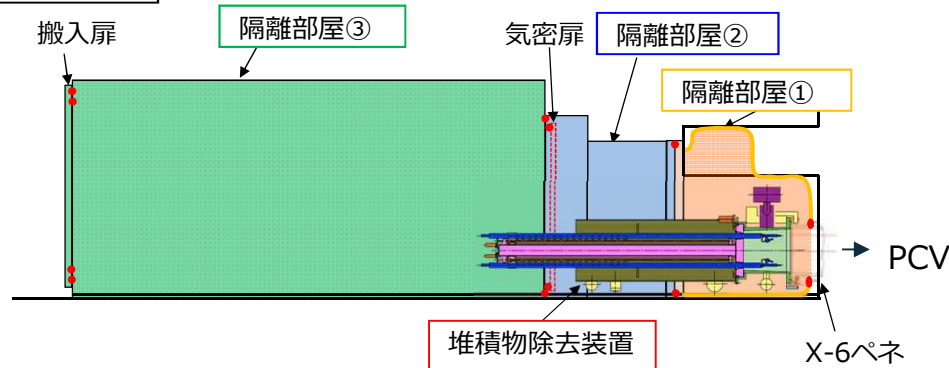
以下参考

【参考】 隔離部屋設置・X-6ペネハッチ開放の主な装置

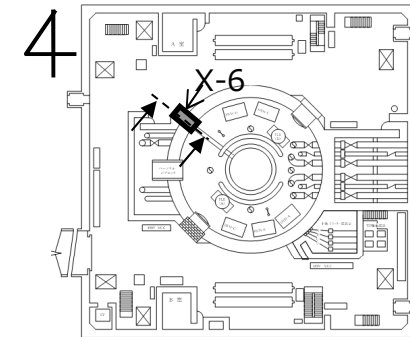
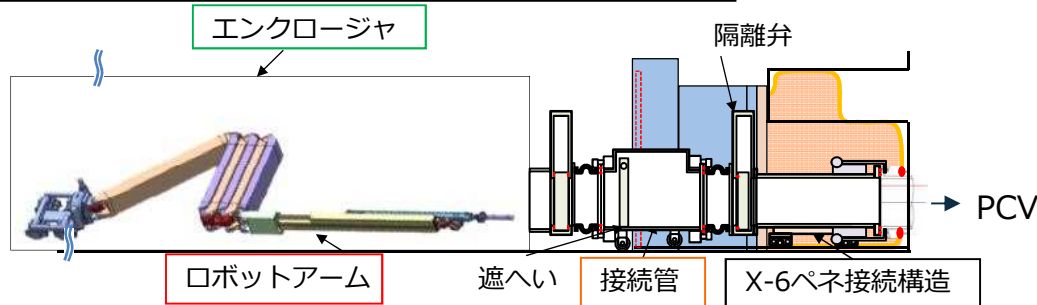
X-6ペネハッチ開放時の機器構成



