

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号機テレスコピック式試験的取り出し装
置による試験的取り出し)

令和6年2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号機テレスコピック式試験的取り出し装置による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.....	1.1-6
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.....	2.1-45

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 措置を講ずべき事項への対応方針

実施計画：I-1-1-1

1.1 1～4号機の工程

最新の中長期ロードマップに沿って、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を改訂していく事とし、特定原子力施設全体のリスク低減及び最適化を図るものとする。

中長期ロードマップの工程や内容は、今後の現場状況や研究開発成果、規制要求等によって変わり得るものであるが、安全を最優先としつつ継続的に見直していく。

1.3 措置を講ずべき事項への具体的な設計及び措置対応方針

福島第一原子力発電所は、「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」において要求される安全上必要な措置を講じており、一定の安定状態で維持管理されている。

しかしながら、福島第一原子力発電所には、事故により損傷を受けた建物の中に燃料デブリ及び使用済燃料が残されていること、プラントの状態が十分に把握されていない箇所が

あること等から、大きなリスクが存在している。このリスクの存在に対して何ら対策を取らない場合、施設の経年劣化等によって更にリスクが増加する可能性もあるため、このリスクを可及的速やかに低減させる必要がある。

このため、福島第一原子力発電所の廃炉はリスク低減のための特段の対策を講ずることを通じて、事故により発生した放射性物質に起因するリスクを、継続的、かつ、速やかに下げることが基本方針とする。

燃料デブリの取り出しにおいて、より本格的な廃炉作業となる取り出し規模の更なる拡大に向けて安全かつ確実な取り出し作業を行うため、試験的取り出しを確実に実施し知見を得て、その後の段階的な取り出し規模の拡大に活用するとともに、それを取り出し規模の更なる拡大に活かすことが重要となる。

<燃料デブリ取り出しにおける試験的取り出しの位置づけ>

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である。

(a) 試験的取り出し（2号機）

2号機における試験的取り出しは、初めての燃料デブリ取り出しであり、この作業を通して得られる貴重な情報、経験等を後続の取り出し作業に活かしていくために着実に準備を進める必要がある。試験的取り出しに向け、現場適用するためのエンジニアリングを進め、燃料デブリ取り出し設備（アクセス装置、回収装置及びテレスコピック式試験的取り出し装置等）の製作・設置を進める。

(b) 段階的な取り出し規模の拡大（2号機）

段階的な取り出し規模の拡大は、取り出し規模の更なる拡大が開始されるまでの期間において、取り出し装置の検証、取り出し作業中の環境への影響のデータ取得、取り出し量の増加、より多くのサンプルからの燃料デブリ組成や性状等のデータ取得、作業員の取り出し経験の蓄積等を主な目的として、2号機で準備を進めている。

(c) 取り出し規模の更なる拡大（1号機／3号機）

取り出し規模の更なる拡大では、2号機の燃料デブリ取り出し（試験的取り出し、段階的な取り出し規模の拡大）を通じて得られる知見を踏まえ、燃料デブリ取り出し作業、装置および施設を大規模化させ、燃料デブリの取り出しを完了させる。

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	2号機原子炉建屋 オベフロ遮へい・ダスト抑制	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】	多核種除去設備等処理水の 海洋放出開始
	原子炉建屋内滞留水の半減・処理	キャスク仮保管設備の増設着手	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)	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
	タンク内未処理水(Dエリア)の処理開始		日本海溝津波防潮堤(T.P.約13~16m)設置	
	高性能容器(HIC)内スラリー移替作業		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	建物構築物の健全性評価手法の確立	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	乾式貯蔵キャスク増設エリア拡張	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)
2026 ~ 2034	プロセス主建屋等ドライアップ	1/2号機燃料取り出し		取り出した燃料デブリの安定な状態での保管
	地下貯水槽の撤去	全号機使用済燃料プール からの燃料取り出し		
	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			
	【実現すべき姿】 タンク残量を含む液体状の放射性物質 の全量処理	【実現すべき姿】 全ての使用済燃料の乾式保管	【実現すべき姿】 建屋構築物等の劣化や損傷状況に応じ た対策を講じる	【実現すべき姿】 ・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、5.1 確実に臨界未満に維持し、5.2 原子炉格納容器の止水などの対策を講じた上で、5.3 安全に取り出し、飛散を防止し、適切に遮へい、5.4 冷却及び貯蔵すること。
- 5.5 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、5.6 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。

5.1.1 措置を講ずべき事項の未臨界の維持への適合方針

試験的取り出しは、原子炉格納容器（以下、PCV）より取り出す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。

5.1.2 措置を講ずべき事項の未臨界の維持への対応方針

実施計画：V-添7-3

c. 試験的取り出し

(イ) テレスコ式試験的取り出し装置による試験的取り出し

a 項の作業後、テレスコ式試験的取り出し装置のエンクロージャを接続する。

(別添－9)

その後、テレスコ式試験的取り出し装置を伸展させ、原子炉格納容器内にアクセスし、本装置先端に取り付けた先端治具により、原子炉格納容器内の燃料デブリを少量採取する。(別添－10)

なお、燃料デブリの取り出し量は数g以下を計画しており、臨界に達する量と比較し非常に少量であることから、取り出した燃料デブリの臨界性については問題ない。

5.1.3 措置を講ずべき事項の未臨界の維持への具体的な設計及び措置

(1) 試験的取り出し作業時の未臨界の維持

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。テレスコピック式試験的取り出し装置（以下、テレスコ式試験的取り出し装置）による試験的取り出し（以下、テレスコ式試験的取り出し）の概要を別紙－1に示す。2号機に装荷されていた燃料のU-235^{*1}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^{*2}）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。

PCV 内に残存する堆積物についてもペDESTAL底部に広く堆積していることを確認しており、テレスコ式試験的取り出し作業で先端治具により取り扱う量および範囲は、堆積物全体に対して相対的に十分小さい量および範囲で、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。

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。

先端治具の設計においては、1回の燃料デブリの取り出し量が数g以下となる装置とし、別紙-2に示す金ブラシ方式とグリップ方式を採用することにより燃料デブリの取り出し量を制限する。

なお、2019年のPCVペDESTAL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

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。

※2 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) 装置落下時の未臨界の維持

テレスコ式試験的取り出し装置(図2.1-1)の落下による未臨界の維持について、本装置はエンクロージャの外部受け、球面受け、内部受け及びX-6ペネ内支持脚にて支持した状態にてペDESTAL底部にアクセスすることから、本装置の全体がPCV内に落下する可能性はない。

本装置の先端治具はペDESTAL内のプラットフォーム開口部を通じて、ペDESTAL底部にアクセスするが、ケーブルが引っ掛かる等の異常時にはケーブルを切断して先端治具を残置する。

異常時における回収機構および燃料デブリ上への落下可能性のある部位について、別紙-3にて示す。

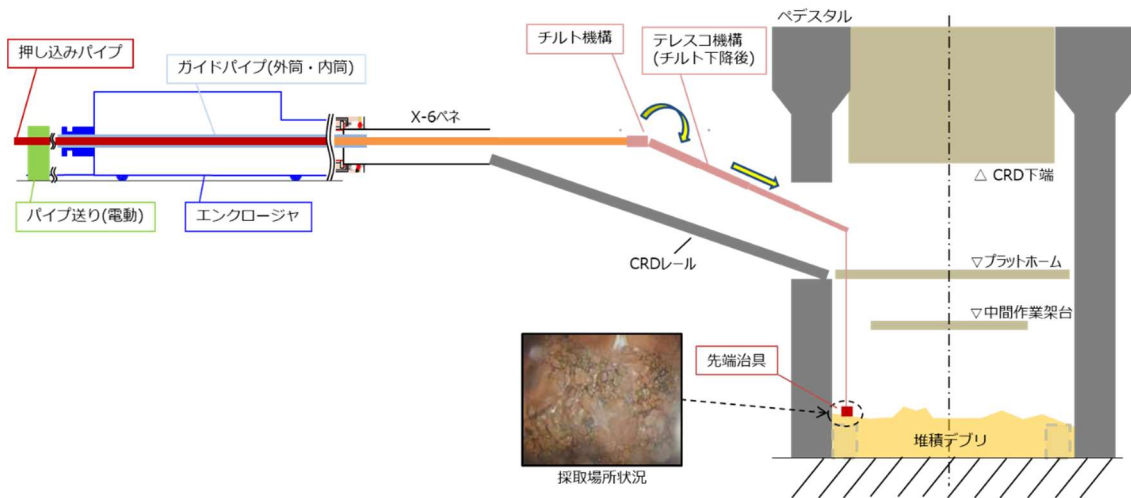


図 2.1-1 テレスコ式試験的取り出し装置の概略図

先端治具等（質量約 8kg）落下による臨界影響について、先端治具等の堆積、落下衝撃による形状変化を検討した。

先端治具等の主な組成はアルミニウムであり、ペDESTアル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（図 2.1-2）、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。

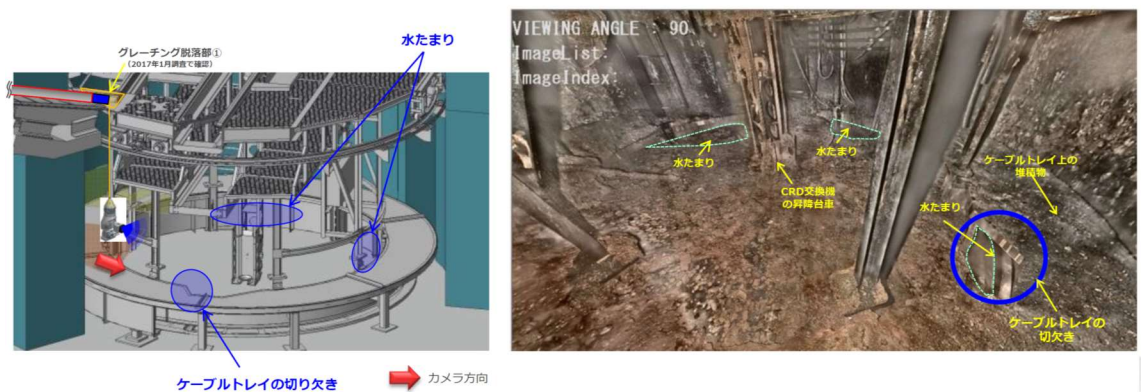


図 2.1-2 2018 年の原子炉格納容器内部調査で確認した堆積状態

落下に伴う衝撃の影響について、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、先端治具等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。

先端治具等の質量は約 8kg、落下高さは約 4m のため、落下物の運動エネルギーとしては、アーム型のアクセス・調査装置における試験的取り出しの説明資料「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）」（以下、2024/1/24 補正申請時まとめ資料）にて検討した落下物の運動エネルギーの内数となる。以下に同まとめ資料の評価結果を示すが、先端治具等の落下による実効増倍率(k_{eff})の変化は本評価結果より小さくなることから、先端治具等落下による堆積物の未臨界状態への影響は小さい。

<アーム型のアクセス・調査装置における試験的取り出しの2024/1/24補正申請時まとめ資料におけるワンド部落下による堆積物の未臨界状態への影響評価>

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、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、全て濃縮度 4wt% の UO₂（未照射の集合体平均濃縮度約 3.8wt% を包含する濃縮度^{※1}）かつ臨界量が最小となるような U-235 と水の体積比）にあると仮定した場合に、一辺 15cm の立方体相当である 3375cm³^{※2} が粉々になる場合の実効増倍率(k_{eff})の変化は約 0.07% Δk^{※3} となることから、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）^{※4}

セメント系断熱材：0.3 J/cm² ^{※5}

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。

※1 試験的取り出し作業時とワンド部落下時の臨界評価条件について

試験的取り出し作業時の臨界評価では、取り出す燃料デブリの体積が小さいことから、U-235濃縮度の高い部分のみを取り出す可能性を考慮し、未照射の2号機装荷燃料のペレット最高濃縮度 4.9wt%を包含するU-235濃縮度 5wt%で評価した。

ワンド部落下時の臨界評価では、取り出す燃料デブリと比較して落下範囲の堆積物の体積が大きく、落下範囲の堆積物は全て未照射の2号機装荷燃料のペレット最高濃縮度の燃料で構成されていることは考えにくいことから、濃縮度の異なる複数の燃料ペレットが堆積していると仮定し、未照射の2号機装荷燃料の集合体平均濃縮度約 3.8wt%を包含するU-235濃縮度 4wt%で評価した。

※2 3375cm^3 (一辺 15cm の立方体相当) の設定根拠

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破砕される堆積物の範囲をそれぞれ、約 163cm^3 (一辺約 5.5cm の立方体相当)、約 1633cm^3 (一辺約 11.8cm の立方体相当) と評価したことから、これらを包絡する体積として、 3375cm^3 (11.8cm を丸めて一辺 15cm の立方体相当) を設定した。

※3 臨界評価手法について

今回の臨界評価と類似の臨界評価を行った既認可実績として、実施計画 II 2.4 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備の未臨界性評価 (添付資料 4 未臨界に移行させるために必要なホウ素濃度の評価) がある。以下に、実施計画 II 2.4 における臨界評価と今回の臨界評価との比較を示す。

・デブリ組成

実施計画 II 2.4 では、デブリには核分裂性物質やガドリニア、制御棒その他構造材が含まれると仮定し、燃料は燃焼を考慮した組成で評価を行っている。今回の臨界評価では、ワンド部落下範囲の堆積物組成の不確かさ、落下による衝撃に伴って堆積物が破砕され、減速材となる水が堆積物の間に浸入することで反応度が添加される可能性を考

慮し、最も反応度が高い状態（堆積物には核分裂性物質やガドリニア、制御棒その他構造材は含まれず、すべて未照射の UO_2 燃料である）を仮定した組成で評価を行っている。

・評価方法

実施計画 II 2.4 では、球状のデブリを仮定し、複数の減速材体積割合（デブリと水の体積比）について実効増倍率を評価している。今回の臨界評価では、堆積物が球状（粒径 1cm）に破碎すると仮定し、臨界量が最小となる U-235 と水の体積比の場合について実効増倍率を評価している。

・使用した解析コード

実施計画 II 2.4、今回の臨界評価ともに中性子・光子輸送計算に広く用いられる連続エネルギーモンテカルロ計算コード MVP を用いている。

※4 鋳鉄の破壊エネルギーの出典

菅野利猛，丸山善久，鋳造工学 Vol.77 No.12（2005）

※5 セメント系断熱材の破壊エネルギーの出典

ニチアス技術時報，2014 年 3 号 No. 366（2014）

5.2.1 措置を講ずべき事項の原子炉格納容器の止水への適合方針

PCV内の燃料デブリの取り出しは別紙-1の通り、テレスコ式試験的取り出し装置の先端に取り付けた先端治具で行うため、水位を上昇させる必要がない。

取り出し作業に伴うPCVへの注水量の変更を行わないため、取り出し作業による水位の変化が生じない。

以上により、テレスコ式試験的取り出し装置による試験的取り出し時におけるPCVの止水は不要である。

5.2.2 措置を講ずべき事項の原子炉格納容器の止水への対応方針

実施計画：V-添7-3

c. 試験的取り出し

(イ) テレスコ式試験的取り出し装置による試験的取り出し

a項の作業後、テレスコ式試験的取り出し装置のエンクロージャを接続する。(別添-9)

その後、テレスコ式試験的取り出し装置を伸展させ、原子炉格納容器内にアクセスし、本装置先端に取り付けた先端治具により、原子炉格納容器内の燃料デブリを少量採取する。(別添-10)

なお、燃料デブリの取り出し量は数g以下を計画しており、臨界に達する量と比較し非常に少量であることから、取り出した燃料デブリの臨界性については問題ない。

5.2.3 措置を講ずべき事項の原子炉格納容器の止水への具体的な設計及び措置

5.2.1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。

5.3.1 措置を講ずべき事項の取り出し作業時の安全、飛散防止及び遮へいへの適合方針

作業時の安全の観点より、作業員が取り出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、必要に応じて仮設遮へいを活用し、作業員の被ばく低減を図る。

なお、DPTEコンテナに運搬用ボックスを収納後の作業については、実施計画V添付資料-8の既認可の範囲で作業するため、本申請では説明を省略する。

5.3.2 措置を講ずべき事項の取り出し作業時の安全、飛散防止及び遮へいへの対応方針

実施計画：V-添9-3

取り出し作業は可能な限り遠隔作業とすることで、取り出し時の安全及び飛散防止を図る。またエンクロージャ内から燃料デブリを取り出す際には、エンクロージャ内にて事前に線量率を計測した後、運搬用ボックスに収納する。その後、エンクロージャの側面ハッチを

開放して運搬用ボックスを取り出し、DPTE コンテナに収納後、グローブボックスまで運搬する。

5.3.3 措置を講ずべき事項の取り出し作業時の安全、飛散防止及び遮へいへの具体的な設計及び措置

作業時の安全の観点より、テレスコ式試験的取り出し装置による試験的取り出し作業については、可能な限り遠隔作業とすることで、被ばく低減を図る。取り出し作業に関する準備作業から DPTE コンテナ収納作業までの一連の作業内容は別紙－1 の通り。

具体的には、テレスコ式試験的取り出し装置の挿入及び引き抜きに際して必要となる機器の接続及び取り外し作業時は、エンクロージャ後方に追加遮へい体を設置することで、作業時の被ばく低減を図る。また引き抜き前に、汚染拡大防止の観点からハウス等の汚染拡大防止措置を実施する。機器の接続及び取り外し作業以外の作業については、遠隔作業とすることで被ばく低減を図る。試験的取り出しにおける採取物の燃焼度と回収量の設定の考え方について別紙－4 に、人手作業および人手作業に伴う被ばくについて別紙－5 に示す。

燃料デブリをエンクロージャまで取り出した際に線量率測定を行い、基準線量率を超える場合には PCV 内へ燃料デブリを戻すことで、エンクロージャからの燃料デブリの取り出し、運搬及びグローブボックス（排風機、HEPA フィルタ付き）（以下、グローブボックス）における測定等の作業を行う作業員の被ばく低減を図る。基準線量率に関する考え方を別紙－6 で示す。

飛散防止の観点より、燃料デブリのエンクロージャまでの取り出しは閉じ込め機能を有するエンクロージャにてバウンダリを維持した状態で実施する。またエンクロージャから燃料デブリを取り出す際には、汚染拡大防止策を実施することで作業員の安全を確保する。

具体的には、エンクロージャの大気置換等で発生する排気はフィルタにて粒子状の放射性物質の除去を行い、放射性ダスト（以下、ダスト）の濃度をモニタリングしながら原子炉建屋内に排気することで、汚染拡大を防止する。

側面ハッチを開放して運搬用ボックスを取り出す際は、運搬用ボックスの蓋を事前に取り付けるとともに、開放する側面ハッチに汚染拡大防止用ハウス等の措置を実施することで、汚染拡大防止を図り、作業員の安全を確保する。具体的な排気系統の構成および側面ハッチ開放時の飛散防止対策については別紙－7 に示す。DPTE コンテナ収納後の作業は、実施計画V 添付資料－8 の作業と同じとする。

また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ダスト監視を実施する。

遮へいの活用として、テレスコ式試験的取り出し装置の挿入及び引き抜きに際して必要となる機器の接続及び取り外し作業時は、エンクロージャ後方に遮へい体等を設置するこ

とで、作業時の被ばく低減を図る。また必要に応じて、仮設遮へい及び鉛毛マット等を使用することで作業員の被ばく低減を図る。

エンクロージャは、規格基準に準拠し、閉じ込め機能が確認されたものを使用する。

取り出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。グローブボックスに係る作業及び適合性に関する事項については、既認可のとおりであるため、本申請では説明を省略する。

5.4.1 措置を講ずべき事項の冷却及び貯蔵への適合方針

テレスコ式試験的取り出し装置による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。取り出した燃料デブリは貯蔵せず、取り出しの都度、構外分析施設へ輸送する。

5.4.2 措置を講ずべき事項の冷却及び貯蔵への対応方針

実施計画：V-添7-3

c. 試験的取り出し

(イ) テレスコ式試験的取り出し装置による試験的取り出し

a 項の作業後、テレスコ式試験的取り出し装置のエンクロージャを接続する。(別添-9)

その後、テレスコ式試験的取り出し装置を伸展させ、原子炉格納容器内にアクセスし、本装置先端に取り付けた先端治具により、原子炉格納容器内の燃料デブリを少量採取する。(別添-10)

なお、燃料デブリの取り出し量は数g以下を計画しており、臨界に達する量と比較し非常に少量であることから、取り出した燃料デブリの臨界性については問題ない。

5.4.3 措置を講ずべき事項の冷却及び貯蔵への具体的な設計及び措置

試験的取り出しでPCVから取り出す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。

取り出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。グローブボックスに係る作業及び適合性に関する事項についてはアーム型のアクセス・調査装置における試験的取り出しの2024/1/24補正申請時まとめ資料のとおりであり、また作業についても同まとめ資料の範囲で作業するため、本申請では説明を省略する。

5.5.1 措置を講ずべき事項の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合方針について

燃料デブリの取り出しはこのリスク低減に資するものであるが、不確かさも内在してい

る作業である。2号機の試験的取り出しは、初めての燃料デブリ取り出し作業であり、安全を確実に確保し、実施していく。また、試験的取り出し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を行うために活用する。

5.5.2 措置を講ずべき事項の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対応方針について

実施計画：V-添9-5

燃料デブリの取り出しはリスク低減に資するものであるが、不確かさも内在している作業である。2号機の試験的取り出しは、初めての燃料デブリ取り出し作業であり、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を行うために活用するものである。

5.5.3 措置を講ずべき事項の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具体的な設計及び措置

福島第一原子力発電所は、「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」において要求される安全上必要な措置を講じることで、安定状態を維持している。

しかしながら、福島第一原子力発電所では、プラントの状態が十分把握されていない箇所などの不確か性を有する作業環境下において、事故により損傷を受けた構造物の内部に燃料デブリが残されている、というリスクを低減する必要がある。

燃料デブリの取り出しはこのリスク低減に資するものであるが、不確かさも内在している作業である。2号機の試験的取り出しは、初めての燃料デブリ取り出し作業であり、今後の燃料デブリ取り出しの基本的な現場構成の形となることから、不確かさを内在した現場への適用に向けて様々な状態での機能を検証することにより、新たに抽出されたリスクを確実に低減していくことが必要となる。試験的取り出し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を行うために活用する。

5.6.1 措置を講ずべき事項の災害防止への適合方針

テレスコ式試験的取り出し装置による試験的取り出し作業で想定される災害は燃料デブリの臨界、作業員の被ばく、火災、燃料デブリの漏えい、水素爆発が想定される。これら想定される災害に対して適切な対策を講じ、災害を防止する。

5.6.2 措置を講ずべき事項の災害防止への対応方針

実施計画：V-添9-5

試験的取り出し作業で想定される災害は燃料デブリの臨界、作業員の被ばく、火災、燃料デブリの漏えい、水素爆発が想定される。これら想定される災害に対して適切な対策を

講じ、災害を防止する。

燃料デブリの臨界については1. (1)に記載の通り、試験的取り出しの採取量を少量に制限することで、未臨界を維持する。

作業員の被ばくについては1. (3)及び(8)に記載の通り、必要な対策を実施し、作業員の被ばく低減を図る。

火災については2. (13)に記載の通り、本作業において火気作業はないが、実用上可能な限り不燃性又は難燃性の材料を使用することで、火災の発生を防止する。

燃料デブリの漏えいについては1. (3) に記載の通り、PCV 内部における取り出し作業時は閉じ込め機能を有するエンクロージャ内にてバウンダリを維持した状態で実施し、エンクロージャからグローブボックスへ輸送する際には適切な漏えい防止策を実施する。

水素爆発については、燃料デブリが長時間密封されて容器内水素が充満する可能性があるのは、グローブボックスからの搬出後の構外輸送容器内の収納期間であることから、試験的取り出し時の水素爆発の可能性は極めて小さい。

5.6.3 措置を講ずべき事項の災害防止への具体的な設計及び措置

試験的取り出し作業で想定される災害は火災、作業員の被ばく、燃料デブリの漏えい、燃料デブリの臨界、水素爆発が想定される。これら想定される災害に対して以下に示す対策を講じ、災害を防止する。

(1) 火災について

5.7 その他の火災防止への具体的な設計及び措置に示す対策を行う。

(2) 作業員の被ばくについて

5.7 その他の作業員の被ばく線量の管理等への具体的な設計及び措置に示す対策を行う。

(3) 燃料デブリの漏えいについて

作業に伴い、燃料デブリを別のバウンダリに移送する際に漏えいのリスクが想定されることから以下に示すバウンダリ間の移送について漏えい対策を示す。

(a) エンクロージャから DPTE コンテナへの移送

燃料デブリをエンクロージャから移送する際は、ハッチ開放の前にハッチ前面を覆った側面ハッチ用汚染拡大防止用ハウス（以下、側面ハウス）を設置するとともに、燃料デブリを収納した運搬用ボックスの蓋を閉めることでエンクロージャ外への漏えい防止を図る。

側面ハッチ開放後、DPTE コンテナに運搬用ボックスを収納し、密閉状態を維持し

ながら搬出することで漏えい防止を図る。

DPTE コンテナ収納後の作業及び適合性に関する事項については、アーム型のアクセス・調査装置における試験的取り出しの2024/1/24補正申請時まとめ資料のとおりであり、また作業についても同まとめ資料の範囲で作業するため、本申請では説明を省略する。

(4) 燃料デブリの臨界について

5.1.1未臨界の維持への適合方針に示すように試験的取り出しで取り出す燃料デブリの量は少量であるため臨界管理上問題にならない。取り出し作業によってPCV内に残存する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。

(5) 水素爆発について

試験的取り出し作業の中で燃料デブリが長時間密封され、容器内水素が充満する可能性があるのはグローブボックスからの搬出後の構外輸送容器収納期間であり、アーム型のアクセス・調査装置における試験的取り出しの2024/1/24補正申請時まとめ資料と同一の検討であるため、本申請では説明を省略する。

5.7 その他

「Ⅱ 設計、設備について措置を講ずべき事項」のうち、テレスコ式試験的取り出し装置による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。

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。

5.7.1.1 原子炉格納施設雰囲気の監視等の適合方針

2号機 PCV 内部におけるテレスコ式試験的取り出し装置による試験的取り出し作業は、燃料デブリの加工を行わないことから、ダストの発生量は極めて少ないと想定している。

試験的取り出し作業にて先端治具にて燃料デブリを採取する量および範囲は、堆積物全体に対して相対的に十分小さい量および範囲で、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。

5.7.1.2 原子炉格納施設雰囲気の監視等の対応方針

実施計画：Ⅱ-1-3-1

1.3 原子炉格納施設雰囲気の監視等

< 1～4号機 >

- 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（Ⅱ.2.8参照）にて抽気・ろ過等を行い、放射線管理関係設備（Ⅱ.2.15参照）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。
- 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（Ⅱ.2.8参照）にて抽気し、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器（Ⅱ.2.9参照）にて短半減期核種の放射能濃度を監視することで、未臨界状態の監視を行う。また、臨界の可能性は極めて低いと考えられるが、原子炉圧力容器・格納容器ハウ酸水注入設備（Ⅱ.2.4参照）により臨界を防止する。

5.7.1.3 原子炉格納施設雰囲気の監視等の具体的な設計及び措置

本項については既認可の実施計画V添付資料－8と同一の設計及び措置を実施する。

具体的には以下のとおりである。

- 2号機原子炉格納容器内部の燃料デブリの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ペダスタル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のガス放射線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先端治具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量および範囲で、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の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、核燃料物質を含むデブリが臨界に至った場合、または臨界の可能性が認められた場合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。

6. 電源の確保

○重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する構築物、系統及び機器が、その機能を達成するために電力を必要とする場合においては、外部電源（電力系統）又は非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受けられ、かつ、十分に高い信頼性を確保、維持し得ること。

5.7.2.1 電源の確保への適合方針

テレスコ式試験の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。

試験的取り出し作業時にはダストの発生が少ないこと、未臨界であることを確認しながら、PCV内作業、原子炉建屋内作業を実施する。

エンクロージャのバウンダリ維持には電源を必要としないため、非常用電源は考慮しない。

5.7.2.2 電源の確保への対応方針

実施計画：Ⅱ-1-6-1

1.6 電源の確保

- 重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する構築物、系統及び機器に対し、外部電源又は非常用所内電源のいずれからも電力を供給でき、かつ、十分に高い信頼性を確保、維持しうる構成とする。（Ⅱ.2.7、Ⅱ.2.32参照）

