

## 2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備

### 2.11.1 基本設計

#### 2.11.1.1 設置の目的

使用済燃料プールからの燃料取り出しは、燃料取り出し用カバー（又はコンテナ）の設置による作業環境の整備、燃料等を取り扱う燃料取扱設備の設置を行い、燃料を使用済燃料プール内の使用済燃料貯蔵ラックから取り出し原子炉建屋から搬出することを目的とする。

使用済燃料プールからの燃料取り出し設備は、燃料取扱設備、構内用輸送容器、燃料取り出し用カバーで構成される。燃料取扱設備は、燃料取扱機、クレーンで構成され、燃料取り出し用カバーにより支持される。なお、燃料の原子炉建屋外への搬出には、構内用輸送容器を使用する。

また、クレーンはオペレーティングフロア上での資機材運搬や揚重等にも使用する。

#### 2.11.1.2 要求される機能

##### (1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、二重のワイヤなどにより落下防止を図る他、駆動源喪失時にも燃料集合体を落下させない設計とする。

また、遮蔽、臨界防止を考慮した設計とする。

##### (2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は、除熱、密封、遮蔽、臨界防止を考慮した設計とする。また、破損燃料集合体を収納して輸送する容器については、燃料集合体の破損形態に応じて輸送中に放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

##### (3) 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは、燃料取扱設備の支持、作業環境の整備及び放射性物質の飛散・拡散防止ができる設計とする。

#### 2.11.1.3 設計方針

##### (1) 燃料取扱設備

###### a. 落下防止

(a) 使用済燃料貯蔵ラック上には、重量物を吊ったクレーンを通過できないようにインターロックを設け、貯蔵燃料への重量物の落下を防止できる設計とする。

(b) 燃料取扱機の燃料把握機は、二重のワイヤや種々のインターロックを設け、また、クレーンの主要要素は、二重化を施すことなどにより、燃料移送操作中の燃料集合体等の落下を防止できる設計とする。

b. 遮蔽

燃料取扱設備は、使用済燃料プールから構内用輸送容器への燃料集合体の収容操作を、燃料の遮蔽に必要な水深を確保した状態で、水中で行うことができる設計とするか、放射線防護のための適切な遮蔽を設けて行う設計とする。

c. 臨界防止

燃料取扱設備は、燃料集合体を一体ずつ取り扱う構造とすることにより、燃料の臨界を防止する設計とする。

d. 放射線モニタリング

燃料取扱エリアの放射線モニタリングのため、放射線モニタを設け放射線レベルを測定し、これを免震重要棟集中監視室に表示すると共に、過度の放射線レベルを検出した場合には警報を発し、放射線業務従事者に伝える設計とする。

e. 単一故障

- (a) 燃料取扱機の燃料把握機は、二重のワイヤや燃料集合体を確実につかんでいない場合には吊上げができない等のインターロックを設け、圧縮空気等の駆動源が喪失した場合にも、フックから燃料集合体が外れない設計とする。
- (b) 燃料取扱機の安全運転に係わるインターロックは電源喪失、ケーブル断線で安全側になる設計とする。
- (c) クレーンの主要要素は、二重化を施すことなどにより、移送操作中の構内用輸送容器等の落下を防止できる設計とする。

f. 試験検査

燃料取扱設備のうち安全機能を有する機器は、適切な定期的試験及び検査を行うことができる設計とする。

また、破損燃料を取り扱う場合、燃料取扱設備は、破損形態に応じた適切な取扱手法により、移送中の放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

(2) 構内用輸送容器

a. 除熱

使用済燃料の健全性及び構内用輸送容器構成部材の健全性が維持できるように、使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。

b. 密封

周辺公衆及び放射線業務従事者に対し、放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。

c. 遮蔽

内部に燃料を入れた場合に放射線障害を防止するため、使用済燃料の放射線を適切に遮蔽する設計とする。

d. 臨界防止

想定されるいかなる場合にも，燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。

また，破損燃料集合体を収納して輸送する容器は燃料集合体の破損形態に応じて輸送中に放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

(3) 燃料取り出し用カバー

a. 燃料取り出し作業環境の整備

燃料取り出し用カバーは，燃料取り出し作業に支障が生じることのないよう，風雨を遮る設計とする。

また，必要に応じ燃料取り出し用カバー内にローカル空調機を設置し，カバー内の作業環境の改善を図るものとする。

b. 放射性物質の飛散・拡散防止

燃料取り出し用カバーは，隙間を低減するとともに，換気設備を設け，排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出することにより，カバー内の放射性物質の大気への放出を抑制できる設計とする。

2.11.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は，動力源がなくなった場合においても吊り荷を保持し続けること。

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は，除熱，密封，遮蔽，臨界防止の安全機能が維持されていること。

(3) 燃料取り出し用カバー

対象外とする。

2.11.1.5 主要な機器

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は，燃料取扱機，クレーンで構成する。

a. 燃料取扱機

燃料取扱機は，使用済燃料プール及びキャスクピット上を水平に移動するブリッジ並びにその上を移動するトロリで構成する。

b. クレーン

クレーンは，オペレーティングフロア上部を水平に移動するガーダ及びその上を移動するトロリで構成する。

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は，容器本体，蓋，バスケット等で構成する。

### (3) 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは、2号機を除き使用済燃料プールを覆う構造としており、必要により、燃料取扱機支持用架構及びクレーン支持用架構を有する。

なお、2号機については、燃料取扱機支持用架構及びクレーン支持用架構を有する燃料取り出し用構台を新設し、既存の原子炉建屋に新たに設ける開口部から、燃料取扱設備を出し入れする構造とする。

また、燃料取り出し用カバーは換気設備及びフィルタユニットを有する。

1号機の燃料取り出し用カバーは、大型カバーとその内部に設ける内部カバーで構成する。

なお、換気設備の運転状態やフィルタユニット出入口で監視する放射性物質濃度等の監視状態は現場制御盤及び免震重要棟集中監視室に表示され、異常時は警報を発するなどの管理を行う。

## 2.11.1.6 自然災害対策等

### (1) 津波

燃料取扱設備は、東北地方太平洋沖地震津波相当の津波が到達しないと考えられる原子炉建屋オペレーティングフロア上（地上からの高さ約30m）に設置する。

燃料取り出し用カバーは鉄骨構造と鋼製の外装材により構成されているが、閉空間になっておらず、津波襲来時には、水は燃料取り出し用カバーの裏側に回り込み、津波による影響を受けない。

### (2) 豪雨，台風，竜巻，落雷

燃料取り出し用カバーは、建築基準法及び関係法令に基づいた風圧力に対し耐えられるよう設計する。

燃料取扱設備は、建築基準法及び関係法令に基づいた風圧力に対し耐えられるよう設計している燃料取り出し用カバー内に設置する。

燃料取出し用カバーは外装材で覆うことにより風雨を遮る設計とする。燃料取扱設備は、風雨を遮る設計である燃料取出し用カバー内に設置する。

燃料取扱設備および燃料取り出し用構台は建築基準法及び関連法令に従い必要に応じて避雷設備を設ける。

### (3) 外部人為事象

外部人為事象に対する設計上の考慮については、Ⅱ.1.14 参照。

### (4) 火災

燃料取り出し用カバー及び燃料取り出し用カバー内外の主要構成機器は不燃性のものを使用し、電源盤については不燃性又は難燃性、ケーブルについては難燃性のものを可能な限り使用し、火災が発生することを防止する。火災の発生が考えられる箇所について、火災の早期検知に努めるとともに、消火器を設置することで初期消火活動

を可能にし、火災により安全性を損なうことのないようにする。

(5) 環境条件

燃料取扱設備については、燃料取り出し用カバーに換気設備を設け、排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出することとしている。

燃料取り出し用カバーの外部にさらされている鉄骨部及び機器等は、劣化防止を目的に、塗装を施す。

(6) 被ばく低減対策

放射線業務従事者が立ち入る場所の外部放射線に係る線量率を把握し、作業時間等を管理することで、作業時の被ばく線量が法令に定められた線量限度を超えないようにする。

また、放射線業務従事者の被ばく線量低減策として、大組した構造物をクレーンにてオペレーティングフロアへ吊り込むことにより、オペレーティングフロア上での有人作業の削減を図る。

2.11.1.7 運用

(1) 燃料集合体の健全性確認

使用済燃料プールに貯蔵されている燃料集合体について、移送前に燃料集合体の機械的健全性を確認する。

(2) 破損燃料の取り扱い

燃料集合体の機械的健全性確認において、破損が確認された燃料集合体を移送する場合には、破損形態に応じた適切な取扱手法及び収納方法により、放射性物質の飛散・拡散を防止する。

2.11.1.8 構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

a. 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、設計、材料の選定、製作及び検査について、適切と認められる規格及び基準による。

燃料取扱設備は、地震荷重等の適切な組合せを考慮しても強度上耐え得る設計とする。

b. 構内用輸送容器

構内用輸送容器は取扱中における衝撃、熱等に耐え、かつ、容易に破損しない設計とする。

構内用輸送容器は、設計、材料の選定、製作及び検査について適切と認められる規格及び基準によるものとする。

c. 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは、設計、材料の選定、製作及び検査について、適切と認められる規格及び基準を原則とするが、特殊な環境下での設置となるため、必要に応じ解析や試験等を用いた評価により確認する。

燃料取り出し用カバーは、燃料取扱設備を支持するために必要な構造強度を有する設計とする。

(2) 耐震性

a. 燃料取扱設備

(a) 燃料取扱機

燃料取扱機は、使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラックへの波及的影響を考慮することとし、検討に用いる地震動として基準地震動  $S_s$  により使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラックへ落下しないことの確認を行う。

耐震性に関する評価にあたっては、「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが、必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

(b) クレーン

クレーンは、使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラックへの波及的影響を考慮する。クレーンは、「JEAG4601・補-1984 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編」に基づき、通常時は使用済燃料プール上にはなく、基準地震動  $S_s$  が発生して使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラックを損傷させる可能性は少ないため、検討に用いる地震動として弾性設計用地震動  $S_d$  により使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラックへ落下しないことの確認を行う。

耐震性に関する評価にあたっては、「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが、必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

b. 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは、2021年9月8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、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（公衆への被ばく影響）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適切な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十分耐えられる設計とする。

ただし、2021年9月8日以前に認可された設備については、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして耐震クラスを分類している。

## 2.11.2 基本仕様

### 2.11.2.1 主要仕様

#### (1) 燃料取扱設備

(3号機及び4号機を除く)

##### a. 燃料取扱機

個数 1 式

##### b. クレーン

個数 1 式

(4号機)

##### a. 燃料取扱機

型式 燃料把握機付移床式

基数 1 基

定格荷重 燃料把握機 : 450kg

補助ホイスト : 450kg

##### b. クレーン

型式 天井走行式

基数 1 基

定格荷重 主巻 : 100t

補巻 : 5t

ホイスト : 10t

##### c. エリア放射線モニタ

検出器の種類 半導体検出器

計測範囲  $10^{-3}$ ~10mSv/h

個数 2 個

取付箇所 4号機 原子炉建屋 5FL (燃料取り出し用カバーオペフロ階)

(3号機)

a. 燃料取扱機

型式	燃料把握機付移床式		
基数	1基		
定格荷重	燃料把握機	:	1t
	西側補助ホイス	:	4.9t
	東側補助ホイス	:	4.9t
	テンシルトラス	:	1.5t

b. クレーン

型式	床上走行式		
基数	1基		
定格荷重	主巻	:	50t
	補巻	:	5t

c. エリア放射線モニタ

検出器の種類	半導体検出器		
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^2 \text{mSv/h}$		
個数	2個		
取付箇所	3号機	燃料取り出し用カバー	燃料取り出し作業フロア

(2号機)

a. エリア放射線モニタ

検出器の種類	半導体検出器		
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^2 \text{mSv/h}$		
個数	2個		
取付箇所	2号機	燃料取り出し用構台作業エリア	

(2) 構内用輸送容器

(3号機及び4号機を除く)

基数	1式
----	----

(4号機)

型式	NFT-22B型
収納体数	22体
基数	2基



型式	NFT-12B 型
収納体数	12 体
基数	2 基

(3号機)

種類	密封式円筒形
収納体数	7 体
基数	2 基

種類	密封式円筒形
収納体数	2 体
基数	1 基

(3) 燃料取り出し用カバー (換気設備含む)

(4号機)

a. 燃料取り出し用カバー

種類	鉄骨造
寸法	約 69m (南北) × 約 31m (東西) × 約 53m (地上高) (作業環境整備区画) 約 55m (南北) × 約 31m (東西) × 約 23m (オペレーティングフロア上部高さ)
個数	1 個

b. 送風機 (給気フィルタユニット)

種類	遠心式
容量	25,000m <sup>3</sup> /h
台数	3 台

c. プレフィルタ (給気フィルタユニット)

種類	中性能フィルタ (袋型)
容量	25,000m <sup>3</sup> /h
台数	3 台

d. 高性能粒子フィルタ (給気フィルタユニット)

種類	高性能粒子フィルタ
----	-----------

容量	25,000m <sup>3</sup> /h
効率	97% (粒径 0.3 μm) 以上
台数	3 台

e. 排風機 (排気フィルタユニット)

種類	遠心式
容量	25,000m <sup>3</sup> /h
台数	3 台

f. プレフィルタ (排気フィルタユニット)

種類	中性能フィルタ (袋型)
容量	25,000m <sup>3</sup> /h
台数	3 台

g. 高性能粒子フィルタ (排気フィルタユニット)

種類	高性能粒子フィルタ
容量	25,000m <sup>3</sup> /h
効率	97% (粒径 0.3 μm) 以上
台数	3 台

h. 放射性物質濃度測定器 (排気フィルタユニット出入口)

(a) 排気フィルタユニット入口

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10 <sup>0</sup> ~10 <sup>4</sup> s <sup>-1</sup>
台数	1 台

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については、Ⅱ2.15 放射線管理関係設備等参照

i. ダクト

(a) カバー内ダクト

種類	長方形はげ折りダクト/鋼板ダクト
材質	溶融亜鉛めっき鋼板 (SGCC 又は SGHC) /SS400

(b) 屋外ダクト

種類	長方形はげ折りダクト/鋼板ダクト
材質	溶融亜鉛めっき鋼板 (SGCC 又は SGHC, ガルバニウム付着) /SS400

(c) 柱架構ダクト

種類	柱架構
材質	鋼材

(3号機)

a. 燃料取り出し用カバー

種類	鉄骨造
寸法	約 19m (南北) × 約 57m (東西) × 約 54m (地上高) (作業環境整備区画) 約 19m (南北) × 約 57m (東西) × 約 24m (オペレーティングフロア上部高さ)
個数	1 個

b. 排風機

種類	遠心式
容量	30,000m <sup>3</sup> /h
台数	2 台

c. プレフィルタ (排気フィルタユニット)

種類	中性能フィルタ
容量	10,000m <sup>3</sup> /h
台数	4 台

d. 高性能粒子フィルタ (排気フィルタユニット)

種類	高性能粒子フィルタ
容量	10,000m <sup>3</sup> /h
効率	97% (粒径 0.3 μm) 以上
台数	4 台

e. 放射性物質濃度測定器 (排気フィルタユニット出入口)

(a) 排気フィルタユニット入口

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>5</sup> s <sup>-1</sup>
台数	1 台

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については、Ⅱ2.15 放射線管理関係設備等参照

f. ダクト

種類	はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	ガルバリウム鋼板／SS400

(2号機)

a. 燃料取り出し用構台

種類	鉄骨造
寸法	約 33m (南北) × 約 27m (東西) × 約 45m (地上高) (作業環境整備区画) 約 33m (南北) × 約 27m (東西) × 約 17m (オペレーテ ィングフロア上部高さ)
個数	1 個

b. 排風機

種類	遠心式
容量	30,000m <sup>3</sup> /h
台数	2 台

c. プレフィルタ (排気フィルタユニット)

種類	中性能フィルタ
容量	10,000m <sup>3</sup> /h
台数	4 台

d. 高性能粒子フィルタ (排気フィルタユニット)

種類	高性能粒子フィルタ
容量	10,000m <sup>3</sup> /h
効率	97% (粒径 0.3 μm) 以上
台数	4 台

e. 放射性物質濃度測定器 (排気フィルタユニット出入口)

(a) 排気フィルタユニット入口

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10 <sup>-1</sup> ～10 <sup>5</sup> s <sup>-1</sup>
台数	4 台

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については、Ⅱ2.15 放射線管理関係設備等参照

f. ダクト

種類	はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	ガルバリウム鋼板／SS400

(1号機)

a. 排風機

種類	遠心式
容量	30,000m <sup>3</sup> /h
台数	2台（うち1台予備）

b. プレフィルタ（排気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ
容量	30,000m <sup>3</sup> /h
台数	2台（うち1台予備）

c. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

種類	高性能粒子フィルタ
容量	30,000m <sup>3</sup> /h
効率	97%（粒径0.3μm）以上
台数	2台（うち1台予備）

d. 放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

(a) 排気フィルタユニット入口

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10 <sup>0</sup> ～10 <sup>4</sup> s <sup>-1</sup>
台数	2台

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については、Ⅱ2.15 放射線管理関係設備等参照

e. ダクト

種類	はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	ガルバリウム鋼板／SS400

### 2.11.3 添付資料

#### 添付資料－1 燃料取扱設備の設計等に関する説明書

添付資料－1－1 燃料の落下防止，臨界防止に関する説明書※<sup>2</sup>

添付資料－1－2 放射線モニタリングに関する説明書※<sup>1</sup>

添付資料－1－3 燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書※<sup>2</sup>

#### 添付資料－2 構内用輸送容器の設計等に関する説明書

添付資料－2－1 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書※<sup>2</sup>

添付資料－2－2 破損燃料用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書※<sup>2</sup>

添付資料－2－3 構内輸送時の措置に関する説明書※<sup>2</sup>

#### 添付資料－3 燃料取り出し用カバーの設計等に関する説明書

添付資料－3－1 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能に関する説明書

添付資料－3－2 がれき撤去等の手順に関する説明書

添付資料－3－3 移送操作中の燃料集合体の落下※<sup>2</sup>

#### 添付資料－4 構造強度及び耐震性に関する説明書

添付資料－4－1 燃料取扱設備の構造強度及び耐震性に関する説明書※<sup>2</sup>

添付資料－4－2 燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書※<sup>1</sup>

添付資料－4－3 燃料取り出し用カバー換気設備の構造強度及び耐震性に関する説明書※<sup>1</sup>

#### 添付資料－5 使用済燃料プールからの燃料取り出し工程表※<sup>1</sup>

#### 添付資料－6 福島第一原子力発電所第1号機原子炉建屋カバーに関する説明書

#### 添付資料－7 福島第一原子力発電所第1号機原子炉建屋カバー解体について

#### 添付資料－8 福島第一原子力発電所第1・2号機原子炉建屋作業エリア整備に伴う干渉物解体撤去について

#### 添付資料－9 福島第一原子力発電所第2号機原子炉建屋西側外壁の開口設置について

#### 添付資料－10 福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋オペレーティングフロアのガレキの撤去について

添付資料－10－1 福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋オペレーティングフロア北側のガレキの撤去について

添付資料－10－2 福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋オペレーティングフロア中央および南側のガレキの一部撤去について

添付資料－10－3 福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋オペレーティングフロア外周鉄骨の一部撤去について

添付資料－10－4 福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋オペレーティングフロア床上のガレキの一部撤去について

添付資料－11 福島第一原子力発電所1号機及び2号機非常用ガス処理系配管の一部撤去について

※1（2号機, 3号機及び4号機を除く）及び※2（3号機及び4号機を除く）の説明書については，別途申請する。

## 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能に関する説明書

## 1 本説明書の記載範囲

本説明書は、1号機、2号機、3号機及び4号機燃料取り出し用カバーの放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について記載するものである。

## 2 4号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

## 2.1 燃料取り出し用カバーについて

## 2.1.1 概要

燃料取り出し用カバーは、作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし、風雨を遮る構造とする。また、使用済燃料プール内がれき撤去時の放射性物質の舞い上がり、燃料取り出し作業に伴い建屋等に付着した放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため、燃料取り出し用カバーは隙間を低減した構造とするとともに、換気設備を設け、排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また、現在、発電所敷地内では素（I-131）は検出されていないことから、フィルタユニットは、発電所敷地内等で検出されているセシウム（Cs-134, 137）の大気への放出が低減できる設計とする。

## 2.1.2 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーの大きさは、約 69m（南北）×約 31m（東西）×約 53m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり、壁面及び屋根面は風雨を遮る外装材で覆う計画である。屋根面及び壁面上部には勾配を設けて、雨水の浸入を防止する構造とする。（図 2-1 燃料取り出し用カバー概略図参照）

## 2.1.3 換気設備

## 2.1.3.1 系統構成

換気設備は、燃料取り出し用カバー内気体を吸引し、排気ダクトを經由して燃料取り出し用カバーの外部に設置した排気フィルタユニットへ導く。排気フィルタユニットは、プレフィルタ、高性能粒子フィルタ、排風機等で構成され、各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹上用排気ダクトから大気へ放出する。

排気フィルタユニットは、換気風量約 25,000m<sup>3</sup>/h のユニットを 3 系列（うち 1 系列は予備）設置し、約 50,000m<sup>3</sup>/h の換気風量で運転する。

また、燃料取り出し用カバー内の放射性物質や吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するため、放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置する。（図 2-2 燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図、図 2-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図、図 2-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図参照）



燃料取り出し用カバー換気設備の電源は、異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。(図 2-5 燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図参照)

なお、4号機での燃料取り出し作業は、有人での作業を計画していることから、燃料取り出し用カバー内の放射性物質濃度の低減のため、給気フィルタユニットを有する構造とする。給気フィルタユニットは、プレフィルタ、送風機、高性能粒子フィルタ等で構成され、各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を燃料取り出し用カバー内へ放出する。

給気フィルタユニットは、換気風量約 25,000m<sup>3</sup>/h のユニットを 3 系列 (うち 1 系列は予備) 設置し、約 50,000m<sup>3</sup>/h の換気風量で運転する。

表 2-1 換気設備構成

設備名	構成・配置等
給気フィルタユニット	配置：原子炉建屋南側の屋外に 3 系列 (うち予備 1 系列) 設置 構成：プレフィルタ 送風機 高性能粒子フィルタ (効率 97% (粒径 0.3 μm) 以上) フィルタ線量計 (高性能粒子フィルタに設置) フィルタ差圧計 (プレフィルタ, 高性能粒子フィルタに設置)
給気吹出口	配置：カバー内の側部に設置
排気吸込口	配置：カバー内の天井部に設置
排気フィルタユニット	配置：原子炉建屋南側の屋外に 3 系列 (うち予備 1 系列) 設置 構成：プレフィルタ 高性能粒子フィルタ (効率 97% (粒径 0.3 μm) 以上) 排風機 フィルタ線量計 (高性能粒子フィルタに設置) フィルタ差圧計 (プレフィルタ, 高性能粒子フィルタに設置)
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置
放射性物質濃度測定器	測定対象：カバー内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様：検出器種類 シンチレーション検出器 計測範囲 10 <sup>0</sup> ~10 <sup>4</sup> s <sup>-1</sup> 台数 排気フィルタユニット入口 1 台 排気フィルタユニット出口 2 台

### 2.1.3.2 換気風量について

燃料取り出し用カバー内の環境は、燃料取扱機、クレーン及び電源盤の設備保護のため40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。また、カバー内での燃料取り出し作業は、有人による作業を計画していることから、作業エリアには、局所的にローカル空調機を設け夏期及び冬期の作業環境の向上を図るものとする。

燃料取り出し用カバー内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は、下式により求められ約50,000m<sup>3</sup>/hとなる。

$$Q=q/(C_p \cdot \rho \cdot (t_1-t_2) \cdot 1/3600)$$

Q : 換気（排気）風量（m<sup>3</sup>/h）

q : 設計用熱負荷，約143（kW）（機器発熱）※1

C<sub>p</sub> : 定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ : 密度，1.2（kg/m<sup>3</sup>）

t<sub>1</sub> : カバー内温度，40（℃）

t<sub>2</sub> : 設計用外気温度，31.5（℃）※2

※1 10%の余裕を含む

※2 28.5℃（小名浜気象台で観測された1971年～1975年の5年間の観測データにおける累積出現率が99%となる最高温度）+約3℃（送風機のヒートアップによる温度上昇）

### 2.1.3.3 運転管理および保守管理

#### (1) 運転管理

送風機・排風機の起動/停止操作は、屋外地上部に設置した現場制御盤で行うものとし、故障等により送風機・排風機が停止した場合には、予備機が自動起動する。

現場制御盤では、送風機・排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの異常を検知した場合には、警報を発する。また、免震重要棟でも同様に、送風機・排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの情報に異常を検知した場合は、警報を発するシステムとなっている。

放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置し、燃料取り出し用カバー内から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

#### (2) 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。なお、排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については、外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し、機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また、フィルタについては、差圧計（プレフィルタ、高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら、必要な時期に交換する。

#### 2.1.3.4 異常時の措置

燃料取り出し用カバー換気設備が停止しても、セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は、 $1 \times 10^{-3} \sim 1 \times 10^{-5} \%$ 程度であり、4号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから、放射性物質の異常な放出とならないと考えられる。また、4号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は、Cs-134： $4.5 \times 10^0 \text{Bq/cm}^3$ 、Cs-137： $6.6 \times 10^0 \text{Bq/cm}^3$ （平成24年1月30日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果）である。

なお、燃料取り出し用カバー換気設備は、機器の単一故障が発生した場合を想定して、送風機、排風機及び電源の多重化を実施しており、切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また、排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については、2台の連続運転とし、1台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。

## 2.2 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

### 2.2.1 排気フィルタによる低減効果

燃料取り出し用カバー内から排気フィルタユニットを通じて大気へ放出される放射性物質は、高性能粒子フィルタ（効率97%（粒径 $0.3 \mu\text{m}$ 以上））により低減される。

セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は、 $1 \times 10^{-3} \sim 1 \times 10^{-5} \%$ 程度であり、4号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）

