

### 指摘事項No. 59

燃料デブリの取り出しが1Fのリスク低減にどのように資するのか1章に記載すべき。デブリ取り出しを試験的取り出し、段階的な取り出し規模の拡大、取り出し規模の更なる拡大へと切り分けた考え方を示すこと。さらに、それぞれのフェーズがどのようにリスク低減につながっているのか示すこと。

まとめ資料1章の記載に関しては記載を以下のように見直します。

#### 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V章に対応箇所なし

#### 1.2 措置を講ずべき事項への具体的な設計及び措置対応方針

(59)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。

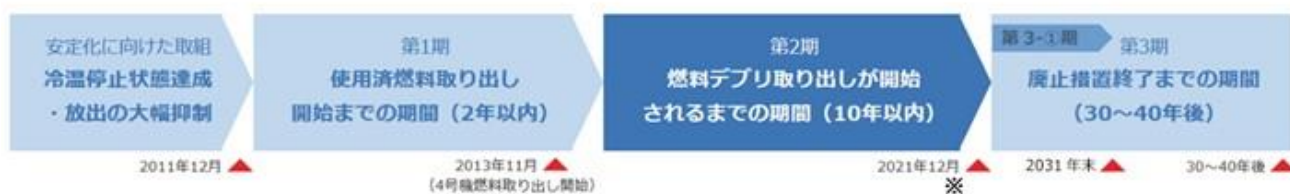
このため、福島第一原子力発電所の廃炉はリスク低減のための特段の対策を講ずることを通じて、「事故により発生した通常の原子力発電所にはない放射性物質に起因するリスクを、継続的、かつ、速やかに下げること」を基本方針とする。

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。

#### (1) 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

2号機の燃料デブリ試験的取り出し（内部調査及び燃料デブリ採取）は、中長期ロードマップで示す第2期の最終段階であり、今後の燃料デブリ取り出し作業の基本的な現場構成の形となることから、より慎重で丁寧な準備を必要とする局面となる。第3期へ移行後、より本格的な燃料デブリ取り出しに向けた準備を進めることになる。

### 中長期ロードマップの目標行程（マイルストーン）



※新型コロナウイルス感染拡大の影響及び、作業の安全性と確実性を高めるため、2023年度後半目途の着手へ工程を見直し

#### ① 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、研究開発とその成果を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。

#### ② 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に向け、研究開発とその成果を現場適用するためのエンジニアリングを進め、試験的取り出しを通じて得られる知見等も踏まえ、燃料デブリ取り出し設備、安全システム（閉じ込め、冷却維持、臨界管理等）、燃料デブリ保管施設、取出設備のメンテナンス設備の設計、製作、設置を進める。取り

出し範囲は実績を積みながらのステップ・バイ・ステップで範囲を拡大していく計画で、把持・吸引できる燃料デブリから取り出しを開始し、切削を伴う燃料デブリの取り出しに拡大していく。

③ 取り出し規模の更なる拡大（1号機／2号機／3号機）

取り出し規模の更なる拡大に向け、研究開発とその成果を現場に適用するためのエンジニアリングを進め、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）、PCV 内部調査、RPV 内部調査、研究開発、現場環境整備等を通じて得られる知見を踏まえ、取り出し方法を決定するとともに、燃料デブリ取出設備等の設計、製作、設置場所周辺の環境設備・設置等の準備を進める。また、必要な技能等を習得するための訓練施設等の整備を進める。

(2) リスク低減

福島第一原子力発電所の廃炉は、大きな不確かさを内在した事業であり、現在までに、事故進展過程のシミュレーション、燃料デブリ位置の推定、PCV 内への調査機器の投入、建屋内の線量測定や映像撮影等により、1～3号機 PCV 内部の様子をある程度推定できるようになってきているが、未だに大きな不確かさが存在している。

この不確かさを解消するためには、多くのリソース、時間を要することになるが、速やかなリスク低減を目指すためには、ある程度の不確かさが存在していても、安全の確保を最優先に、これまでの経緯、知見等を活用し、放射性物質によるリスクの低減（環境への影響、作業員へ被ばく）、不確かさに対する柔軟性、リソースの有効活用、燃料デブリ取り出しへの早期着手、作業性や保守性の確保を総合的に判断し、柔軟かつ迅速に廃炉作業を進める必要がある。

また、燃料デブリの取り出し規模拡大の段階ごとにダスト飛散の傾向把握やモニタリング結果を基に周囲への影響を評価し、次段階において構築される閉じ込め機能の妥当性を検証しつつ、燃料デブリ取り出しの規模の拡大を図る。

試験的取り出しでは、不確かな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、及び万一の際に装置を確実に救出できることが重要であり、そのために必要な準備を整えること、現場を模擬したモックアップ試験等を行うことにより、時間をかけてでも要求機能を満足していることを確実に確認すること、新たに抽出されたリスクを確実に潰していくことが必要となる。

段階的な取り出し規模の拡大、取り出し規模の更なる拡大においては、「燃料デブリ取り出しは廃炉事業の重要なプロセスであり、その確実な実施は廃炉事業の成否を左右する」ということを踏まえて、総合的な見地から工法の検討を行うことになる。

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

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

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

※本件に該当する箇所は青枠(□)にて表記する。

**指摘事項No. 3**

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

**指摘事項No. 52**

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

**指摘事項No. 73**

今回の燃料デブリ試験的取り出しに係る作業にあたり、使用前検査として工事及び性能について検査を行う対象となる設備の範囲及びその考え方について再度整理した上で、資料に示して説明すること。

**Ⅷ. 実施計画にかかわる検査の受検**

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

**【回答】**

(73) 試験的取り出し作業のグローブボックスは一時的な作業に使用する装置であり、ダスト管理エリアは本作業に伴い設定するものであるため、基本的にダスト管理エリアを構成する装置類は使用前検査対象の設備に該当するものではないと考えられる。一方、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ことから、安全機能として閉じ込め機能を有する。試験的取り出しにて回収した燃料デブリのグローブボックス作業は前例がないことから、作業者安全に万全を期すためにグローブボックスの閉じ込め機能の確認を使用前検査にて実施する。

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压時の強度影響評価を要するものではないと考えている。そのため、グローブボックスは材料検査の対象外と整理する。

#### 2. 寸法検査

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

#### 3. 外観検査

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

#### 4. 組立て及び据付け状態を確認する検査

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

## 5. 耐圧検査

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

## 6. 漏えい検査

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

## 7. 性能検査

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

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

## 8. 機能検査

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

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



**指摘事項No. 4**

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

**指摘事項No. 27**

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

**指摘事項No. 28**

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

**指摘事項No. 29**

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

**指摘事項No. 36**

DPTEの正式名称と中身の構造の説明を追加すること。

**指摘事項No. 37**

試料容器について構造が分かるような説明、写真・イメージ図を追加すること。

**指摘事項No. 38**

各容器の使用目的を記載すること。

**指摘事項No. 47**

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

**指摘事項No. 48**

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

**指摘事項No. 53**

構外輸送時の燃料デブリの収納状態が分かる図を記載すること。

**指摘事項No. 60**

燃料デブリ収納容器類の耐放射線性のしきい値として記載している放射線量（Gy）の意味合い（超過した場合の影響等）及び今回使用する容器類に対して想定される放射線量の評価結果を資料に示して説明すること。

**指摘事項No. 61**

今回追加している水素発生量評価、公衆への放射線影響評価（通常時、機能喪失時）、運搬時の落下による影響評価及びワンド部落下による未臨界状態への影響評価について、評価式・評価方法の引用・出典元、評価条件の根拠・適切性等の具体を整理の上、資料に示して説明すること。

【回答】

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

(48)燃料デブリを収納する容器類は入手性・操作性の観点から、一部に可燃性のものを使用しているが、グローブボックス内では発火源となるものは無く、火災発生リスクは小さい。万一、火災が発生した場合であっても、グローブボックス内に窒素を封入することで消火する運用としている。

(60)また、耐放射線性については表1に示す通りであり、耐放射線性は1000Gy～100000Gyとなっている。表1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。

表1 燃料デブリを収納する容器の耐放射線性一覧<sup>※1</sup>

容器名	材質	耐放射線性(Gy)	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

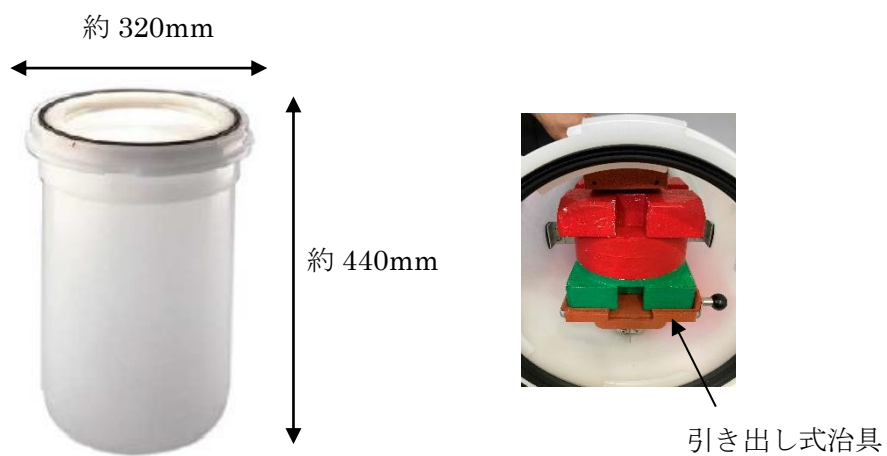
※1 瀬口 忠男（1984年）耐放射線性高分子材料の最近の動向，工業材料，p71-80

(1) DPTEコンテナ

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

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

ら固定する。



DPTE コンテナ全体写真 (左)

DPTE コンテナに緩衝容器を収納した状態の写真 (右)