5.7.2.3 電源の確保への具体的な設計及び措置

エンクロージャはバウンダリ維持機能に電源を必要としない。

またPCV内気体の監視については、既認可の実施計画V添付資料-8と同一の設計及び措置を実施する。具体的には、PCV内作業時にはPCV内気体を抽気し、気体の監視を行いながら作業を実施するが、抽気・監視に使用している以下系統については非常用所内電源を受電している。そのため、外部電源喪失時においてもPCV内気体の抽気・監視が可能であり、放射性ダストの発生が少ないこと、未臨界であることは監視継続可能である。

- ・原子炉格納容器ガス管理設備
- ・原子炉格納容器ガス管理設備　ガス放射線モニタ
- ・原子炉格納容器ガス管理設備　ダスト放射線モニタ
- ・原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計

原子炉建屋内作業時においては、作業エリアに連続ダストモニタを設置しダストを監視する。電源が喪失し、連続ダストモニタが使用できない状況下において監視する場合は、バッテリー型のコードレスダストサンブラを用いてダスト濃度を測定することで監視する。

7. 電源喪失に対する設計上の考慮

○全交流電源喪失に対して、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内及び使用済燃料貯蔵設備の冷却を確保し、かつ復旧できること。これを達成するために、電源車、ポンプ車を含む代替電源及び代替給水設備を備えること。

5.7.3.1 電源喪失に対する設計上の考慮への適合方針

テレスコ式試験的取り出しの作業はバウンダリ維持機能に電源は不要な設計とし、全交流電源喪失時において原子炉圧力容器・PCV内への冷却機能及びバウンダリ機能に影響を与えない設計とする。

5.7.3.2 電源喪失に対する設計上の考慮への対応方針

実施計画：Ⅱ-1-7-1

1.7 電源喪失に対する設計上の考慮

○ 原子炉圧力容器・格納容器注水設備（Ⅱ.2.1参照）は、代替電源として電源車（Ⅱ.2.7参照）及び発電機を備えるとともに、代替給水設備として消防車を備え、全交流電源喪失に対して冷却を確保し、かつ復旧できる設計とする。

5.7.3.3 電源喪失に対する設計上の考慮への具体的な設計及び措置

5.7.2.3 電源の確保への具体的な設計及び措置に記載の通り、試験的取り出しの作業は全交流電源喪失時において原子炉圧力容器及びPCV内への冷却機能に影響を与えるものではない。

また、エンクロージャはバウンダリ維持機能に電源を必要としない。

8. 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理

○施設内で発生する瓦礫等の放射性固体廃棄物の処理・貯蔵にあたっては、その廃棄物の性状に応じて、適切に処理し、十分な保管容量を確保し、遮へい等の適切な管理を行うことにより、敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること。

5.7.4.1 放射性固体廃棄物の処理、保管及び管理への適合方針

テレスコ式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。

5.7.4.2 放射性固体廃棄物の処理、保管及び管理への対応方針

実施計画：II-1-8-1

1.8 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理

○ 廃棄物の性状に応じた適切な処理

放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等については、必要に応じて減容等を行い、その性状により保管形態を分類して、管理施設外へ漏えいすることのないよう一時保管または貯蔵保管する。

5.7.4.3 放射性固体廃棄物の処理、保管及び管理への具体的な設計及び措置

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を有するX-6 ペネ接続構造、ステージ内隔離部屋及び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-8に示す。

表 2.7.4-1 テレスコ式試験的取り出し作業で設置する装置

装置名	容積[m ³]	個数
テレスコ式試験的取り出し装置	58	1

テレスコ式試験的取り出し後に解体・撤去を行う主要機器の範囲は別紙-8の図2.8-1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主な廃棄物は表2.7.4-2に示す通りである。

表2.7.4-2 テレスコ式試験的取り出し作業終了後に発生する主な廃棄物

主要機器	主要な付帯機器
テレスコ式試験的取り出し装置	エンクロージャ，運搬用ボックス，エンクロージャ後方汚染拡大防止用ハウス，側面ハッチ用汚染拡大防止用ハウス，テレスコ式アーム（ガイドパイプ（外筒・内筒），ラック，押し込みパイプを含む），先端治具，ケーブル（動力・制御・計装），局所排風機

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2.7.4-3に示すとおりである。

表2.7.4-3 試験的取り出し作業全体を通じて発生する主な廃棄物

	発生する廃棄物
試験的取り出し作業全体	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。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。屋外に一時保管する瓦礫類（再利用・再使用対象^{※1}の金属・コンクリートを除く）は2028年度末までに固体廃棄物貯蔵庫（増設を含む）に移送し，屋外一時保管を解消する。

※1 表面線量率が0.005mSv/h未満である瓦礫類。

9. 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理

○施設内で発生する汚染水等の放射性液体廃棄物の処理・貯蔵にあたっては、その廃棄物の性状に応じて、当該廃棄物の発生量を抑制し、放射性物質濃度低減のための適切な処理、十分な保管容量確保、遮へいや漏えい防止・汚染拡大防止等を行うことにより、敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること。また、処理・貯蔵施設は、十分な遮へい能力を有し、漏えい及び汚染拡大し難い構造物により地下水や漏水等によって放射性物質が環境中に放出しないようにすること。

5.7.5.1 放射性液体廃棄物の処理及び保管、管理への適合方針

テレスコ式試験的取り出しでは、PCV内の水は採取しない設計とするが、燃料デブリに付着した水は必要に応じて吸水材で回収し、瓦礫類とする。

5.7.5.2 放射性液体廃棄物の処理及び保管、管理への対応方針

実施計画：II-1-9-1

1.9 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理

<1～4号機>

○ 廃棄物の発生量の抑制及び放射性物質濃度低減のための適切な処理

放射性液体廃棄物処理施設で処理した放射性液体廃棄物については、処理済水の貯蔵を行う。

また、施設内で発生する汚染水等については、汚染水処理設備により、吸着等の浄化処理を行い、放射性物質を低減する。浄化処理に伴い発生する処理済水は貯蔵を行い、淡水化した処理済水については原子炉の冷却用水等へ再利用し、新たな汚染水等の発生量を抑制する。

5.7.5.3 放射性液体廃棄物の処理及び保管、管理への具体的な設計及び措置

試験的取り出し作業では、PCV内の水を採取しない設計とする。別紙-2に示すように金ブラシ式またはグリッパ式により採取するため、採取した燃料デブリに水分が付着する可能性があるが、その場合、付着した水分ごと運搬用ボックスに収納する。グローブボックス内において、水分は必要に応じて吸水材で回収し、瓦礫類とする。

10. 放射性気体廃棄物の処理・管理

○施設内で発生する放射性気体廃棄物の処理にあたっては、その廃棄物の性状に応じて、当該廃棄物の放出量を抑制し、適切に処理・管理を行うことにより、敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること。

5.7.6.1 放射性気体廃棄物の処理及び管理への適合方針

テレスコ式試験的取り出し作業で気体廃棄物を発生させる作業は、PCV内、エンクロージャ内及び運搬用ボックスの取り出しにおける作業であり、それぞれで原子炉格納容器内ガス管理設備等により放出される放射性物質の低減を図る。

5.7.6.2 放射性気体廃棄物の処理及び管理への対応方針

実施計画：II-1-10-1

1.10 放射性気体廃棄物の処理・管理

<1～4号機>

○ 適切な処理・管理

各建屋において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。気体廃棄物の環境中への放出にあたっては各建屋で放出監視を行い、厳重に管理するが、更に発電所全体として異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界及び周辺地域において空間放射線量率及び環境試料の放射能の監視を行う。

5.7.6.3 放射性気体廃棄物の処理及び管理への具体的な設計及び措置

試験的取り出し作業で気体廃棄物を発生させる作業は、PCV内、エンクロージャ内及び運搬用ボックスの取り出しにおける作業であり、それぞれで以下の措置を実施することにより放出される放射性物質の低減を図る。

・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。

・エンクロージャ内作業

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、排気エリアのダスト濃度を監視する。

・運搬用ボックスの取り出し作業

エンクロージャ内作業と同様に、HEPAフィルタを設置した排気系統より原子

炉建屋内に排気しながら，本作業を実施する。排気時には連続ダストモニタを設置し，排気エリアのダスト濃度を監視する。

1 1. 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

○特定原子力施設から大気、海等の環境中へ放出される放射性物質の適切な抑制対策を実施することにより、敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること。

5.7.7.1 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適合方針

テレスコ式試験的取り出しではPCV内で燃料デブリの加工を行わず、ダストの発生量が極めて少ないため、周辺の公衆に対して放射線被ばくのリスクを与えるものではない。

5.7.7.2 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対応方針

実施計画：II-1-11-1

1.11 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

○平成25年3月までに、追加的に放出される放射性物質及び事故後に発生した放射性廃棄物からの放射線による敷地境界における実効線量を1mSv/年未満とするため、下記の線量低減の基本的考え方にに基づき、保管、管理を継続するとともに、遮へい等の対策を実施する。

また、線量低減の基本的考え方にに基づき、放射性物質の保管、管理を継続することにより、敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。

敷地境界における線量評価は、プラントの安定性を確認するひとつの指標として、放射性物質の放出抑制に係る処理設備設計の妥当性の確認の観点と、施設配置及び遮蔽設計の妥当性の確認の観点から施設からの放射線に起因する実効線量の評価を行うものとする。

5.7.7.3 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具体的な設計及び措置

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

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-15）は 8.0×10^{-4} mSvである。テレスコ式試験的取り出し作業は別紙-1に記載した装置を使用し、燃料デブリの加工を行わないことから、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、周辺の公衆に対してアクセスルート構築作業時を超える放射線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、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有意な変動がなかったことを確認している。

1 2. 作業者の被ばく線量の管理等

○現存被ばく状況での放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気、除染等、所要の放射線防護上の措置及び作業時における放射線被ばく管理措置を講じることにより、放射線業務従事者が立ち入る場所の線量及び作業に伴う被ばく線量を、達成できる限り低減すること。

5.7.8.1 作業者の被ばく線量の管理等への適合方針

作業員の被ばく線量の低減及び汚染防止として、「1.(3) 取り出し作業時の安全、飛散防止及び遮蔽への適合方針」の措置を実施する。

またモックアップ及び習熟訓練により、作業時間を短縮することで被ばく低減を図る。

5.7.8.2 作業者の被ばく線量の管理等への対応方針

実施計画：Ⅱ-1-12-1

1.12 作業者の被ばく線量の管理等

○ 現存被ばく状況における放射線防護の基本的な考え方

現存被ばく状況において放射線防護方策を計画する場合には、害よりも便益を大きくするという正当化の原則を満足するとともに、当該方策の実施によって達成される被ばく線量の低減について、達成できる限り低く保つという最適化を図る。

○ 所要の放射線防護上の措置及び作業時における放射線被ばく管理措置の範囲

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」に基づいて定めた管理区域及び周辺監視区域に加え、周辺監視区域と同一な区域を管理対象区域として設定し、放射線業務に限らず業務上管理対象区域内に立ち入る作業者を放射線業務従事者として現存被ばく状況での放射線防護を行う。

○ 遮へい、機器の配置、遠隔操作、換気、除染等

放射線業務従事者が立ち入る場所では、外部放射線に係わる線量率を把握し、放射線業務従事者等の立入頻度、滞在時間等を考慮した遮へいの設置や換気、除染等を実施するようにする。なお、線量率が高い区域に設備を設置する場合は、遠隔操作可能な設備を設置するようにする。

○ 放射性物質の漏えい防止

放射性物質濃度が高い液体及び蒸気を内包する系統は、可能な限り系外に漏えいし難い対策を講じる。また、万一生じた漏えいを早期に発見し、汚染の拡大を防止する場合は、機器を独立した区域内に配置する、若しくは周辺にせきを設ける等の対策を講じる。

○ 放射線被ばく管理

上記の放射線防護上の措置及び作業時における放射線被ばく管理措置を講じるこ

とにより、作業時における放射線業務従事者が受ける線量が労働安全衛生法及びその関連法令に定められた線量限度を超えないようにするとともに、現存被ばく状況で実施可能な遮へい、機器の配置、遠隔操作を行うことで、放射線業務従事者が立ち入る場所の線量及び作業に伴う被ばく線量を、達成できる限り低減するようにする。

さらに、放射線防護上の措置及び作業時における放射線被ばく管理措置について、長期にわたり継続的に改善することにより、放射線業務従事者が立ち入る場所における線量を低減し、計画被ばく状況への移行を目指すこととする。

5.7.8.3 作業員の被ばく線量の管理等への具体的な設計及び措置

(1) エンクロージャ周りの作業

X-6ペネ周辺的环境線量率を図2.7.8-1に示す。燃料デブリの取り出し作業はテレスコピック試験的取り出し装置を使用し、可能な限り遠隔作業とする。

エンクロージャから燃料デブリを搬出する際は、ハッチ開放の前にハッチ前面に側面ハウスを設置するとともに、燃料デブリを収納した運搬用ボックスの蓋を事前に閉めることで汚染拡大防止を図る。

作業員はモックアップ及び習熟訓練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ーホース、連続ダストモニタを設置し、汚染拡大防止を目的としたダスト監視を実施する。モニタリング箇所は図2.7.8-2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。

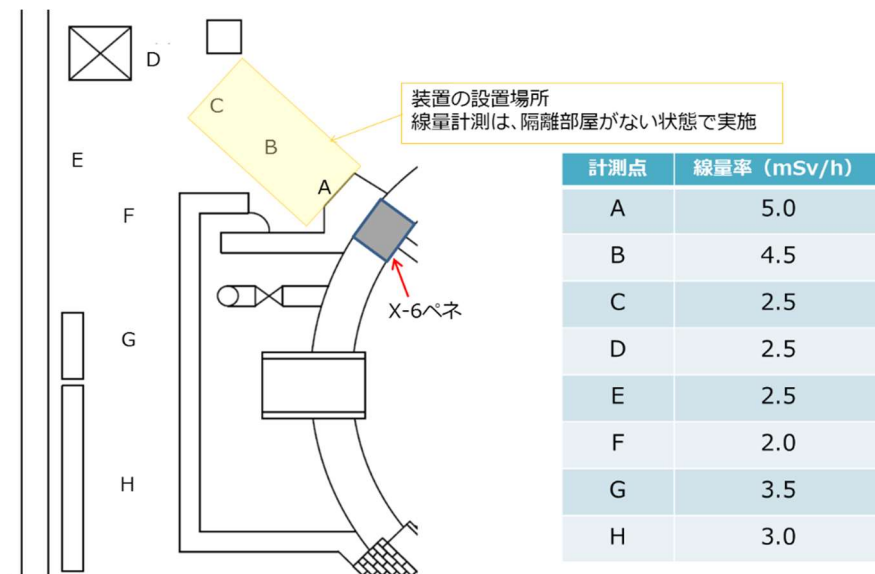


図 2.7.8-1 X-6 ペネ周辺の環境線量率 (2021 年 11 月計測)

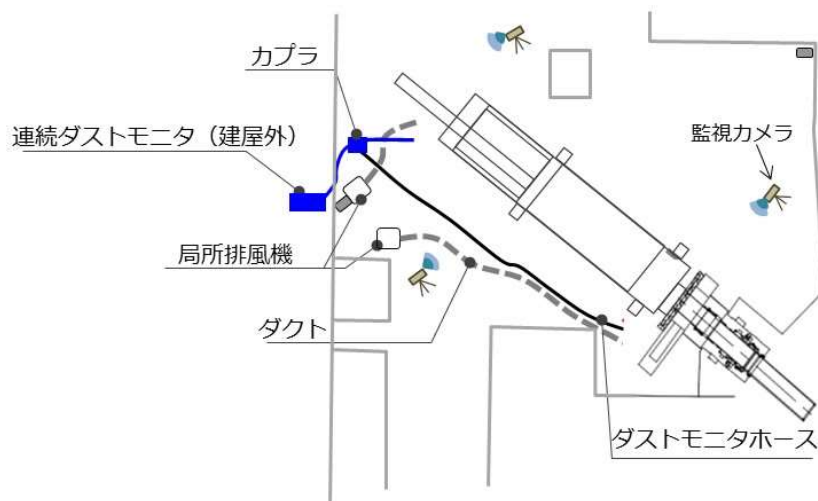


図 2.7.8-2 エンクロージャ周辺の作業エリアのモニタリング (イメージ)

1.3. 緊急時対策

○緊急時対策所，安全避難経路等事故時において必要な施設及び緊急時の資機材等を整備すること。

○適切な警報系及び通信連絡設備を備え，事故時に特定原子力施設内に居るすべての人に対する確に指示ができるとともに，特定原子力施設と所外必要箇所との通信連絡設備は，多重性及び多様性を備えること

5.7.9.1 緊急時対策への適合方針

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。

5.7.9.2 緊急時対策への対応方針

実施計画：Ⅱ-1-13-1

1.13 緊急時対策

○ 基本的な考え方

緊急時対策については、『福島第一原子力発電所原子力事業者防災業務計画』（以下『防災業務計画』という）に従い実施する。

緊急時に実施すべき事項として，通報の実施，緊急時態勢の発令，情報の収集と提供，避難誘導，応急復旧等がある。

これらを実施するために原子力防災組織の設置・運営，原子力防災資機材の整備，原子力災害対策活動で使用する施設，設備の整備等について防災業務計画で定められている。

5.7.9.3 緊急時対策への具体的な設計及び措置

既認可の実施計画V添付資料-8と同一の設計及び措置を実施する。具体的には，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本部の作業員から，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*もしくは携帯電話等の通話装置により避難を指示する。通話装置が使用できない場合には，連絡要員が原子炉建屋に出向し，原子炉建屋内の作業員に避難を指示する。

* 仮設通信設備：原子炉建屋内の作業員に対し，原子炉建屋外の現場指揮所から作業指揮者が指示・監督を行うために設置した，作業用の通話装置のこと。

1 4. 設計上の考慮

○施設の設計については、安全上の重要度を考慮して以下に掲げる事項を適切に考慮されたものであること。

① 準拠規格及び基準

安全機能を有する構築物，系統及び機器は，設計，材料の選定，製作及び検査について，それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して適切と認められる規格及び基準によるものであること。

5. 7. 10. 1 準拠規格及び基準への適合方針

安全機能を有する構築物，系統及び機器は，設計，材料の選定，製作及び検査について，それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して適切と認められる規格及び基準によるものとする。

5. 7. 10. 2 準拠規格及び基準への対応方針

実施計画：Ⅱ-1-14-1

(1) 準拠規格及び基準

安全機能を有する構築物，系統及び機器は，設計，材料の選定，製作及び検査について，それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して適切と認められる規格及び基準によるものとする。

5. 7. 10. 3 準拠規格及び基準への具体的な設計及び措置

テレスコ式試験的取り出し装置のエンクロージャは「JIS B 8265:2017 日本産業規格 圧力容器の構造—一般事項（2017年版）」に準拠した耐圧確認を工場にて実施，「JIS Z 2332:2012 日本産業規格 圧力変化による漏れ試験方法（2012年版）」に準拠した漏えい確認を工場及び現地にて実施することで，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する。

②自然現象に対する設計上の考慮

・安全機能を有する構築物，系統及び機器は，その安全機能の重要度及び地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響を考慮して，耐震設計上の区分がなされるとともに，適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計であること。

・安全機能を有する構築物，系統及び機器は，地震以外の想定される自然現象（津波，豪雨，台風，竜巻等）によって施設の安全性が損なわれない設計であること。重要度の特に高い安全機能を有する構築物，系統及び機器は，予想される自然現象のうち最も苛酷と考えられる条件，又は自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮した設計であること。

5.7.11.1 自然現象への適合方針

(1) 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「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」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。

(2) 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，竜巻等の影響を受けない原子炉建屋内に設置する。

5.7.11.2 自然現象への対応方針

実施計画：Ⅱ-1-14-1

(2) 自然現象に対する設計上の考慮

- ・安全機能を有する構築物，系統及び機器は，その安全機能の重要度，地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で，核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして耐震設計上の区分を行うとともに，適切と考えられる設計用地震力に耐えられる設計とする。また，確保できない場合は必要に応じて多様性を考慮した設計とする。
- ・安全機能を有する構築物，系統及び機器は，地震以外の想定される自然現象（津波，豪雨，台風，竜巻等）によって施設の安全性が損なわれないものとする。その際，必要に応じて多様性も考慮する。重要度の特に高い安全機能を有する構築物，系統及び機器は，予想される自然現象のうち最も苛酷と考えられる条件，又は自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮したものとする。

5.7.11.3 自然現象への具体的な設計及び措置

エンクロージャ

(a) 地震

テレスコ式試験的取り出し装置のエンクロージャは2022年11月16日の原子力規制委員会で示された「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」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、エンクロージャ内に燃料由来の燃料デブリが3g存在し、かつX-6エネ接続構造の隔離弁が開の状態での評価を行った。

想定事象として、燃料デブリを採取し、エンクロージャ内まで先端治具を回収した時点において、隔離弁が開の状態でのエンクロージャ内での燃料デブリの落下とエンクロージャの破損によるバウンダリの破損が発生した状態を仮定し、評価した。

燃料デブリ落下に伴う被ばくに関して、エンクロージャ内における採取された燃料デブリの位置は、先端治具から床面までの距離は約60cmである。この距離は、アーム型のアクセス・調査装置における試験的取り出しの2024/1/24補正申請時まとめ資料にて評価しているグローブボックス内から床面までの落差を大きめに丸めた距離(2m)より小さい。そのため、燃料デブリ落下に伴う公衆への放射線影響はグローブボックスにおける評価に包絡される。グローブボックスにおける評価結果は同まとめ資料より約 $3\mu\text{Sv}$ である。

バウンダリ破損時の公衆への放射線影響の評価結果は、実施計画V添付資料ー7別添ー14より、約 $0.049\mu\text{Sv}$ である。

両評価結果を合算しても約 $3\mu\text{Sv}$ となり、公衆への放射線影響が $50\mu\text{Sv}$ 以下となる。そのため、耐震クラスはCクラスとなる。各評価は以下に示すとおりである。

＜アーム型のアクセス・調査装置における試験的取り出しの2024/1/24補正申請時まとめ資料におけるグローブボックス内での燃料デブリ落下に関する評価＞

(a) 燃料デブリ量

実際には、回収される燃料デブリ量は最大3g/回であり、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、グローブボックス内に滞留することはないと想定していることから、3g(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(※注1)。燃料デブリの放射能濃度は、保守的に、構造材等を含めず、すべて2号機燃料ペレットの最高燃焼度57GWd/tと仮定し求めた。(別紙ー4)

※注1：電中研ハンドブックにおいて選定された評価対象核種（55核種）は、インベントリが5～300年の間に0.1%以上となる核種等から広めに選定されたものであり、1Fへも適用できる考え方である。また、電中研ハンドブックでは、ここから更に被ばく経路ごとの評価対象核種の絞り込みを行っているが、本評価では、上記55核種をそのまま使用した。更に、適用に際しては、JAEAが公表しているORIGEN計算に基づく1F2号機の放射能インベントリ（JAEA-Data/Code 2012-018）を参照し、全核種の合計値に対して55核種に含まれる核種の寄与が99.6%以上を占めることを確認した。

(b) 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2m(グローブボックス内から床面までの落差を大きめに丸めた距離)落下して落下中に気中飛散するものとし、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)から求まる₍₁₀₅₎飛散率を包絡する、0.2%と設定した。また、床面衝突時に舞い上がるとし、そのダスト飛散率を「DOE HANDBOOK^{※2}」の非金属固体破碎の飛散率評価式(4.3.3節の(4-1)式)を参照し、0.01%を設定した。以上より、落下中の0.2%と衝突時の0.01%の飛散率を合算した0.21%と設定した。

(各飛散率の算出に用いた評価式と設定の考え方は別紙-9を参照。評価パラメータは上記参照)

(c) 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(グローブボックス、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。

以上(a)～(c)より、放射性核種の大気放出量は以下の式で表す。

$$Q_{R,i} = M \times C_i \times R$$

M : 燃料デブリ重量[g] (=3)

C_i : 燃料デブリ中の核種iの放射能濃度[Bq/g] (表2.7.11-1参照)

R : ダスト飛散率[-] (=0.0021)

Q_{R,i} : 放射性核種iの大気放出量[Bq] (表2.7.11-2参照)

添え字i : 表2.7.11-1, 2に示した核種

(d) 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。ここで、評価式および評価パラメータ（地表沈着した核種からの外部被ばく実効線量換算係数および被ばく時間を除く）は、実施計画V章. 添付資料 7. 別添-15 「2号機原子炉格納容器内部詳細調査 アクセスルート構築作業時の影響評価について」に同じである（a., b.の放出時間と被ばく時間の設定については別紙-10参照）。

- ・ 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

放射性雲中の核種からのγ線の外部被ばくによる実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

$$H_{\gamma} = \sum_i K \cdot D/Q \cdot E_{\gamma,i}/0.5 \cdot Q_{R,i} \cdot 1000$$

- 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)
- $E_{\gamma,i}$: 核種iに対するγ線の実効エネルギー[MeV] (*1) (別紙-11)
- $E_{\gamma,i}/0.5$: 核種iに対する0.5MeVに等価な放射エネルギーへの換算係数[-] (*2)
- D/Q : 相対線量[Gy/Bq] ($=2.4 \times 10^{-19}$)

*注2: D/Qを0.5MeVのガンマ線エネルギーを基準に計算しているため、大気放出される各核種の放射エネルギーを、0.5MeVに等価な放射エネルギーに換算している。

b. 放射性雲中の核種の吸入摂取による内部被ばく

放射性雲中の核種からの吸入摂取による内部被ばくの実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

$$H_I = \sum_i K_{in,i} \cdot R_1 \cdot \chi/Q \cdot Q_{R,i}$$

- 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]
- $K_{in,i}$: 核種iの内部被ばく実効線量換算係数[mSv/Bq] (*1) (別紙-11)
- R_1 : 呼吸率[m³/s] (=1.2[m³/h]/3600) (*3)
- χ/Q : 相対濃度[s/m³] ($=2.0 \times 10^{-5}$)

c. 地表沈着した核種からの γ 線による外部被ばく

地表沈着した核種からの外部被ばくによる実効線量の評価に用いる式を以下に示す。被ばく時間については、令和4年11月16日に原子力規制委員会が承認した「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（原子力規制庁）」を参照し、6日目までに外部支援を受けられることを前提に、7日間の線量を評価した。核種の崩壊については保守的に考慮しない。

$$G_{ex} = \sum_i K_{ex,i} \cdot \chi/Q \cdot V \cdot f \cdot Q_{R,i} \cdot T \cdot 1000$$

- 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]
 $K_{ex,i}$: 核種iの外部被ばく実効線量換算係数[(Sv/s)/(Bq/m²)] (※3)
 (別紙-11)
 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

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の実効線量の評価に用いる式を以下に示す。c.項同様に、7日間の線量を評価した。核種の崩壊については保守的に考慮しない。

$$G_{in} = \sum_i R_2 \cdot K_{in,i} \cdot \chi/Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_{R,i} \cdot T$$

- 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)) (※注3)
 F : 再浮遊率[m⁻¹] (=10⁻⁶)

※注3：「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)」を参照し、放射性雲からの吸入摂取に用いる呼吸率は、短時間の吸入摂取であるため活動時(成人)の値を使用し、地表面からの再浮遊の吸入摂取に用いる呼吸率は、7日間平均の吸入摂取であるため日平均(成人)の値を使用した。

以上より、経路別の敷地境界での実効線量は以下のとおりとなる。

被ばく経路	敷地境界での実効線量 (μ Sv)
a. 放射性雲からの外部被ばく	1.3×10^{-5}
b. 放射性雲からの内部被ばく	2.5×10^0
c. 地表沈着からの外部被ばく	2.8×10^{-3}
d. 地表沈着からの内部被ばく	1.2×10^{-2}