表2-2に発電所敷地内で測定された放射性物質濃度を示す。仮に、燃料取り出し用カバー内が表2-2に示す放射性物質濃度のうち、濃度の高い4号機オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合、排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質濃度は表2-3の通りとなる。

表 2-2 発電所敷地内の放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

核種	4号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の濃度 (平成23年6月18日測定)	福島第一原子力発電所西門の濃度 (平成23年6月18日測定) ※
Cs-134	約 $1.2 \times 10^{-4}$	約 $5.4 \times 10^{-6}$
Cs-137	約 $1.1 \times 10^{-4}$	約 $6.2 \times 10^{-6}$

※現在は、検出限界値以下であるが、4号機オペレーティングフロア上の測定値との比較のため、平成23年6月18日の測定値とした。

$$Q=C \cdot (1-f)$$

Q : フィルタ通過後の放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

C : カバー内に吸い込まれる外気の放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>) (表 2-2 参照)

f : フィルタ効率 (高性能粒子フィルタ 97%)

表 2-3 フィルタ通過後の放射性物質濃度

核種	濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )
Cs-134	約 $3.6 \times 10^{-6}$
Cs-137	約 $3.3 \times 10^{-6}$

以上の結果、表 2-2 及び表 2-3 より、フィルタ通過後の放射性物質濃度は西門での放射性物質濃度よりも低いレベルとなる。

## 2.2.2 敷地境界線量

### 2.2.2.1 評価条件

- (1) 燃料取り出し用カバー内が、表 2-2 に示す 4号機オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。
- (2) 減衰は考慮しない。
- (3) 地上放出と仮定する。
- (4) 燃料取り出し用カバーの供用期間である 5年間 (想定) に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点のγ線に起因する実効線量と仮定し評価する。
- (5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は、福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書で採用したのと同じ気象データを使用する。

### 2.2.2.2 評価方法

燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は、以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。

- (1) 放射性雲からの $\gamma$ 線に起因する実効線量
- (2) 吸入摂取による実効線量
- (3) 地面に沈着した放射性物質からの $\gamma$ 線に起因する実効線量

### 2.2.2.3 放射性雲からの $\gamma$ 線に起因する実効線量

放射性物質の $\gamma$ 線に起因する実効線量については、「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」の放射性雲からの $\gamma$ 線による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

#### (1) 計算地点における空気カーマ率の計算

計算地点  $(x, y, 0)$  における空気カーマ率は、次式により計算する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots \quad 2-1$$

ここで、 $D$  : 計算地点  $(x, y, 0)$  における空気カーマ率 ( $\mu$  Gy/y)

$K_1$  : 空気カーマ率への換算係数 ( $4.46 \times 10^{-4} \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{ Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$ )

$E$  :  $\gamma$ 線の実効エネルギー (0.5MeV/dis)

$\mu_{en}$  : 空気に対する $\gamma$ 線の線エネルギー吸収係数 ( $\text{m}^{-1}$ )

$\mu$  : 空気に対する $\gamma$ 線の線減衰係数 ( $\text{m}^{-1}$ )

$r$  : 放射性雲中の点  $(x', y', z')$  から計算地点  $(x, y, 0)$  までの距離 (m)

$B(\mu r)$  : 空気に対する $\gamma$ 線の再生係数

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ただし、 $\mu_{en}$ ,  $\mu$ ,  $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$ については、0.5MeVの $\gamma$ 線に対する値を用い、以下のとおりとする。

$$\mu_{en} = 3.84 \times 10^{-3} (\text{m}^{-1}), \quad \mu = 1.05 \times 10^{-2} (\text{m}^{-1})$$

$$\alpha = 1.000, \quad \beta = 0.4492, \quad \gamma = 0.0038$$

$\chi(x', y', z')$  : 放射性雲中の点  $(x', y', z')$  における濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)

なお、 $\chi(x', y', z')$ は、次式により計算する。

$$\chi(x', y', z') = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot e^{-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}} \cdot \left\{ e^{-\frac{(z' - H)^2}{2\sigma_z^2}} + e^{-\frac{(z' + H)^2}{2\sigma_z^2}} \right\} \quad \dots \quad 2-2$$

ここで、 $Q$  : 放射性物質の放出率 (Bq/s)

- U : 放出源高さを代表する風速 (m/s)
- H : 放出源の有効高さ (m)
- $\sigma_y$  : 濃度分布の y' 方向の拡がりのパラメータ (m)
- $\sigma_z$  : 濃度分布の z' 方向の拡がりのパラメータ (m)

このとき、有効高さと同じ高度 ( $z' = H$ ) の軸上で放射性物質濃度が最も濃くなる。被ばく評価地点は地上 ( $z' = 0$ ) であるため、地上放散が最も厳しい評価を与えることになる。

(2) 実効線量の計算

計算地点における年間の実効線量は、計算地点を含む方位及びその隣接方位に向かう放射性雲の  $\gamma$  線からの空気カーマを合計して、次式により計算する。

$$H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot (\bar{D}_L + \bar{D}_{L-1} + \bar{D}_{L+1}) \cdots \cdots \cdots 2-3$$

- ここで、  $H_\gamma$  : 放射性物質の  $\gamma$  線に起因する年間の実効線量 ( $\mu$  Sv/y)
- $K_2$  : 空気カーマから実効線量への換算係数 ( $0.8 \mu$  Sv/ $\mu$  Gy)
- $f_h$  : 家屋の遮蔽係数 (1.0)
- $f_0$  : 居住係数 (1.0)
- $(\bar{D}_L + \bar{D}_{L-1} + \bar{D}_{L+1})$  : 計算地点を含む方位(L)及びその隣接方位に向かう放射性雲による年間平均の  $\gamma$  線による空気カーマ ( $\mu$  Gy/y)。これらは 2-1 式から得られる空気カーマ率 D を放出モード、大気安定度別風向分布及び風速分布を考慮して年間について積算して求める。

2.2.2.4 吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量については、「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」の吸入摂取による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地表空気中濃度の計算

計算地点における年平均地表空気中濃度  $\bar{\chi}$  は、2-2 式を用い、隣接方位からの寄与も考慮して、次式により計算する。

$$\bar{\chi} = \sum_j \bar{\chi}_{jL} + \sum_j \bar{\chi}_{jL-1} + \sum_j \bar{\chi}_{jL+1} \cdots \cdots \cdots 2-4$$

- ここで、 j : 大気安定度 (A~F)
- L : 計算地点を含む方位

(2) 線量の計算

放射性物質の呼吸による実効線量は、次式により計算する。

$$H_I = 365 \cdot \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad \dots \dots \dots \quad 2-5$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \bar{\chi}_i \quad \dots \dots \dots \quad 2-6$$

ここで、 $H_I$  : 吸入摂取による年間の実効線量 ( $\mu$  Sv/y)  
 365 : 年間の日数への換算係数 (d/y)  
 $K_{Ii}$  : 核種 i の吸入摂取による成人実効線量換算係数 ( $\mu$  Sv/Bq)  
 $A_{Ii}$  : 核種 i の吸入による摂取率 (Bq/d)  
 $M_a$  : 人間の呼吸率 ( $m^3/d$ )  
 (成人の1日平均の呼吸率:  $22.2m^3/d$  を使用)  
 $\bar{\chi}_i$  : 核種 i の年平均地表空気中濃度 ( $Bq/m^3$ )

表 2-4 吸入摂取による成人の実効線量換算係数 ( $\mu$  Sv/Bq)

核種	Cs-134	Cs-137
$K_{Ii}$	$2.0 \times 10^{-2}$	$3.9 \times 10^{-2}$

2.2.2.5 地面に沈着した放射性物質からの  $\gamma$  線に起因する実効線量

地面に沈着した放射性物質からの  $\gamma$  線に起因する実効線量については、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」の地面に沈着した放射性物質濃度を計算し、放射性物質濃度からの実効線量への換算係数を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地上空気中濃度の計算

計算地点における年平均地上空気中濃度  $\bar{\chi}$  は、2-4 式により計算する。

(2) 線量の計算

地面に沈着した放射性物質からの  $\gamma$  線に起因する実効線量は、次式により計算する。

$$H_G = \sum_i K_{Gi} \cdot S_{oi} \quad \dots \dots \dots \quad 2-7$$

$$S_{oi} = \bar{\chi}_i \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{\lambda_i} \cdot (1 - e^{-\lambda_i \cdot T_o}) \quad \dots \dots \dots \quad 2-8$$

ここで、 $H_G$  : 地面に沈着した放射性物質からの  $\gamma$  線に起因する  
 年間の実効線量 ( $\mu$  Sv/y)  
 $K_{Gi}$  : 核種 i の地表沈着による外部被ばく線量換算係数 ( $\frac{\mu \text{ Sv/y}}{Bq/m^2}$ )  
 $S_{oi}$  : 核種 i の地表濃度 ( $Bq/m^2$ )  
 $\bar{\chi}_i$  : 核種 i の年平均地表空気中濃度 ( $Bq/m^3$ )  
 $V_g$  : 沈着速度 (0.01m/s)  
 $\lambda_i$  : 核種 i の物理的減衰係数 ( $s^{-1}$ )

- $T_0$  : 放射性物質の放出期間 (s) (カバー供用期間の 5 年を想定)  
 $f_1$  : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (保守的に 1 を用いる)

表 2-5 核種 i の地表沈着による外部被ばく線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m<sup>2</sup>))

核種	Cs-134	Cs-137
$K_{Gi}$	$1.5 \times 10^{-15}$	$5.8 \times 10^{-16}$

#### 2.2.2.6 評価結果

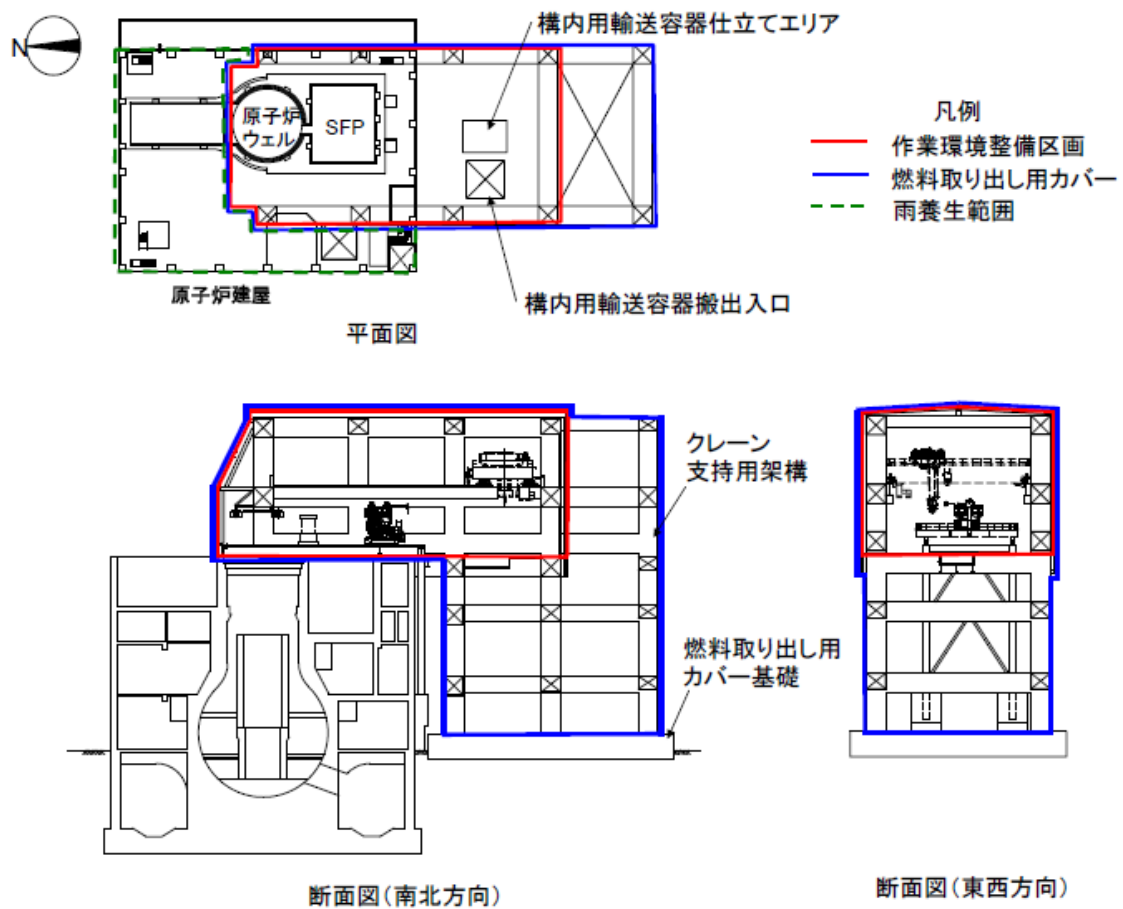
表 2-3 に示す濃度の放射性物質の放出が燃料取り出し用カバーの供用期間である 5 年間 (想定) 続くと仮定して算出した結果, 年間被ばく線量は敷地境界で約 0.008mSv/年であり, 法令の線量限度 1mSv/年に比べても十分低いと評価される。(表 2-6 参照)

また, 「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価 (約 0.03mSv/年) に比べても十分に低いと評価される。

表 2-6 燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットからの  
放射性物質の放出による一般公衆の実効線量 (mSv/年)

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 $1.3 \times 10^{-7}$	約 $5.4 \times 10^{-5}$	約 $7.4 \times 10^{-3}$	約 $7.5 \times 10^{-3}$





【燃料取り出し用カバー】

- ・ 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- ・ 燃料取り出し用カバーのうち、作業環境整備区画は外装材等により区画し、換気対象範囲とする。

【雨養生範囲】

- ・ 燃料取り出し用カバー以外のオペレーティングフロアエリアは雨水対策を施す。
- ・ 換気対象範囲外とする。

図 2-1 燃料取り出し用カバー概略図

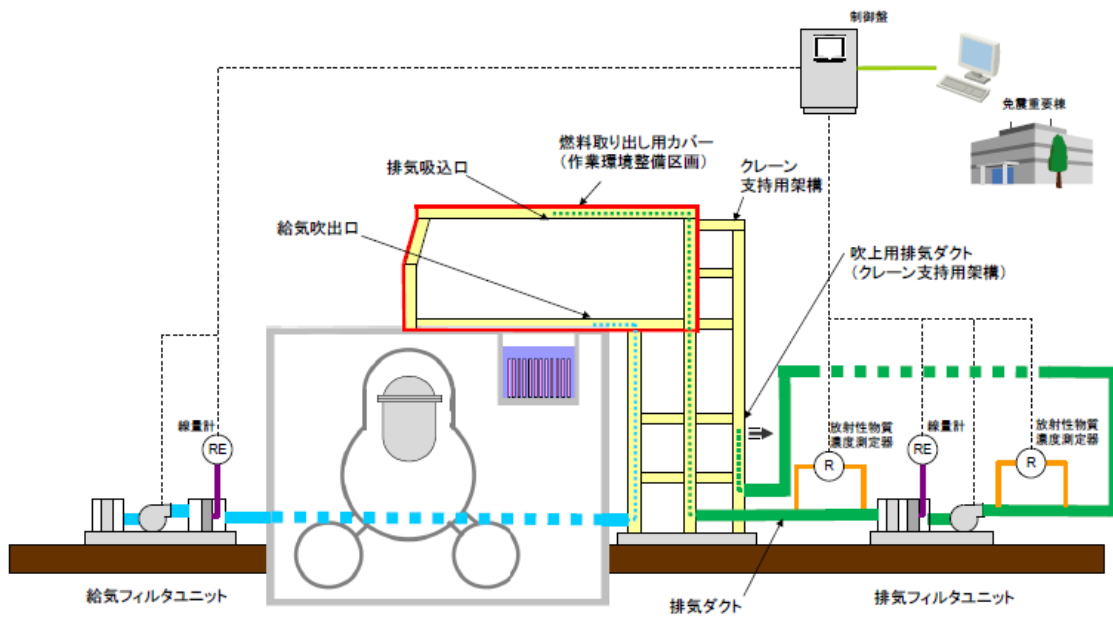


図 2-2 燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

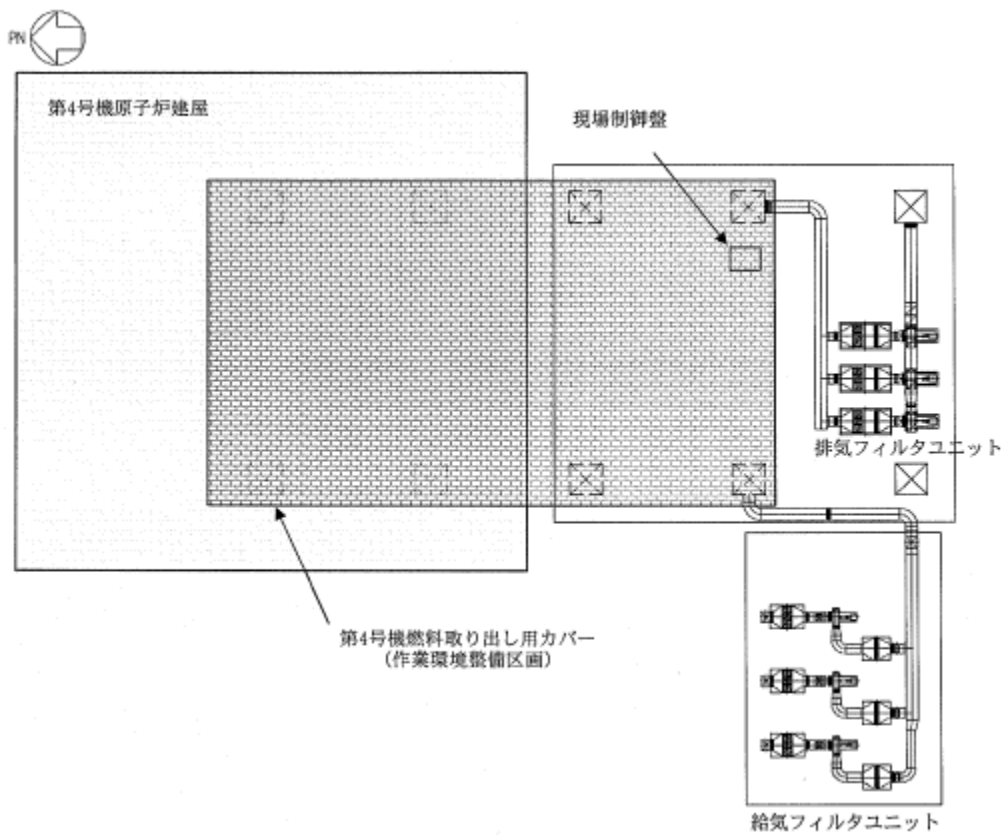


図 2-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図

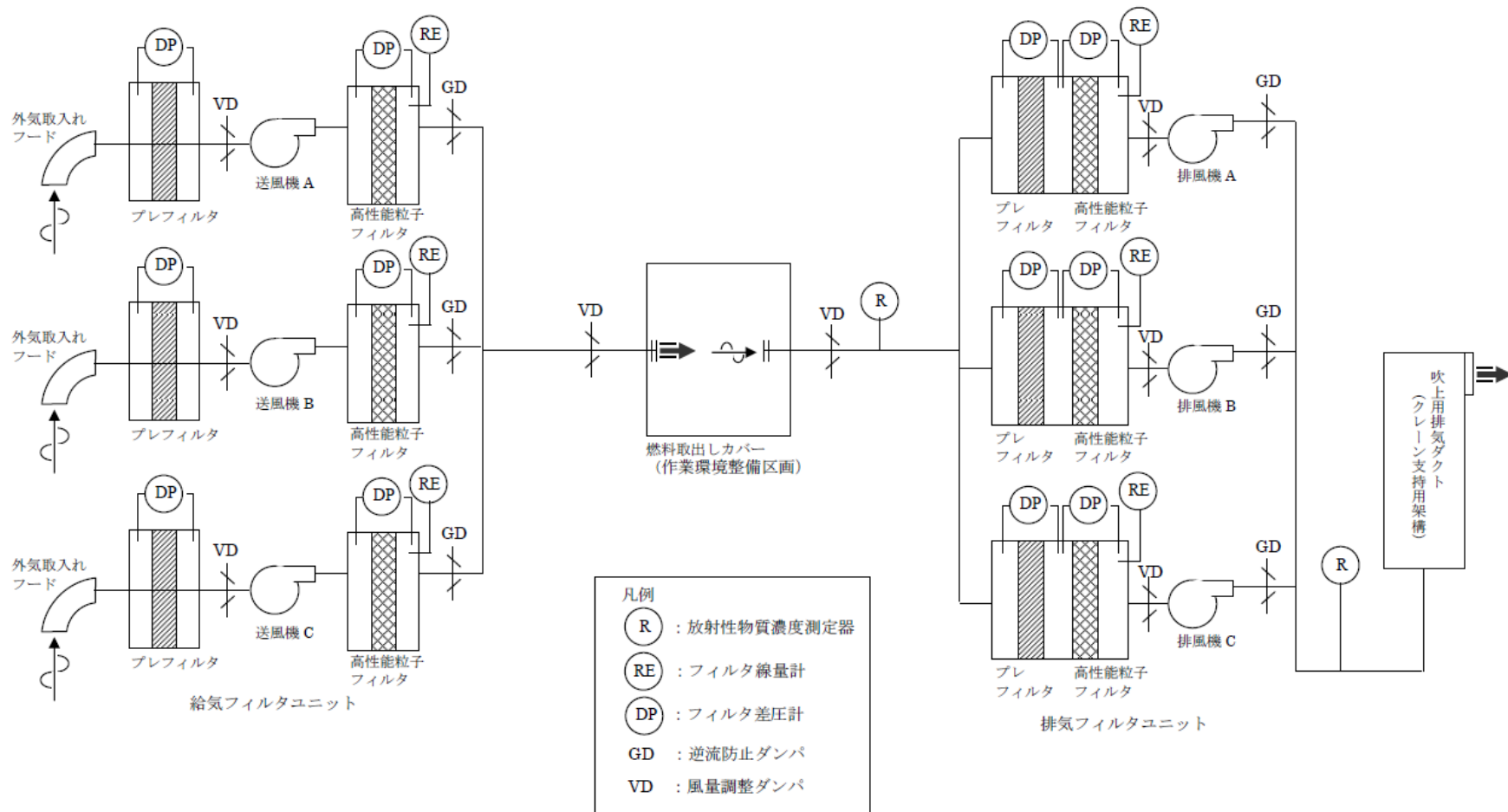
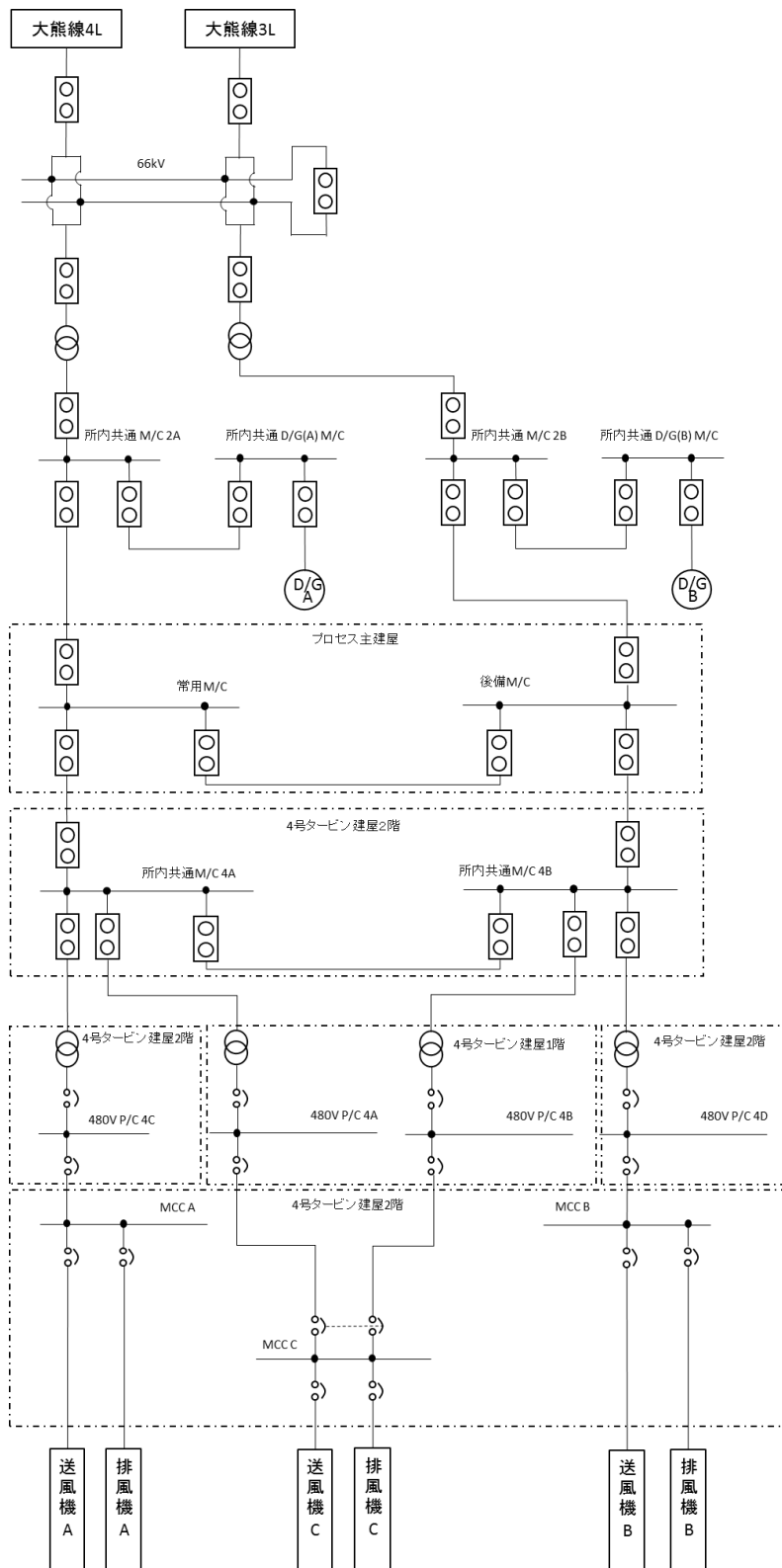