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

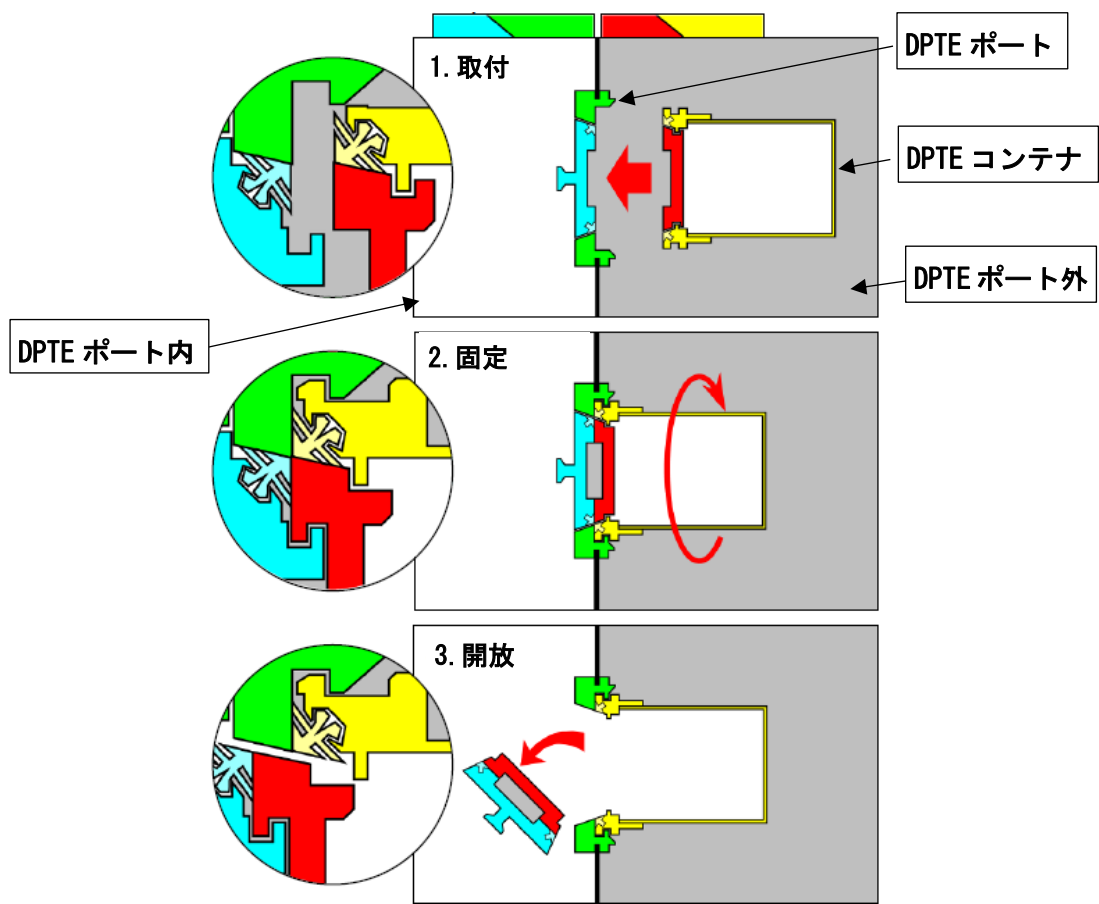


図1 DPTEポートとDPTEコンテナの開閉イメージ

(2) グローブボックス

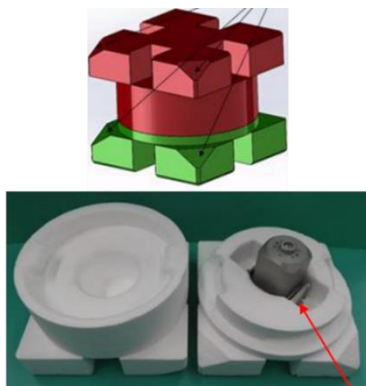


項目	仕様
寸法	約 4.6×約 1.4×高さ 約 2.4m
材質	主要材質：ステンレス鋼

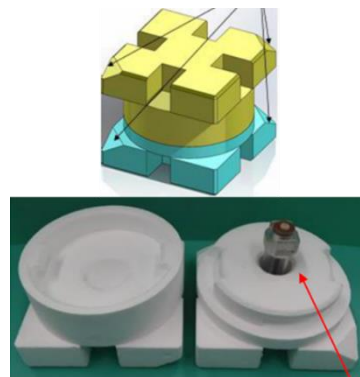
(3) 回収装置

回収装置の仕様は別紙-1に示した通り。

(4) 緩衝容器



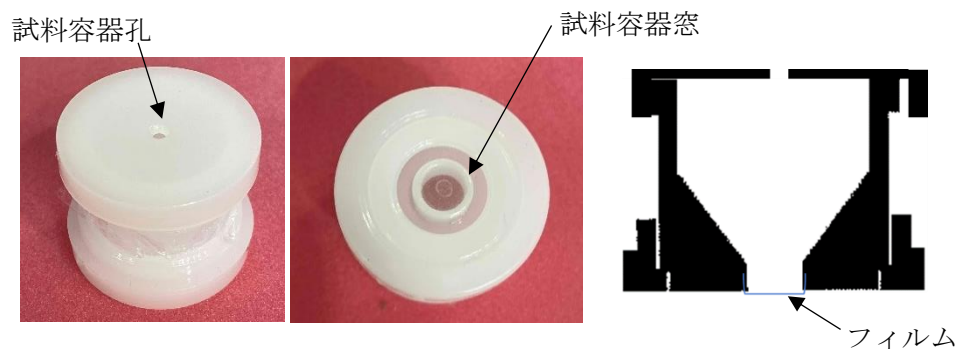
金ブラシ方式回収容器



真空容器方式回収容器

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

(5) 試料容器



試料容器を上からみた写真（左）

試料容器の裏側の写真（中央）

試料容器断面図（右）

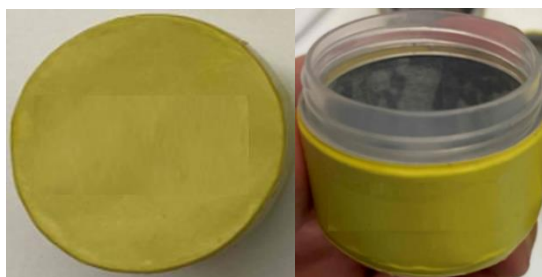
項目	仕様
寸法, 容量	φ 約 30×約 25mm, 約 0.2mL
材質	ポリエチレン
機能	<u>(37) 回収容器から分取した燃料デブリを収納する容器。燃料デブリを収納した状態で分析を行う。試料容器裏側の窓はフィルムで覆われているため、試料容器の窓から燃料デブリは落下することはない。また水素濃度測定後に、試料容器上面の孔はフィルムを貼り付けて塞ぐ。</u>

(6) 密閉容器



項目	仕様
寸法, 容量	φ約 75×約 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	(29)燃料デブリが入った試料容器をグローブボックスから搬出する際に収納し保護するための容器。



(8) 運搬容器



運搬容器を上からみた写真（左）

運搬容器の蓋を開けた状態の写真（右）

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

(53) (補足) 事業所外運搬時の燃料デブリ収納状態

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

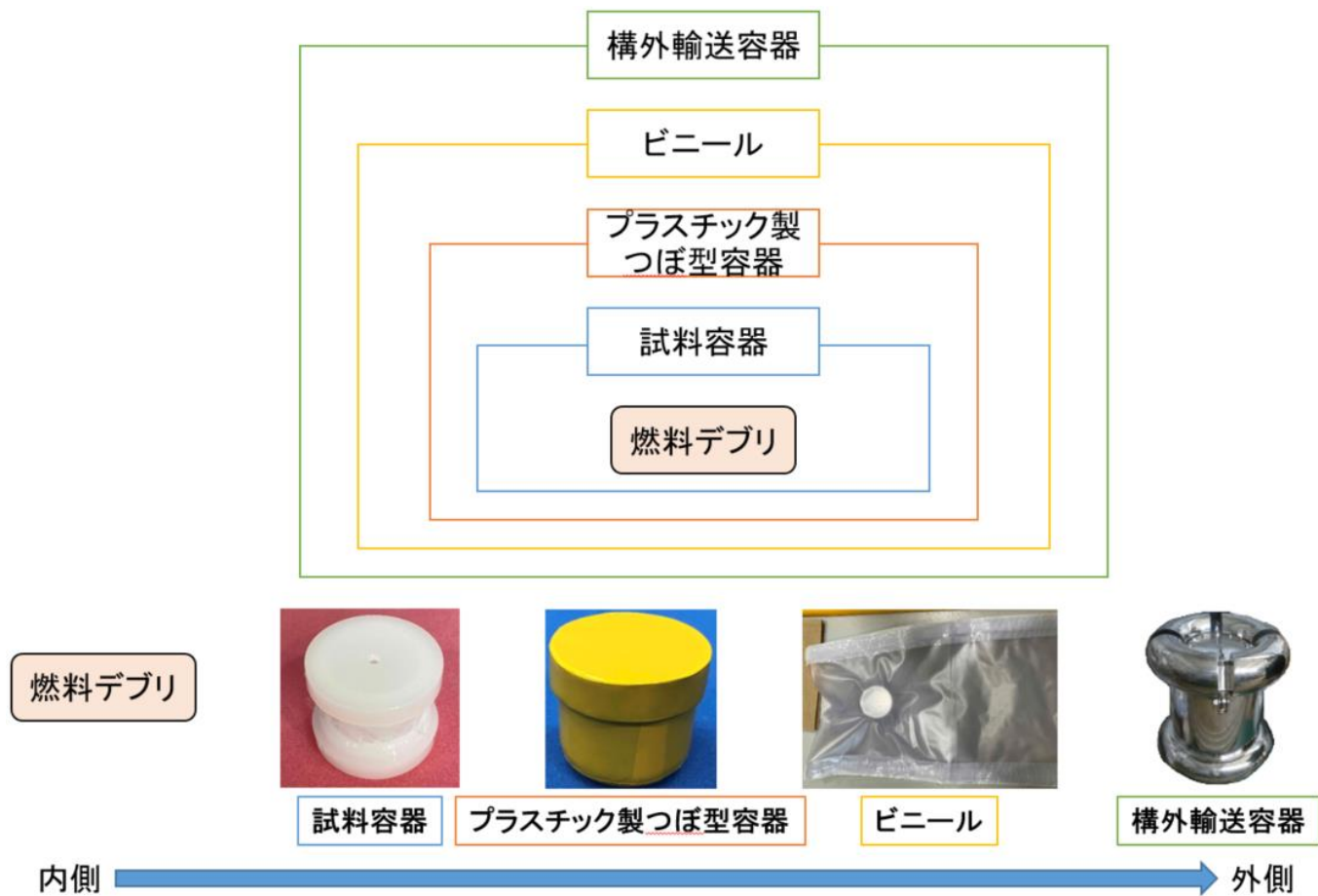


図2 燃料デブリの構外輸送容器への収納状況

(9) 携帯型蛍光X線分析計 (XRF)



項目	仕様
機能	(28)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	(28)測定可能元素を下記周期表に示す

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

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

図3 XRF測定範囲

(10)CdZnTe半導体検出器 (CZT)



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

(11)水素ガス検知器



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

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

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

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

(61) 水素発生率と日数の導出方法を以下に示す。

(1) 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ようになる。

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

$E_{G, B, A}$ ：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) (=5.5E-6)

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

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

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

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) ※<sup>3</sup>  
(=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) ※<sup>3</sup>  
(=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) ※<sup>4</sup>  
(=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5.5E-6 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。

(2) 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) (=5.5E-06)

※1 (68)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行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<sup>※5</sup>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線の実行エネルギーは FEDERAL GUIDANCE REPORT NO. 12<sup>※6</sup>、γ線の実行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 Technical 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