堆積物除去時の機器構成



試験的取り出し作業（内部調査・デブリ採取）時の機器構成

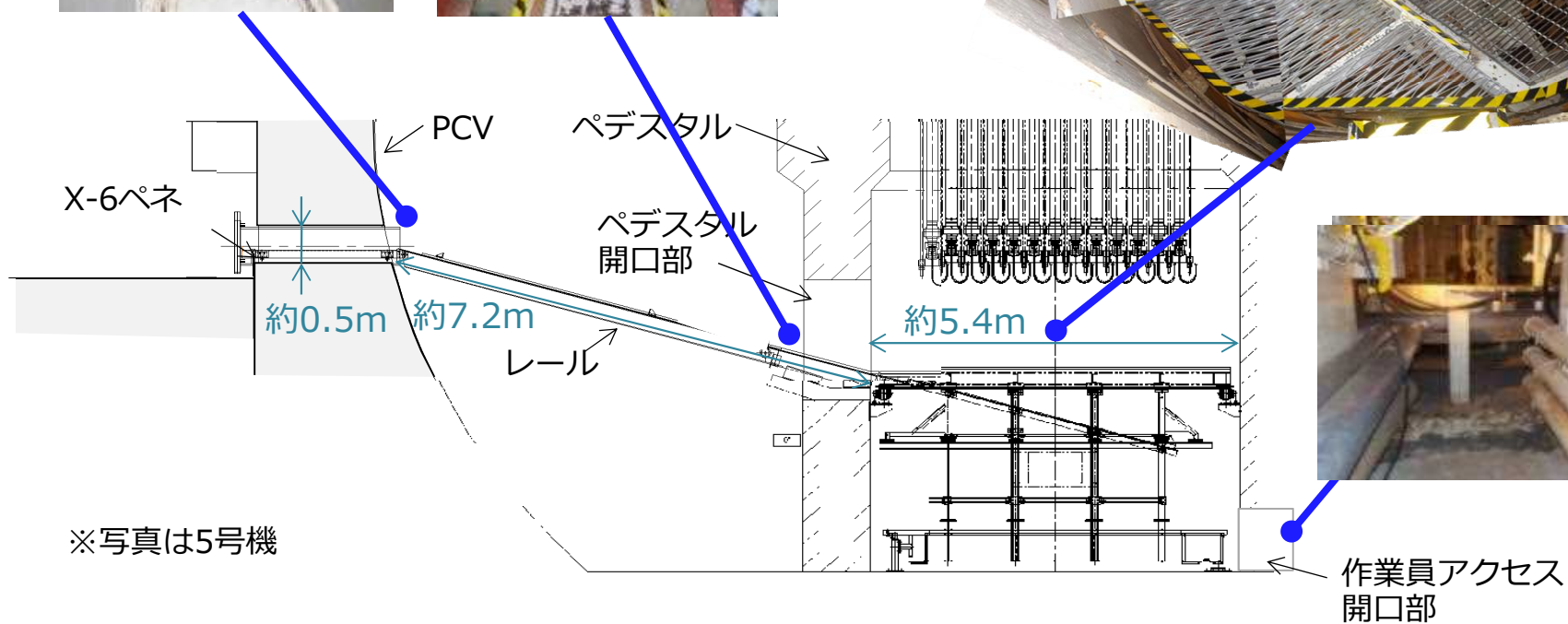


2号機原子炉建屋1階 配置図

- ・ 隔離部屋③
：エンクロージャ取付前に撤去
- ・ エンクロージャ, ロボットアーム, 接続管
：試験的取り出し作業終了後に撤去

【参考】 X-6ペネについて

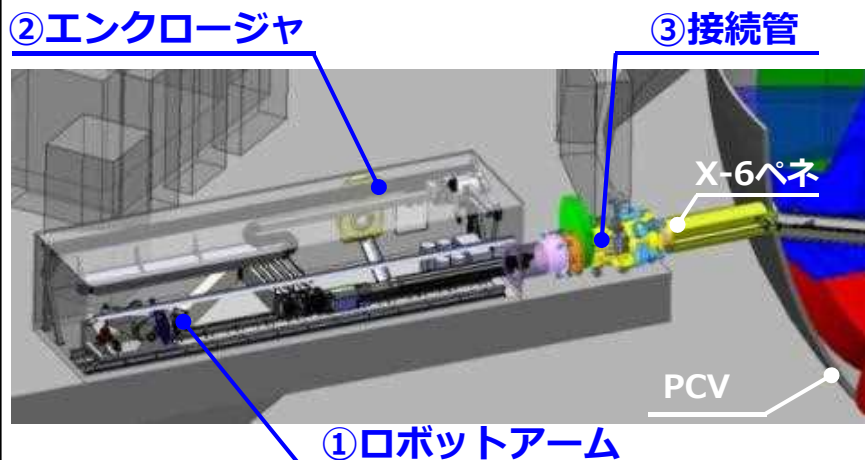
- X-6ペネ：
元々は、修理・取替のために機器を搬出入するための貫通部。ペDESTAL内部に一直線でアクセス可能であり、ペDESTAL内へのアクセスには好適な貫通部



