

## 『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）

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 作業員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、「II 設計、設備について措置を講ずべき事項」の変更(はないものの、燃料デブリの試験的取り出しに関わる項目については「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」の変更にて整理する。「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」の適切かつ確実な実施にあたり、保安のために必要な措置に変更はないため。
IV 特定核燃料物質の防護のために措置を講ずべき事項	-	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試験的取り出し作業のグローブボックスの使用前検査を受検するため。

福島第一原子力発電所  
特定原子力施設への指定に際し  
東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対し  
して求める措置を講ずべき事項について等へ  
の適合性について  
(2号機のPCV内部調査及び試験的取り出し  
し作業のうち試験的取り出し)

令和6年1月  
東京電力ホールディングス株式会社

本資料においては、福島第一原子力発電所の2号機のPCV内部調査及び試験的取り出し作業のうち試験的取り出しに関連する「特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について」（平成24年11月7日原子力規制委員会決定。以下「措置を講ずべき事項」という。）等への適合方針を説明する。

# 目 次

## 1 章 特定原子力施設の全体工程及びリスク評価

### 1.1 特定原子力施設における主なリスクと

今後のリスク低減対策への適合性……………1. 2-6

## 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. 2-62

# 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

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（内部調査及び燃料デブリ採取）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、回収装置等）の製作・設置を進める。

分析後の試料は1Fで保管・管理等を行うが、それに伴う実施計画変更認可申請等は、必要に応じて別途行う。

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

※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、先行して実施する内部調査に引き続き実施する。原子炉格納容器（以下、PCV）より回収する燃料デブリの量を少量に制限することで未臨界を維持する。

### 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

#### (1) 実施計画：V-添 7-3

#### c. 試験的取り出し

アーム型のアクセス・調査装置の先端に燃料デブリ回収装置を取り付け、原子炉格納容器内の燃料デブリを少量採取する。（別添-7）

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

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の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、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。

回収装置の設計においては、1回の燃料デブリの回収量が数g以下となる装置とし、別紙-1に示す金ブラシ方式と真空容器方式を採用することにより燃料デブリの取扱量を制限する。

なお、2019年のPCVペ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のダスト放射線モニタ、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

アーム型アクセス・調査装置(図2.1-1)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内のプラットフォ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。

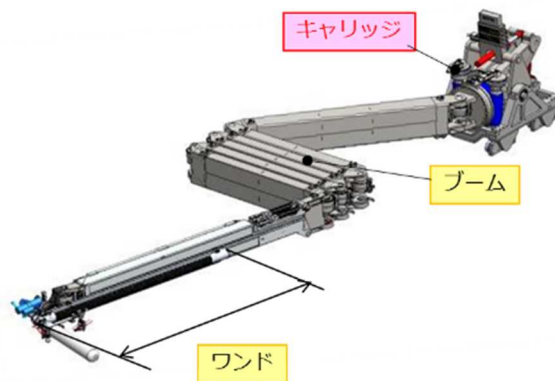


図 2.1-1 アーム型アクセス・調査装置の概略図

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，ペダスタ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、ワンド部落下により堆積物が粒径 1cm に粉々にされた場合の未臨界状態への影響について示す。

落下物の運動エネルギーが全て破碎に消費されると仮定した場合、破碎される堆積物の範囲は、鋳鉄相当の硬さで約  $163\text{cm}^3$ （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  $1633\text{cm}^3$ （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 ( $k_{\text{eff}}$ ) 0.95 付近、全て濃縮度 4wt% の  $\text{UO}_2$ （未照射の集合体平均濃縮度約 3.8wt% を包含する濃縮度<sup>※1</sup>）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  $3375\text{cm}^3$ <sup>※2</sup> が粉々になる場合の実効増倍率 ( $k_{\text{eff}}$ ) の変化は約  $0.07\% \Delta k$ <sup>※3</sup> 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/s<sup>2</sup>

破壊に必要なエネルギー：  $k$

鋳鉄：3～10 J/cm<sup>2</sup>（壊れやすい 3J/cm<sup>2</sup> で評価）<sup>※4</sup>

セメント系断熱材：0.3 J/cm<sup>2</sup> <sup>※5</sup>

落下物の運動エネルギーにより生成される粒径 1cm の球の数

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

※一回の破断エネルギー一分で、2個生成されることから、2を乗じている。

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、落下物により破碎される体積は、

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<sup>3</sup>（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碎される堆積物の範囲をそれぞれ、約163cm<sup>3</sup>（一辺約5.5cmの立方体相当）、約1633cm<sup>3</sup>（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、3375 cm<sup>3</sup>（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碎され、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<sub>2</sub>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内の燃料デブリの回収は別紙-1の通り、アーム型アクセス・調査装置の先端に取り付けた回収装置で行うため、水位を上昇させる必要がない。

回収作業に伴うPCVへの注水を行わないため、回収作業による水位の変化が生じない。

#### 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

アーム型のアクセス・調査装置の先端に燃料デブリ回収装置を取り付け、原子炉格納容器内の燃料デブリを少量採取する。(別添-7)

なお、燃料デブリの取り出し量は数g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。

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。

#### 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

##### (1) 飛散防止

試験的取り出し中は既設設備に影響を与えない範囲で調査装置から窒素を原子炉格納容器に封入し、アクセス・調査装置の汚染防止を図る。また、調査設備の窒素換気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う。排気はモニタリングを行い、作業員及び周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを確認する。

なお、仮に放射性物質濃度の有意な上昇等を検知した場合は、当該作業を一時中断した上で状況を確認し、必要に応じて対策を検討する。

##### (2) 遮へい

事前に模擬訓練を行い作業の習熟度の向上を図るとともに、日々の作業における時間管理にて被ばく低減に努める。調査中及び試験的取り出し中は原則遠隔による操作とし、作

業員の被ばく低減に努める。その他、必要に応じて仮設遮へい（衝立遮へい等）を活用し被ばく低減を図る。

エンクロージャから燃料デブリを搬出する際に線量測定を行い、後段の作業が可能であることを確認する。また運搬に際しては必要に応じて仮設遮へい（鉛毛マット等）を活用し作業員の被ばく低減を図る。

### 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

試験的取り出しにおいては、先行する内部調査で設置したアーム型アクセス・調査装置を使用し取り出し作業を行う。取り出し作業に関する準備作業から搬出作業までの一連の作業内容を別紙－２に示す。

資機材搬出入時にエンクロージャのポートを開ける場合は、DPTE コンテナを取り付け、事前にエンクロージャ内を負圧化することで放射性物質の飛散防止を図る。具体的な取り出し作業の流れと漏えい確認のポイントについては、別紙－２に示す。燃料デブリを収納した DPTE コンテナに接近し作業を行う際は、DPTE コンテナの表面線量を測定し、作業可能であることを確認し、必要に応じて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」により閉じ込め機能が確認されたものを使用する。

回収した燃料デブリの重量測定や線量測定はグローブボックス（排風機、HEPA フィルタ付き）（以下グローブボックスと略す）内で作業を行う。グローブボックスでは、回収した燃料デブリを回収容器から取り出し計量、測定を行い構外の分析施設に輸送する。漏えい率は「JIS Z 4808 放射性物質取扱作業用グローブボックス」に準拠して設計され、負圧化することで放射性物質の飛散防止を図る。グローブボックスは内部の圧力が大気圧に近づいた場合、警報を発することで閉じ込め機能の監視を行う。警報発報時には、グローブボックスの弁を速やかに手動で閉止し閉じ込め機能を確保する。

### 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

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、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

アーム型のアクセス・調査装置の先端に燃料デブリ回収装置を取り付け、原子炉格納容器内の燃料デブリを少量採取する。（別添－７）

なお、燃料デブリの取り出し量は数 g 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から回収する燃料デブリは少量であり、その発熱量もわずかであることから冷却は行わない。

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

#### 5.5.1 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（内部調査及び燃料デブリ採取）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行うために活用するものである。

#### 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

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（内部調査及び燃料デブリ採取）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行うために活用するものであり、その作業については安全かつ確実に実施する。

#### 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、一定の安定状態で維持管理している。

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構造物の中に燃料デブリが残されていること、プラントの状態が十分把握されていない箇所があることから、大きなリスクが存在しており、この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（内部調査及び燃料デブリ採取）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行うために活用するものである。

#### 5.6.1 措置を講ずべき事項の災害防止への適合方針

試験的取り出し作業で想定される災害は火災、作業者の被ばく、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

試験的取り出し作業で想定される災害を抽出し、その影響を評価するとともに、適切な対策を講じることによって、災害を防止する。

#### 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、作業者の被ばく、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) 作業者の被ばくについて

5.7 その他の作業者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、DPTE コンテナを負圧状態のエンクロージャの DPTE ポートに接続し、DPTE コンテナ蓋と DPTE ポートが一体となって開閉することで、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っている。DPTE コンテナの閉じ込め機能は設計上の考慮のうち準拠規格及び基準で示す。

(b) DPTE コンテナからグローブボックスへの移送

燃料デブリは DPTE コンテナに搬入されエンクロージャの DPTE ポートから大物搬入口 2 階へ運搬され、グローブボックスへの搬入を行う。搬入作業時は DPTE コンテナを負圧状態のグローブボックスの DPTE ポートに接続し、DPTE コンテナ蓋と DPTE ポートが一体となって開閉することで、密閉状態を維持しながら搬入することで漏えい防止を図っている。グローブボックスの閉じ込め機能は設計上の考慮のうち準拠規格及び基準で示す。

(c) グローブボックスから構外輸送容器への移送

燃料デブリはグローブボックス内でプラスチック製つぼ型容器に収納された後、グローブボックスの払出ポートでビニールに入れ溶着することで密封を維持し漏えい防止を図っている。ビニールで密封された燃料デブリを運搬容器へ収納し、大物搬入口 1 階まで運搬し、ビニールを構外輸送容器へ移し替える。

(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回収する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。回収作業によって 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る。構外輸送容器収納前はあらかじめグローブボックス内で水素濃度測定を行い、水素発生量が十分小さいことを確認したのち密封し構外輸送容器に収納する。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。

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。

エンクロージャから搬出時は DPTE コンテナに収納するが、グローブボックスに搬入するまでの時間は構外輸送容器収納期間と比較して短時間であるため、水素発生による影響はない。水素発生率と日数の導出方法を別紙-4 に示す。

## 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、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、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。

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。

#### 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・格納容器ホウ酸水注入設備（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

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のダスト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

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

試験的取り出し作業時には放射性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、原子炉格納容器内作業，原子炉建屋内作業を実施する。

### 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

DPTE コンテナはコンテナ蓋の開閉に電源を必要としないため、非常用電源は考慮しない。

グローブボックスは耐震Cクラスの設備であり、使用期間も短く潜在的放射線リスクは小さいことからその監視機能も含め非常用電源は要しない。また、電源喪失時には手動の弁操作により閉じ込め機能を維持する対応とする。

原子炉格納容器内作業時には、原子炉格納容器内気体を抽気し、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原子炉格納容器内気体の抽気・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の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
- ・原子炉格納容器ガス管理設備のガス放射線モニタ

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放射性ダストの監視を行う。電源を喪失し、連続ダストモニタが使用できず監視を行う場合は、可搬式のダストサンプラ等を用いて放射性ダスト濃度を測定・監視する。

なお、試験的取り出しで取り扱う燃料デブリ量は臨界管理上問題とならない量であることから、原子炉格納容器外では臨界監視は不要である。

## 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

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

### 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RPV及びPCV内への冷却機能に影響を与えるものではない。

## 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

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

表 2.7.4-1 試験的取り出しで設置した装置

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

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-3の図2.3-1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2.7.4-2に示す通りである。

表2.7.4-2 試験的取り出し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2.7.4-3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, ウェス, 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、野積みのみ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<sup>※2</sup>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。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1,100m<sup>3</sup>であり、今回の撤去作業の廃棄物発生量については保管計画に反映済みである。

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

※2 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

試験的取り出しではグローブボックス作業でろ過作業を行うが、水は吸水材で回収し、瓦礫類とする。

PCV 内でアーム型アクセス・調査装置に付着した水は、アーム格納時に水噴射による洗浄，窒素噴射による吹き飛ばしによってエンクロージャへの持ち込みを抑える。

### 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別紙-1に示すように真空容器方式の回収装置は水中の粒状の燃料デブリを水ごと約7mL程度回収し、グローブボックス内でろ過作業を行うことで燃料デブリを分取する。ろ過作業では少量の水を加えることから、1回のろ過作業では回収した水を含め、約25mL程度の水が発生する。水は吸水材等で回収し、瓦礫類とする。

PCV内でアーム型アクセス・調査装置に付着した水は、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、アーム型アクセス・調査装置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。また、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、アーム型アクセス・調査装置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、アーム型アクセス・調査装置への影響は小さいと考えている。

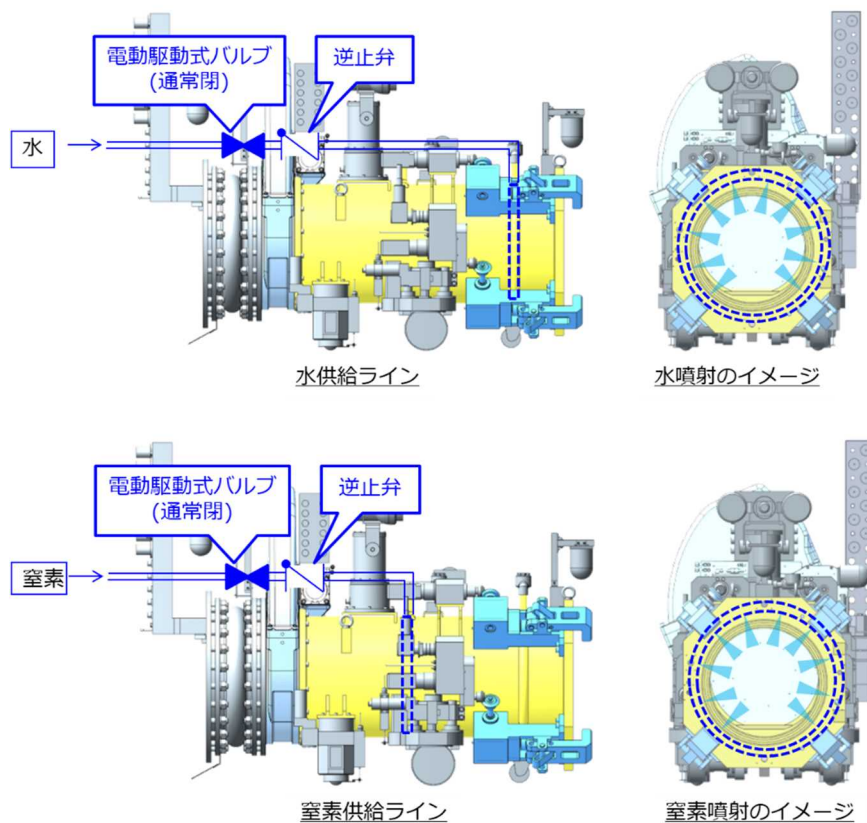


図2.7.5-1 窒素噴射イメージ



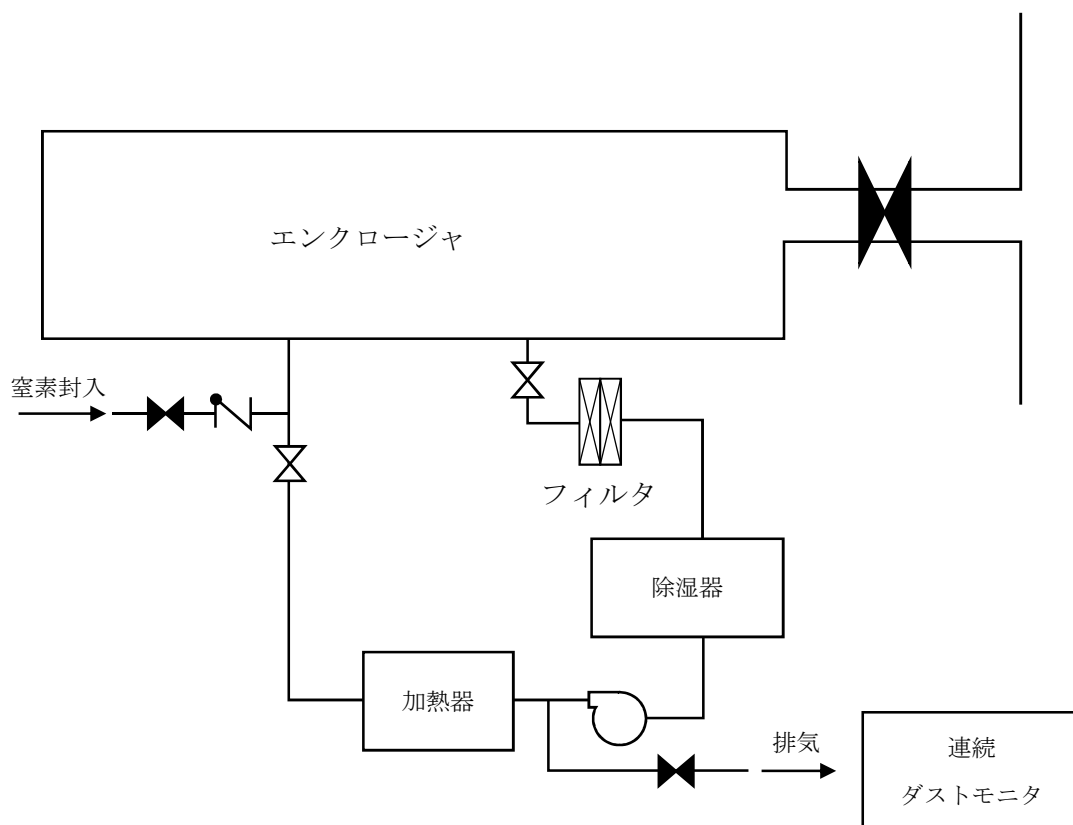


図 2.7.5-2 除湿系統概略図

## 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

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

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

### 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のは、PCV内、エンクロージャ、グローブボックスにおける作業であり、それぞれで以下の処理を実施することで放出される放射性物質の低減を図る。

#### (1) 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。

#### (2) エンクロージャ作業

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

(3) グローブボックス作業

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

### 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

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

#### 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、施設配置及び遮へい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

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

なお、2019年のPCVペDESTAL底部堆積物接触調査時において、原子炉格納容器ガス管理設備のダスト放射線モニタ、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。

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、敷地境界での実効線量は約 $0.004\mu\text{Sv}$ 未満と極めて小さく、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。評価条件は以下の通りである。

#### <評価条件>

##### (a) 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。

##### (b) 燃料デブリ量

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、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、燃料デブリ量は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<sup>\*1</sup>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。

※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2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。

##### (c) 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： $10.7\text{g}/\text{cm}^3$ ）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<sup>\*2</sup>」の粉体落下の飛散率評価式（4.4.3.1.3節の（4-5）式）から求まる飛散率を包絡する、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<sup>\*2</sup>」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－ 2 別添3を参照。評価パラメータは上記参照)

(d) 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。

以上(b)～(d)より、放射性核種の大気放出量は以下の式で表す。

$$Q_{R,i} = M \times C_i \times R \times 1 / DF$$

M : 燃料デブリ重量[g] (=3)

C<sub>i</sub> : 燃料デブリ中の核種iの放射能濃度[Bq/g] (表2.7.7-1参照)

R : ダスト飛散率[-] (=0.0021)

DF : HEPAフィルタのダスト捕集効率(=1000)

Q<sub>R,i</sub> : 放射性核種iの大気放出量[Bq] (表2.7.7-2参照)

添え字i : 表2.7.7-1, 2に示した核種

(e) 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を除く)は、認可済の実施計画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」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－ 6 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<sub>γ</sub> : 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<sub>γ,i</sub> : 核種iに対するγ線の実効エネルギー[MeV] (\*1) (別紙－ 7)

$E_{\gamma,i} / 0.5$  : 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[-] (※注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-7)  
 $R_1$  : 呼吸率[m<sup>3</sup>/s] ( $=1.2$ [m<sup>3</sup>/h]/3600) (※注3)  
 $\chi/Q$  : 相対濃度[s/m<sup>3</sup>] ( $=2.0 \times 10^{-5}$ )