**指摘事項No. 5**

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

**指摘事項No. 20**

廃棄物の保管方法や保管場所について記載すること。

**指摘事項No. 54**

表タイトルについて、適切なタイトルに修正すること。

**指摘事項No. 62**

作業時や作業終了後に発生する廃棄物の一部を野積みで一時保管する点について、東京電力が2028年度までの完了を目標としている瓦礫等の屋外保管の解消との関係について整理の上、資料に示して説明すること。

**【回答】**

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

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

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

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

表2 試験的取り出し作業全体を通じて発生する廃棄物

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

発生する廃棄物は瓦礫類として1F構内に一時保管する。<sup>(20)</sup>可能な限り低減対策を行い瓦

礫類の線量率により，所定の瓦礫類一時保管エリアにコンテナ収納，野積みのいずれかで一時保管する。<sup>(62)</sup>屋外に一時保管する瓦礫類（再利用・再使用対象<sup>\*</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。

※ 表面線量率が0.005mSv/h未満である瓦礫類。

**指摘事項No. 7**

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

**指摘事項No. 39**

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

**指摘事項No. 55**

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

**指摘事項No. 68**

評価条件にしている輸送時の燃料デブリ重量として、他の評価等とは異なる値（1.7g）を用いている根拠及び作業フローの注意書きにある「事業所外運搬可能な重量」との関係について資料に示して説明すること。

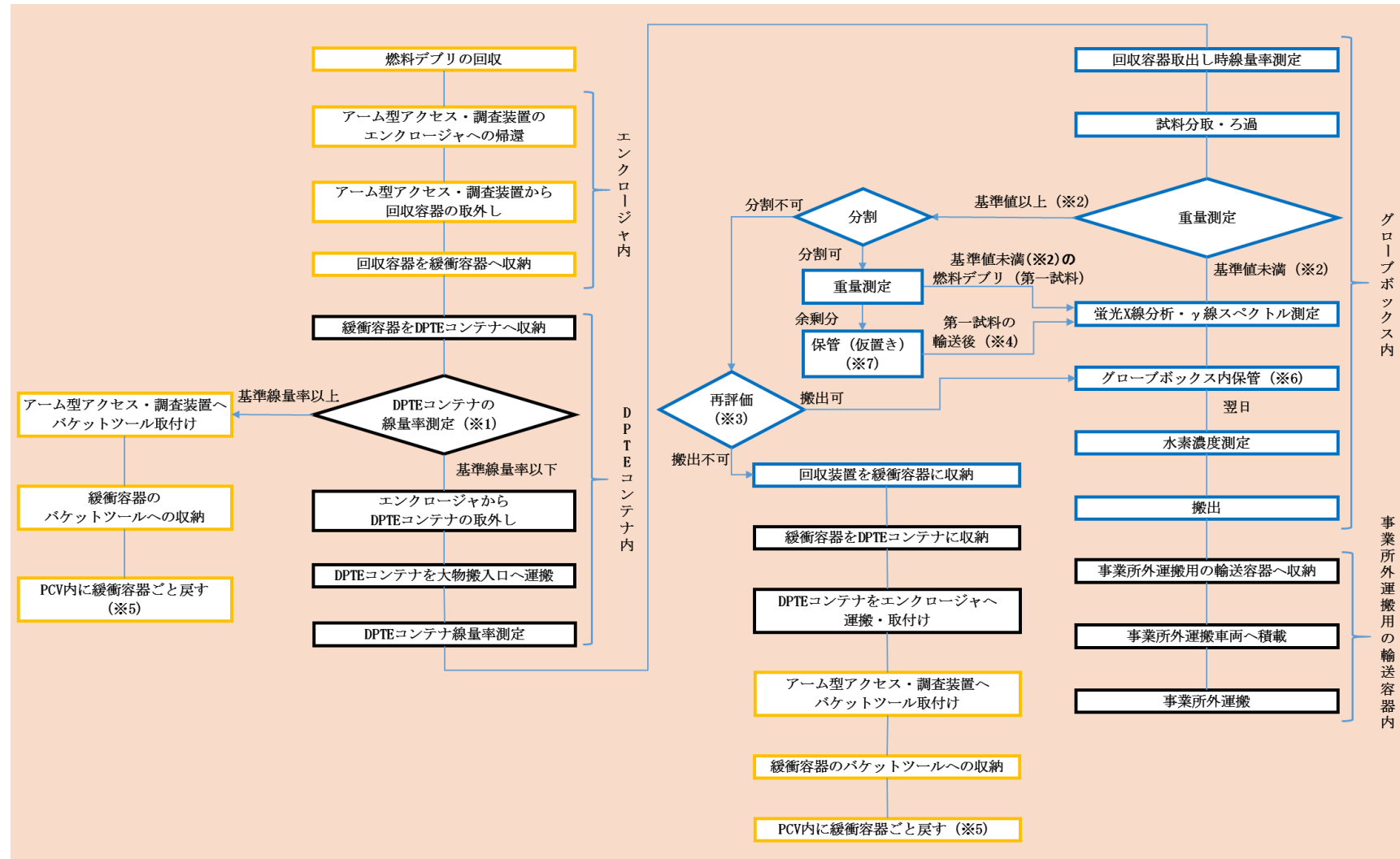
**指摘事項No. 76**

密閉について、密閉する期間の設定根拠、保管状態を示すこと。まとめ資料に示すこと。

**【回答】**

燃料デブリの取り出しから搬出までの取扱いフローを別紙に示す。

燃料デブリの回収から輸送までの一連の作業フロー



- ※1 エンクロージャから DPTE コンテナを取り外す際に線量率測定を行い、基準線量率以下であること確認する。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であることを確認する。
- ※3 (55)燃料デブリが塊状で事業所外運搬可能な重量<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 (39)PCV 内へ戻す際は，堆積物がなく未臨界維持に影響のないペDESTAL 外のグレーチング上に残置する計画。
- ※6 (76)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 (76)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 (68)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。

### 指摘事項No. 8

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

### 指摘事項No. 58

大物搬入口の1階から2階に燃料デブリを運搬する際の落下評価の有無について示すこと。例えば、落下するとした場合の評価において、漏えいしてしまった場合の影響評価を行っているのか。もしくは破損しないということであれば破損しないとする考え方や評価を示すこと。

### 指摘事項 No. 61

今回追加している水素発生量評価、公衆への放射線影響評価（通常時、機能喪失時）、運搬時の落下による影響評価及びワンド部落下による未臨界状態への影響評価について、評価式・評価方法の引用・出典元、評価条件の根拠・適切性等の具体を整理の上、資料に示して説明すること。

### 指摘事項No. 65(指摘事項No. 77の類似のコメントに対して回答も集約)

運搬容器のクレーン吊上げ作業時の落下対策について、固縛用バンドの固定方法やスリングの強度等の落下防止対策の信頼性、落下時の復旧作業等を含めた汚染拡大防止対策や作業者の被ばく影響について資料に示して説明するとともに、作業場所の高さ関係が分かる図面を追加すること。

### 指摘事項No. 75(指摘事項No. 43, 45, 46, 63, 64の類似のコメントに対して回答も集約)

コンテナ落下評価について、「DOE HANDBOOK」の粉体落下の飛散率評価式（4.4.3.1.3節 4-5式）について、ダストの舞い上がり影響も含んだ計算式であることの根拠、「DOE HANDBOOK」と計算値との繋がりを説明し、飛散率0.15%の妥当性を示すこと。また、ダスト飛散せずに床に残った場合の雰囲気への影響を加味した上で、落下後の影響緩和策・回収策を示すこと。

評価条件がデブリ重量を3gとしていることを示すこと。基準線量は24mSv/h(4g)としているので、保守的にやるのであれば、4gで評価すべきではないか。影響が小さいことは理解しているが、使い分けの考え方について説明すること。各根拠はまとめ資料に示すこと。

### 【回答】

追加すべき事項は以下の通り。

- (1) 外部事象（自然事象）の設計上の考慮

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

a. 紫外線

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

b. 高温

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

c. 生物学的事象

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

d. 森林火災

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

e. 凍結

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

(2) 外部事象（人為事象）の設計上の考慮

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

a. 漂流船舶の衝突，航空機落下

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

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

b. ダムの崩壊

ダムの崩壊により特定原子力施設に影響を及ぼすような河川は付近にはない。

c. 不正アクセス

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

d. 電磁的障害

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

(3) 高インベントリ物質の保管容器の落下対策

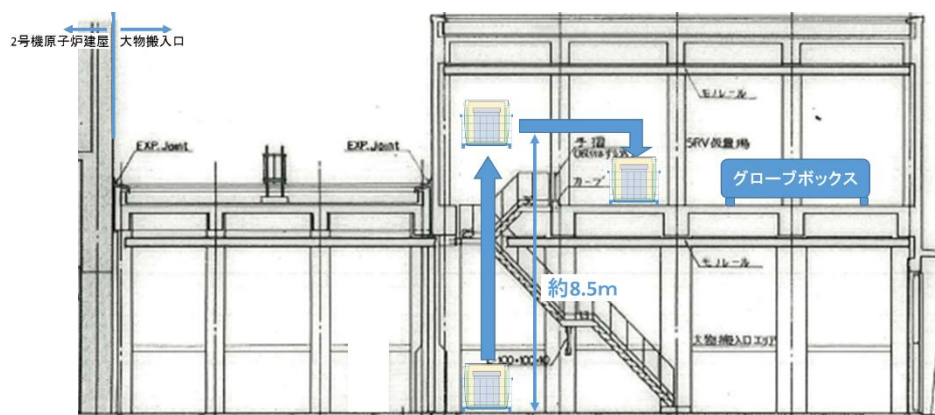
燃料デブリを収納したDPTEコンテナはエンクロージャから大物搬入口1階までは台車を用いて運搬するため落下のリスクはなく、<sup>(59)</sup> 図1に示すように大物搬入口1階から2階へ運搬は電気チェーンブロックによる揚重作業を計画している。電気チェーンブロックの定格荷重2.8tに対してDPTEコンテナを収納した運搬容器の重量は20kg以下であり、揚重物重量全体でも100kg以下であるが、以下の落下防止対策を講じる。また、運搬容器を緩衝材で梱包することで落下影響を緩和する。<sup>(65, 75)</sup>揚重作業時には作業者は落下時のダストの影響範囲外に退避する。また、落下により燃料デブリが散乱した場合でも全面マスクを着用し作業を行う。

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。落下時はダスト濃度を測定し、落下・漏えいにより上昇したダスト濃度が低下したのち、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、遮へい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。

- 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。
- 電気チェーンブロックは定期自主検査及び作業開始前の点検を行い、異常のないことを確認する。
- スリング、メッシュパレットの作業開始前の点検を行い、異常のないことを確認する。
- <sup>(65)</sup>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。



