

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、遮へい、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、遮へい、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. 遮へい

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、燃料の遮へい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へい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. 遮へい

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へいする設計とする。

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、遮へい、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、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。

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。

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、15m級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

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。

(3) 外部人為事象

外部人為事象に対する設計事象の考慮については、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において外部放射線に係る線量率を把握し、放射線業務従事者の立ち入り頻度や滞在時間等を管理することで、作業時における放射線業務従事者が受ける線量が労働安全衛生法及び関係法令に定められた線量限度（100mSv/5年及び50mSv/年）を超えないように管理する。

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、その損傷による原子炉建屋、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、基準地震動 S_s により確認を行う。

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。

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) 構内用輸送容器

(3号機及び4号機を除く)

個数	1式
----	----

(4号機)

型式	NFT-22B型
収納体数	22体
個数	2基

型式	NFT-12B型
収納体数	12体
個数	2基

(3号機)

種類	密封式円筒形
収納体数	7体
個数	3基

(3) 燃料取り出し用カバー (換気設備含む)

(3号機及び4号機を除く)

個数	1式
----	----

(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 ³ /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 ³ /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 ³ /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 ³ /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 ³ /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 ³ /h
効率	97%（粒径0.3μm）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 ⁰ ~10 ⁴ s ⁻¹
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 ³ /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 ³ /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 ³ /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 ⁻¹ ~10 ⁵ s ⁻¹
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、Ⅱ 2.15 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

2.11.3 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※³

添付資料－1－2 放射線モニタリングに関する説明書※³

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※²

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※³

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※¹

添付資料－2－3 構内輸送時の措置に関する説明書※²

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※³

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※³

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※³

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※³

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※³

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※³

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

※¹，※²（4号機を除く）及び※³（3号機及び4号機を除く）の説明書については，現地工事開始前までに報告を行い，確認を受けることとする。

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、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。

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25,000m³/hのユニットを3系列（うち1系列は予備）設置し、約50,000m³/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 25,000m³/h のユニットを 3 系列(うち 1 系列は予備)設置し，約 50,000m³/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 0.3μm)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 0.3μm)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

設備名	構成・配置等
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 $10^0 \sim 10^4 \text{s}^{-1}$ 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、局部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 $50,000 \text{m}^3/\text{h}$ 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^3/h ）

q：設計用熱負荷，約 143（kW）（機器発熱）¹

C_p：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ：密度，1.2（kg/m³）

t₁：カバー内温度，40（℃）

t₂：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（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。（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/cm³)

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 1.2×10^{-4}	約 5.4×10^{-6}
Cs-137	約 1.1×10^{-4}	約 6.2×10^{-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/cm³)

C : カバー内に吸い込まれる外気の放射性物質濃度 (Bq/cm³) (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 ³)
Cs-134	約 3.6×10^{-6}
Cs-137	約 3.3×10^{-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。

- H : 放出源の有効高さ (m)
- y : 濃度分布の y' 方向の拡がりのパラメータ (m)
- 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線からの空気カーマを合計して、次式により計算する。

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

- ここで、 H : 放射性物質の線に起因する年間の実効線量 (μSv/y)
- K₂ : 空気カーマから実効線量への換算係数 (0.8 μSv/μGy)
- f_h : 家屋の遮へい係数 (1.0)
- f₀ : 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線による空気カーマ(μGy/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{C} 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。

$$\bar{C} = \sum_j \bar{C}_{jL} + \sum_j \bar{C}_{jL-1} + \sum_j \bar{C}_{jL+1} \dots\dots\dots 2-4$$

- 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。

$$H_i = 365 \cdot \sum_i K_{li} \cdot A_{li} \dots\dots\dots 2-5$$

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 放射性物質濃度から実効線量への換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m²))