- c. 地表沈着した核種からの $\gamma$ 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。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。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 $\gamma$ 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/m<sup>2</sup>)] (※3)  
 (別紙-7)  
 $V$  : 沈降速度[m/s] ( $=0.01$ )  
 $f$  : 残存割合[-] ( $=1$ )  
 $T$  : 被ばく時間[s] ( $=365 \times 24 \times 3600$ )

- 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。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。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[m<sup>3</sup>/s] (=22.2[m<sup>3</sup>/d]/(24×3600)) (※注3)

$F$  : 再浮遊率[m<sup>-1</sup>] (=10<sup>-6</sup>)

※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、一年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 <sup>-8</sup>
b. 放射性雲からの内部被ばく	2.5×10 <sup>-3</sup>
c. 地表沈着からの外部被ばく	1.5×10 <sup>-4</sup>
d. 地表沈着からの内部被ばく	6.1×10 <sup>-4</sup>



表2.7.7-1 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	$1.8 \times 10^7$	21	Ru-106	$4.9 \times 10^7$	41	U-234	$6.9 \times 10^3$
2	Be-10	$1.6 \times 10^{-1}$	22	Ag-108m	$3.3 \times 10^0$	42	U-235	$2.3 \times 10^2$
3	C-14	$6.6 \times 10^0$	23	Cd-113m	$1.3 \times 10^6$	43	U-236	$1.1 \times 10^4$
4	S-35	$0.0 \times 10^0$	24	Sn-126	$4.1 \times 10^4$	44	U-238	$1.0 \times 10^4$
5	Cl-36	$0.0 \times 10^0$	25	Sb-125	$3.8 \times 10^7$	45	Np-237	$1.7 \times 10^4$
6	Ca-41	$0.0 \times 10^0$	26	Te-125m	$1.4 \times 10^7$	46	Pu-238	$2.2 \times 10^8$
7	Mn-54	$0.0 \times 10^0$	27	I-129	$1.8 \times 10^3$	47	Pu-239	$1.0 \times 10^7$
8	Fe-55	$0.0 \times 10^0$	28	Cs-134	$5.2 \times 10^8$	48	Pu-240	$2.3 \times 10^7$
9	Fe-59	$0.0 \times 10^0$	29	Cs-137	$4.7 \times 10^9$	49	Pu-241	$3.5 \times 10^9$
10	Co-58	$0.0 \times 10^0$	30	Ba-133	$3.3 \times 10^3$	50	Pu-242	$1.5 \times 10^5$
11	Co-60	$0.0 \times 10^0$	31	La-137	$0.0 \times 10^0$	51	Am-241	$7.0 \times 10^7$
12	Ni-59	$0.0 \times 10^0$	32	Ce-144	$9.7 \times 10^6$	52	Am-242m	$3.4 \times 10^5$
13	Ni-63	$0.0 \times 10^0$	33	Pm-147	$5.0 \times 10^8$	53	Am-243	$2.1 \times 10^6$
14	Zn-65	$0.0 \times 10^0$	34	Sm-151	$1.1 \times 10^7$	54	Cm-242	$2.8 \times 10^5$
15	Se-79	$1.8 \times 10^3$	35	Eu-152	$5.1 \times 10^4$	55	Cm-244	$2.9 \times 10^8$
16	Sr-90	$3.0 \times 10^9$	36	Eu-154	$1.6 \times 10^8$			
17	Zr-93	$9.6 \times 10^4$	37	Ho-166m	$3.7 \times 10^2$			
18	Nb-94	$1.0 \times 10^1$	38	Lu-176	$0.0 \times 10^0$			
19	Mo-93	$0.0 \times 10^0$	39	Ir-192m	$0.0 \times 10^0$			
20	Tc-99	$6.9 \times 10^5$	40	Pt-193	$0.0 \times 10^0$			

表2.7.7-2 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	$1.1 \times 10^2$	21	Ru-106	$3.1 \times 10^2$	41	U-234	$4.4 \times 10^{-2}$
2	Be-10	$1.0 \times 10^{-6}$	22	Ag-108m	$2.1 \times 10^{-5}$	42	U-235	$1.4 \times 10^{-3}$
3	C-14	$4.1 \times 10^{-5}$	23	Cd-113m	$8.5 \times 10^0$	43	U-236	$7.0 \times 10^{-2}$
4	S-35	$0.0 \times 10^0$	24	Sn-126	$2.6 \times 10^{-1}$	44	U-238	$6.4 \times 10^{-2}$
5	Cl-36	$0.0 \times 10^0$	25	Sb-125	$2.4 \times 10^2$	45	Np-237	$1.0 \times 10^{-1}$
6	Ca-41	$0.0 \times 10^0$	26	Te-125m	$8.9 \times 10^1$	46	Pu-238	$1.4 \times 10^3$
7	Mn-54	$0.0 \times 10^0$	27	I-129	$1.1 \times 10^{-2}$	47	Pu-239	$6.4 \times 10^1$
8	Fe-55	$0.0 \times 10^0$	28	Cs-134	$3.3 \times 10^3$	48	Pu-240	$1.4 \times 10^2$
9	Fe-59	$0.0 \times 10^0$	29	Cs-137	$3.0 \times 10^4$	49	Pu-241	$2.2 \times 10^4$
10	Co-58	$0.0 \times 10^0$	30	Ba-133	$2.1 \times 10^{-2}$	50	Pu-242	$9.8 \times 10^{-1}$
11	Co-60	$0.0 \times 10^0$	31	La-137	$0.0 \times 10^0$	51	Am-241	$4.4 \times 10^2$
12	Ni-59	$0.0 \times 10^0$	32	Ce-144	$6.1 \times 10^1$	52	Am-242m	$2.1 \times 10^0$
13	Ni-63	$0.0 \times 10^0$	33	Pm-147	$3.1 \times 10^3$	53	Am-243	$1.3 \times 10^1$
14	Zn-65	$0.0 \times 10^0$	34	Sm-151	$7.1 \times 10^1$	54	Cm-242	$1.8 \times 10^0$
15	Se-79	$1.2 \times 10^{-2}$	35	Eu-152	$3.2 \times 10^{-1}$	55	Cm-244	$1.8 \times 10^3$
16	Sr-90	$1.9 \times 10^4$	36	Eu-154	$9.9 \times 10^2$			
17	Zr-93	$6.0 \times 10^{-1}$	37	Ho-166m	$2.4 \times 10^{-3}$			
18	Nb-94	$6.4 \times 10^{-5}$	38	Lu-176	$0.0 \times 10^0$			
19	Mo-93	$0.0 \times 10^0$	39	Ir-192m	$0.0 \times 10^0$			
20	Tc-99	$4.3 \times 10^0$	40	Pt-193	$0.0 \times 10^0$			

- ※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

## 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

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

回収した燃料デブリに接近し作業を行う際は、事前の線量測定により作業可能な線量率であることを確認し、モックアップ及び事前準備により作業時間を短縮することで被ばく低減を図る。

試験的取り出し作業では放射性物質の汚染拡大防止を行う。

### 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への配置や、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とする。

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ペネ周辺の環境線量率を図2.7.8-1に示す。燃料デブリの回収作業はアーム型アクセス・調査装置を、エンクロージャ内での回収装置の取り扱い等は双腕のマニピュレータを使用した遠隔作業とする。

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

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

エンクロージャ周辺の作業エリアはダストモニタホース、連続ダストモニタを設置し、汚染拡大防止を目的とした放射性ダスト監視を実施する。モニタリング箇所は図2.7.8-2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。

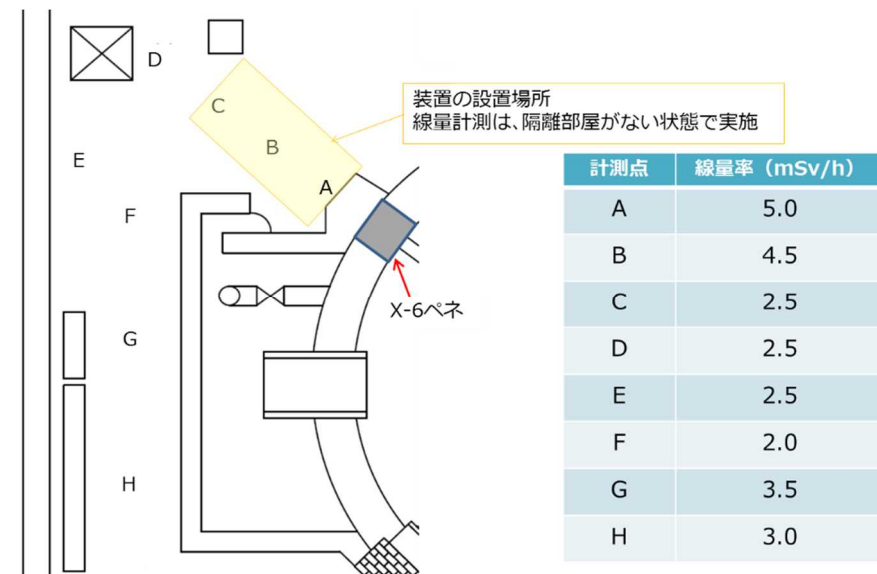


図 2.7.8-1 X-6 ペネ周辺の環境線量率 (2021 年 11 月計測)

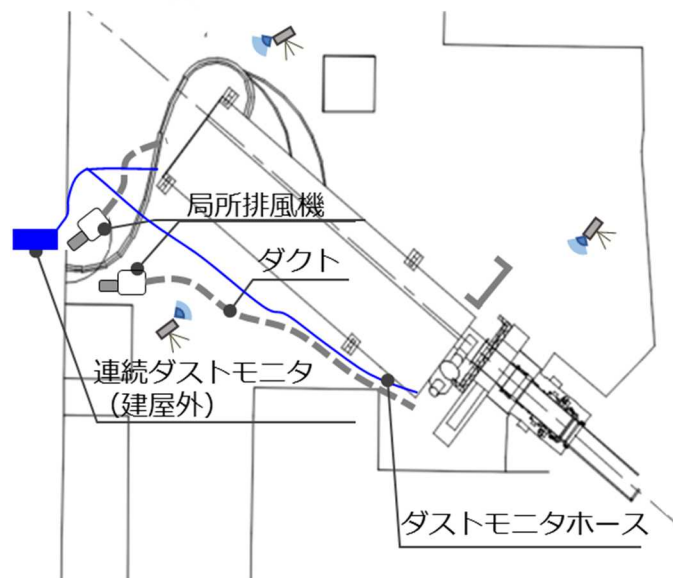


図 2.7.8-2 エンクロージャ周辺の作業エリアのモニタリング (イメージ)

(2) グローブボックス作業

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

グローブボックスは2号機原子炉建屋大物搬入口の2階（Yゾーン）に設置する。大物搬入口2階の環境線量率を図2.7.8-3に示す。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。

「使用施設等の位置，構造及び設備の基準に関する規則」を参考にし，ダスト管理エリアの設定の考え方を以下に示す。

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。

<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</p>	<p>ダスト管理エリアの設定の考え方</p>
<p>第2条（閉じ込めの機能）</p> <p>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。</p>	<p>・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。</p>
<p>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。</p>	<p>—</p>
<p>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。</p>	<p>・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。</p>
<p>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。</p>	<p>・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。</p>
<p>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。</p>	<p>・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。警報時にはダスト管理エリア内の作業者が速やかに手動弁の閉操作によって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。</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	ダスト管理エリアの設定の考え方
<p>四 セル等の内部を負圧状態に保つ必要がある場合，当該セル等の内部は常時負圧に保たれていること。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料デブリの分取作業，分析作業で燃料デブリを取り扱う際は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。</li> </ul>
(五 フードに関する記載のため省略)	—
<p>② プルトニウムを含む溶液又は粉末，使用済燃料及び高レベル放射性液体廃棄物を内蔵する系統及び機器，核燃料物質を非密封で大量に取り扱う系統及び機器，セル等並びにこれらを収納する構築物は，以下の事項を満足する排気系統を有すること。</p>	—
<p>a) 排気系統は，放射性物質の漏えいを防止できる設計であり，かつ，逆流を防止できる設計であること。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>
<p>b) プルトニウムを含む溶液又は粉末，使用済燃料及び高レベル放射性液体廃棄物を内蔵する系統及び機器，核燃料物質を非密封で大量に取り扱う系統及び機器，セル等並びにこれらを収納する構築物は，原則として，換気機能により常時負圧に保たれていること。</p> <p>また，それぞれの気圧は，原則として，構築物，セル等，系統及び機器の順に低くすること。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料デブリの分取作業，分析作業で燃料デブリを取り扱う際は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。</li> <li>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。作業中の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。警報時にはダスト管理エリア内の作業者が速やかに手動弁の閉操作によってグローブボックスを隔離し，気密性を確保する。</li> </ul>



使用施設等の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈	ダスト管理エリアの設定の考え方
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。	・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。
③（六ふっ化ウランに関する記載のため省略）	—
3（貯蔵施設に関する記載のため省略）	—
4（廃棄施設に関する記載のため省略）	—
5（保管廃棄施設に関する記載のため省略）	—
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>・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 2.7.8-4 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。

ダスト管理エリアの容積は約 150m<sup>3</sup> であり、局所排風機の風量は 1 台当たり 25m<sup>3</sup>/min 以上である。そのため 2 台使用することで、ダスト管理エリア内の換気回数は約 20 回/h となる。「高放射性物質取扱施設設計マニュアル<sup>※1</sup>」では建屋のうち作業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。

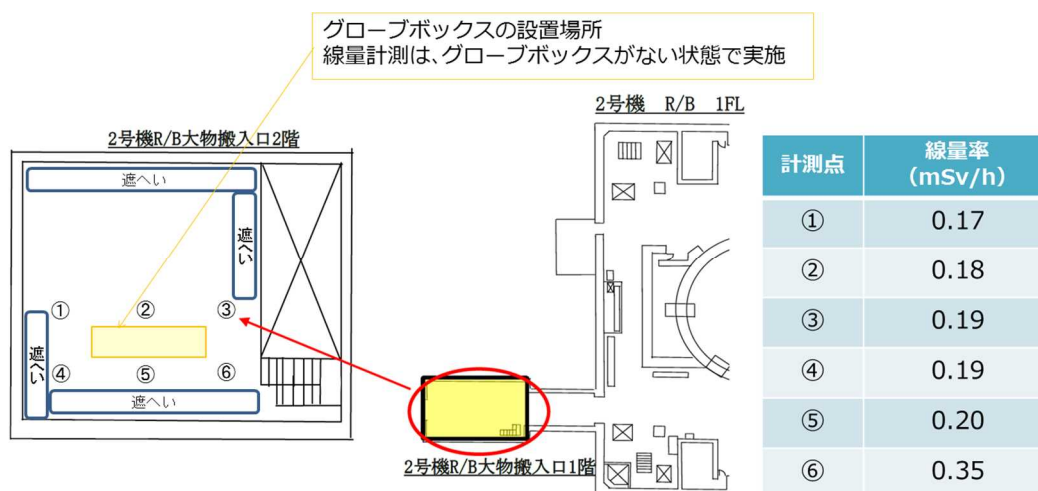


図2.7.8-3 大物搬入口2階の環境線量率 (2021年12月計測)

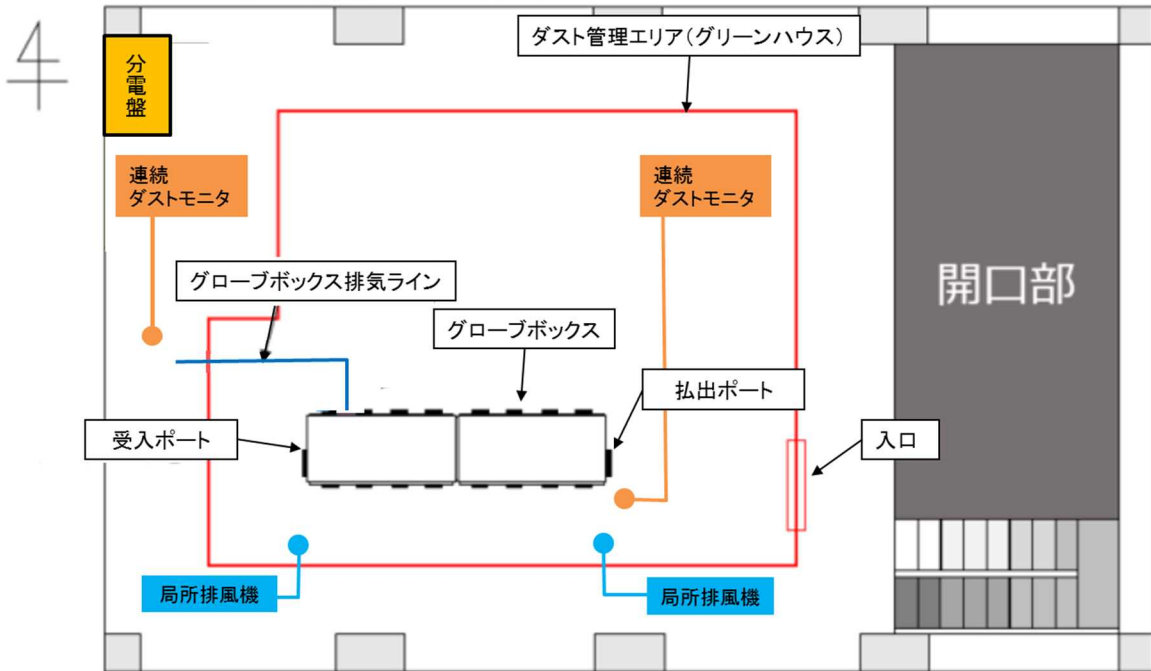


図 2.7.8-4 ダスト管理エリア構成イメージ ●, ● : 吸い込み口

#### 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, 骨組み : 単管パイプ

#### 局所排風機

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

#### 連続ダストモニタ

項目	仕様
測定対象	α線, β線

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

### 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

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本部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

##### (1) DPTEコンテナ

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

##### (2) グローブボックス

グローブボックスの漏えい率はJISに準拠する。

#### 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

##### (1) DPTEコンテナ

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

##### (2) グローブボックス

グローブボックスの漏えい率は「JIS Z 4808 放射性物質取扱作業用グローブボックス」の1級に準拠することで閉じ込め機能を確保する。

## 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

#### (1) DPTEコンテナ

##### (a) 地震

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

##### (b) 地震以外の想定される自然現象（津波、豪雨、台風、竜巻等）

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

紫外線について、DPTEコンテナ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、DPTEコンテナ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、DPTEコンテナ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は受けない。

森林火災について、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、DPTEコンテナ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) グローブボックス

##### (a) 地震

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、グローブボックス内に燃料由来の燃料デブリが3g存在する状態で評価を行った。その結果は約 $3\mu\text{Sv}$ で、公衆への放射線影響が $50\mu\text{Sv}$ 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。

#### <評価条件>

##### (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<sup>\*1</sup>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。

※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/cm<sup>3</sup>）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<sup>\*2</sup>」の粉体落下の飛散率評価式（4.4.3.1.3節の(4-5)式）から求まる飛散率を包絡する、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<sup>\*2</sup>」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ー2別添3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、認可済の実施計画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」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-6参照）。

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

a. 放射性雲中の核種からの $\gamma$ 線による外部被ばく

放射性雲中の核種からの $\gamma$ 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。

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

$H_{\gamma}$  : 放射性雲中の核種からの $\gamma$ 線による外部被ばく実効線量[mSv]

$K$  : 空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy] (=1)

$E_{\gamma,i}$  : 核種*i*に対する $\gamma$ 線の実効エネルギー[MeV] (※1) (別紙-7)

$E_{\gamma,i}/0.5$  : 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[-] (※注2)

$D/Q$  : 相対線量[Gy/Bq] (=2.4×10<sup>-19</sup>)

※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] <sup>(※1)</sup>  
 (別紙－7)  
 $R_1$  : 呼吸率[m<sup>3</sup>/s] (=1.2[m<sup>3</sup>/h]/3600) <sup>(※注3)</sup>  
 $\chi/Q$  : 相対濃度[s/m<sup>3</sup>] (=2.0×10<sup>-5</sup>)

c. 地表沈着した核種からの $\gamma$ 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 $\gamma$ 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/m<sup>2</sup>)] <sup>(※3)</sup>  
 (別紙－7)  
 $V$  : 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[m<sup>3</sup>/s] (=22.2[m<sup>3</sup>/d]/(24×3600)) <sup>(※注3)</sup>  
 $F$  : 再浮遊率[m<sup>-1</sup>] (=10<sup>-6</sup>)