図 2-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図



※平成 29 年 9 月時点

図 2-5 燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図

### 3 3号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

#### 3.1 燃料取り出し用カバーについて

##### 3.1.1 概要

燃料取り出し用カバーは、作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし、風雨を遮る構造とする。また、使用済燃料プール内がれき撤去時の放射性物質の舞い上がり、燃料取り出し作業に伴い建屋等に付着した放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため、燃料取り出し用カバーは隙間を低減した構造とするとともに、換気設備を設け、排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また、現在、発電所敷地内では素（I-131）は検出されていないことから、フィルタユニットは、発電所敷地内等で検出されているセシウム（Cs-134, 137）の大気への放出が低減できる設計とする。

##### 3.1.2 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーの大きさは、約 19m（南北）×約 57m（東西）×約 54m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり、ドーム状の屋根を外装材で覆い、風雨を遮る構造とする。（図 3-1 燃料取り出し用カバー概略図参照）

##### 3.1.3 換気設備

###### 3.1.3.1 系統構成

換気設備は、燃料取り出し用カバー内気体を吸引し、排気ダクトを経由して燃料取り出し用カバーの外部に設置した排気フィルタユニットへ導く。排気フィルタユニットは、プレフィルタ、高性能粒子フィルタ等で構成され、各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹上用排気ダクトから大気へ放出する。

排気フィルタユニットは、約 10,000m<sup>3</sup>/h のユニットを 4 系列（うち 1 系列は予備）、排風機は、換気風量約 30,000m<sup>3</sup>/h のユニットを 2 系列（うち 1 系列は予備）設置し、約 30,000m<sup>3</sup>/h の換気風量で運転する。

また、燃料取り出し用カバー内の放射性物質や吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するため、放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置する。（図 3-2 燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図、図 3-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図、図 3-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図参照）

燃料取り出し用カバー換気設備の電源は、異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。（図 3-5 燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図参照）

表 3-1 換気設備構成

設備名	構成・配置等
排気吸込口	配置：カバー内の天井部に設置
排気フィルタユニット	配置：原子炉建屋西側の屋外に 4 系列（うち予備 1 系列）設置 構成：プレフィルタ 高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3 μm）以上） フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置） フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
排風機	配置：原子炉建屋西側の屋外に 2 系列（うち予備 1 系列）設置
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置
放射性物質濃度測定器	測定対象：カバー内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様：検出器種類 シンチレーション検出器 計測範囲 10 <sup>-1</sup> ～10 <sup>5</sup> s <sup>-1</sup> 台数 排気フィルタユニット入口 1 台 排気フィルタユニット出口 2 台

### 3.1.3.2 換気風量について

燃料取り出し用カバー内の環境は、燃料取扱機、クレーン及び電源盤の設備保護のため 40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。

燃料取り出し用カバー内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は、下式により求められる風量に余裕をみた約 30,000m<sup>3</sup>/h とする。

$$Q=q/(C_p \cdot \rho \cdot (t_1-t_2) \cdot 1/3600)$$

Q：換気（排気）風量（m<sup>3</sup>/h）

q：設計用熱負荷，約 60（kW）

（機器発熱，日射，使用済燃料プールからの熱，原子炉からの熱）※1

C<sub>p</sub>：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ：密度，1.2（kg/m<sup>3</sup>）

t<sub>1</sub>：カバー内温度，40（℃）

t<sub>2</sub>：設計用外気温度，28.5（℃）※2

※1 約 10%の余裕を含む

※2 小名浜気象台で観測された 1972 年～1976 年の 5 年間の観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度

### 3.1.3.3 運転管理および保守管理

#### (1) 運転管理

排風機の起動/停止操作は、屋外地上部に設置したコンテナハウス内の現場制御盤で行うものとし、故障等により排風機が停止した場合には、予備機が自動起動する。

現場制御盤では、排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの異常を検知した場合には、警報を発する。また、免震重要棟でも同様に、排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの情報に異常を検知した場合は、警報を発するシステムとなっている。

放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置し、燃料取り出し用カバー内から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

#### (2) 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。なお、排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については、外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し、機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また、フィルタについては、差圧計（プレフィルタ、高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら、必要な時期に交換する。

### 3.1.3.4 異常時の措置

燃料取り出し用カバー換気設備が停止しても、セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は、 $1 \times 10^{-3} \sim 1 \times 10^{-5} \%$ 程度であり、3号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから、放射性物質の異常な放出としないと考えられる。また、3号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は、Cs-134： $2.4 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ 、Cs-137： $3.9 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ （平成24年9月24日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果）である。

なお、燃料取り出し用カバー換気設備は、機器の単一故障が発生した場合を想定して、送風機、排風機及び電源の多重化を実施しており、切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また、排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については、2台の連続運転とし、1台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。

### 3.2 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

#### 3.2.1 排気フィルタによる低減効果

燃料取り出し用カバー内から排気フィルタユニットを通じて大気へ放出される放射性物質は、高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径  $0.3\mu\text{m}$ ）以上）により低減される。

セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は、 $1\times 10^{-3}\sim 1\times 10^{-5}\%$ 程度であり、3号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）

表 3-2 に 3号機原子炉建屋上部で測定された放射性物質濃度を示す。仮に、燃料取り出し用カバー内が表 3-2 に示す放射性物質濃度であった場合、排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質濃度は表 3-3 の通りとなる。

表 3-2 3号機原子炉建屋上部の放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

核種	原子炉上北東側（横方向）※
Cs-134	約 $5.2\times 10^{-4}$
Cs-137	約 $8.0\times 10^{-4}$

※平成 24 年 9 月 6 日測定

$$Q=C \cdot (1-f)$$

Q : フィルタ通過後の放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

C : カバー内に吸い込まれる外気の放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>) (表 3-2 参照)

f : フィルタ効率 (高性能粒子フィルタ 97%)

表 3-3 フィルタ通過後の放射性物質濃度

核種	濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )
Cs-134	約 $1.6\times 10^{-5}$
Cs-137	約 $2.4\times 10^{-5}$

以上の結果、表 3-2 及び表 3-3 より、フィルタ通過後の放射性物質濃度は約 1/30 となる。

#### 3.2.2 敷地境界線量

##### 3.2.2.1 評価条件

- (1) 燃料取り出し用カバー内が、表 3-2 に示す 3号機オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合に排気フィルタユニットを介して大気へ放出されるものと仮



定する。

- (2) 減衰は考慮しない。
- (3) 地上放出と仮定する。
- (4) 燃料取り出し用カバーの供用期間である5年間（想定）に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点の $\gamma$ 線に起因する実効線量と仮定し評価する。
- (5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は、福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書で採用したものと同一気象データを使用する。

### 3.2.2.2 評価方法

燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は、以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。

- (1) 放射性雲からの $\gamma$ 線に起因する実効線量
- (2) 吸入摂取による実効線量
- (3) 地面に沈着した放射性物質からの $\gamma$ 線に起因する実効線量

### 3.2.2.3 放射性雲からの $\gamma$ 線に起因する実効線量

放射性物質の $\gamma$ 線に起因する実効線量については、「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」の放射性雲からの $\gamma$ 線による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

- (1) 計算地点における空気カーマ率の計算

計算地点(x, y, 0)における空気カーマ率は、次式により計算する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots \quad 3-1$$

ここで、 D : 計算地点(x, y, 0)における空気カーマ率 ( $\mu$  Gy/h)

$K_1$  : 空気カーマ率への換算係数 ( $4.46 \times 10^{-4} \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{ Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$ )

E :  $\gamma$ 線の実効エネルギー (0.5MeV/dis)

$\mu_{en}$  : 空気に対する $\gamma$ 線の線エネルギー吸収係数 ( $\text{m}^{-1}$ )

$\mu$  : 空気に対する $\gamma$ 線の線減衰係数 ( $\text{m}^{-1}$ )

r : 放射性雲中の点(x', y', z')から計算地点(x, y, 0)までの距離 (m)

$B(\mu r)$  : 空気に対する $\gamma$ 線の再生係数

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ただし、 $\mu_{en}$ ,  $\mu$ ,  $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$ については、0.5MeVの $\gamma$ 線に対する値を用い、以下のとおりとする。

$$\mu_{en}=3.84 \times 10^{-3} (\text{m}^{-1}), \quad \mu = 1.05 \times 10^{-2} (\text{m}^{-1})$$

$$\alpha = 1.000, \quad \beta = 0.4492, \quad \gamma = 0.0038$$

$\chi(x', y', z')$  : 放射性雲中の点  $(x', y', z')$  における濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)

なお,  $\chi(x', y', z')$  は, 次式により計算する。

$$\chi(x', y', z') = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot e^{-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}} \cdot \left\{ e^{-\frac{(z' - H)^2}{2\sigma_z^2}} + e^{-\frac{(z' + H)^2}{2\sigma_z^2}} \right\} \cdot 3-2$$

ここで,  $Q$  : 放射性物質の放出率 (Bq/s)

$U$  : 放出源高さを代表する風速 (m/s)

$H$  : 放出源の有効高さ (m)

$\sigma_y$  : 濃度分布の  $y'$  方向の拡がりのパラメータ (m)

$\sigma_z$  : 濃度分布の  $z'$  方向の拡がりのパラメータ (m)

このとき, 有効高さと同じ高度 ( $z' = H$ ) の軸上で放射性物質濃度が最も濃くなる。被ばく評価地点は地上 ( $z' = 0$ ) であるため, 地上放散が最も厳しい評価を与えることになる。

#### (2) 実効線量の計算

計算地点における年間の実効線量は, 計算地点を含む方位に向かう放射性雲の  $\gamma$  線からの空気カーマを合計して, 次式により計算する。

$$H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \bar{D}_L \quad \dots \dots \dots \quad 3-3$$

ここで,  $H_\gamma$  : 放射性物質の  $\gamma$  線に起因する年間の実効線量 ( $\mu$  Sv/y)

$K_2$  : 空気カーマから実効線量への換算係数 ( $0.8 \mu$  Sv/ $\mu$  Gy)

$f_h$  : 家屋の遮蔽係数 (1.0)

$f_0$  : 居住係数 (1.0)

$\bar{D}_L$  : 計算地点を含む方位(L)に向かう放射性雲による年間平均の  $\gamma$  線による空気カーマ ( $\mu$  Gy/y)。

#### 3.2.2.4 吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量については, 「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」の吸入摂取による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

##### (1) 放射性物質の年平均地表空気中濃度の計算

計算地点における年平均地表空気中濃度  $\bar{\chi}$  は, 3-2 式を用い, 隣接方位からの寄与も考慮して, 次式により計算する。

$$\bar{\chi} = \sum_j \bar{\chi}_{jL} + \sum_j \bar{\chi}_{jL-1} + \sum_j \bar{\chi}_{jL+1} \dots \dots \dots 3-4$$

ここで、 j : 大気安定度 (A~F)  
L : 計算地点を含む方位

(2) 線量の計算

放射性物質の呼吸による実効線量は、次式により計算する。

$$H_{Ii} = 365 \cdot \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \dots \dots \dots 3-5$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \bar{\chi}_i \dots \dots \dots 3-6$$

ここで、  $H_{Ii}$  : 吸入摂取による年間の実効線量 ( $\mu$  Sv/y)  
365 : 年間日数への換算係数 (d/y)  
 $K_{Ii}$  : 核種 i の吸入摂取による成人実効線量換算係数 ( $\mu$  Sv/Bq)  
 $A_{Ii}$  : 核種 i の吸入による摂取率 (Bq/d)  
 $M_a$  : 人間の呼吸率 ( $m^3/d$ )  
(成人の1日平均の呼吸率:  $22.2m^3/d$  を使用)  
 $\bar{\chi}_i$  : 核種 i の年平均地表空气中濃度 (Bq/ $m^3$ )

表 3-4 吸入摂取による成人の実効線量換算係数 ( $\mu$  Sv/Bq)

核種	Cs-134	Cs-137
$K_{Ii}$	$2.0 \times 10^{-2}$	$3.9 \times 10^{-2}$

3.2.2.5 地面に沈着した放射性物質からの  $\gamma$  線に起因する実効線量

地面に沈着した放射性物質からの  $\gamma$  線に起因する実効線量については、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」の地面に沈着した放射性物質濃度を計算し、放射性物質濃度からの実効線量への換算係数を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地上空气中濃度の計算

計算地点における年平均地上空气中濃度  $\bar{\chi}$  は、3-4 式により計算する。

(2) 線量の計算

地面に沈着した放射性物質からの  $\gamma$  線に起因する実効線量は、次式により計算する。

$$H_G = \sum_i K_{Gi} \cdot S_{O_i} \dots \dots \dots 3-7$$

$$S_{O_i} = \bar{\chi}_i \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{\lambda_i} \cdot (1 - e^{-\lambda_i \cdot T_o}) \dots \dots \dots 3-8$$

- ここで、  $H_G$  : 地面に沈着した放射性物質からの  $\gamma$  線に起因する  
年間の実効線量 ( $\mu Sv/y$ )
- $K_{Gi}$  : 核種  $i$  の地表沈着による外部被ばく線量換算係数 ( $\frac{\mu Sv/y}{Bq/m^2}$ )
- $S_{0i}$  : 核種  $i$  の地表濃度 ( $Bq/m^2$ )
- $\bar{\chi}_i$  : 核種  $i$  の年平均地表空气中濃度 ( $Bq/m^3$ )
- $V_g$  : 沈着速度 (0.01m/s)
- $\lambda_i$  : 核種  $i$  の物理的減衰係数 ( $s^{-1}$ )
- $T_0$  : 放射性物質の放出期間 (s) (カバー供用期間の5年を想定)
- $f_1$  : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (保守的に1を用いる)

表 3-5 核種  $i$  の地表沈着による外部被ばく線量換算係数 ( $(Sv/s)/(Bq/m^2)$ )

核種	Cs-134	Cs-137
$K_{Gi}$	$1.5 \times 10^{-15}$	$5.8 \times 10^{-16}$

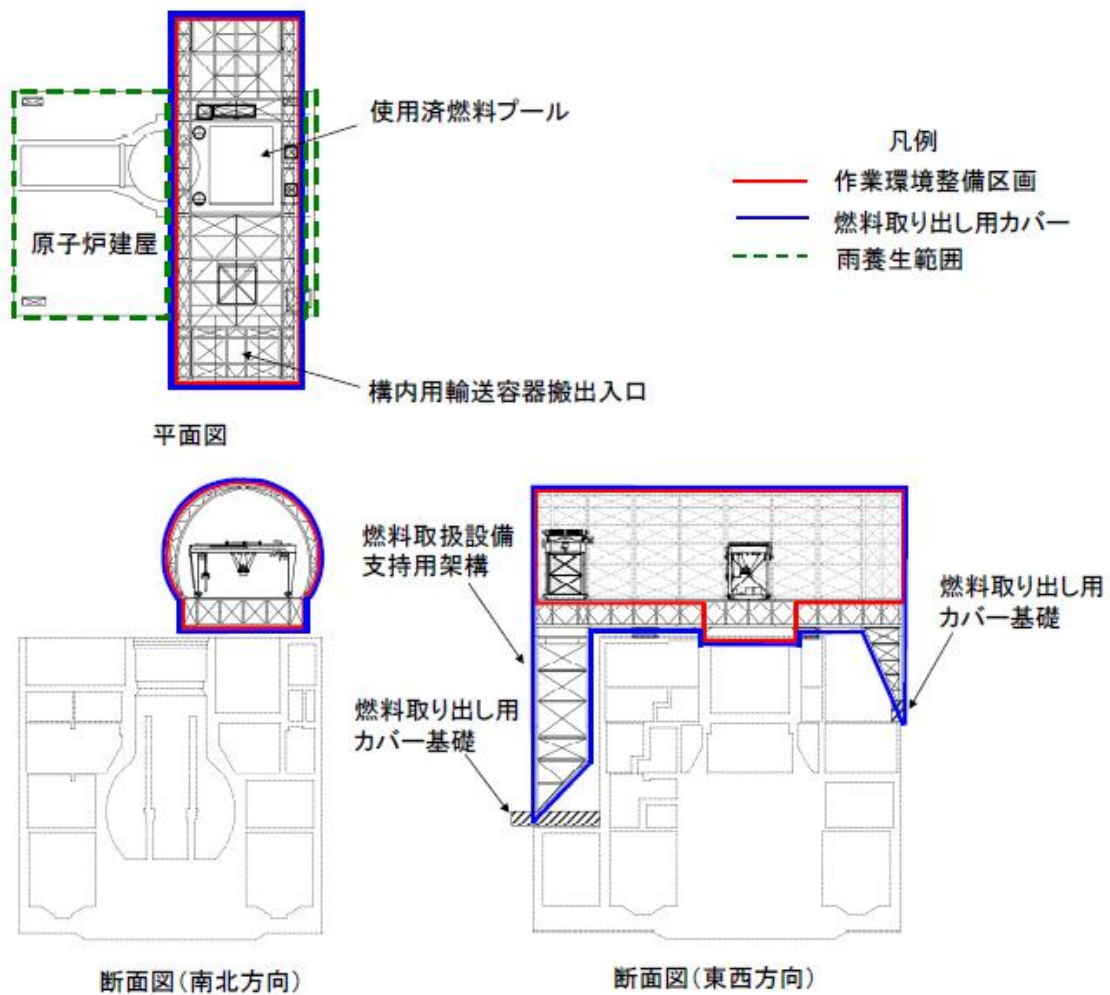
### 3.2.2.6 評価結果

表 3-3 に示す濃度の放射性物質の放出が燃料取り出し用カバーの供用期間である5年間(想定)続くと仮定して算出した結果、年間被ばく線量は敷地境界で約0.015mSv/年であり、法令の線量限度1mSv/年に比べても十分低いと評価される。(表 3-6 参照)

また、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価(約0.03mSv/年)に比べても低いと評価される。

表 3-6 燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットからの  
放射性物質の放出による一般公衆の実効線量 (mSv/年)

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 $4.5 \times 10^{-7}$	約 $1.3 \times 10^{-4}$	約 $1.5 \times 10^{-2}$	約 $1.5 \times 10^{-2}$



【燃料取り出し用カバー】

- ・ 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- ・ 燃料取り出し用カバーのうち、作業環境整備区画は外装材等により区画し、換気対象範囲とする。

