

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、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）に設置されていることから、津波により燃料取り出し設備に影響を与えることはない。

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、津波による波圧は生じにくい。

(2) 台風、竜巻

燃料取り出し用カバーは、建築基準法施行令に準拠した風圧力に対し設計している。

(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

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。

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、検討用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、「JFAG4601 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、「JFAG4601・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、検討用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、「JFAG4601 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

(第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

(第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	計測範囲	個数	取付箇所
半導体検出器	10 ⁻³ ~10mSv/h	2 個	4号機 原子炉建屋 5FL (燃料取り出し用カバーオペフロ階)

(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)

(第3号機及び第4号機を除く)

個数	1 式
----	-----

(第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 0.3 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 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

(第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^{※2}

添付資料－1－2 放射線モニタリングに関する説明書^{※2}

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^{※2}

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

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

※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。

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

1. 西側外壁開口の目的

第 2 号機原子炉建屋（以下、原子炉建屋という）の使用済燃料プール内の燃料取り出しに要する燃料取り出し用カバー（又はコンテナ）および燃料取扱設備を設置するために、原子炉建屋上部を解体する計画である。

原子炉建屋上部解体に先立ち、オペレーティングフロア（5 階）内で準備作業として片付け、清掃及び使用済燃料プールへの養生設置を行う計画である。そのため、原子炉建屋の西側外壁の 5 階部分に作業用搬出入用開口を設置する。

なお、原子炉建屋上部解体に関しては、工事開始前までに報告し、確認を受ける。

2. 開口概要

原子炉建屋の西側外壁に設ける開口概要は以下の通りとする。

- (1) 位置：原子炉建屋の西側外壁
- (2) 高さ：原子炉建屋の 5 階（開口下端レベル 地上約 40m）
- (3) 大きさ：高さ約 7m, 幅約 5m

3. 開口設置方法

開口位置に附帯する設備等を図面や現場調査により確認し、安全を確保した計画を立案する。この計画に基づき、解体機械等により開口を設置する。

4. 開口設置作業に伴う放射性物質の飛散抑制策

- ・開口を設置する原子炉建屋西側に構台を設置し、開口全体を覆う前室を設置する。
- ・前室の外部にダストモニタを設置し、放射性物質の有意な変化を確認した場合は、速やかに作業を中断する。

5. 開口設置に伴う原子炉建屋の耐震安全性

開口を考慮（せん断断面積及び断面二次モーメントを低減）した原子炉建屋の解析モデルを用い、基準地震動 S_s による地震応答解析を実施した。その結果、耐震壁のせん断ひずみが評価基準値 4.0×10^{-3} を下回っており、耐震安全性を確保していることを確認した。（最大値： 0.17×10^{-3} （5 階, $S_s=1$, EW 方向））

6. 開口設置に伴う放射性物質の環境影響

燃料取り出しに向け原子炉建屋西側外壁に開口を設置した場合、開口部からの放射性物質の飛散が懸念される。このため、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される。(詳細は別添-1を参照)

7. 廃棄物の保管

解体撤去に伴い発生する固体廃棄物の発生量は約 31 m³ (コンクリート約 26 m³, 金属類約 5 m³), 線量率は 1~30mSv/h と想定しており、「Ⅲ章第3編 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」に従い、構内一時保管エリアにて保管・管理する。

8. 作業員の被ばく線量の管理

放射線業務従事者が立ち入る場所では、外部放射線に係わる線量率を把握し、放射線業務従事者等の立入頻度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およびその関連法令に定められた線量限度(100mSv/5年および50mSv/年)を超えないようにする。

原子炉建屋使用済燃料プール内の燃料取り出しに関連する今後の工事における放射線業務従事者の被ばく線量低減策として、以下の対策を実施する。

- ・省人化を目的とした遠隔操作設備の設置による作業員被ばく量の低減
- ・遮蔽した退避場所の設置による作業員被ばく量の低減
- ・必要に応じ作業員の被ばく量を低減させるための遮蔽ベストの着用
- ・作業時間管理による作業員被ばくの低減

高線量エリアにおける施工であるため、現場状況を踏まえ、今後継続的に被ばく線量低減に向けた線源の把握と除去、線源に対する遮蔽、作業区域管理の検討を行い、更なる被ばく線量低減に努める。

第2号機原子炉建屋西側外壁開口設置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

原子炉建屋西側外壁開口設置後の放出量評価は、従前の放出箇所であるブローアウトパネルの隙間・原子炉建屋排気設備出口・原子炉格納容器ガス管理設備に、新たに設置する開口を考慮して評価を行った。

本評価は、開口設置前に採取した平成27年1月～平成27年12月までの期間において、原子炉建屋排気設備入口で最大濃度であった平成27年9月のダスト濃度を評価に適用した。

開口設置、壁面解体撤去時に、放射性物質の飛散抑制のために開口全体を覆う前室を設置する。そのため、新たに設置する開口の面積については、前室と開口の間に生ずる隙間（以下「開口の隙間」という）を開口面積として評価に適用した。

なお、大物搬入口、二重扉、非常用扉については、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

開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間・原子炉建屋排気設備出口・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 開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間