※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 ( $\mu\text{Sv}$ )
a. 放射性雲からの外部被ばく	$1.3 \times 10^{-5}$
b. 放射性雲からの内部被ばく	$2.5 \times 10^0$
c. 地表沈着からの外部被ばく	$2.8 \times 10^{-3}$
d. 地表沈着からの内部被ばく	$1.2 \times 10^{-2}$

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	$1.8 \times 10^7$	21	Ru-106	$4.9 \times 10^7$	41	U-234	$6.9 \times 10^3$
2	Be-10	$1.6 \times 10^{-1}$	22	Ag-108m	$3.3 \times 10^0$	42	U-235	$2.3 \times 10^2$
3	C-14	$6.6 \times 10^0$	23	Cd-113m	$1.3 \times 10^6$	43	U-236	$1.1 \times 10^4$
4	S-35	$0.0 \times 10^0$	24	Sn-126	$4.1 \times 10^4$	44	U-238	$1.0 \times 10^4$
5	Cl-36	$0.0 \times 10^0$	25	Sb-125	$3.8 \times 10^7$	45	Np-237	$1.7 \times 10^4$
6	Ca-41	$0.0 \times 10^0$	26	Te-125m	$1.4 \times 10^7$	46	Pu-238	$2.2 \times 10^8$
7	Mn-54	$0.0 \times 10^0$	27	I-129	$1.8 \times 10^3$	47	Pu-239	$1.0 \times 10^7$
8	Fe-55	$0.0 \times 10^0$	28	Cs-134	$5.2 \times 10^8$	48	Pu-240	$2.3 \times 10^7$
9	Fe-59	$0.0 \times 10^0$	29	Cs-137	$4.7 \times 10^9$	49	Pu-241	$3.5 \times 10^9$
10	Co-58	$0.0 \times 10^0$	30	Ba-133	$3.3 \times 10^3$	50	Pu-242	$1.5 \times 10^5$
11	Co-60	$0.0 \times 10^0$	31	La-137	$0.0 \times 10^0$	51	Am-241	$7.0 \times 10^7$
12	Ni-59	$0.0 \times 10^0$	32	Ce-144	$9.7 \times 10^6$	52	Am-242m	$3.4 \times 10^5$
13	Ni-63	$0.0 \times 10^0$	33	Pm-147	$5.0 \times 10^8$	53	Am-243	$2.1 \times 10^6$
14	Zn-65	$0.0 \times 10^0$	34	Sm-151	$1.1 \times 10^7$	54	Cm-242	$2.8 \times 10^5$
15	Se-79	$1.8 \times 10^3$	35	Eu-152	$5.1 \times 10^4$	55	Cm-244	$2.9 \times 10^8$
16	Sr-90	$3.0 \times 10^9$	36	Eu-154	$1.6 \times 10^8$			
17	Zr-93	$9.6 \times 10^4$	37	Ho-166m	$3.7 \times 10^2$			
18	Nb-94	$1.0 \times 10^1$	38	Lu-176	$0.0 \times 10^0$			
19	Mo-93	$0.0 \times 10^0$	39	Ir-192m	$0.0 \times 10^0$			
20	Tc-99	$6.9 \times 10^5$	40	Pt-193	$0.0 \times 10^0$			

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

- ※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)

グローブボックスは津波, 豪雨, 台風, 竜巻の影響を受けない原子炉建屋内で使用する。紫外線については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を受けない。

高温については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を受けない。

生物学的事象については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, 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。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。

凍結については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。

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

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

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 $3.6 \times 10^{-8}$ 回/炉・年であり、 $1.0 \times 10^{-7}$ 回/炉・年を下回る。したがって、航空機落下を考慮する必要はない。また、特定原子力施設の近くには、ダム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

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

#### (1) 漂流船舶の衝突，航空機落下

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

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

#### (2) 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。

#### (3) 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。

#### (4) 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。



#### 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

試験的取り出しの作業において火気作業はないが、火災発生の防止及び影響軽減のために実用上可能な限り不燃性又は難燃性の材料を使用する。

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

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

グローブボックスの構成部品や持ち込む資機材については基本的に不燃性又は難燃性のものとしている。一部のシール材において可燃性のものが存在するが少量であり、火災が発生したとしてもグローブボックス内は窒素を充填することで、グローブボックス外は消火器で消火は可能である。グローブボックスの消火設備はグローブボックス本体に窒素ボンベからの配管が直接接続されており、手動で弁操作を行うことで窒素ガスをグローブボックス内に封入する構造となっている。グローブボックス内に持ち込む機材においても一部可燃性のもの（容器、ウエス等）が存在するが持ち込む量を必要最低限の量とし、グローブボックス周辺においても余分な量を持ち込まない。

#### 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

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

#### 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

##### (1) DPTEコンテナ

DPTEコンテナを使用する原子炉建屋北西エリアから南西エリア及び大物搬入口の環境線量率はサーベイ記録から0.17～5.0mSv/hであり、収納する燃料デブリは最大で24mSv/hである。DPTEコンテナに使用する材料は、耐放射線性が100000Gy以上の材料を選定しており、放射線の影響は極めて小さい。

##### (2) グローブボックス

グローブボックスを使用する原子炉建屋大物搬入口2階の環境線量率はサーベイ記録から0.17～0.35mSv/hであり、取り扱う燃料デブリは最大で24mSv/hである。グローブボックスに使用する材料は、耐放射線性が10000Gy以上の材料を選定しており、放射線の影響は極めて小さい。

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

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

(1) 回収装置

別紙－1 に示す操作方法及び状態監視により誤操作を防止する。

(2) グローブボックス

別紙－4 に示す操作方法（作業内容）により誤操作を防止する。

閉じ込め機能を維持する弁はグローブボックス天井部に配置することで不用意な接触による誤操作を防止する。

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

(1) DPTEコンテナ

DPTEコンテナはJISに準拠した漏えい確認試験記録を確認することで、閉じ込め機能の信頼性を確保する。

(2) グローブボックス

グローブボックスの漏えい率はJISに準拠した設計とすることで、閉じ込め機能の信頼性を確保する。

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

(1) DPTEコンテナ

DPTEコンテナは、出荷時に「JIS Z 2332 圧力変化による漏れ試験方法」に準拠した漏えい確認試験を実施し、閉じ込め機能の信頼性を確保する。

(2) グローブボックス

グローブボックスの漏えい率は「JIS Z 4808 放射性物質取扱作業用グローブボックス」に準拠することで信頼性を確保する。

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

(1) DPTEコンテナ

DPTEコンテナは出荷時の漏えい確認試験記録を確認する。

(2) グローブボックス

グローブボックスは現地据え付け時に使用前検査を受検する。実施内容は5.8で整理する。

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

試験的取り出しは短期間の作業であり、設備等の使用期間が短いことから、具体的には次のとおりとする。

(1) DPTE コンテナ

DPTE コンテナは、出荷時に「JIS Z 2332 圧力変化による漏れ試験方法」に準拠した漏えい確認試験を実施し、その記録を確認する。

(2) グローブボックス

グローブボックスは現地据え付け時に使用前検査を実施する。実施内容は5.8で整理する。

## VIII. 実施計画に係る検査の受検

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。

### 5.8.1 実施計画にかかわる検査の受検への適合方針

試験的取り出し作業のグローブボックスでは作業者が燃料デブリを分取、計量、分析作業を実施することから、安全機能として閉じ込め機能を持たせている。作業安全のためにグローブボックスが閉じ込め機能である気密性を有すること、作業中の負圧維持機能等が備わっていることを確認するために使用前検査を受検する。

### 5.8.2 実施計画にかかわる検査の受検への対応方針

実施計画：VII-1

#### VII 特定原子力施設の検査

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、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第64条の3第7項に基づく、原子力規制委員会が実施する検査を受検する。

### 5.8.3 実施計画にかかわる検査の受検への具体的な設計及び措置

試験的取り出しに使用する装置類のうち、グローブボックスは作業者が燃料デブリを分取、計量、分析作業を実施する設備であり、作業者が接近して回収した燃料デブリを取り扱うことから、作業者の被ばく低減のためにグローブボックスの閉じ込め機能を確認する使用前検査が必要である。

グローブボックスは、1年未満を目途として供用を行う計画である。

使用前検査の項目については「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を参考に整理する。

検査項目	実施項目
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。

(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圧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圧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、「JIS Z 2330 非破壊試験-漏れ試験方法の種類及びその選択」に準拠し漏えい率が 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  $300 \pm 50$ Pa の範囲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  $50 \pm 10$ Pa 以下となった場合に警報を発することを確認する。



回収装置の概要

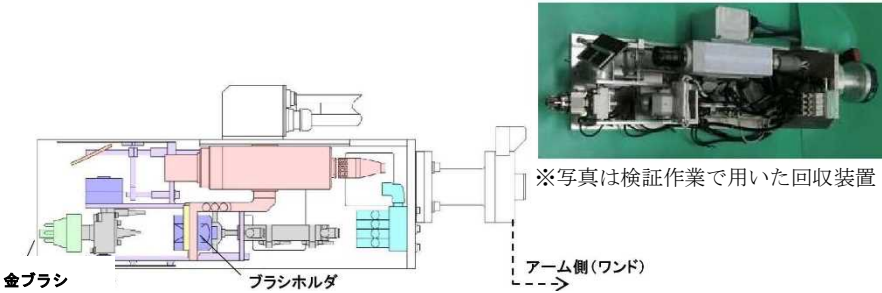
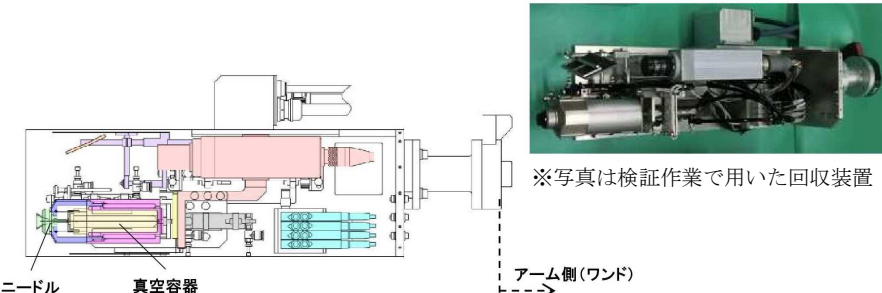
1. 装置概要

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

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

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

表2.1-1 回収装置の仕様

方式	概要
<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>※写真は検証作業で用いた回収装置</p> <p>アーム側(ワンド) →</p>
<p>真空容器方式</p> <p>水中の粒状の燃料デブリ (φ2mm以下)を水ごと回収</p>	<p>真空容器内にPCV内の燃料デブリを吸い込んで回収する</p>  <p>※写真は検証作業で用いた回収装置</p> <p>アーム側(ワンド) →</p>

注) 今後の検証作業により改造の可能性有

## 2. 燃料デブリ回収手順

### (1) 金ブラシ方式

- ・アーム型アクセス・調査装置を操作し回収装置を燃料デブリ回収位置まで移動させる。
- ・金ブラシを降下させ燃料デブリに金ブラシを押し付ける。
- ・金ブラシを引き上げた後、金ブラシを反転させる。
- ・ブラシホルダを降下させ、金ブラシを収納する。
- ・ブラシホルダを回収装置から切り離す。
- ・アーム型アクセス・調査装置を操作しエンクロージャまで戻る。

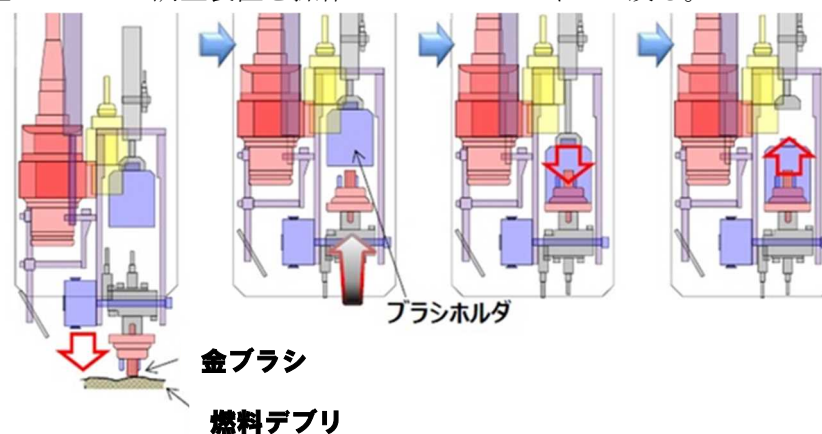


図2.1-1 金ブラシ方式の動作

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

## (2)真空容器方式

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

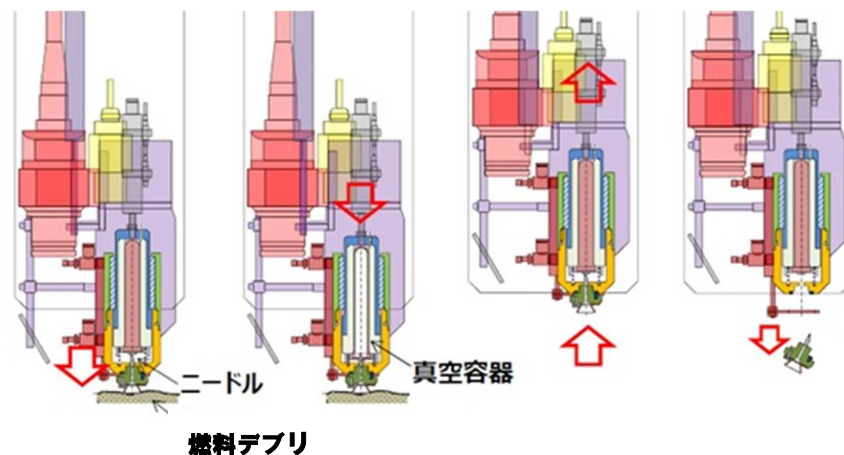


図2.1-2 真空容器方式の動作

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

## 3. 燃料デブリ回収試験

燃料デブリ回収量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】

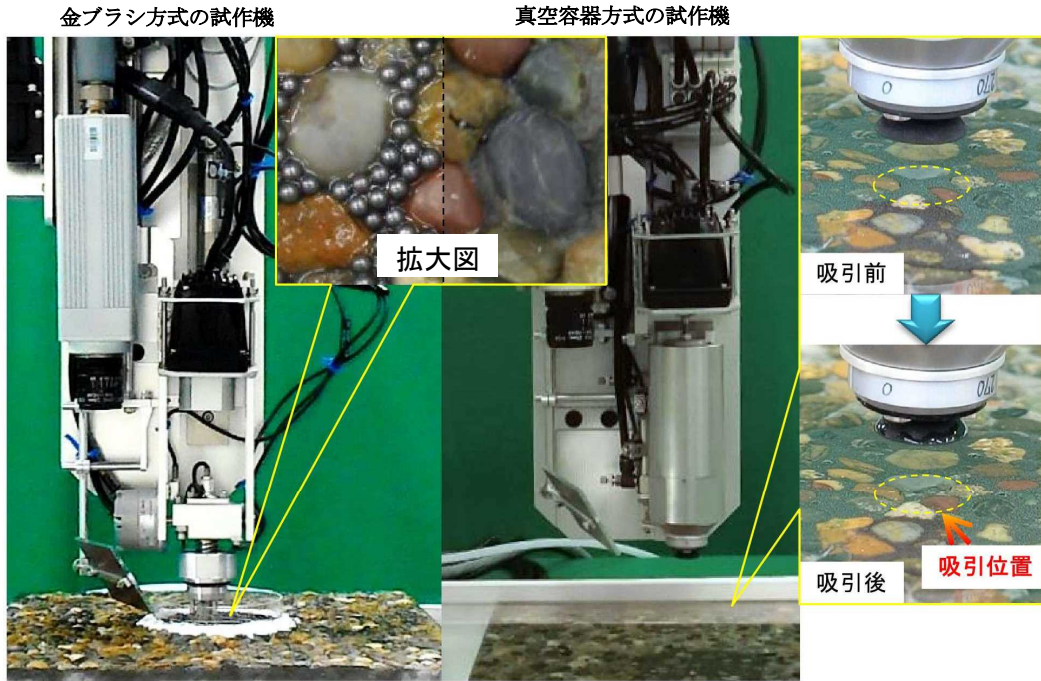
- ・装置は実機相当の試験機を使用
  - ・底面はPCV底部の調査結果より平らな状態と凸凹した状態を模擬
  - ・模擬燃料デブリは，砂粒状の燃料デブリの回収を想定し比重がUO<sub>2</sub>に近く入手性が良い鉛玉2mm，1mm，0.35mmを使用
- \*最小径は試験上の取り扱い性を考慮して0.35mm，その中間にあたる1mmの3種類で模擬



2号機ペDESTAL底部の状況  
(2018年PCV内部調査)

- 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

試験結果を図 2.1-3 に示す。試験結果は真空容器方式の凸凹面の試験で粒径 0.35 mm の時に最大約 2.6 g を記録した。ただし試験回数 19 回のうち 2.6 g となったのは 1 回のみであり、平均値は 0.5 g と低いことから最大 3 g を超えることはない。



(※) 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)		φ 0.35	φ 1.0	φ 2.0	粒径 混合
金ブラシ	最大値	約 0.15g	約 0.56g	約 1.6g	約 0.65g
	試験回数	14	14	14	3
	平均値	0.09g	0.33g	0.68g	0.61g
真空容器	最大値	約 2.6g	約 0.87g	—※	約 0.67g
	試験回数	19	19		3
	平均値	0.93g	0.35g		0.54g
全体	最大値	約 2.6 g、試験回数 86 回、平均値 0.50g			

※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. 燃料デブリの回収場所

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。

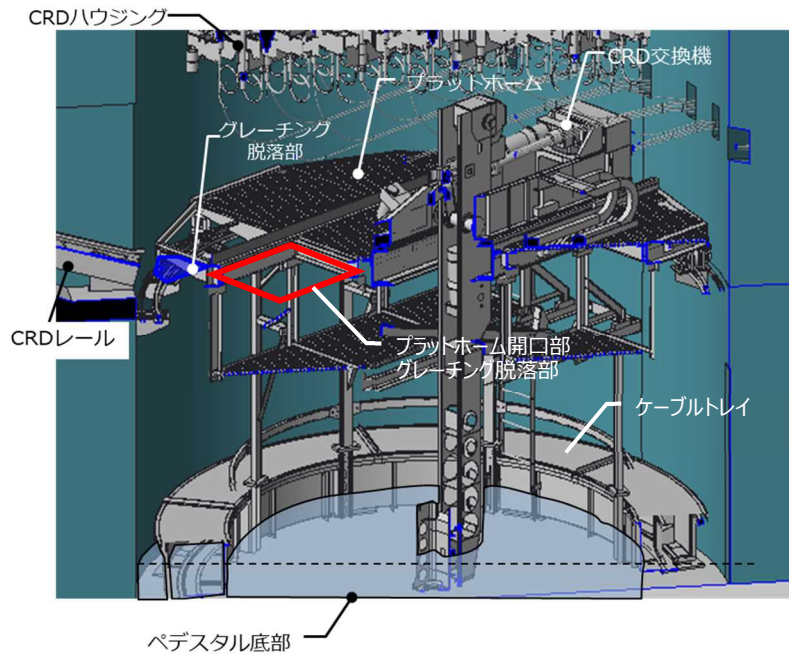
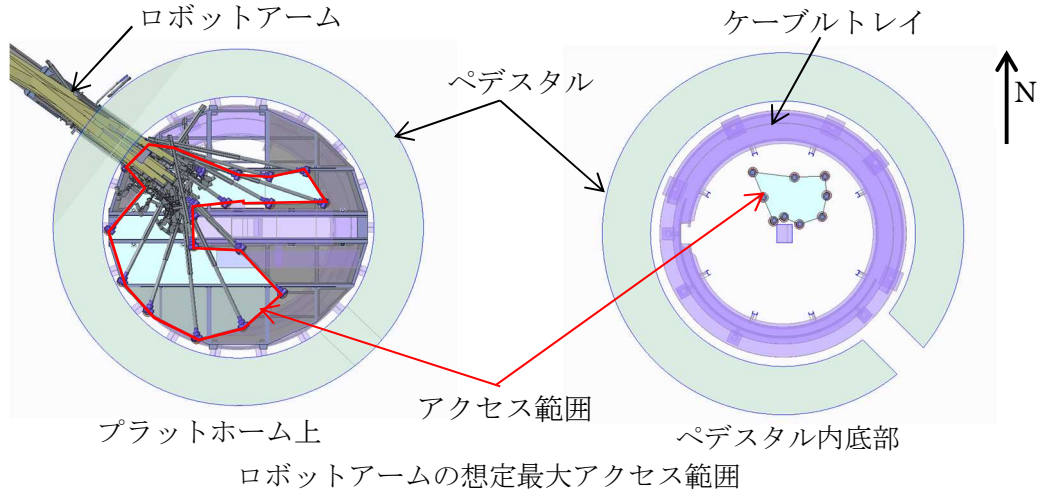