(65) 図1 2号機大物搬入口

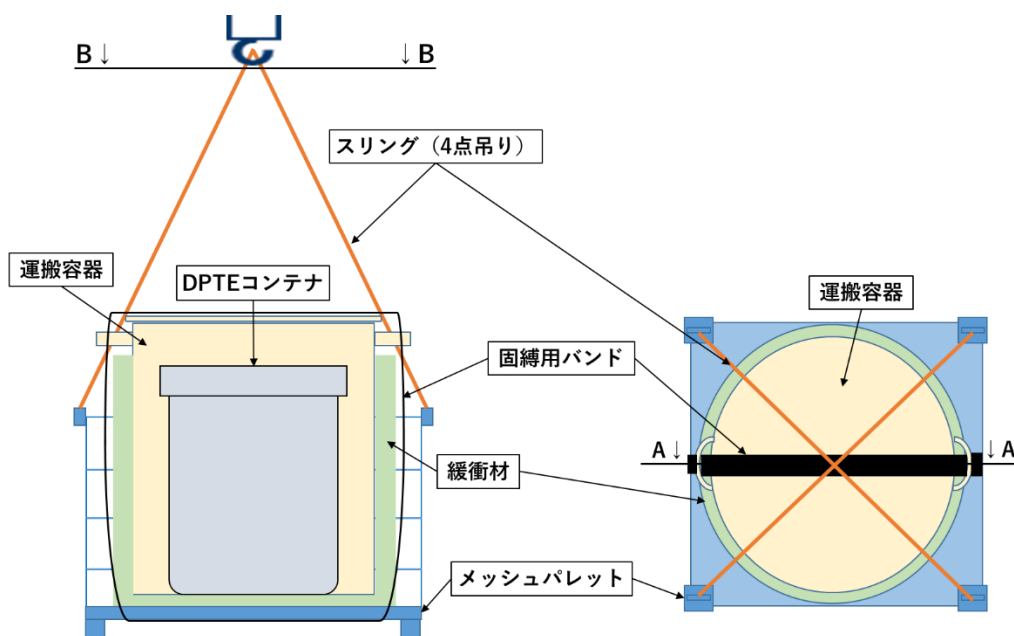


図2 (左図)DPTEコンテナ吊り上げイメージ(A-A断面)  
(右図)DPTEコンテナ吊り上げイメージ(B-B断面)

(75) 以下に落下影響評価を示す。

a. 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員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。

(i) 落下エリアの浮遊ダスト放射能量 ( $Q_R$ )

評価式は以下の通りである。

$$Q_R = M \times C \times R$$

ここで、

M：燃料デブリ重量[g] (=3)

C：燃料デブリの放射能濃度[Bq/g] (表1参照)

R：ダスト飛散率[-] (=0.0015)

$Q_R$ ：落下エリアの浮遊ダスト放射能量[Bq] (表2参照)

(ii) 雰囲気線量率 ( $D_R$ )

評価式は以下の通りで、NISA内規(※1)の(7.7)式を参照した。

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

ここで、

$E_\gamma$ ： $\gamma$ 線の実効エネルギー[MeV] (※2)

$\mu$ ：空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数[1/m]

(=3.84E-3) (※3)

V：落下エリアの空間体積[m<sup>3</sup>] (=32) (※)

R：落下エリア半球換算時等価半径[m] (=2.5) (※)

※：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

b. 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10 $\mu$ Sv(暫定値)【約3 $\mu$ Sv(暫定値)※注1]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。

(61) <評価条件>

(i) 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。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。

(ii) ダスト飛散率

実際には、燃料デブリは湿っており、ダストは飛散し難い状況と想定しているが、評価では、乾いた粉体状の燃料3g(密度:10.7g/cm<sup>3</sup>)が8.5m落下(吊上げ時から床面までの最大落差)してダストが発生するものとし、そのダスト飛散率を「DOE HANDBOOK<sup>\*\*2</sup>」の粉体落下の飛散率評価式(4.4.3.1.3節の(4-5)式)を参照し、0.15%に設定した。なお、保守的に燃料デブリが運搬容器、DPTEコンテナ、緩衝容器へ多重に収納されていることは考慮していない。

(iii) 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(i)～(iii)より、放射性核種の大気放出量は以下の式で表す。

$$Q_R = M \times C \times R$$

M : 燃料デブリ重量[g] (=3)

C : 燃料デブリの放射能濃度[Bq/g] (表1参照)

R : ダスト飛散率[-] (=0.0015) 別添3

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

(iv) 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(相対線量・相対濃度を除く)は、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

スルートの構築作業時の影響評価について」に同じである。相対線量・相対濃度については、補正申請中の気象条件（廃炉発官R5第36号令和5年6月16日）を使用した。（※注1）実施計画と同じ相対線量・相対濃度および、これらを使用した線量結果を【 】に併記した。

- ・ 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。

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

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

$K$  : 空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy] (=1)

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

$D/Q$  : 相対線量[Gy/Bq] (=6.6E-19) **[2.4E-19]**

(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。

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

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

$K_{in}$  : 内部被ばく実効線量係数[mSv/Bq] (※1)

$R_I$  : 呼吸率[m<sup>3</sup>/s] (=1.2[m<sup>3</sup>/h]/3600) (※注2)

$\chi/Q$  : 相対濃度[s/m<sup>3</sup>] (=6.9E-5) **[2.0E-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。

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

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

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

$V$  : 沈降速度[m/s] (=0.01)

$f$  : 残存割合[-] (=1)

$T$  : 被ばく時間[s] (=365×24×3600)

(d) 地表沈着した核種の吸入摂取による内部被ばく

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。

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

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

$R_2$  : 呼吸率[m<sup>3</sup>/s] (=22.2[m<sup>3</sup>/d]/(24×3600)) (※注2)

$F$  : 再浮遊率[m<sup>-1</sup>] (=1E-6)

(※注2) 「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	$2.6 \times 10^{-5}$ 【 $9.3 \times 10^{-6}$ 】
(b) 放射性雲からの内部被ばく	$6.2 \times 10^0$ 【 $1.8 \times 10^0$ 】
(c) 地表沈着からの外部被ばく	$3.7 \times 10^{-1}$ 【 $1.1 \times 10^{-1}$ 】
(d) 地表沈着からの内部被ばく	$1.5 \times 10^0$ 【 $4.4 \times 10^{-1}$ 】

表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. 落下エリアの浮遊ダスト放射能量/放射性核種の大気放出量

No.	核種	放出量 (Bq)	No.	核種	放出量 (Bq)	No.	核種	放出量 (Bq)
1	H-3	$8.0 \times 10^4$	21	Ru-106	$2.2 \times 10^5$	41	U-234	$3.1 \times 10^1$
2	Be-10	$7.3 \times 10^{-4}$	22	Ag-108m	$1.5 \times 10^{-2}$	42	U-235	$1.0 \times 10^0$
3	C-14	$3.0 \times 10^{-2}$	23	Cd-113m	$6.1 \times 10^3$	43	U-236	$5.0 \times 10^1$
4	S-35	$0.0 \times 10^0$	24	Sn-126	$1.8 \times 10^2$	44	U-238	$4.5 \times 10^1$
5	Cl-36	$0.0 \times 10^0$	25	Sb-125	$1.7 \times 10^5$	45	Np-237	$7.5 \times 10^1$
6	Ca-41	$0.0 \times 10^0$	26	Te-125m	$6.4 \times 10^4$	46	Pu-238	$9.8 \times 10^5$
7	Mn-54	$0.0 \times 10^0$	27	I-129	$8.2 \times 10^0$	47	Pu-239	$4.6 \times 10^4$
8	Fe-55	$0.0 \times 10^0$	28	Cs-134	$2.3 \times 10^6$	48	Pu-240	$1.0 \times 10^5$
9	Fe-59	$0.0 \times 10^0$	29	Cs-137	$2.1 \times 10^7$	49	Pu-241	$1.6 \times 10^7$
10	Co-58	$0.0 \times 10^0$	30	Ba-133	$1.5 \times 10^1$	50	Pu-242	$7.0 \times 10^2$
11	Co-60	$0.0 \times 10^0$	31	La-137	$0.0 \times 10^0$	51	Am-241	$3.2 \times 10^5$
12	Ni-59	$0.0 \times 10^0$	32	Ce-144	$4.4 \times 10^4$	52	Am-242m	$1.5 \times 10^3$
13	Ni-63	$0.0 \times 10^0$	33	Pm-147	$2.2 \times 10^6$	53	Am-243	$9.3 \times 10^3$
14	Zn-65	$0.0 \times 10^0$	34	Sm-151	$5.1 \times 10^4$	54	Cm-242	$1.3 \times 10^3$
15	Se-79	$8.3 \times 10^0$	35	Eu-152	$2.3 \times 10^2$	55	Cm-244	$1.3 \times 10^6$
16	Sr-90	$1.3 \times 10^7$	36	Eu-154	$7.1 \times 10^5$			
17	Zr-93	$4.3 \times 10^2$	37	Ho-166m	$1.7 \times 10^0$			
18	Nb-94	$4.6 \times 10^{-2}$	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	$3.1 \times 10^3$	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

## 試験的取り出しにおける採取物の燃焼度と回収量の設定の考え方について

### 1. はじめに

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

過度に保守的な設定とした場合、重厚な設備設置や回収量の減少を余儀なくされる等、試験的に取り出して将来の燃料デブリ取り出しに役立てる目的に合致しなくなる懸念がある。反対に、過度に非保守的な設定とした場合、実際に取り出す際に想定以上に高線量であると被ばく量の増加や回収不可となる懸念がある。このため、目的に応じた合理的な設定が、安全な試験的取り出しを行う上で不可欠との考え方に立ち、作業計画用と安全評価用と異なる設定を採用した。

### 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。

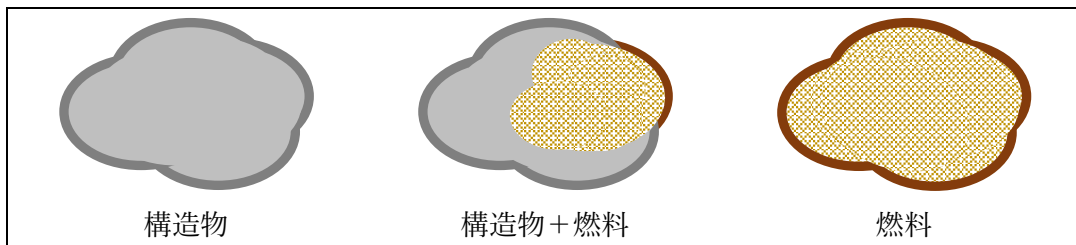


図1 採取物の燃料成分割合のイメージ



### 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，基本的には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

(作業計画用，安全評価用：ともに保守的な設定)

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。しかし，残存割合を定めることできないことから，保守的に全量が残存しているものとして設定している。