表 2.7.11-1 燃料デブリの放射能濃度

No.	核種	放射能濃度 (Bq/g)	No.	核種	放射能濃度 (Bq/g)	No.	核種	放射能濃度 (Bq/g)
1	H-3	1.8×10^7	21	Ru-106	4.9×10^7	41	U-234	6.9×10^3
2	Be-10	1.6×10^{-1}	22	Ag-108m	3.3×10^0	42	U-235	2.3×10^2
3	C-14	6.6×10^0	23	Cd-113m	1.3×10^6	43	U-236	1.1×10^4
4	S-35	0.0×10^0	24	Sn-126	4.1×10^4	44	U-238	1.0×10^4
5	Cl-36	0.0×10^0	25	Sb-125	3.8×10^7	45	Np-237	1.7×10^4
6	Ca-41	0.0×10^0	26	Te-125m	1.4×10^7	46	Pu-238	2.2×10^8
7	Mn-54	0.0×10^0	27	I-129	1.8×10^3	47	Pu-239	1.0×10^7
8	Fe-55	0.0×10^0	28	Cs-134	5.2×10^8	48	Pu-240	2.3×10^7
9	Fe-59	0.0×10^0	29	Cs-137	4.7×10^9	49	Pu-241	3.5×10^9
10	Co-58	0.0×10^0	30	Ba-133	3.3×10^3	50	Pu-242	1.5×10^5
11	Co-60	0.0×10^0	31	La-137	0.0×10^0	51	Am-241	7.0×10^7
12	Ni-59	0.0×10^0	32	Ce-144	9.7×10^6	52	Am-242m	3.4×10^5
13	Ni-63	0.0×10^0	33	Pm-147	5.0×10^8	53	Am-243	2.1×10^6
14	Zn-65	0.0×10^0	34	Sm-151	1.1×10^7	54	Cm-242	2.8×10^5
15	Se-79	1.8×10^3	35	Eu-152	5.1×10^4	55	Cm-244	2.9×10^8
16	Sr-90	3.0×10^9	36	Eu-154	1.6×10^8			
17	Zr-93	9.6×10^4	37	Ho-166m	3.7×10^2			
18	Nb-94	1.0×10^1	38	Lu-176	0.0×10^0			
19	Mo-93	0.0×10^0	39	Ir-192m	0.0×10^0			
20	Tc-99	6.9×10^5	40	Pt-193	0.0×10^0			

表 2.7.11-2 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	1.1×10^5	21	Ru-106	3.1×10^5	41	U-234	4.4×10^1
2	Be-10	1.0×10^{-3}	22	Ag-108m	2.1×10^{-2}	42	U-235	1.4×10^0
3	C-14	4.1×10^{-2}	23	Cd-113m	8.5×10^3	43	U-236	7.0×10^1
4	S-35	0.0×10^0	24	Sn-126	2.6×10^2	44	U-238	6.4×10^1
5	Cl-36	0.0×10^0	25	Sb-125	2.4×10^5	45	Np-237	1.0×10^2
6	Ca-41	0.0×10^0	26	Te-125m	8.9×10^4	46	Pu-238	1.4×10^6
7	Mn-54	0.0×10^0	27	I-129	1.1×10^1	47	Pu-239	6.4×10^4
8	Fe-55	0.0×10^0	28	Cs-134	3.3×10^6	48	Pu-240	1.4×10^5
9	Fe-59	0.0×10^0	29	Cs-137	3.0×10^7	49	Pu-241	2.2×10^7
10	Co-58	0.0×10^0	30	Ba-133	2.1×10^1	50	Pu-242	9.8×10^2
11	Co-60	0.0×10^0	31	La-137	0.0×10^0	51	Am-241	4.4×10^5
12	Ni-59	0.0×10^0	32	Ce-144	6.1×10^4	52	Am-242m	2.1×10^3
13	Ni-63	0.0×10^0	33	Pm-147	3.1×10^6	53	Am-243	1.3×10^4
14	Zn-65	0.0×10^0	34	Sm-151	7.1×10^4	54	Cm-242	1.8×10^3
15	Se-79	1.2×10^1	35	Eu-152	3.2×10^2	55	Cm-244	1.8×10^6
16	Sr-90	1.9×10^7	36	Eu-154	9.9×10^5			
17	Zr-93	6.0×10^2	37	Ho-166m	2.4×10^0			
18	Nb-94	6.4×10^{-2}	38	Lu-176	0.0×10^0			
19	Mo-93	0.0×10^0	39	Ir-192m	0.0×10^0			
20	Tc-99	4.3×10^3	40	Pt-193	0.0×10^0			

＜バウンダリ破損に関する評価＞

（実施計画V添付資料－7別添－14「2号機原子炉格納容器内部詳細調査 原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明資料」に準ずる）

- ・ 取り出し作業中にエンクロージャが損傷し、PCV内圧と大気圧の差圧分の容積が大気に放出と仮定（424m³）。
- ・ 窒素封入は停止可能であるが、保守的に30m³/hが10日間継続するとした容積が大気に放出と仮定（7,200m³）。
- ・ 評価対象核種としてCs-134とCs-137とし、濃度は2号PCVガス管理設備フィルタ入口側のサンプリング結果（気体及び凝縮水）から設定。なおそれぞれの濃度は、Cs-134：3.8×10⁻⁴Bq/cm³、Cs-137：7.0×10⁻⁴Bq/cm³と設定。これらに上記合計の大気放出体積（7,624m³）を乗じて、大気への放出を評価。
- ・ これらは原子炉建屋から地上拡散されるものとし、周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響を年間の実効線量を用いて評価
- ・ 実効線量は以下の和として計算。
 - 放射性雲中のCsからの外部被ばくと内部被ばく
 - 地表沈着したCsによる外部被ばくと内部被ばく

以上より、敷地境界での実効線量は下表の通りとなる。

Cs-134 放出量	約 2.9×10 ⁶ Bq
Cs-137 放出量	約 5.4×10 ⁶ Bq
年間の実効線量	約 4.9×10 ⁻² μSv

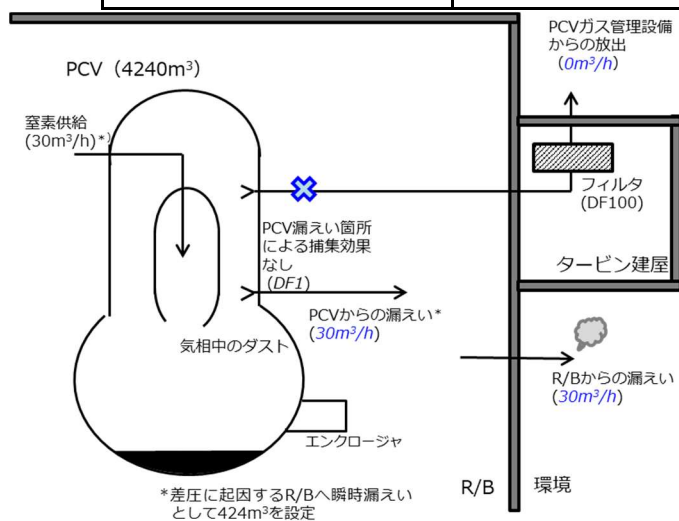


図2.7.11-1 バウンダリ損傷時の影響評価条件

※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

(b) 地震以外の想定される自然現象(津波, 豪雨, 台風, 竜巻等)

地震以外の想定される自然現象に対しては, 既認可の実施計画V添付資料-8と同一の設計及び措置を実施する。具体的には, 以下のとおりである。

テレスコ式試験的取り出し装置は, 津波, 豪雨, 台風, 竜巻等の影響を受けにくい原子炉建屋内に設置し, 使用する。

紫外線については, テレスコ式試験的取り出し装置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。

高温については, テレスコ式試験的取り出し装置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。

生物学的影響については, 原子炉建屋内で使用することから小動物等による影響を受ける可能性は低いと考えられるが, 影響を確認した場合は作業を中断し, 必要となる措置を実施した上で作業を再開する。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。

森林火災については, 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。テレスコ式試験的取り出し装置は, 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。

凍結については, テレスコ式試験的取り出し装置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く, 凍結の影響はない。

③外部人為事象に対する設計上の考慮

- ・安全機能を有する構築物，系統及び機器は，想定される外部人為事象によって，施設の安全性を損なうことのない設計であること。
- ・安全機能を有する構築物，系統及び機器に対する第三者の不法な接近等に対し，これを防御するため，適切な措置を講じた設計であること。

5.7.12.1 外部人為事象への適合方針

テレスコピ式試験的取り出し装置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。

5.7.12.2 外部人為事象への対応方針

実施計画：II-1-14-1

(3) 外部人為事象に対する設計上の考慮

- ・ 想定される外部人為事象としては，航空機落下，ダムの崩壊及び爆発，漂流した船舶の港湾への衝突等が挙げられる。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，特定原子力施設の近くには，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並びに爆発により特定原子力施設の安全性を損なうような爆発物の製造及び貯蔵設備はない。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。
- ・ 安全機能を有する構築物，系統及び機器に対する第三者の不法な接近，妨害破壊行為（サイバーテロ等の不正アクセス行為を含む）及び核物質の不法な移動を未然に防止するため，下記の措置を講ずる。
 - ① 安全機能を有する構築物，系統及び機器を含む区域を設定し，それを取り囲む物的障壁を持つ防護された区域を設けて，これらの区域への接近管理，入退域管理を徹底する。
 - ② 探知施設を設け，警報，映像監視等，集中監視する設計とする。
 - ③ 外部との通信設備を設ける。

5.7.12.3 外部人為事象への具体的な設計及び措置

既認可の実施計画V添付資料ー8及びアーム型のアクセス・調査装置における試験的取り出しの2024/1/24補正申請時まとめ資料と同一の設計及び措置を実施する。具体的には、閉じ込め機能を有する装置であるテレスコ式試験的取り出し装置のエンクロージャ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。

(1) 航空機落下、ダムの崩壊及び爆発、漂流船舶の衝突

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。

ダムの崩壊により2号機に影響を及ぼすような河川並びに爆発により特定原子力施設の安全性を損なうような爆発物の製造及び貯蔵設備はない。

漂流船舶の衝突については、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、安全機能を損なうことはない。

(2) 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、テレスコ式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。

(3) 電磁的障害

テレスコ式試験的取り出し設備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。

④火災に対する設計上の考慮

火災発生防止，火災検知及び消火並びに火災の影響の軽減の方策を適切に組み合わせて，火災により施設の安全性を損なうことのない設計であること。

5.7.13.1 火災防止への適合方針

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。

5.7.13.2 火災防止への対応方針

実施計画：Ⅱ-1-14-2

(4) 火災に対する設計上の考慮

火災により施設の安全性が損なわれることを防止するために火災発生防止，火災検知及び消火並びに火災の影響の軽減の方策を適切に組み合わせた措置を講じる。

5.7.13.3 火災防止への具体的な設計及び措置

既認可の実施計画V添付資料－8と同一の設計及び措置を実施する。具体的には，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。

⑤環境条件に対する設計上の考慮

安全機能を有する構築物，系統及び機器は，経年事象を含むすべての環境条件に適合できる設計であること。特に，事故や地震等により被災した建造物の健全性評価を十分に考慮した対策を講じること。

5.7.14.1 環境条件への適合方針

試験的取り出し装置は使用場所である PCV 内及び原子炉建屋内の環境条件等を考慮し，必要な耐性を有する機器及び材料を選定する。

5.7.14.2 環境条件への対応方針

実施計画：II-1-14-2

(5) 環境条件に対する設計上の考慮

安全機能を有する構築物，系統及び機器は，それぞれの場所に応じた圧力，温度，湿度，放射線等に関する環境条件を考慮し，必要に応じて換気空調系，保温，遮へい等で維持するとともに，そこに設置する安全機能を有する構築物，系統及び機器は，これらの環境条件下で期待されている安全機能が維持できるものとする。特に，事故や地震等により被災した建造物については，健全性評価を実施して対策を講じる。

5.7.14.3 環境条件への具体的な設計及び措置

考慮すべき環境条件等は下記の通り。

○ 放射線

原子炉建屋内及びPCV内の雰囲気線量並びに機器・設備の使用場所・使用期間を鑑み，必要な耐放射線性を有する機器及び材料を選定する。

○ 湿潤環境

PCV内部は，原子炉注水を行っているため，上部から多量の降水のある状態であることを鑑み，防水性能を有する機器および腐食等への耐性を有する機器及び材料を選定する。

○ 温度環境

ペDESTAL底部温度，PCV器気相部温度の状況を鑑み，必要な性能を有する機器及び材料を選定する。

○ その他条件

テレスコ式試験的取り出しにおける一連の操作において，影響を与える条件を考慮し，必要な性能を有する機器及び材料を選定する。

⑦運転員操作に対する設計上の考慮

運転員の誤操作を防止するための適切な措置を講じた設計であること。

5.7.15.1 運転員操作への適合方針

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。

5.7.15.2 運転員操作への対応方針

実施計画：II-1-14-2

(7) 運転員操作に対する設計上の考慮

運転員の誤操作を防止するため、盤の配置、操作器具等の操作性に留意するとともに、計器表示及び警報表示により施設の状態が正確、かつ、迅速に把握できるものとする等、適切な措置を講じた設計とする。また、保守点検において誤りを生じにくいよう留意したものとする。

5.7.15.3 運転員操作への具体的な設計及び措置

試験的取り出し装置のうち、運転員操作について考慮が必要なものはPCV内における試験的取り出し装置の遠隔作業及び先端治具の操作である。

上記の作業に対し、以下の誤操作防止対策を実施する。

・PCV内における試験的取り出し装置の遠隔作業

遠隔作業の際にはカメラにより試験的取り出し装置の位置及び姿勢を確認するとともに、モックアップ及び習熟訓練の映像を参照することにより、誤操作を防止する。

・先端治具の操作

燃料デブリ採取の際にはカメラによりその位置を確認するとともに、金ブラシ又はグリッパの動きを視認することで、誤操作を防止する。

⑧信頼性に対する設計上の考慮

- ・安全機能や監視機能を有する構築物，系統及び機器は，十分に高い信頼性を確保し，かつ，維持し得る設計であること。
- ・重要度の特に高い安全機能を有するべき系統については，その系統の安全機能が達成できる設計であるとともに，その構造，動作原理，果たすべき安全機能の性質等を考慮して，多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であること。

5.7.16.1 信頼性への適合方針

安全機能や監視機能を有する構築物，系統及び機器は，十分に高い信頼性を確保し，かつ，維持し得るものとする。

5.7.16.2 信頼性への対応方針

実施計画：Ⅱ-1-14-2

(8) 信頼性に対する設計上の考慮

- ・安全機能や監視機能を有する構築物，系統及び機器は，十分に高い信頼性を確保し，かつ，維持し得るものとする。

5.7.16.3 信頼性への具体的な設計及び措置

試験的取り出し装置の閉じ込め機能については，「JIS B 8265:2017 日本産業規格 圧力容器の構造—一般事項（2017年版）」に準拠した耐圧確認を工場にて実施，「JIS Z 2332:2012 日本産業規格 圧力変化による漏れ試験方法（2012年版）」に準拠した漏えい確認を工場及び現地にて実施することで信頼性を確保する。

⑨検査可能性に対する設計上の考慮

安全機能を有する構築物，系統及び機器は，それらの健全性及び能力を確認するために，適切な方法によりその機能を検査できる設計であること。

5.7.17.1 検査可能性への適合方針

安全機能を有する構築物，系統及び機器は，それらの健全性及び能力を確認するため，その安全機能の重要度に応じ，必要性及び施設に与える影響を考慮して適切な方法により，検査ができるものとする。

5.7.17.2 検査可能性への対応方針

実施計画：Ⅱ-1-14-2

(9) 検査可能性に対する設計上の考慮

安全機能を有する構築物，系統及び機器は，それらの健全性及び能力を確認するため，その安全機能の重要度に応じ，必要性及び施設に与える影響を考慮して適切な方法により，検査ができるものとする。

5.7.17.3 検査可能性への具体的な設計及び措置

試験的取り出し装置の「JIS B 8265:2017 日本産業規格 圧力容器の構造—一般事項 (2017年版)」に準拠した耐圧確認及び「JIS Z 2332:2012 日本産業規格 圧力変化による漏れ試験方法 (2012年版)」に準拠した漏えい確認は工場にて実施し，外観，据付及び漏えい確認は現地にて実施する。

テレスコ式試験的取り出し装置による試験的取り出しの概要

1. テレスコ式試験的取り出し装置概要

テレスコ式試験的取り出し装置の設備構成の概略について図2. 1-1および図2. 1-2、表2. 1-1にて示す。

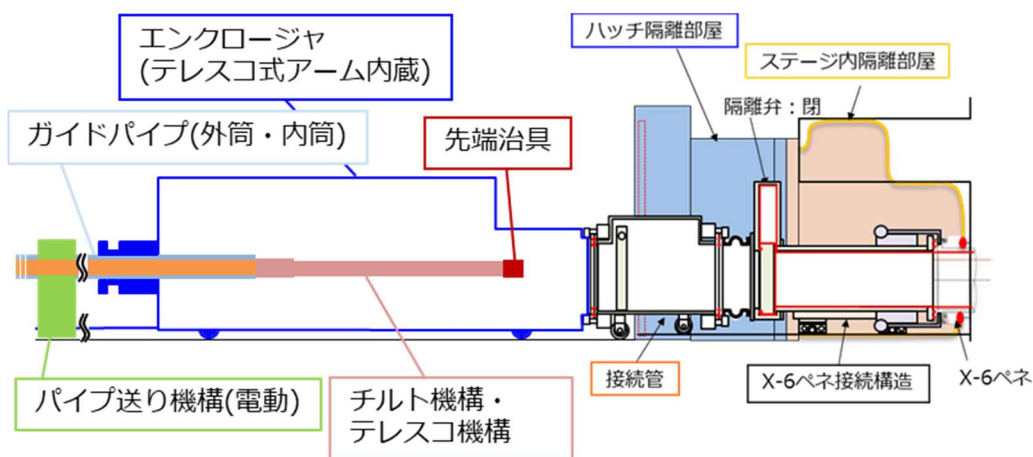


図2. 1-1 テレスコ式試験的取り出し装置設置時の設備構成

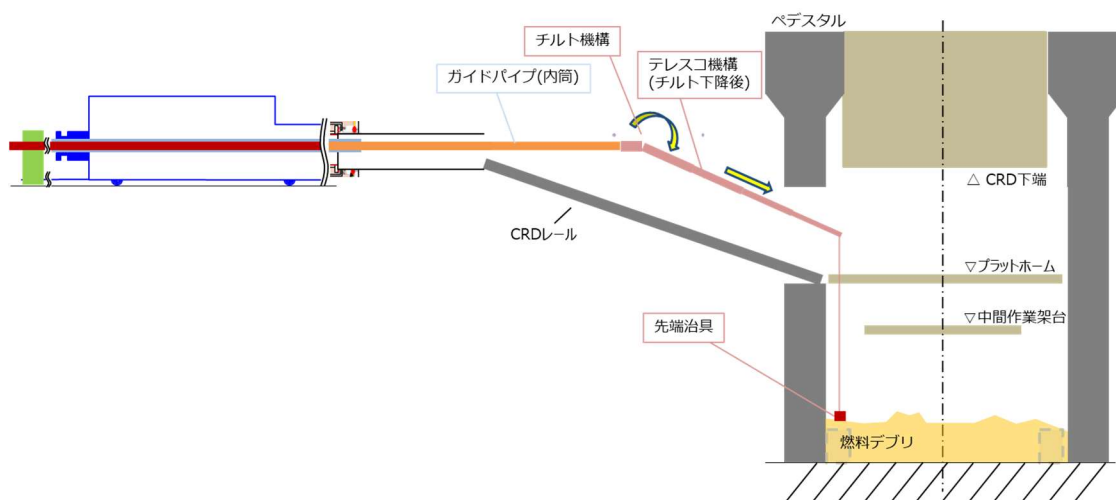


図2. 1-2 燃料デブリ採取時の設備状況

表 2.1-1 テレスコ式試験的取り出し装置及び関連設備について

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。
テレスコ式試験的取り出し装置	テレスコ式アーム	ガイドパイプ（外筒・内筒），チルト機構及びテレスコ機構で構成される，伸長式のアクセス装置。 パイプ送り機構および押し込みパイプを用いて，外筒及び内筒を送り出し，チルト機構による先端の下降及びテレスコ機構の伸長によりペDESTAL内にアクセスする。
	先端治具	テレスコ式アームの先端に取り付けられた，燃料デブリ採取用の治具。
	運搬用ボックス	採取した燃料デブリを収納し，エンクロージャから取り出して，DPTEコンテナに収納するためのボックス。
	エンクロージャ	テレスコ式アーム及び先端治具，運搬用ボックスを収納するエンクロージャで，燃料デブリ取り出し時にガイドパイプ外筒および内筒とともに，バウンダリを構成する。 側面にハッチを有しており，運搬用ボックスに収納された燃料デブリはこのハッチから取り出される。

2. テレスコ式試験的取り出し装置による試験的取り出しの作業ステップ

テレスコ式試験的取り出しの作業ステップを表2.1-2に示す。

なお，DPTEコンテナ収納後は，アーム型のアクセス・調査装置における試験的取り出しの2024/1/24補正申請時まとめ資料の通りであるため，以降の説明は省略する。

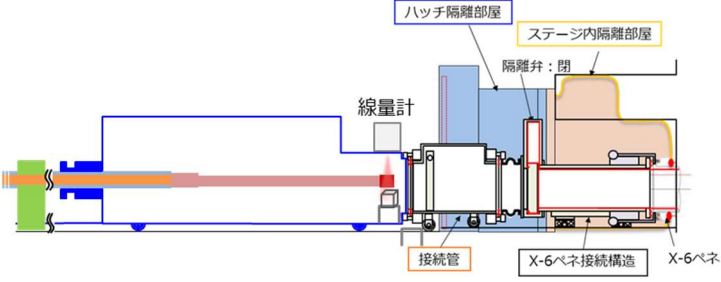
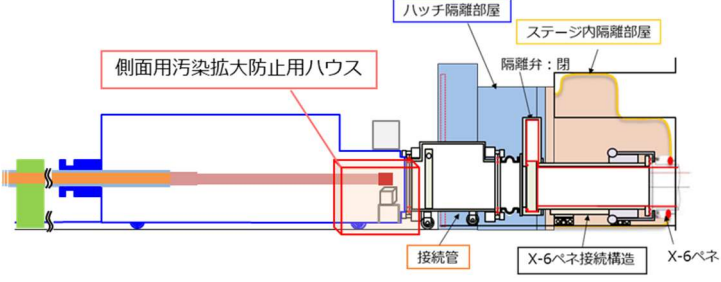
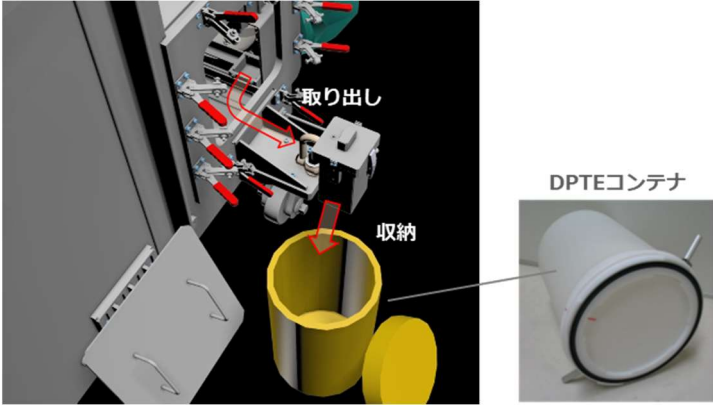
表 2.1-2 テレスコ式試験的取り出しの作業ステップ(1/3)

No	作業ステップ図	作業内容
1	<p>エンクロージャ内を窒素置換・PCV 内と均圧にする</p>	<p>エンクロージャを設置し、換気設備、追加遮へい体を設置（図中は省略）。隔離弁を閉じた状態でエンクロージャ内を窒素置換し、PCV 内と均圧にする。</p>
2	<p>接続管遮へい体、X-6 ペネ接続構造隔離弁を開</p>	<p>窒素供給を停止。接続管の遮へい体および X-6 ペネ接続構造隔離弁を開。</p>
3	<p>ガイドパイプ外筒・内筒の挿入</p>	<p>ガイドパイプ外筒を挿入した後に、押し込みパイプの送り出しにより、ガイドパイプ内筒を挿入。</p>

表 2.1-2 テレスコ式試験的取り出しの作業ステップ(2/3)

No	作業ステップ図	作業内容
4	<p>燃料デブリ取り出し</p> <p>ペDESTAL</p> <p>チルト機構</p> <p>ガイドパイプ(内筒)</p> <p>テレスコ機構 (チルト下降後)</p> <p>CRDLレール</p> <p>先端治具</p> <p>燃料デブリ</p>	<p>チルト機構を下降・テレスコ機構を延伸し、ペDESTAL内に挿入。</p> <p>先端治具を吊り降ろし、燃料デブリを採取。</p>
5	<p>先端治具回収、X-6 ペネ接続構造隔離弁・接続管遮へい体閉</p> <p>エンクロージャ (テレスコ式アーム内蔵)</p> <p>先端治具</p> <p>ハッチ隔離部屋</p> <p>ステーション内隔離部屋</p> <p>隔離弁：閉</p> <p>接続管</p> <p>X-6ペネ接続構造</p> <p>X-6ペネ</p> <p>ガイドパイプ(外筒・内筒)</p> <p>チルト機構・テレスコ機構</p>	<p>先端治具、テレスコ式アームを、挿入の逆手順でエンクロージャ内に回収。</p> <p>X-6 ペネ接続構造隔離弁・接続管遮へい体を閉。</p>

表 2.1-2 テレスコ式試験的取り出しの作業ステップ(3/3)

No	作業ステップ図	作業内容
6	<p>線量率測定, 運搬用ボックスへの収納</p> 	<p>先端治具で把持した状態で, 取り出した燃料デブリをエンクロージャに据え付けた線量計にて測定後, 運搬用ボックスへ収納^{※1,2}。 エンクロージャ内を降圧し, 大気置換。運搬用ボックスの蓋を取り付け。</p>
7	<p>側面ハッチ開</p> 	<p>エンクロージャ側面ハッチ前面に側面ハッチ用汚染拡大防止用ハウスを設置し, 側面ハッチを開。</p>
8	<p>DPTE コンテナ収納</p> 	<p>運搬用ボックスをロックし, DPTE コンテナへ収納。</p>

※1 エンクロージャ内での線量率測定により、基準線量率を超えないことを確認する。基準線量率は、後段のグローブボックス内の作業（実施計画V添付資料—8）を考慮し、ガンマ線測定線量率を 24mSv/h（20cm 離隔）と設定。

※2 基準線量率を超過する場合は、燃料デブリを PCV 内へ戻す。

3. テレスコ式試験的取り出しの主なステップにおけるバウンダリ

テレスコ式試験的取り出しにおける、ガイドパイプ伸長に伴うバウンダリの変遷とガイドパイプの支持位置、主な寸法について、図2.1-3に示す。

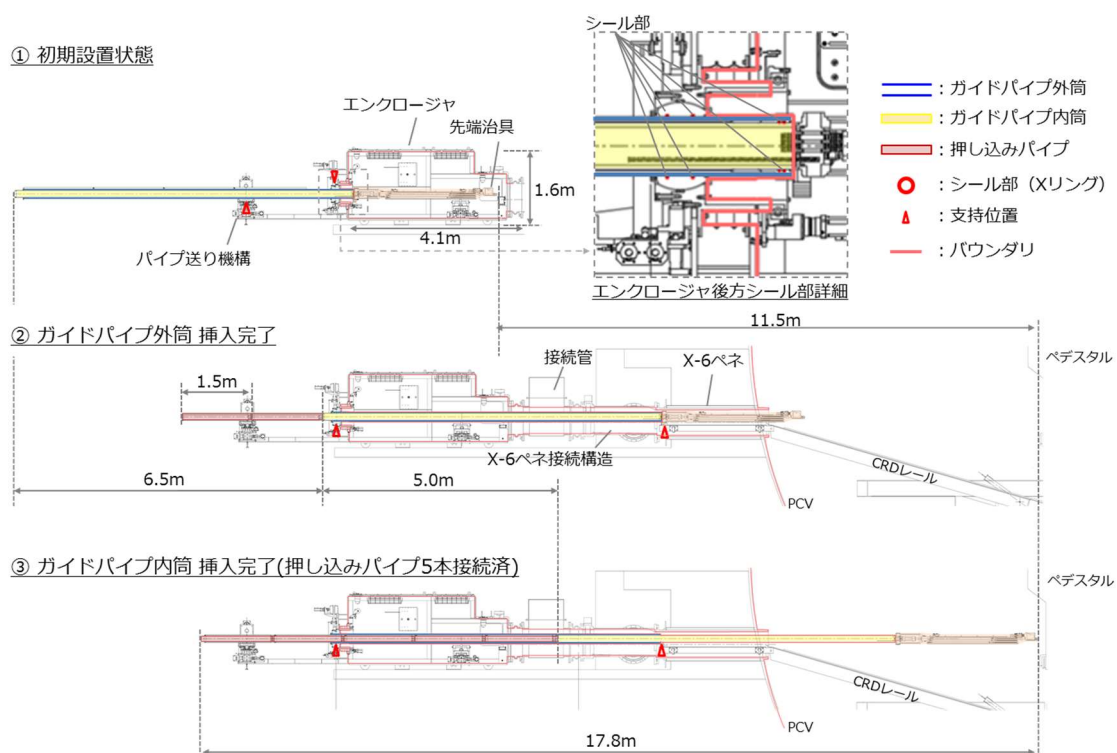


図2.1-3 ガイドパイプ伸展に伴うバウンダリ等

4. 燃料デブリの取り出し場所

テレスコ式試験的取り出しにおける採取対象の燃料デブリは、ベDESTAL内底部堆積物であり、過去のPCV内部調査のカメラ映像による確認の結果、小石・砂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採取を行う計画である。テレスコ式アームに搭載した先端治具の想定アクセス範囲については、図2.1-4、5の通りである。