図 2.1-4 ペDESTAL内 CRD プラットホーム構造

5. 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た、PCV内の圧力、降雨状態で使用可能な機器から選定する。

※ PCV内で回収を行う回収装置部分については、製品仕様にて耐放射線性を確認した部品で構成されている。

6. 回収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2.1-5に示す。

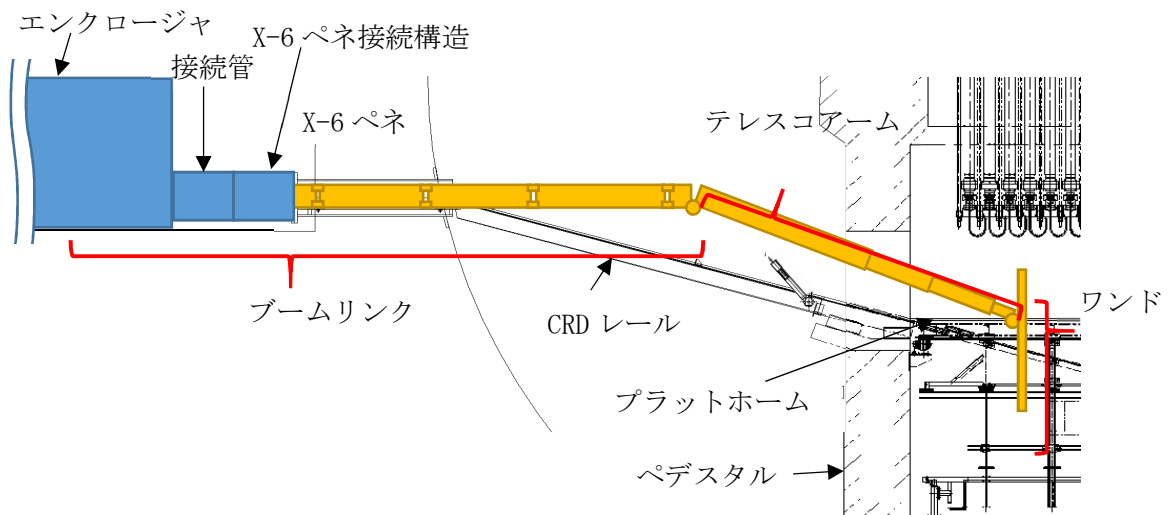
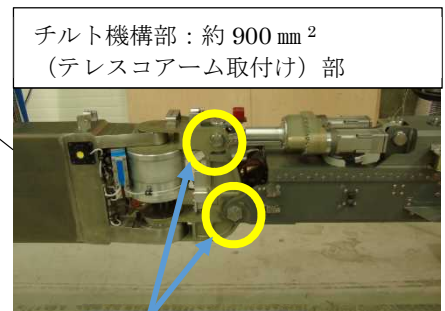
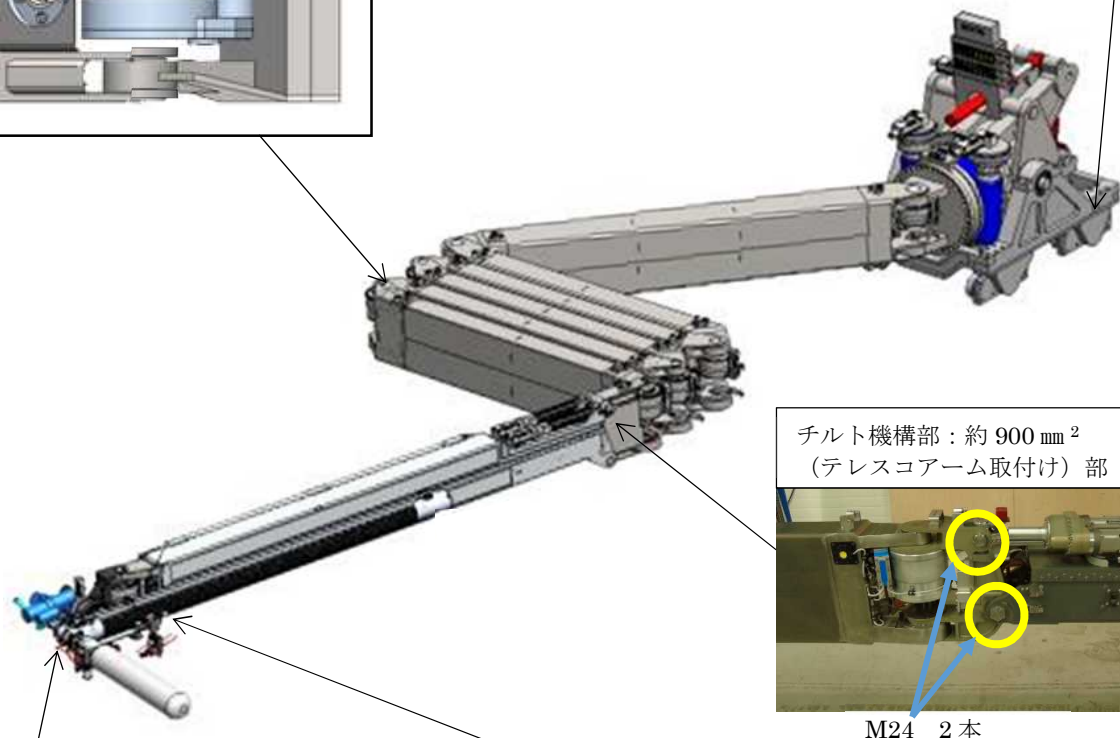
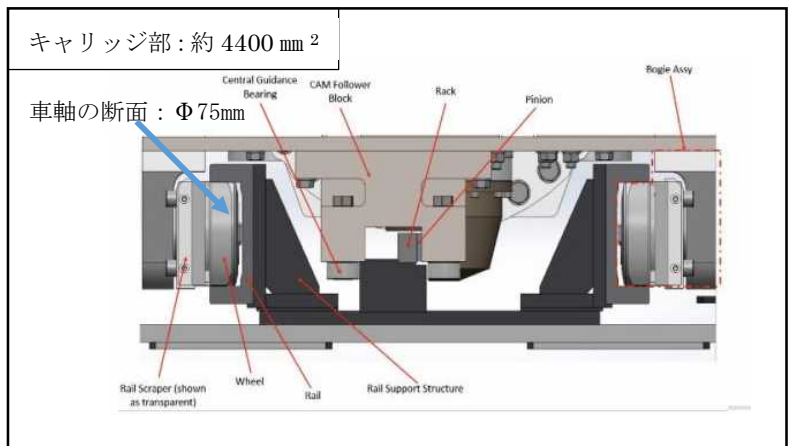
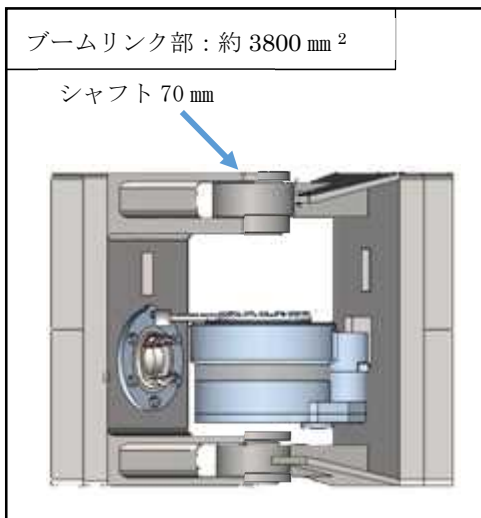


図2.1-5 試験的取り出し作業時のアームの状態

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

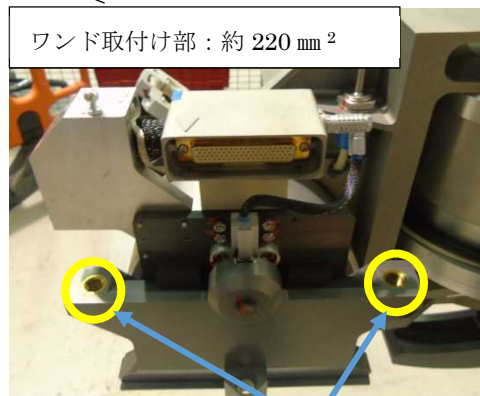
アーム関節部の構造を図2.1-6に示す。関節部の構造はそれぞれ異なるため単純に比較できないが、各関節部の最弱部を断面積で比較すると、ワンドの取付け部が最も小さく、他の部分と比較すると1/2.5程度であり、最初に破損するのはワンドの取付け部と評価できる。



M24 2本



M8 11本 フランジ取付け



M12 2本

図2.1-6 アームの関節部

試験的取り出しの作業ステップ

1. 作業開始時の状態

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

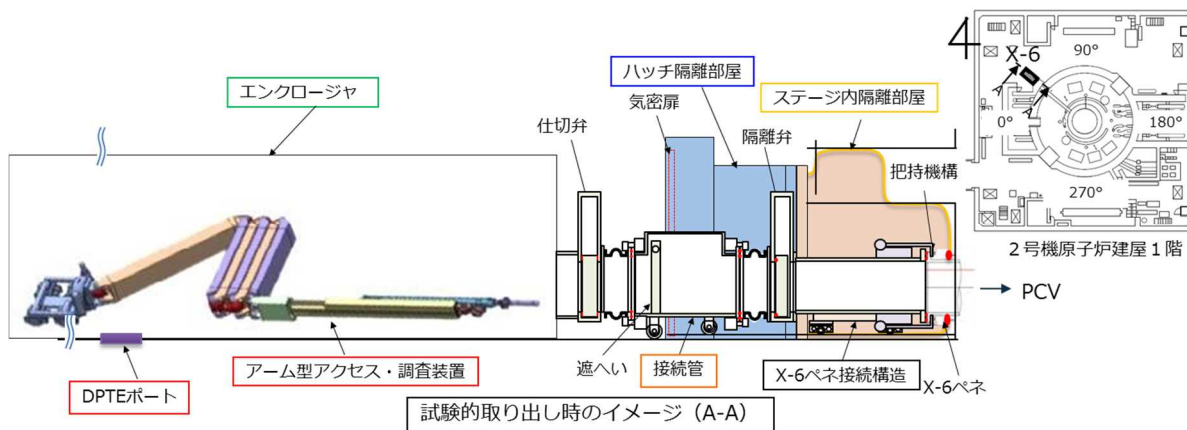


図 2.2-1 試験的取り出し時の設備構成

表 2.2-1 試験的取り出し時の設備について

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

2. 作業フロー

燃料デブリの回収から輸送までの一連の作業フローを図2.2-2に示す



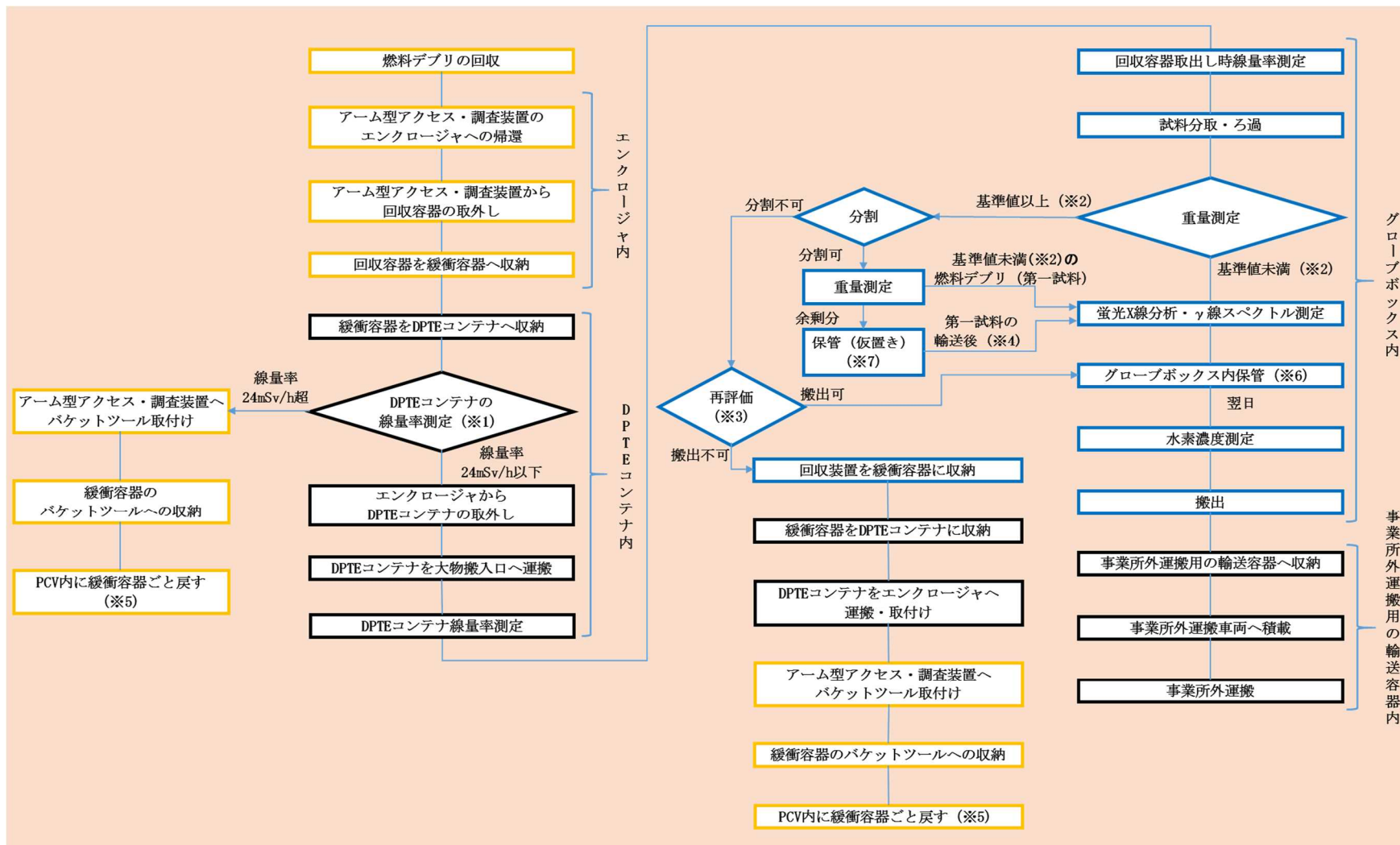


図 2.2-2 作業フロー

- ※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、基準線量率以下であることを確認する。基準線量率は 24mSv/h と設定した。
- ※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<sup>※8</sup>であることを確認する。
- ※3 燃料デブリが塊状で事業所外運搬可能な重量<sup>※8</sup>に分割することができない場合は、蛍光 X 線分析， $\gamma$ 線スペクトル測定を行い、その分析結果をもって燃料デブリが事業所外運搬可能な重量であるかの確認を行う。
- ※4 第一試料を輸送後、事業所外運搬容器（構外輸送容器）が福島第一原子力発電所に戻り次第、蛍光 X 線分析， $\gamma$ 線スペクトル測定を行う。
- ※5 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。
- ※6 通常時、燃料デブリは水素濃度測定のために密閉容器に収納し約 1 日程度仮置きする。
- ※7 余剰分の燃料デブリは密閉容器に収納する。水素発生量と圧力上昇を考慮して約 8 日は収納することが可能であり、事業所外運搬までの余剰分燃料デブリの仮置き期間は約 5 日程度であり影響はない。万一仮置き期間が延びる場合は、容器内の水素を逃がすことを行う。
- ※8 事業所外運搬可能な重量とは A 型輸送容器（構外輸送容器）を使用する事業所外運搬において、A2 値以下かつ防護対象特定核燃料物質に該当しない重量を示す。現在の計画では防護対象特定核燃料物質に該当しない約 1.7g を当該重量としている。

### 3. 作業ステップ

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

表 2.2-2 試験的取り出しの作業ステップ (1/6)

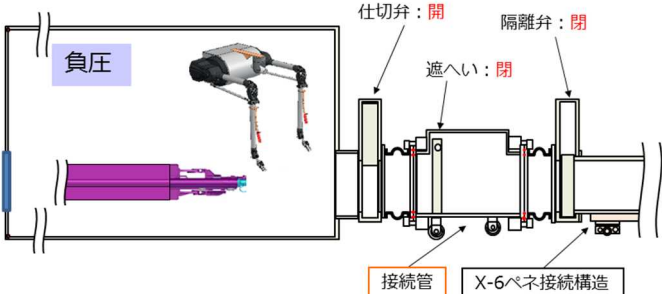
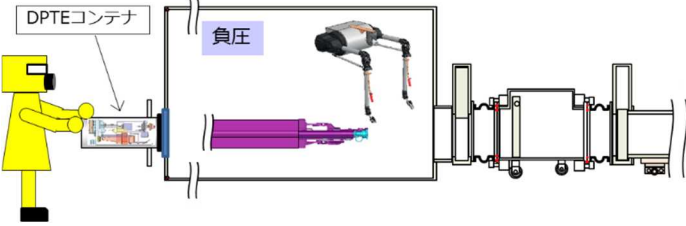
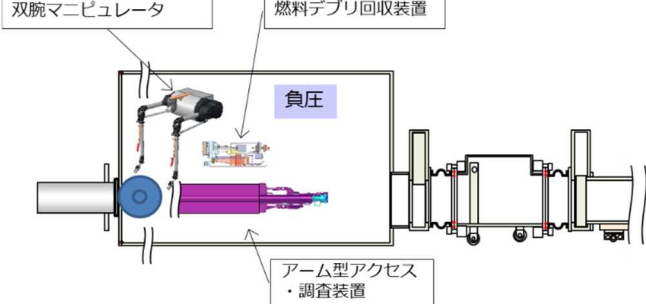
No	作業ステップ図	作業内容
1		<p>隔離弁を閉じた状態でエンクロージャ内を負圧にする。</p>
2		<p>作業員が燃料デブリ回収装置の入ったDPTEコンテナを、エンクロージャのDPTEポートに取り付ける。</p>
3		<p>双腕マニピュレータを操作し、DPTEポートを開放し、中から燃料デブリ回収装置を搬入する。</p>

表 2.2-2 試験的取り出しの作業ステップ(2/6)

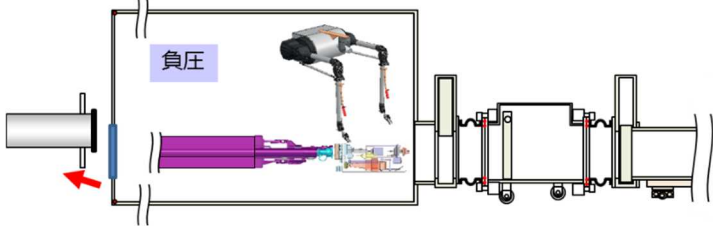
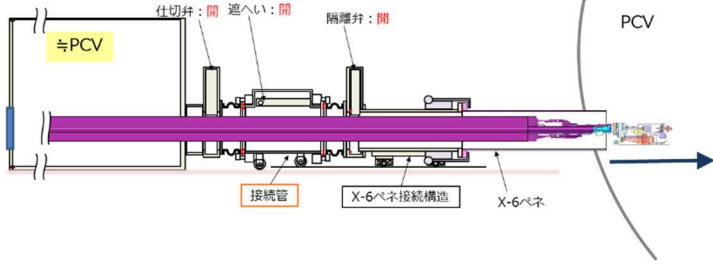
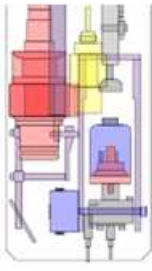
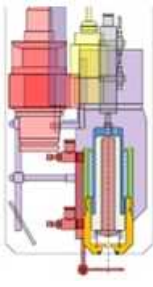
No	作業ステップ図	作業内容
4	<p>燃料デブリ回収装置の取り付け，DPTE コンテナ取り外し</p> 	<p>燃料デブリ回収装置を双腕マニピュレータを使用してアーム型アクセス・調査装置（以下，アーム）の先端に取り付ける。DPTE ポートを閉じ，DPTE コンテナを取り外す。</p>
5	<p>燃料デブリ取り出し</p> 	<p>エンクロージャ内の圧力をPCVと同程度の圧力となるように昇圧する。 隔離弁を開放し，アームを操作し回収装置をPCV内に挿入しデブリを回収する。 (装置の詳細は別紙-1を参照)</p>
6	<p>燃料デブリ回収</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;"> <div style="text-align: center;">  <p>金ブラシ方式</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>真空容器方式</p> </div> </div>	<p>回収装置を燃料デブリに接触させ回収する。燃料デブリ回収後は，金ブラシ方式はブラシにカバーをし，燃料デブリの落下を防止する。真空容器方式は真空容器の中に燃料デブリを入れることで落下を防止する。</p>