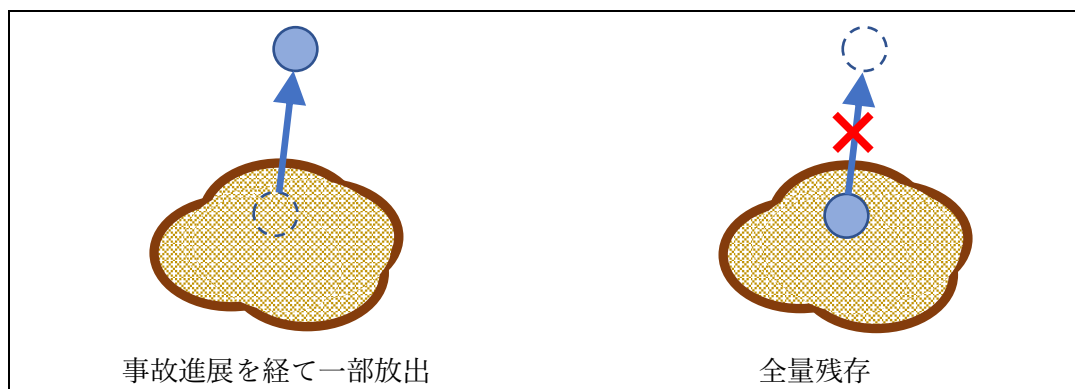


図2 評価対象核種の残存割合のイメージ

#### 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

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

以上

## 試験的取り出しで設定する作業の基準線量率と

### 作業員被ばくのお考え方について

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

したがって、図 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、基本的には 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。

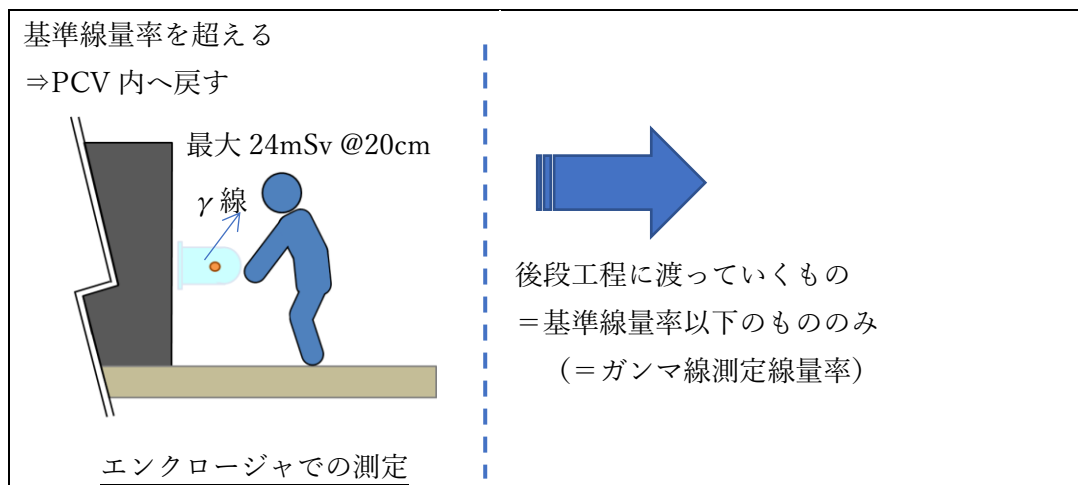


図 1 作業の基準線量率とガンマ線測定線量率の関係

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 コンテナは輸送容器に格納し, グローブボックスまで運ぶ。輸送容器も遮蔽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。

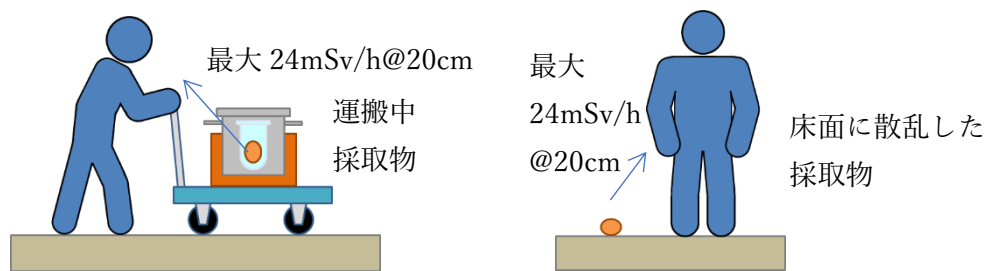


図 2 エンクロージャから取り外し以降に渡る採取物の直接線最大線量率

### 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

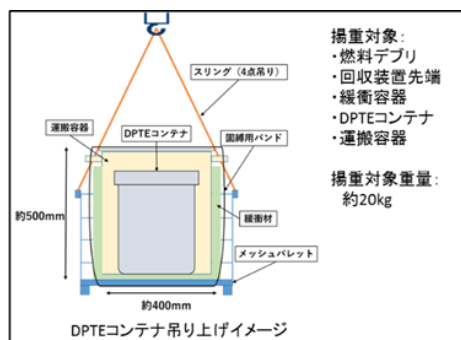
DPTE コンテナ吊り上げ時において、採取物は、回収装置先端部に入った状態で、緩衝容器に入れられ、更に DPTE コンテナ、運搬容器と多重に収納された状態となっている。

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）、以下の想定をおくことにより、保守的な飛散率を設定することとした。

（落下中）： 採取物は収納されていない状態で、気中に曝されながら落下すると想定

（落下時）： 採取物は乾いた微粒子の状態で、落下衝撃を受けると想定

## 2. 適用性について

参照した DOE 評価式に関連した子孫文献 ([1], [2]) を調査し、DOE 評価式におけるダスト舞い上がりの取扱いおよび、被ばく評価に使用した飛散率 0.15% の適用性を検討した。

[1]. M. Y. Ballinger, et al., “Methods for Describing Airborne Fractions of Free Fall Spills of Powders and Liquids”, NUREG/CR-4997, 1988.

[2]. S. L. Sutter, et al., “Aerosols Generated by Free Fall Spills of Powders and Solutions in Static Air”, NUREG/CR-2139, 1981.

### (1) DOE 評価式におけるダスト舞い上がりの取扱い

DOE 評価式を作成した文献[1]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(※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(※2)がある。

(※1)文献[1] 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

(※2)文献[1] 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  $TiO_2$  and  $DUO$  powders. The contribution of mass to the source term from impacting the floor is probably small for these experiments.

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

更に、DOE 評価式を作成するために参照された実験の文献[2]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に舞い上がる体系（図1）となっている。そして、容器内に設置された各サンプリング装置は粉体落下後 1 時間継続運転して、容器内に浮遊したダストをほぼ全量回収するようにされている。このことから、実験で取得された飛散率は、落下中の飛散と落下時の舞い上がりによる飛散の両者が合算された値である。

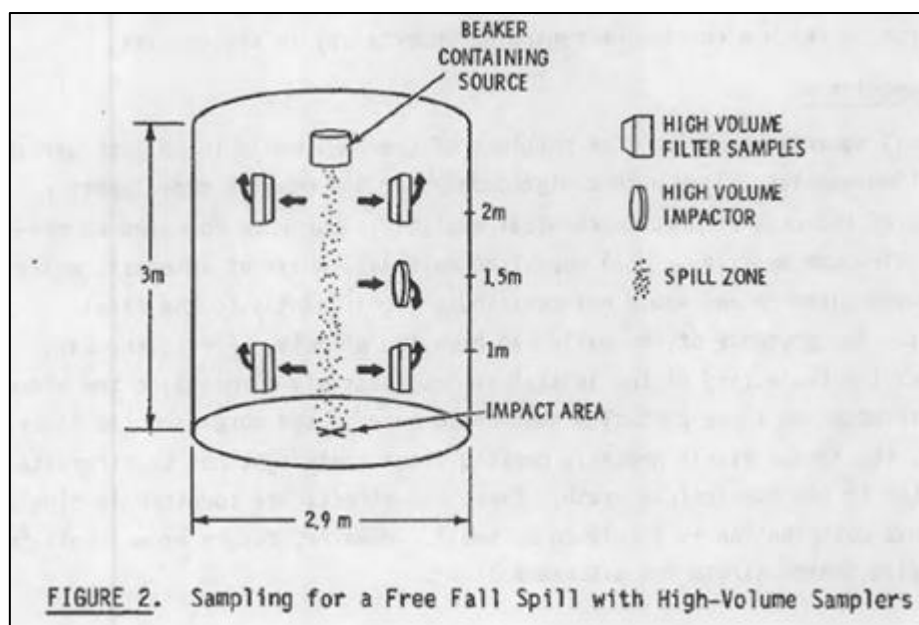


図1 粉体落下の実験装置（文献[2]: NUREG/CR-2139）

以上より、元にした実験データは、舞い上がりの影響も含んだ実験条件となっており、DOE 評価式の作成では、その影響が小さかったため、結果として、実験式は落下中の拡散の影響のみでモデル化していることが DOE には記述されたと考えられた。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）と考えられたことから、DOE 評価式には、床面衝突による舞い上がりの影響も含まれており、本評価の適用性はあると結論した。



(2) 被ばく評価に使用した飛散率 0.15%の適用性

0.15%は、DOE 評価式およびパラメータ (以下) を 2 倍して求めた  $ARF=1.3E-3(=0.13\%)$  を丸めて評価したものである。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  $10.7g/cm^3$  と設定した。

respectively. The fraction airborne release is:

$$ARF = 0.1064 (M_o^{0.125})(H^{2.37})/\rho_{BP}^{1.02} \times 2 = 1.3E-3 \quad (4-5)$$

where:

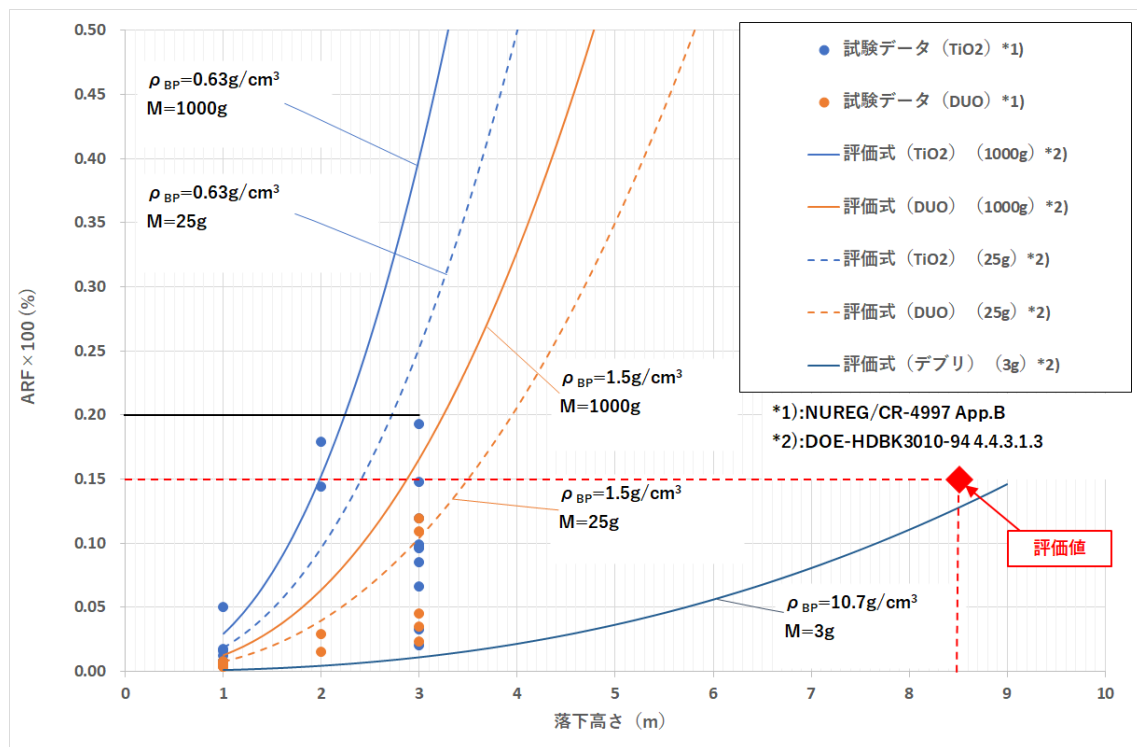
ARF =	airborne release fraction	
$M_o$ =	mass of powder spilled, kg	=0.003 (kg)
H =	spill height, m	=8.5(m)
$\rho_{BP}$ =	bulk density of powder, $kg/m^3$ .	=10700 ( $kg/m^3$ )