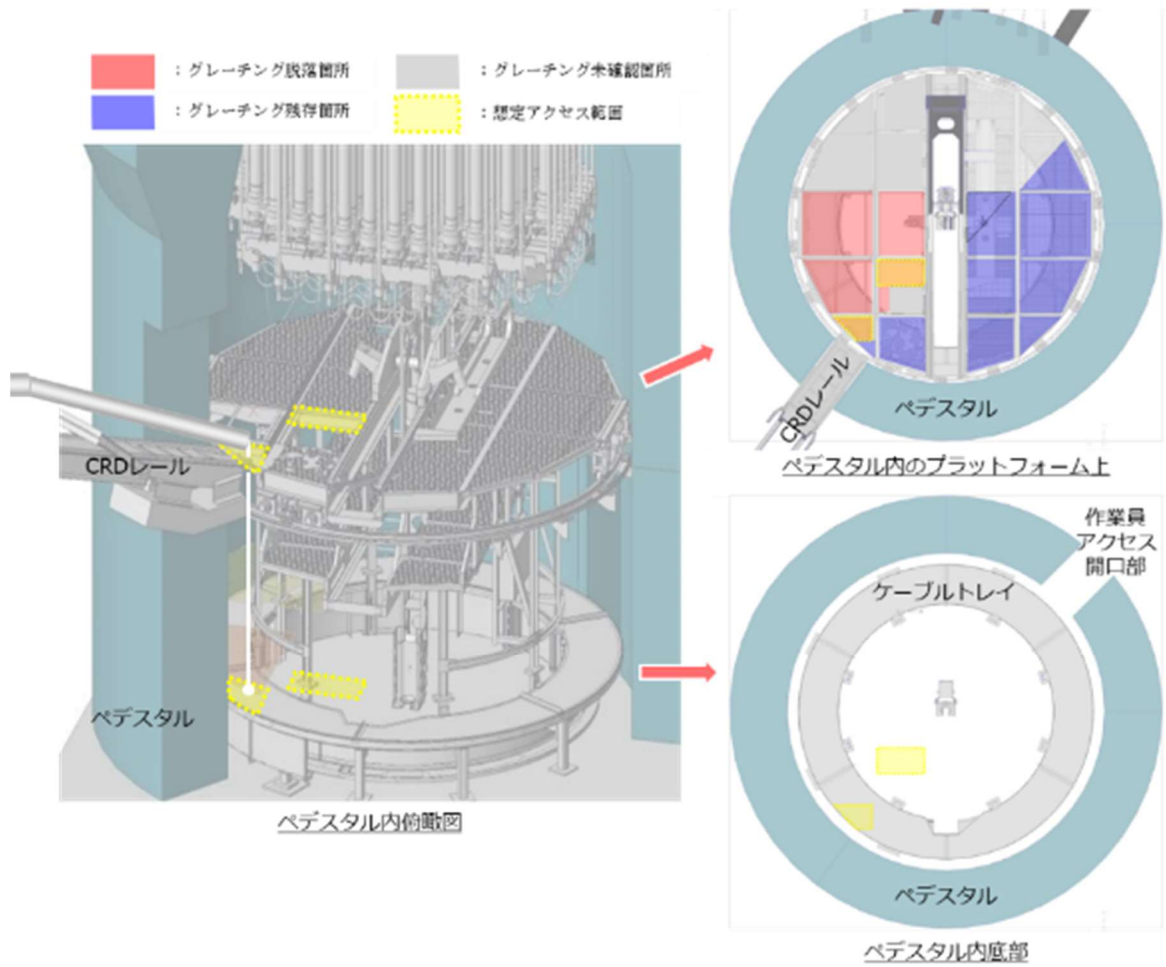


図 2.1-4 先端治具のペDESTAL内想定アクセス範囲



図 2.1-5 2018年調査時ペDESTAL内底部写真

先端治具の概要

1. 先端治具概要

先端治具の仕様を表2.2-1に示す。先端治具は、テレスコ式アームの先端に取付け、遠隔操作にてPCV内の燃料デブリを少量採取する装置である。未臨界を確保できる量の燃料デブリを超えて採取しないように設計されており、取り出す量は3g以下であること又は3g以下に制限できることを、試験により確認している。

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・砂状の燃料デブリを絡めとり採取する方式である。なお、金ブラシはストッパーを備えており、燃料デブリの採取に際し、過度な押し付けにより計画量以上の燃料デブリを採取しない設計となっている。

グリップ方式は、先端に取り付けた金属製の爪（グリップ部）の開閉により、小石・砂状のデブリを直接把持することで採取する方式である。

先端治具の主な組成はアルミニウムであり、質量は約8kgである。

表2.2-1 先端治具の概要

方式	概要
金ブラシ方式 小石状・粒状の燃料デブリ（ ϕ 2mm程度）を採取	先端の金ブラシにてPCV内の燃料デブリを絡めとり採取する
グリップ方式 小石状の燃料デブリ（ ϕ 8mm程度未満）を採取	金属製の爪でPCV内の燃料デブリを把持して採取する

注) 今後の検証作業により変更の可能性有

2. 燃料デブリ採取手順

(1) 金ブラシ方式

- テレスコ式アームを操作し先端治具を燃料デブリ採取位置まで移動させる。
 - 先端治具を降下させ燃料デブリに金ブラシを押し付ける。
 - 採取後、落下防止のため、カバーで金ブラシを覆う。
 - 先端治具を引き上げ、テレスコ式アームを操作してエンクローージャまで戻る。
- 耐放射線カメラで燃料デブリの大きさを確認
• 先端治具を燃料デブリに向け吊り降ろす
- 燃料デブリを採取
- 落下防止のため、カバーで覆う

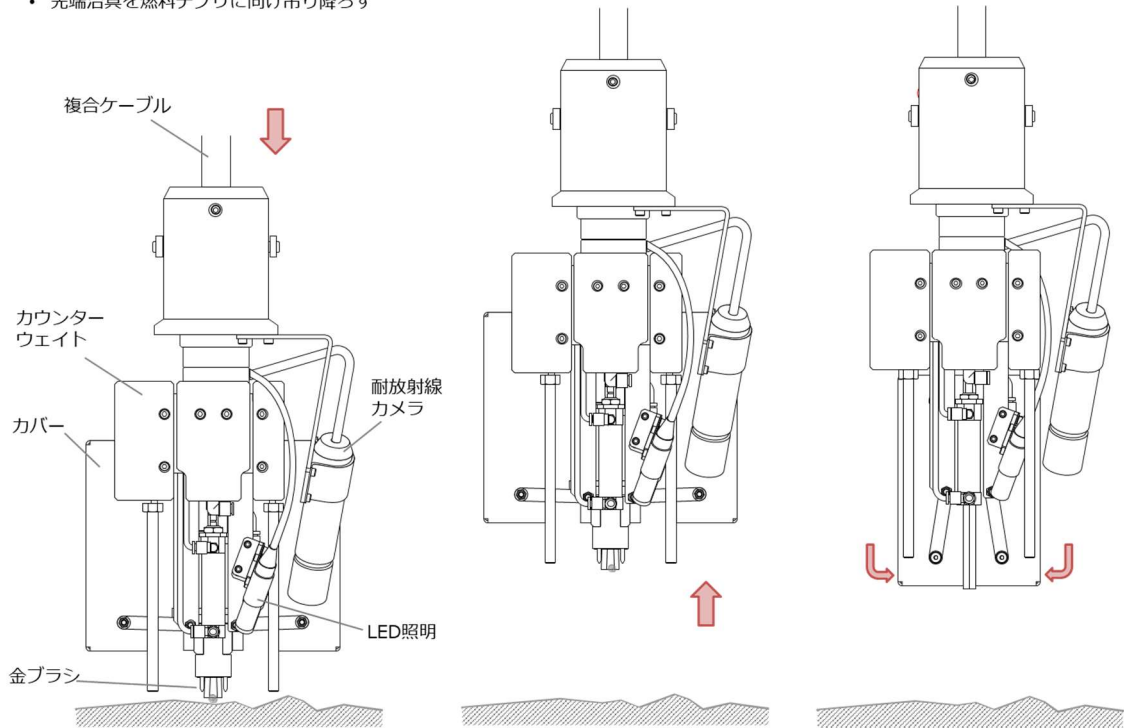


図2.2-1 金ブラシ方式の動作

(2) グリッパ方式

- テレスコ式アームを操作し、先端治具を燃料デブリ採取位置まで移動させる。
- 先端治具に設置された耐放射線性カメラにより、燃料デブリの大きさを確認する。
- 採取対象の燃料デブリに向け、先端治具を降下させる
- グリッパ部を開閉し、燃料デブリを把持する。把持した燃料デブリの大きさを確認する。
- テレスコ式アームを操作し、エンクローージャまで戻る。

- 耐放射線カメラで燃料デブリの大きさを確認
- 先端治具を燃料デブリに向け吊り降ろす
- グリップにより、燃料デブリを把持
- 把持した燃料デブリの大きさを耐放射線カメラにより確認

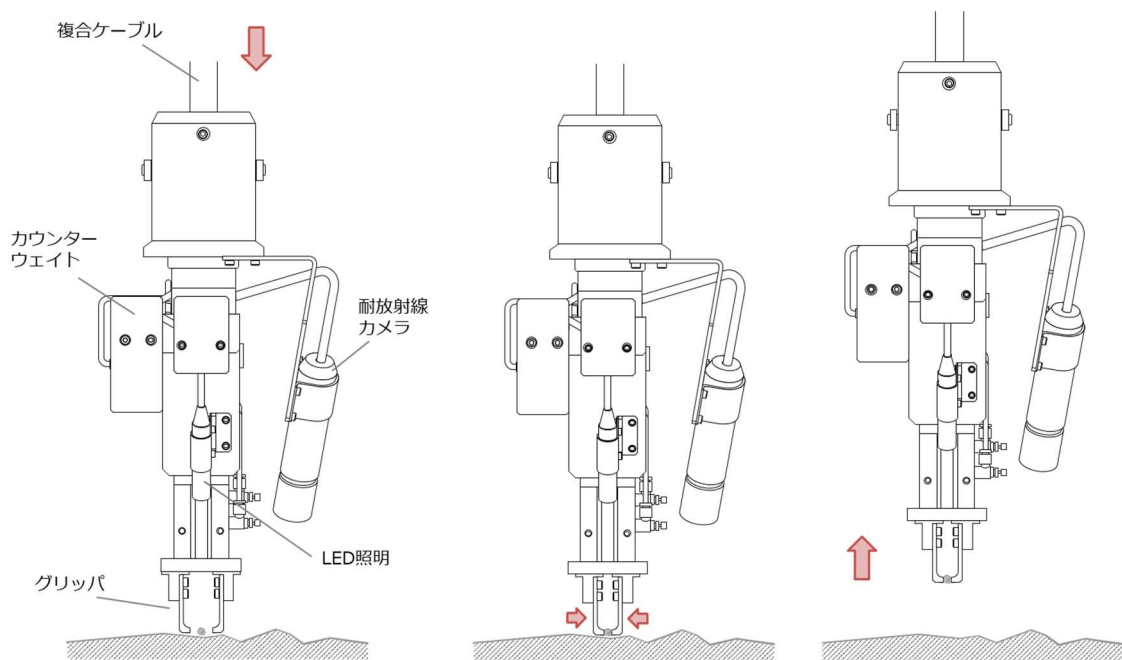


図2.2-2 グリップ方式の動作

燃料デブリ採取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、金ブラシまたはグリップの動きを視認することで、作業員の誤操作を防止する。

なお、両方式ともにカバーやグリップの形状等について今後の検討により変更の可能性がある。

3. 燃料デブリ採取試験

燃料デブリ取り出し量を確認するために鉛玉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、および水没した状態と湿潤状態を模擬
- 模擬燃料デブリは、小石・砂状の燃料デブリの採取を想定し比重が UO_2 に近く入手性が良い鉛玉（0.35mm， ϕ 1mm～15mm（1mm間隔））を使用



図 2.2-3
2号機ペデスタル底部の状況
(2018年PCV内部調査)

- ・金ブラシ方式は、単粒径（ $\phi 0.35\sim 2\text{mm}$ ）と混合（ $\phi 0.35\sim 2\text{mm}$ ）したケースにて試験を実施
- ・グリップ方式は、単粒径（ $\phi 0.35\sim 15\text{mm}$ ）を1粒、試験環境下に置いた状態で試験を実施

試験結果を表2.2-2および図2.2-4に示す。

金ブラシ方式における模擬燃料デブリ採取試験の結果として、鉛粒径 $\phi 2.0\text{mm}$ の時に最大1.57g、試験全体の平均値は0.38gとなることから、最大3gを超えることはない設計である。

グリップ方式の模擬燃料デブリ試験結果は、鉛粒径 $\phi 0.35\sim 15.0\text{mm}$ に対し、1粒把持可能であることを確認している。燃料デブリが全量燃料成分と仮定した場合、直径8mm未満の球であれば3g未満となることから、本方式においては燃料デブリ採取時に把持した対象の大きさをカメラにて確認し、直径8mm未満の球に相当することを確認することにより、最大3gを超えずに採取する計画としている。本方式での採取時に、計画量を超える燃料デブリを把持していることが確認された場合、当該燃料デブリを採取箇所近傍に戻し、再度採取を試みる計画である。

表 2.2-2 燃料デブリ取り出し試験結果

鉛粒径 (mm)		$\phi 0.35$	$\phi 1.0$	$\phi 2.0$	粒径 混合
金ブラシ 方式	最大値	0.15g	0.56g	1.57g	0.65g
	試験回数	14	14	14	3
	平均値	0.09g	0.33g	0.68g	0.61g
	最大値：1.57g 試験回数 45回 平均値：0.38g				



金ブラシ式の試験状況

鉛玉径 ϕ 0.35, 1, 2、表面状態=ウエット、設置面=フラット

グリッパ式の試験状況



鉛玉径 ϕ 4、表面状態=水没、設置面=フラット

図 2.2-4 燃料デブリ取り出し試験状況

異常時における回収機構および燃料デブリ上への落下可能性のある部位について

1. 異常時におけるテレスコ式試験的取り出し装置の回収機構

テレスコ式試験的取り出し装置について、試験的取り出し作業中における異常時には、速やかにテレスコ式アーム及び先端治具をエンクロージャ内まで回収し、X-6ペネ接続構造隔離弁及び接続管遮へい体を閉にすることで、作業員の安全を確保するとともにバウンダリを維持する。

想定される事象として、先端治具・ケーブルを含む吊り降ろし部が障害物に干渉することによる引き上げ不能または落下、チルト機構の不具合、テレスコ機構の伸縮不能がある。

先端治具・ケーブルの引き上げ不能の際には、テレスコ式アームの先端部に具備しているケーブル切断機構にてケーブルを遠隔で切断し、先端治具を含む切断箇所より先の部位について、ペDESTAL内に残置する。ケーブル切断機構について、図2.3-1にて示す。

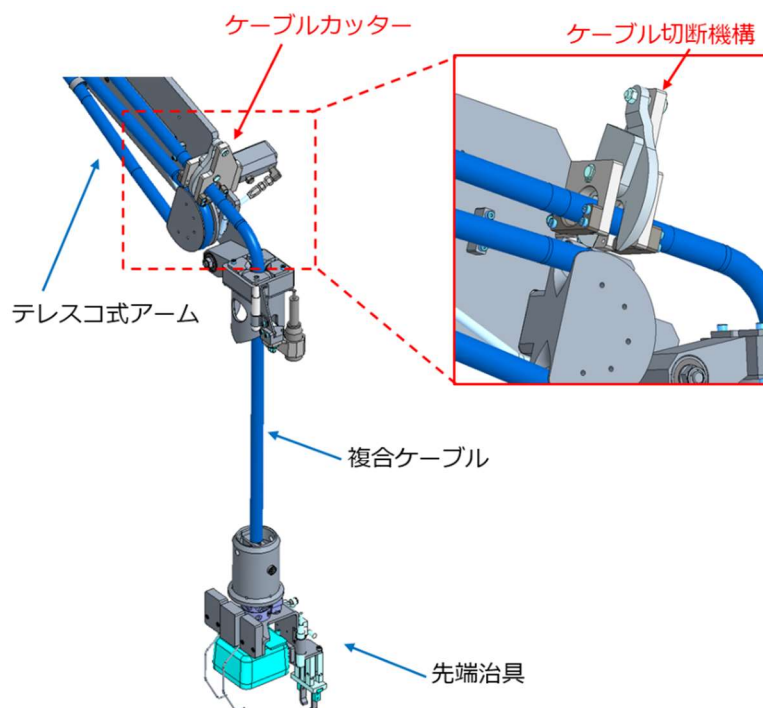


図2.3-1 ケーブル切断機構

チルト機構によるテレスコ機構の下降・持ち上げは、水圧駆動により行う機構であり、水圧駆動部の不具合により、チルト不能となる可能性がある。異常時には、押し込みパイプ後方から非常用復旧ワイヤを引っ張ることで、テレスコ機構部を持ち上げる。図2.3-2にてチルト復旧機構を示す。

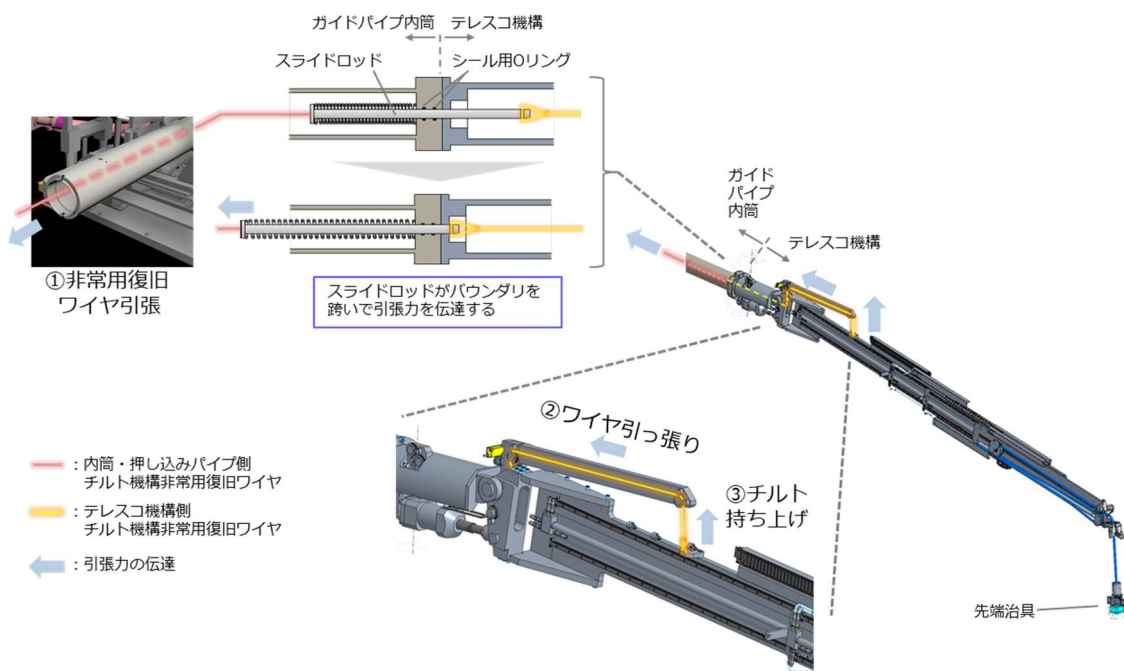


図2.3-2 チルト復旧機構

テレスコ機構の伸縮は、水圧駆動により行う機構であり、水圧駆動部の不具合により、伸縮不能となる可能性がある。異常時には先端治具を巻き取るプーリーに接続した非常用脱出ワイヤを、エンクロージャ外から巻き取りドラムで巻き取ることで、テレスコ機構を引き戻す。図2.3-3にてテレスコ機構の回収機構を示す。

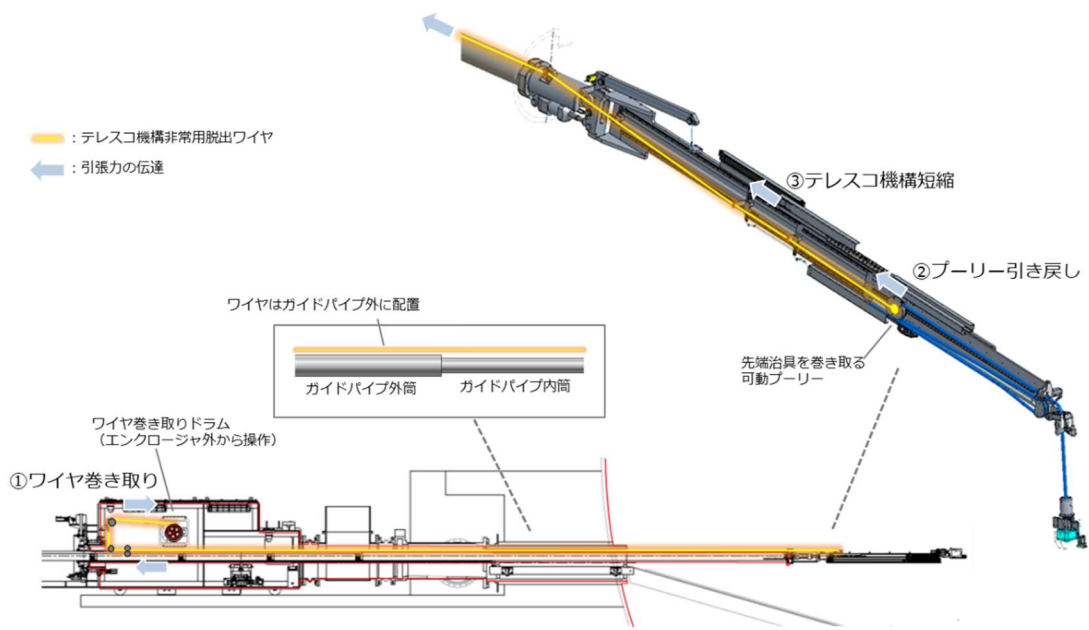


図2. 3-3 テレスコ機構の回収機構

2. 取り出し作業時にデブリ上に落下の可能性がある部分
 試験的取り出し作業時のアームの状態を図2. 3-4に示す。

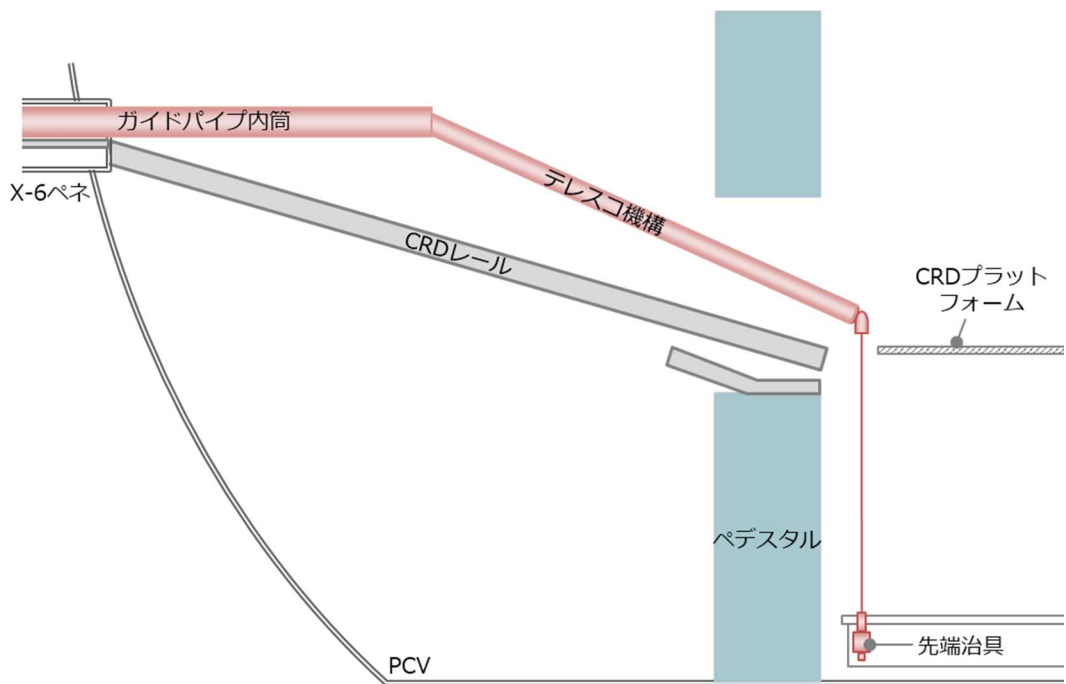


図2. 3-4 テレスコ式試験的取り出し作業時のアームの状態

テレスコ式試験的取り出し作業時は、テレスコ機構の先端と先端治具がペDESTAL内に進入する。ペDESTAL内の動きとしては、先端治具の吊り降ろしおよび吊り上げ

が主となり、考えられる落下事象として、先端治具のペDESTAL内への落下がある。

先端治具は狭隘部に吊り下ろすこと、至近の地震等により現場状況が変化しモックアップ試験より厳しい条件で吊り下ろす可能性があり、1. で述べた異常時における先端治具の切り離しの他に、先端治具のケーブルがペDESTAL内障害物と接触することによる断線等により、先端治具およびケーブルが落下する可能性はあり得ると考えられる。

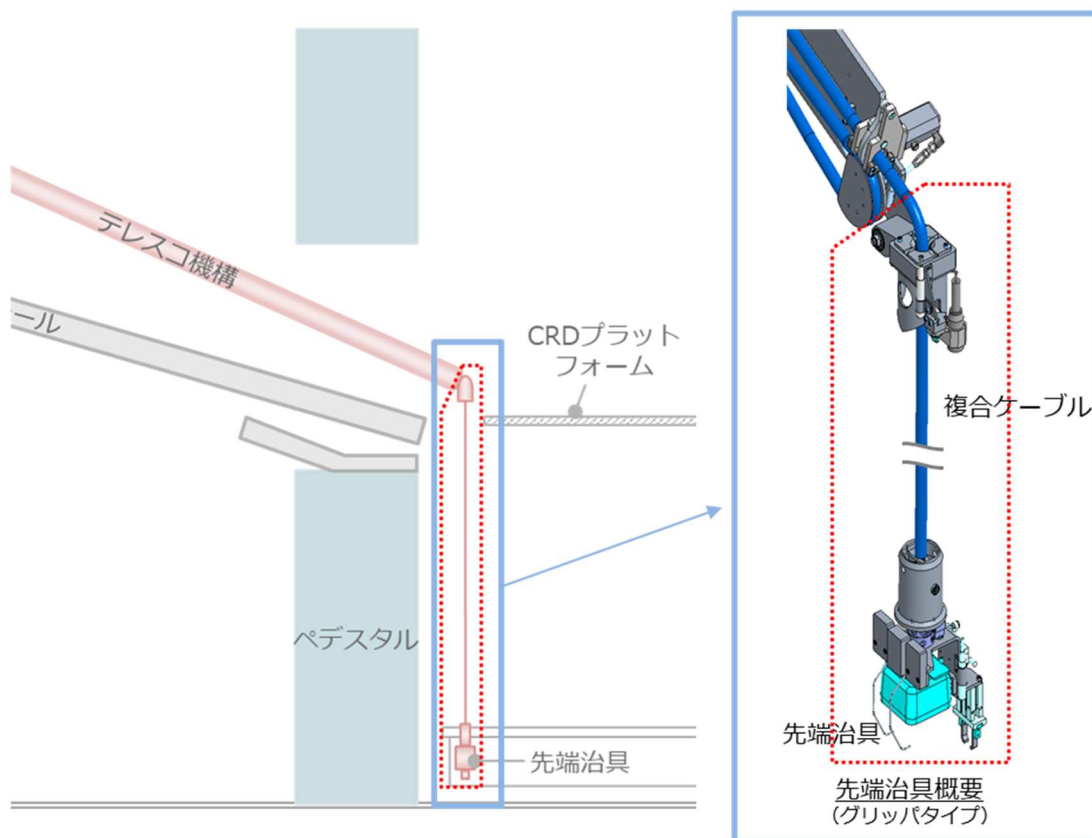


図2.3-5 落下の可能性のある部分 (赤点線)