表 2.2-2 試験的取り出しの作業ステップ(3/6)

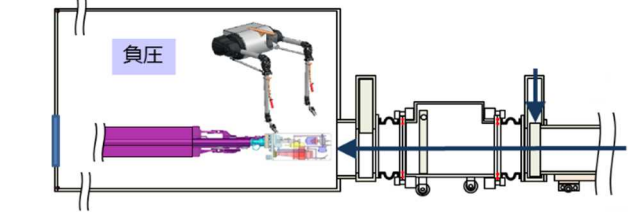
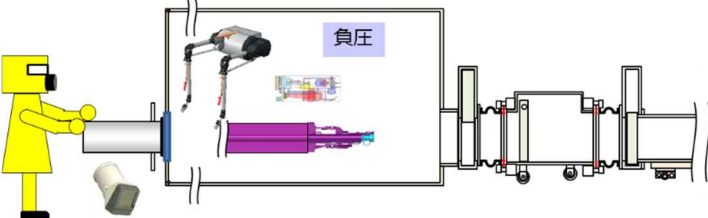
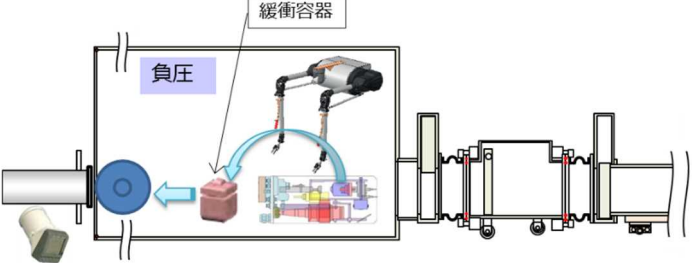
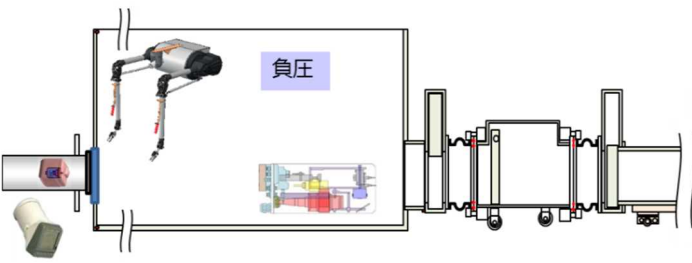
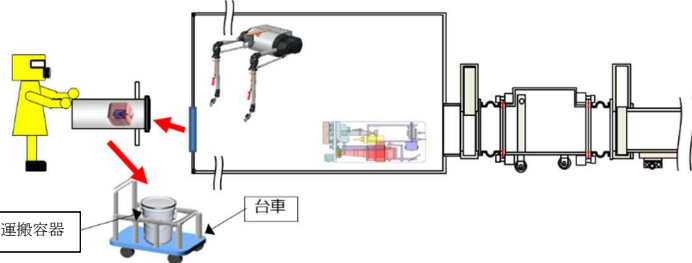
No	作業ステップ図	作業内容
7		<p>燃料デブリの回収が終了したら、アームを帰還させる。帰還が完了したのち隔離弁を閉じ、エンクロージャ内を負圧にする。</p>
8		<p>作業員により DPTE コンテナを取り付ける。双腕マニピュレータで回収装置を取り外す。</p>
9		<p>双腕マニピュレータで回収装置から、回収容器を取り外し、緩衝容器に収納する。緩衝容器を DPTE コンテナに収納する。</p>
10		<p>DPTE コンテナの線量を測定する。基準値以下であることを確認する。DPTE ポートの扉を閉じる。</p>
11		<p>作業員によりエンクロージャから DPTE コンテナを取り外す。DPTE コンテナを台車上の運搬容器に入れる。</p>

表 2.2-2 試験的取り出しの作業ステップ (4/6)

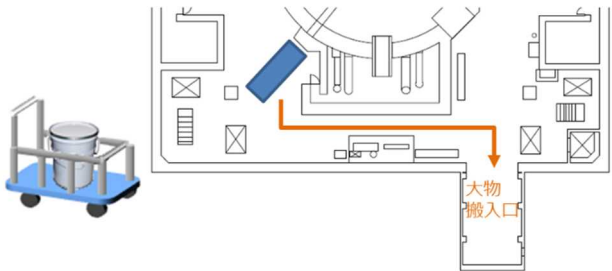
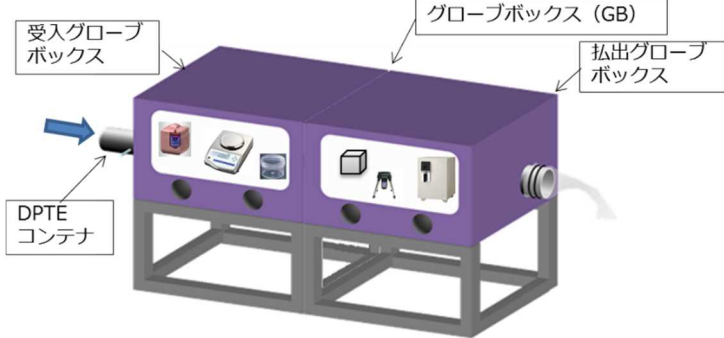
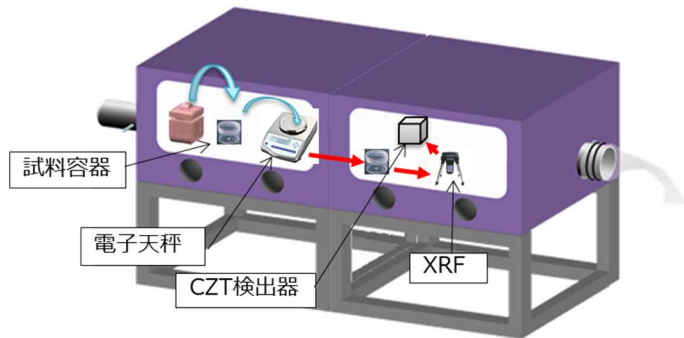
No	作業ステップ図	作業内容
12	<p>建屋内運搬</p> 	<p>台車を用いて、DPTE コンテナを大物搬入口まで移動させる。大物搬入口 1 階から 2 階へ運搬する。</p>
13	<p>グローブボックスへ取り付け</p> 	<p>グローブボックス (以下、GB という) 内を負圧にする。DPTE コンテナを GB に取り付ける。ポートを開け DPTE コンテナ内の緩衝容器を取り出す。</p>
14	<p>試料取り出し、測定</p> 	<p>緩衝容器から回収容器を取り出す。回収容器から、試料容器へ燃料デブリを取り出し、重量を測定する。携帯型蛍光 X 線分析計 (XRF) で元素分析を行う。CdZnTe 半導体 (CZT) 検出器で <math>\gamma</math> 線スペクトルを測定する。</p>

表 2.2-2 試験的取り出しの作業ステップ (5/6)

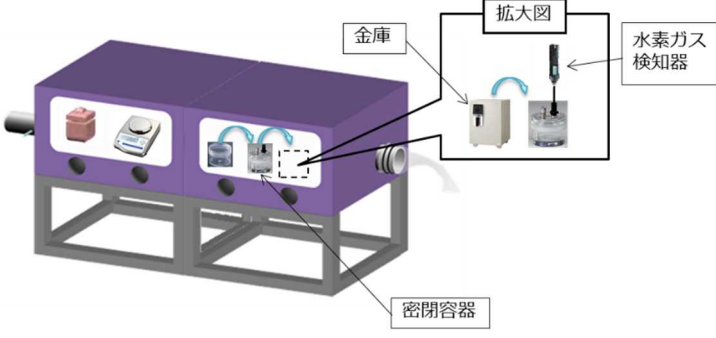
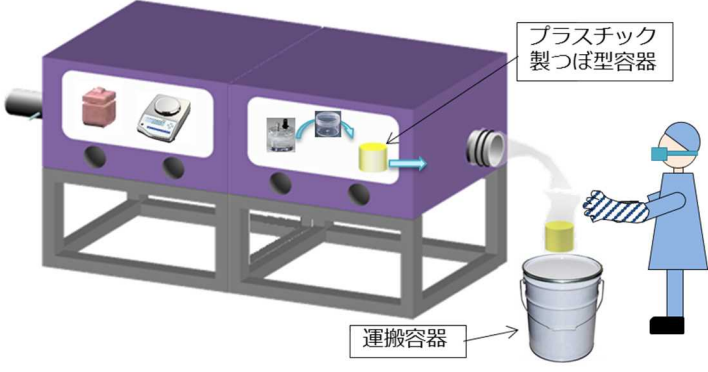
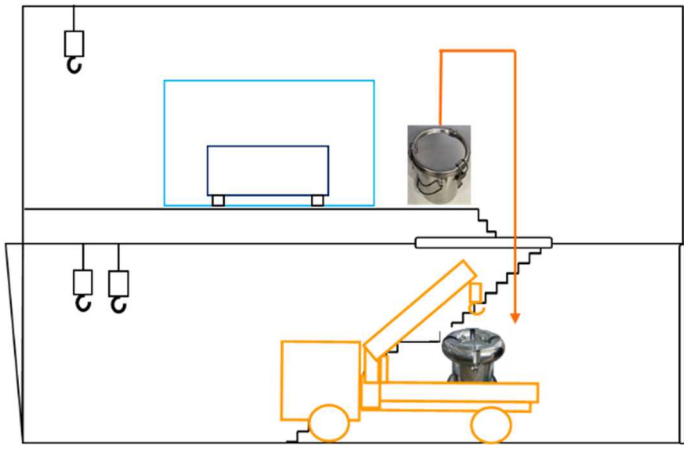
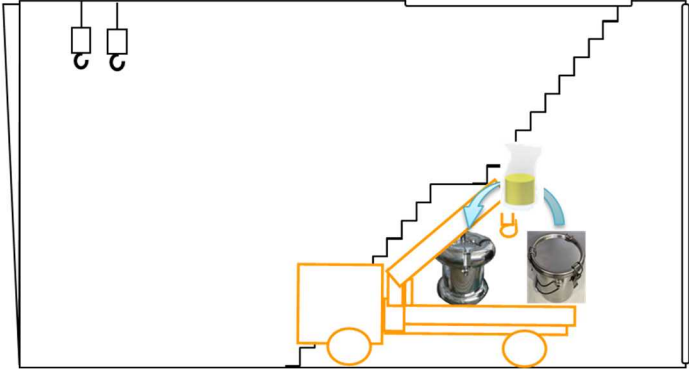
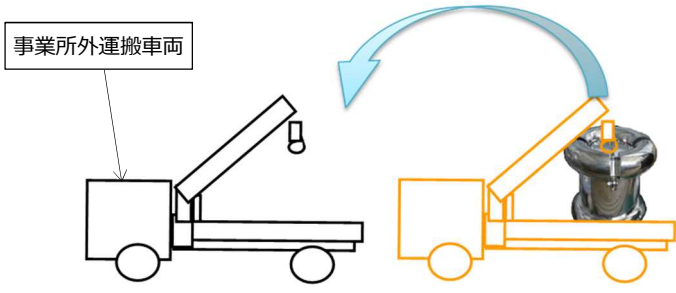
No	作業ステップ図	作業内容
15	<p>水素濃度測定</p> 	<p>試料容器を密閉容器へ収納し、一定時間金庫にて施錠して保管する。保管後、金庫から取り出し、水素ガス検知器にて密閉容器内の水素濃度を確認する。</p>
16	<p>搬出</p> 	<p>試料容器を密閉容器から取り出し、プラスチック製つぼ型容器に移してビニールに入れる。GB 外で容器を保持する。GB 外でシーラー作業を行い密封する。運搬容器へ収納する。</p>
17	<p>建屋内運搬</p> 	<p>運搬容器をメッシュパレットに固縛し、運搬する。</p>

表 2.2-2 試験的取り出しの作業ステップ(6/6)

No	作業ステップ図	作業内容
18	<p>構外輸送容器への収納</p> 	<p>ビニールで密封された燃料デブリを事業所外運搬用の輸送容器（構外輸送容器）に収納する。</p>
19	<p>事業所外運搬車両への積載</p> 	<p>構外輸送容器を構内運搬車両で、事業所外運搬車両への積載場所へ運搬する。</p> <p>構外輸送容器を事業所外運搬車両へ積載する。</p>



#### 4. 建屋内運搬作業による被ばく線量

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。詳細は別紙-5に示す。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の想定被ばく線量は1.2mSvである。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）で作業を実施する。
  - (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4人で行う。最も被ばく線量が高い作業者の想定被ばく線量は1.12mSvである。作業者はYゾーン装備（全面マスク、カバーオール）で作業を実施する。
  - (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5人で行う。最も被ばく線量が高い作業者の想定被ばく線量は2.24mSvである。作業者はYゾーン装備（全面マスク、カバーオール）で作業を実施する。
- (3)の作業者は(2)の作業を兼ねる計画であり(2)の作業と合算した最も被ばく線量が高い作業者の想定被ばく線量は2.56mSvである。

#### 5. 建屋内運搬作業による運搬容器の落下対策

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、図2.2-3に示すように大物搬入口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、後述の落下防止対策を講じる。また、運搬容器を緩衝材で梱包することで落下影響を緩和する。揚重作業時には作業者は落下時のダストの影響範囲外に退避する。

作業エリアには汚染拡大防止のため、予め大物搬入口1階床面の難燃シート養生を行う。落下時は大物搬入口1階及び2階に設置したダストモニタの監視を原子炉建屋外の現場本部にて行い、ダスト濃度を測定する。落下・漏えいにより上昇したダスト濃

度が低下したのち、作業を開始する。線量測定や目視によって落下した燃料デブリを確認し、工具の使用による距離確保、必要に応じて遮へい等を活用し被ばく低減対策を実施した上で回収作業を行う。回収した燃料デブリは容器に集めた後DPTEコンテナに収納し、落下の原因調査、対策を実施した後、通常の運用通り、再度吊り上げを行い、グローブボックス内で分取、測定、払出を行う。

(1) 落下防止対策

- ・ DPTEコンテナを収納した運搬容器はメッシュパレット底面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。
- ・ スリングの耐荷重は0.8t、メッシュパレットの耐荷重は1tとなっており、十分な吊り具を選定している。

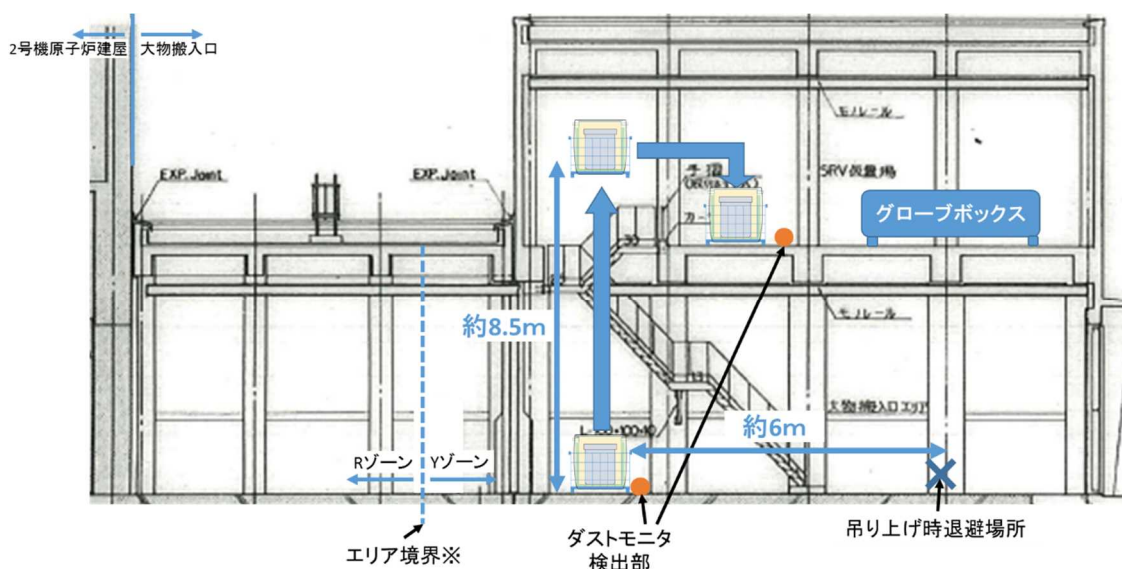


図2.2-3 2号機大物搬入口

※ 現場の作業状況により、区域を行う場所は変更となる可能性がある。

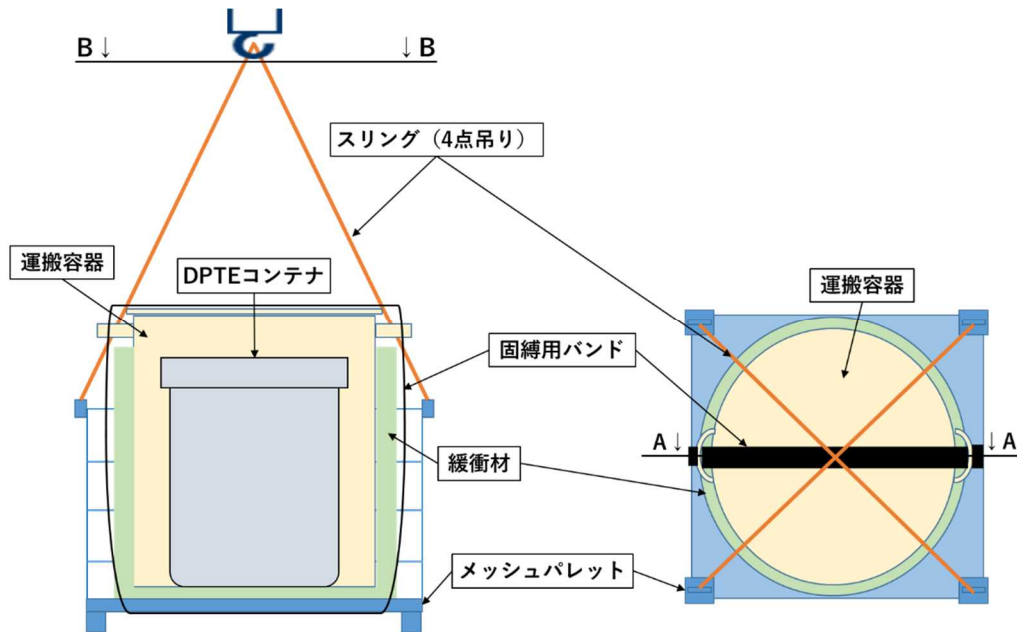


図2. 2-4 (左図)DPTEコンテナ吊り上げイメージ(A-A断面)  
(右図)DPTEコンテナ吊り上げイメージ(B-B断面)

(2) 落下時の雰囲気線量率

万が一落下した場合の落下影響評価（安全評価）を実施した。評価においては、最大の影響を把握するために、基本的に対策が機能しない前提を置くと共に、燃料デブリの条件等の設定は保守的な設定とした。現場の作業計画（作業員被ばく線量）での条件との違いは別添1参照。落下時の飛散ダストによる雰囲気線量率の増加は、約0.002mSv/h（評価の詳細は※注参照）。なお、ダストとして飛散せずに床面に残った燃料デブリからの作業者がさらされる外部線の線量率は最大24mSv/h（20cm位置）となりえる。（別添2参照）