【雨養生範囲】

- ・ 燃料取り出し用カバー以外のオペレーティングフロアエリアは雨水対策を施す。
- ・ 換気対象範囲外とする。

図 3-1 燃料取り出し用カバー概略図

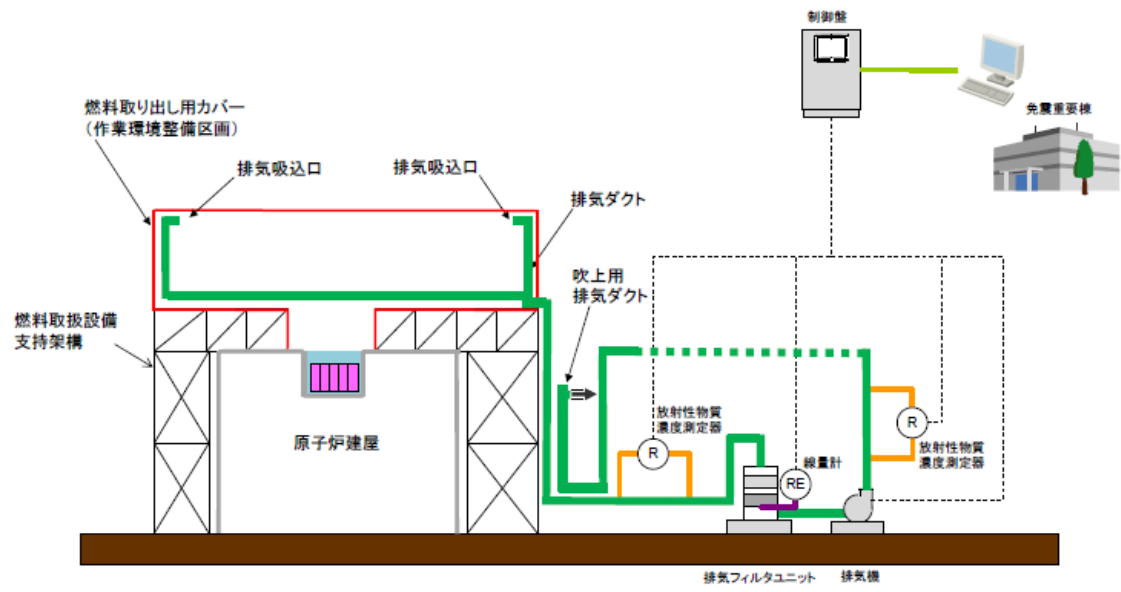


図 3-2 燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

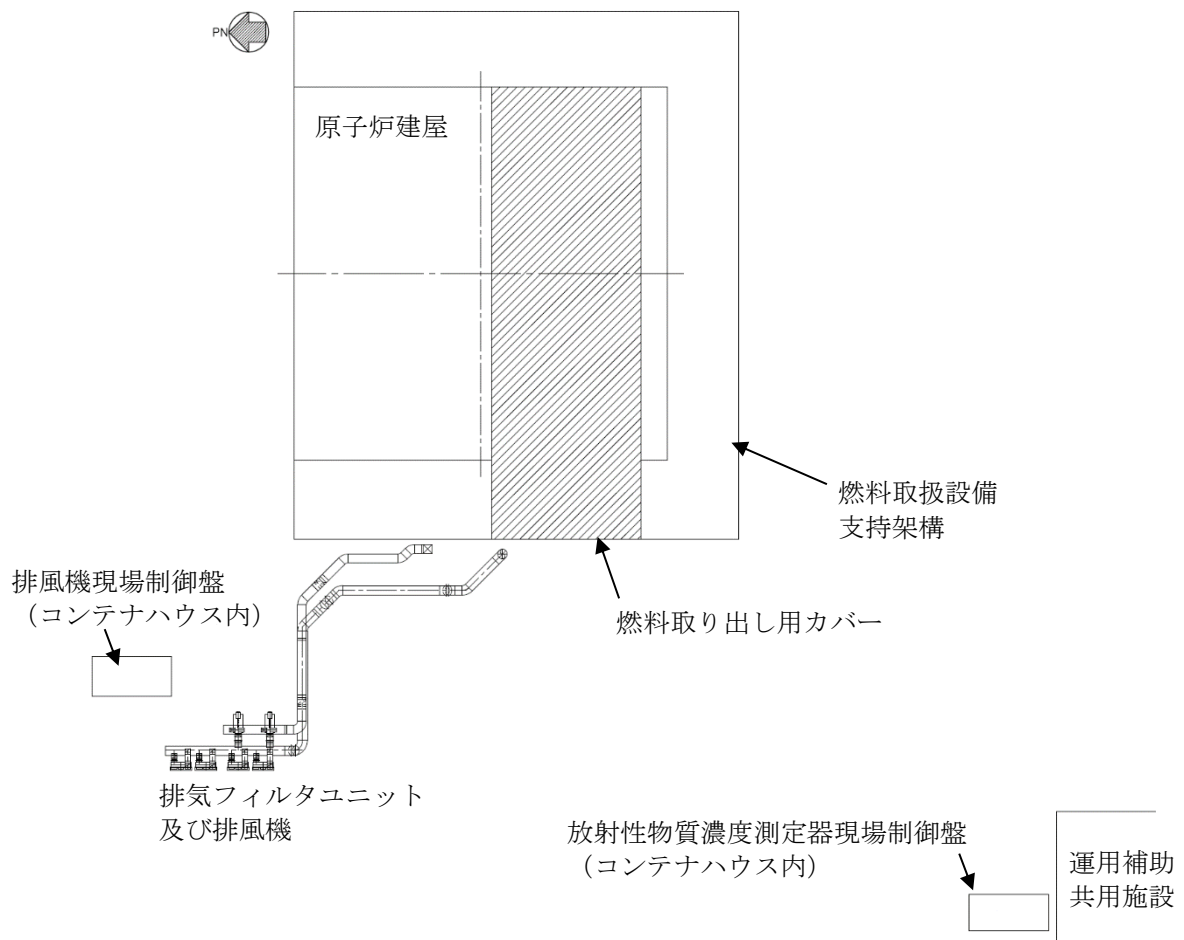


図 3-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図

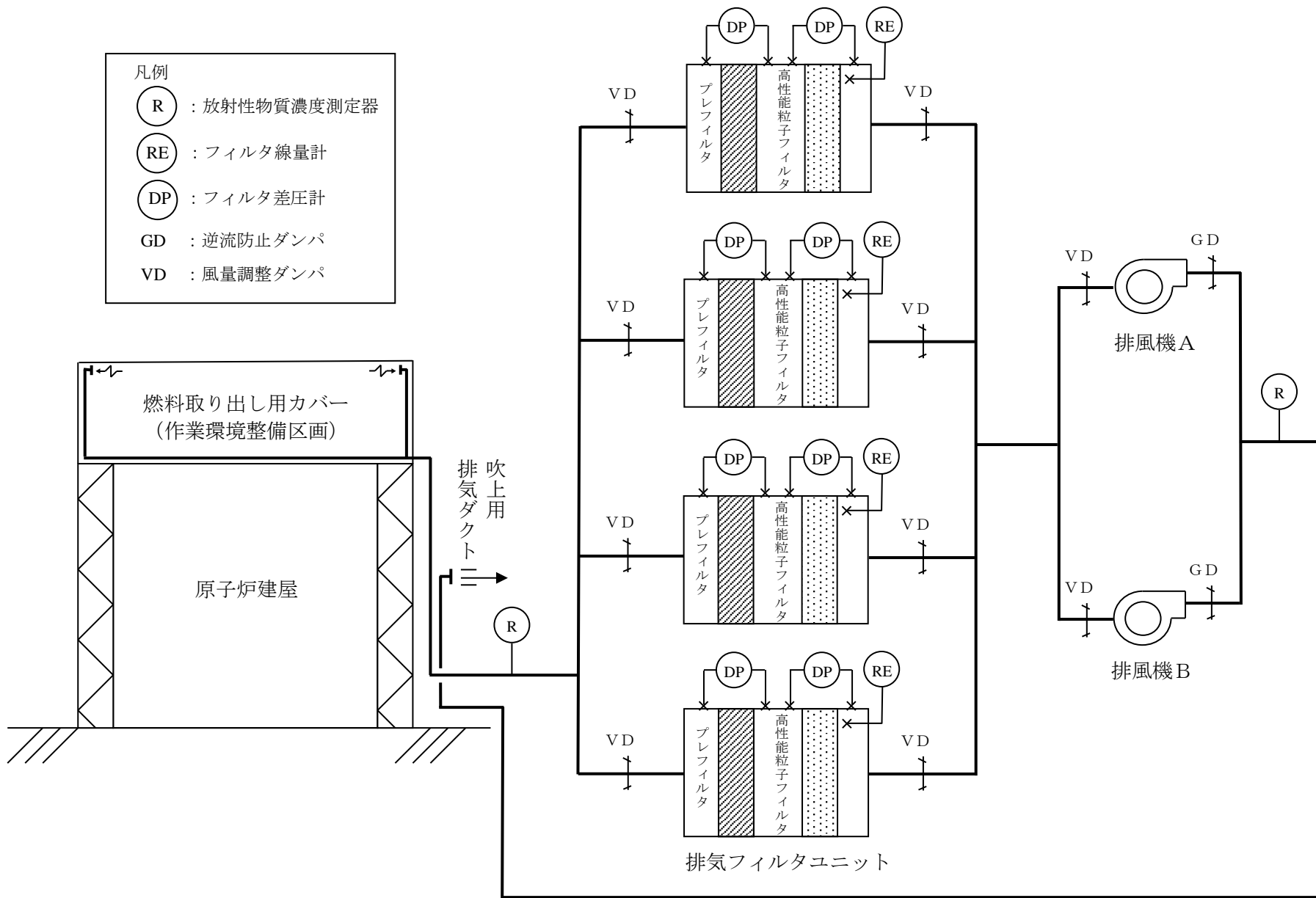
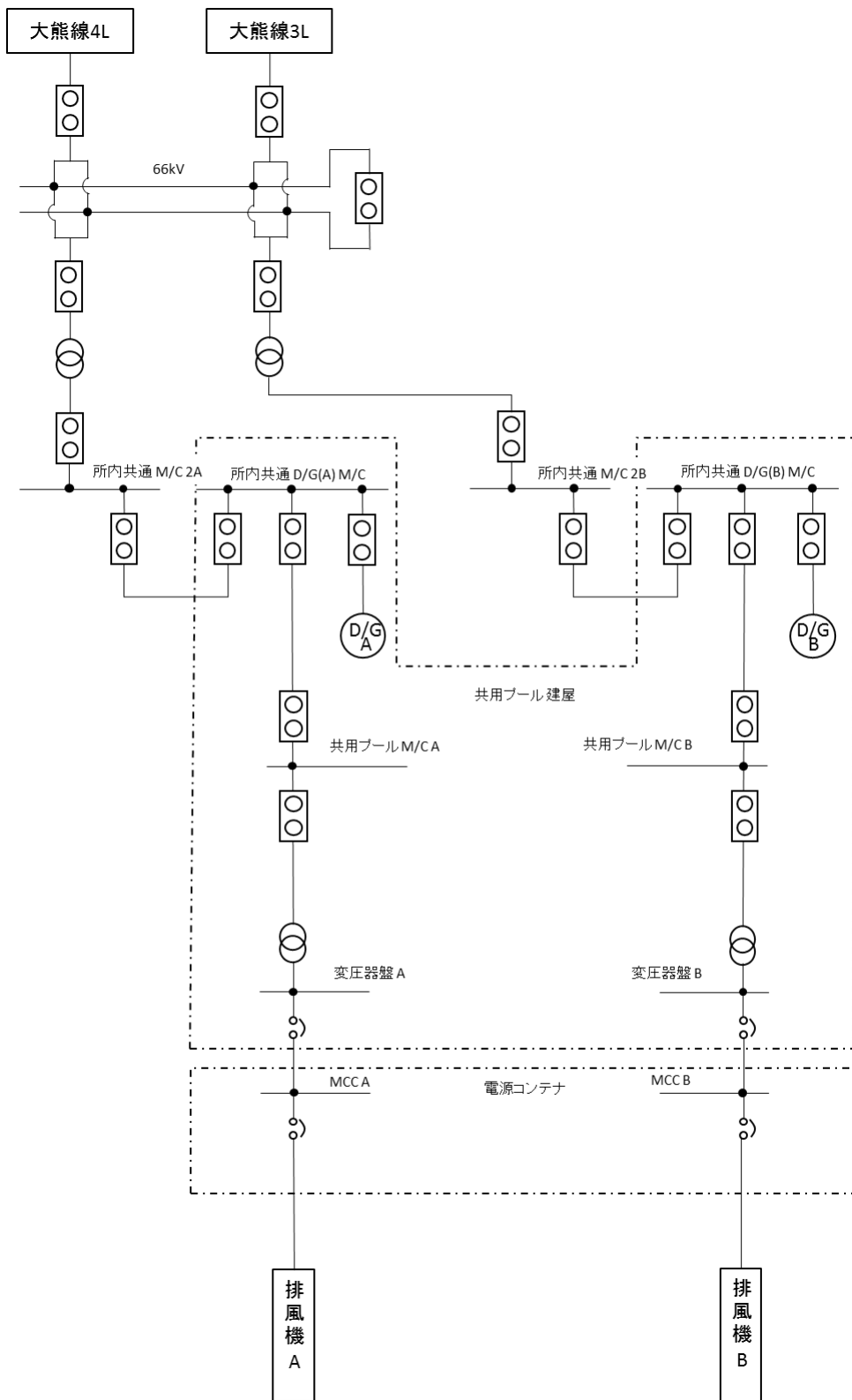


図 3-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図



※平成 29 年 9 月時点

図 3-5 燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図



## 4 2号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

### 4.1 燃料取り出し用構台について

#### 4.1.1 概要

燃料取り出し用構台は、作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし、風雨を遮る構造とする。また、燃料取り出し作業に伴い建屋等に付着した放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため、燃料取り出し用構台は隙間を低減した構造とするとともに、換気設備を設け、排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また、現在、発電所敷地内ではヨウ素 (I-131) は検出されていないことから、フィルタユニットは、発電所敷地内等で検出されているセシウム (Cs-134, 137) の大気への放出が低減できる設計とする。

#### 4.1.2 燃料取り出し用構台

燃料取り出し用構台の大きさは、約 33m (南北) × 約 27m (東西) × 約 45m (地上高) である。主体構造は鉄骨造であり、燃料取り出し用構台作業エリアの壁面及び屋根面を外装材で覆い、風雨を遮る構造とする。(図 4-1 燃料取り出し用構台概略図参照)

#### 4.1.3 換気設備

##### 4.1.3.1 系統構成

換気設備は、原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内の気体を吸引し、排気ダクトを経由して燃料取り出し用構台地上階に設置した排気フィルタユニットへ導く。排気フィルタユニットは、プレフィルタ、高性能粒子フィルタ等で構成され、各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹上用排気ダクトから大気へ放出する。

排気フィルタユニットは、約 10,000m<sup>3</sup>/h のユニットを 4 系列 (うち 1 系列は予備)、排風機は、換気風量約 30,000m<sup>3</sup>/h のユニットを 2 系列 (うち 1 系列は予備) 設置し、原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台作業エリアを約 30,000m<sup>3</sup>/h の換気風量で運転する。

また、原子炉建屋オペレーティングフロア内、燃料取り出し用構台内及び吹上用排気ダクトから大気へ放出される放射性物質の濃度を測定するため、放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置する。(図 4-2 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備概略構成図、図 4-3 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備配置図、図 4-4 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備系統図参照)

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備の電源は、異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。(図 4-5 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備電源系統図参照)

表 4-1 換気設備構成

設備名	構成・配置等
排気吸込口	配置：原子炉建屋オペレーティングフロア壁面及び燃料取り出し用構台床上に設置
排気フィルタユニット	配置：燃料取り出し用構台地上階に 4 系列（うち予備 1 系列）設置 構成：プレフィルタ／高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3 μm）以上） フィルタ線量計（各排気フィルタユニットに設置） フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
排風機	配置：燃料取り出し用構台地上階に 2 系列（うち予備 1 系列）設置
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置
放射性物質濃度測定器	測定対象：原子炉建屋オペレーティングフロア内，燃料取り出し用構台内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様：検出器種類 シンチレーション検出器 計測範囲 $10^{-1} \sim 10^5 \text{s}^{-1}$ 台数 排気フィルタユニット入口 4 台 (原子炉建屋側，燃料取り出し用構台側 2 台ずつ) 排気フィルタユニット出口 2 台

#### 4.1.3.2 換気風量について

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内の環境は，燃料取扱機，クレーン及び電源盤の設備保護のため 40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は，下式により求められる風量に余裕をみた約 30,000m<sup>3</sup>/h とする。

$$Q=q/(C_p \cdot \rho \cdot (t_1-t_2) \cdot 1/3600)$$

Q：換気（排気）風量（m<sup>3</sup>/h）

q：設計用熱負荷，約 80（kW）

（機器発熱，日射，使用済燃料プールからの熱，原子炉からの熱）※1

C<sub>p</sub>：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

$\rho$  : 密度, 1.2 (kg/m<sup>3</sup>)

t1 : 燃料取り出し用構台内温度, 40 (°C)

t2 : 設計用外気温度, 28.5 (°C) ※2

※1 約 10%の余裕を含む

※2 小名浜気象台で観測された 1972 年～1976 年の 5 年間の観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度

#### 4.1.3.3 運転管理および保守管理

##### (1) 運転管理

排風機の起動/停止操作は、免震重要棟集中監視室で行うものとし、故障等により排風機が停止した場合には、予備機が自動起動する。

免震重要棟集中監視室では、排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの異常を検知した場合には、警報を発する。

放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置し、原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

##### (2) 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。なお、排気フィルタユニット出入口の放射性物質濃度測定器については、現場の放射性物質監視及び外部への放射性物質飛散抑制の観点から多重化し、機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また、フィルタについては、差圧計（プレフィルタ、高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（排気フィルタユニットに設置）の値を確認しながら、必要な時期に交換する。

#### 4.1.3.4 異常時の措置

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備が停止しても、セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は、 $1 \times 10^{-5} \sim 1 \times 10^{-3} \%$ 程度であり、2号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから、放射性物質の異常な放出とされないと考えられる。また、2号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は、Cs-134 :  $1.42 \times 10^4 \text{Bq/L}$ 、Cs-137 :  $5.89 \times 10^5 \text{Bq/L}$ （令和2年10月15日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果）である。

なお、原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備は、機器の単一故障が発生した場合を想定して、排風機及び電源の多重化を実施しており、切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また、排気フィルタユニット出入口の放射性物質濃度測定器については、2台の連続運転とし、1台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。

## 4.2 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

### 4.2.1 排気フィルタによる低減効果

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内から排気フィルタユニットを通じて大気へ放出される放射性物質は、プレフィルタ／高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径  $0.3\mu\text{m}$ ）以上）により低減される。

セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は、 $1\times 10^{-5}\sim 1\times 10^{-3}\%$ 程度であり、2号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）

表 4-2 に 2号機原子炉建屋オペレーティングフロア上で測定された放射性物質濃度を示す。仮に、原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内が表 4-2 に示す放射性物質濃度であった場合、排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質濃度は表 4-3 の通りとなる。

表 4-2 2号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

核種	オペレーティングフロア上の濃度 (令和1年8月～令和2年8月の 検出濃度の平均値)
Cs-134	約 $7.6\times 10^{-6}$
Cs-137	約 $5.0\times 10^{-5}$

$$Q=C \cdot (1-f)$$

Q : フィルタ通過後の放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

C : 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内の放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>) (表 4-2 参照)

f : フィルタ効率 (プレフィルタ／高性能粒子フィルタ 97%)

表 4-3 フィルタ通過後の放射性物質濃度

核種	濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )
Cs-134	約 $2.3\times 10^{-7}$
Cs-137	約 $1.5\times 10^{-6}$

以上の結果、表 4-2 及び表 4-3 より、フィルタ通過後の放射性物質濃度は約 1/30 となる。

#### 4.2.2 敷地境界線量

##### 4.2.2.1 評価条件

- (1) 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内が、表 4-2 に示す 2 号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。
- (2) 減衰は考慮しない。
- (3) 地上放出と仮定する。
- (4) 燃料取り出し用構台の供用期間である 5 年間（想定）に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点の $\gamma$ 線に起因する実効線量と仮定し評価する。
- (5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は、福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書で採用したものと同一気象データを使用する。

##### 4.2.2.2 評価方法

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は、以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。

- (1) 放射性雲からの $\gamma$ 線に起因する実効線量
- (2) 吸入摂取による実効線量
- (3) 地面に沈着した放射性物質からの $\gamma$ 線に起因する実効線量

具体的な計算方法等については、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2.2 線量評価」に準じる。

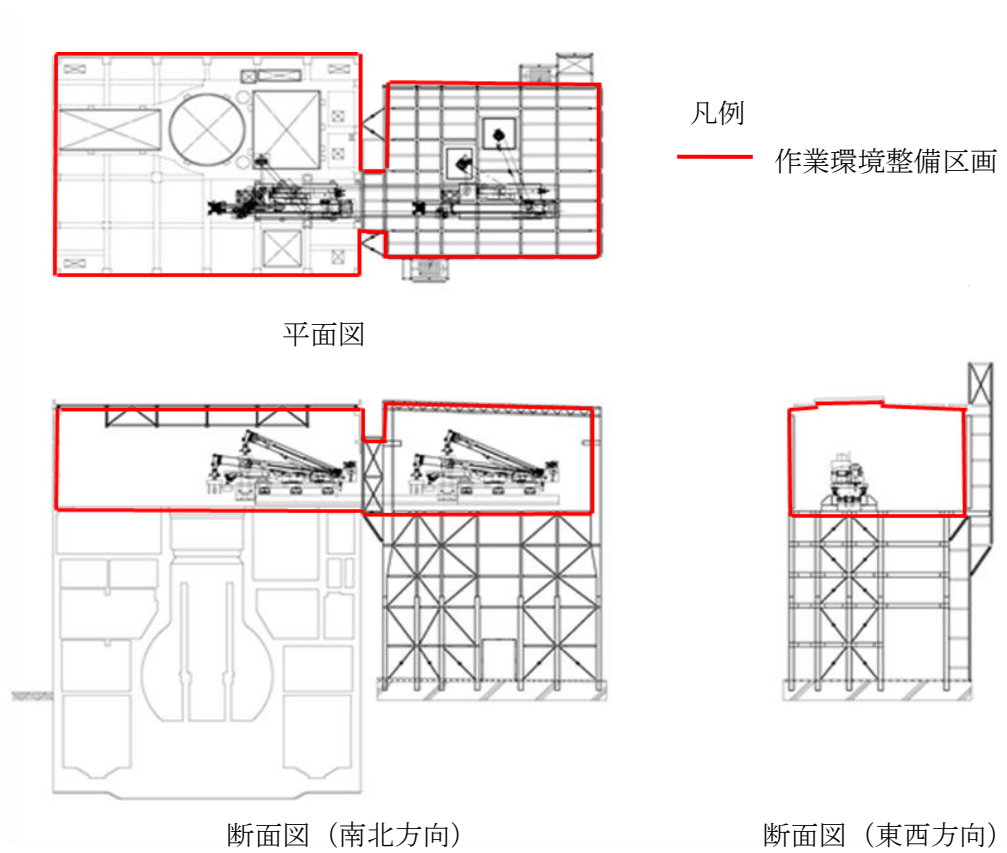
##### 4.2.2.3 評価結果

表 4-3 に示す濃度の放射性物質の放出が燃料取り出し用構台の供用期間である 5 年間（想定）続くと仮定して算出した結果、年間被ばく線量は敷地境界で約 0.0004mSv/年であり、法令の線量限度 1mSv/年に比べても十分低いと評価される。(表 4-4 参照)

また、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 0.03mSv/年）に比べても低いと評価される。

表 4-4 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台排気フィルタユニットからの放射性物質の放出による一般公衆の実効線量 (mSv/年)

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 $6.4 \times 10^{-9}$	約 $7.9 \times 10^{-7}$	約 $4.4 \times 10^{-4}$	約 $4.4 \times 10^{-4}$



【燃料取り出し用構台】

- ・ 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- ・ 燃料取り出し用構台のうち、作業環境整備区画は外装材等により区画し、換気対象範囲とする。

図 4-1 燃料取り出し用構台概略図

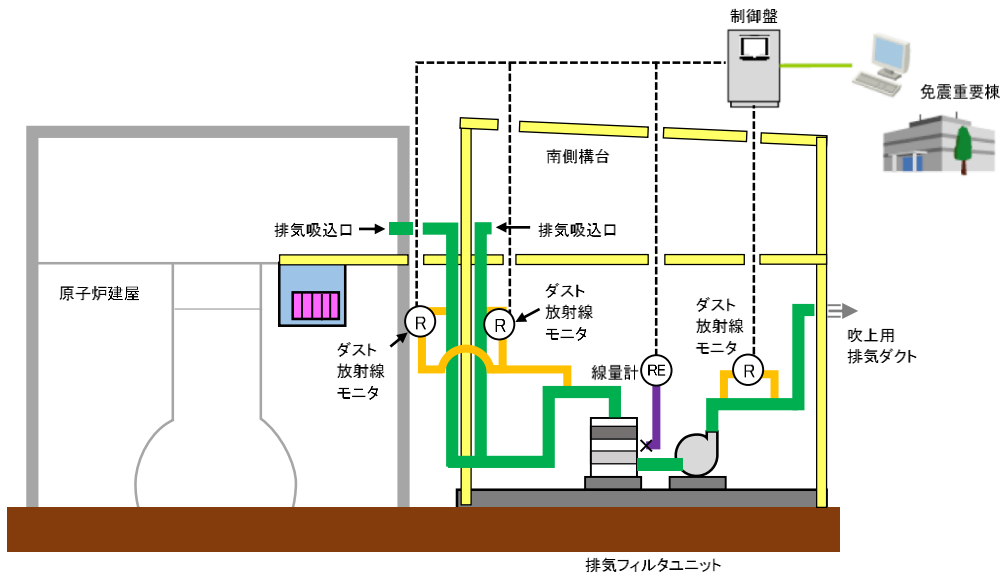


図 4-2 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備 概略構成図

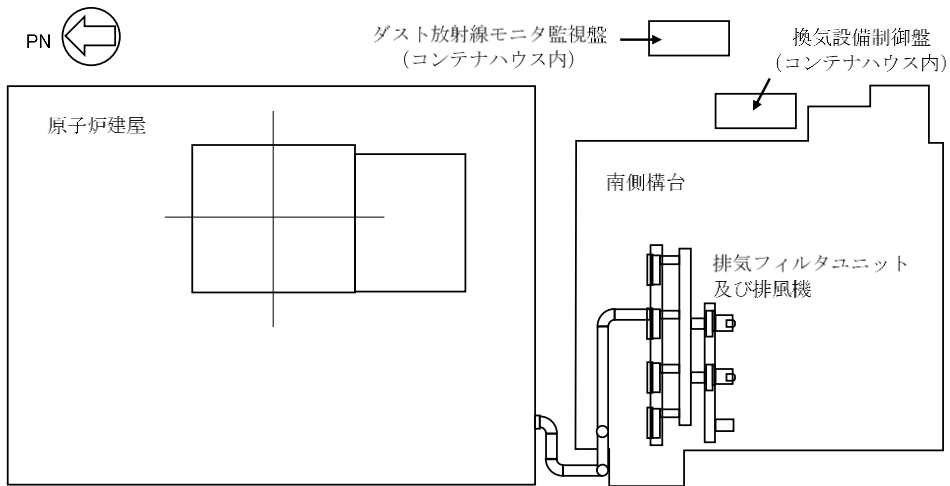


図 4-3 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備配置図

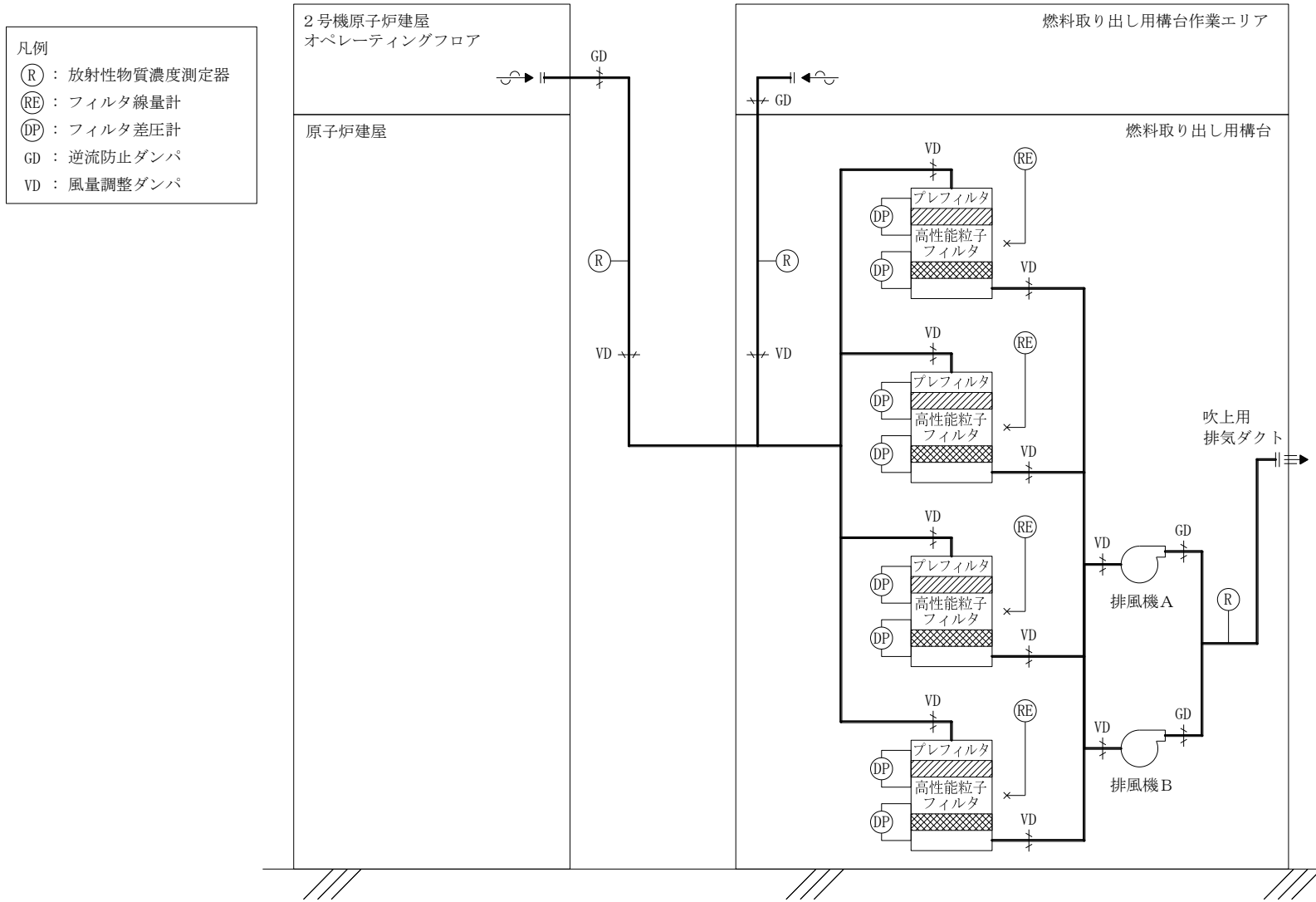
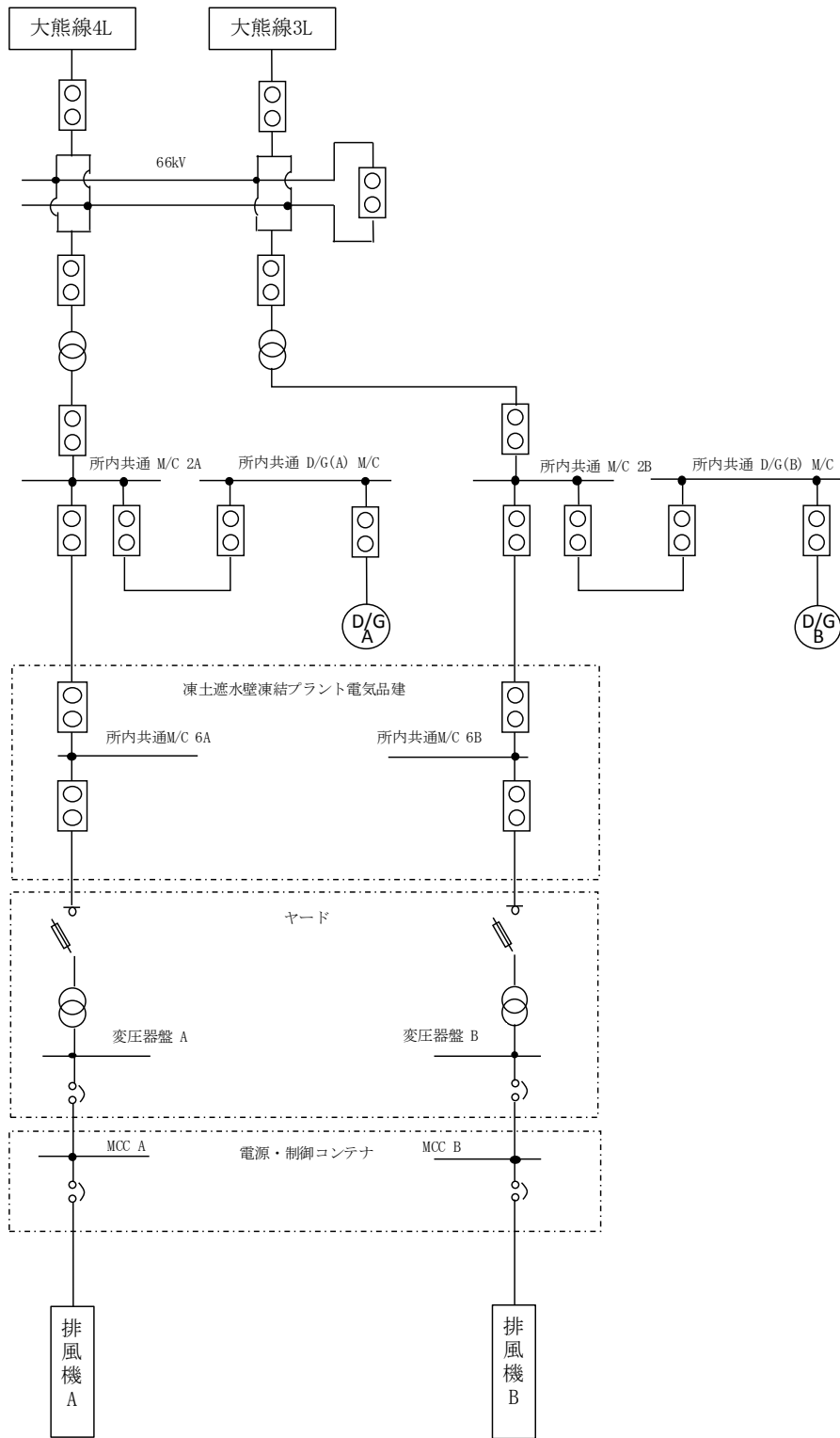