試験的取り出しにおける採取物の燃焼度と回収量の設定の考え方について

1. はじめに

これまでの内部調査にて得られた PCV 内及びペデスタル内の情報から、PCV 内に燃料由来の核種が移行していること、ペデスタル床に構造物等が形状を保ったまま存在していること等から、PCV 内及びペデスタル内に存在する堆積物は、様々なものが混在した状態にあると想定される。したがって、試験的取り出しにて採取されるものを事前に特定することは困難であることから、作業計画立案及び安全評価（落下時の被ばく評価等）の条件設定のためには、採取されるものを適切に想定する必要がある。

過度に保守的な設定とした場合、重厚な設備設置や回収量の減少を余儀なくされる等、試験的に取り出して将来の燃料デブリ取り出しに役立てる目的に合致しなくなる懸念がある。反対に、過度に非保守的な設定とした場合、実際に取り出す際に想定以上に高線量であると被ばく量の増加や回収不可となる懸念がある。このため、目的に応じた合理的な設定が、安全な試験的取り出しを行う上で不可欠との考え方に立ち、作業計画用と安全評価用と異なる設定を採用した。なお本資料は、アーム型のアクセス・調査装置の 2024/1/24 補正申請時まとめ資料と同内容であり、テレスコ式試験的取り出しにおいても、本考え方に準ずる。

2. 採取物の燃料成分以外の考慮について

（作業計画用，安全評価用：ともに保守的な設定）

図 2.4-1 のとおり、燃料成分のものから、構造物や PCV のコンクリート等の燃料ではないものまで混在する堆積物の中から採取を行うこととなる。燃料成分の割合が大きいくほど放射性核種が多く含まれ、これによってもたらされる被ばく線量も大きくなると見込んでいる。このため、実際には燃料そのものを採取してくる可能性は大きくないとは考えるものの、採取物は全て燃料であると想定することで保守的な取り扱いとなる。したがって、試験的取り出しの採取物の設定においては燃料成分以外については考慮しないこととした。

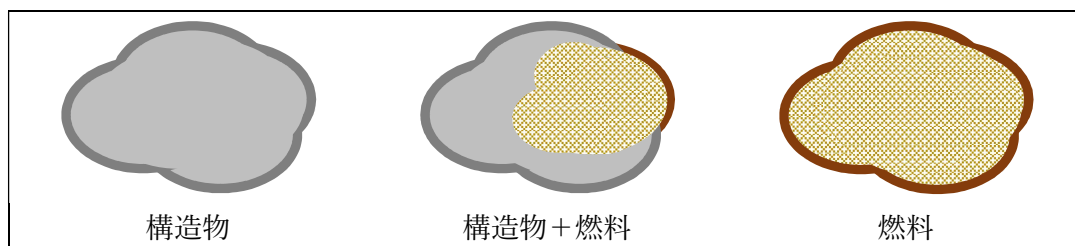


図 2.4-1 採取物の燃料成分割合のイメージ

3. 採取物の回収量と燃焼度の設定について



(作業計画用：平均的な設定，安全評価用：包絡的な設定)

燃料を採取したとの想定の下，燃焼度が高いほど，回収量が多いほど，採取物の放射性核種の量は増加することから，評価上保守的な設定となる。表 2.4-1 に示すように，採取回数や回収量が多い場合には，常に放射性核種の量が多い厳しい条件のものばかりを採取するとは考えにくく，全採取を通じてみると放射性核種の量は平均的な設定に近づくものと考えられる。

試験的取り出しにおいては採取回数も回収量も少ないことから，安全評価上は，想定される最大の被ばく影響を確認することを目的に，多い回収量と高い燃焼度を設定することとした。具体的には，一度の回収量として，回収試験の回収量最大値を包絡する 3g とし，燃料ペレット単位の最高燃焼度の燃料インベントリを採用した。

作業計画にあたっては，(安全評価のように) 厳しい条件を想定すると，過大な設備対策等が必要となるため，まずは回収量と燃焼度は平均的な想定を置き，そこから大きく逸脱した場合は，PCV 内に戻す予定としており，後段工程へはこれ以下の採取物が渡っていくこととなる。具体的には，一度の回収量を試験回収の結果を踏まえ平均 1g とし，炉心の平均燃焼度の燃料インベントリを採用した。

表 2.4-1 ばらつきを考えた保守的な扱いと蓋然性を考慮した評価上の扱い

1 回の採取で拾う確率			ばらつきを考えた保守的な扱い	蓋然性を考慮した評価上の扱い
採取量	燃焼度	出現頻度		
平均値	炉心平均	高い	作業回数・量が多い場合： 平均に近くばらつきが少ない	→作業計画用
⋮	⋮			
最大値	最高	低い	作業回数・量が少ない場合： 最大付近を重ねる可能性がある	

4. 評価対象核種の残存割合

図 2.4-2 に示すように、核分裂によって生じた放射性核種については、事故進展を経て燃料成分中から放出され、全量が残存しているとは考えがたい。具体的には、揮発性の放射性核種(セシウム)等は、2011.3.11 の事故時に放出され、採取した燃料デブリ中に残存してない可能性がある。しかし、残存割合を定めることできないことから、燃料ペレット中に存在する放射性核種の全量が残存しているものとして設定している。実際は、放出された揮発性核種に代わり別の核種が含まれることも考えられるが、この別の核種が被ばく上厳しくなる α 核種とした場合でも、燃料ペレットの密度を上回ることはないため、上記設定した放射能インベントリを超えることはない。

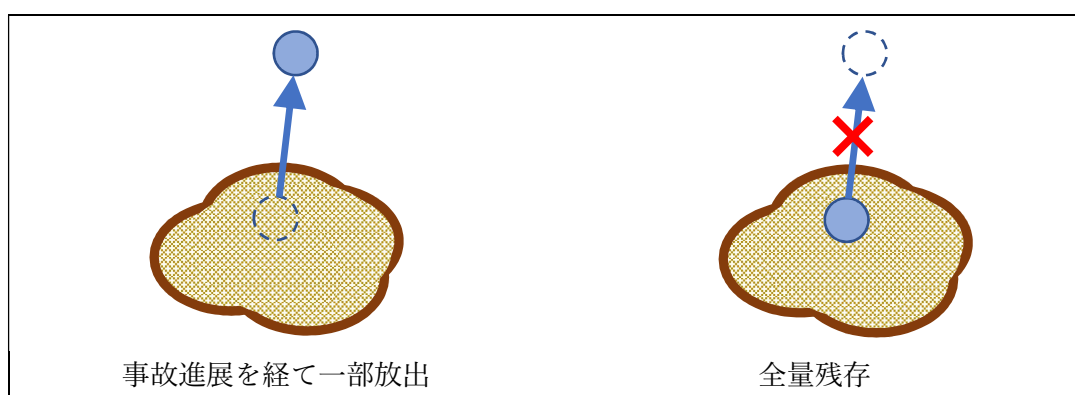


図 2.4-2 評価対象核種の残存割合のイメージ

5. まとめ

試験的取り出しにおける採取物の燃焼度と回収量の設定を表 2.4-2 にまとめる。作業計画にあたって一部の条件に平均的な設定を採用しているが、そこから逸脱した場合には、作業計画見直しや作業可否判断の実施により、過度の被ばくを防止することはできると考えている。なお、厳しい条件の採取物を回収できないプロジェクトリスクは存在するが、現実的には採取物には燃料成分以外のものが含まれる場合がほとんどであると考えられることから、全く回収できないという事態には陥る可能性は低いと考えている。

表 2.4-2 採取物の設定条件まとめ

	安全評価 (落下影響評価, 耐震クラス)	作業計画 (作業者の被ばく線量)
採取物	全て燃料	全て燃料
回収量	3g	1g
燃焼度	57GWd/t (最高燃焼度)	23GWd/t (平均燃焼度)
評価対象核種の 残存割合	全量残存	全量残存
線量率@20cm	45mSv/h (※)	6mSv/h

※ $6\text{mSv/h} \times \text{重量比}(3/1) \times \text{燃焼度比}(57/23) = 44.6 \div 45\text{mSv/h}$

以上

テレスコ式試験的取り出し装置による試験的取り出しにおける人手作業と被ばくについて

1. テレスコ式試験的取り出し装置による試験的取り出しにおける人手作業について

テレスコ式試験的取り出しは、作業時の安全の観点より、可能な限り遠隔で作業を行うことで被ばく低減を図る。

エンクロージャ設置後の主な人手作業は、ガイドパイプ外筒・内筒及び押し込みパイプの挿入・引き抜きにおける、ラックの取り付け及び取り外しならびに押し込みパイプの継ぎ足し、採取した燃料デブリを収納した運搬用ボックスのエンクロージャからの取り出しである。
2. ガイドパイプ外筒・内筒の挿入・引き抜き手順

ガイドパイプ外筒・内筒の挿入・引き抜き手順について、概略を表2.5-1に示す。

表2.5-1 ガイドパイプ外筒・内筒の挿入・引き抜き手順 (1/3)

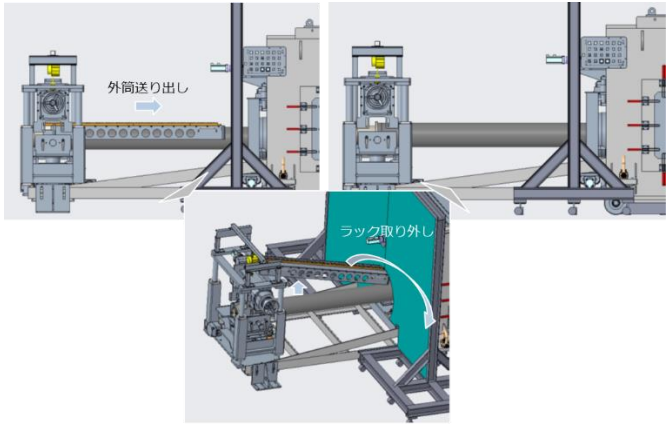
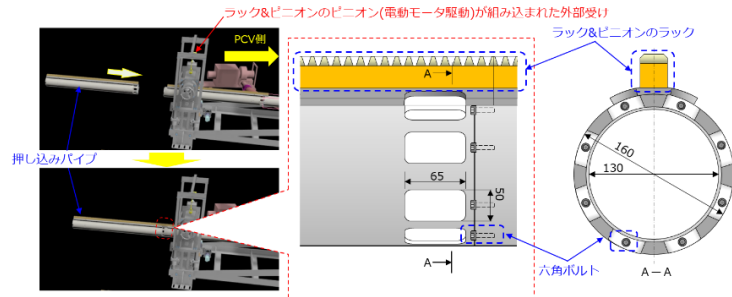
No	作業ステップ図	作業内容
1	<p>挿入～ガイドパイプ外筒ラック取り外し (挿入は遠隔)</p> 	<p>パイプ送り機構により、外筒を挿入 (遠隔)</p> <p>ラックがエンクロージャに接触する前に、ラックを取り外し (人手)</p> <p>計 3 回</p>
2	<p>押し込みパイプ継ぎ足し～挿入 (挿入は遠隔)</p> 	<p>外筒の挿入完了後、押し込みパイプを接続 (人手)</p> <p>パイプ送り機構により、押し込みパイプを送り出し (遠隔)</p> <p>計 5 回</p>

表2.5-1 ガイドパイプ外筒・内筒の挿入・引き抜き手順 (2/3)

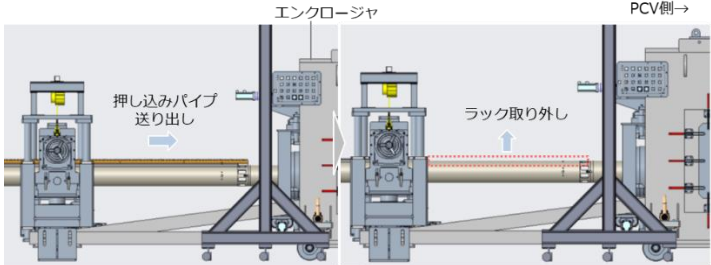
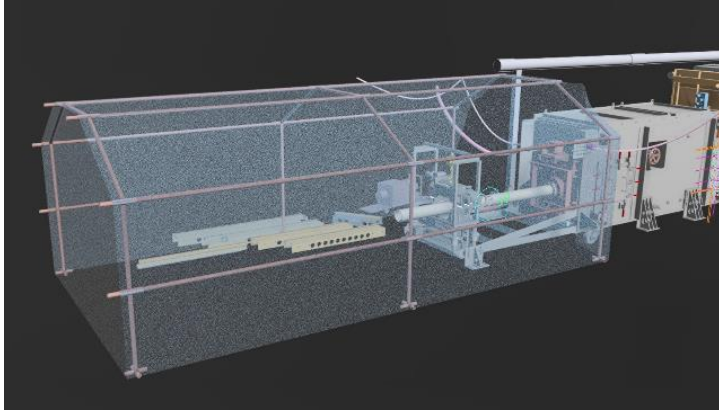
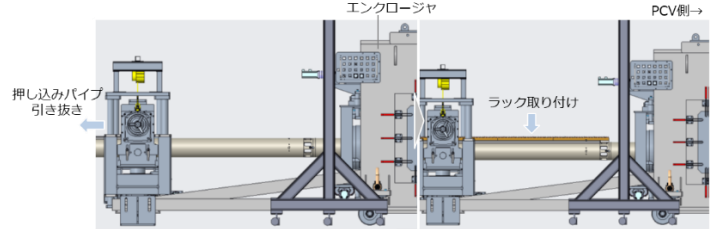
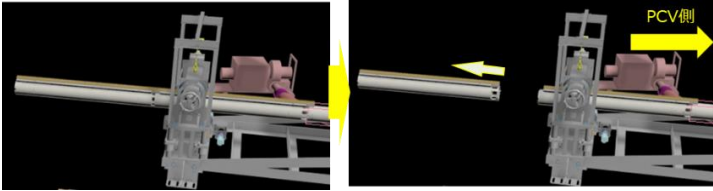
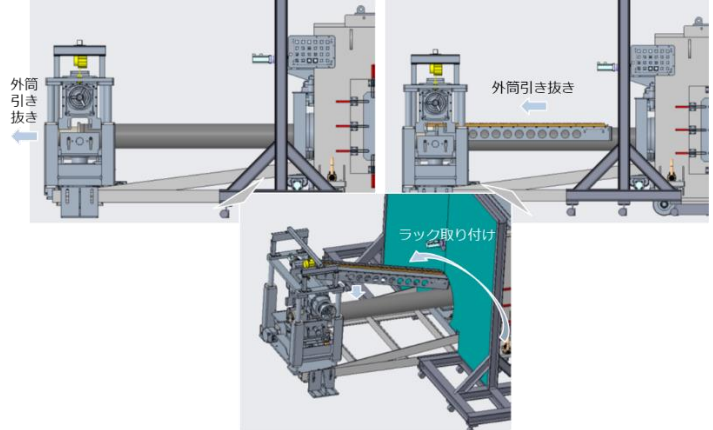
No	作業ステップ図	作業内容
3	<p>押し込みパイプラック取り外し</p> 	<p>押し込みパイプのラックがエンクロージャに接触する前に、ラックを取り外し (人手) 計4回</p>
4	<p>エンクロージャ後方汚染拡大防止用ハウス設置</p> 	<p>押し込みパイプ引き抜き前に、エンクロージャ後方汚染拡大防止用ハウスを設置 (人手)</p>
5	<p>押し込みパイプ引き抜き～ラック取り付け (引き抜きは遠隔)</p> 	<p>押し込みパイプをパイプ送り機構で引き抜き (遠隔) 押し込みパイプにラックを取り付け (人手) 計5回</p>

表2.5-1 ガイドパイプ外筒・内筒の挿入・引き抜き手順 (3/3)

No	作業ステップ図	作業内容
6	<p>押し込みパイプ取り外し</p> 	<p>押し込みパイプ取り外し (人手) 計5回</p>
7	<p>ガイドパイプ外筒へラック取り付け～引き抜き (引き抜きは遠隔)</p> 	<p>押し込みパイプ引き抜き後に、外筒へラックを取り付け (人手) 外筒引き抜き (遠隔) 計3回</p>

3. エンクロージャからの燃料デブリ取り出し手順

エンクロージャからの燃料デブリ取り出し手順について、概略を表2.5-2に示す。

表2.5-2 エンクロージャからの燃料デブリ取り出し概略手順 (1/4)

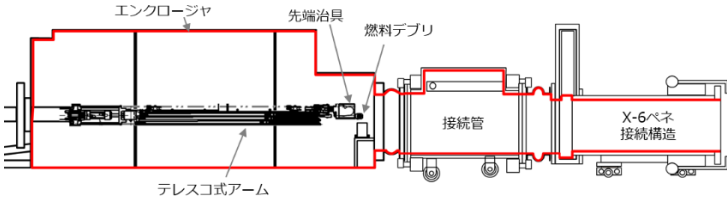
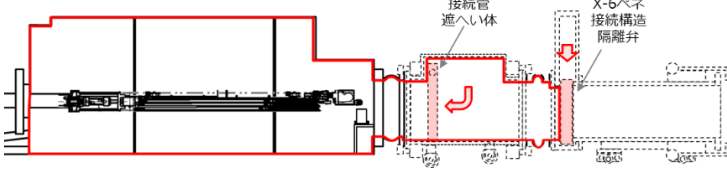
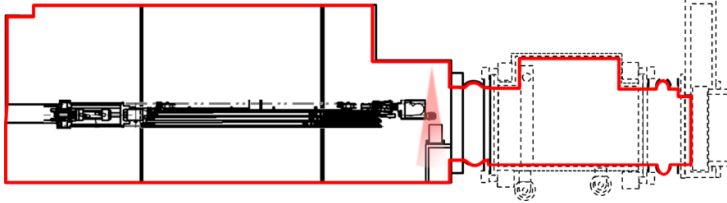
No	作業ステップ図	作業内容
1	<p>エンクロージャ内に先端治具を回収 (側面ハッチ省略)</p> 	<p>燃料デブリを採取した先端治具を、挿入の逆手順でエンクロージャ内まで回収する。</p>
2	<p>X-6 ペネ接続構造隔離弁，接続管遮へい体を閉</p> 	<p>接続管の遮へい体および X-6 ペネ接続構造隔離弁を閉。</p>
3	<p>燃料デブリ線量率測定</p> 	<p>エンクロージャ内にて燃料デブリの線量率を測定し、取り扱い可能な線量率であることを確認。</p>

表2.5-2 エンクロージャからの燃料デブリ取り出し概略手順 (2/4)

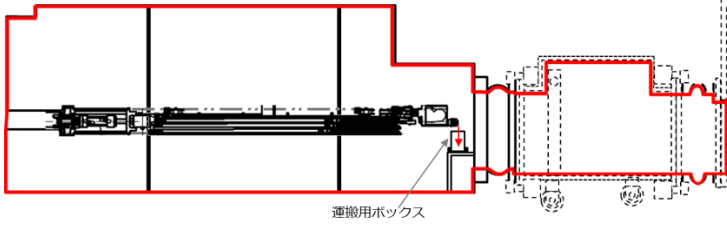
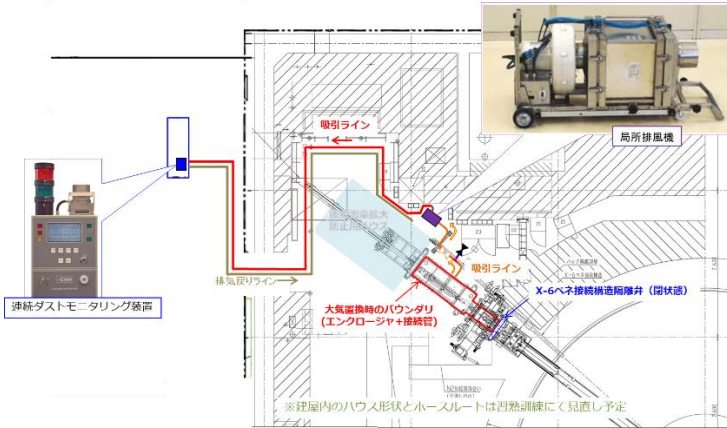
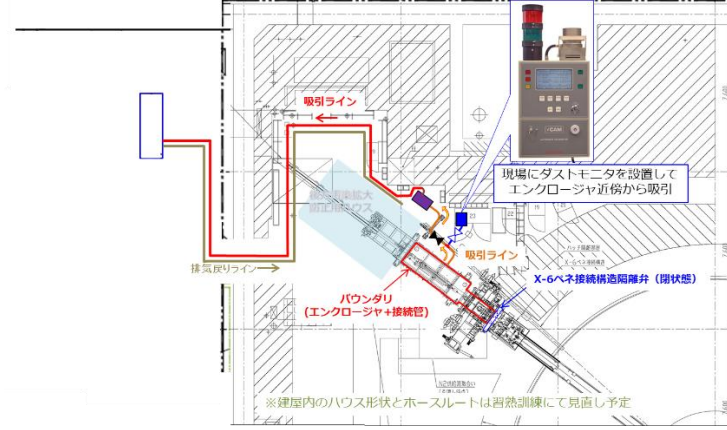
No	作業ステップ図	作業内容
4	<p>運搬用ボックスへ燃料デブリ収納</p> 	<p>線量率確認後、把持していた燃料デブリを、運搬用ボックス内に収納。 (金ブラシ式は金ブラシごと収納、グリッパ式は把持状態を解除)</p>
5	<p>降圧・大気置換，エンクロージャ内放射性ダスト回収</p> 	<p>降圧し，局所排風機にて，エンクロージャ内を大気置換。併せて，放射性ダストをHEPA フィルタにて回収。</p>
6	<p>エンクロージャ内放射性ダスト測定</p> 	<p>現場にダストモニタを設置し，エンクロージャ内の放射性ダスト濃度を測定。</p>

表2.5-2 エンクロージャからの燃料デブリ取り出し概略手順 (3/4)

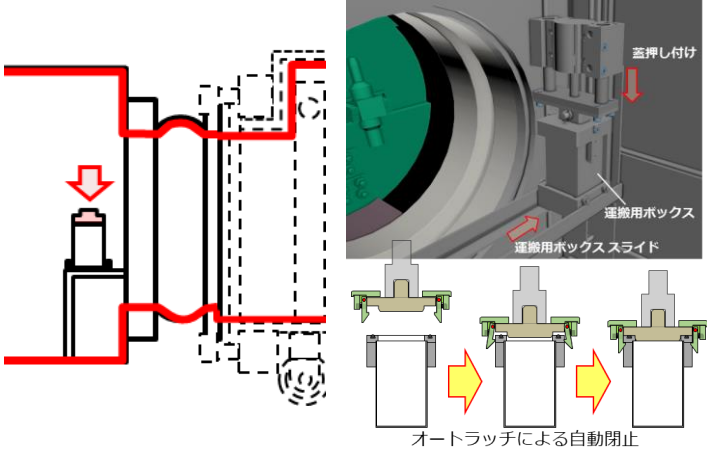
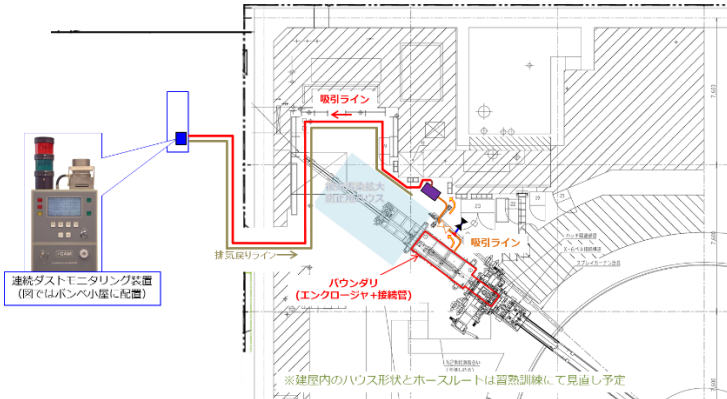
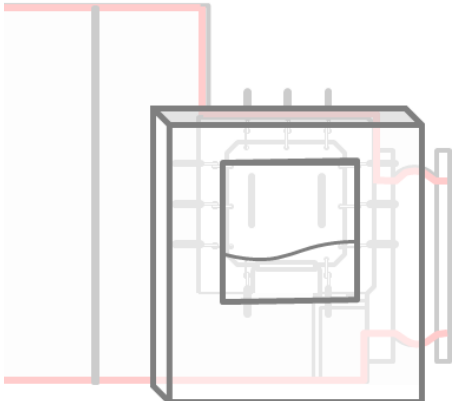
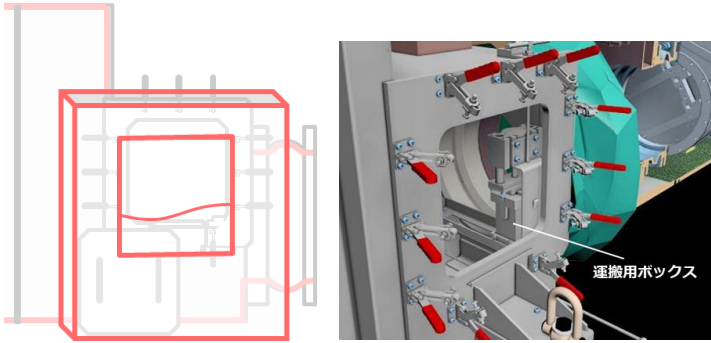
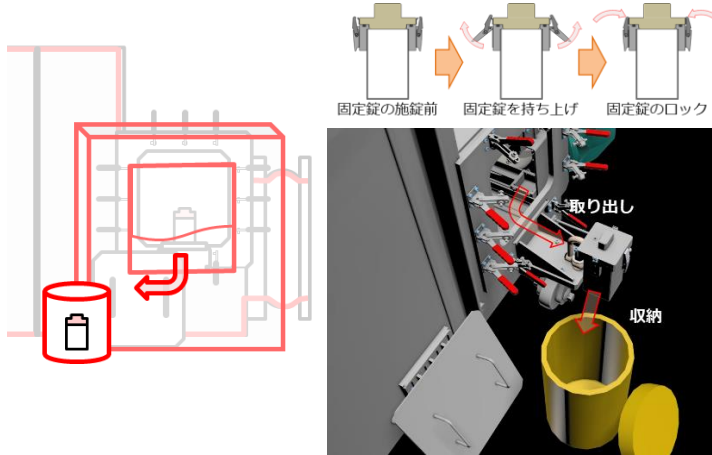
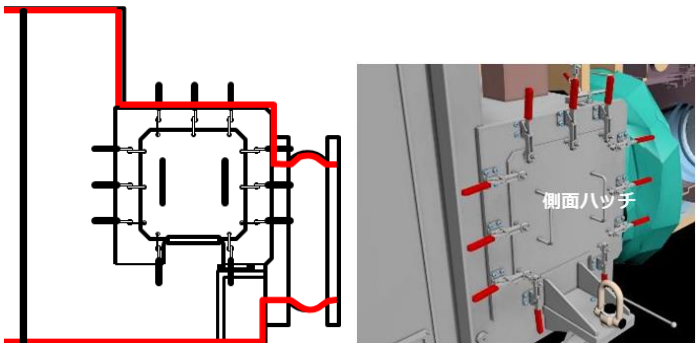
No	作業ステップ図	作業内容
7	<p>運搬用ボックスの蓋を閉</p> 	<p>運搬用ボックスを側面ハッチ側にスライドし、蓋を取り付けることで、新たにダストが浮遊しない状態とする。(遠隔)</p>
8	<p>局所排風機により排気</p> 	<p>側面ハッチ開放前に局所排風機により排気を開始し、側面ハッチ開放時にエンクロージャ側に流れを生じさせることで、汚染拡大を防止する。</p>
9	<p>側面ハッチ前面に汚染拡大防止用ハウスを設置</p> 	<p>側面ハッチ前面に汚染拡大防止用ハウスを設置。 内部の酸素濃度を計測。</p>

表2.5-2 エンクロージャからの燃料デブリ取り出し概略手順 (4/4)

No	作業ステップ図	作業内容
10	<p>側面ハッチ開放</p> 	<p>汚染拡大防止用ハウス越しに、作業員が手動でハッチを開放。</p>
11	<p>運搬用ボックス取り出し</p> 	<p>同様に汚染拡大防止用ハウス越しに、作業員がエンクロージャ内の運搬用ボックスを取り出し。蓋をロックした後にハウス外の DPTE コンテナへ収納，DPTE コンテナ蓋を閉止。</p>
12	<p>エンクロージャの側面ハッチ閉止</p> 	<p>汚染拡大防止用ハウス越しに、側面ハッチを閉止。</p>