※注：落下時の飛散ダストによる雰囲気線量評価の詳細を以下に示す。

(a) 落下エリアの浮遊ダスト放射能量 ( $Q_{R,i}$ )

評価式は以下の通りである。

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

ここで、

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. 2-3参照）

R : ダスト飛散率[-] (=0.0022) 別添3

$Q_{R,i}$ : 落下エリアの浮遊ダスト放射エネルギー[Bq] (表2.2-4参照)

(b) 雰囲気線量率 ( $D_R$ )

評価式は以下の通りで、NISA 内規<sup>(※1)</sup>の(7.7)式を参照した。

$$D_R = \sum_i 6.2 \times 10^{-14} \times E_{\gamma,i} \times (1 - e^{-\mu R}) \times Q_{R,i} / V \times 10^3 \times 3600$$

ここで、

$E_{\gamma,i}$ : 核種*i*に対する $\gamma$ 線の実効エネルギー[MeV] <sup>(※2)</sup>

$\mu$ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数[1/m]  
( $=3.84 \times 10^{-3}$ ) <sup>(※3)</sup>

$V$ : 落下エリアの空間体積[m<sup>3</sup>] (=32) (※注)

$R$ : 落下エリア半球換算時等価半径[m] (=2.5)

※注: 空間線量率を算出するために、ダストの拡散体積を次のとおり想定した。実際の落下エリア(大物搬入口)全体にダストが均一拡散することは考え難いため、作業員への被ばく影響の観点から、作業員を中心に、幅方向(左右)と長さ方向(前後)に2m(=全幅・全長は各4m)および高さ2mを仮定。 $4 \times 4 \times 2 = 32\text{m}^3$

※1 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規), 原子力安全・保安院, 平成21年8月12日(平成21・07・27原院第1号)

※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 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針, 昭和51年9月28日, 原子力委員会決定(一部改訂 平成13年3月29日 原子力安全委員会)

(3) 落下時の敷地境界線量

落下時に燃料デブリが漏えいした場合の敷地境界での実効線量は約 $4 \mu\text{Sv}$ 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。評価条件は以下の通りである。

<評価条件>

(a) 燃料デブリ量

保守的に1回で回収される燃料デブリ量は約3gとした。燃料デブリの核種は、電力中央研究所廃止措置ハンドブック<sup>※1</sup>記載の55核種を想定した(※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号機燃料ペレット最高燃焼度57GWd/tと仮定し求めた。

※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2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、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から、ダストは飛散し難い状況と想定している。評価では、乾いた粉体状かつ、収納されていない状態を想定し、ダスト飛散率を次のとおり設定した。乾いた粉体状の燃料3g(密度:10.7g/cm<sup>3</sup>)が8.5m落下(吊上げ時から床面までの最大落差)して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<sup>※2</sup>」の粉体落下の飛散率評価式(4.4.3.1.3節の(4-5)式)から求まる飛散率を包絡する、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<sup>※2</sup>」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%を設定した。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添3を参照)

(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(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<sub>i</sub> : 燃料デブリ中の核種iの放射能濃度[Bq/g] (表2.2-3参照(※注2))

R : ダスト飛散率[-] (=0.0022) 別添3

Q<sub>R,i</sub> : 放射性核種iの大気放出量[Bq] (表2.2-4参照)

添え字i : 表2.2-3, 4に示した核種

※注2：表2.2-3は、2号炉心で生成された放射性核種をORIGENコードで計算した（主な計算条件は以下）。ここで、冷却期間9年に関しては、試験的取り出し作業時点では、2011.3.11事故から約12年の冷却期間となるため、保守的な条件である。なお、今回の評価ではORIGENコードで計算された核種から、評価対象核種を選定するために電中研ハンドブック※1記載の55核種を選定した。

<ORIGEN計算条件>

・ 燃焼度	:約57GWd/tU
・ 比出力	:25.3MW/t
・ 初期濃縮度	:3.8wt%
・ ボイド率	:40%
・ 冷却期間	:9年

(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を除く）は、認可済の実施計画V.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」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-6参照）。

- ・ 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。

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

$H_{\gamma}$	:放射性雲中の核種からのγ線による外部被ばく実効線量[mSv]
K	:空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy] (=1)
$E_{\gamma,i}$	:核種iに対するγ線の実効エネルギー[MeV] (※1) (別紙-7)
$E_{\gamma,i}/0.5$	: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[-] (※注3)
D/Q	:相対線量[Gy/Bq] (=2.4×10 <sup>-19</sup> )

※注3：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-7)

$R_1$  : 呼吸率[m<sup>3</sup>/s] (=1.2[m<sup>3</sup>/h]/3600) (※注4)

$\chi/Q$  : 相対濃度[s/m<sup>3</sup>] (=2.0×10<sup>-5</sup>)

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。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。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/m<sup>2</sup>)] (※3)

(別紙-7)

$V$  : 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

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。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。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[m<sup>3</sup>/s] (=22.2[m<sup>3</sup>/d]/(24×3600)) (※注4)
- F : 再浮遊率[m<sup>-1</sup>] (=10<sup>-6</sup>)

※注4：「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、一年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 ( $\mu$ Sv)
a. 放射性雲からの外部被ばく	$1.4 \times 10^{-5}$
b. 放射性雲からの内部被ばく	$2.6 \times 10^0$
c. 地表沈着からの外部被ばく	$1.6 \times 10^{-1}$
d. 地表沈着からの内部被ばく	$6.4 \times 10^{-1}$



表2.2-3 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	$1.8 \times 10^7$	21	Ru-106	$4.9 \times 10^7$	41	U-234	$6.9 \times 10^3$
2	Be-10	$1.6 \times 10^{-1}$	22	Ag-108m	$3.3 \times 10^0$	42	U-235	$2.3 \times 10^2$
3	C-14	$6.6 \times 10^0$	23	Cd-113m	$1.3 \times 10^6$	43	U-236	$1.1 \times 10^4$
4	S-35	$0.0 \times 10^0$	24	Sn-126	$4.1 \times 10^4$	44	U-238	$1.0 \times 10^4$
5	Cl-36	$0.0 \times 10^0$	25	Sb-125	$3.8 \times 10^7$	45	Np-237	$1.7 \times 10^4$
6	Ca-41	$0.0 \times 10^0$	26	Te-125m	$1.4 \times 10^7$	46	Pu-238	$2.2 \times 10^8$
7	Mn-54	$0.0 \times 10^0$	27	I-129	$1.8 \times 10^3$	47	Pu-239	$1.0 \times 10^7$
8	Fe-55	$0.0 \times 10^0$	28	Cs-134	$5.2 \times 10^8$	48	Pu-240	$2.3 \times 10^7$
9	Fe-59	$0.0 \times 10^0$	29	Cs-137	$4.7 \times 10^9$	49	Pu-241	$3.5 \times 10^9$
10	Co-58	$0.0 \times 10^0$	30	Ba-133	$3.3 \times 10^3$	50	Pu-242	$1.5 \times 10^5$
11	Co-60	$0.0 \times 10^0$	31	La-137	$0.0 \times 10^0$	51	Am-241	$7.0 \times 10^7$
12	Ni-59	$0.0 \times 10^0$	32	Ce-144	$9.7 \times 10^6$	52	Am-242m	$3.4 \times 10^5$
13	Ni-63	$0.0 \times 10^0$	33	Pm-147	$5.0 \times 10^8$	53	Am-243	$2.1 \times 10^6$
14	Zn-65	$0.0 \times 10^0$	34	Sm-151	$1.1 \times 10^7$	54	Cm-242	$2.8 \times 10^5$
15	Se-79	$1.8 \times 10^3$	35	Eu-152	$5.1 \times 10^4$	55	Cm-244	$2.9 \times 10^8$
16	Sr-90	$3.0 \times 10^9$	36	Eu-154	$1.6 \times 10^8$			
17	Zr-93	$9.6 \times 10^4$	37	Ho-166m	$3.7 \times 10^2$			
18	Nb-94	$1.0 \times 10^1$	38	Lu-176	$0.0 \times 10^0$			
19	Mo-93	$0.0 \times 10^0$	39	Ir-192m	$0.0 \times 10^0$			
20	Tc-99	$6.9 \times 10^5$	40	Pt-193	$0.0 \times 10^0$			

表2.2-4 落下エリアの浮遊ダスト放射能/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	$1.2 \times 10^5$	21	Ru-106	$3.2 \times 10^5$	41	U-234	$4.6 \times 10^1$
2	Be-10	$1.1 \times 10^{-3}$	22	Ag-108m	$2.2 \times 10^{-2}$	42	U-235	$1.5 \times 10^0$
3	C-14	$4.3 \times 10^{-2}$	23	Cd-113m	$8.9 \times 10^3$	43	U-236	$7.3 \times 10^1$
4	S-35	$0.0 \times 10^0$	24	Sn-126	$2.7 \times 10^2$	44	U-238	$6.7 \times 10^1$
5	Cl-36	$0.0 \times 10^0$	25	Sb-125	$2.5 \times 10^5$	45	Np-237	$1.1 \times 10^2$
6	Ca-41	$0.0 \times 10^0$	26	Te-125m	$9.3 \times 10^4$	46	Pu-238	$1.4 \times 10^6$
7	Mn-54	$0.0 \times 10^0$	27	I-129	$1.2 \times 10^1$	47	Pu-239	$6.7 \times 10^4$
8	Fe-55	$0.0 \times 10^0$	28	Cs-134	$3.4 \times 10^6$	48	Pu-240	$1.5 \times 10^5$
9	Fe-59	$0.0 \times 10^0$	29	Cs-137	$3.1 \times 10^7$	49	Pu-241	$2.3 \times 10^7$
10	Co-58	$0.0 \times 10^0$	30	Ba-133	$2.2 \times 10^1$	50	Pu-242	$1.0 \times 10^3$
11	Co-60	$0.0 \times 10^0$	31	La-137	$0.0 \times 10^0$	51	Am-241	$4.6 \times 10^5$
12	Ni-59	$0.0 \times 10^0$	32	Ce-144	$6.4 \times 10^4$	52	Am-242m	$2.2 \times 10^3$
13	Ni-63	$0.0 \times 10^0$	33	Pm-147	$3.3 \times 10^6$	53	Am-243	$1.4 \times 10^4$
14	Zn-65	$0.0 \times 10^0$	34	Sm-151	$7.4 \times 10^4$	54	Cm-242	$1.9 \times 10^3$
15	Se-79	$1.2 \times 10^1$	35	Eu-152	$3.4 \times 10^2$	55	Cm-244	$1.9 \times 10^6$
16	Sr-90	$1.9 \times 10^7$	36	Eu-154	$1.0 \times 10^6$			
17	Zr-93	$6.3 \times 10^2$	37	Ho-166m	$2.5 \times 10^0$			
18	Nb-94	$6.7 \times 10^{-2}$	38	Lu-176	$0.0 \times 10^0$			
19	Mo-93	$0.0 \times 10^0$	39	Ir-192m	$0.0 \times 10^0$			
20	Tc-99	$4.5 \times 10^3$	40	Pt-193	$0.0 \times 10^0$			

- ※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

6. 作業スケジュール

今後、現場準備作業を行い、並行してアーム型アクセス・調査装置のモックアップ・習熟訓練及びグローブボックスの習熟訓練を行う。その後、アーム型アクセス・調査装置及びグローブボックスの現地据付作業を行う。現地据付作業後、アーム型アクセス・調査装置の試運転を経て試験的取り出し作業を行う。試験的取り出し作業(燃料デブリ採取)は最大4回を想定している。燃料デブリを採取し、構外輸送を行い、構外輸送容器が戻るまでを約1週間として、燃料デブリ採取期間は約1ヶ月を想定している。調査装置の撤去作業は約5ヶ月程度を見込んでいる。

計量管理規定変更申請は試験的取り出し作業の約1ヶ月前までに申請する予定である。核物質防護については本変更申請に伴う変更はない。

試験的取り出し作業工程は内部調査を含む前段作業の進捗状況に応じて見直しを行う。その際に後続の燃料デブリ取り出し作業やその他の廃炉作業への影響を確認する。

	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	モックアップ・習熟訓練 (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		

## 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DESTAL 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DESTAL 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DESTAL 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。

### 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 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。

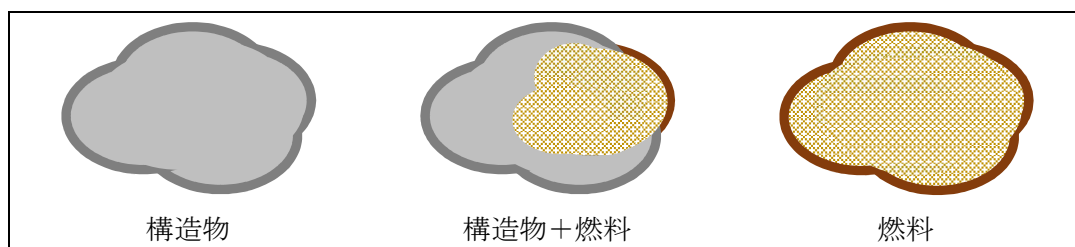


図 1 採取物の燃料成分割合のイメージ

### 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	<b>→作業計画用</b>
⋮	⋮			
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 $\alpha$ 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。

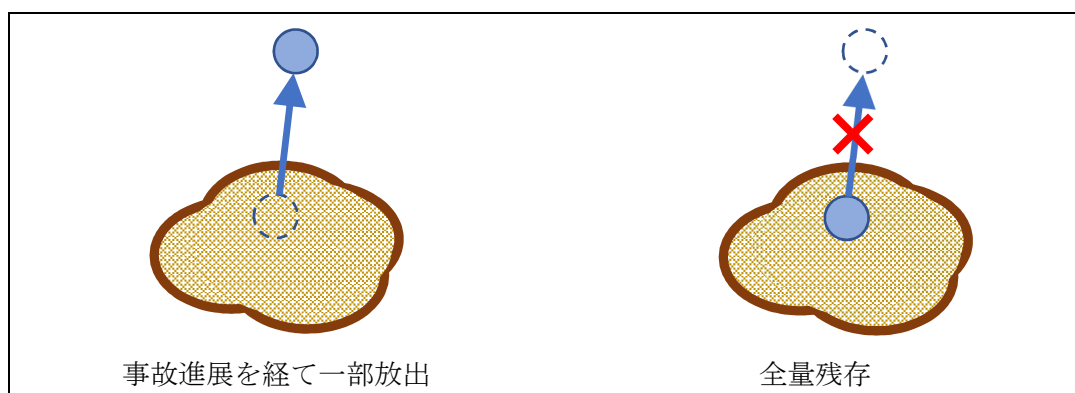


図2 評価対象核種の残存割合のイメージ

#### 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 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

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

以上

## 試験的取り出しで設定する作業の基準線量率と 作業員被ばくの考え方について

### 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。

### 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、遮へい能力を有しない 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 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。

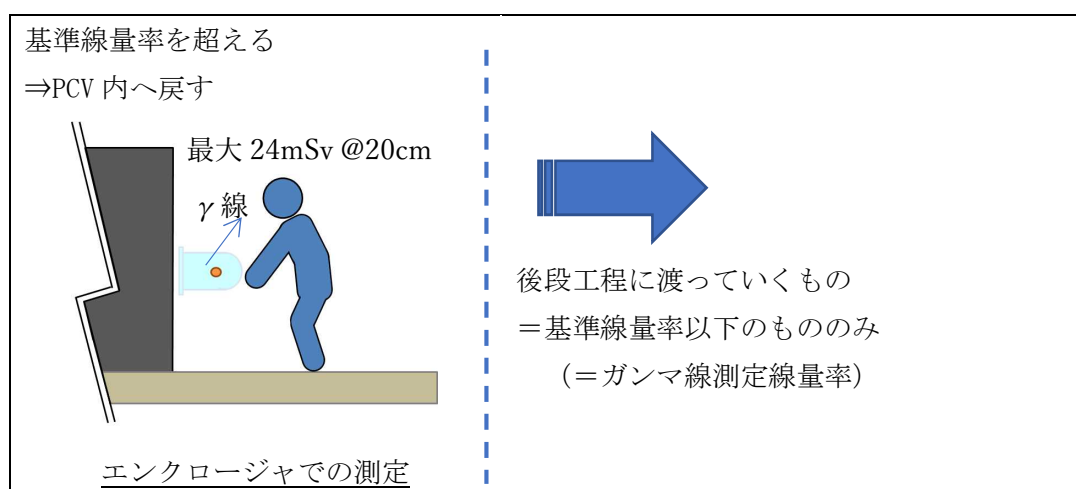


図 1 作業の基準線量率とガンマ線測定線量率の関係

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, 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 DPTE コンテナに収納してエンクロージャから取り外す。DPTE コンテナは運搬容器に格納し, グローブボックスまで運ぶ。運搬容器も遮へい能力を有していない。このため運搬容器を運ぶ際には, 20cm 位置での直接線は測定値と同じガンマ線線量率となる。万が一運搬容器を落下させる等して, 採取物が容器の外にこぼれた場合であっても, 同様に 20cm 位置での直接線は測定値と同じガンマ線線量率となる。したがって, エンクロージャから取り外す際の採取物のガンマ線線量率が原則 24mSv/h 以下であることから, 図 2 に示すように, 取り外し以降に渡る採取物からの直接線の線量率はいずれの断面でも最大 24mSv/h となる。このため, 作業員がさらされる直接線の線量率は最大 24mSv/h である。

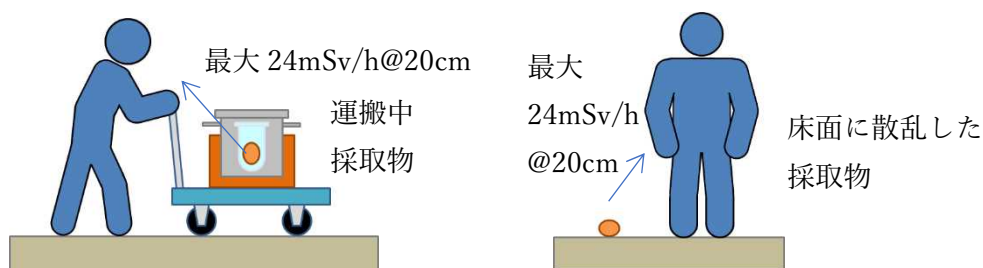


図 2 エンクロージャから取り外し以降に渡る採取物の直接線最大線量率

### 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。



## 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。

### 1. ダスト飛散の想定について

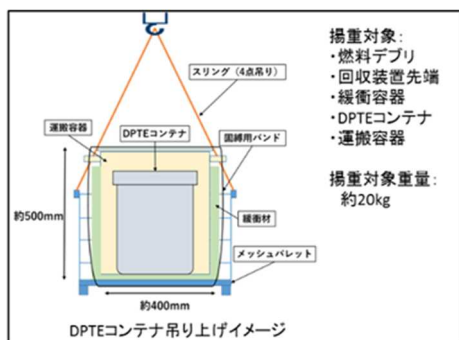
DPTE コンテナ吊り上げ時において、採取物は、回収装置先端部に入った状態で、緩衝容器に入れられ、更に DPTE コンテナ、運搬容器と多重に収納された状態となっている。

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～小石程度の大きさで湿っており、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  $\mu\text{m}$  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。



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/cm<sup>3</sup>)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<sup>\*1</sup> (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(4.3.3 節，5.3.3.2.1 節)のどちらに近いかわかると特定できないと考えた(図1 参照)。