核種	Cs-134	Cs-137
K_{Gi}	1.5×10^{-15}	5.8×10^{-16}

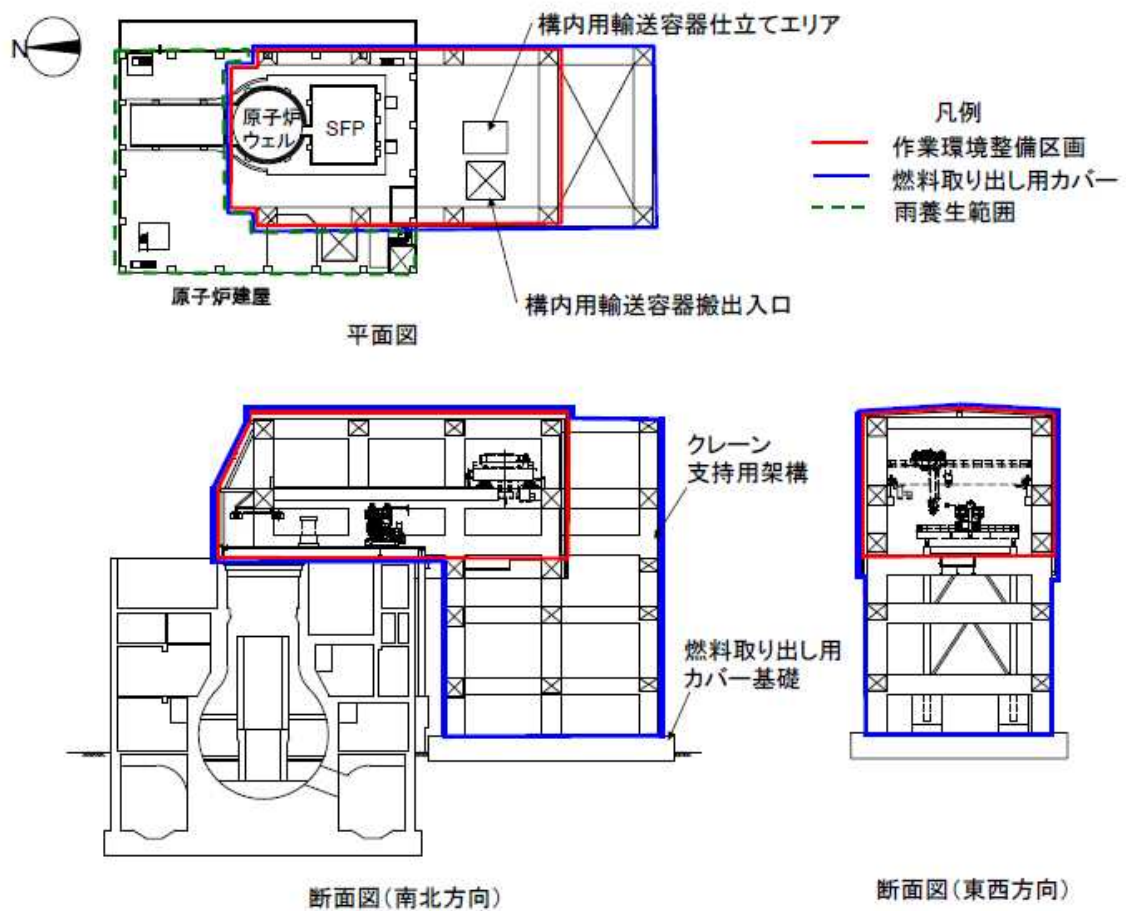
2.2.2.6 評価結果

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 , 「 3.2 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 1.3×10^{-7}	約 5.4×10^{-5}	約 7.4×10^{-3}	約 7.5×10^{-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