4. 人手作業における想定被ばく線量

テレスコ式試験的取り出しに際して、ガイドパイプの挿入・引き抜きに係る部分（表2.5-1）、および取り出した燃料デブリの線量率確認からDPTEコンテナへの収納まで（表2.5-2のNo.3～No.11）について想定被ばく線量を表2.5-3, 4に示す。想定被ばく線量評価に当たっては、別紙—4に示す作業計画用の条件を用いた。

表2.5-3 ガイドパイプ挿入・引き抜きにおける想定被ばく量

表2.5-1 との対応	作業内容 (作業場所)	作業 時間 (分)	作業体制 (mSv)					小計 (mSv)		
			作業 責任者	職長	作業者 A	作業者 B	作業者 C		作業者 D	作業者 E
1	ガイドパイプ外筒ラック取り外し (2号機R/B1階北西エリア) 3セット	60	1.75	3.50	3.50	3.50	3.50	3.50	3.50	22.75
2	押し込みパイプ継ぎ足し (2号機R/B1階北西エリア) 5セット	65	1.90	3.79	3.79	3.79	3.79	3.79	3.79	24.64
3	押し込みパイプラック取り外し (2号機R/B1階北西エリア) 5セット	20	0.58	1.17	1.17	1.17	1.17	1.17	1.17	7.60
4	エンクロージャ後方汚染拡大防止用ハウス設置	30	0.88	1.75	1.75	1.75	1.75	1.75	1.75	11.38
5	押し込みパイプ引き抜き～ラック取り 付け (2号機R/B1階北西エリア) 3セット	140	4.08	8.17	8.17	8.17	8.17	8.17	8.17	53.10
6	押し込みパイプ取り外し (2号機R/B1階北西エリア) 5セット	90	2.63	5.25	5.25	5.25	5.25	5.25	5.25	34.13
7	ガイドパイプ外筒へラック取り付け (2号機R/B1階北西エリア) 5セット	50	1.46	2.92	2.92	2.92	2.92	2.92	2.92	18.98
想定被ばく量 (mSv)			13.28	26.55	26.55	26.55	26.55	26.55	26.55	172.58
1班あたりの各作業員の想定被ばく量 (mSv)			3.32	6.64	6.64	6.64	6.64	6.64	6.64	43.14

表2.5-4 エンクロージャからの燃料デブリ取り出しにおける想定被ばく量※

表2.5-2 との対応	作業内容 (作業場所)	作業 時間 (分)	作業体制 (mSv)							小計 (mSv)
			作業 責任者	職長	作業 者 A	作業 者 B	作業 者 C	作業 者 D	作業 者 E	
3	燃料デブリ線量率測定 (2号機R/B1階北西エリア)	30	0.17	0.34	0.34	0.34	0.34	0.34	0.34	2.23
4	運搬用ボックスへ燃料デブリ収納 (コントロールルーム)	10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
5	大気置換・降圧、エンクロージャ内放 射性ダスト回収	15	0.09	0.17	0.17	0.17	0.17	0.17	0.17	1.12
6	エンクロージャ内放射性ダスト測定 (2号機R/B1階北西エリア)									
7	運搬用ボックスの蓋を閉 (コントロールルーム)	10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
8	局所排風機により排気	10	0.06	0.11	0.11	0.11	0.11	0.11	0.11	0.74
9	側面ハッチ前面に汚染拡大防止用ハウ スを設置									
10	側面ハッチ開放 (2号機R/B1階北西エリア)									
11	運搬用ボックス取り出し (2号機R/B1階北西エリア)	20	0.11	0.23	0.23	0.23	0.23	0.23	0.23	1.49
想定被ばく量 (mSv)			0.43	0.86	0.86	0.86	0.86	0.86	0.86	5.58
1班あたりの各作業員の想定被ばく量 (mSv)			0.11	0.21	0.21	0.21	0.21	0.21	0.21	1.39

※ 燃料デブリの線量率を6mSv/hと仮定

試験的取り出しで設定する作業の基準線量率と
作業員被ばくの見え方について

1. はじめに

試験的取り出しにおいては、安全評価（落下時被ばく評価等）により安全が確保されていることを確認し、作業計画を立案している。採取物について、作業計画用と安全評価用とで、その目的に応じて異なる条件を設定していることに加え、採取物のガンマ線線量率測定に基づく作業の基準線量率による回収判断を設けていることから、採取物の核種想定と被ばく影響の関係が見えづらくなっている。本資料は、これらの関係を整理することを目的としている。本資料は、アーム型のアクセス・調査装置の 2024/1/24 補正申請時まとめ資料と同内容であり、テレスコ式試験的取り出しにおいても、本考え方に準ずる。

2. 作業の基準線量率の設定について

作業の基準線量率として、遮蔽能力を有しない DPTE コンテナに収納された状態で、採取物のガンマ線測定線量率が 24mSv/h（20cm 位置）を超えないものと設定している。これは試験的取り出し作業全体で最大となるグローブボックス作業の被ばく線量として 12mSv/年を目標に管理（想定する作業量と個人の確認線量を踏まえての目標）するため、最大で 24mSv/h（20cm 位置、以下いずれも線量率は同じ位置）のガンマ線線量率を生じる採取物まではその目標に収まることから設定しているものである（24mSv/h で 11.6mSv）。

したがって、図 2.6-1 に示すとおり基準線量率 24mSv/h を判断基準に、ガンマ線測定線量率が 24mSv/h を超える採取物であった場合、PCV 内に戻す予定としており、後段工程へはこれ以下の採取物が渡っていくこととなる。

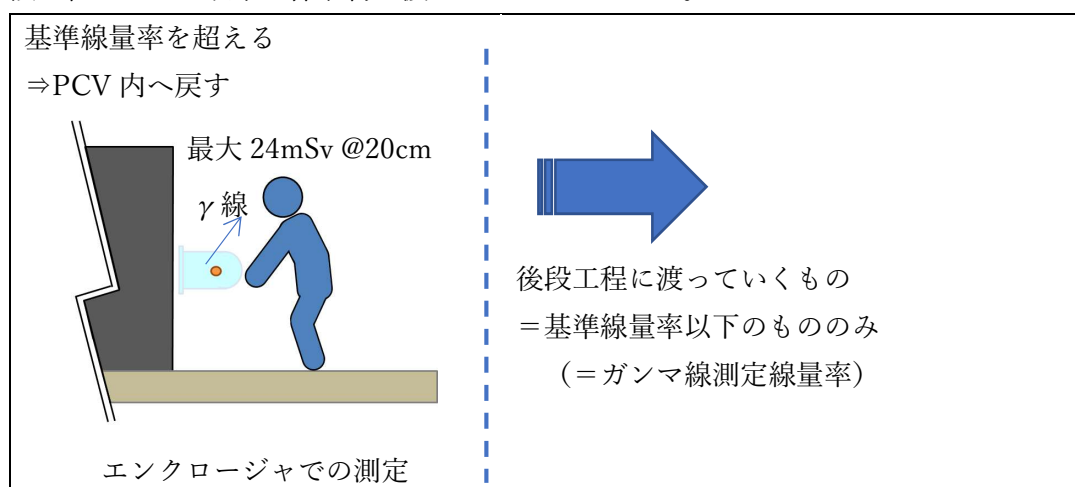


図 2.6-1 作業の基準線量率とガンマ線測定線量率の関係

試験的取り出しにて採取する可能性の高い平均的な採取物（全て燃料として採取量 1g、炉心平均の燃焼度 23GWd/t、評価対象核種が燃料成分中に全量残存するとして）6mSv/h を回収した場合、グローブボックスにおいて 4 回程度作業が可能であるとの計算になる。

3. 採取物からの作業員被ばくについて

採取物は運搬用ボックスに収納して、エンクロージャから取り出す。運搬用ボックスを DPTE コンテナに収納し、グローブボックスまで運搬する。DPTE コンテナ収納後の評価は、アーム型のアクセス・調査装置の 2024/1/24 補正申請時まとめ資料の範囲であるため、詳細な説明は省略するが、作業員がさらされる直接線の線量率は最大 24mSv/h である。

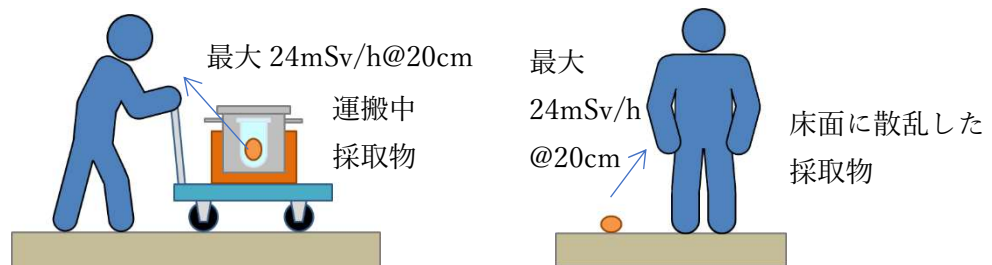


図 2.6-2 エンクロージャから取り外し以降に渡る採取物の直接線最大線量率

4. まとめ

試験的取り出しで設定する作業の基準線量率と作業員被ばくについての考え方を整理した。目的に応じて異なる条件を設定しているが、保守的あるいは測定に基づく合理的な評価となるように設定したものである。

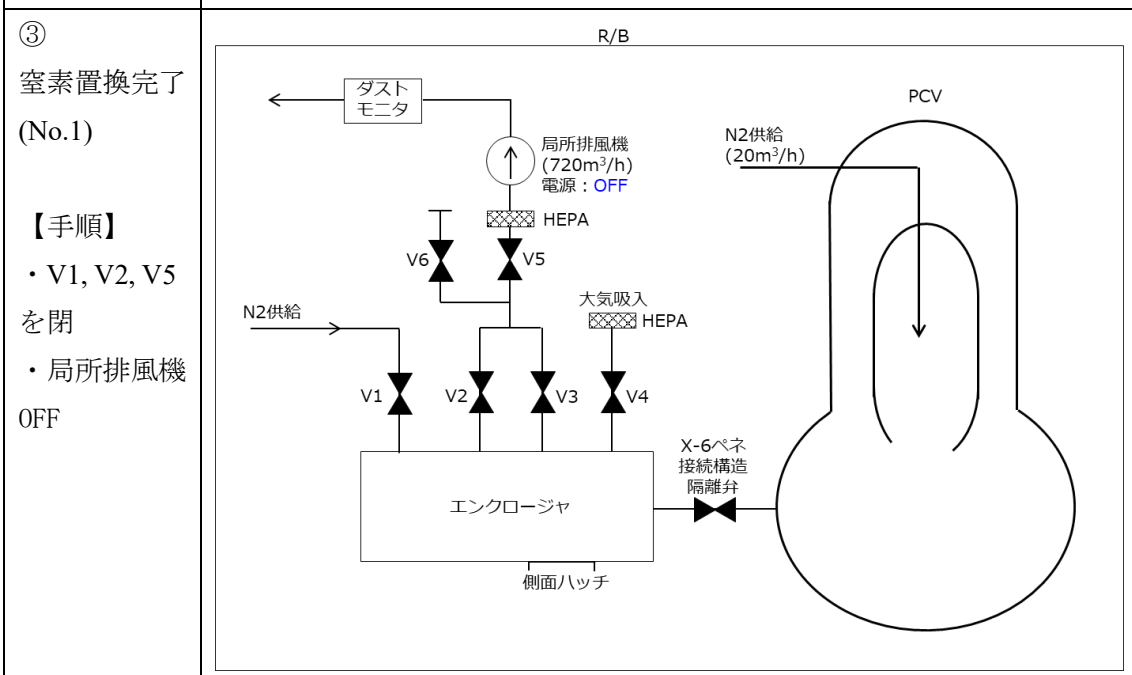
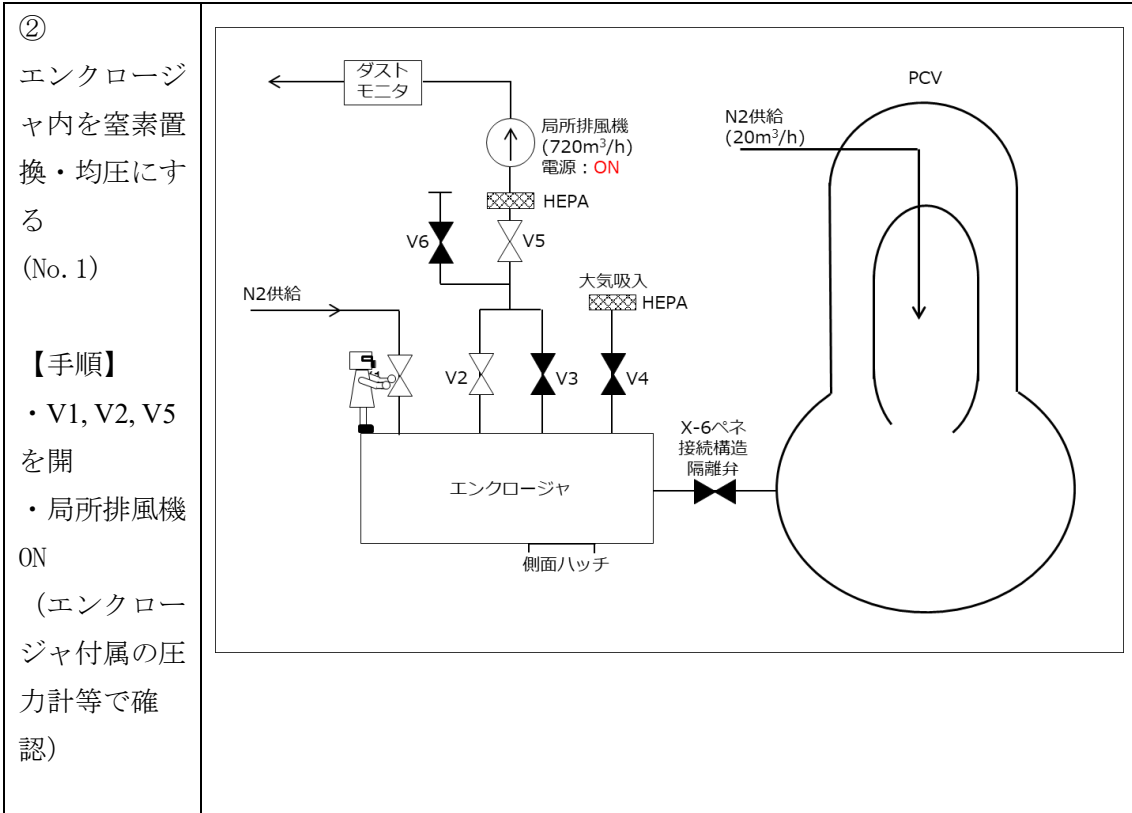
テレスコ式試験的取り出し装置による試験的取り出しにおける飛散防止対策について

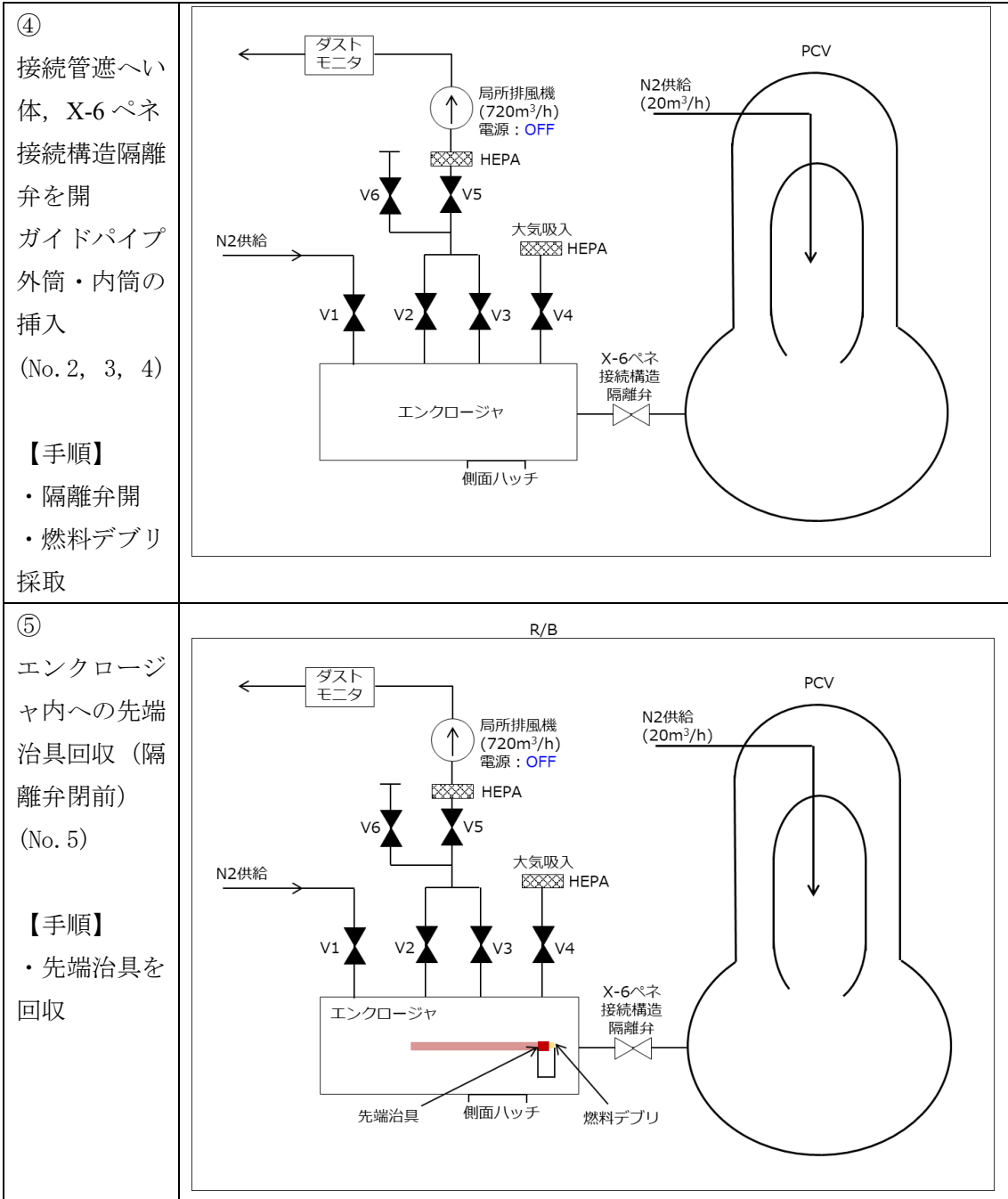
1. テレスコ式試験的取り出しにおける空調構成

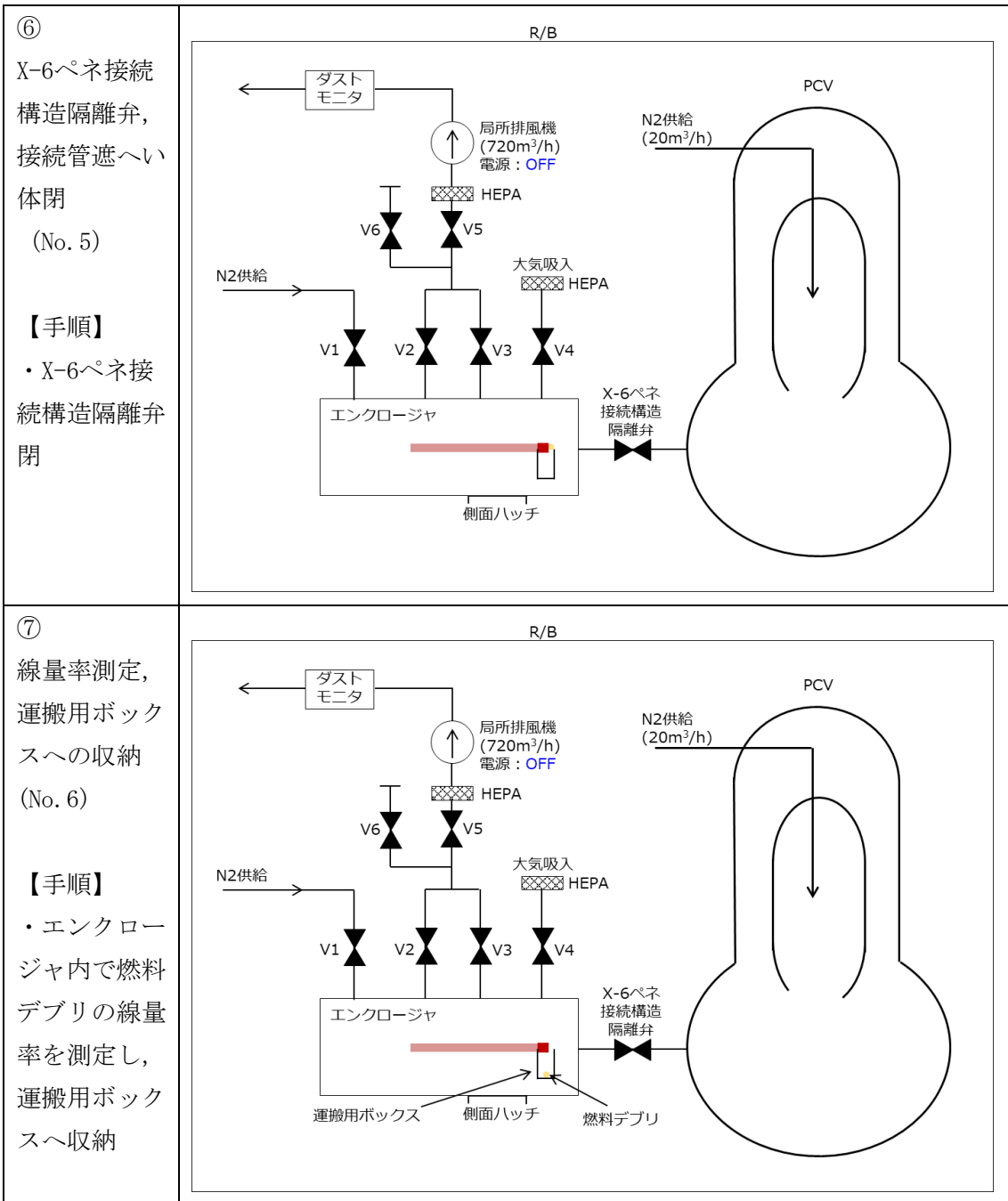
テレスコ式試験的取り出しの各作業ステップにおける空調構成について、表2.7-1に示す。

表2.7-1 各作業ステップにおける空調構成

作業内容 (別紙－1 表2.1-2 作業ステップ番号)	空調構成概要
① エンクロージャ 設置, 排気 設備接続 (初期状態)	<p style="text-align: center;">R/B</p> <p style="text-align: right;">PCV</p> <p>ダスト モニタ</p> <p>局所排風機 (720m³/h) 電源 : OFF</p> <p>HEPA</p> <p>V6</p> <p>V5</p> <p>N2供給 (20m³/h)</p> <p>大気吸入 HEPA</p> <p>V1</p> <p>V2</p> <p>V3</p> <p>V4</p> <p>エンクロージャ</p> <p>X-6ペネ 接続構造 隔離弁</p> <p>側面ハッチ</p>

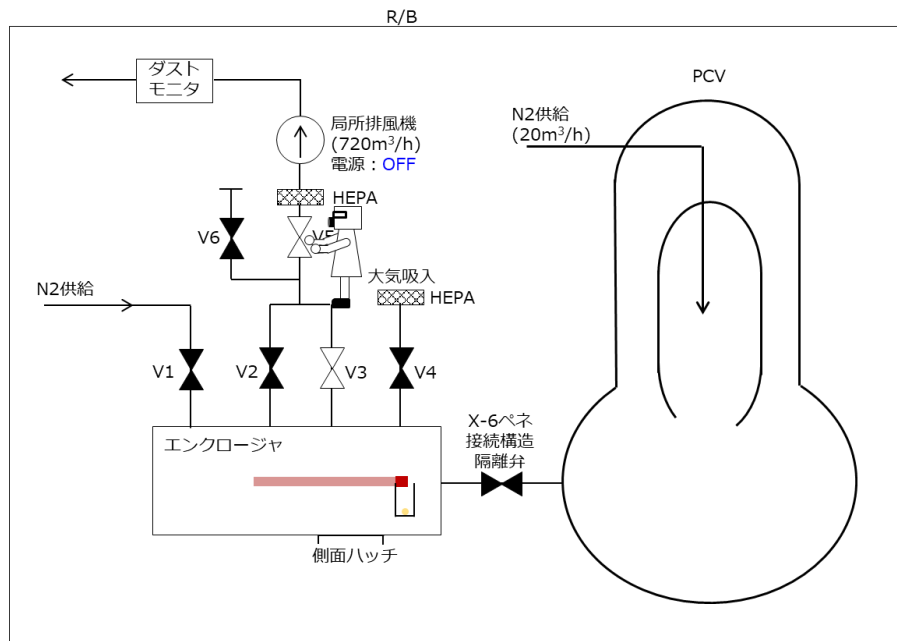






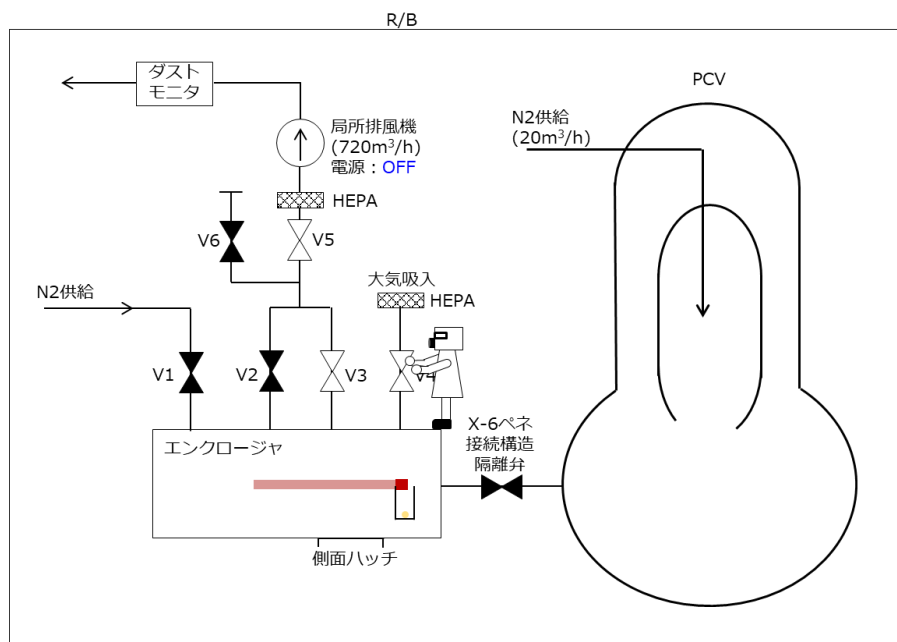
⑧
側面ハッチ開放前①（降圧）
（No.6）

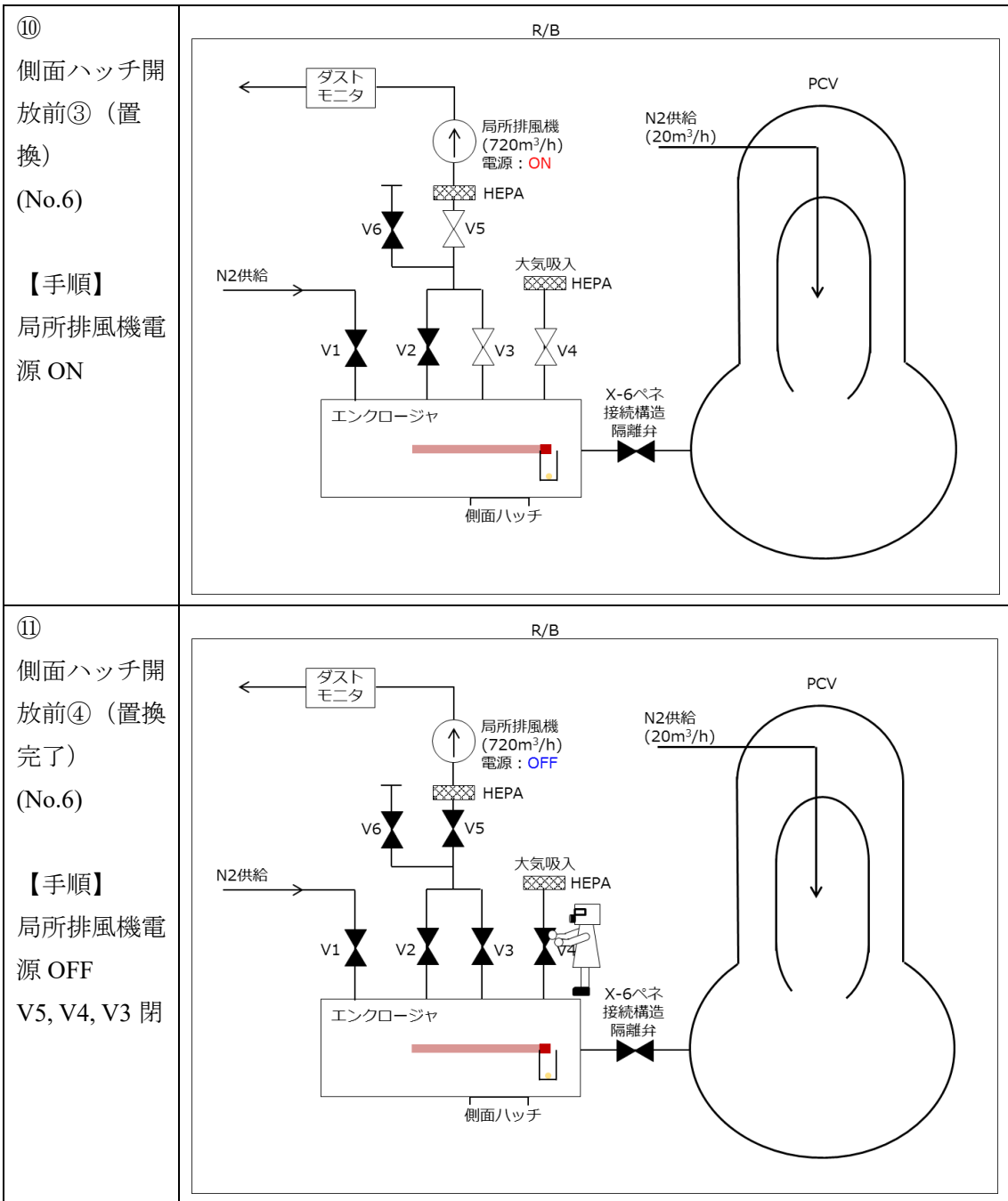
【手順】
V3とV5を開き、エンクロージャ内が大気圧以下に降圧するまで待機
（エンクロージャ付属の圧力計等で確認）