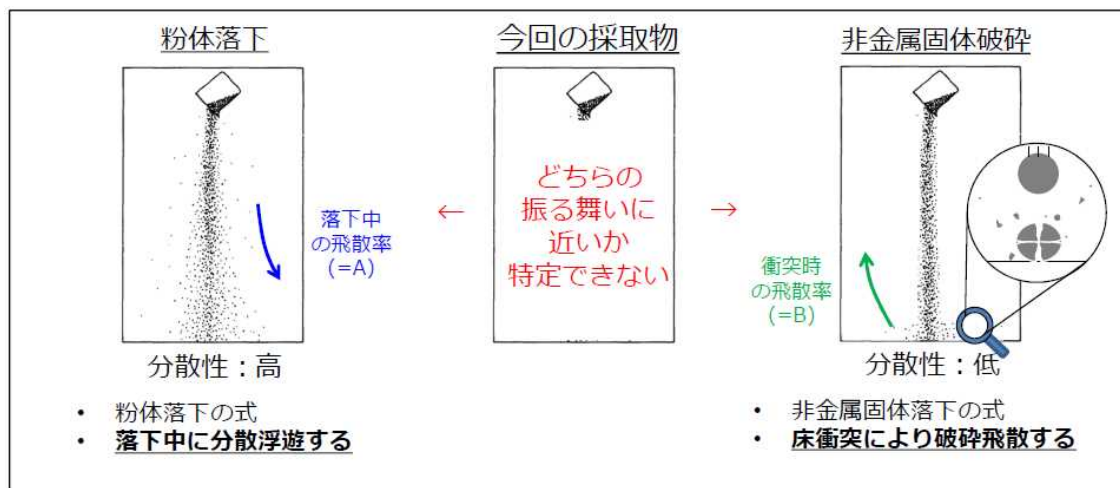


図1 DPTE 落下時(今回の採取物が落下する時)のダスト飛散の振る舞い想定

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、 $ARF=1.5 \times 10^{-3}$  (=0.15%) であった。ここで、密度  $\rho_{BP}$  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)
$\rho_{BP} =$	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 のとおりである。

図 2 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。

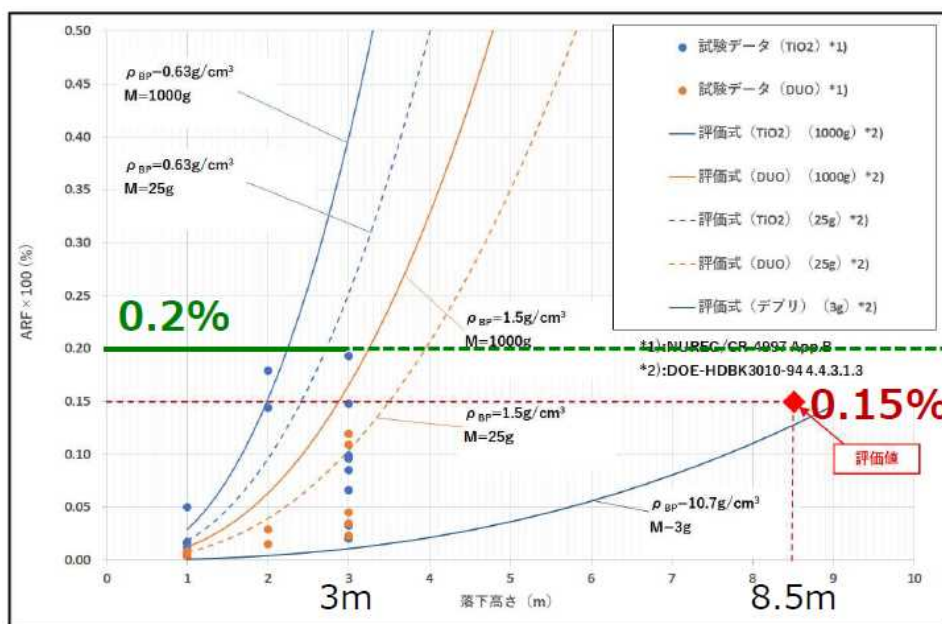


図 2 粉体落下の飛散率に係る DOE 実験値と評価式および今回の評価値の関係

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<sup>\*2, 3</sup>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<sup>\*2</sup>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<sup>\*2</sup> 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<sup>\*2</sup> 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 TiO<sub>2</sub> 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。この実験値にでは床面からの舞い上がりの寄与は小さいのだろうとの記述

更に、DOE 評価式を作成するために参照された実験の文献<sup>\*3</sup>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舞い上がる体系(図 3)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と考えられる。

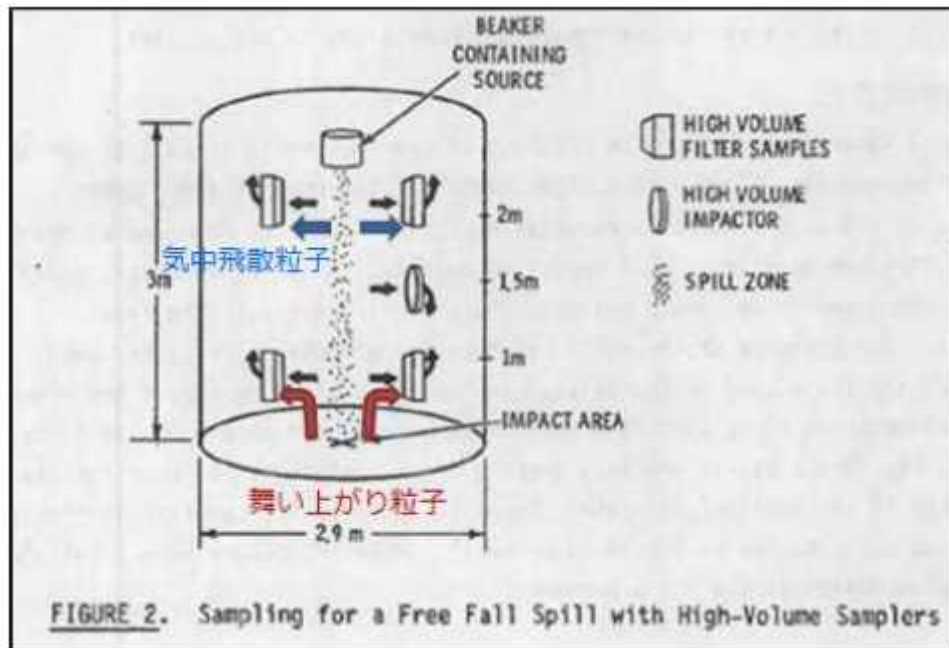


図3 粉体落下の実験装置（文献<sup>※3</sup>: NUREG/CR-2139）  
（図中の青字・赤字は当社にて追記）

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考えられるが、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) 非金属固体破砕の飛散率

### a. 非金属固体破砕の実験

DOE HANDBOOK 「4.3.3 Free-Fall Spill and Impaction Stress」を参照すると、ガラス、セラミックス、UO<sub>2</sub>ペレット等の脆性材料である非金属固体を破砕（図4（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）の重量割合と破砕エネルギー密度が比例する結果が得られている（図4（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, $2E-11 \text{ cm}^3 \text{ per g-cm}^2/\text{s}^2$	
P	= specimen density, $\text{g}/\text{cm}^3$	= $10.7 (\text{g}/\text{cm}^3)$
g	= gravitational acceleration, $980 \text{ cm}/\text{s}^2$ at sea level	
h	= fall height, cm.	= $850 (\text{cm})$

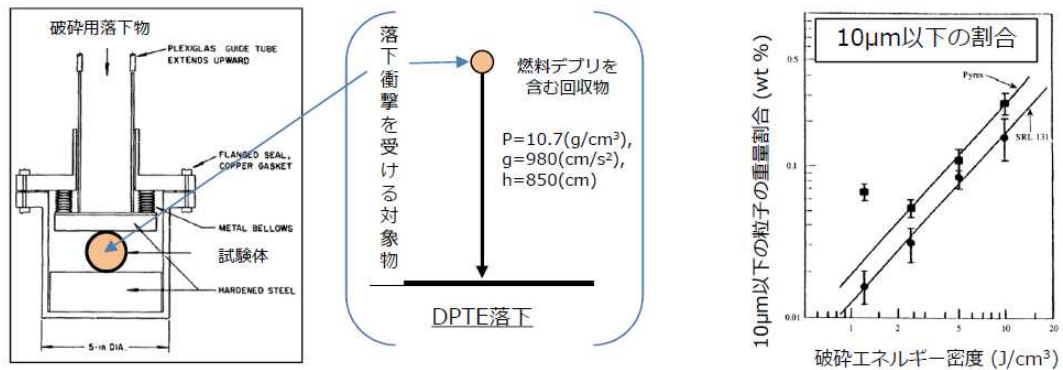


図4 (左) 非金属固体破碎の実験装置 (ANL-82-39<sup>\*4</sup>) と  
(右) 実験結果 (DOE-HDBK-3010-94<sup>\*1</sup>)

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性がある。

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3)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  $10.7 \text{ g}/\text{cm}^3$  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

属固体破碎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（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 L. J. Jardine et al., “FINAL REPORT OF EXPERIMENTAL LABORATORY-SCALE BRITTLE FRACTURE STUDIES OF GLASSES AND CERAMICS” , ANL-82-39, October, 1982.



撤去作業の作業ステップ

1. 撤去作業開始時の状態

試験的取り出し終了時の設備設置状況を図2. 3-1及び図2. 3-2に示す。

撤去作業は、PCVバウンダリとなる隔離弁以降のエンクロージャ及び接続管、X-53ペネに設置したスプレイ治具の撤去を行う。撤去作業は、実施計画「Ⅲ 特定原子力施設の保安」に記載している放射性廃棄物等の管理や放射線防護及び管理等に則って実施する。

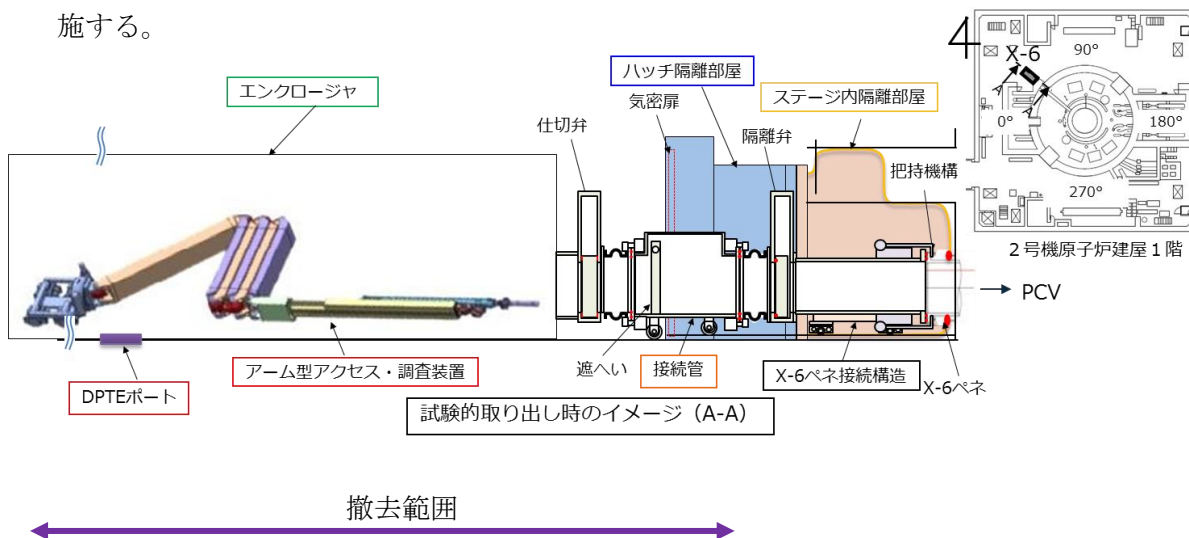


図 2. 3-1 試験的取り出し終了時の設備設置状況

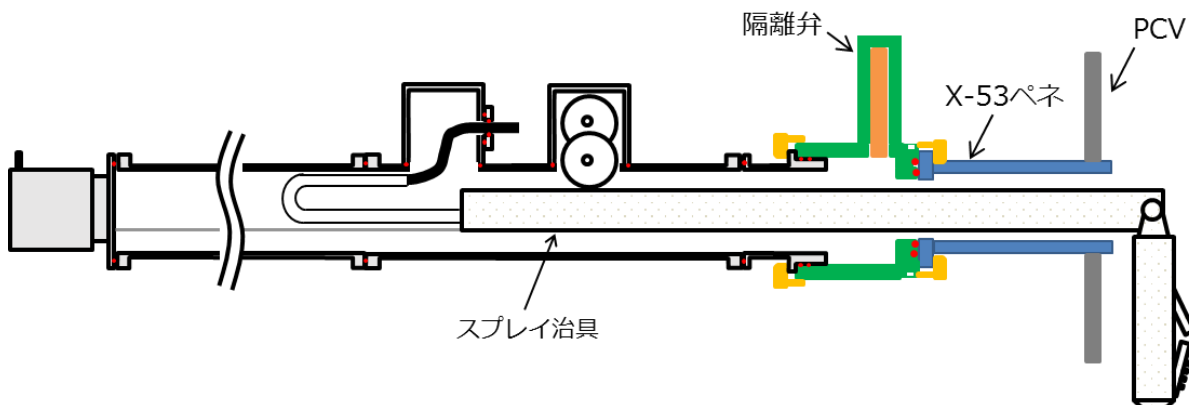


図 2. 3-2 スプレイ治具の設置状況

## 2. 作業ステップ

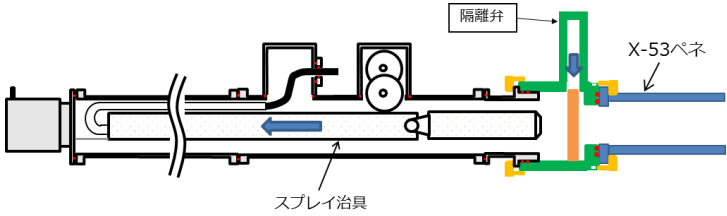
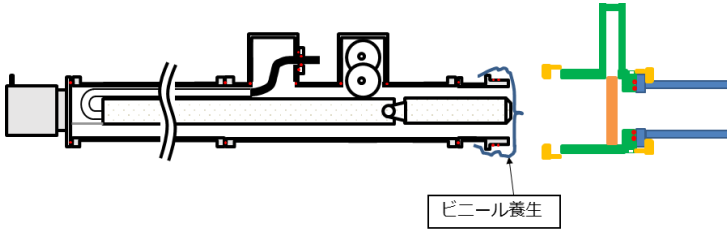
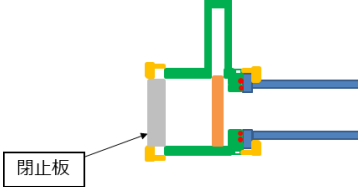
エンクロージャ及び接続管の撤去の作業ステップを表2.3-1に、スプレイ治具の撤去の作業ステップを表2.3-2に示す。

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

表 2.3-1 エンクロージャ及び接続管の撤去作業ステップ

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

表 2.3-2 スプレイ治具撤去作業ステップ

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

## グローブボックスでの作業内容と被ばく低減対策

## 1. グローブボックスでの作業内容

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

グローブボックスで実施する測定項目は以下のとおりである。

## (1) 重量測定

電子天秤を使用し、燃料デブリの重量測定に活用する。

## (2) 元素分析

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

(3)  $\gamma$  線スペクトル測定

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

## (4) 水素濃度測定

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

## 2. グローブボックスの負圧管理

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

## 3. 作業時の想定被ばく量と被ばく低減対策

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

燃料デブリを数 g 回収する計画であるが、IRID の検討結果において燃焼度約 23GWd/tU の燃料 1g から 20cm の距離では約 6mSv/h になる。グローブボックス内手前 20cm 範囲を作業禁止エリアとし、作業時の燃料デブリからの線量を 6.0mSv/h として試算した。作業時間は検証試験の実績より保守的に想定している。


表 2.4-1 各作業における想定被ばく量と被ばく低減対策(1/3)

作業	作業内容	作業種	作業時間	想定被ばく量	被ばく低減対策	
1. 試料受入れ		①DPTEコンテナをグローブボックス(以下、GB)に接続する。	DPTEコンテナ保持	3分	0.4mSv	<ul style="list-style-type: none"> <li>・訓練による作業時間の短縮</li> </ul>
		②DPTEコンテナから緩衝容器を取り出し、GB内に置く。	緩衝容器取出	2分	0.2mSv	
2. 試料分取		①緩衝容器を開け回収容器を取り出し線量率を測定。 ②回収容器蓋を取り外し、燃料デブリを試料容器に入れる。	①緩衝容器開封 ②燃料デブリ取出	6分	0.6mSv	<ul style="list-style-type: none"> <li>・訓練による作業時間の短縮</li> <li>・事前準備</li> <li>・距離確保</li> </ul>
3. 回収容器の収納		回収容器を緩衝容器に戻す。	回収容器の収納			<ul style="list-style-type: none"> <li>・訓練による作業時間の短縮</li> <li>・事前準備</li> <li>・距離確保</li> </ul>
4. 重量測定		試料容器に入れた燃料デブリの重量を測定する。	重量測定			<ul style="list-style-type: none"> <li>・訓練による作業時間の短縮</li> <li>・事前準備</li> <li>・距離確保</li> </ul>

表 2.4-1 各作業における想定被ばく量と被ばく低減対策(2/3)

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

表 2.4-1 各作業における想定被ばく量と被ばく低減対策(3/3)

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

#### 4. グローブボックス作業で使用する容器類

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、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。

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は表 2.4-2 に示す通りであり、耐放射線性は 1000Gy～100000Gy となっている。表 2.4-2 に示した耐放射線性を超過した材質は伸び率及び強度の低下が起こるが、本作業において想定される放射線量は耐放射線性と比較しても影響のない範囲である。なお、仮に耐放射線性で示した値を超過した場合であっても即座に機能が損なわれるものではなく、短期間の使用であれば影響はない見込みである。耐放射線性を超過する可能性がある場合は新しい容器への入れ替えを実施する。

表2.4-2 燃料デブリを収納する容器の耐放射線性一覧<sup>※1</sup>

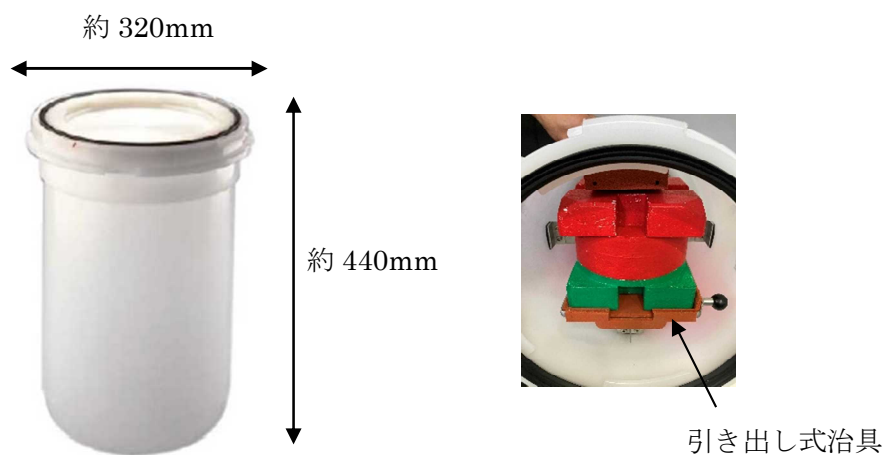
容器名	材質	耐放射線性 (Gy)	想定される放射線量 (Gy)
DPTE コンテナ	ポリエチレン	100000	70
試料容器	ポリエチレン	100000	38000
密閉容器	アクリル	1000	150
プラスチック製つぼ型容器	ポリプロピレン	10000	6100
フィルム	マイラー	10000	6800

※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

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2.4-1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