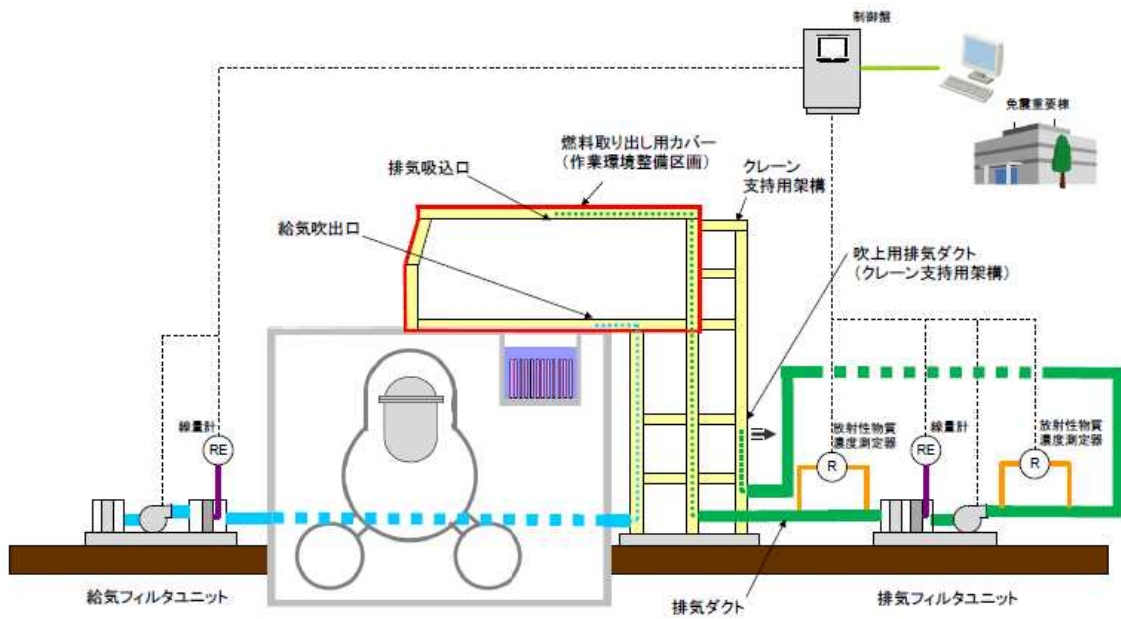


図 2-2 燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

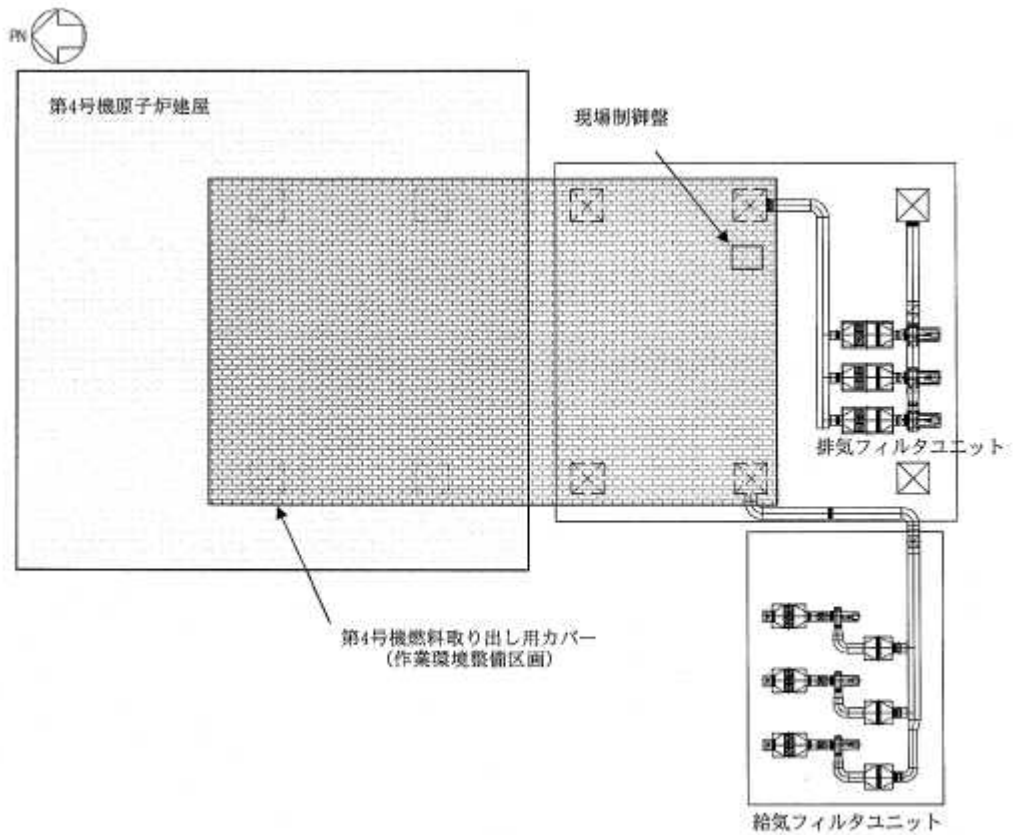


図 2-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図

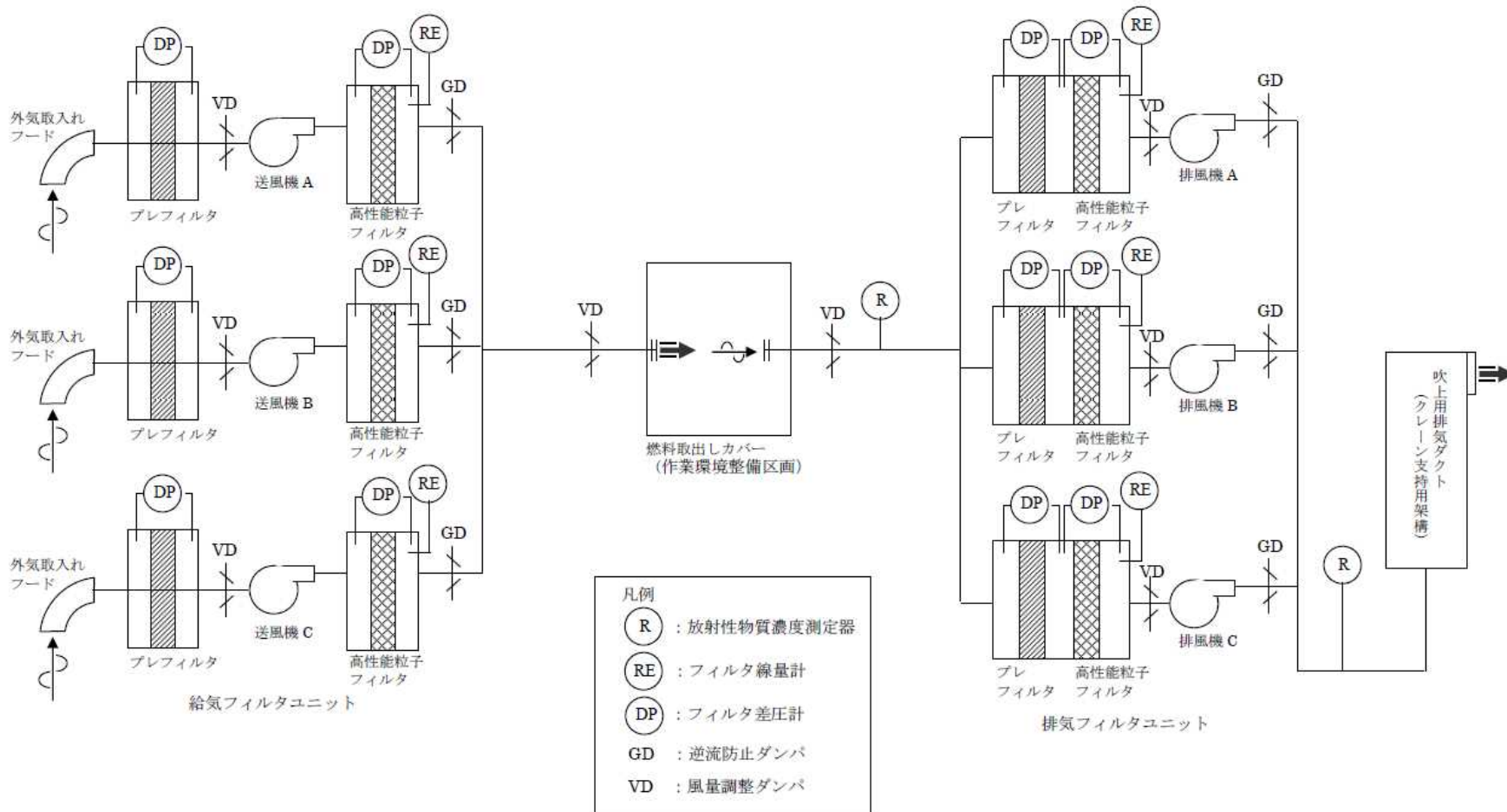
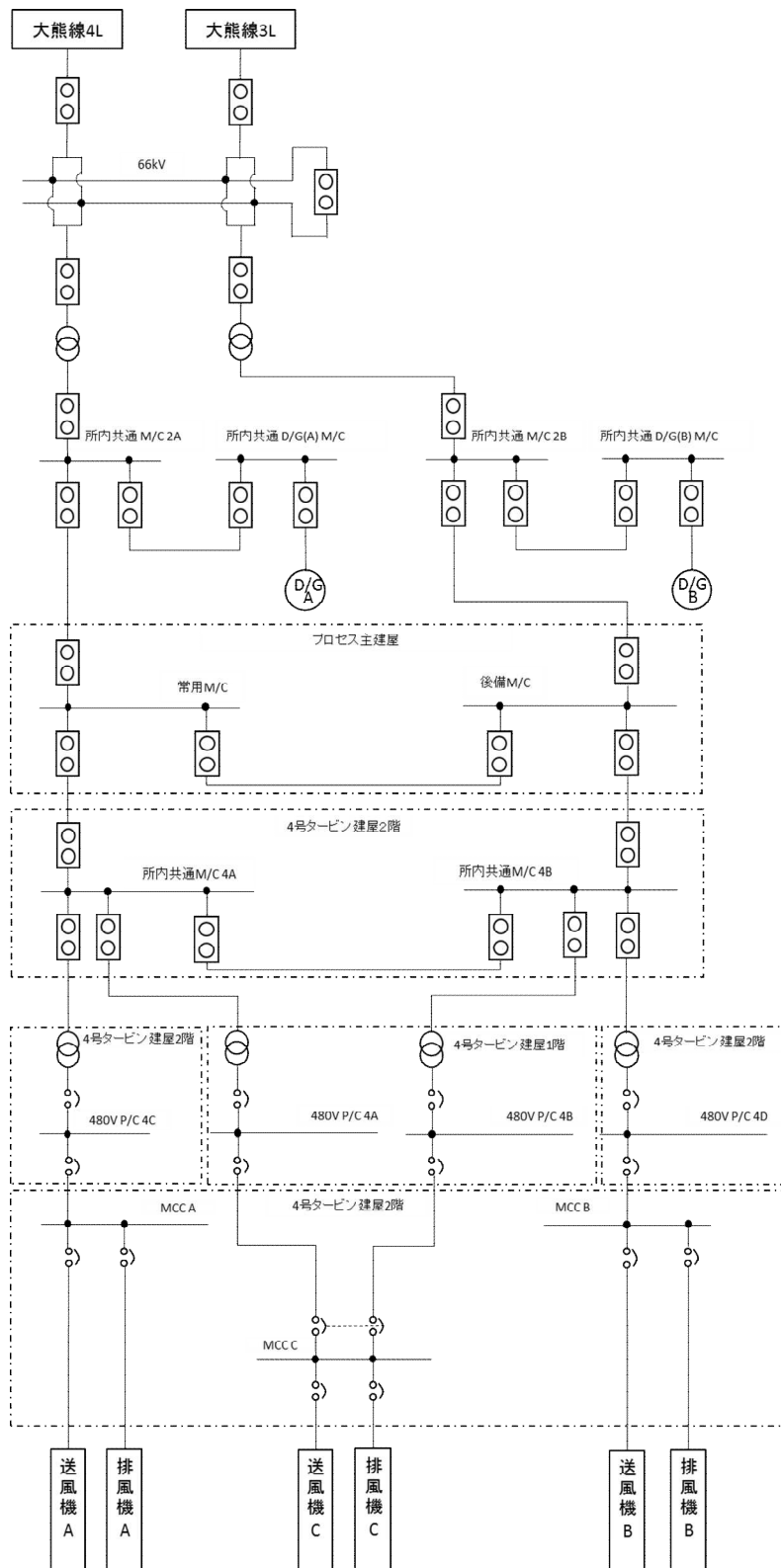