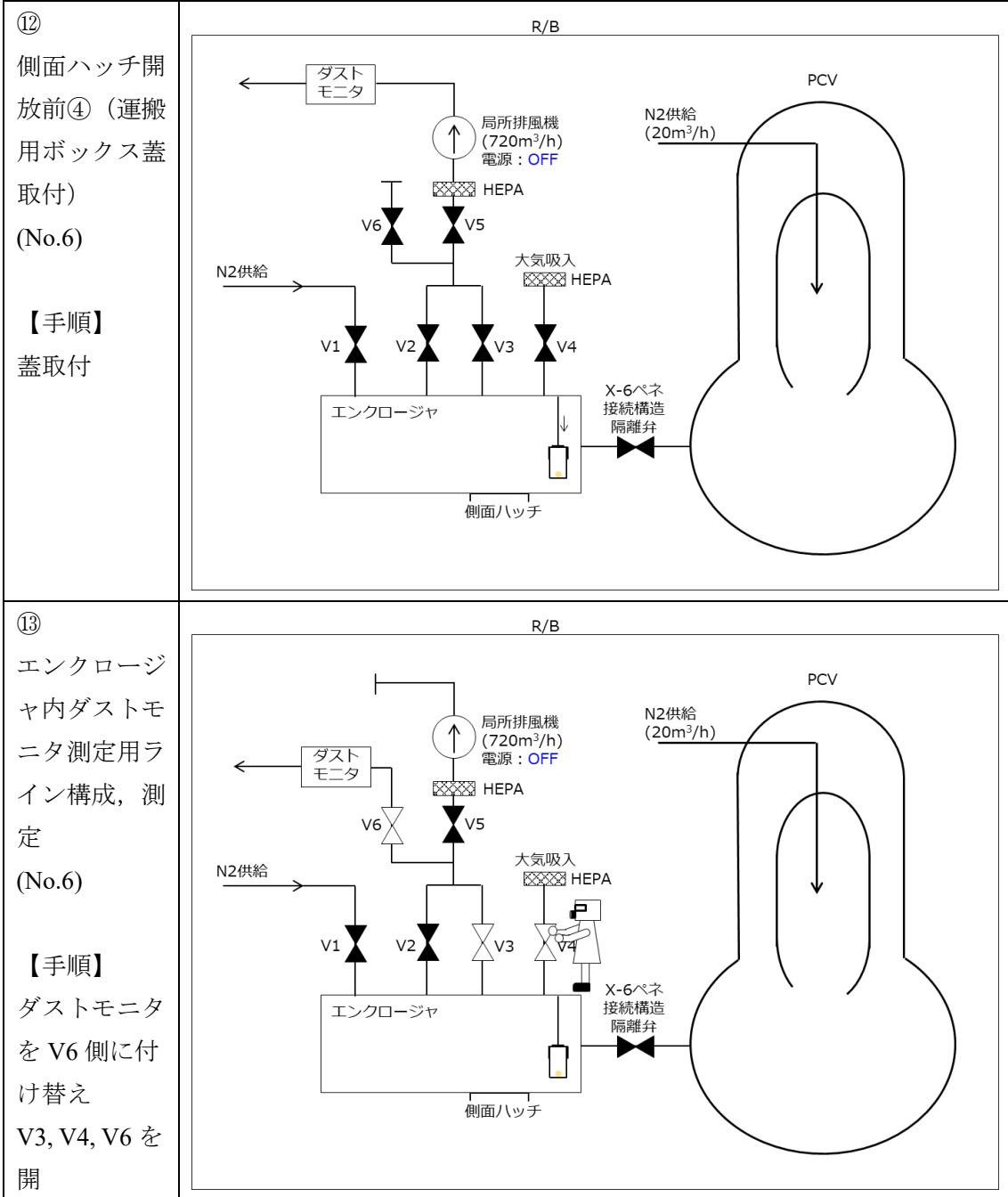


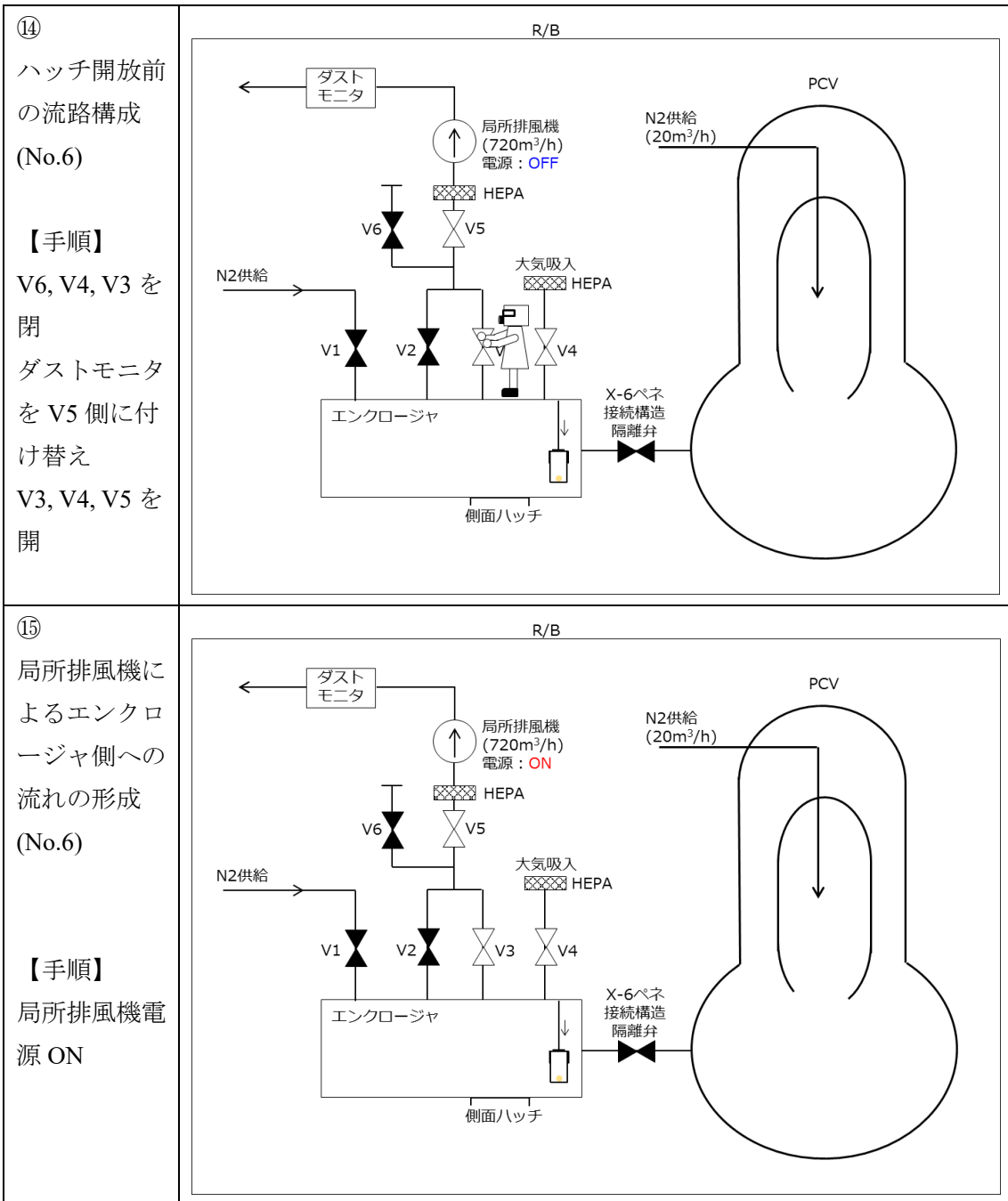
⑨
側面ハッチ開放前②（吸入側開）
（No.6）

【手順】
吸入側のV4を開ける







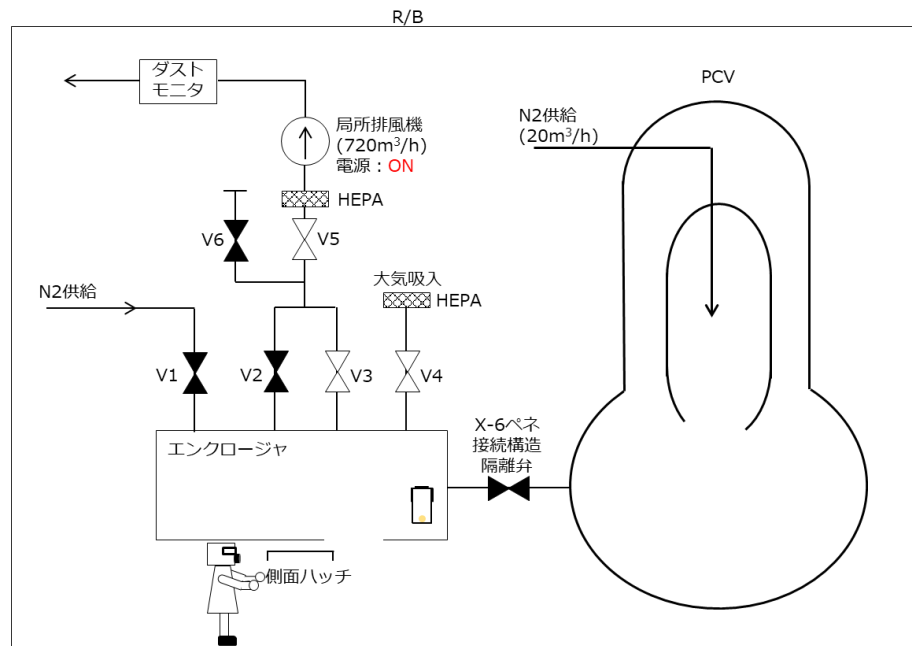


⑩

側面ハッチ
開, DPTE コ
ンテナ収納
(No.7, 8)

【手順】

- ・側面ハッチ
用汚染拡大防
止用ハウス設
置
- ・側面ハッチ
開
- ・運搬用ボツ
クス取り出
し, 養生後に
DPTE コンテ
ナ収納



(図中は汚染拡大防止用ハウスを省略)

2. エンクロージャ側面ハッチを開放する際の汚染拡大防止策

燃料デブリを収納した運搬用ボックスを、エンクロージャ内から取り出すために側面ハッチを開放する際には、下記の手順により対策を講じることで、汚染拡大防止及び被ばく低減を図る。

燃料デブリを採取した先端治具をエンクロージャ内に回収の後、エンクロージャの側面ハッチを開放する際には、事前に局所排風機にてエンクロージャ内を降圧及び大気置換するとともに、HEPAフィルタにてエンクロージャ内の放射性ダストを取り除く。その後に運搬用ボックスの蓋を取り付けることで、運搬用ボックス内から放射性ダストが飛散しにくい状態とする。

エンクロージャ内の放射性ダスト濃度を測定し、側面ハッチを開放して作業が可能か確認したのちに、局所排風機によりエンクロージャ内から吸引している状態とし、側面ハッチを開放する際に、エンクロージャの外から内への流れを形成する。

側面ハッチ開放前に、側面ハッチ用汚染拡大防止用ハウスを設置することで、側面ハッチ開放時における作業員及び周囲への汚染拡大を抑制する。

3. 側面ハッチ開放時の空調設備の配置

側面ハッチ開放時における空調設備の配置計画について、図2.7-1, 2, 3に示す。

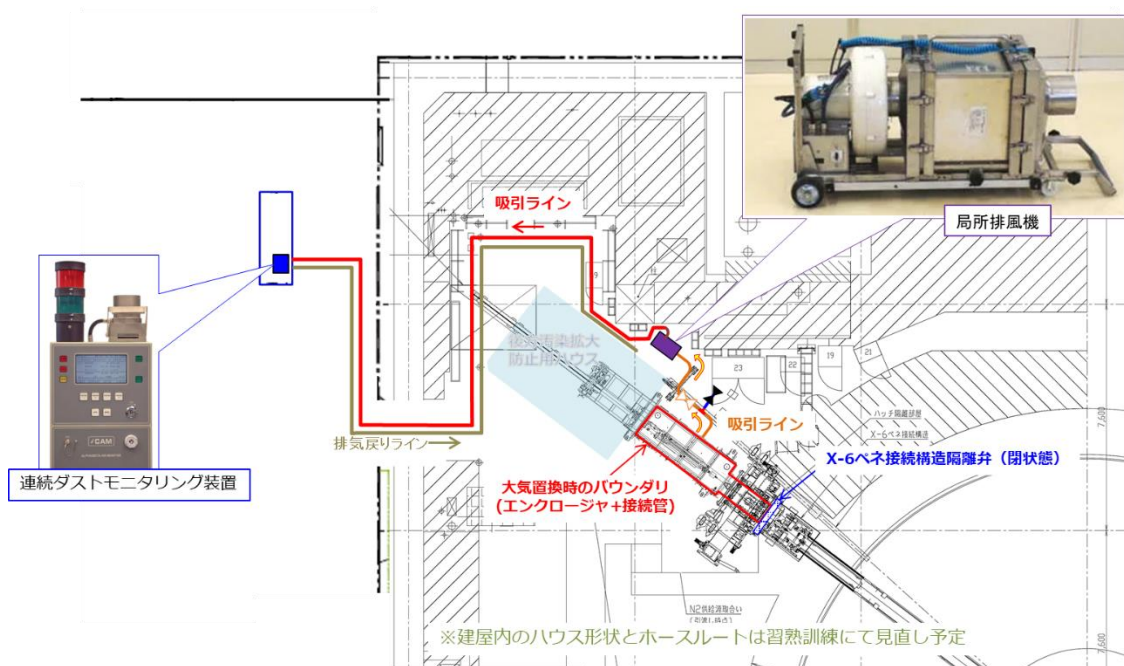


図2.7-1 エンクロージャ内大気置換時 (表2.7-1 ⑧⑨⑩)

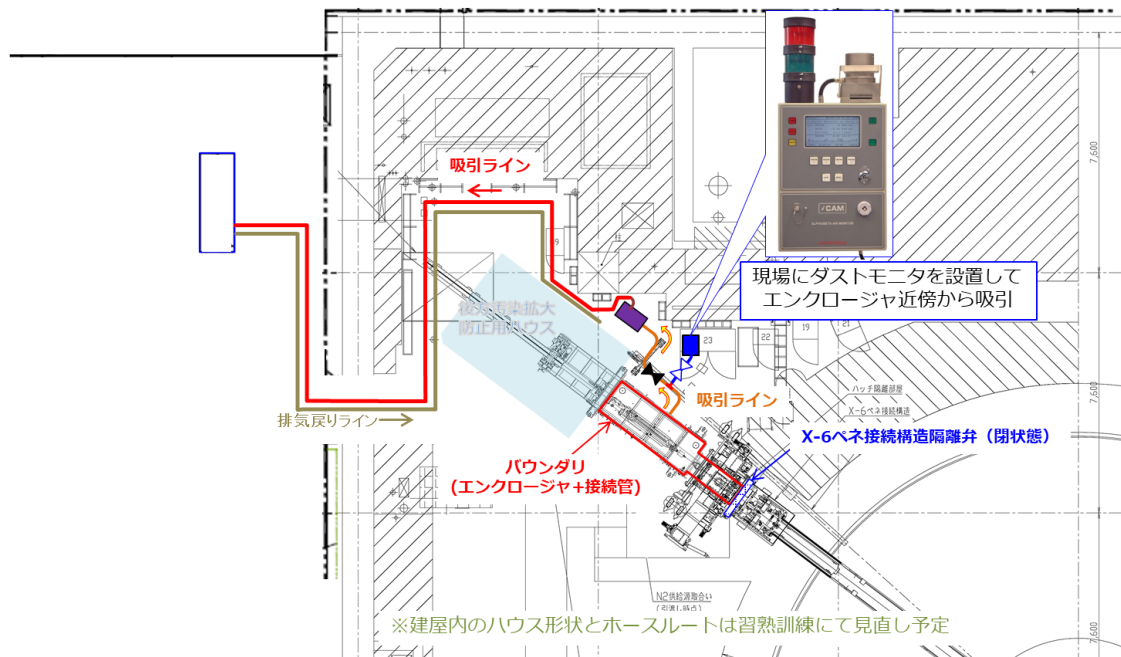


図2.7-2 エンクロージャ内ダスト測定時 (表2.7-1 ⑬)

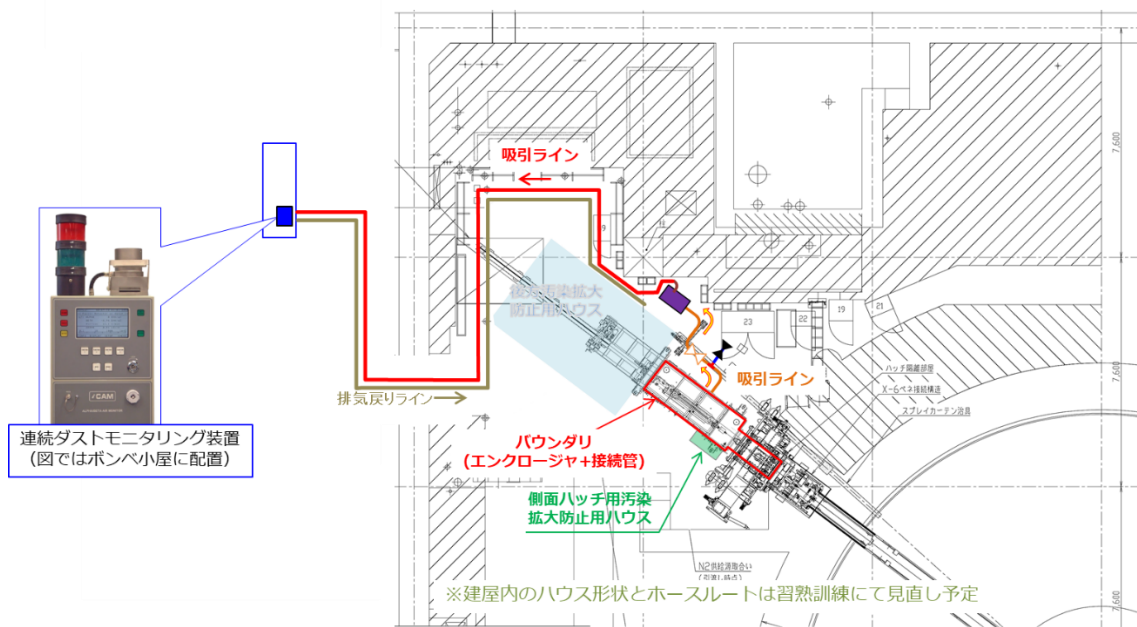


図2.7-3 側面ハッチ開放時 (表2.7-1 ⑭⑮⑯)

撤去作業の作業ステップ

1. 撤去作業開始時の状態

テレスコ式試験的取り出し終了時の設備設置状況を図2.8-1に示す。
撤去作業は、接続管以降のテレスコ式試験的取り出し装置の撤去を行う。

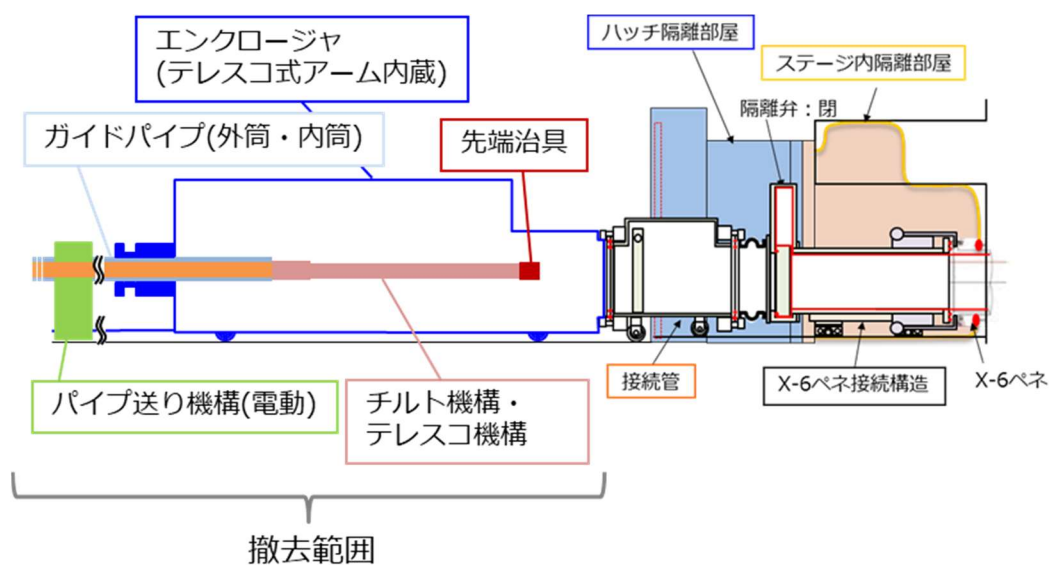


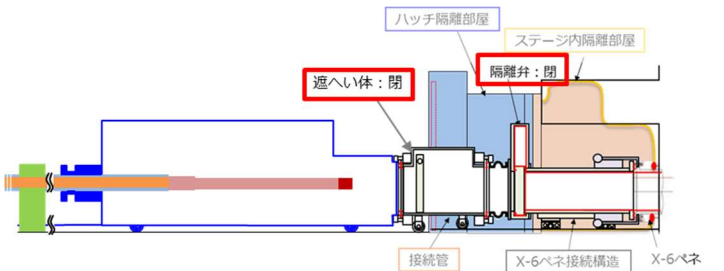
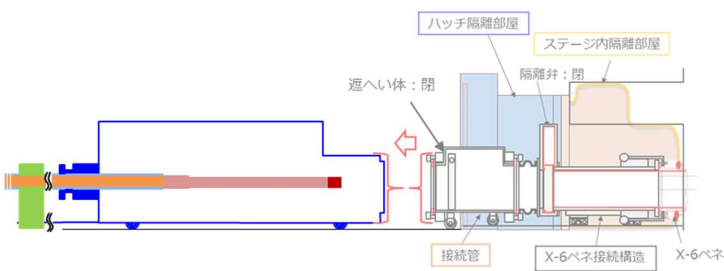
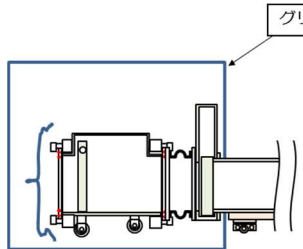
図 2.8-1 テレスコ式試験的取り出し終了時の設備設置状況

2. 作業ステップ

テレスコ式試験的取り出し装置撤去の作業ステップを表2.8-1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て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 2.8-1 エンクロージャの撤去作業ステップ

No	作業ステップ図	作業内容
1	<p>X-6 ペネ接続構造隔離弁，接続管遮へい体の閉止</p> 	<p>X-6 ペネ接続構造隔離弁を閉止し，漏えい確認を行う。 その後，接続管遮へい体を閉止し，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>

安全評価に使用したダスト飛散率について

DPTE コンテナの落下により、燃料デブリを含む可能性のある採取物が飛散した場合の被ばく影響を評価するため、以下のとおり、評価に使用するダスト飛散率を設定した。

本設定は、アーム型のアクセス・調査装置の 2024/1/24 補正申請時まとめ資料と同じであり、テレスコ式試験的取り出しにおいても、本設定に準ずる。

1. ダスト飛散の想定について

DPTE コンテナ吊り上げ時において、採取物は、回収装置先端部に入った状態で、緩衝容器に入れられ、更に DPTE コンテナ、運搬容器と多重に収納された状態となっている。

この状態で DPTE コンテナが落下した場合の採取物の気中飛散の想定としては、以下のようになっている。

- ・ DPTE コンテナの落下中においては、採取物は多重に収納されているため、採取物が気中に直接曝される可能性は極めて低い。そのため、落下中に採取物が気中へ飛散することは考え難い
- ・ DPTE コンテナの床面衝突が生じると、容器の変形破損及び回収装置先端部が保持する採取物の脱離により、採取物が容器外にこぼれる可能性がある。

更に、想像を膨らませ、落下した DPTE コンテナ等の容器が反跳し、ある程度の高さで採取物が容器外にこぼれると想定しても、包絡的な採取物の落下高さはつり上げ最高点を超えることはない。この想定において、

- ・ 落下中に容器からこぼれる採取物は、粉～小石程度の大きさと湿っており、気中分散性が低いと考えられることから、採取物の極一部のみが飛散すると考えられる。
- ・ 床面衝突により容器からこぼれる採取物は、少量であるため、受ける落下衝撃は小さいと考えられる。このため粉～小石程度の大きさと想定される採取物が飛散性の高い数 μm 以下の微粒子に粉碎される可能性は低く、落下中と同様に、気中分散性が低く、採取物の極一部のみが飛散すると考えられる。

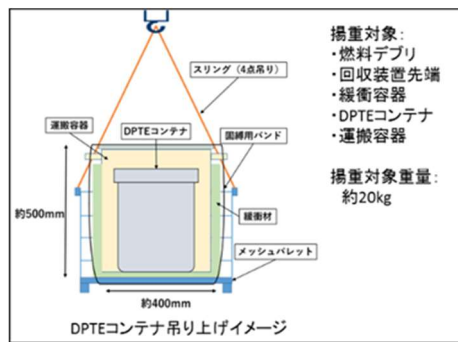


図 2.9-1 DPTE コンテナ吊り上げイメージ

以上より、落下した場合の採取物からのダスト飛散の蓋然性は低く、仮に飛散したとしても、気中へのダスト飛散挙動には不確かさがあり、現実的な飛散率を設定することは難しいと考えられた。

そこで、被ばく評価を実施するために（落下時の被ばく影響の大きさを把握するために）、評価上は、乾いた粉体状かつ、収納されていない状態を想定し、ダスト飛散率を以下のとおり設定した。

- ・ 乾いた粉体状の燃料 3g(密度:10.7g/cm³)が 8.5m 落下(吊上げ位置から床面までの最大落差)落下中に気中飛散するとし、そのダスト飛散率を「DOE HANDBOOK^{※1} (以降, DOE HDBK)」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、0.2%と設定。
- ・ 床面衝突時に舞い上がるとし、そのダスト飛散率を DOE HDBK の非金属固体破碎の飛散率評価式(4.3.3 節の(4-1)式)を参照し、0.02%を設定。
- ・ 以上より、落下中の 0.2%と衝突時の 0.02%の飛散率を合算した 0.22%と設定。