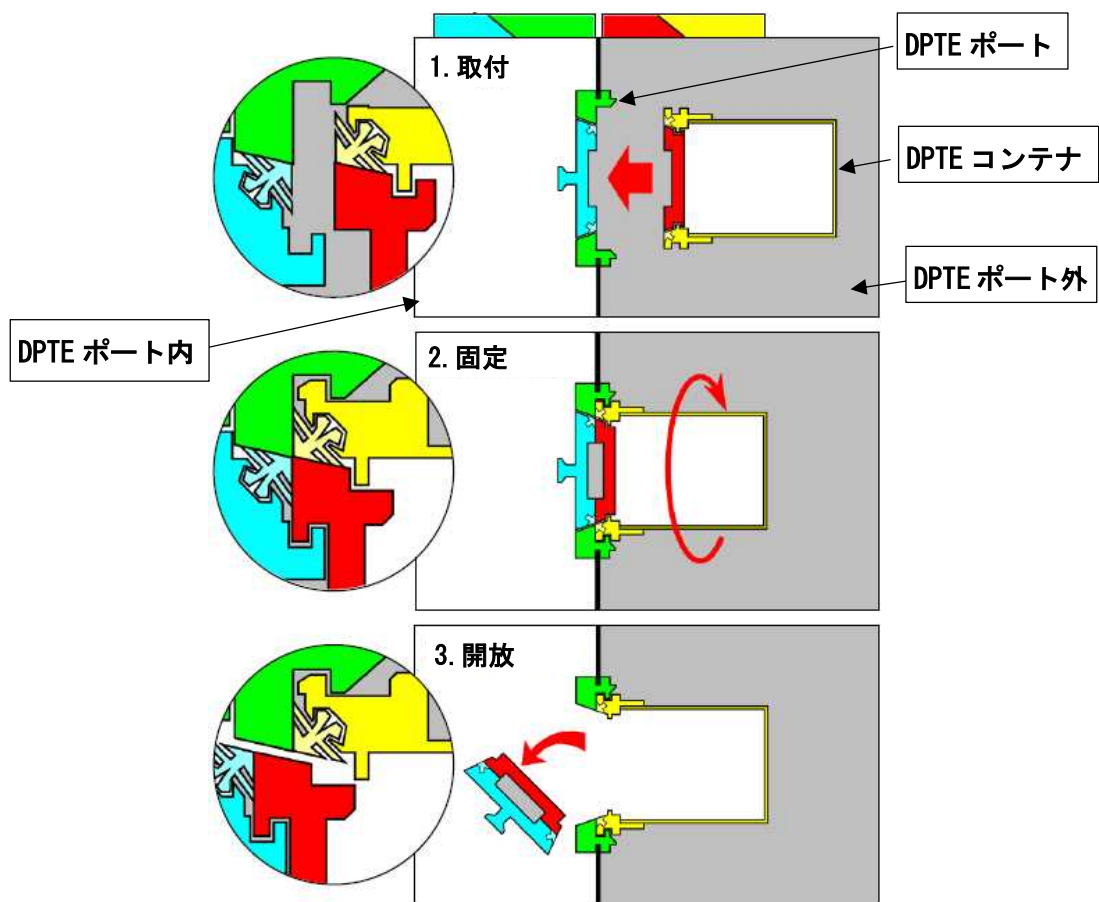


図 2.4-1 DPTE ポートと DPTE コンテナの開閉イメージ

(2) グローブボックス

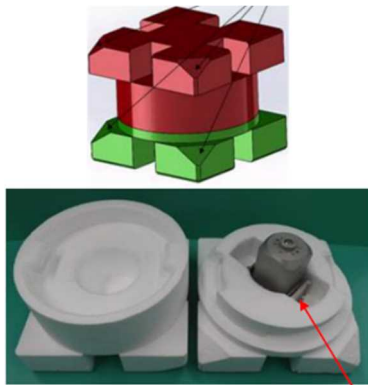


項目	仕様
寸法	約 4.6×約 1.4×高さ 約 2.4m
材質	主要材質：ステンレス鋼

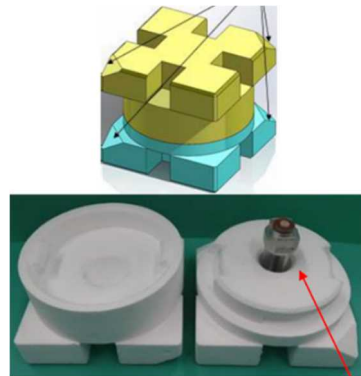
(3) 回収装置

回収装置の仕様は別紙－1 に示した通り。

(4) 緩衝容器



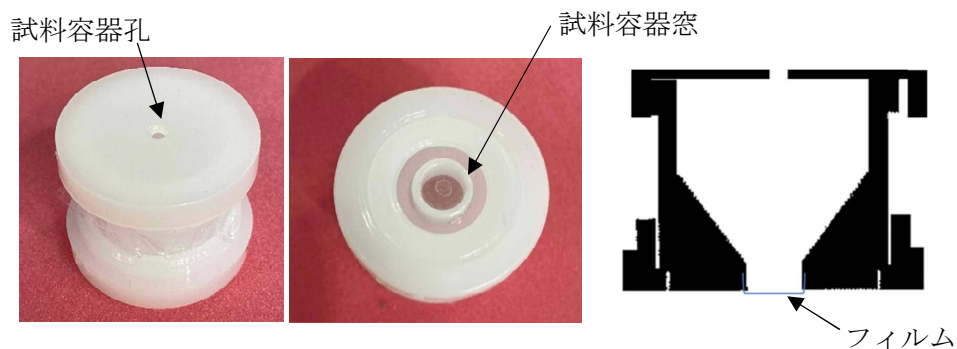
金ブラシ方式回収容器



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	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。

(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	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。

(6) 密閉容器



項目	仕様
寸法, 容量	φ約 75×約 116mm, 約 100mL
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	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	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。

(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2.4-2に示すように構外輸送容器に収納される。

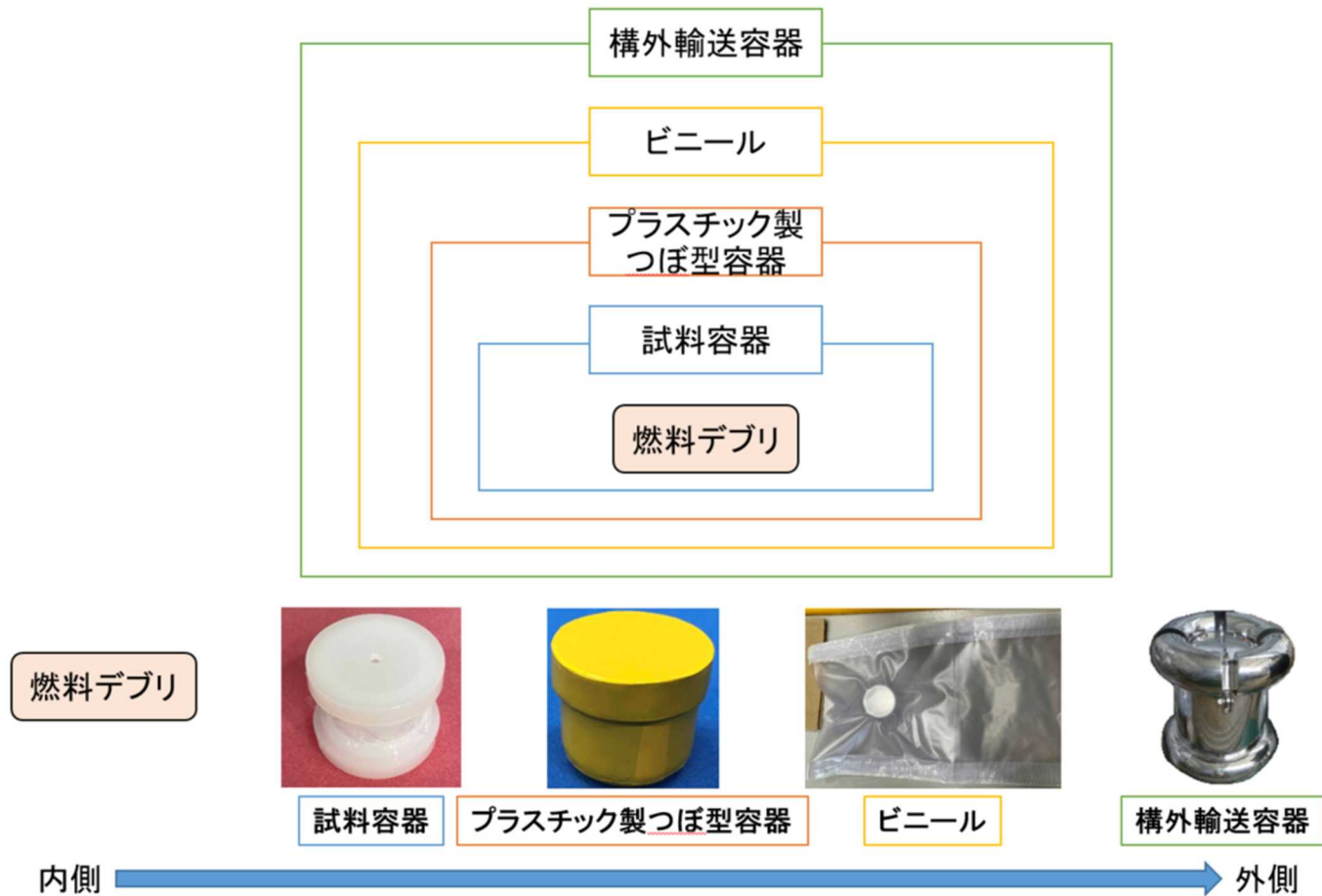


図2.4-2 燃料デブリの構外輸送容器への収納状況

(9) 携帯型蛍光X線分析計 (XRF)



項目	仕様
機能	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。
測定範囲	測定可能元素を下記周期表に示す。

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

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

図2.4-3 XRF測定範囲



(10)CdZnTe半導体検出器 (CZT)



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

(11)水素ガス検知器



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

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。

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く、水素発生による容器内圧力上昇の影響はない。水素発生率と日数の導出方法を以下に示す。

(a) 燃料デブリの水素発生率評価

水素発生速度H(mol/s)は次式により求める。

$$H=G \times \alpha \times E \div A$$

H：水素発生速度

G：水が100eVのエネルギーを吸収した際に発生する水素分子の個数

$\alpha$ ：含水率, 1.0

E：水が吸収するエネルギー

A：アボガドロ数 (6.02×10<sup>23</sup>個/mol)

水素発生速度評価式のG値と水が吸収するエネルギーEを各放射線の種類ごとに表すと以下のようなになる。

$$H= \{G_G \times \alpha \times E_G + G_B \times \alpha \times E_B + G_A \times \alpha \times E_A\} \div A \quad (i)$$

$E_{G, B, A}$ ：水が吸収する $\gamma$ ,  $\beta$ ,  $\alpha$ 線のエネルギー

$G_{G, B, A}$ ： $\gamma$ ,  $\beta$ ,  $\alpha$ 線のG値

(i)式の吸収エネルギー $E_G$ ,  $E_B$ ,  $E_A$ (100eV/s)は燃料デブリの $\gamma$ ,  $\beta$ ,  $\alpha$ 線の線源強度 $S_G$ ,  $S_B$ ,  $S_A$  (100eV/s/g), 燃料デブリの重量M (g) より以下のように表される。

$$E_G = S_G \cdot R \cdot M \quad (ii)$$

$$E_B = S_B \cdot R \cdot M \quad (iii)$$

$$E_A = S_A \cdot R \cdot M \quad (iv)$$

R： $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$ 線が水分解に寄与する割合

M：燃料デブリ重量 (g) (=1.7[g])

現在の計画で事業所外運搬可能な重量<sup>\*1</sup>。

(ii)～(iv)式より(i)式は以下のように表される。

$$H= \{ (S_G \cdot G_G) + (S_B \cdot G_B) + (S_A \cdot G_A) \} \cdot \alpha \cdot R \cdot M \div A \quad (v)$$

(v)より水素発生速度Hに標準状態における気体の体積を乗じ、水素発生率Hv(cm<sup>3</sup>/s)を導出する。

$$Hv = \{ (S_G \cdot G_G) + (S_B \cdot G_B) + (S_A \cdot G_A) \} \cdot \alpha \cdot R \cdot M \div A \times 22.4 \times 10^3 \quad (\text{vi})$$

Hv : 水素発生率 (cm<sup>3</sup>/s) (=5.5×10<sup>-6</sup>)

S<sub>G</sub> : 燃料デブリのγ線線源強度 (100eV/s/g) (=4.4×10<sup>13</sup>) ※2

S<sub>B</sub> : 燃料デブリのβ線線源強度 (100eV/s/g) (=4.8×10<sup>13</sup>) ※2

S<sub>A</sub> : 燃料デブリのα線線源強度 (100eV/s/g) (=3.5×10<sup>13</sup>) ※2

R : α, β, γ線が水分解に寄与する割合 (-) (=1)

G<sub>G</sub> : γ線のG値 (水の放射線分解での水素分子の発生率) (分子/100eV) ※3  
(=0.45)

G<sub>B</sub> : 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) ※3  
(=0.45)

G<sub>A</sub> : α線のG値 (水の放射線分解での水素分子の発生率) (分子/100eV) ※4  
(=1.3)

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

A : アボガドロ数 (個/mol) (=6.02×10<sup>23</sup>)

以上から水素発生率は5.5×10<sup>-6</sup> cm<sup>3</sup>/sとなる。

なお、水素発生率は保守的に以下の条件で導出している。

- ・ 燃料デブリからの放射線エネルギーが全て水の分解に寄与すると仮定。
- ・ 水素発生源となる水が常に存在すると想定。

(b) 水素発生量が構外輸送容器収納部容積の4%に到達する日数

$$T = (V \cdot 0.04) / Hv \cdot (1/3600) \cdot (1/24)$$

T : 水素発生量が構外輸送容器収納部容積の4%に到達する日数 (日) (=80)

V : 構外輸送容器の収納部容積 (cm<sup>3</sup>) (=950)

Hv : 水素発生率 (cm<sup>3</sup>/s) (=5.5×10<sup>-6</sup>)

- ※1 事業所外運搬可能な重量とはA型輸送容器(構外輸送容器)を使用する事業所外運搬において、A2値以下かつ防護対象特定核燃料物質に該当しない重量を示す。現在の計画では防護対象特定核燃料物質に該当しない約1.7gを当該重量としている。
- ※2 α線, β線, γ線の線源強度は、燃料デブリの放射エネルギーと各放射線の実効エネルギーの積により計算した。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※5記載の55核種を想定した。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号機燃料ペレット燃焼度57GWd/tと仮定し求めた。α線及びβ線の実効エネルギーはFEDERAL GUIDANCE REPORT NO.12<sup>※6</sup>、γ線の実効エネルギーは電力中央研究所廃止措置ハンドブックを用いた。

- ※3 G. V. Buxton et al, J. Phy. Chem. Ref. Data, Vol. 17, No2, 1988
- ※4 Christen, H. and Bjergbakke, E., SKB Thechnical Report 82-18 (1982)
- ※5 (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
- ※6 FEDERAL GUIDANCE REPORT NO.12「EXTERNAL EXPOSURE TO RADIONUCLIDES IN AIR, WATER, AND SOIL」

以下、RO濃縮水処理設備の実施計画記載抜粋(Ⅱ-2-38-添1-11)

RO濃縮水処理設備における水素発生量評価の結果を以下に示す。使用するフィルタ及び吸着材のうち、水素発生速度が最も高い吸着材を収容する吸着塔の評価結果を以下に示す。

1. 水素発生量評価

水素は、吸着した核種の崩壊エネルギーが容器内に残留する水に吸収され発生する。水素発生速度H(mol/s)は次式により求めた。

$$H = G \times \alpha \times E \div A$$

H：水素発生速度

G：水が100eVのエネルギーを吸収した際に発生する水素分子の個数, 0.45

α：含水率, 1.0

E：水が吸収するエネルギー： $5.44 \times 10^{19}$  (100eV/s)

A：アボガドロ数 ( $6.02 \times 10^{23}$ 個/mol)

(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

5. グローブボックス作業体制

直接作業者の体制案及び各作業者の想定被ばく線量は別紙-5に示す。

グローブボックス作業はYゾーン装備（全面マスク、カバーオール）で作業を実施する。

## 各作業における作業員の想定被ばく線量と被ばく線量管理

## 1. エンクロージャから大物搬入口まで運搬作業

Rゾーン装備（全面マスク，カバーオール，アノラック上下）で作業を実施する。

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

## 2. 大物搬入口1階からグローブボックス設置場所までの運搬作業

Yゾーン装備（全面マスク，カバーオール）で作業を実施する。

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

3. グローブボックスでの作業

Yゾーン装備（全面マスク，カバーオール）で作業を実施する。

作業内容	作業種	作業時間	作業体制				
			作業者I	作業者J	作業者K	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					—	—	—
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。

4. グローブボックスから払出後の作業

作業者はYゾーン装備（全面マスク，カバーオール）で作業を実施する。

作業内容		作業種	作業時間	作業体制					
				作業者E	作業者F	作業者G	作業者H	作業者I	
運搬容器 吊り下げ・ 構内輸送	構外輸送 容器搬入	構外輸送容器搬入	約8分	○ (0.16mSv)	○ (0.16mSv)	○ (0.16mSv)	○ (0.16mSv)	○ (0.16mSv)	
		構外輸送容器の蓋開け	約7分	○ (0.14mSv)	○ (0.14mSv)	○ (0.14mSv)	○ (0.14mSv)	○ (0.14mSv)	
	運搬容器 吊下げ	運搬容器受取	約2分	○ (0.04mSv)	○ (0.04mSv)	○ (0.24mSv)	○ (0.04mSv)	○ (0.04mSv)	
		吊下げ準備	約5分	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)	○ (0.60mSv)	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)	
		吊下げ	約5分	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)	
		玉掛解除	約3分	○ (0.06mSv)	○ (0.06mSv)	○ (0.06mSv)	○ (0.36mSv)	○ (0.06mSv)	
	構外輸送 容器への 収納	構外輸送容器内の異物確認	約3分	○ (0.06mSv)	○ (0.06mSv)	○ (0.06mSv)	○ (0.06mSv)	○ (0.06mSv)	
		構外輸送容器へ収納	約5分	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)	○ (0.60mSv)	○ (0.10mSv)	
	構内輸送	構外輸送容器の蓋閉め	約18分	○ (0.36mSv)	○ (0.36mSv)	○ (0.36mSv)	○ (0.36mSv)	○ (0.36mSv)	
		構外輸送容器搬出	約16分	○ (0.32mSv)	○ (0.32mSv)	○ (0.32mSv)	○ (0.32mSv)	○ (0.32mSv)	
		構内輸送	約15分	—	—	—	—	○ (0.01mSv)	
	各作業者の想定被ばく量				1.44mSv	1.44mSv	2.14mSv	2.24mSv	1.45mSv
	DPTEコンテナ吊り上げ作業との合計被ばく量※3				2.56mSv	2.06mSv	2.46mSv	2.56mSv	

※3 作業者 E～H は DPTE コンテナ吊り上げ作業と兼務する予定

5. 作業者の総被ばく線量管理について

作業者の総被ばく線量は、個人の確認線量を踏まえ12mSv/年を目標に管理する。作業者はAPD（ $\gamma$ ・ $\beta$ 線用電子線量計）及びガラスバッジを用いて線量管理を行う。

また、試験的取り出しの作業において、高線量作業に従事したものは、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。

個人の確認線量について、電離放射線障害防止規則の改正(2021.4)により眼の水晶体の線量被ばく限度を、100mSv/5年、50mSv/年を超えないよう管理する必要があることから、実績を踏まえ眼の水晶体の等価線量及び実効線量における個人の確認線量は12mSv/年と設定している。<sup>注記1)</sup> 眼の水晶体の等価線量または、実効線量が個人の確認線量12mSv/年を超えた場合または、そのおそれがある場合、眼の近傍での測定を実施することで作業者の詳細な被ばく管理を行う運用としている。<sup>注記2)</sup>

今回のグローブボックス作業の被ばく線量は12mSv/年を目標に管理するが、眼の近傍に線量計を装着し眼の水晶体の被ばく線量管理も実施する。



注記 1) 確認線量は眼の水晶体の他に皮膚についても設定している。皮膚が 300mSv/年に対して、眼の水晶体が 12mSv/年であることを踏まえ、確認線量の値が低い眼の水晶体の等価線量⇨実効線量について 12mSv/年を目標に管理することとしている。

注記 2) 2023年3月3日面談資料「1Fにおける眼の水晶体等価線量の管理について」にて説明

## 被ばく評価に使用した各係数

表2.7-1 (1/2) 被ばく評価に使用した各係数

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

表2.7-1 (2/2) 被ばく評価に使用した各係数

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

※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

## 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  $\chi/Q$  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  $\chi/Q$  は以下の式で計算する。

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

$(\chi/Q)$  : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

$T$  : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$  : 時刻  $i$  における相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

$d_i$  : 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  $\chi/Q$  は、1時間ごとの  $\chi/Q$  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  $\chi/Q$  は厳しめの値となる。よって本評価では、相対濃度 ( $\chi/Q$ ) については、実効放出継続時間を1時間とした係数<sup>※注</sup>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。