開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間に関しては、外部の風による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。

$$\begin{aligned}
 & \text{開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間からの放出量（最大）} \\
 & = \text{原子炉建屋排気設備入口のダスト濃度（Cs-134+Cs-137）} \times \\
 & \quad \text{流量（開口の隙間の流量+ブローアウトパネルの隙間の流量）} \\
 & = 4.6 \times 10^{-5} [\text{Bq/cm}^3] \times (4.7 \times 10^3 + 1.4 \times 10^4) [\text{m}^3/\text{h}] \times 10^6 [\text{cm}^3/\text{m}^3] \\
 & = \text{約 } 8.8 \times 10^5 [\text{Bq/h}] \quad = \text{約 } 8.8 \times 10^{-3} [\text{億 Bq/h}]
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 & \text{開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間からの放出量（最小）} \\
 & = \text{原子炉建屋排気設備入口のダスト濃度（Cs-134+Cs-137）} \times \\
 & \quad \text{流量（開口の隙間の流量+ブローアウトパネルの隙間の流量）} \\
 & = 4.6 \times 10^{-5} [\text{Bq/cm}^3] \times (8.3 \times 10^3 + 2.3 \times 10^3) [\text{m}^3/\text{h}] \times 10^6 [\text{cm}^3/\text{m}^3] \\
 & = \text{約 } 4.8 \times 10^5 [\text{Bq/h}] \quad = \text{約 } 4.8 \times 10^{-3} [\text{億 Bq/h}]
 \end{aligned}$$

※計算に引用した数値

- ・原子炉建屋排気設備入口のダスト濃度

平成 27 年 1 月～平成 27 年 12 月までの期間において、最大濃度であった平成 27 年 9 月の原子炉建屋排気設備入口のダスト濃度を適用した。

- ・流量（開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間）

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。

開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間の前提

開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間の開口面積を 0%，二重扉を 0%，非常用扉を 80%※及び大物搬入口を 100%※縮小した場合を想定。

※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（3.1[m/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 方位毎に開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間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。

	合計	開口の隙間	ブローアウトパネルの隙間
最大流量[m ³ /h]	約 1.9×10 ⁴	4.7×10 ³	1.4×10 ⁴
最小流量[m ³ /h]	約 1.1×10 ⁴	8.3×10 ³	2.3×10 ³

② 原子炉建屋排気設備

原子炉建屋排気設備からの放出量

＝原子炉建屋排気設備出口の月間平均ダスト濃度（Cs-134+Cs-137）× 原子炉建屋排気設備流量

$$= 4.9 \times 10^{-7} [\text{Bq}/\text{cm}^3] \times 1.0 \times 10^4 [\text{m}^3/\text{h}] \times 10^6 [\text{cm}^3/\text{m}^3]$$

$$= \text{約 } 4.9 \times 10^3 [\text{Bq}/\text{h}] = \text{約 } 4.9 \times 10^{-5} [\text{億 Bq}/\text{h}]$$

※計算に引用した数値

原子炉建屋排気設備出口の月間平均ダスト濃度については、平成 27 年 1 月～平成 27 年 12 月までの期間において、いずれも検出限界値未満であったため、

原子炉建屋排気設備入口と同じ時期である平成 27 年 9 月の検出限界値を適用した。流量については、原子炉建屋排気設備の容量(1.0×10^4 [m³/h])を適用した。

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月間平均ダスト濃度 (Cs-134+Cs-137)

× 原子炉格納容器ガス管理設備流量

= 1.2×10^{-5} [Bq/cm³] × 1.9×10^1 [m³/h] × 10^6 [cm³/m³]

=約 2.2×10^2 [Bq/h] =約 2.2×10^{-6} [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については、平成 27 年 1 月～平成 27 年 12 月までの期間において、いずれも検出限界値未満であったため、原子炉建屋排気設備入口と同じ時期である平成 27 年 9 月の検出限界値を適用した。また、流量についても平成 27 年 9 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より、開口設置後の 2 号機からの放出量合計値は以下の通り。

開口設置後の放出量評価 (最大)

=約 8.8×10^{-3} [億 Bq/h] + 約 4.9×10^{-5} [億 Bq/h] + 約 2.2×10^{-6} [億 Bq/h]

=約 0.0088 [億 Bq/h] =約 0.009 [億 Bq/h]

開口設置後の放出量評価 (最小)

=約 4.8×10^{-3} [億 Bq/h] + 約 4.9×10^{-5} [億 Bq/h] + 約 2.2×10^{-6} [億 Bq/h]

=約 0.0049 [億 Bq/h] =約 0.005 [億 Bq/h]

よって、開口設置後の放出量は、約 0.005～0.009 [億 Bq/h] と評価した。

なお、開口設置前の 2 号機の平成 27 年 1 月から平成 27 年 12 月までの平均の放出量は、約 0.002 [億 Bq/h] である。

3. 被ばく評価

以下の計算条件で、開口が設置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 γ 線による実効線量と地表に沈着した放射性物質からの γ 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(保安に係る補足説明)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線量は年間約0.001~0.002[mSv]

4. 評価

第2号機原子炉建屋西側外壁開口設置後の放出量評価は, 約0.005~0.009[億 Bq/h]と評価した。

開口設置後の第1~4号機における気体廃棄物の推定放出量は, 合計約0.0098~0.014[億 Bq/h]であり, 当該値が1年間継続した場合の敷地境界における被ばく線量は, 年間約0.0024~0.0032[mSv]と評価され, 気体廃棄物に起因する実効線量の最大値年間約0.03[mSv]を下回っている。(表参照)

なお, 気体廃棄物の管理については, III第3編(保安に係る補足説明)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 2 号機開口設置後 (評価値)
第 1 号機	約 0.002 ^{※1}
第 2 号機	約 0.005～0.009 (0.0048～0.0088)
第 3 号機	約 0.002 ^{※1}
第 4 号機	約 0.0007 ^{※1}
合計	0.0098～0.014 ^{※2}
敷地境界線量 [単位：mSv/y]	約 0.03 以下 (0.0024～0.0032)

※1 第 1・3・4 号機の放出量については、平成 27 年 1 月～平成 27 年 12 月の平均値を用いている。

※2 数値処理（切り上げ）の都合上、合計が一致しない