上記のとおり設定したダスト飛散率について、落下時のダスト飛散の考え方を 2 章に、適用したダスト飛散率を 3 章に示す。

2. 落下時のダスト飛散の考え方

1章に示したとおり、落下時の採取物からのダスト飛散の振る舞いには不確かさがあり、DOE HDBKの粉体落下(4.4.3.1.3節)と非金属固体破碎(5.3.3.2.1節)のどちらに近いか特定できないと考えた(図-2.9-2参照)。

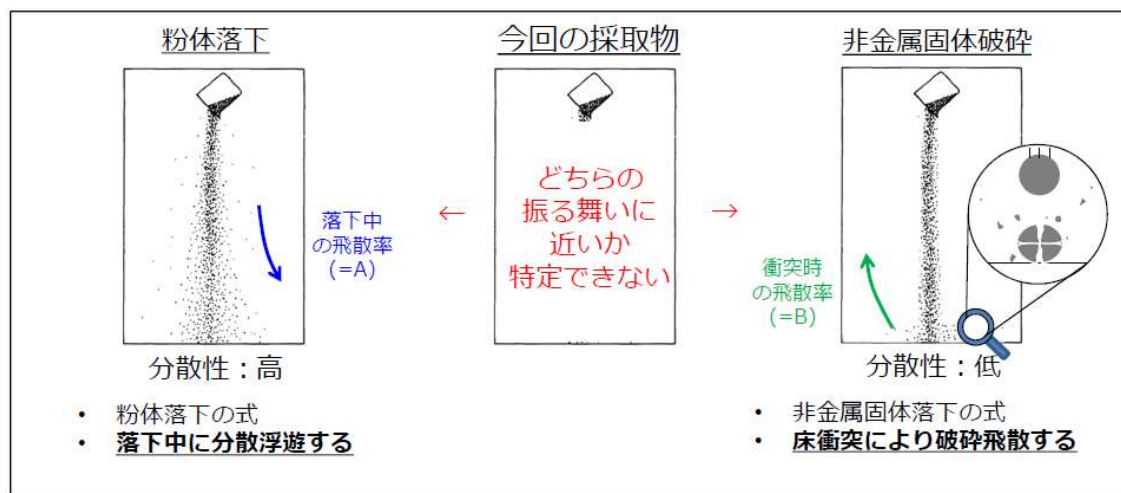


図 2.9-2 DPTE 落下時(今回の採取物が落下する時)のダスト飛散の振る舞い想定

そこで、両者から求まる飛散率を比較し、厳しい方の飛散率を選択する場合、気中分散性が高く落下中に飛散するとして粉体落下により求まる「落下中の飛散率(=A)」は0.2%、気中分散性が低く床衝突により破碎飛散するとして非金属固体破碎により求まる「衝突時の飛散率(=B)」は0.02%となるため、厳しい方の飛散率(=A)を選択することになる(粉体として取り扱う想定)。

しかしながら、今回の評価では、更に保守的な想定をおき、両者を合算した飛散率(=A+B)を採用した。つまり、採取物の全てが、粉のように分散浮遊する対象でありつつ、非金属固体のように分散浮遊せずに破碎飛散する対象であると想定した。

なお、試験的取り出し以降、回収量を増加させる作業等に対する被ばく評価においては、設備・運用影響も考慮しながら、それまでに得られた知見等を反映することにより保守的な想定を排除し、飛散率も含めて適正化を継続していく。

3. 適用したダスト飛散率

(1) 粉体落下の飛散率

DOE HDBK 「4.4.3.1.3 Free-Fall Spill of Powder Model」を参照すると、粉体落下中の飛散率は、以下の式で与えられている(今回の評価パラメータを併記)。なお、下記 DOE HDBK 記述のとおり、包絡値とする 2 倍を考慮すると、 $\underline{ARF=1.5 \times 10^{-3}(=0.15\%)}$ であった。ここで、密度 ρ_{BP} は、採取物を全て UO_2 燃料とし、 UO_2 理論密度(約 $11g/cm^3$)の 97% である $10.7g/cm^3$ とした。

respectively. The fraction airborne release is:

$$ARF = 0.1064 (M_o^{0.125})(H^{2.37})/\rho_{BP}^{1.02} \times 2 \approx 1.5E-3 \quad (4-5)$$

where:

ARF =	airborne release fraction	
M_o =	mass of powder spilled, kg	=0.003 (kg)
H =	spill height, m	=8.5(m)
ρ_{BP} =	bulk density of powder, kg/m ³ .	=10700 (kg/m ³)

In order to determine the bounding ARF, the value calculated from the model must be multiplied by a factor of 2 (the difference between the average and maximum value for the

以上より、粉体落下の飛散率に係る DOE 実験値と評価式および今回の評価値(=0.15%)の関係を図示すると、図 2.9-3 のとおりである。

図 2.9-3 より、3m 以下の実験データの包絡値は 0.2% であり、評価値よりも大きいことから、今回の評価では粉体落下の飛散率として、厳しめの 0.2% を適用することとした。

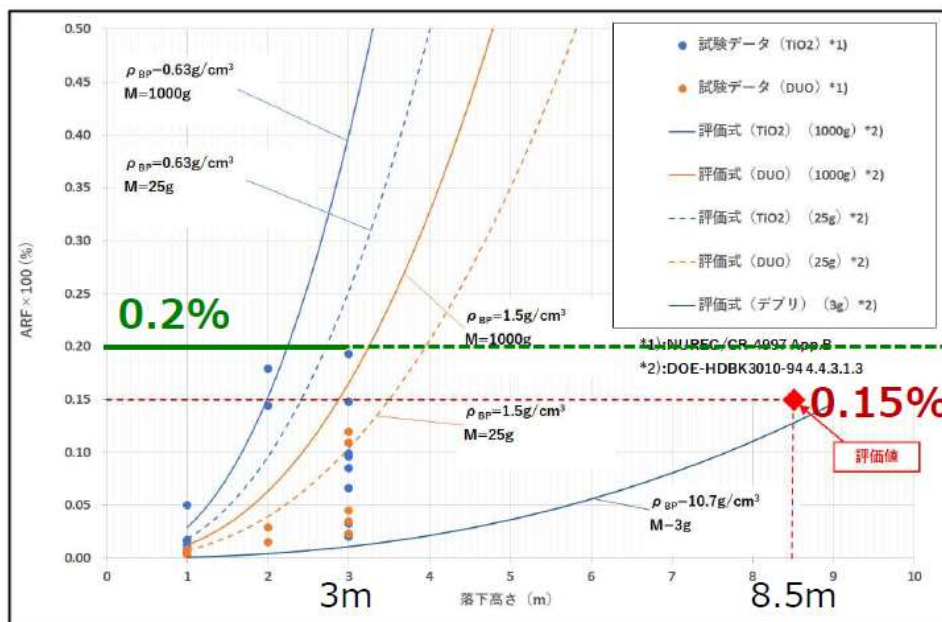


図 2.9-3 粉体落下の飛散率に係る DOE 実験値と評価式および今回の評価値の関係

次に、ダスト舞い上がり影響の取扱いについて以下に示す。

粉体落下の飛散率評価式に関連した子孫文献^{*2, 3}を参照し、DOE 評価式におけるダスト舞い上がりの取扱いを確認した。

DOE 評価式を作成した文献^{*2}において、実験データをもとに粉体落下の飛散率をモデル化する際、落下中の気中飛散と床面衝突の気中飛散との二つの現象について、床面衝突によるダスト舞い上がりの影響が小さいものと見なして、落下中の現象に着目して検討したとの記述(※注 1)や、粉体の重量、落下高さ、密度をパラメータとした評価式でよく予測できることから、評価式では床面衝突によるダスト舞い上がりによる影響は小さいとみなすとの記述(※注 2)がある。

(※注 1)文献^{*2} 4 章より抜粋：

There are two mechanisms during the free fall spill of a powder that contribute to the generation of airborne, respirable dust. The first mechanism is the shearing effect of the air on the powder as it falls. The shearing effect is enhanced by the lengthening of the spill column caused by the acceleration of gravity. The second is the breakup of larger particles on impact with the stopping surface.

This section provides a model of the formation of airborne particles from a spill, assuming that the ball of powder grows at a constant rate as it falls and that mass airborne is proportional to the drag force on the bulk powder. The model does not account for particles becoming airborne as a result of impact with a surface. Therefore, it can be correlated with experimental

→評価式(model)では、床面からの舞い上がりによる粒子は考慮していないとの記述

(※注 2)文献^{*2} 4 章より抜粋：

The following subsections describe the development of the proportionality constant and correlate the results of experiments (Sutter et al. 1981) using the free fall spills of TiO₂ and DUO powders. The contribution of mass to the source term from impacting the floor is probably small for these experiments.

→相関式は粉体落下試験の実験結果を用いて作成している。この実験値には床面からの舞い上がりの寄与は小さいだろうとの記述

更に、DOE 評価式を作成するために参照された実験の文献^{*3}を参照すると、実験体系では、粉体の落下中の気中飛散粒子のみでなく、床面衝突によるダスト舞い上がりによる気中飛散粒子も試験容器雰囲気中に舞い上がる体系(図 2.8-4)となっている。そして、容器内に設置された各サンプリング装置は粉体落下後 1 時間継続運転して、容器内に浮遊したダストをほぼ全量回収するようにされている。このことから、実験で取得された飛散率は、落下中の飛散と落下時の舞い上がりによる飛散の両者が合算された値である。

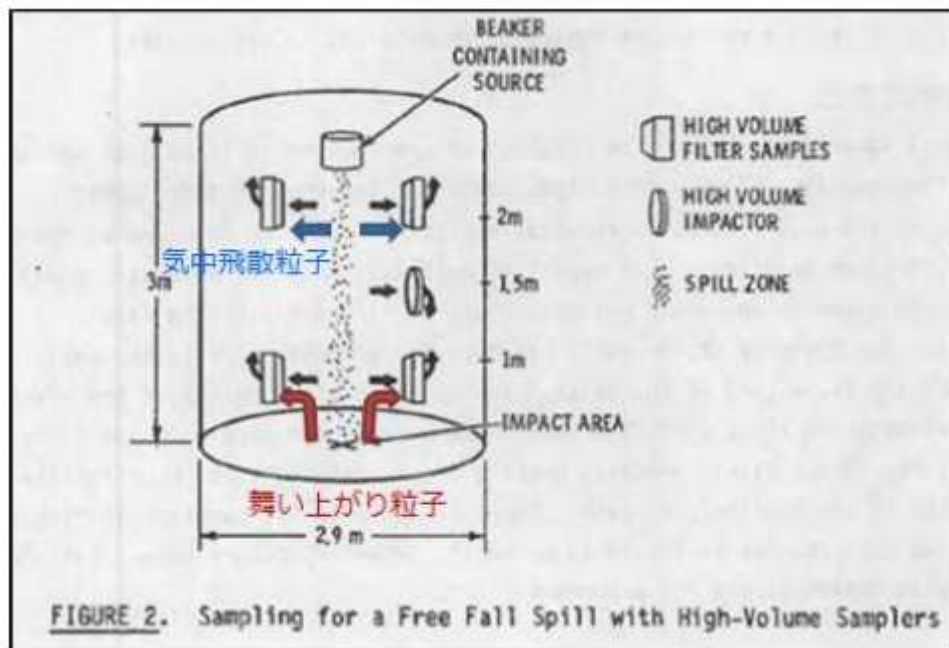


図 2.9-4 粉体落下の実験装置 (文献*3: NUREG/CR-2139)

以上より、元にした実験データは、舞い上がりの影響も含んだ実験条件となっており、DOE 評価式の作成では、その影響が小さかったため、結果として、実験式は落下中の拡散の影響のみでモデル化していることが DOE には記述されたと考える。したがって、DOE 評価式において、床面衝突の影響が漏れているということではなく、床面衝突の影響はこの評価式の係数等に埋もれている (=パラメータに対する感度が小さい) と考えられた。

(2) 非金属固体破碎の飛散率

a. 非金属固体破碎の実験

DOE HANDBOOK 「4.4.3 Free-Fall Spill and Impaction Stress」を参照すると、ガラス、セラミックス、 UO_2 ペレット等の脆性材料である非金属固体を破碎 (図 2.8-5 (左)) し、その破砕片の重量と粒径を計測、計測された破砕片のうち、粒径分布 ($10 \mu m$ 以下) の重量割合と破碎エネルギー密度が比例する結果が得られている (図 2.8-5 (右))。

以上より、被ばくに寄与する粒子 $10 \mu m$ (呼吸により体内に取り込まれる粒子径) 以下の重量割合を飛散率 ($ARF \times RF$) と定義し、次の実験式が得られている (今回の評価パラメータを併記)。

$$ARF \times RF = (A)(P)(g)(h) \quad \approx 2.0E-4 \quad (4-1)$$

where: ARF X RF = (Airborne Release Fraction)(Respirable Fraction)

A	= empirical correlation, 2E-11 cm ³ per g-cm ² /s ²	
P	= specimen density, g/cm ³	=10.7 (g/cm ³)
g	= gravitational acceleration, 980 cm/s ² at sea level	
h	= fall height, cm.	=850 (cm)

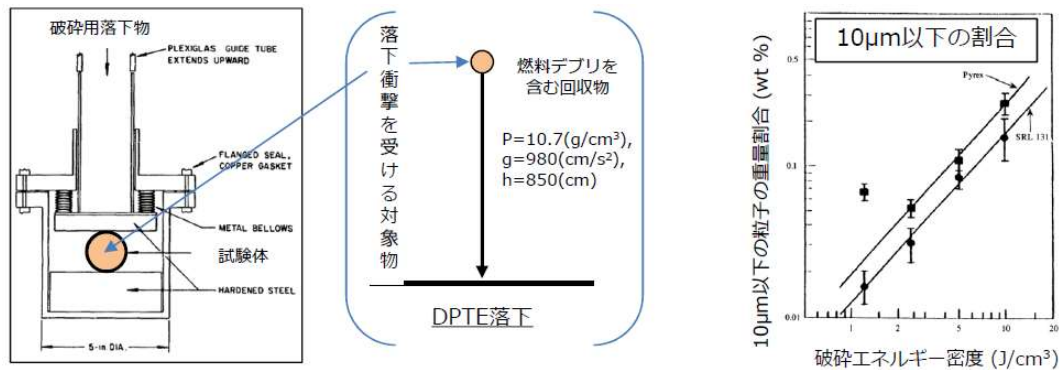


図 2.9-5 (左) 非金属固体破碎の実験装置 (ANL-82-39*4) と
(右) 実験結果 (DOE-HDBK-3010-94*1)

b. 適用した考え方

3章(2)a.で示した(4-1)式は、気相に飛散した粒子の重量と粒径を計測したデータではなく、破碎により発生した全粒子を対象に計測したデータであり、これを飛散率とする点で保守がある。

また、実験では、試験体が硬い鋼台の上に設置され、破碎用落下物の持つ位置エネルギーのほぼ全てが試験体に与えられ、破碎するエネルギーに使われるような体系となっている。一方、DPTE落下では、回収物が床面に衝突する際に、拘束されているわけではないので、回収物の持つ位置エネルギーの一部が、破碎エネルギーに使われると考えられ、ほぼ全てのエネルギーが使われる体系で得られた実験式の適用には保守性がある。

(3) まとめ

上記を踏まえ、今回の評価では、適用する飛散率を以下のとおり扱うこととした。

- ・ 粉体落下の飛散率評価式のもとになった実験データは、落下中の飛散と床面衝突時の舞い上がりによる飛散が含まれている (図 2.9-2) ため、粉体落下の評価式はダストの舞い上がりの影響を含むものと判断した。
- ・ ただし、粉体落下の評価式は気中分散性の高い粉体をもとに作成されているとの認識である。今回想定する密度 10.7g/cm³ の粒子が粉体のように振る舞うか特定でき

ないため、粉体として取り扱う粉体落下の評価式と分散性が低いと考えられる非金属固体破砕の評価式で評価した結果、粉体落下の飛散率の方が大きめに評価されたため、粉体落下の飛散率の選択は保守的である（2章記載の通り）。

- ・ 今回の評価では、落下時のダスト飛散想定には不確かさがあるため、粉体落下の飛散率に加え、更に床面衝突による舞い上がりの影響を加味した飛散率（以下、3章(2)参照）を合算した。

- ※1 Department of Energy “DOE HANDBOOK AIRBORNE RELEASE FRACTIONS/RATES AND RESPIRABLE FRACTIONS FOR NONREACTOR NUCLEAR FACILITIES Volume I-Analysis of Experimental Data”, DOE-HDBK-3010-94, December, 1994 (Reaffirmed 2013)
- ※2 M. Y. Ballinger, et al., “Methods for Describing Airborne Fractions of Free Fall Spills of Powders and Liquids” , NUREG/CR-4997, 1988.
- ※3 S. L. Sutter, et al., “Aerosols Generated by Free Fall Spills of Powders and Solutions in Static Air” , NUREG/CR-2139, 1981.
- ※4 “Aerosols Generated by Free Fall SJardine et al., “FINAL REPORT OF EXPERIMENTAL LABORATORY-SCALE BRITTLE FRACTURE STUDIES OF GLASSES AND CERAMICS”, ANL-82-39, October, 1982.

被ばく評価における放出時間と被ばく時間の設定について

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 H_I は、一般には、放出される単位時間あたりの放射エネルギー $Q_R'(t)$ (Bq/s) (以降、「放出率」) に、線量換算係数 K_{in} 、呼吸率 R_1 、相対濃度 χ/Q を乗じ、放出時間(0～ t)で積分することで求まる。ここで、放出時間と放射性雲からの被ばく時間は同じ意味となる。

$$H_I = K_{in} \cdot R_1 \cdot \chi/Q \cdot \int_0^t Q_R'(t) dt$$

ここで、相対濃度 χ/Q は以下の式で計算する。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot d_i \dots\dots\dots (V-1)$$

(χ/Q) : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m³)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (s/m³)

d_i : 時刻 i において風向が当該方位 d にあるとき $d_i=1$

時刻 i において風向が他の方位にあるとき $d_i=0$

(「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針，昭和57年1月28日，原子力安全委員会決定（一部改訂 平成13年3月29日 原子力安全委員会）」より)

この式に示されているように、事故時の χ/Q は、1時間ごとの χ/Q を実効放出継続時間で平均化する式となっていることから、実効放出継続時間 T を短く設定した場合のほうが χ/Q は厳しめの値となる。よって本評価では、相対濃度 (χ/Q) については、実効放出継続時間を1時間とした係数^{※注}を使用した。

一方、本評価の放出量については、放出時間(= t)を設定して放出を途中で打ち切ることとは想定しておらず、放出されるべきものは時間制限無く全て放出することとしている。したがって、今回の評価式は以下となり、放出の時刻歴に依存しない線量評価としている。

$$H_I = K_{in} \cdot R_1 \cdot \chi/Q \cdot Q_R$$

※注：実施計画 V 章.添付資料 7.別添-9「2号機原子炉格納容器内部詳細調査 アクセスルート構築作業時の影響評価について」、表 4 (異常時) を参照。

本設定は、アーム型のアクセス・調査装置の 2024/1/24 補正申請時まとめ資料と同じであり、テレスコ式試験的取り出しにおいても、本設定に準ずる。

被ばく評価に使用した各係数

表2.11-1 (1/2) 被ばく評価に使用した各係数

No.	核種	γ 線の実効エネルギー (MeV) ^{※1}	内部被ばく実効線量換算係数 (μ Sv/Bq) ^{※1}	外部被ばく実効線量換算係数 (Sv/s)/(Bq/m ²) ^{※2}
1	H-3	0.00×10^0	2.7×10^{-5}	0.00×10^0
2	Be-10	0.00×10^0	3.5×10^{-2}	0.00×10^0
3	C-14	0.00×10^0	6.2×10^{-6}	1.58×10^{-20}
4	S-35	0.00×10^0	1.9×10^{-3}	1.64×10^{-20}
5	Cl-36	1.45×10^{-4}	7.3×10^{-3}	6.67×10^{-19}
6	Ca-41	4.19×10^{-4}	1.8×10^{-4}	0.00×10^0
7	Mn-54	8.36×10^{-1}	1.5×10^{-3}	8.06×10^{-16}
8	Fe-55	1.69×10^{-3}	7.7×10^{-4}	0.00×10^0
9	Fe-59	1.19×10^0	4.0×10^{-3}	1.11×10^{-15}
10	Co-58	8.23×10^{-1}	2.1×10^{-3}	9.44×10^{-16}
11	Co-60	2.50×10^0	3.1×10^{-2}	2.31×10^{-15}
12	Ni-59	2.42×10^{-3}	4.4×10^{-4}	0.00×10^0
13	Ni-63	0.00×10^0	1.3×10^{-3}	0.00×10^0
14	Zn-65	5.69×10^{-1}	2.2×10^{-3}	5.56×10^{-16}
15	Se-79	0.00×10^0	6.8×10^{-3}	0.00×10^0
16	Sr-90	1.25×10^{-6}	1.6×10^{-1}	5.56×10^{-18}
17	Zr-93	0.00×10^0	2.5×10^{-2}	0.00×10^0
18	Nb-94	1.56×10^0	4.9×10^{-2}	1.50×10^{-15}
19	Mo-93	1.07×10^{-2}	2.3×10^{-3}	0.00×10^0
20	Tc-99	7.01×10^{-7}	1.3×10^{-2}	7.78×10^{-20}
21	Ru-106	2.03×10^{-1}	6.6×10^{-2}	2.08×10^{-16}
22	Ag-108m	1.62×10^0	3.7×10^{-2}	0.00×10^0
23	Cd-113m	7.27×10^{-5}	1.1×10^{-1}	2.58×10^{-19}
24	Sn-126	5.65×10^{-2}	2.8×10^{-2}	1.47×10^{-15}
25	Sb-125	4.34×10^{-1}	1.2×10^{-2}	0.00×10^0
26	Te-125m	3.55×10^{-2}	4.2×10^{-3}	0.00×10^0
27	I-129	2.40×10^{-2}	9.6×10^{-2}	2.53×10^{-17}
28	Cs-134	1.56×10^0	2.0×10^{-2}	1.50×10^{-15}
29	Cs-137	5.97×10^{-1}	3.9×10^{-2}	5.83×10^{-16}
30	Ba-133	4.01×10^{-1}	1.0×10^{-2}	3.89×10^{-16}
31	La-137	2.46×10^{-2}	8.7×10^{-3}	0.00×10^0
32	Ce-144	4.80×10^{-2}	5.3×10^{-2}	5.56×10^{-17}
33	Pm-147	4.37×10^{-6}	5.0×10^{-3}	3.33×10^{-20}
34	Sm-151	1.44×10^{-5}	4.0×10^{-3}	5.00×10^{-21}
35	Eu-152	1.15×10^0	4.2×10^{-2}	1.08×10^{-15}

表2.11-1 (2/2) 被ばく評価に使用した各係数

No.	核種	γ 線の実効エネルギー (MeV) ^{※1}	内部被ばく実効線量換算係数 (μ Sv/Bq) ^{※1}	外部被ばく実効線量換算係数 (Sv/s)/(Bq/m ²) ^{※2}
36	Eu-154	1.11×10^0	5.3×10^{-2}	1.17×10^{-15}
37	Ho-166m	1.61×10^0	1.2×10^{-1}	1.67×10^{-15}
38	Lu-176	4.95×10^{-1}	7.0×10^{-2}	0.00×10^0
39	Ir-192m	8.15×10^{-1}	3.9×10^{-2}	0.00×10^0
40	Pt-193	2.20×10^{-3}	2.1×10^{-5}	0.00×10^0
41	U-234	1.79×10^{-3}	9.4×10^0	7.22×10^{-19}
42	U-235	4.71×10^{-1}	8.5×10^0	1.44×10^{-16}
43	U-236	1.58×10^{-3}	8.7×10^0	6.39×10^{-19}
44	U-238	2.75×10^{-2}	8.0×10^0	5.28×10^{-19}
45	Np-237	2.55×10^{-1}	5.0×10^1	2.78×10^{-17}
46	Pu-238	1.84×10^{-3}	1.1×10^2	8.33×10^{-19}
47	Pu-239	9.09×10^{-4}	1.2×10^2	3.61×10^{-19}
48	Pu-240	1.73×10^{-3}	1.2×10^2	7.78×10^{-19}
49	Pu-241	1.41×10^{-1}	2.3×10^0	1.89×10^{-21}
50	Pu-242	1.44×10^{-3}	1.1×10^2	6.67×10^{-19}
51	Am-241	3.26×10^{-2}	9.6×10^1	2.69×10^{-17}
52	Am-242m	2.51×10^{-2}	9.2×10^1	3.06×10^{-18}
53	Am-243	2.39×10^{-1}	9.6×10^1	5.28×10^{-17}
54	Cm-242	1.83×10^{-3}	5.9×10^0	9.44×10^{-19}
55	Cm-244	1.57×10^{-3}	5.7×10^1	8.61×10^{-19}

テレスコ式試験的取り出しにおいても、被ばく評価に使用する各係数については、アーム型のアクセス・調査装置の2024/1/24補正申請時まとめ資料で示された本表に準ずる。

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

『特定原子力施設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』
 該当項目の整理表（案件：2号機のテレスコピック式試験的取り出し装置による試験的取り出し）

目次	該当項目	理由
I 全体工程及びリスク評価について講ずべき事項	○	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り、1Fのリスク低減に係るため。
II 設計、設備について措置を講ずべき事項	-	(各項目参照)
1 原子炉等の監視	-	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り、RPV/PCV/SFPの主要パラメータ及び運転状態に影響を与えるものではないため。
2 残留熱の除去	-	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り、RPV/PCV内の燃料デブリ等及びSFP内の燃料体の残留熱の除去に影響を与えるものではないため。
3 原子炉格納施設雰囲気監視等	- ※	※ 「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」で整理する。
4 不活性雰囲気維持	-	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り、RPV/PCV内の可燃性気体の監視・抑制に影響を与えるものではないため。
5 燃料取出し及び取り出した燃料の適切な貯蔵・管理	-	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り、SFPからの燃料の取出しに関連する内容ではないため。
6 電源の確保	- ※	※ 「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」で整理する。
7 電源喪失に対する設計上の考慮	- ※	※ 「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」で整理する。
8 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理	- ※	※ 「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」で整理する。
9 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理	- ※	※ 「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」で整理する。
10 放射性気体廃棄物の処理・管理	- ※	※ 「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」で整理する。
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	- ※	※ 「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」で整理する。
12 作業者の被ばく線量の管理等	- ※	※ 「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」で整理する。
13 緊急時対策	- ※	※ 「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」で整理する。
14 設計上の考慮	-	(各項目参照)
① 準拠規格及び基準	- ※	※ 「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」で整理する。
② 自然現象に対する設計上の考慮	- ※	※ 「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」で整理する。
③ 外部人為事象に対する設計上の考慮	- ※	※ 「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」で整理する。
④ 火災に対する設計上の考慮	- ※	※ 「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」で整理する。
⑤ 環境条件に対する設計上の考慮	- ※	※ 「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」で整理する。
⑥ 共用に対する設計上の考慮	-	本変更申請は燃料デブリの試験的取り出しに関する内容であり、試験的取り出し作業に関する装置は複数の施設間で共用をしないため。
⑦ 運転員操作に対する設計上の考慮	- ※	※ 「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」で整理する。
⑧ 信頼性に対する設計上の考慮	- ※	※ 「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」で整理する。
⑨ 検査可能性に対する設計上の考慮	- ※	※ 「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」で整理する。
15 その他措置を講ずべき事項	-	その他措置を講ずべき事項はないため。
III 特定原子力施設の保安のために措置を講ずべき事項	-	本変更申請によって、特定原子力施設の保安のために措置を講ずべき事項に変更はないため。
IV 特定核燃料物質の防護	-	本変更申請によって特定核燃料物質の防護に関する変更はないため。
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	○	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。
VI 実施計画を策定するにあたり考慮すべき事項	-	本変更申請は新規に実施計画の変更認可申請を行うことから1～3に非該当であるため。 1. 法第67条第1項の規定に基づく報告の徴収に従って報告している計画等 2. 原子力安全・保安院からの指示に従い、報告した計画等 3. 法の規定に基づき認可を受けている規定等
VII 実施計画の実施に関する理解促進	-	本変更申請によって、理解促進に関する取り組みに変更はないため。
VIII 実施計画に係る検査の受検	-	本変更申請によって、検査受検の考え方に変更はないため。