- **ロボットアーム**で燃料デブリにアクセスし、**金ブラシや真空容器型回収装置**により、**2号機PCV内の粉状の燃料デブリ（数g程度）**を数回取り出す予定
- **IRID(三菱重工担当)**と**VNS(通称OTL※1)**が現在ロボットアームを開発中※2

<試験的取り出し装置の全体像>

- 試験的取り出し装置は3種類の装置から構成
 - ①ロボットアーム
 - ②エンクロージャ
(ロボットアームを収納，放射性物質を閉じ込め)
 - ③接続管
(エンクロージャと格納容器入口X-6ペネを接続)



<ロボットアーム>

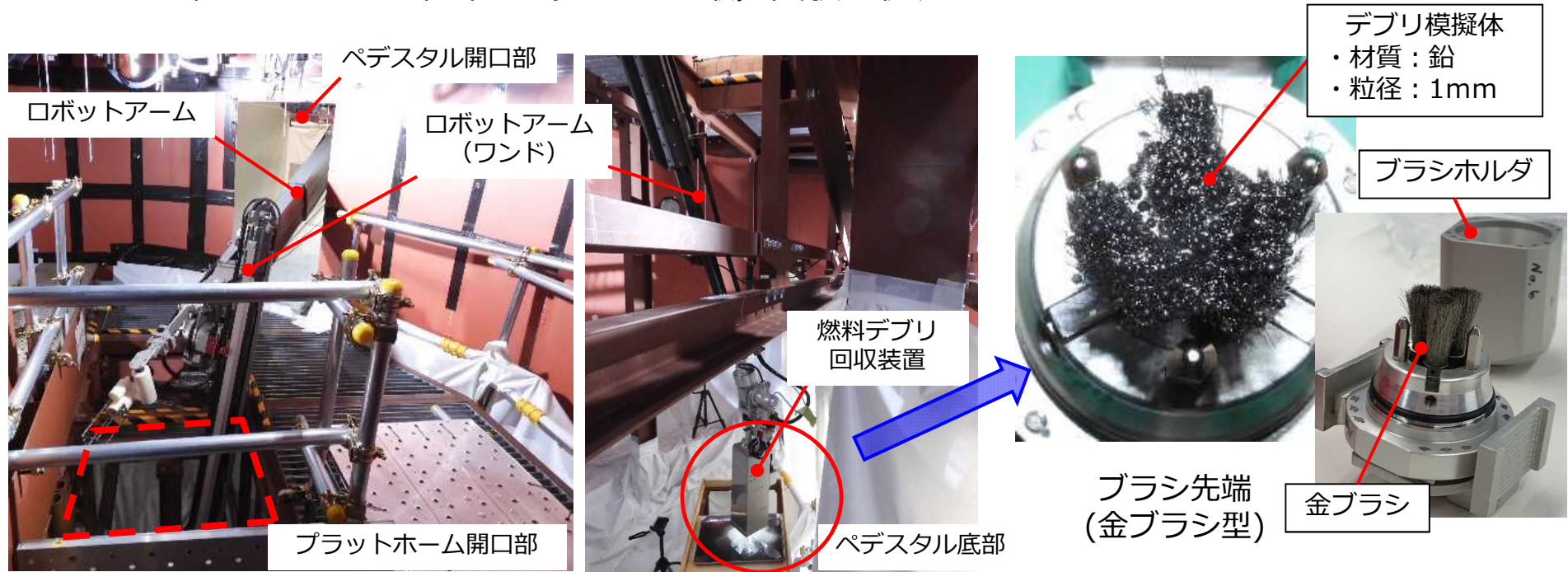
- 先端に取り付ける燃料デブリ回収装置で燃料デブリを取り出すロボットアーム※3
- 伸ばしてもたわまないよう**高強度のステンレス鋼製**
 - ※3：仕様；長さ約22m，縦約40cm×幅約25cm，重さ約4.6t，耐放射線性約1MGy（累積）