図 4-4 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備系統図





※令和4年7月時点

図 4-5 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備電源系統図

## 5 1号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

### 5.1 大型カバーについて

#### 5.1.1 概要

大型カバーは、作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし、風雨を遮る構造とする。また、オペレーティングフロア上にあるガレキ撤去時の放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため、大型カバーは隙間を低減した構造とするとともに、換気設備を設け、排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また、現在、発電所敷地内ではヨウ素（I-131）は検出されていないことから、フィルタユニットは、発電所敷地内等で検出されているセシウム（Cs-134, 137）の大気への放出が低減できる設計とする。

#### 5.1.2 大型カバー

大型カバーの大きさは、約 66m（南北）×約 56m（東西）×約 68m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり、作業エリアの壁面及び屋根面は風雨を遮る外装材で覆う計画である。屋根面及び壁面上部には勾配を設けて、雨水の浸入を防止する構造とする。（図 5-1 大型カバー概略図参照）

#### 5.1.3 換気設備

##### 5.1.3.1 系統構成

換気設備は、大型カバー内の気体を吸引し、排気ダクトを経由して大型カバーの外部に設置した排気フィルタユニットへ導く。排気フィルタユニットは、プレフィルタ、高性能粒子フィルタ等で構成され、各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹上用排気ダクトから大気へ放出する。

排気フィルタユニットは、換気風量約 30,000m<sup>3</sup>/h のユニットを 2 系列（うち 1 系列は予備）設置し、約 30,000m<sup>3</sup>/h の換気風量で運転する。

また、大型カバー内の放射性物質や吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するため、放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置する。（図 5-2 大型カバー換気設備概略構成図、図 5-3 大型カバー換気設備配置図、図 5-4 大型カバー換気設備系統図参照）

大型カバー換気設備の電源は、異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。（図 5-5 大型カバー換気設備電源系統図参照）

表 5-1 換気設備構成

設備名	構成・配置等
排気吸込口	配置：大型カバー壁面に設置
排気フィルタユニット	配置：原子炉建屋北側の屋外に 2 系列（うち予備 1 系列）設置 構成：プレフィルタ 高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3 μm）以上） フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置） フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
排風機	配置：原子炉建屋北側の屋外に 2 系列（うち予備 1 系列）設置
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置
放射性物質濃度測定器	測定対象：大型カバー内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様：検出器種類 シンチレーション検出器 計測範囲 10 <sup>0</sup> ～10 <sup>4</sup> s <sup>-1</sup> 台数 排気フィルタユニット入口 2 台 排気フィルタユニット出口 2 台

### 5.1.3.2 換気風量について

大型カバー内の環境は、ガレキ撤去用天井クレーン及び電源盤等の設備保護のため 40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。

大型カバー内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は、下式により求められる風量に余裕をみた約 30,000m<sup>3</sup>/h とする。

$$Q=q/(C_p \cdot \rho \cdot (t_1-t_2) \cdot 1/3600)$$

Q : 換気（排気）風量（m<sup>3</sup>/h）

q : 設計用熱負荷，約 103（kW）（機器発熱）※1

C<sub>p</sub> : 定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ : 密度，1.2（kg/m<sup>3</sup>）

t<sub>1</sub> : カバー内温度，40（℃）

t<sub>2</sub> : 設計用外気温度，29.7（℃）※2

※1 約 10%の余裕を含む

※2 小名浜気象台で観測された 2015 年～2019 年の 5 年間の観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度

### 5.1.3.3 運転管理および保守管理

#### (1) 運転管理

排風機の起動/停止操作は、免震重要棟集中監視室で行うものとし、故障等により排風機が停止した場合には、予備機が自動起動する。

免震重要棟集中監視室では、排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの異常を検知した場合には、警報を発する。

放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置し、大型カバー内から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

#### (2) 保守管理

換気設備についてはオペレーティングフロア上のガレキ撤去作業時に運転が必要な設備であり、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。なお、排気フィルタユニット出入口の放射性物質濃度測定器については、現場の放射性物質濃度監視及び外部への放射性物質飛散抑制の観点から多重化し、機器の故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また、フィルタについては、差圧計（プレフィルタ、高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら、必要な時期に交換する。

### 5.1.3.4 異常時の措置

大型カバー換気設備が停止しても、セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は、 $1 \times 10^{-5} \sim 1 \times 10^{-3} \%$ 程度であり、1号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから、放射性物質の異常な放出としないと考えられる。また、1号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は、Cs-134： $2.32 \times 10^5 \text{Bq/L}$ 、Cs-137： $7.02 \times 10^6 \text{Bq/L}$ （令和3年4月23日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果）である。

なお、大型カバー換気設備は、機器の故障が発生した場合を想定して、排風機及び電源の多重化を実施しており、切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また、排気フィルタユニット出入口の放射性物質濃度測定器については、2台の連続運転とし、1台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。

## 5.2 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

### 5.2.1 排気フィルタによる低減効果

大型カバー内から排気フィルタユニットを通じて大気へ放出される放射性物質は、プレフィルタ／高性能粒子フィルタ（効率97%（粒径 $0.3 \mu\text{m}$ 以上））により低減される。

セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は、 $1 \times 10^{-5} \sim 1 \times 10^{-3} \%$ 程度であり、1号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。(II.2.3 使用済燃料プール設備参照)

1号機原子炉建屋オペレーティングフロア上のガレキ撤去実施に伴う大型カバー内での放射性物質の放出率は、下式により求められ表 5-2 の通りとなる。

$$R_1 = S_d \cdot A \cdot S / h$$

$R_1$  : ガレキ撤去実施に伴う大型カバー内での放射性物質の放出率 (Bq/h)

$S_d$  : 崩落屋根鉄骨の表面汚染密度,  $1.69 \times 10^8$  (Bq/cm<sup>2</sup>) ※<sup>1</sup>

$A$  : ガレキ撤去 (鉄骨切断) に伴う欠損面積, 約 190 (cm<sup>2</sup>)

$S$  : 飛散率, 0.02 (%) ※<sup>2</sup>

$h$  : 1 切断にかかる作業時間, 0.23 (h)

※<sup>1</sup> 2016 年 10 月に実施した 1 号機オペレーティングフロア上の空間線量率の測定結果から遮蔽計算コードにて表面汚染密度へ換算

※<sup>2</sup> (財) 電力中央研究所「廃止措置工事環境影響ハンドブック (第 3 次版)」(平成 19 年 3 月) より引用

表 5-2 1号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の  
ガレキ撤去時の放射性物質の放出率 (Bq/h)

放出率
約 $2.8 \times 10^7$

仮に、ガレキ撤去実施に伴い大型カバー内で放射性物質が表 5-2 に示す放出率で飛散する場合、排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質の放出率は下式により求められ表 5-3 の通りとなる。

$$R_2 = R_1 \cdot (1-f) \cdot h_1 / h_2$$

$R_2$  : フィルタ通過後の放射性物質の放出率 (Bq/h)

$R_1$  : 大型カバー内の放射性物質の放出率 (Bq/h) (表 5-2 参照)

$f$  : フィルタ効率 (プレフィルタ/高性能粒子フィルタ 97%)

$h_1$  : 1 月あたりのガレキ撤去作業時間, 約 100 (h/月)

$h_2$  : 1 月の総時間数, 720 (h/月)

表 5-3 フィルタ通過後の放射性物質の放出率 (Bq/h)

核種	放出率※
Cs-134	約 $6.8 \times 10^3$
Cs-137	約 $1.1 \times 10^5$

※核種比を考慮して算出

## 5.2.2 敷地境界線量

### 5.2.2.1 評価条件

- (1) ガレキ撤去実施時において、大型カバー内が、表 5-2 に示す放出率で放射性物質が飛散した場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。
- (2) 減衰は考慮しない（地表沈着を除く）。
- (3) 地上放出と仮定する。
- (4) 大型カバーの供用期間である 6 年間（想定）に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点の  $\gamma$  線に起因する実効線量と仮定し評価する。
- (5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は、福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書で採用したものと同一気象データを使用する。

### 5.2.2.2 評価方法

大型カバー排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は、以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。

- (1) 放射性雲からの  $\gamma$  線に起因する実効線量
- (2) 吸入摂取による実効線量
- (3) 地面に沈着した放射性物質からの  $\gamma$  線に起因する実効線量

具体的な計算方法等については、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2.2 線量評価」に準じる。

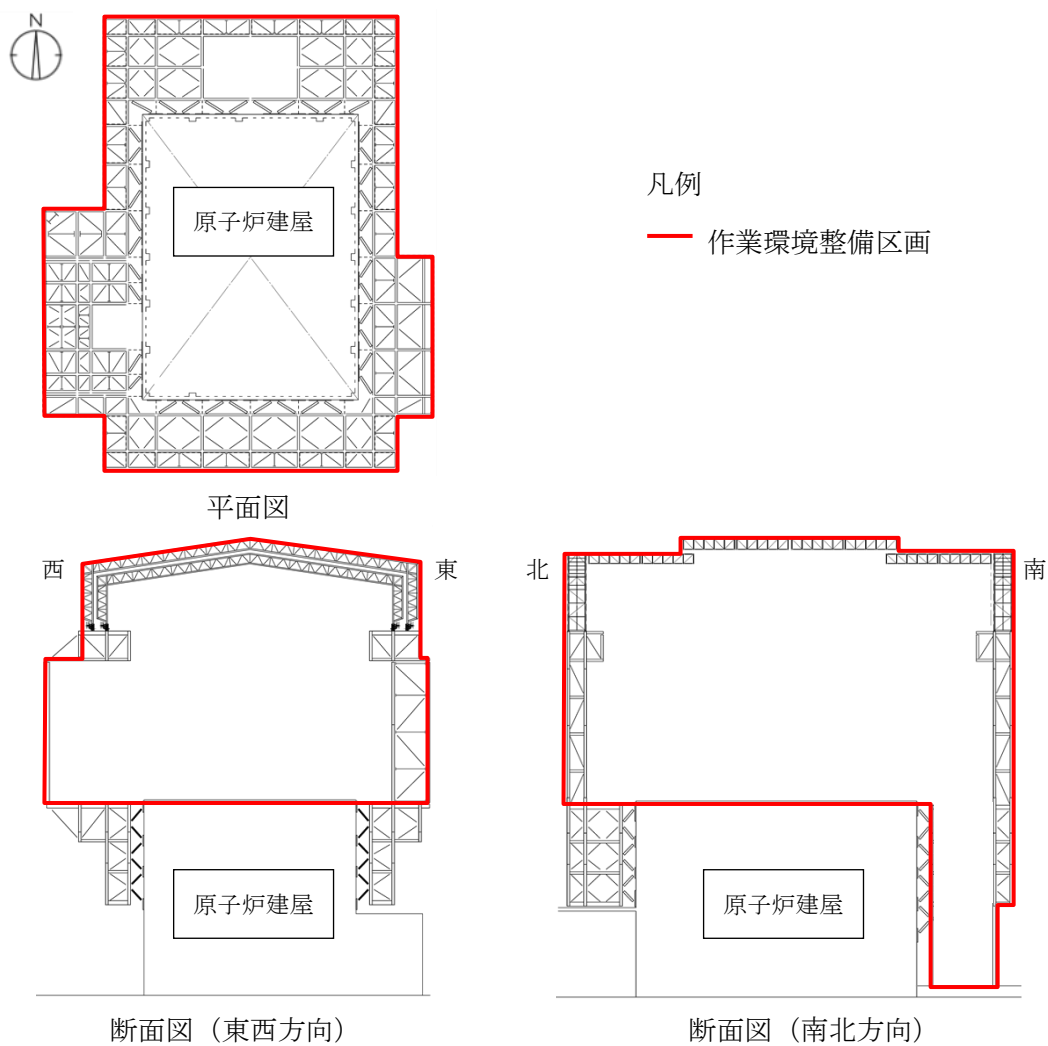
### 5.2.2.3 評価結果

表 5-3 に示す放出率で放射性物質の放出が大型カバーの供用期間である 6 年間（想定）続くと仮定して算出した結果、年間被ばく線量は敷地境界で約 0.001mSv/年であり、法令の線量限度 1mSv/年に比べても十分低いと評価される。（表 5-4 参照）

また、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 0.03mSv/年）に比べても低いと評価される。

表 5-4 大型カバー排気フィルタユニットからの  
放射性物質の放出による一般公衆の実効線量 (mSv/年)

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 $1.2 \times 10^{-8}$	約 $1.6 \times 10^{-6}$	約 $1.1 \times 10^{-3}$	約 $1.1 \times 10^{-3}$



【大型カバー】

- ・ 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- ・ 大型カバーのうち、作業環境整備区画は外装材等により区画し、換気対象範囲とする。

図 5-1 大型カバー概略図



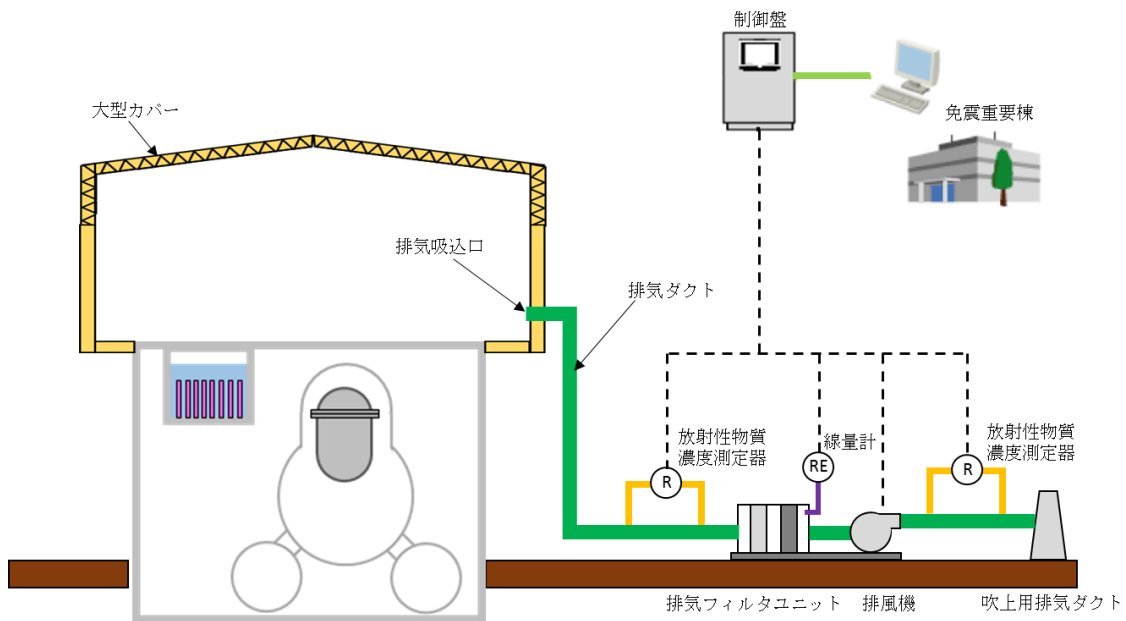


図 5-2 大型カバー換気設備概略構成図

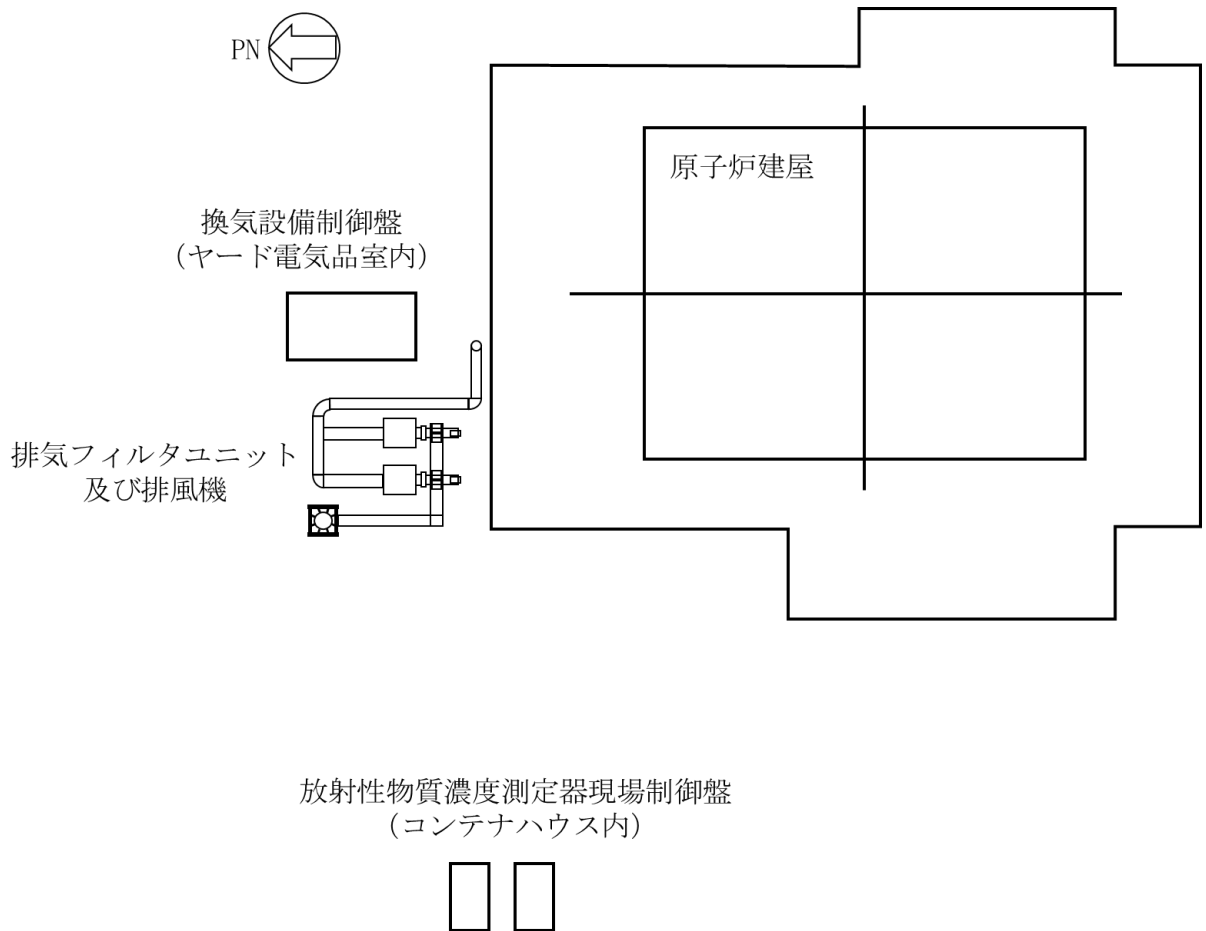


図 5-3 大型カバー換気設備配置図

凡例

(R)	: 放射性物質濃度測定器
(RE)	: フィルタ線量計
(DP)	: フィルタ差圧計
GD	: 逆流防止ダンパ
VD	: 風量調整ダンパ

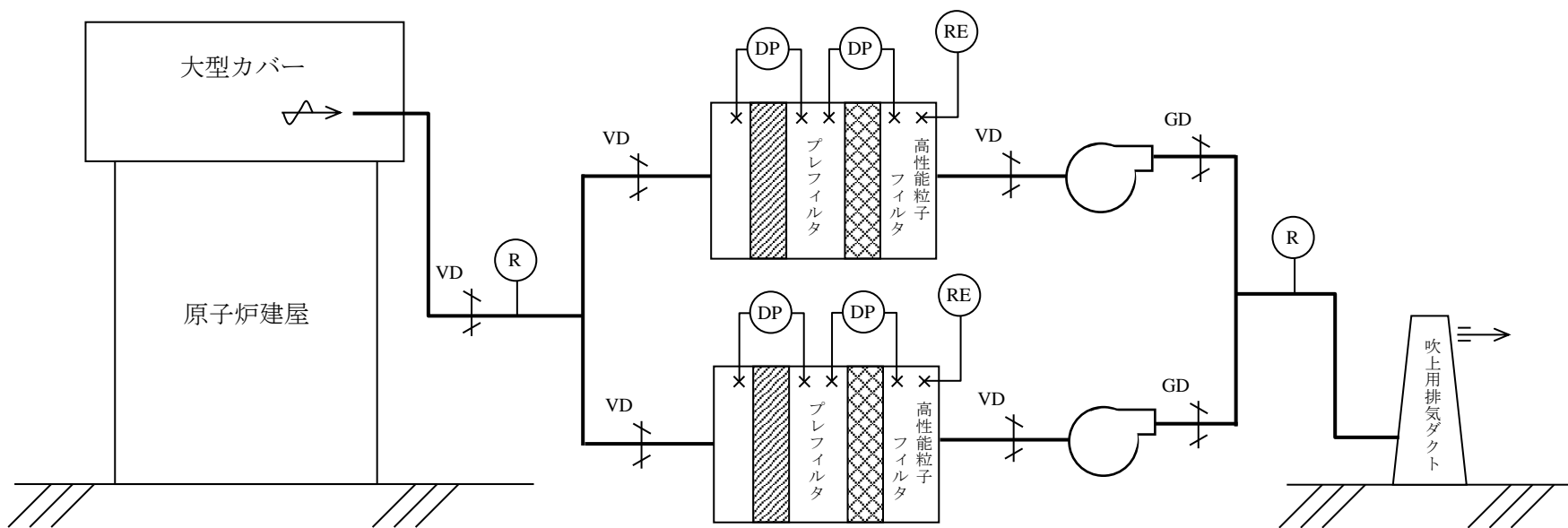
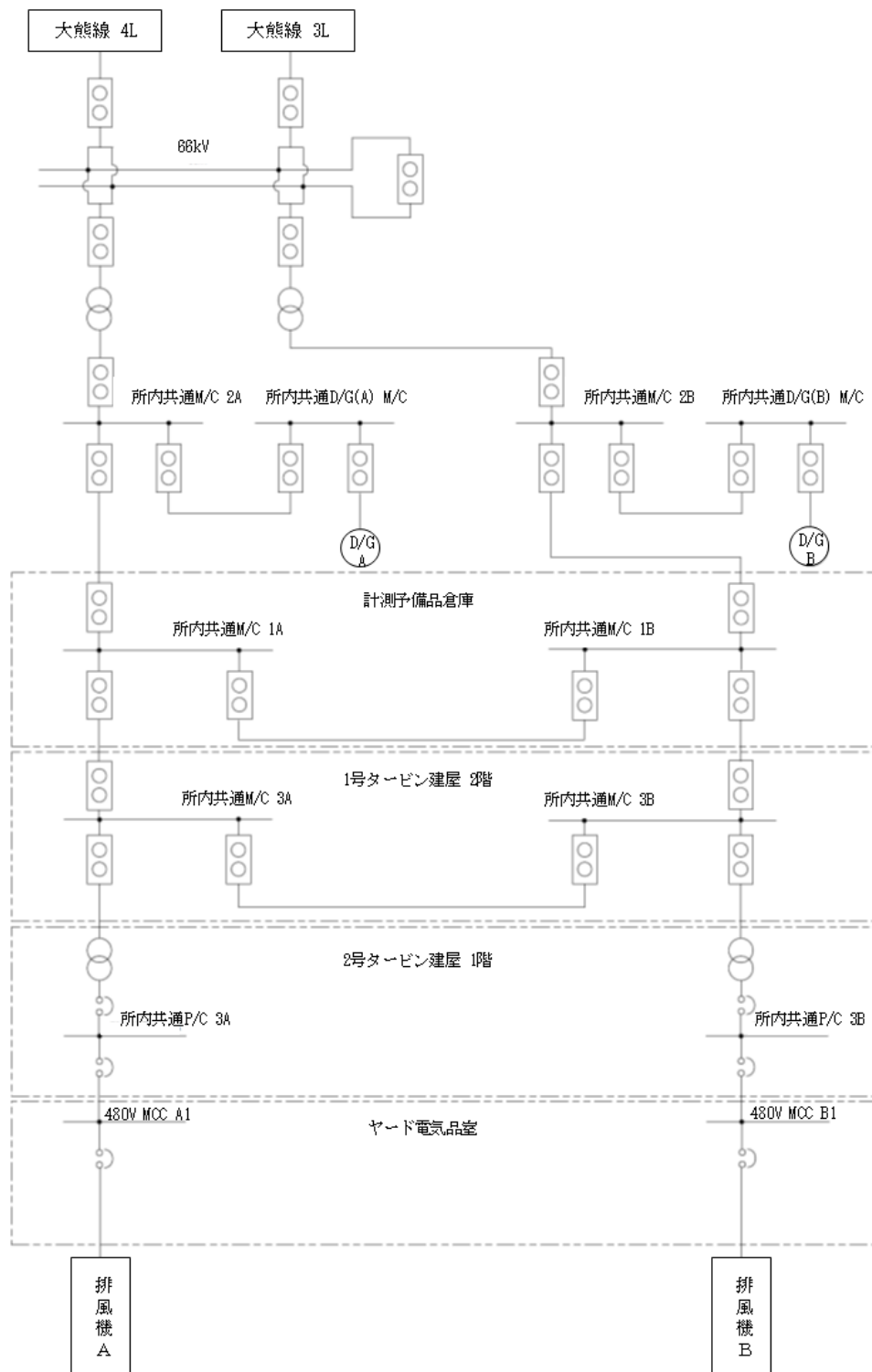