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

一方、DOE HANDBOOK 「4.4.3.1.3 Free-Fall Spill of Powder Model」には、以下の記述があり、飛散率(ARF)に着目すると、落下高さ 3m 未満では  $ARF=2E-3(=0.2\%)$ 、3m 以上では、0.2%を超える場合に評価式を 2 倍することで、0.2%を超える値が包絡値になるように読めるため、今回評価した 0.15%と整合しない。

The median and bounding ARFs and RFs are based on the experimental measurements uncovered. For fall distances less than 3 m, the measured combination of ARF and RF values that yield the highest fraction of material in the respirable fraction,  $2E-3$  and 0.3, are assessed to be the bounding values. The median values are those determined considering both powders,  $3E-4$  and 0.5. For fall distance greater than 3 m, the bounding value can be estimated using the average airborne release fraction calculated by the model discussed in this subsection multiplied by a factor of 2 provided the value calculated exceeds that obtained with the ARF and RF combination of  $2E-3$  and 0.3.

この記述を理解するために、DOE 評価式の元になった実験データ(文献[2])をプロットしたものを下図に示す。この図から、落下高さ 3m 未満では、すべての実験値が 0.2%未満となり、上述 DOE の記述に一致する。また、3m を超えるところでは、0.2%を超えることを予測可能とするものであり、この点も一致する。



ここで、今回適用した密度  $\rho_{BP}=10.7\text{g/cm}^3$ を重ねると上記のとおりである。これは、DOE 評価式が密度の 1.02 乗に反比例することからも明らかで、約 9m までは 0.2%を超えない。DOE の 0.2%は、実験範囲( $\rho_{BP}=0.6\sim 1.5\text{g/cm}^3$ )での包絡値を示したものであるため、今回の密度  $10.7\text{g/cm}^3$ に対しては、評価式を適用した。

以上より、1章で示したダスト飛散の想定（実際は飛散し難い状況）に対して、気中に曝された粉体で取扱い評価した際の飛散率を 0.15%と設定した。

以上

**指摘事項 No. 15**

グローブボックス作業の作業体制を示すこと。

**指摘事項 No. 31**

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

**指摘事項 No. 69**

「**個人の確認線量**」の記載方法の出典を追記すること。

**【回答】**

下記表に直接作業者の体制案を示す。1班5人体制で作業を行う。

(31) 作業者の総被ばく線量は、個人の確認線量12mSv/年 (69) ※1を目標に管理する。また、グローブボックス作業者は他の廃炉作業では低線量作業に従事することで線量の平準化を図る。

作業内容	作業種	作業時間	作業体制				
			作業者A	作業者B	作業者C	補助作業 者A	補助作業 者B
作業準備	作業準備	約70分	○ (0.46mSv)	○ (0.46mSv)	○ (0.46mSv)	○ (0.46mSv)	○ (0.46mSv)
GBへの試料受入れ	DPTEコンテナ取付	約3分	—	—	—	○ (0.31mSv)	○ (0.31mSv)
	回収容器取出	約2分	○ (0.18mSv)	—	—	—	—
試料分取	燃料デブリ取出	約6分	○ (0.57mSv)	○ (0.57mSv)	—	—	—
重量測定	重量測定				—	—	—
試料を払出GB へ移動	払出GBへの移動				—	○ (0.08mSv)	—
元素分析	元素分析	約11分	—	—	○ (1.10mSv)	○ (0.03mSv)	—
γ線スペクトル 測定	γ線スペクトル測定				—	—	※2
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)
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※3			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 確認線量については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。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、確認線量12mSv/年と設定した。眼の水晶体の等価線量または、実効線量が確認線量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。
- ※2 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、 $\gamma$ 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。
- ※3 それぞれの作業時間が異なるため、待機時間の想定被ばく量も待機時間に比例して異なる。

**指摘事項No. 16**

耐震クラスの設定、被ばく計算での燃料デブリの想定量を示すこと。

**指摘事項No. 43**

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

**指摘事項 No. 61**

今回追加している水素発生量評価、公衆への放射線影響評価（通常時、機能喪失時）、運搬時の落下による影響評価及びワンド部落下による未臨界状態への影響評価について、評価式・評価方法の引用・出典元、評価条件の根拠・適切性等の具体を整理の上、資料に示して説明すること。

**【回答】**

耐震クラスの設定に関しては、まとめ資料本文の記載を以下のように見直します。

## i. 設計上の考慮のうち自然現象への考慮

## (b) グローブボックス

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

被ばく評価においては、グローブボックス内に燃料由来の燃料デブリが15g存在する状態で評価を行った。その結果は約 $2\mu\text{Sv}$ （暫定値）【約 $0.4\mu\text{Sv}$ （暫定値）※注1】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。

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

<sup>(43)</sup> <評価条件>(1) 燃料デブリ量

実際には、回収される燃料デブリ量は最大3g/回であり、これを最大4回行うため、全回収量は約12gとなる。基本的に、回収した燃料デブリは都度、分析のため事業所外に運搬する計画であり、GB内に滞留することはないと想定しているが、評価で

は、GB内に全て滞留するとし、丸めて15g（すべて燃料）とした。(61)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。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。

(2) ダスト飛散率

実際には、燃料デブリは湿っており、ダストは飛散し難い状況と想定しているが、評価では、乾いた粉体状の燃料15g(密度:10.7g/cm<sup>3</sup>)が2m落下してダストが発生するものとし、そのダスト飛散率を「DOE HANDBOOK<sup>\*2</sup>」の粉体落下の飛散率評価式(4.4.3.1.3節の(4-5)式)を参照し、0.006%に設定した。

(3) ダスト放出シナリオとその低減効果

実際には、ダストが環境へ放出するまでに沈降し、構造物（GB、建屋等）に沈着する放出低減効果が得られると想定しているが、評価では、飛散したダストの沈降・沈着を考慮せず、瞬時に環境へ放出され、大気拡散により敷地境界へ到達するとした。

以上(1)～(3)より、放射性核種の大気放出量は以下の式で表す。

$$Q_R = M \times C \times R$$

M : 燃料デブリ重量[g] (=15)

C : 燃料デブリの放射能濃度[Bq/g] (表1参照)

R : ダスト飛散率[-] (=0.00006)

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

(4) 被ばく評価経路とその評価式

考慮した被ばく経路は以下のとおりで、経路別の評価式、評価パラメータをa.～d.に示す。ここで、評価式および評価パラメータ（相対線量・相対濃度および、地表沈着した核種からの被ばく時間を除く）は、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。相対線量・相対濃度については、補正申請中の気象条件（廃炉発官R5第36号令和5年6月16日）を使用した。

(※注1) 実施計画と同じ相対線量・相対濃度および、これらを使用した線量結果を【 】に併記した。

- ・ 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 $\gamma$ 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。

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

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

$K$  : 空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy] (=1)

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

$D/Q$  : 相対線量[Gy/Bq] (=6.6E-19) 【2.4E-19】

- 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。

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

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

$K_{in}$  : 内部被ばく実効線量係数[mSv/Bq] (※1)

$R_I$  : 呼吸率[m<sup>3</sup>/s] (=1.2[m<sup>3</sup>/h]/3600) (※注2)

$\chi/Q$  : 相対濃度[s/m<sup>3</sup>] (=6.9E-5) 【2.0E-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。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。

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

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

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

$V$  : 沈降速度[m/s] (=0.01)

$f$  : 残存割合[-] (=1)

$T$  : 被ばく時間[s] (=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。



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

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

$R_2$  : 呼吸率[m<sup>3</sup>/s] (=22.2[m<sup>3</sup>/d]/(24×3600)) (※注2)

$F$  : 再浮遊率[m<sup>-1</sup>] (=1E-6)

(※注2) 「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 (μSv)
a. 放射性雲からの外部被ばく	$5.1 \times 10^{-6}$ 【 $1.9 \times 10^{-6}$ 】
b. 放射性雲からの内部被ばく	$1.2 \times 10^0$ 【 $3.6 \times 10^{-1}$ 】
c. 地表沈着からの外部被ばく	$1.4 \times 10^{-3}$ 【 $4.1 \times 10^{-4}$ 】
d. 地表沈着からの内部被ばく	$5.8 \times 10^{-3}$ 【 $1.7 \times 10^{-3}$ 】

表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. 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	$1.6 \times 10^4$	21	Ru-106	$4.4 \times 10^4$	41	U-234	$6.2 \times 10^0$
2	Be-10	$1.5 \times 10^{-4}$	22	Ag-108m	$2.9 \times 10^{-3}$	42	U-235	$2.1 \times 10^{-1}$
3	C-14	$5.9 \times 10^{-3}$	23	Cd-113m	$1.2 \times 10^3$	43	U-236	$9.9 \times 10^0$
4	S-35	$0.0 \times 10^0$	24	Sn-126	$3.7 \times 10^1$	44	U-238	$9.1 \times 10^0$
5	Cl-36	$0.0 \times 10^0$	25	Sb-125	$3.4 \times 10^4$	45	Np-237	$1.5 \times 10^1$
6	Ca-41	$0.0 \times 10^0$	26	Te-125m	$1.3 \times 10^4$	46	Pu-238	$2.0 \times 10^5$
7	Mn-54	$0.0 \times 10^0$	27	I-129	$1.6 \times 10^0$	47	Pu-239	$9.1 \times 10^3$
8	Fe-55	$0.0 \times 10^0$	28	Cs-134	$4.7 \times 10^5$	48	Pu-240	$2.1 \times 10^4$
9	Fe-59	$0.0 \times 10^0$	29	Cs-137	$4.2 \times 10^6$	49	Pu-241	$3.1 \times 10^6$
10	Co-58	$0.0 \times 10^0$	30	Ba-133	$3.0 \times 10^0$	50	Pu-242	$1.4 \times 10^2$
11	Co-60	$0.0 \times 10^0$	31	La-137	$0.0 \times 10^0$	51	Am-241	$6.3 \times 10^4$
12	Ni-59	$0.0 \times 10^0$	32	Ce-144	$8.7 \times 10^3$	52	Am-242m	$3.1 \times 10^2$
13	Ni-63	$0.0 \times 10^0$	33	Pm-147	$4.5 \times 10^5$	53	Am-243	$1.9 \times 10^3$
14	Zn-65	$0.0 \times 10^0$	34	Sm-151	$1.0 \times 10^4$	54	Cm-242	$2.6 \times 10^2$
15	Se-79	$1.7 \times 10^0$	35	Eu-152	$4.6 \times 10^1$	55	Cm-244	$2.6 \times 10^5$
16	Sr-90	$2.7 \times 10^6$	36	Eu-154	$1.4 \times 10^5$			
17	Zr-93	$8.6 \times 10^1$	37	Ho-166m	$3.4 \times 10^{-1}$			
18	Nb-94	$9.2 \times 10^{-3}$	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	$6.2 \times 10^2$	40	Pt-193	$0.0 \times 10^0$			