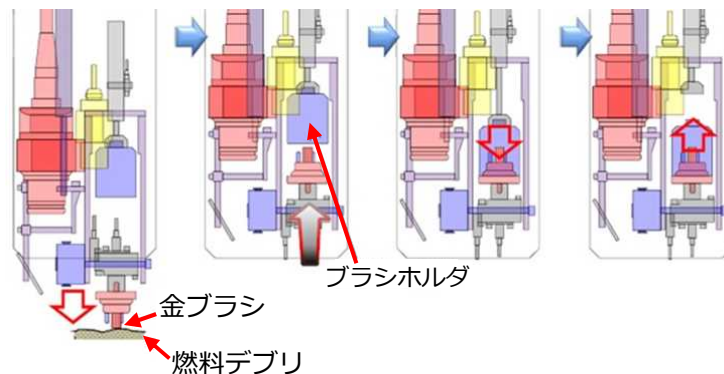
※1：Oxford Technologies Ltdの略。2018年にVeolia Nuclear Solutions (UK) Limited（略称；VNS(UK)）に名称変更（合併）
※2：IRIDより，下記URLに動画「燃料デブリへアクセスするロボットアーム等の日英共同開発の状況」を掲載 <https://youtu.be/8LhDa5z51GQ>

【参考】 試験的取り出し（デブリ採取）のイメージ （モックアップ試験状況）

■ PCV内部へのアクセス性確認（デブリ採取）試験の状況



■ 回収装置（金ブラシ型）の動作状況

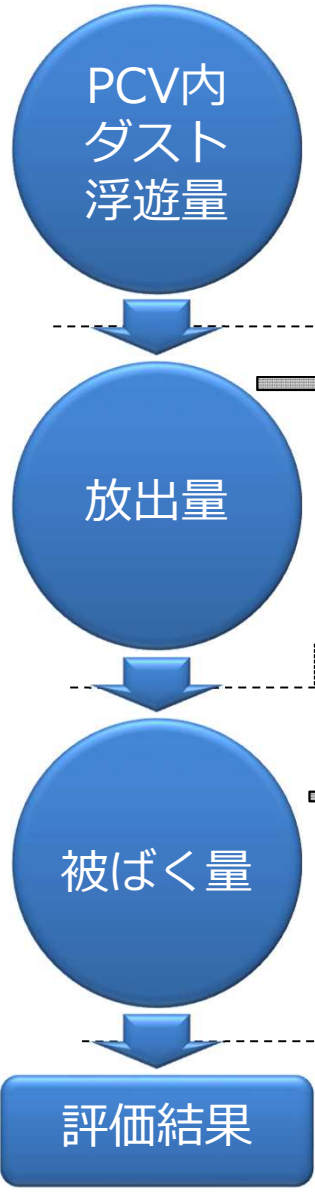


<燃料デブリ採取手順>

- ①ロボットアームを操作し、燃料デブリ回収装置を燃料デブリ回収位置まで移動させ、回収位置で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。
- ②金ブラシを引き上げた後、金ブラシを上下に反転させる。
- ③ブラシホルダを降下させ、燃料デブリが付着した金ブラシを収納する。
- ④ブラシホルダを回収装置から切り離し、ロボットアームを操作し、エンクロージャまで戻る。

【参考】 2号機PCV内部調査
周辺公衆の影響評価概要

既認可 **TEPCO**



汚染密度

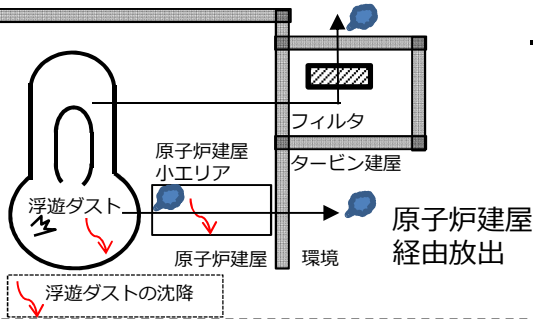
- X-6ペネ前およびPCV内の放射線量率より設定
- 放射性核種の比率は試料分析結果に基づき設定