図 5-4 大型カバー換気設備系統図



※令和3年8月時点

図 5-5 大型カバー換気設備電源系統図

6 別添

- 別添－1 4号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項
- 別添－2 3号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項
- 別添－3 2号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備に係る確認事項
- 別添－4 1号機大型カバー換気設備に係る確認事項

## 4号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

4号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る主要な確認事項を表－1に示す。

表－1 4号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
放出抑制	機能確認	風量確認	送風機・排風機の換気風量を 確認する。	送風機・排風機が1台当たり 25,000m <sup>3</sup> /h以上であること。 送風機・排風機が定格運転 (2台運転1台予備)におい て、50,000m <sup>3</sup> /h以上であるこ と。
		フィルタ 性能確認	フィルタの放射性物質の除去 効率を確認する。	放射性物質の除去効率が97% 以上であること。
	構造確認	据付確認	放射性物質濃度の測定箇所を 確認する。	放射性物質濃度測定箇所が実 施計画通りであること。
監視	機能確認	監視機能 確認	監視設備により運転状態等が 監視できることを確認する。	送風機・排風機の運転状態、 放射性物質濃度が免震重要棟 内のモニタに表示され監視可 能であること。

## 3号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

3号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る主要な確認事項を表－1に示す。

表－1 3号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
放出抑制	機能確認	風量確認	排風機の出口風量を確認する。	排風機が1台当たり30,000m <sup>3</sup> /h以上であること。
		フィルタ性能確認	フィルタの放射性物質の除去効率を確認する。	放射性物質の除去効率が97%以上であること。
	構造確認	据付確認	放射性物質濃度の測定箇所を確認する。	放射性物質濃度測定箇所が実施計画通りであること。
監視	機能確認	監視機能確認	監視設備により運転状態等が監視できることを確認する。	排風機の運転状態、放射性物質濃度が免震重要棟内のモニタに表示され監視可能であること。
			設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。
			標準線源を用いて検出器性能を確認する。	計数効率が規定値以上であること。
			放射性物質濃度が現場と免震重要棟に表示されることを確認する。	各指示値が許容値範囲以内に入っていること。

2号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備に係る確認事項

2号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備に係る主要な確認事項を表－1に示す。また、原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備の系統図、排風機の外形図及び排気フィルタユニットの外形図を図－1、図－2、図－3に示す。

表－1 2号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備に係る確認事項

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準	検査場所		
放射抑制・監視	構造確認	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。	現地	
		据付確認	系統構成を確認する。	系統構成が図－1の通りであること。	現地	
	機能確認	風量確認	排風機の出口風量を確認する。	排風機が1台当たり30,000m <sup>3</sup> /h以上であること。	現地	
		フィルタ性能確認	フィルタの放射性物質の除去効率を確認する。	放射性物質の除去効率が97%(粒径0.3μm)以上であること。	現地	
		監視機能確認		監視設備により運転状態等が監視できることを確認する。	排風機の運転状態、放射性物質濃度が免震重要棟内のモニタに表示され監視可能であること。	現地
				設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。	現地
				標準線源を用いて検出器性能を確認する。	計数効率が規定値以上であること。	現地
				放射性物質濃度が現場と免震重要棟に表示されることを確認する。	放射性物質濃度が現地と免震重要棟に表示され監視可能であること。	現地

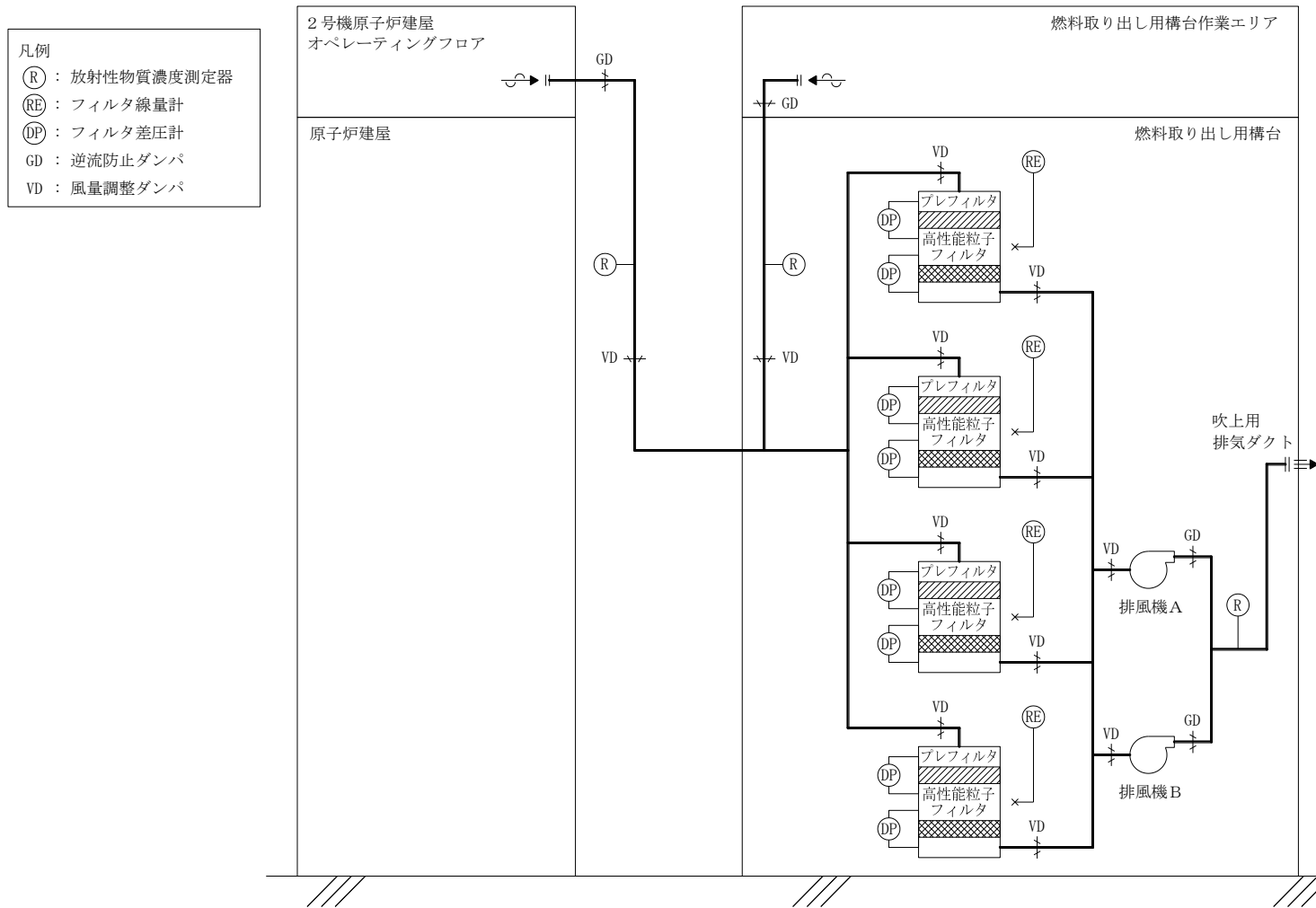


図-1 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備系統図 (添付3-1 図4-4再掲)



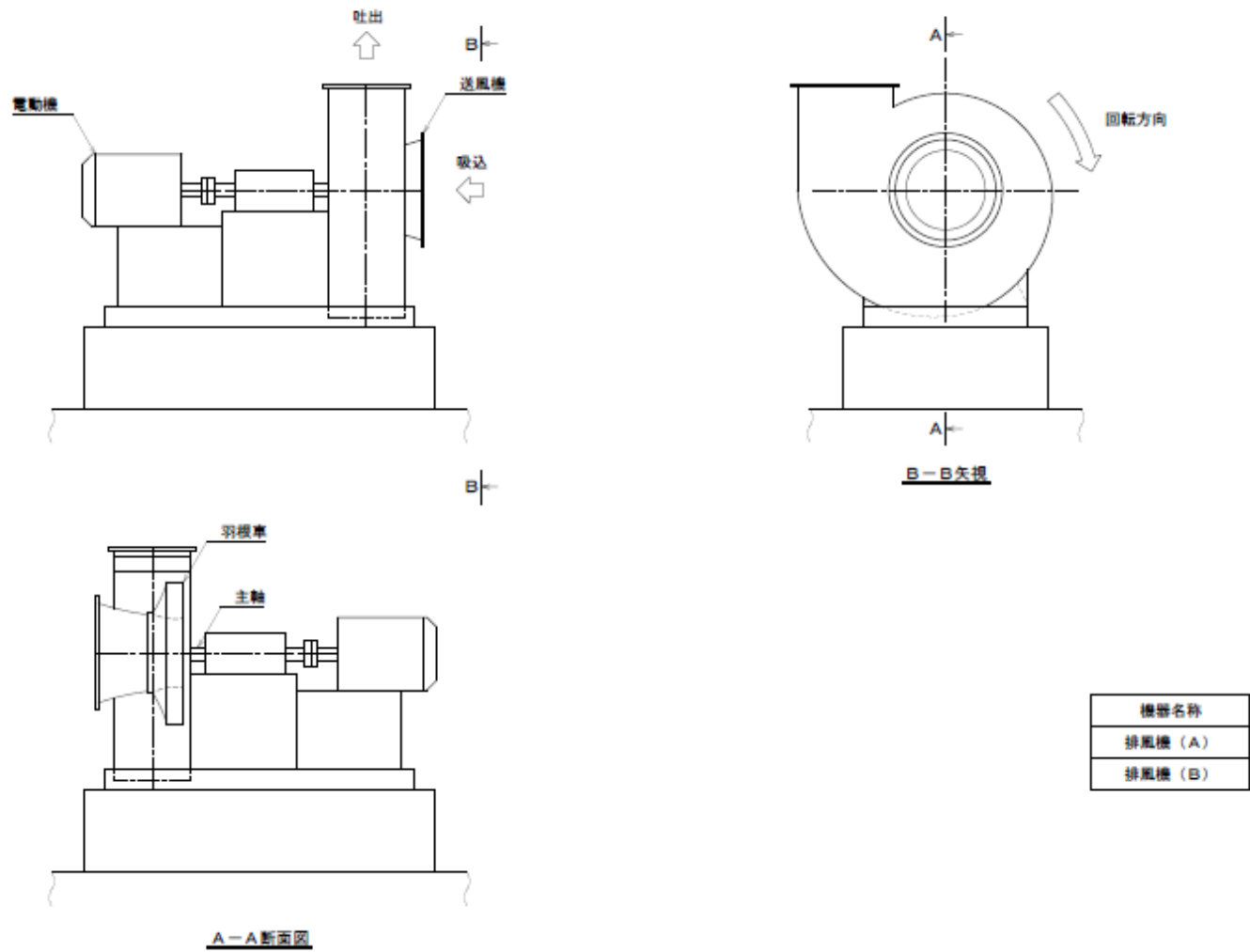


図-2 排風機 外形図

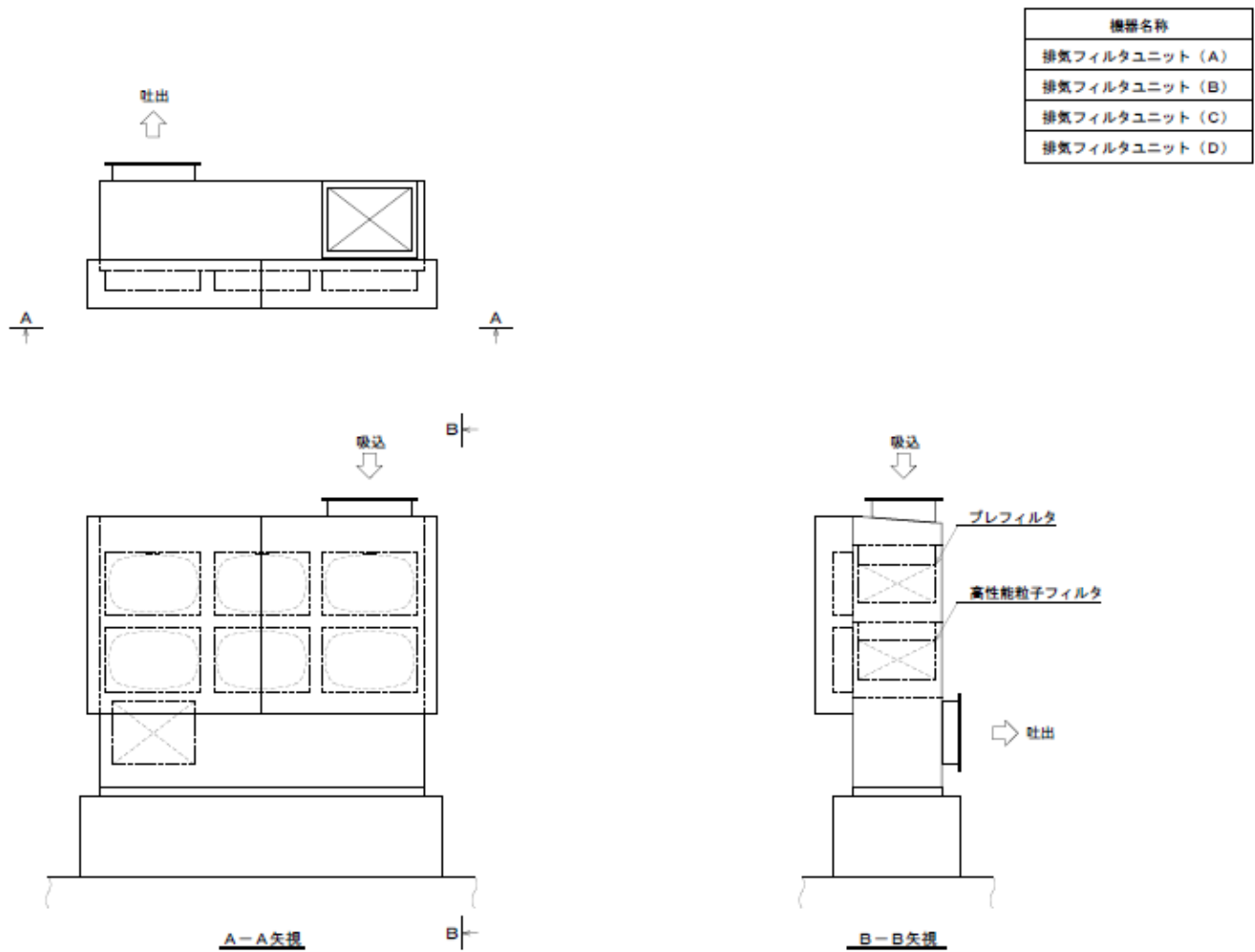


図-3 排気フィルタユニット 外形図




## 1号機大型カバー換気設備に係る確認事項

1号機大型カバー換気設備に係る主要な確認事項を表－1に示す。また、大型カバー換気設備の系統図、排風機の外形図及び排気フィルタユニットの外形図を図－1、図－2、図－3に示す。

表－1 1号機大型カバー換気設備に係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準	検査場所	
放出抑制 ・監視	構造確認	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。	現地	
		据付確認	系統構成を確認する。	系統構成が図－1の通りであること。		
	機能確認	風量確認	排風機の出口風量を確認する。	排風機が1台当たり30,000m <sup>3</sup> /h以上であること。		
		フィルタ性能確認	フィルタの放射性物質の除去効率を確認する。	放射性物質の除去効率が97%(粒径0.3μm)以上であること。		
		監視機能確認		監視設備により運転状態等が監視できることを確認する。		排風機の運転状態、放射性物質濃度が免震重要棟内のモニタに表示され監視可能であること。
				設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。		許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。
				標準線源を用いて検出器性能を確認する。		計数効率が規定値以上であること。
				放射性物質濃度が現場と免震重要棟に表示されることを確認する。		放射性物質濃度が現地と免震重要棟に表示され監視可能であること。

凡例

	: 放射性物質濃度測定器
	: フィルタ線量計
	: フィルタ差圧計
GD	: 逆流防止ダンパ
VD	: 風量調整ダンパ

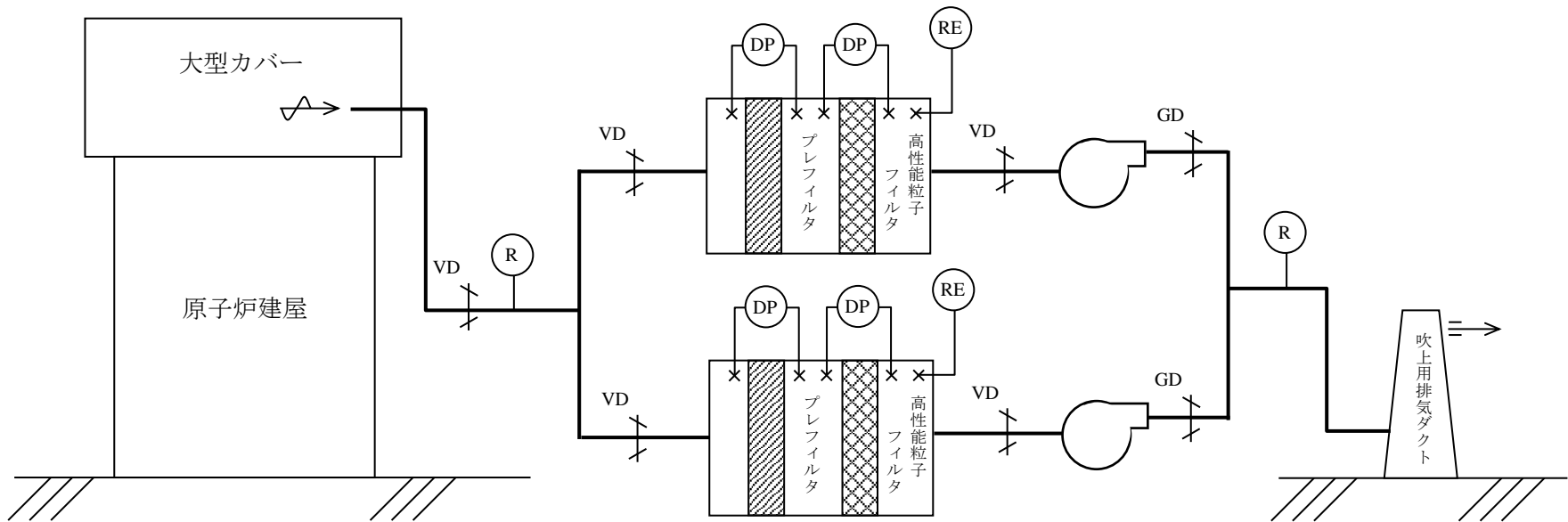


図-1 大型カバー換気設備系統図 (添付 3-1 図 5-4 再掲)

機器名称
排風機 (A)
排風機 (B)

II-2-11-添3-1-54

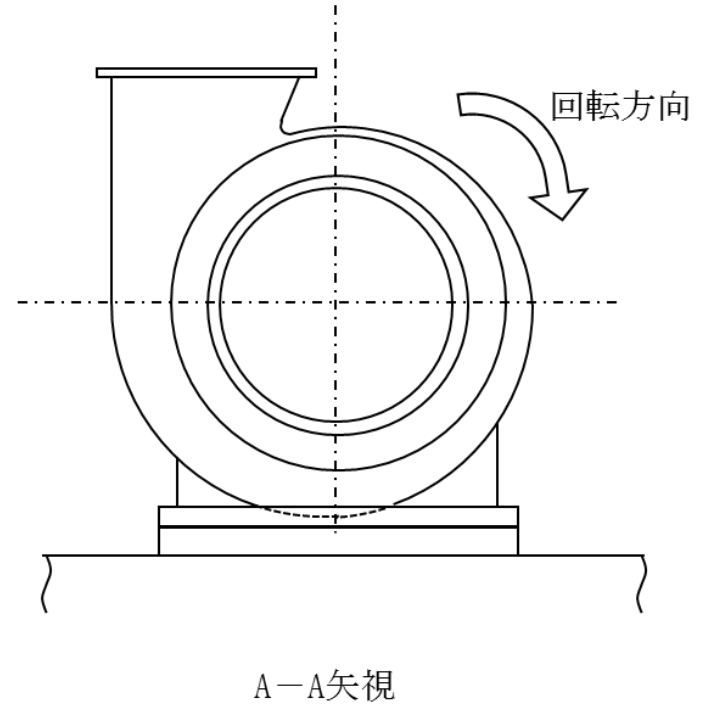
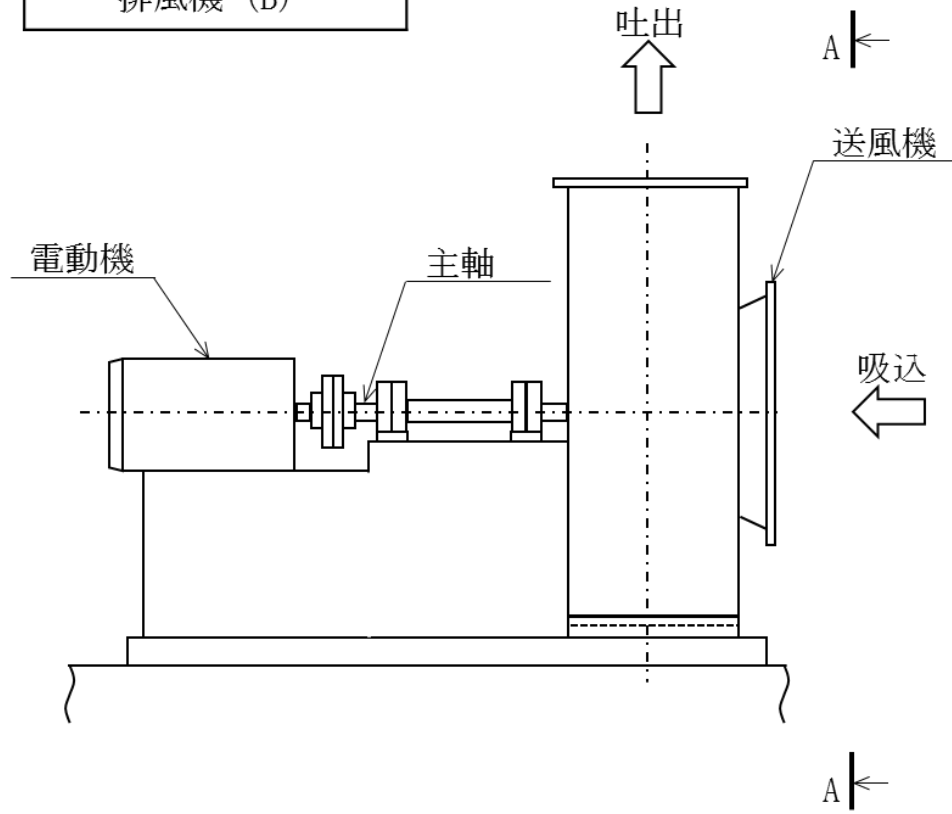


図-2 排風機 外形図

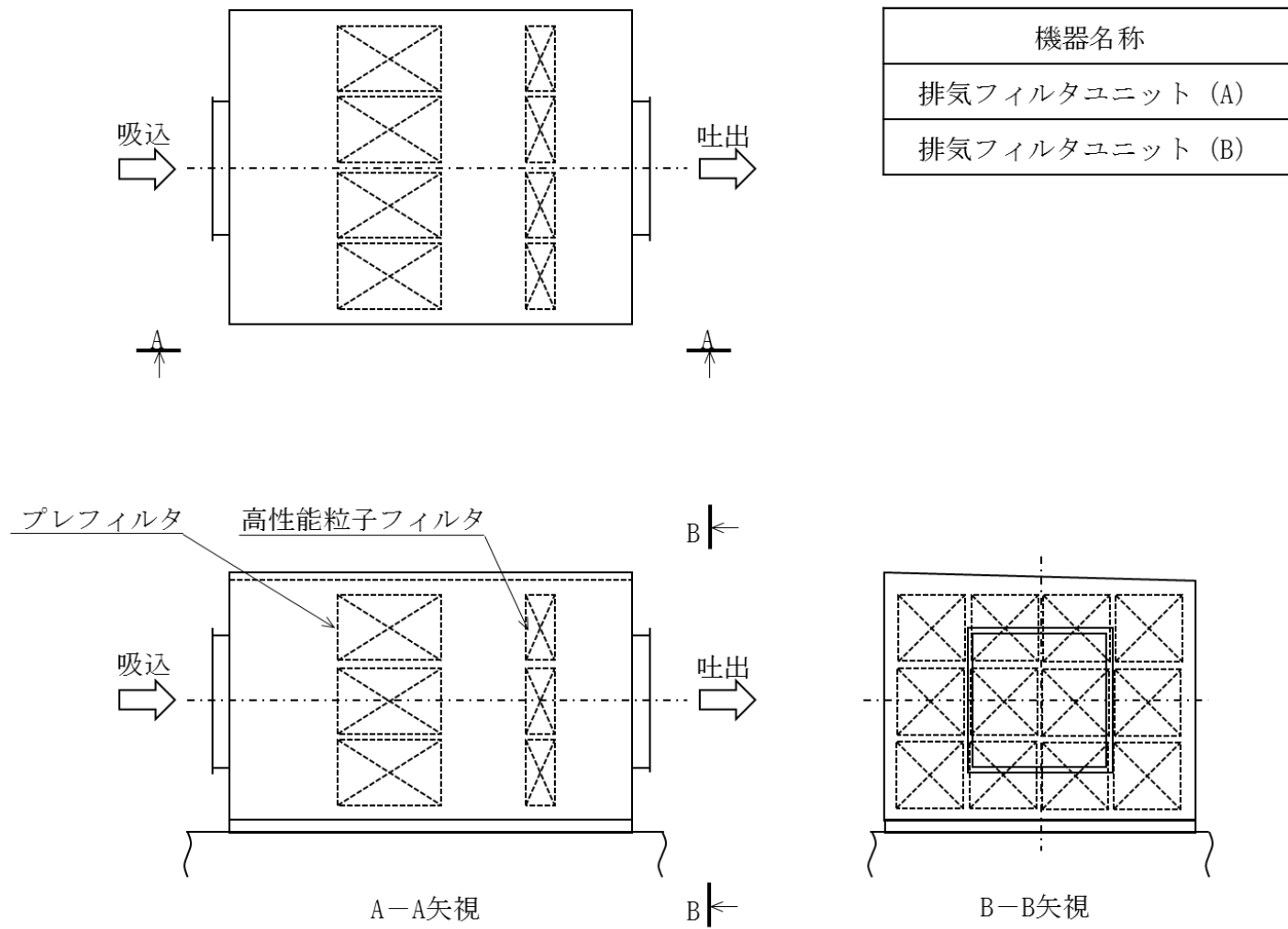


図-3 排気フィルタユニット 外形図

## 燃料取り出し用カバー換気設備の構造強度及び耐震性に関する説明書

## 1 構造強度

燃料取り出し用カバー換気設備は、その用途から換気空調設備に類似すると考える。当該設備は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」に定められた内包する流体の放射性物質の濃度が  $37\text{mBq}/\text{cm}^3$  未満であることから適用除外の設備と位置付けられるが、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認することで、必要な構造強度を有するものと評価する。