図 2-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図



平成 29 年 9 月時点

図 2-5 燃料取り出し用カパ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、発電所敷地内でよう素（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 10,000m³/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 30,000m³/h のユニットを 2 系列（うち 1 系列は予備）設置し、約 30,000m³/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 0.3μm）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 $10^{-1} \sim 10^5 \text{s}^{-1}$ 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 30,000m³/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（m³/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_p：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ：密度，1.2（kg/m³）

t₁：カバー内温度，40（℃）

t₂：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（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、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 μm）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。（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/cm³）

核種	原子炉上北東側（横方向）
Cs-134	約 5.2×10^{-4}
Cs-137	約 8.0×10^{-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/cm³）

C : カバー内に吸い込まれる外気の放射性物質濃度（Bq/cm³）（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 ³ ）
Cs-134	約 1.6×10^{-5}
Cs-137	約 2.4×10^{-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線に起因する実効線量

3.2.2.3 放射性雲からの線に起因する実効線量

放射性物質の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。

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

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

K₁ : 空気カーマ率への換算係数 (4.46 × 10⁻⁴ $\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$)

E : 線の実効エネルギー (0.5MeV/dis)

μ_{en} : 空気に対する線の線エネルギー吸収係数 (m⁻¹)

μ : 空気に対する線の線減衰係数 (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(μr) : 空気に対する線の再生係数

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

ただし、μ_{en}, μ, , , については、0.5MeVの線に対する値を用い、以下のとおりとする。

$$\begin{aligned} \mu_{en} &= 3.84 \times 10^{-3} (\text{m}^{-1}), \quad \mu = 1.05 \times 10^{-2} (\text{m}^{-1}) \\ &= 1.000, \quad = 0.4492, \quad = 0.0038 \end{aligned}$$

(x', y', z') : 放射性雲中の点 (x', y', z') における濃度 (Bq/m³)

なお, (x', y', z') は, 次式により計算する。

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

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)

y : 濃度分布の y' 方向の拡がりのパラメータ (m)

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線からの空気カーマを合計して, 次式により計算する。

$$H = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \bar{D}_L \cdot \dots \cdot 3-3$$

ここで, H : 放射性物質の線に起因する年間の実効線量 (μ Sv/y)

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

f_h : 家屋の遮へい係数 (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線による空気カーマ (μ 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⁻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。

$$^- = \sum_j ^-_{jL} + \sum_j ^-_{jL-1} + \sum_j ^-_{jL+1} \cdot \dots \cdot 3-4$$

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。

$$H_i = 365 \cdot \sum_i K_{li} \cdot A_{li} \dots \dots \dots 3-5$$

$$A_{li} = M_a \cdot \bar{C}_i \dots \dots \dots 3-6$$

ここで, H_i : 吸入摂取による年間の実効線量 (μ Sv/y)

365 : 年間日数への換算係数 (d/y)

K_{li} : 核種 i の吸入摂取による成人実効線量換算係数 (μ Sv/Bq)

A_{li} : 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{C}_i : 核種 i の年平均地表空気中濃度 (Bq/ m^3)

表 3-4 吸入摂取による成人の実効線量換算係数 (μ Sv/Bq)

核種	Cs-134	Cs-137
K_{li}	2.0×10^{-2}	3.9×10^{-2}

3.2.2.5 地面に沈着した放射性物質からの 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 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{C} 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 線に起因する実効線量は, 次式により計算する。

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

$$S_{oi} = \bar{C}_i \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{i} \cdot \left(1 - e^{-i \cdot T_o} \right) \dots \dots \dots 3-8$$

ここで, H_G : 地面に沈着した放射性物質からの 線に起因する

年間の実効線量 (μ 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 ($\frac{\mu\text{Sv/y}}{\text{Bq/m}^2}$)
 S_{0i} : 核種 i の地表濃度 (Bq/m^2)
 \bar{C}_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)
 λ_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 放射性物質濃度から実効線量への換算係数 ($(\text{Sv/s})/(\text{Bq/m}^2)$)