ダスト発生対象

- 過去のPCV内部調査時の映像, AWJ影響範囲確認結果, 予定作業内容に基づき設定

最もダスト浮遊量が多い作業時にPCVバウンダリが開放する事故を異常事象として想定

PCVガス管理設備経由放出



通常時

- 作業全工程を対象に評価
- PCVガス管理設備経由, 原子炉建屋経由の2つの経路より放出

異常時 (バウンダリ施工箇所開放)

- 最もPCV内浮遊量が多いCRDレール切断作業を対象に評価
- 原子炉建屋経由の経路より放出

放出・漏えい 大気拡散



被ばく経路

- 大気に放出される放射性核種について, 左記の4つの被ばく経路を設定し敷地境界における実効線量を評価

敷地境界実効線量 [通常時]約 8.0×10^{-4} mSv [異常時]約 1.3×10^{-1} mSv

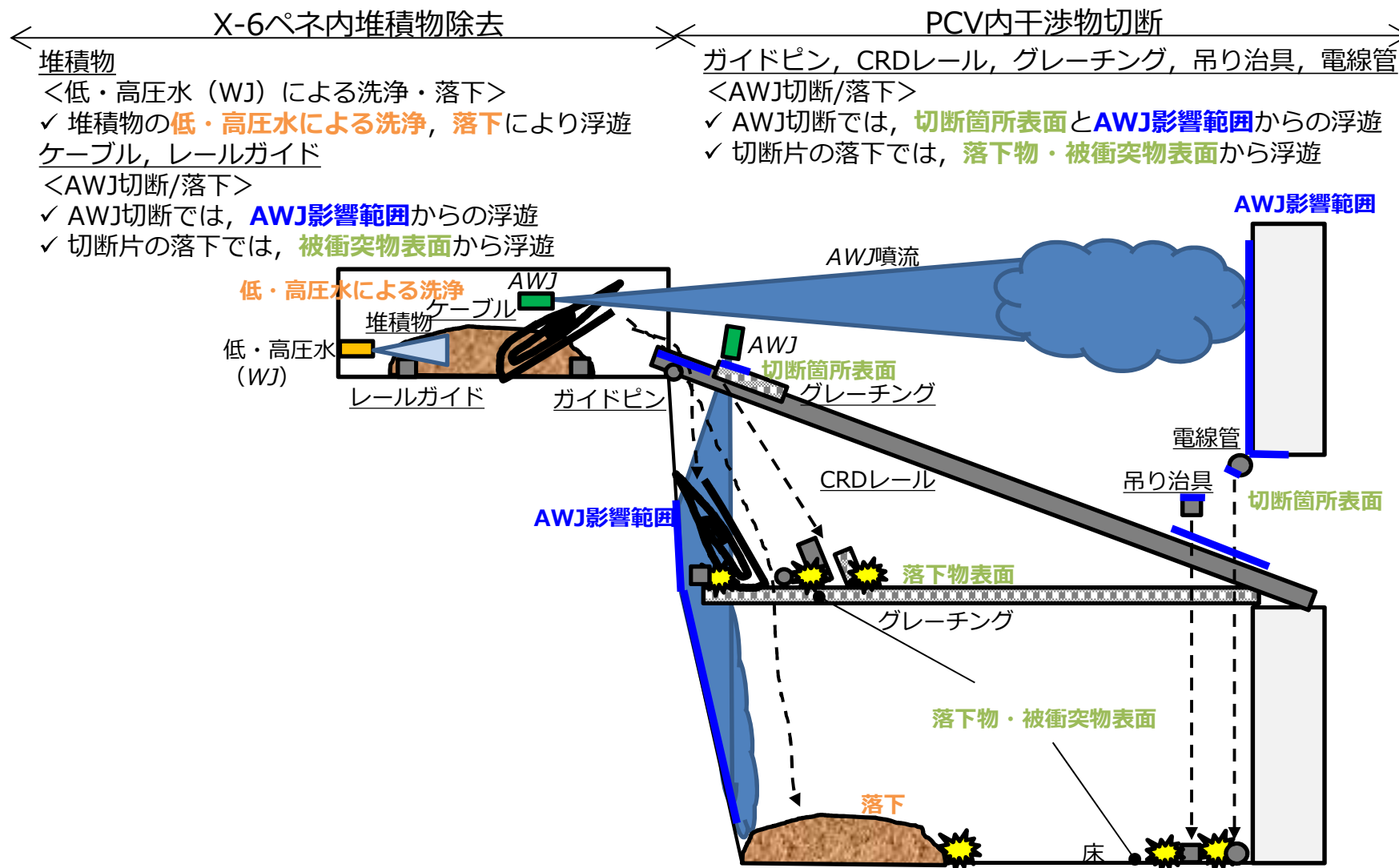
【参考】2号機PCV内部調査

X-6ペネ堆積物除去, 干渉物除去作業の概念図

既認可

TEPCO

- 2号機PCV内部調査のX-6ペネ堆積物除去, 干渉物除去作業におけるダスト浮遊については, 以下のようなケースを想定して評価



【参考】 2号PCV内部調査
 周辺公衆の被ばく影響評価

X-6ペネ堆積物除去，干渉物除去作業に伴う放射性核種の放出量および敷地境界での実効線量は，下記の通りであり，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。

(参考) 年間敷地境界実効線量は，実施計画III章 (2.2) の約0.92mSvに対して，本作業で想定する約 8.0×10^{-4} mSvを考慮しても，1mSv未満となる。

通常時

	作業全体
Cs-134放出量	約 1.6×10^7 Bq
Cs-137放出量	約 1.9×10^8 Bq
α核種 (Am-241) 放出量	約 1.9×10^6 Bq
β核種 (Sr-90) 放出量	約 4.8×10^9 Bq
敷地境界実効線量	約8.0×10^{-4} mSv

異常時 (PCVバウンダリ機能喪失時)

	CRDレーン切断作業
Cs-134放出量	約 2.1×10^8 Bq
Cs-137放出量	約 2.7×10^9 Bq
α核種 (Am-241) 放出量	約 2.7×10^7 Bq
β核種 (Sr-90) 放出量	約 6.7×10^{10} Bq
敷地境界実効線量	約1.3×10^{-1} mSv

【参考】 2号機PCV内部調査 耐震性評価について (1 / 2)