## 2 耐震性

## 2.1 基本方針

燃料取り出し用カバーの換気設備は、換気空調系であるCクラス相当と位置付けられることから、一般構造物と同等の耐震性を有する設計とし、日本産業規格（JIS）、空気調和・衛生工学会規格（SHASE-S）等に従うものとする。

1号機大型カバー換気設備は、「令和3年2月13日の福島県沖の地震を踏まえた東京電力福島第一原子力発電所の耐震設計における地震動とその適用の考え方」を踏まえ、Cクラス（敷地周辺の公衆被ばく線量 $\leq 50\mu\text{Sv}$ ）と位置付けられることから、一般構造物と同等の耐震性を有する設計とする。

## 2.2 主要設備の耐震構造

「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」等を準用し、静的震度（1.2Ci）に基づく主要機器の転倒等の評価を行い、Cクラス相当の耐震性を有するものと評価する。

## 2.3 第4号機燃料取り出し用カバー換気設備の耐震性

## 2.3.1 送風機・排風機の耐震性

送風機・排風機の耐震性評価として、「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、送風機・排風機基礎の溶接部の評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた0.36Gを採用した。基礎の溶接部の許容応力については、供用状態Dにおける許容応力を適用し、溶接部の評価温度は $50^{\circ}\text{C}$ とした。基礎の溶接部のせん断応力を評価した結果、基礎の溶接部に生じるせん断応力は許容応力以下であり、基礎の溶接部の強度が確保されることを確認した（表2.3-1 参照）。

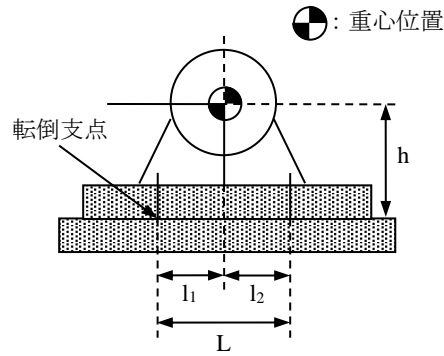


図 2.3-1 送風機・排風機の耐震評価モデル

- ・評価部位：基礎の溶接部
- ・考慮する荷重：地震荷重 / 送風機・排風機振動による荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{鉛直方向のせん断力 } Q_v = \frac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h + M_P - W \cdot g \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{\frac{1}{2} n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{鉛直方向のせん断応力 } \tau_v = \frac{Q_v}{A_w}$$

$$\text{水平方向のせん断力 } Q_H = W \cdot g \cdot (C_H + C_P)$$

$$\text{水平方向のせん断応力 } \tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_w}$$

$W$  : 据付面に作用する重量

$g$  : 重力加速度 (=9.80665)

$h$  : 据付面から重心までの距離

$M_P$  : 送風機・排風機回転により働くモーメント

※基礎溶接部に  $M_P$  は作用しない

$l_1$  : 送風機・排風機重心と基礎の溶接部間の距離

$l_2$  : 送風機・排風機重心と基礎の溶接部間の距離 ( $l_1 \leq l_2$ )

$n_f$  : 鉛直方向のせん断力の作用する基礎の溶接部の評価箇所数

$n$  : 基礎の溶接部の箇所数

$A_w$  : 基礎の溶接部の断面積

$C_H$  : 水平方向設計震度

$C_P$  : 送風機・排風機振動による震度



表 2.3-1 送風機・排風機基礎の溶接部の強度評価

評価対象機器	部位	材料	応力種類	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
送風機	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	34	65
排風機	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	23	65

2.3.2 フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として、「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、2.3.1 項と同様の方法で基礎の溶接部の評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎の溶接部の許容応力については、供用状態Dにおける許容応力を適用し、溶接部の評価温度は 50℃ とした。基礎の溶接部のせん断応力を評価した結果、基礎の溶接部に生じるせん断応力は許容応力以下であり、基礎の溶接部の強度が確保されることを確認した（表 2.3-2 参照）。

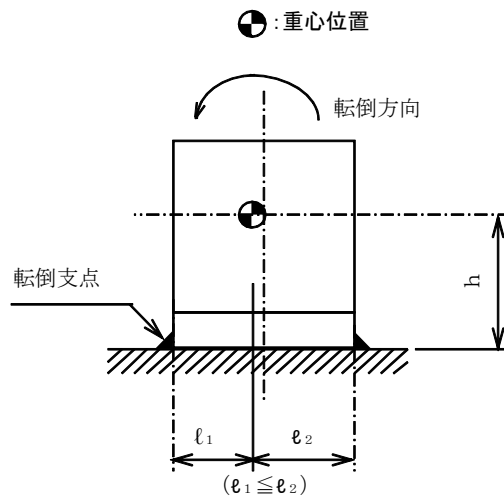


図 2.3-2 フィルタユニットの耐震評価モデル

- ・ 評価部位：基礎の溶接部
- ・ 考慮する荷重：地震荷重
- ・ 計算に用いる数式

$$\text{鉛直方向せん断力 } Q_v = \frac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_v) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{鉛直方向せん断応力 } \tau_v = \frac{Q_v}{A_w}$$

$$\text{水平方向せん断力 } Q_H = W \cdot g \cdot C_H$$

$$\text{水平方向せん断応力 } \tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_w}$$

- W : 据付面に作用する重量
- g : 重力加速度 (=9.80665)
- h : 据付面から重心までの距離
- $l_1$  : フィルタユニット重心と基礎の溶接部間の距離
- $l_2$  : フィルタユニット重心と基礎の溶接部間の距離 ( $l_1 \leq l_2$ )
- $n_f$  : 鉛直方向のせん断力の作用する基礎の溶接部の評価箇所数
- n : 基礎の溶接部の箇所数
- $A_w$  : 基礎の溶接部の断面積
- $C_H$  : 水平方向設計震度
- $C_V$  : 鉛直方向設計震度

表 2.3-2 フィルタユニット基礎の溶接部の強度評価

評価対象機器	部位	材料	応力種類	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
給気フィルタユニット (プレフィルタ)	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	9	65
給気フィルタユニット (高性能粒子フィルタ)	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	8	65
排気フィルタユニット	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	11	65

### 2.3.3 ダクトの耐震性

ダクトの耐震性評価として、許容座屈曲げモーメント以下となる基準支持間隔の評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。ダクトは基準支持間隔 (表 2.3-3) よりも小さい間隔で支持することで耐震性を確保する計画である。

なお、燃料取り出し用カバー内のダクトは、燃料取り出し用カバーのクレーン支持用架構を利用している (添付資料-3-1 図 2.2 参照)。クレーン支持用架構は、添付資料-4-2 「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」で、基準地震動  $S_s$  に対する地震応答解析を実施し崩壊しないことを確認していることから、使用済燃料プールへ波及的影響は与えない。

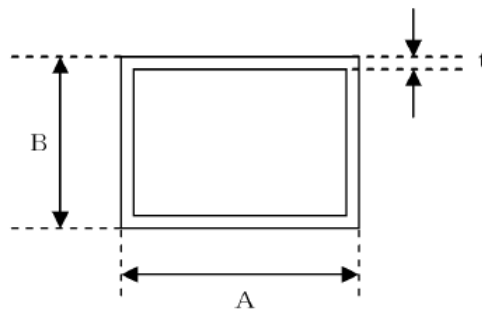


図 2.3-3 角ダクトの評価モデル

- ・評価部位：角ダクト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

自重による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_X \cdot 1000}{W \cdot g}}$$

地震による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_Y \cdot 1000}{W \cdot g} \cdot \frac{1}{C_H}}$$

許容曲げモーメントとの関係は次式となる

$$\frac{M_X}{M_{Xa}} = \frac{M_Y}{M_{Ya}} = 1$$

上記式を解くと

$$\text{基準支持間隔 } L = \frac{1}{\sqrt{\frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{Xa}} + C_H \frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{Ya}}}}$$

- L : 基準支持間隔
- M<sub>x</sub> : 水平方向座屈曲げモーメント
- M<sub>x a</sub> : 水平方向許容座屈曲げモーメント
- M<sub>y</sub> : 鉛直方向座屈曲げモーメント
- M<sub>y a</sub> : 鉛直方向許容座屈曲げモーメント
- W : ダクト単位長さ当たり質量
- g : 重力加速度 (=9.80665)
- C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度

表 2.3-3 角ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1100×1100×1.0t	熔融亜鉛めっき鋼板	10998
850×850×1.0t	熔融亜鉛めっき鋼板	13703

## 2.4 第3号機燃料取り出し用カバー換気設備の耐震性

### 2.4.1 排風機の耐震性

排風機の耐震性評価として、「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、排風機の基礎ボルト・取付ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた0.36Gを採用した。基礎ボルトの許容荷重及び取付ボルトの許容応力については、評価温度50℃とした。基礎ボルト・取付ボルトのせん断・引張を評価した結果、基礎ボルト・取付ボルトに生じる荷重・応力は許容値以下であり、基礎ボルト・取付ボルトの強度が確保されることを確認した（表2.4-1, 2.4-2 参照）。

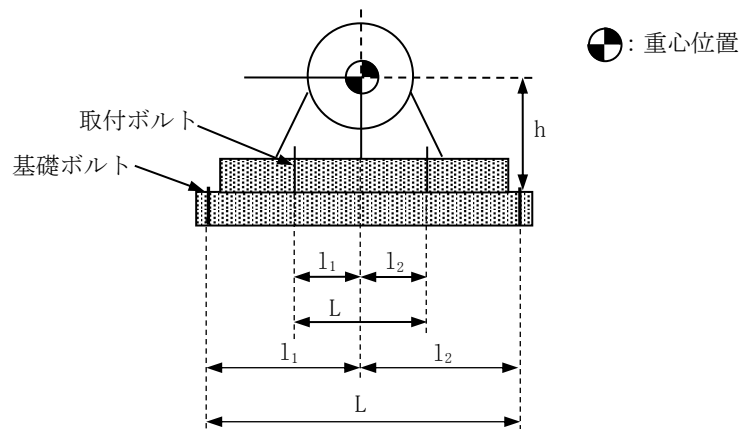


図 2.4-1 排風機の耐震評価モデル

- ・評価部位：基礎ボルト・取付ボルト
- ・考慮する荷重：地震荷重 / 排風機振動による荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{引張力} \quad Q_v = \frac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h + M_p - W \cdot g \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{引張応力} \quad \tau_v = \frac{Q_v}{A_b}$$

$$\text{せん断力} \quad Q_H = W \cdot g \cdot (C_H + C_P)$$

$$\text{せん断応力} \quad \tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_b}$$

W : 据付面に作用する重量

g : 重力加速度 (=9.80665)

h : 据付面から重心までの距離

$M_p$  : 排風機回転により働くモーメント

※基礎ボルト・取付ボルト部に  $M_p$  は作用しない

$l_1$  : 排風機重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

$l_2$  : 排風機重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離 ( $l_1 \leq l_2$ )

$n_f$  : 評価上引張を受けるボルト本数

n : 全ボルト本数

$A_b$  : 基礎ボルト・取付ボルトの断面積

$C_H$  : 水平方向設計震度

$C_P$  : 排風機振動による震度

表 2.4-1 排風機の基礎ボルトの強度評価

評価対象 機器	部位*	材料	評価 項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本*	
				せん断	引張	せん断	引張
排風機	基礎 ボルト	SS400	荷重	2829	作用 しない	21300	23900

※基礎ボルトの評価部位及び許容荷重は、ケミカルアンカー部を示す。

表 2.4-2 排風機の取付ボルトの強度評価

評価対象 機器	部位	材料	評価 項目	算出応力(MPa)		許容応力(MPa)	
				せん断	引張	せん断	引張
排風機	取付 ボルト	SS400	応力	3	作用 しない	133	173

#### 2.4.2 フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として、「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、2.4.1項と同様の方法で基礎ボルト・取付ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた0.36Gを採用した。基礎ボルトの許容荷重及び取付ボルトの許容応力については、評価温度50℃とした。基礎ボルト・取付ボルトのせん断・引張を評価した結果、基礎ボルト・取付ボルトに生じる荷重及び応力は許容値以下であり、基礎ボルト・取付ボルトの強度が確保されることを確認した(表2.4-3, 2.4-4 参照)。

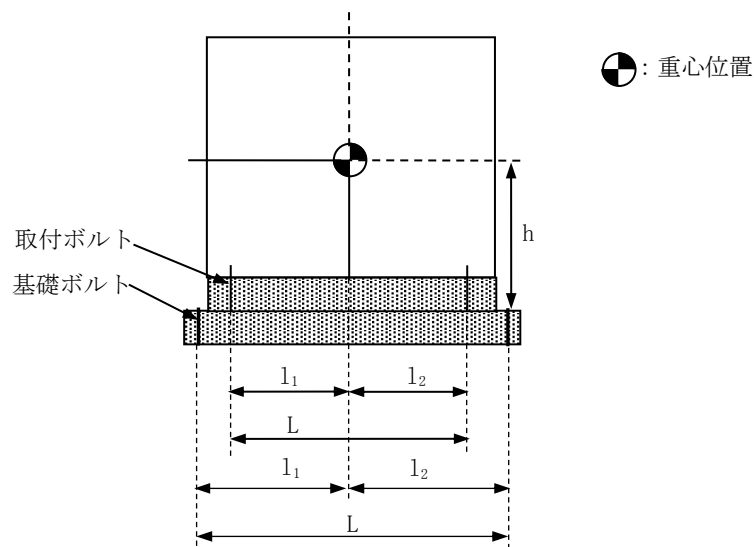


図 2.4-2 フィルタユニットの耐震評価モデル

- ・評価部位：基礎ボルト・取付ボルト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{引張力} \quad Q_v = \frac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_v) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{引張応力} \quad \tau_v = \frac{Q_v}{A_b}$$

$$\text{せん断力} \quad Q_H = W \cdot g \cdot C_H$$

$$\text{せん断応力} \quad \tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_b}$$

W : 据付面に作用する重量

g : 重力加速度 (=9.80665)

h : 据付面から重心までの距離

l<sub>1</sub> : フィルタユニット重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

l<sub>2</sub> : フィルタユニット重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離  
(l<sub>1</sub> ≤ l<sub>2</sub>)

n<sub>f</sub> : 評価上引張を受けるボルト本数

n : 全ボルト本数

A<sub>b</sub> : 基礎ボルト・取付ボルトの断面積

C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度

C<sub>V</sub> : 鉛直方向設計震度

表 2.4-3 フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価

評価対象機器	部位※	材料	評価項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本※	
				せん断	引張	せん断	引張
排気フィルタユニット	基礎ボルト	SS400	荷重	1476	作用しない	21300	23900

※基礎ボルトの評価部位及び許容荷重は、ケミカルアンカー部を示す。

表 2.4-4 フィルタユニットの取付ボルトの強度評価

評価対象機器	部位	材料	評価項目	算出応力(MPa)		許容応力(MPa)	
				せん断	引張	せん断	引張
排気フィルタユニット	取付ボルト	SS400	応力	5	7	139	180

### 2.4.3 ダクトの耐震性

ダクトの耐震性評価として、許容座屈曲げモーメント以下となる基準支持間隔の評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。ダクトは基準支持間隔（表 2.4-5, 2.4-6 参照）よりも小さい間隔で支持することで耐震性を確保する計画である。

なお、燃料取り出し用カバー内のダクトは、使用済燃料プール上に配置しないことから、使用済燃料プールへ波及的影響は与えない。

(1) 角ダクトの耐震計算

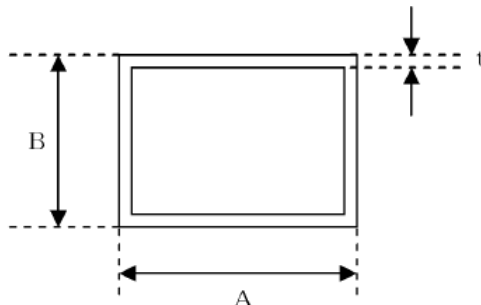


図 2.4-3 角ダクトの評価モデル

- ・評価部位：角ダクト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

自重による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_X \cdot 1000}{W \cdot g}}$$

地震による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_Y \cdot 1000}{W \cdot g} \cdot \frac{1}{C_H}}$$

許容曲げモーメントとの関係は次式となる

$$\frac{M_X}{M_{Xa}} = \frac{M_Y}{M_{Ya}} = 1$$

上記式を解くと

基準支持間隔  $L = \frac{1}{\sqrt{\frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{Xa}} + C_H \frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{Ya}}}}$

- L : 基準支持間隔
- $M_X$  : 水平方向座屈曲げモーメント
- $M_{Xa}$  : 水平方向許容座屈曲げモーメント
- $M_Y$  : 鉛直方向座屈曲げモーメント
- $M_{Ya}$  : 鉛直方向許容座屈曲げモーメント
- W : ダクト単位長さ当たり質量
- g : 重力加速度 (=9.80665)
- $C_H$  : 水平方向設計震度

表 2.4-5 角ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1100×1100×3.2t	ガルバニウム鋼板	37633
900×900×3.2t	ガルバニウム鋼板	40671
650×500×3.2t	ガルバニウム鋼板	43643
1100×1100×2.3t	ガルバニウム鋼板	26033
1300×1300×1.2t	ガルバニウム鋼板	9740
1300×1000×1.2t	ガルバニウム鋼板	10334
1100×1100×1.2t	ガルバニウム鋼板	11589
900×900×1.2t	ガルバニウム鋼板	13882
700×700×1.2t	ガルバニウム鋼板	15364

(2) 丸ダクトの耐震計算

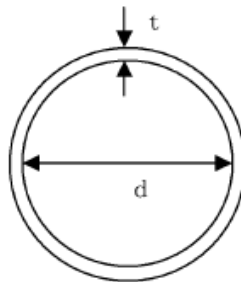


図 2.4-4 丸ダクトの評価モデル

- ・評価部位：丸ダクト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

自重と地震を合成した座屈曲げモーメント

$$M = \sqrt{1^2 + C_H^2} \cdot \frac{W \cdot g}{1 \ 0 \ 0} \cdot \frac{L^2}{8}$$

$$\frac{M}{M_a} = 1$$

上記式を解くと

$$\text{基準支持間隔} \quad L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_a}{\frac{W \cdot g}{1 \ 0 \ 0} \sqrt{(1 + C_H^2)}}$$

L : 基準支持間隔

M : 座屈曲げモーメント



- $M_a$  : 許容座屈曲げげモーメント  
 $W$  : ダクト単位長さ当たり質量  
 $g$  : 重力加速度 (=9.80665)  
 $C_H$  : 水平方向設計震度

表 2.4-6 丸ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1200 $\phi$ $\times$ 3.2t	鋼板	42685
700 $\phi$ $\times$ 3.2t	鋼板	42674

## 2.5 第2号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備の耐震性

### 2.5.1 排風機の耐震性

排風機の耐震性評価として、「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、排風機の基礎ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力 0.2G を採用した。基礎ボルトの許容荷重については、評価温度 50℃とした。基礎ボルトのせん断・引張を評価した結果、基礎ボルトに生じる荷重は許容荷重以下であり、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表 2.5-1 参照）。

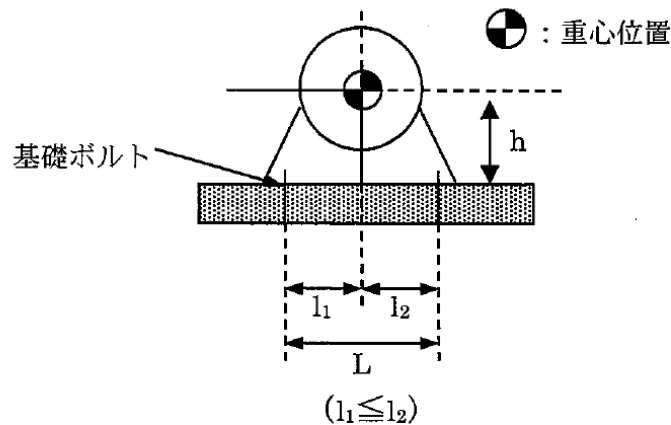


図 2.5-1 排風機の耐震評価モデル

- ・評価部位：基礎ボルト
- ・考慮する荷重：地震荷重，排風機振動による荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{引張力} \quad Q_V = \frac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{せん断力} \quad Q_H = \frac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P)}{n}$$

- W : 排風機質量
- g : 重力加速度 (=9.80665 m/s<sup>2</sup>)
- h : 据付面から重心までの距離
- l<sub>1</sub> : 排風機重心と基礎ボルト間の距離
- l<sub>2</sub> : 排風機重心と基礎ボルト間の距離 (l<sub>1</sub> ≤ l<sub>2</sub>)
- n<sub>f</sub> : 評価上引張を受けるボルト本数
- n : 全ボルト本数
- C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度
- C<sub>P</sub> : 排風機振動による加速度

表 2.5-1 排風機の基礎ボルトの強度評価結果

評価対象 機器	部位	材料	評価 項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本	
				せん断	引張	せん断	引張
排風機	基礎 ボルト	SS400	荷重	654.1	作用 しない	20550	35600

### 2.5.2 フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として、「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、2.5.1項と同様の方法で基礎ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力として0.2Gを採用した。基礎ボルトの許容荷重については、評価温度50℃とした。基礎ボルトのせん断・引張を評価した結果、基礎ボルトに生じる荷重は許容荷重以下であり、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表2.5-2参照）。

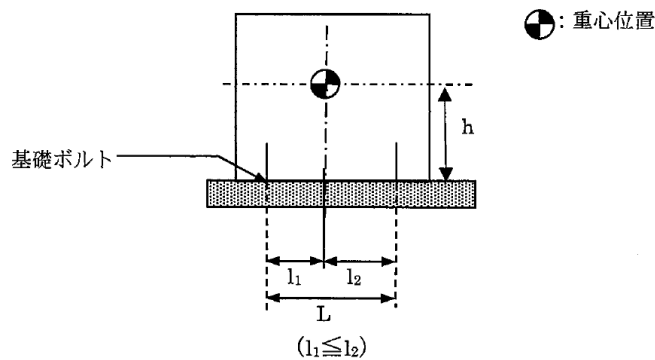


図 2.5-2 フィルタユニットの耐震評価モデル

- ・評価部位：基礎ボルト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{引張力} \quad Q_V = \frac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot l_1}{n_F \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{せん断力} \quad Q_H = \frac{W \cdot g \cdot C_H}{n}$$

W : フィルタユニット質量

g : 重力加速度 (=9.80665 m/s<sup>2</sup>)

h : 据付面から重心までの距離

l<sub>1</sub> : フィルタユニット重心と基礎ボルト間の距離

l<sub>2</sub> : フィルタユニット重心と基礎ボルト間の距離

(l<sub>1</sub> ≤ l<sub>2</sub>)

$n_f$  : 評価上引張を受けるボルト本数  
 $n$  : 全ボルト本数  
 $C_H$  : 水平方向設計震度

表 2.5-2 フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価

評価対象機器	部位	材料	評価項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本	
				せん断	引張	せん断	引張
排気フィルタユニット	基礎ボルト	SS400	荷重	281.9	作用しない	11400	14300

### 2.5.3 ダクトの耐震性

ダクトの耐震性評価として、「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、基準支持間隔の評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力として燃料取り出し用構台側は 0.27G、原子炉建屋側は 0.94G を採用した。ダクトは基準支持間隔(表 2.5-3、表 2.5-4 参照)よりも小さい間隔で支持することで耐震性を確保する計画である。

なお、当該ダクトは、使用済燃料プール上に配置しないことから、使用済燃料プールへ波及的影響を与えない。

#### (1) 角ダクトの耐震計算

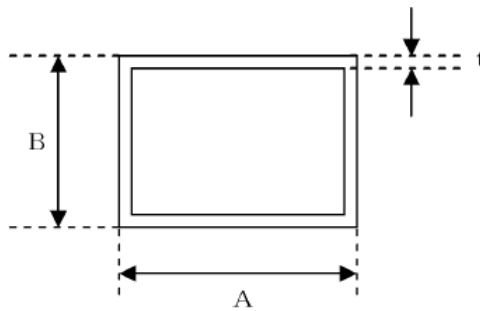


図 2.5-3 角ダクトの評価モデル

- ・評価部位：角ダクト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

自重による水平軸廻り座屈曲げモーメント

$$M_X = \frac{1}{8} \cdot \frac{W \cdot g}{1000} \cdot L^2$$

地震による鉛直軸廻り座屈曲げモーメント

$$M_Y = \frac{1}{8} \cdot \frac{W \cdot g \cdot C_H}{1000} \cdot L^2$$

許容座屈曲げモーメントとの関係

$$\frac{M_X}{M_{Xa}} + \frac{M_Y}{M_{Ya}} = 1$$

上記式を解くと基準支持間隔は次式となる。

$$L = \frac{1}{\sqrt{\frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{Xa}} + C_H \frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{Ya}}}}$$