グローブボックス作業における被ばく計算での燃料デブリの想定量に関しては、燃料デブリ回収試験結果の平均値から1gと想定した。条件の整理については指摘事項No. 75の回答に示す。

※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 <sup>(43)</sup>Department of Energy “DOE HANDBOOK AIRBORNE RELEASE FRACTIONS/RATES AND RESPIRABLE FRACTIONS FOR NONREACTOR NUCLEAR FACILITIES Volume I-Analysis of Experimental Data”, DOE-HDBK-3010-94, December, 1994 (Reaffirmed 2013)

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

**指摘事項 No. 21**

ダスト管理エリアの管理方法を示すこと。

**指摘事項 No. 25**

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

**指摘事項 No. 26**

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

**指摘事項 No. 41**

グリーンハウスの仕様に骨組み材料についても追記すること。

**指摘事項 No. 43**

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

**指摘事項 No. 46**

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

**指摘事項 No. 61**

今回追加している水素発生量評価、公衆への放射線影響評価（通常時、機能喪失時）、運搬時の落下による影響評価及びワンド部落下による未臨界状態への影響評価について、評価式・評価方法の引用・出典元、評価条件の根拠・適切性等の具体を整理の上、資料に示して説明すること。

**指摘事項 No. 66**

GBの負圧管理のための警報設定値（50Pa）について、警報発報から手動弁閉操作によるGB隔離までに要する時間中も、GB内が大気圧まで下がらずに負圧管理される根拠について資料に示して説明すること。

**指摘事項 No. 74**

使用施設を引用しているが、使用施設ではないので、参照するのはよいが、直接的には規制されるものではない。「使用施設を参考にしながら～」と記載すること。

【回答】

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

<sup>(74)</sup>「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。

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>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>二</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。<sup>(66)</sup>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><u>四 セル等の内部を負圧状態に保つ必要がある場合、当該セル等の内部は常時負圧に保たれていること。</u></p>	<p>・<u>燃料デブリの分取作業、分析作業で燃料デブリを取り扱う際はグローブボックス内を負圧にする。作業時以外は燃料デブリを密閉容器に収納しダストが飛散することが無い状態でグローブボックス内に仮置きする。</u></p>
<p><u>(五 フードに関する記載のため省略)</u></p>	<p>二</p>
<p><u>② プルトニウムを含む溶液又は粉末、使用済燃料及び高レベル放射性液体廃棄物を内蔵する系統及び機器、核燃料物質を非密封で大量に取り扱う系統及び機器、セル等並びにこれらを収納する構築物は、以下の事項を満足する排気系統を有すること。</u></p>	<p>二</p>
<p><u>a) 排気系統は、放射性物質の漏えいを防止できる設計であり、かつ、逆流を防止できる設計であること。</u></p>	<p>・<u>グローブボックス内の負圧が大気圧に近づくと警報が発報するため、警報時には手動弁の閉操作で隔離することで放射性物質の逆流を防止する。</u></p>
<p><u>b) プルトニウムを含む溶液又は粉末、使用済燃料及び高レベル放射性液体廃棄物を内蔵する系統及び機器、核燃料物質を非密封で大量に取り扱う系統及び機器、セル等並びにこれらを収納する構築物は、原則として、換気機能により常時負圧に保たれていること。</u></p> <p><u>また、それぞれの気圧は、原則として、構築物、セル等、系統及び機器の順に低くすること。</u></p>	<p>・<u>燃料デブリの分取作業、分析作業で燃料デブリを取り扱う際はグローブボックス内を負圧にする。作業時以外は燃料デブリを密閉容器に収納しダストが飛散することが無い状態でグローブボックス内に仮置きする。</u></p> <p>・<u>作業中はグローブボックス内を負圧にする。グローブボックスを設置するダスト管理エリア内を作業中は局所排風機を使用することで、HEPAフィルタを通じて原子炉建屋内へ排気し汚染拡大防止を図ることで対応する。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。<sup>(66)</sup><u>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。</u></u></p>

使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	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)	二
3 (貯蔵施設に関する記載のため省略)	二
4 (廃棄施設に関する記載のため省略)	二
5 (保管廃棄施設に関する記載のため省略)	二
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1に、各構成品の仕様を下記に示す。ダスト管理エリア周辺に局所排風機を設置し、吸い込み口をグローブボックスの受入ポート、払出ポート付近にそれぞれ設置することによりダスト管理エリア外への放射性ダスト飛散を抑制する。

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



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

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

連続ダストモニタはダスト管理エリア内とグローブボックス排気ラインに設置し、放射性ダスト監視を行う。

(25)なお、グローブボックス内での燃料デブリの取扱において想定される放射性物質を含む気体の発生量について、以下に示す条件で被ばく影響を概算したところ、敷地境界での実効線量は約0.002 $\mu$ Sv未満(暫定値)【約0.0005 $\mu$ Sv未満(暫定値)(※注1)】と極めて小さく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばく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。

(43) <評価条件>

(1) 対象作業

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

(2) 燃料デブリ量

指摘事項No.3の回答に示すように、被ばく評価上は、取り扱う燃料デブリを15gとし、全て燃料成分とした。(43)燃料デブリの核種は、電力中央研究所廃止措置ハンドブック<sup>※2</sup>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号機燃料ペレットの最高燃焼度57GWd/tと仮定し求めた。

(3) ダスト飛散率

湿った燃料デブリかつ加工を行わないグローブボックス内通常作業で、ダストが飛散する状況は考え難いが、ここでは、「DOE HANDBOOK<sup>※3</sup>」の粉体落下の飛散率評価式(4.4.3.1.3節の(4-5)式)を参照し、0.006%に設定した。評価においては、燃料15g(密度:10.7g/cm<sup>3</sup>)が、2m落下を仮定した。

(4) ダスト放出シナリオとその低減効果

グローブボックス内で発生したダストは瞬時にグローブボックスから排気され環境へ放出されるシナリオとした。放出時に見込まれるダストの低減効果としては、グ

ローブボックスからの排気の際に、HEPAフィルタのダスト捕集効率(DF=1000)のみを考慮した。

(61) 以上(2)～(4)より、放射性核種の大気放出量は以下の式で表す。

$$Q_R = M \times C \times R \times 1/DF$$

- M : 燃料デブリ重量[g] (=15)
- C : 燃料デブリの放射能濃度[Bq/g] (表1参照)
- R : ダスト飛散率[-] (=0.00006)
- DF : HEPAフィルタのダスト捕集効率(=1000)
- $Q_R$  : 放射性核種の大気放出量[Bq] (表2参照)

(5) 被ばく評価経路<sup>(43)</sup>とその評価式

考慮した被ばく経路は以下のとおりで、経路別の評価式、評価パラメータをa.～d.に示す。ここで、評価式および評価パラメータ(相対線量・相対濃度を除く)は、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。相対線量・相対濃度については、補正申請中の気象条件(廃炉発官R5第36号令和5年6月16日)を使用した。(※注1)実施計画と同じ相対線量・相対濃度および、これらを使用した線量結果を【 】に併記した。

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

a. (43)放射性雲中の核種からの $\gamma$ 線による外部被ばく

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。

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

- $H_\gamma$  : 放射性雲中の核種からの $\gamma$ 線による外部被ばく実効線量[mSv]
- K : 空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy] (=1)
- $E_\gamma$  :  $\gamma$ 線の実効エネルギー[MeV] (※2)
- D/Q : 相対線量[Gy/Bq] (=6.6E-19) 【2.4E-19】

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。

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

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

$K_{in}$  :内部被ばく実効線量係数[mSv/Bq] (※2)

$R_1$  :呼吸率[m<sup>3</sup>/s] (=1.2[m<sup>3</sup>/h]/3600) (※注2)

$\chi/Q$  :相対濃度[s/m<sup>3</sup>] (=6.9E-5) 【2.0E-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。

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

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

$K_{ex}$  :外部被ばく実効線量換算係数[(Sv/s)/(Bq/m<sup>2</sup>)] (※4)

$V$  :沈降速度[m/s] (=0.01)

$f$  :残存割合[-] (=1)

$T$  :被ばく時間[s] (=365×24×3600)

d. 地表沈着した核種の吸入摂取による内部被ばく

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。

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

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

$R_2$  :呼吸率[m<sup>3</sup>/s] (=22.2[m<sup>3</sup>/d]/(24×3600)) (※注2)

$F$  :再浮遊率[m<sup>-1</sup>] (=1E-6)

(※注2) 「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 ( $\mu\text{Sv}$ )
a. 放射性雲からの外部被ばく	$5.1 \times 10^{-9}$ 【 $1.9 \times 10^{-9}$ 】
b. 放射性雲からの内部被ばく	$1.2 \times 10^{-3}$ 【 $3.6 \times 10^{-4}$ 】
c. 地表沈着からの外部被ばく	$7.3 \times 10^{-5}$ 【 $2.1 \times 10^{-5}$ 】
d. 地表沈着からの内部被ばく	$3.0 \times 10^{-4}$ 【 $8.8 \times 10^{-5}$ 】