核種	Cs-134	Cs-137
K_{Gi}	1.5×10^{-15}	5.8×10^{-16}

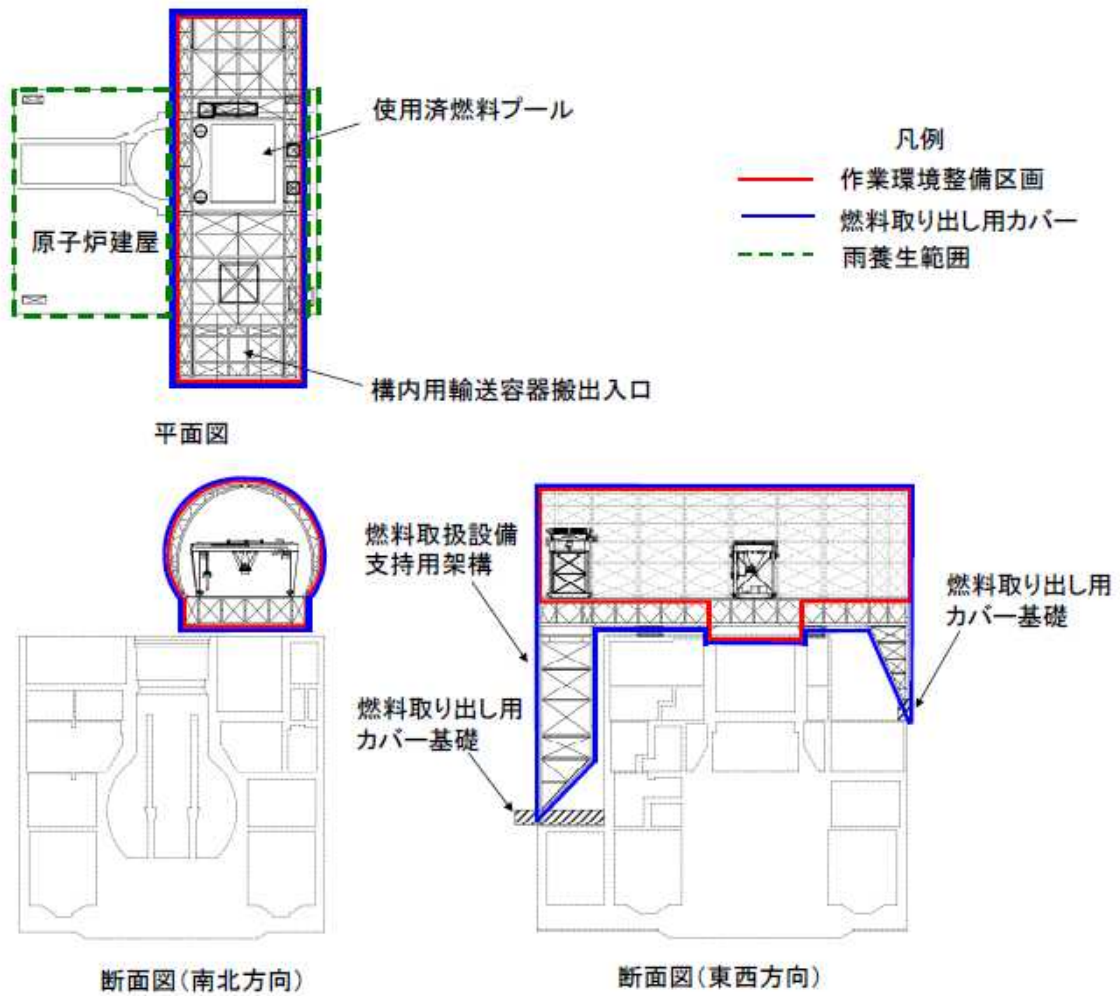
3.2.2.6 評価結果

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、法令の濃度限度 1mSv/年 に比べても十分低いと評価される。(表 3-6 参照)

また、「3.2 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 4.5×10^{-7}	約 1.3×10^{-4}	約 1.5×10^{-2}	約 1.5×10^{-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