- L : 基準支持間隔  
 M<sub>X</sub> : 水平軸廻り座屈曲げモーメント  
 M<sub>Xa</sub> : 水平軸廻り許容座屈曲げモーメント  
 M<sub>Y</sub> : 鉛直軸廻り座屈曲げモーメント  
 M<sub>Ya</sub> : 鉛直軸廻り許容座屈曲げモーメント  
 W : ダクト単位長さ当たり質量  
 g : 重力加速度 (=9.80665 m/s<sup>2</sup>)  
 C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度

表 2.5-3 角ダクトの評価

評価対象ダクト (mm)	材料	基準支持間隔 (mm)
1450×1050×3.2t	SS400	34488
1200×1200×3.2t	SS400	29352
900×900×3.2t	SS400	44585
650×500×3.2t	SS400	47815
1000×800×1.2t	ガルバリウム鋼板	12609
900×900×1.2t	ガルバリウム鋼板	13526
708×558×1.2t	ガルバリウム鋼板	15603

(2) 丸ダクトの耐震計算

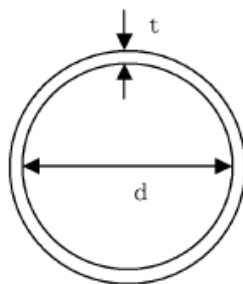


図 2.5-4 丸ダクトの評価モデル

- ・評価部位：丸ダクト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

自重と地震を合成した座屈曲げモーメント

$$M = \sqrt{1^2 + C_H^2} \cdot \frac{W \cdot g}{1000} \cdot \frac{L^2}{8}$$

許容座屈曲げモーメントとの関係

$$\frac{M}{M_a} = 1$$

上記式を解くと基準支持間隔は次式となる。

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_a}{\frac{W \cdot g}{1000} \sqrt{1 + C_H^2}}}$$

L : 基準支持間隔

M : 座屈曲げモーメント

M<sub>a</sub> : 許容座屈曲げモーメント

W : ダクト単位長さ当たり質量

g : 重力加速度 (=9.80665 m/s<sup>2</sup>)

C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度

表 2.5-4 丸ダクトの評価

評価対象ダクト (mm)	材料	基準支持間隔 (mm)
1000 φ × 3.2t	SS400	41890
700 φ × 3.2t	SS400	43507
753.6 φ × 3.2t	SS400	44452

## 福島第一原子力発電所第 1 号機原子炉建屋カバー解体について

### 1. 適用範囲

本書は、第 1 号機原子炉建屋カバー解体に伴う影響評価、大型カバーの換気設備運転以前の放射性物質濃度の監視方法について記載するものである。

### 2. 福島第一原子力発電所第 1 号機原子炉建屋からの燃料取り出し目標

東京電力(株)福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ(東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議)を2013年6月27日に改訂した。

今回の改訂では、号機毎の状況を踏まえたスケジュールを検討するとともに、現場の状況に応じて柔軟に対応できるよう複数のプランを号機毎に示している。このうち、1号機の使用済燃料プールからの燃料取り出しは、2017年度前半～同後半の開始を目標としている。

さらに、「特定原子力施設に係る実施計画作成に対する基本方針」において、至近の課題解決として「使用済燃料の使用済燃料プールからの早期取り出し」を最優先事項のひとつに位置づけている。

### 3. 使用済燃料プールからの燃料取り出しの作業ステップ

現在検討中の使用済燃料プールからの燃料取り出しの作業ステップは以下の通りである。

- ① 原子炉建屋カバー(以下 建屋カバー)の排気設備停止・撤去
- ② 既存の放射性物質濃度測定器の移設
- ③ 建屋カバー解体
- ④ オペレーティングフロア上のガレキ撤去・除染・遮へい
- ⑤ 燃料取扱設備等の設置、建屋カバー改造・復旧※
- ⑥ 燃料取り出し開始

また、先行号機の工事实績を踏まえ、建屋カバーの排気設備停止からプール燃料取り出し開始までには4年程度を要すると想定している。建屋カバー解体工程表については表1に示す。

※ 燃料取り出し計画は、複数のプラン(建屋カバー改造・復旧、上部コンテナ、燃料取り出し用カバー)の中から、2014年度上半期に決定する。

#### 4. 建屋カバー解体に伴う影響評価

建屋カバーは2011年10月に原子炉建屋上部からの放射性物質の飛散抑制を目的に設置した。その後、原子炉の安定冷却の継続により放射性物質の発生量は減少している。

燃料取り出しに向け建屋カバーを解体した場合、放射性物質を含む水蒸気の蒸散やガレキ・粉塵の飛散が懸念されるため、放射性物質の放出量について評価を行った結果、敷地境界における被ばく評価への影響は少ないと評価している。(詳細は、別添1参照。)

なお、建屋カバーを覆う大規模構造物を構築した後、その中で建屋カバーの解体とオペレーティングフロア上のガレキ撤去を進める方法も考えられるが、この方法の場合には、建屋カバーの解体により放射性物質の放出量が増加する可能性は低いものの、以下の課題がある。

- ① 大規模構造物の設置により燃料取り出し開始時期が、燃料取り出し開始目標よりも5年以上の後ろ倒しとなる。
- ② 使用済燃料プールへのガレキ落下リスクが長期化する。
- ③ 建屋カバーを覆う大規模構造物の高さが90m程度となるため、耐震性の確保や高線量下での作業などの技術面、施工面での課題がある。

以上より、敷地境界・敷地外に与える影響が少ないこと、燃料取り出しに早期に着手できること、速やかな燃料の取り出し完了につながることから、建屋カバーを解体し、オペレーティングフロア上のガレキ撤去を進めることとする。また、建屋カバーの解体に伴う放出量を抑制するため、開口部の閉鎖など十分な放出抑制対策を実施する。

#### 5. 建屋カバー排気設備停止に伴う滞留水素の評価

建屋カバー排気設備停止から建屋カバー解体までの間は、排気機能がなく、建屋カバー内に水素が滞留する可能性があると考えられるため水素の影響について評価した。

「第Ⅱ編 2.2 原子炉格納容器内窒素封入設備」において、第1号機原子炉格納容器内での水素発生量が評価されている。保守的に原子炉格納容器内で発生した水素の全量が建屋カバー内に放出されたものとして評価した結果、建屋カバー内の水素濃度が可燃限界濃度に達するまでの期間は約2年と評価される。建屋カバー解体着手は、建屋カバー排気設備停止の約3~5ヶ月後と想定しているため、水素濃度が可燃限界濃度に達することをないと評価される。このため、この期間中の水素濃度測定は必要ないと考える。なお、建屋カバー運用開始以降、排気設備に設置されている水素濃度計にて水素は検出されていない。



水素の影響についての評価を以下の条件で評価した。

水素発生量：0.1(m<sup>3</sup>/h)

建屋カバー内容積：約 45,000(m<sup>3</sup>)

可燃限界濃度 4%となるために必要な水素量

約 45,000×0.04=約 1,800(m<sup>3</sup>)

水素が約 1,800m<sup>3</sup>発生する時間

約 1,800/0.1/24=約 750(日) ⇒ 約 2年

## 6. 建屋カバーの排気設備停止以降の放射性物質濃度の監視

### 6.1 設備構成

排気設備停止以降においてもオペレーティングフロア付近の放射性物質濃度を測定・監視するため、既存の放射性物質濃度測定器を移設する。排気設備停止から建屋カバー解体までの監視設備構成を図1に、建屋カバー解体以降の監視設備構成を図2に、設備仕様を表2に示す。

### 6.2 運転管理および保守管理

#### (1) 運転管理

放射性物質濃度測定器は、現場制御盤及び免震重要棟に表示され、異常を検知した場合には警報を発するシステムとなっている。

#### (2) 保守管理

放射性物質濃度測定器については安全上重要な設備ではなく、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。

## 7. 放射性固体廃棄物等の管理

撤去したオペレーティングフロア上のガレキは、先行号機と同様に一時保管エリアにて保管する。(「第Ⅲ編 3 補足事項 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」参照)

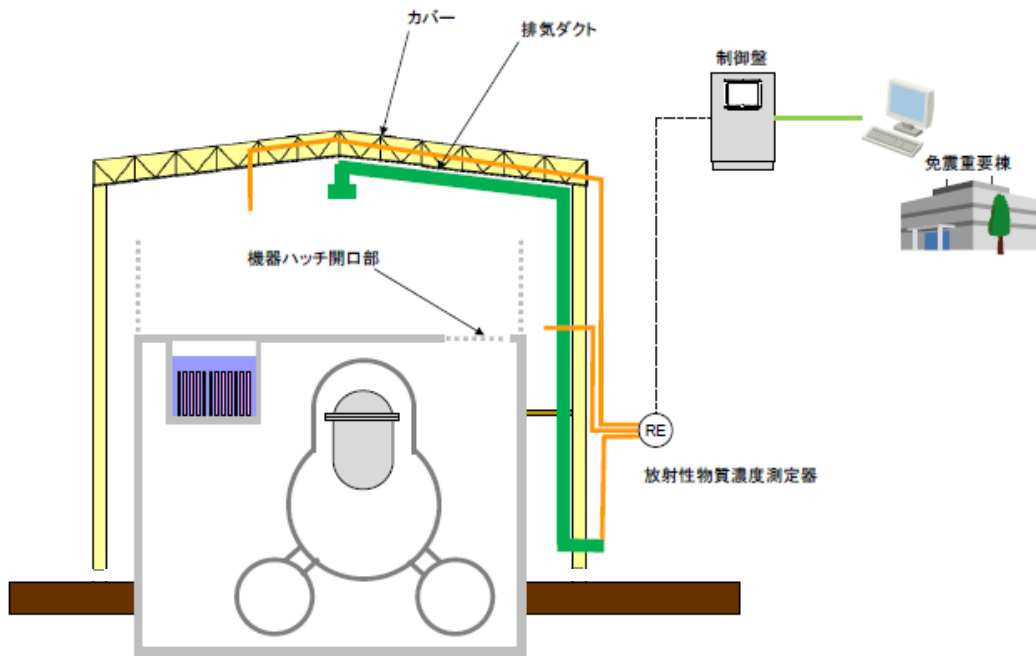


図1 排気設備停止から建屋カバー解体までの監視設備概略構成図

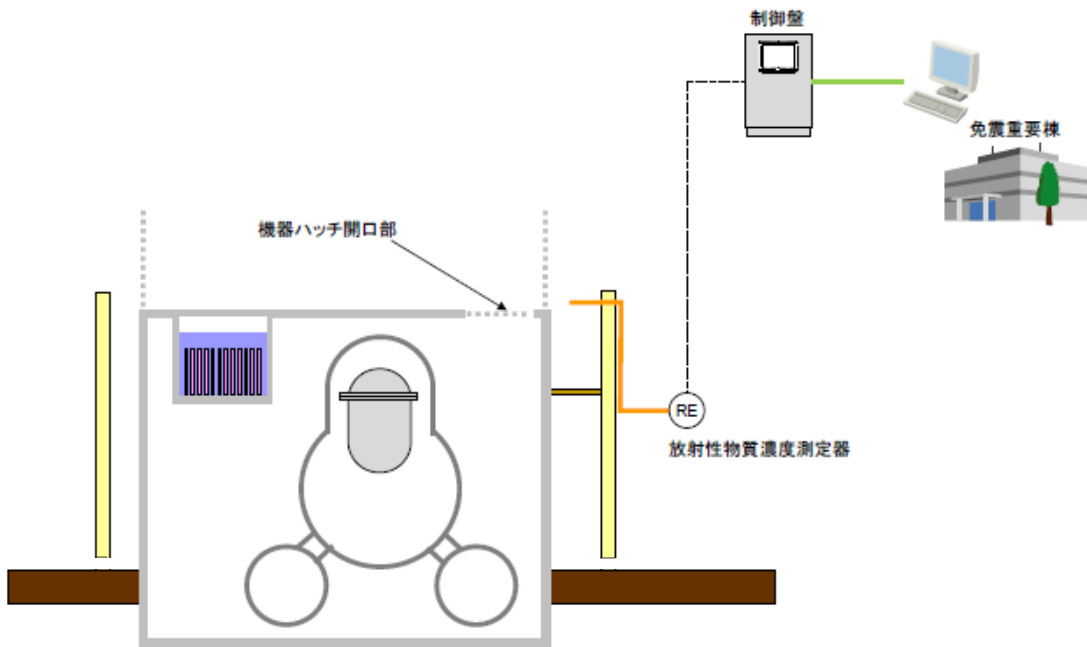


図2 建屋カバー解体以降の監視設備概略構成図

表1 建屋カバー解体工程表

	2013年度				2014年度	2015年度	2016年度	2017年度
	1Q	2Q	3Q	4Q				
排気設備 停止・撤去		■						
既存の放射性物 質濃度測定器の 移設			※ ■ 					
建屋周辺 整備等			■					
建屋カバーの 解体				■ 				
燃料取り出し計画は検討中のため、以下 参考工程								
ガレキ 撤去等					■			
カバー改造・ 復旧等						■		

※ 既存の放射性濃度測定器の移設期間は、オペレーティングフロア上部の放射性物質濃度の連続監視はできないが、定期的及び必要な都度ダストサンプラで採集し、放射性物質濃度を測定・評価する。

表2 設備仕様

設備名	仕様
放射性物質濃度測定器	検出器種類：シンチレーション検出器 計測範囲：10 <sup>0</sup> ～10 <sup>4</sup> s <sup>-1</sup> 台数：4台

8. 別添

別添-1 第1号機原子炉建屋カバー解体後の放射性物質の放出量評価

## 第 1 号機原子炉建屋カバー解体後の放射性物質の放出量評価

## 1. 放出量評価方法の考え方

建屋カバー解体後は、燃料取り出し用カバー設置に向け工事中の第 3 号機と同様の放出箇所となることから、原子炉直上部・機器ハッチ開口部・原子炉格納容器ガス管理設備の各放出箇所において放出量評価を行った。

本評価は、建屋カバーが掛かっていない状態での評価となるため、建屋カバー解体工事の事前調査として屋根パネルを一時的に取り外し、採取した平成 26 年 11 月のダスト濃度を評価に適用した。

また、平成 26 年 6 月に機器ハッチ開口部の放出抑制対策として設置したバルーンについては、ガレキ等によりずれが生じるリスク、ずれ発生後の再設置に伴う作業員の被ばくリスク等を排除する観点から撤去するとともに、非常用扉や大物搬入口横扉については、実態にあわせた開口面積を評価に適用した。

## 2. 放出量評価

原子炉直上部・機器ハッチ開口部・原子炉格納容器ガス管理設備の各放出箇所において、下記の通りの評価を行った。

## ① 原子炉直上部

原子炉直上部からの放出量

$$\begin{aligned} &= \text{原子炉直上部のダスト濃度 (Cs-134+Cs-137)} \times \text{流量} \\ &= 1.6 \times 10^{-5} \text{ Bq/cm}^3 \times 2.5 \times 10^2 \text{ m}^3/\text{h} \times 10^6 \text{ cm}^3 / \text{m}^3 \\ &= \text{約 } 4.1 \times 10^3 \text{ Bq/h} = \text{約 } 4.1 \times 10^{-5} \text{ 億 Bq/h} \end{aligned}$$

※計算に引用した数値

## ・原子炉直上部のダスト濃度

評価には、原子炉直上部のダスト濃度が必要であるが、現状、建屋カバーが設置されており、測定が不可能である。

このため、建屋カバー解体工事の事前調査として屋根パネルを一時的に取り外し、採取した平成 26 年 11 月のダスト濃度 ( $1.6 \times 10^{-5} \text{ Bq/cm}^3$ ) を適用した。

## ・流量

建屋カバー解体工事の事前調査として屋根パネルを一時的に取り外した平成 26 年 11 月における第 1 号機の蒸気発生量  $2.5 \times 10^2 \text{ m}^3/\text{h}$  (平成 26 年 11 月 1 日現在) を流量として適用した。

② 機器ハッチ開口部

機器ハッチに関しては、外部の風によって流量の変動幅が大きいため、変動幅を考慮して評価を行った。

機器ハッチ開口部からの放出量（最大）

$$\begin{aligned} &= \text{機器ハッチ開口部のダスト濃度 (Cs-134+Cs-137)} \times \text{流量} \\ &= 2.4 \times 10^{-6} \text{ Bq/cm}^3 \times 1.1 \times 10^4 \text{ m}^3/\text{h} \times 10^6 \text{ cm}^3/\text{m}^3 \\ &= \text{約 } 2.6 \times 10^4 \text{ Bq/h} \quad = \text{約 } 2.6 \times 10^{-4} \text{ 億 Bq/h} \end{aligned}$$

機器ハッチ開口部からの放出量（最小）

$$\begin{aligned} &= \text{機器ハッチ開口部のダスト濃度 (Cs-134+Cs-137)} \times \text{流量} \\ &= 2.4 \times 10^{-6} \text{ Bq/cm}^3 \times 1.5 \times 10^3 \text{ m}^3/\text{h} \times 10^6 \text{ cm}^3/\text{m}^3 \\ &= \text{約 } 3.6 \times 10^3 \text{ Bq/h} \quad = \text{約 } 3.6 \times 10^{-5} \text{ 億 Bq/h} \end{aligned}$$

※計算に引用した数値

・ 機器ハッチ開口部のダスト濃度

建屋カバー解体工事の事前調査として屋根パネルを一時的に取り外し、採取した平成 26 年 11 月のダスト濃度 ( $2.4 \times 10^{-6} \text{ Bq/cm}^3$ ) を適用した。

・ 流量

外部の風による運動エネルギーにより建物風上側と風下側に圧力差が発生し、圧力差により建屋開口部から空気の流出入が発生する。この圧力差による建屋開口部からの流出入量をベルヌーイの定理を用いて流量を評価した。各前提については、以下の通り。

機器ハッチの開口部の前提

機器ハッチの開口部面積を 0%，二重扉を 80%<sup>\*</sup>，非常用扉を 100%及び大物搬入口横扉を 50%<sup>\*</sup>縮小した場合を想定。

<sup>\*</sup>開口部を貫通している配管，ケーブル等による閉止不可範囲（想定）を除いた面積

風速

昭和 54 年 4 月から昭和 55 年 3 月までの 1 年間における福島第一原子力発電

所の露場の平均風速 (3.1m/s) を適用した。(原子炉設置変更許可申請書添付書類 6)

上記の風速を入力条件として 16 方位毎に機器ハッチ開口部からの流量を評価し、最大と最小の流量をそれぞれ以下の通り評価した。

最大の場合の流量は、約 11,000m<sup>3</sup>/h。

最小の場合の流量は、約 1,500m<sup>3</sup>/h。

③ 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からの放出量

= 原子炉格納容器ガス管理設備出口のダスト濃度 (Cs-134+Cs-137) × 流量

=  $4.4 \times 10^{-6} \text{ Bq/cm}^3 \times 2.1 \times 10^1 \text{ m}^3/\text{h} \times 10^6 \text{ cm}^3/\text{m}^3$

= 約  $9.2 \times 10^1 \text{ Bq/h}$  = 約  $9.2 \times 10^{-7}$  億 Bq/h

※計算に引用した数値

原子炉格納容器ガス管理設備出口のダスト濃度・流量については、平成 26 年 11 月の値を適用した。

上記 3 箇所の放出箇所からの放出量の評価を受けて、建屋カバー解体後の 1 号機からの放出量合計値は以下の通り。

建屋カバー解体後の放出量評価 (最大)

= 約  $4.1 \times 10^{-5}$  億 Bq/h + 約  $2.6 \times 10^{-4}$  億 Bq/h + 約  $9.2 \times 10^{-7}$  億 Bq/h

= 約 0.00031 億 Bq/h = 約 0.0004 億 Bq/h

建屋カバー解体後の放出量評価 (最小)

= 約  $4.1 \times 10^{-5}$  億 Bq/h + 約  $3.6 \times 10^{-5}$  億 Bq/h + 約  $9.2 \times 10^{-7}$  億 Bq/h

= 約 0.000078 億 Bq/h = 約 0.00008 億 Bq/h

よって、建屋カバー解体後の放出量評価は、約 0.00008~0.0004 億 Bq/h

なお、建屋カバーが設置されている状態の 1 号機の平成 26 年度平均の放出量は、約 0.007 億 Bq/h である。このため、建屋カバー解体によって放出量に大きな変動を与えるものではない。

### 3. 被ばく評価

以下の計算条件で、建屋カバーが解体された場合の放出量による被ばく評価を行った。

#### ①気象条件

被ばく評価に用いる気象条件は、昭和 54 年 4 月から昭和 55 年 3 月までの 1 年間における風向、風速、日射量、放射収支量の観測データを統計処理して用い、統計処理は「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて行った。

#### ②実効線量の計算方法

放射性セシウムによる実効線量の計算は、「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」及び「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価」を準用する。

外部被ばく及び吸入摂取による実効線量は、原子炉施設周辺でそれぞれ最大の被ばくを与える地点に居住する人を対象とし、外部被ばくについては放射性雲からの $\gamma$ 線による実効線量と地表に沈着した放射性物質からの $\gamma$ 線による実効線量を考慮する。

具体的な計算方法等については、Ⅲ第 3 編（保安に係る補足事項）2.2 線量評価に準じる。

#### ③計算地点

計算地点は、1. 2号機共用排気筒を中心として 16 方位に分割した陸側 9 方位の敷地境界外について行う。

上記の評価方法で、評価した結果は、以下の通り。

敷地境界における被ばく量は年間約 0.00002～0.00008mSv

#### 4. 評価

第1号機建屋カバー解体後の放出量評価は、約0.00008～0.0004億Bq/hであり、建屋カバー解体によって放出量に大きな変動を与えるものではない。これによる敷地境界における被ばく量は、年間約0.00002～0.00008mSvとなる。

建屋カバー解体前の第1～4号機における気体廃棄物の推定放出量は、平成26年度平均で合計約0.1億Bq/hである。敷地境界における被ばく線量は、最大で年間約0.03mSvと評価している。

建屋カバー解体前の第1～4号機における気体廃棄物の推定放出量と第1号機建屋カバー解体後の第1～4号機における推定放出量を比較すると、同等であることを確認した。(下表参照)

なお、放射性気体廃棄物の管理については、Ⅲ第3編(保安に係る補足事項)2.1.3放射性気体廃棄物等の管理に準じる。

放出量 [単位：億Bq/h]	第1号機カバー解体前	第1号機カバー解体後 (評価値)
第1号機	約0.007 <sup>※1</sup>	約0.00008～0.0004 (0.000078～0.00031) <sup>※2</sup>
第2号機	約0.002 <sup>※1</sup>	
第3号機	約0.0004 <sup>※1</sup>	
第4号機	0.0009 <sup>※1</sup>	
合計	約0.1 (0.011) <sup>※1</sup>	約0.1 (0.0039～0.0041) <sup>※2,3</sup>
敷地境界線量 [単位：mSv/y]	約0.03	約0.03

※1 第1・2・3・4号機の放出量については、平成26年度の平均値を用いている。

※2 評価値

※3 四捨五入の都合上、合計が一致しない



## カバー解体時における放出量評価

- ① 既認可の実施計画における評価（平成25年8月認可）
  - カバー解体時の放射性物質濃度が不明であったため、カバー設置前の濃度（平成23年10月）を使用して評価
  - 機器ハッチ・原子炉上部とも $10^{-4}\text{Bq/cm}^3$ と高い濃度であった  
⇒流量を減らす必要があった ⇒機器ハッチの開口面積を縮小
- ② 機器ハッチ開口部の縮小効果を見込まない評価
  - 濃度を最新の測定値（平成26年11月）に更新
  - 機器ハッチに関しては濃度が2桁下がり、原子炉上部の濃度は1桁下がった  
⇒原子炉の安定冷却の継続、飛散防止剤の散布効果等により濃度が減少  
⇒機器ハッチ開口部を縮小せずとも放出管理の目標値 $10^7\text{Bq/h}$ を下回る
- ③ 機器ハッチ開口部の縮小の効果を見込んだ評価（参考）
  - ③は②に対して機器ハッチ開口部90%縮小の効果を見込んだが、放出量は②とほとんど変わらない。

	機器ハッチ						原子炉上部		PCVガス管理		放出量 [Bq/h]
	濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	流量 [m <sup>3</sup> /h]	流量評価時の想定縮小%				濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	流量 [m <sup>3</sup> /h]	濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	流量 [m <sup>3</sup> /h]	
			機器 ハッチ	二重 扉	非常 扉	大物 搬入口 横扉					
①既認可 実施計画	$2.6 \times 10^{-4}$	1000～ 5200	90%	80%	80%	100%	$9.9 \times 10^{-4}$	360	$6.2 \times 10^{-6}$	28	$6.2 \times 10^5$ ～ $1.7 \times 10^6$
②機器ハッチ 縮小なし	$2.4 \times 10^{-6}$	1500～ 11000	0%	80%	100%	50%	$1.6 \times 10^{-5}$	250	$4.4 \times 10^{-6}$	21	$7.8 \times 10^3$ ～ $3.1 \times 10^4$
③機器ハッチ 縮小あり	$2.4 \times 10^{-6}$	1500～ 9800	90%	80%	100%	50%	$1.6 \times 10^{-5}$	250	$4.4 \times 10^{-6}$	21	$7.8 \times 10^3$ ～ $2.8 \times 10^4$

東京電力

## 被ばく評価

- 被ばく評価  
建屋カバー解体された場合の放出量による被ばく評価は以下の通り

	1号機カバー解体後の敷地境界における 年間の被ばく量[mSv/y]
① 既認可実施計画	0.002～0.004
② 機器ハッチ縮小なし	0.00002～0.00008
③ 機器ハッチ縮小あり	0.00002～0.00007

機器ハッチ開口の縮小による放出抑制効果を見込まない条件を見直したとしても、被ばく量に大きな変動を与えるものではない

東京電力