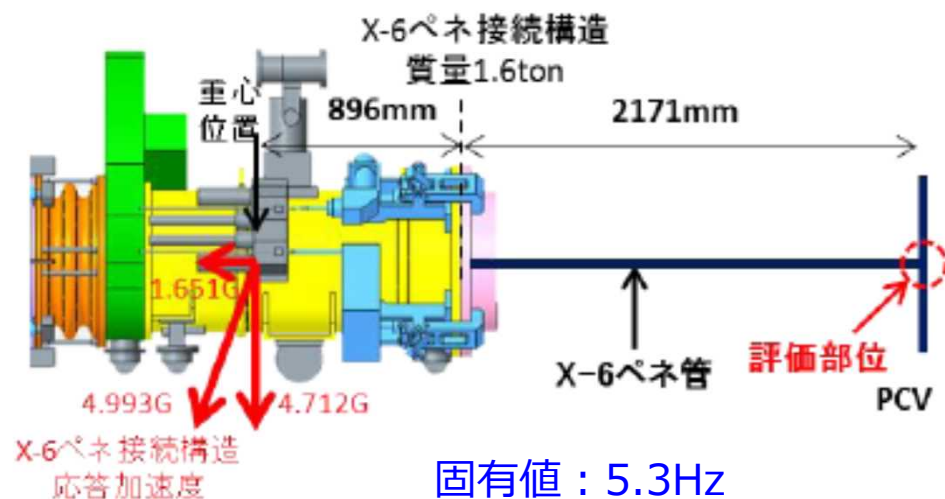
既認可 **TEPCO**

- PCV内部調査でX-6ペネに接続する「X-6ペネ接続構造」は、設備の中でも長期間適用するため、耐震性について以下のように評価している。

- 適用地震波：最大加速度600Gal(Ss)
- 機器減衰：0.5%
- 評価方法

X-6ペネ接続構造は、X-6ペネを介して地震力を受けるため、装置とペネのモデルで固有値解析を行い、応答加速度を算出した。

- X-6ペネの評価



- ペネ付け根部の評価結果 (MPa)

	発生応力	許容応力
引張	0.5	260
曲げ	31.0	260

- ペネフランジの評価結果 (MPa)

	発生応力	許容応力
曲げ	24.0	260

【参考】 2号機PCV内部調査
耐震性評価について (2 / 2)

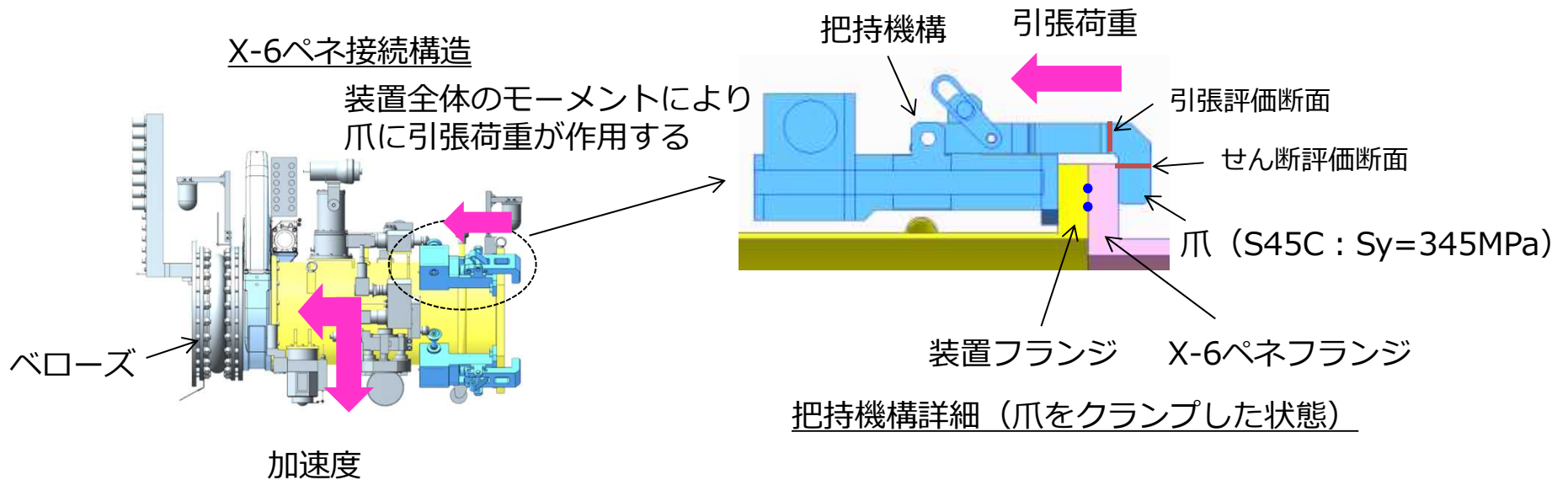


- X-6接続構造の評価

地震による加速度で、X-6ペネ接続構造の爪に作用する引張荷重を算出し、引張及びせん断の発生応力が許容応力以下（弾性範囲内）であることを評価する。なお、後続設備への荷重は装置のベローズで吸収する。

(MPa)

	発生応力	許容応力
引張	24.4	345
せん断	13.1	199



- なお地震が発生した場合は、アームを速やかに回収し、X-6ペネ接続構造の隔離弁を閉とすることで、バウンダリを維持する。