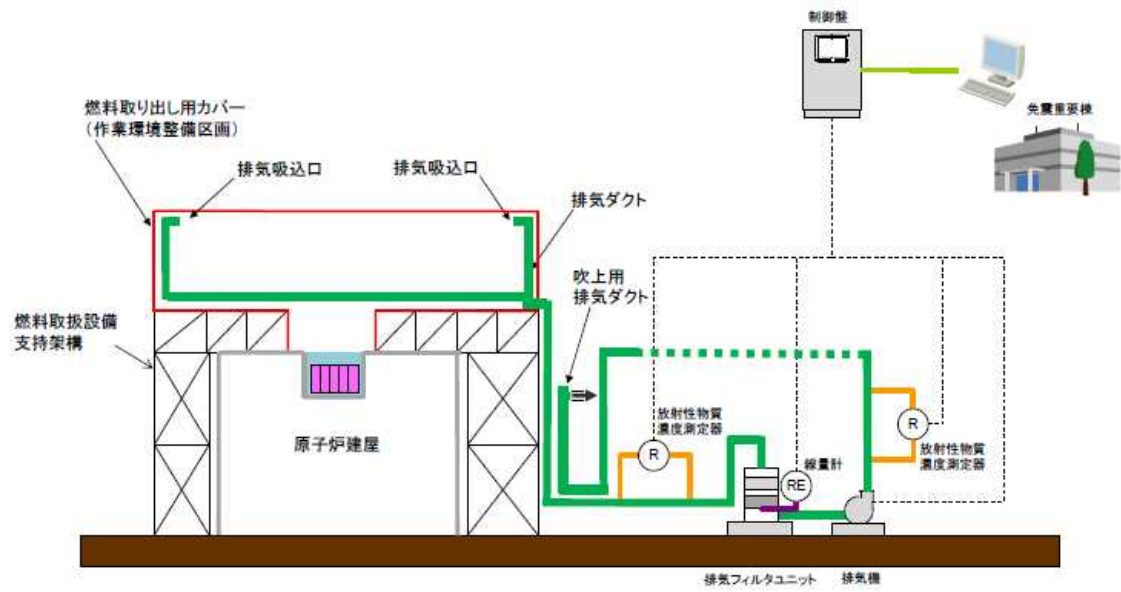


図 3-2 燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

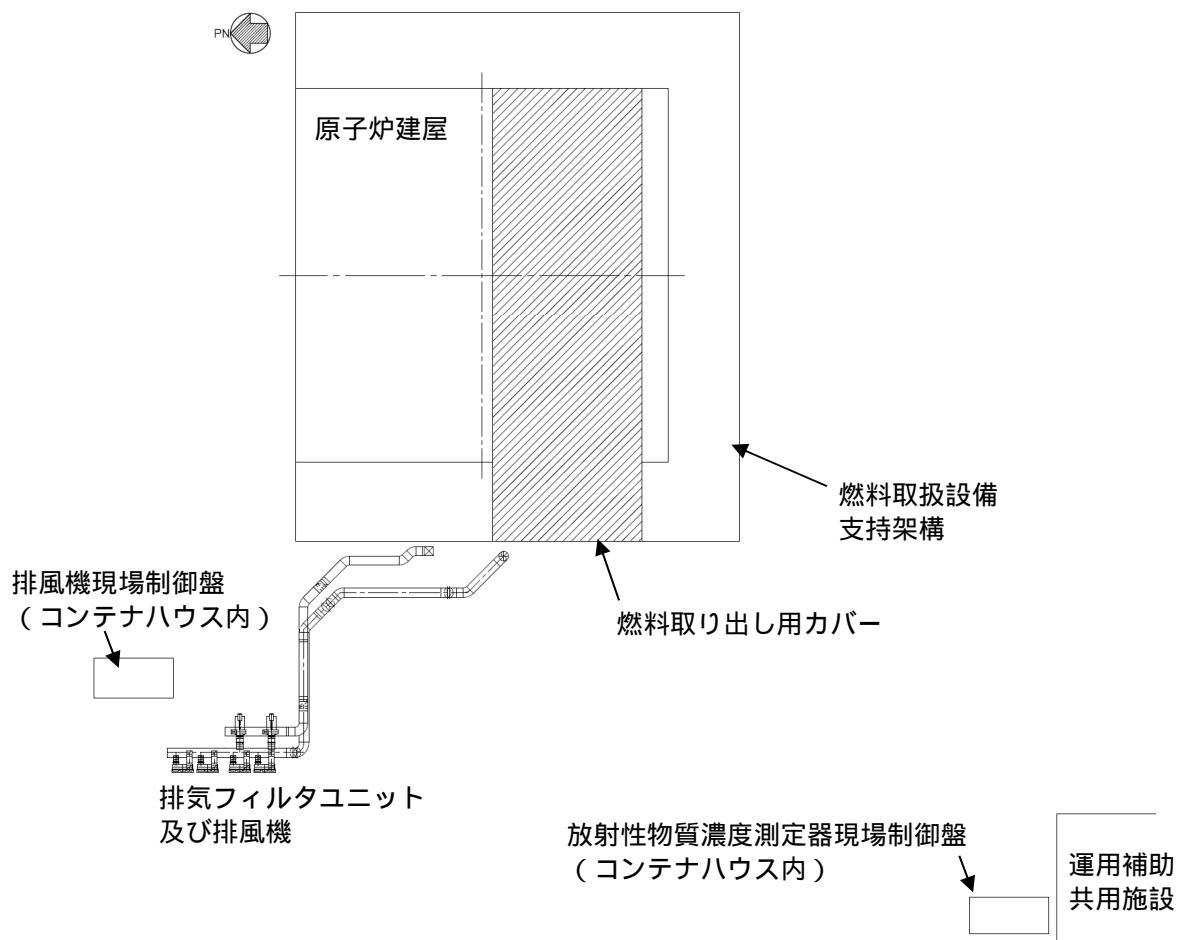


図 3-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図

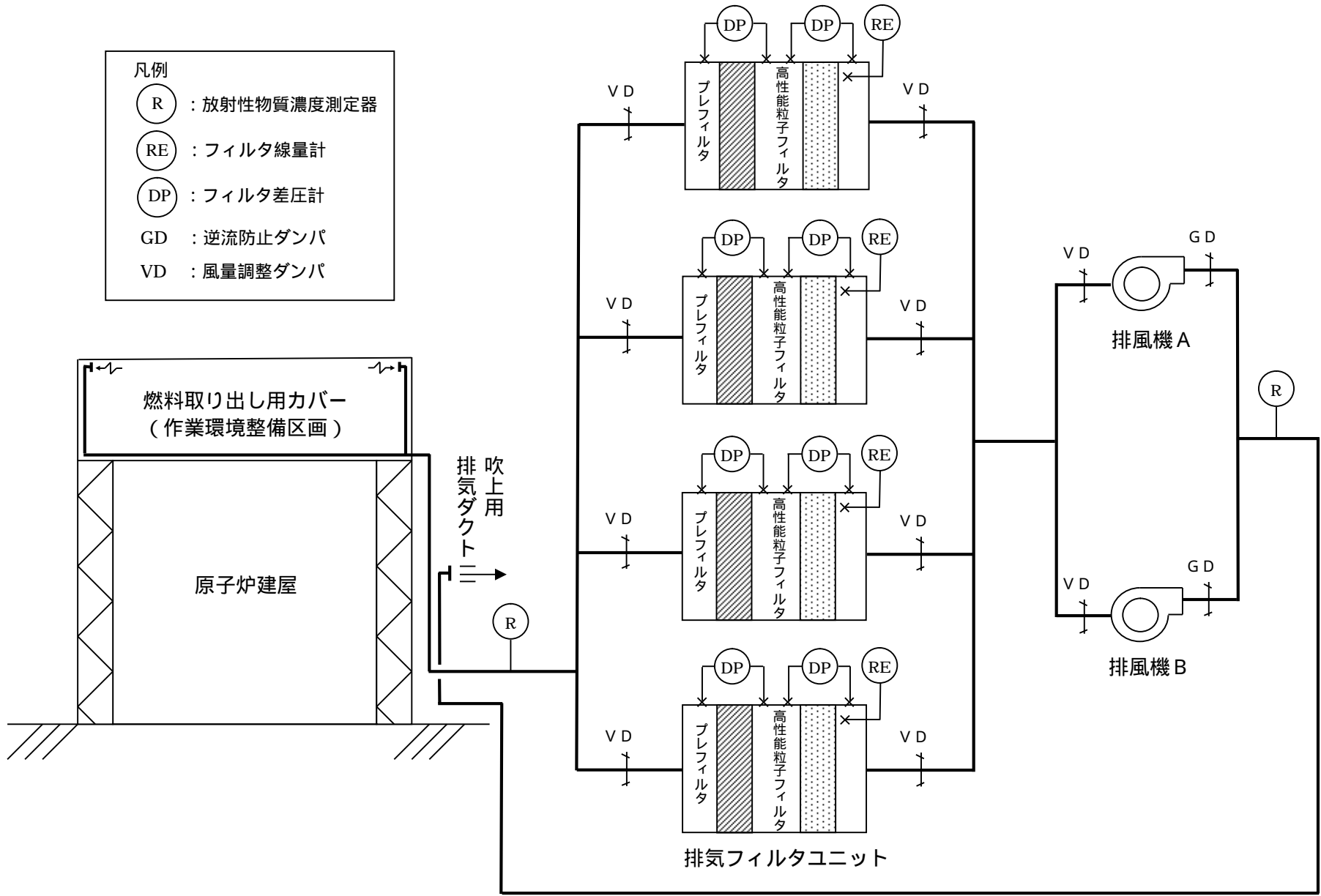
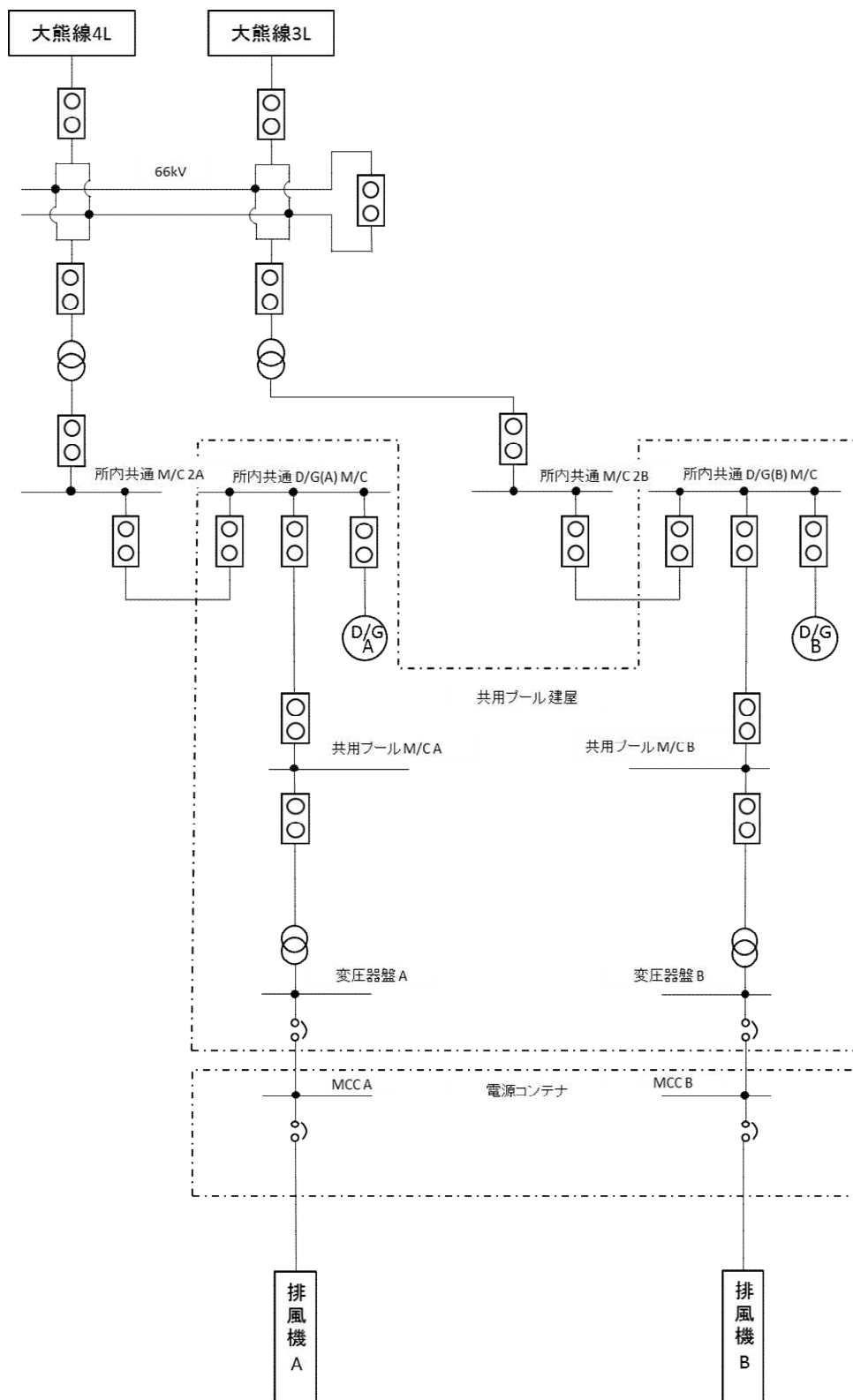


図 3-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図



平成 29 年 9 月時点

図 3-5 燃料取り出し用カパー換気設備電源系統図

4. 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

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 ³ /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 ³ /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 ³ /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。

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(1.20i)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 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)。

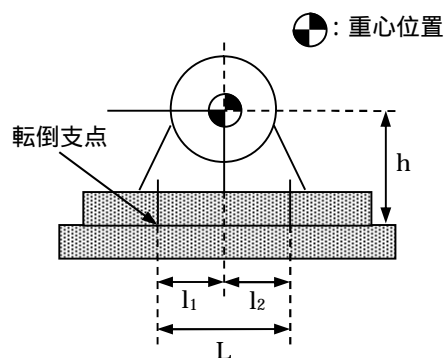


図 2.3-1 送風機・排風機の耐震評価モデル

- ・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

l₁ : 送風機・排風機重心と基礎の溶接部間の距離

l₂ : 送風機・排風機重心と基礎の溶接部間の距離 (l₁ l₂)

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、「JEA4601-1987 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)。