表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. 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	$1.6 \times 10^1$	21	Ru-106	$4.4 \times 10^1$	41	U-234	$6.2 \times 10^{-3}$
2	Be-10	$1.5 \times 10^{-7}$	22	Ag-108m	$2.9 \times 10^{-6}$	42	U-235	$2.1 \times 10^{-4}$
3	C-14	$5.9 \times 10^{-6}$	23	Cd-113m	$1.2 \times 10^0$	43	U-236	$9.9 \times 10^{-3}$
4	S-35	$0.0 \times 10^0$	24	Sn-126	$3.7 \times 10^{-2}$	44	U-238	$9.1 \times 10^{-3}$
5	Cl-36	$0.0 \times 10^0$	25	Sb-125	$3.4 \times 10^1$	45	Np-237	$1.5 \times 10^{-2}$
6	Ca-41	$0.0 \times 10^0$	26	Te-125m	$1.3 \times 10^1$	46	Pu-238	$2.0 \times 10^2$
7	Mn-54	$0.0 \times 10^0$	27	I-129	$1.6 \times 10^{-3}$	47	Pu-239	$9.1 \times 10^0$
8	Fe-55	$0.0 \times 10^0$	28	Cs-134	$4.7 \times 10^2$	48	Pu-240	$2.1 \times 10^1$
9	Fe-59	$0.0 \times 10^0$	29	Cs-137	$4.2 \times 10^3$	49	Pu-241	$3.1 \times 10^3$
10	Co-58	$0.0 \times 10^0$	30	Ba-133	$3.0 \times 10^{-3}$	50	Pu-242	$1.4 \times 10^{-1}$
11	Co-60	$0.0 \times 10^0$	31	La-137	$0.0 \times 10^0$	51	Am-241	$6.3 \times 10^1$
12	Ni-59	$0.0 \times 10^0$	32	Ce-144	$8.7 \times 10^0$	52	Am-242m	$3.1 \times 10^{-1}$
13	Ni-63	$0.0 \times 10^0$	33	Pm-147	$4.5 \times 10^2$	53	Am-243	$1.9 \times 10^0$
14	Zn-65	$0.0 \times 10^0$	34	Sm-151	$1.0 \times 10^1$	54	Cm-242	$2.6 \times 10^{-1}$
15	Se-79	$1.7 \times 10^{-3}$	35	Eu-152	$4.6 \times 10^{-2}$	55	Cm-244	$2.6 \times 10^2$
16	Sr-90	$2.7 \times 10^3$	36	Eu-154	$1.4 \times 10^2$			
17	Zr-93	$8.6 \times 10^{-2}$	37	Ho-166m	$3.4 \times 10^{-4}$			
18	Nb-94	$9.2 \times 10^{-6}$	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	$6.2 \times 10^{-1}$	40	Pt-193	$0.0 \times 10^0$			

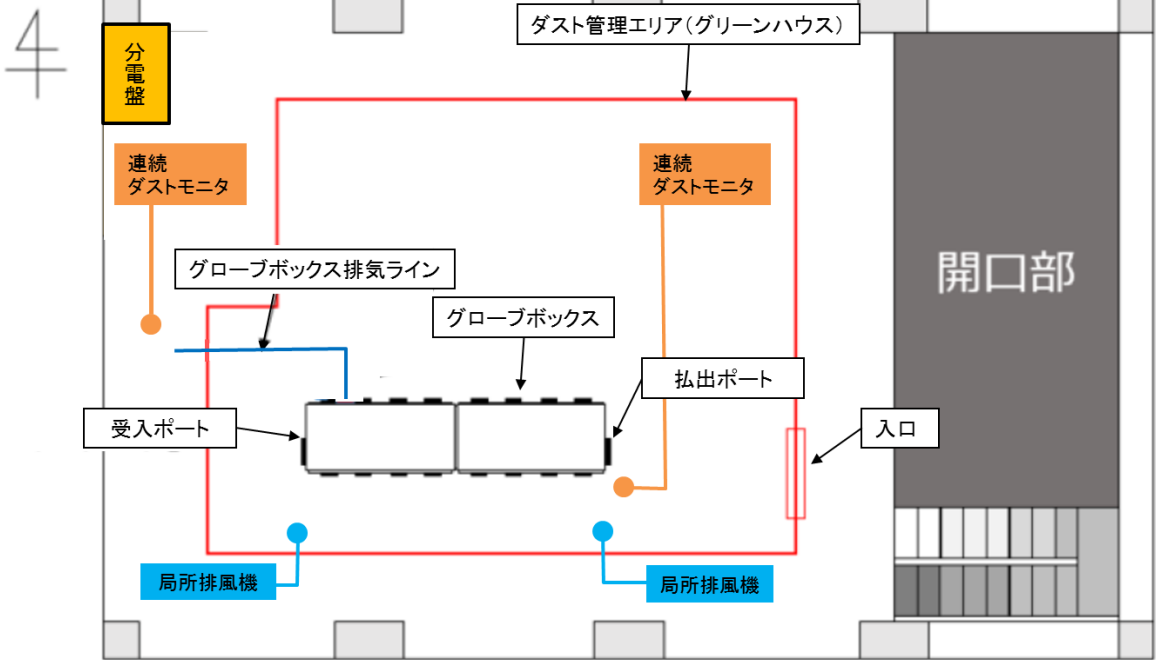


図 1. ダスト管理エリア構成イメージ ●, ○ : 吸い込み口

#### ダスト管理エリア (グリーンハウス)

項目	仕様
寸法	約 6.0×約 8.5×約 2.9m, 厚さ : 約 0.3mm
材質	グリーンハウス : 難燃性ビニール, <sup>(41)</sup> 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

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

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

※1 高放射性物質取扱施設設計マニュアル 1985年 日本原子力学会

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

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

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

**指摘事項No. 33**

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

**指摘事項No. 51**

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

**指摘事項No. 61**

今回追加している水素発生量評価、公衆への放射線影響評価（通常時、機能喪失時）、運搬時の落下による影響評価及びワンド部落下による未臨界状態への影響評価について、評価式・評価方法の引用・出典元、評価条件の根拠・適切性等の具体を整理の上、資料に示して説明すること。

**指摘事項No. 72**

破壊の評価に使用した「3375cm<sup>3</sup>」はどのような考えで設定しているのか示すこと。また、評価に使用した引用元も記載すること。

**【回答】**

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

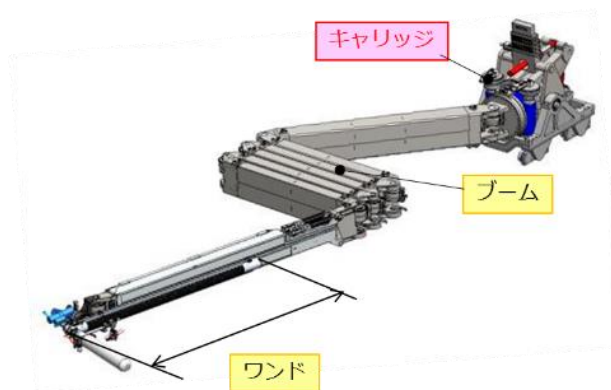


図1 アーム型アクセス・調査装置の概略図

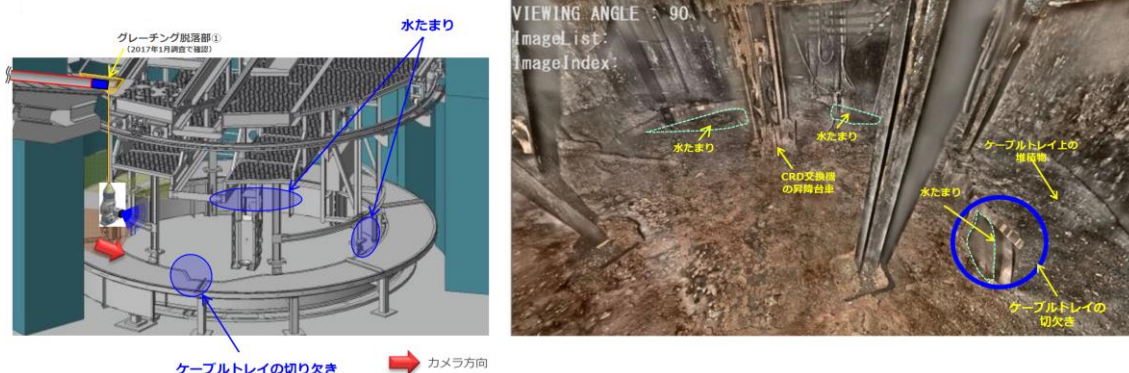
ワンド部（質量約50kg）落下による臨界影響について、ワンドの堆積、落下衝撃による



形状変化を検討した。

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

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



2018年の原子炉格納容器内部調査で確認した堆積状態

#### (落下に伴う衝撃の影響)

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

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

堆積物中の核燃料物質の分布の偏りを考慮して、堆積物が臨界評価上厳しい条件（実効増倍率( $k_{eff}$ )0.95付近、**全て濃縮度4wt%のUO<sub>2</sub>**（未照射の集合体平均濃縮度約3.8wt%を包含する濃縮度）かつ臨界量が最小となるようなU235と水の**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3375cm<sup>3</sup>\*1が粉々になる場合の実効増倍率( $k_{eff}$ )の変化は約0.07%Δk\*2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>3</sup>

セメント系断熱材 : 0.3 J/cm<sup>2</sup> ※<sup>4</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、落下物により破砕される体積は、

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

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

となる。

#### ※1 (72) 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砕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。

#### ※2 (61) 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、ワンド落下部の堆積物組成の不確かさ、落下による衝撃に伴って堆積物が破砕され、減速材となる水が堆積物の間に浸入することで反応度が添加される可能性を考慮し、最も反応度が高い状態 (堆積物には核分裂性物質やガドリニア、制御棒その他構造材は含まれず、すべて未照射の UO<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 U235 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モンテカルロ計算コード MVP を用いている。

※3 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)

※4 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)

**指摘事項 No. 58**

建屋内運搬の被ばく評価を示すこと。

**指摘事項 No. 67**

建屋内運搬時の想定被ばく線量について、GB 内作業と同様に各作業者の作業内容ごとの被ばく線量等の内訳について資料に示して説明すること。

**【回答】**

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

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

- (1) 燃料デブリを収納したDPTEコンテナをエンクロージャから大物搬入口まで運搬する作業は、交代しながら4人で行う。最も被ばく線量が高い作業者は**作業者D**であり、その想定被ばく線量は1.2mSvである。

作業内容	作業種	作業時間	作業体制			
			作業者A	作業者B	作業者C	作業者D
DPTE コンテナ 運搬	DPTEコンテナ取外	約15分	○ (0.92mSv)	○ (0.92mSv)	○ (0.92mSv)	—
	DPTEコンテナ運搬	約12分	—	—	—	○ (1.20mSv)
各作業者の想定被ばく量			0.92mSv	0.92mSv	0.92mSv	1.20mSv

- (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は**作業者E**であり、その想定被ばく線量は1.12mSvである。

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
DPTE コンテナ 吊り上げ	DPTEコンテナ受取	約3分	○ (0.36mSv)	○ (0.06mSv)	○ (0.06mSv)	○ (0.06mSv)
	吊上げ準備	約5分	○ (0.60mSv)	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)
	吊上げ	約5分	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)	○ (0.10mSv)
	玉掛解除、受渡	約3分	○ (0.06mSv)	○ (0.36mSv)	○ (0.06mSv)	○ (0.06mSv)
各作業者の想定被ばく量			1.12mSv	0.62mSv	0.32mSv	0.32mSv

- (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は**作業者H**であり、その想定被ばく線量は2.24mSvである。

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
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