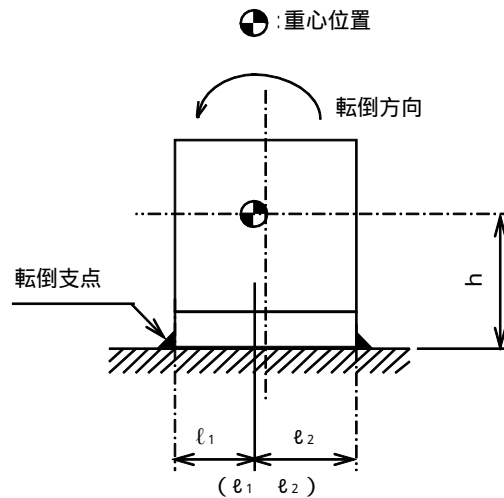


図 2.3-2 フィルタユニットの耐震評価モデル

- ・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

l₁ : フィルタユニット重心と基礎の溶接部間の距離

l₂ : フィルタユニット重心と基礎の溶接部間の距離 (l₁ l₂)

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。

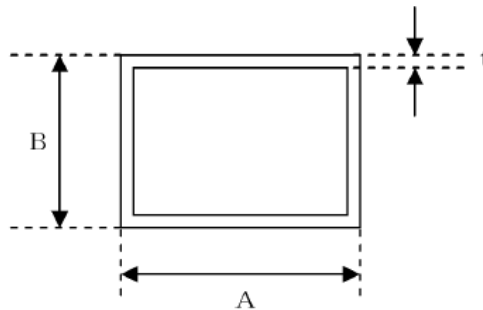


図 2.3-3 角ダクトの評価モデル

- ・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

$$\frac{M_x}{M_{x_a}} = \frac{M_y}{M_{y_a}} = 1$$

上記式を解くと

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

- L : 基準支持間隔
- M_x : 水平方向座屈曲げモーメント
- M_{x_a} : 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_{y_a} : 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 2.3-3 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	溶融亜鉛めっき鋼板	10998
850 × 850 × 1.0t	溶融亜鉛めっき鋼板	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）。

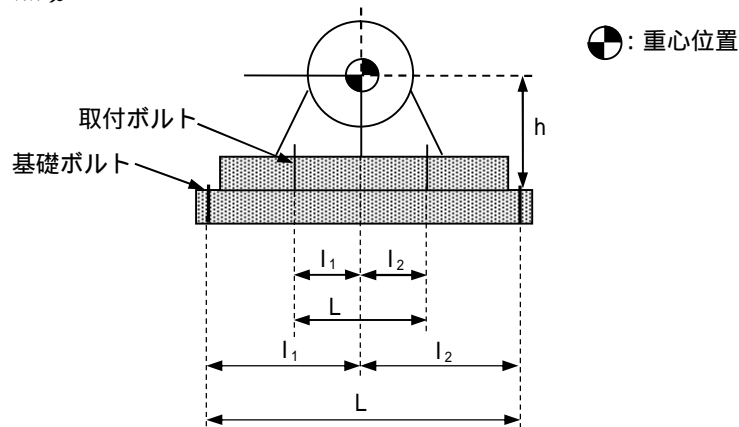


図 2.4-1 排風機の耐震評価モデル

- ・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

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

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

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

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

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

l₁ : 排風機重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

l₂ : 排風機重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離 (l₁ l₂)

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)。

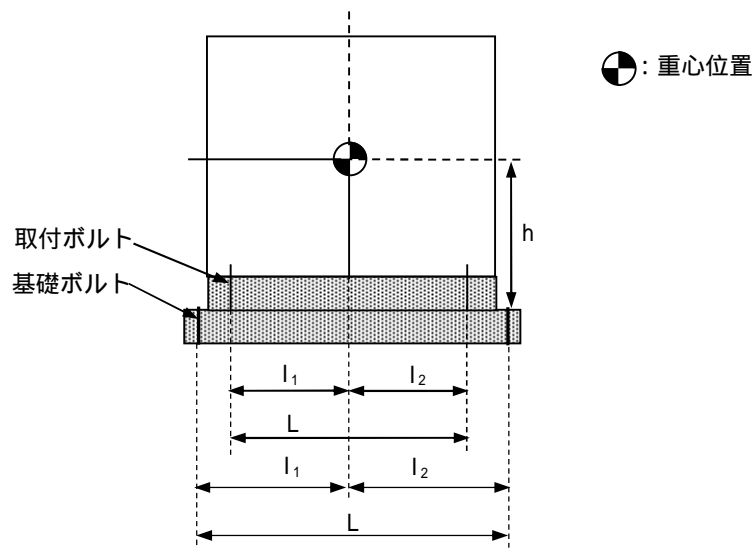


図 2.4-2 フィルタユニットの耐震評価モデル

- ・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

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

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

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

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

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

l₁ : 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

l₂ : 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
(l₁ l₂)

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_V : 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

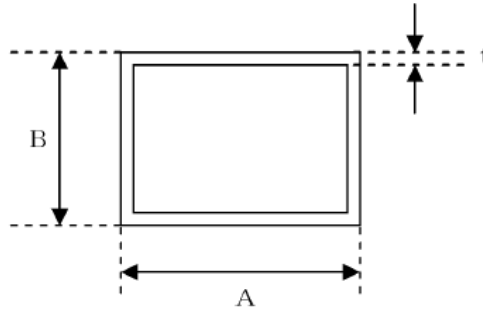


図 2.4-3 角ダクトの評価モデル

- ・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

$$\frac{M_x}{M_{x_a}} = \frac{M_y}{M_{y_a}} = 1$$

上記式を解くと

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

- L : 基準支持間隔
- M_x : 水平方向座屈曲げモーメント
- M_{x_a} : 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_{y_a} : 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

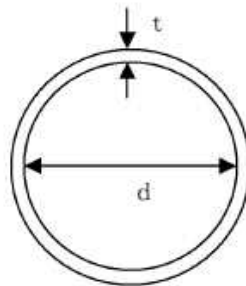


図 2.4-4 丸ダクトの評価モデル

- ・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

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

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

上記式を解くと

基準支持間隔 $L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_a}{\frac{W \cdot g}{1000} \sqrt{1 + C_H^2}}}$

L : 基準支持間隔

M : 座屈曲げモーメント

- M_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 × 3.2t	鋼板	42685
700 × 3.2t	鋼板	42674