

# 2号機燃料取扱設備及び燃料取り出し用構台 の設置について

2022年1月31日（第29回）



東京電力ホールディングス株式会社

## 排気設備と換気設備の仕様比較

- 換気設備では燃料取り出し用構台前室から原子炉建屋オペレーティングフロア側へ気流の流れが生じるよう、排気設備から排気風量を変更する。（換気設備の排気風量設定根拠については添付資料3参照）
- 換気設備のフィルタ性能については、排気設備と同等の性能を有するフィルタであり、排気設備の実績から十分にダストを低減できる性能であることを確認している。（下表参照）

	排気設備	換気設備
排風機台数	2台	2台
排気風量	原子炉建屋 : 10,000m <sup>3</sup> /h	原子炉建屋 : 20,000m <sup>3</sup> /h 燃料取り出し用構台 : 10,000m <sup>3</sup> /h
フィルタ効率	97%(粒子径0.3μm)以上	97%(粒子径0.3μm)以上
耐震クラス	ノンクラス	Cクラス相当

排気設備と換気設備の仕様比較

測定日	フィルタ前ダスト濃度	フィルタ後ダスト濃度	備考
2022年1月24日	約3.4×10 <sup>-5</sup> Bq/cm <sup>3</sup>	<8.3×10 <sup>-8</sup> Bq/cm <sup>3</sup> ※検出限界値未満	直近の測定記録
2019年10月24日	約1.1×10 <sup>-4</sup> Bq/cm <sup>3</sup>	<9.3×10 <sup>-8</sup> Bq/cm <sup>3</sup> ※検出限界値未満	大型残置物撤去作業期間中のフィルタ前ダスト濃度が最も高い測定日を選定

排気設備のダスト低減効果の確認（Cs137の値）

- 換気設備の風量調整方法
  - ① 各建屋の排気風量が上記設定値となるよう風量計（仮設）を用いてボリュームダンパーの開度を調整する。
  - ② 燃料取り出し用構台作業フロアから原子炉建屋オペレーティングフロアに気流が生じることを煙幕等を用いて確認する。
  - ③ 気流が確認出来ない場合はボリュームダンパーの開度を再調整する。（調整完了後、開度は固定され、開度が正常であることを定期的を確認する。）

- 2号燃料取り出し関連において新たに設置される設備として「燃料取扱設備」「燃料取り出し用構台」がある。また、構台の運用開始に伴い、2号排気設備（既設）から2号原子炉建屋及び燃料取り出し用構台用換気設備（以下、換気設備）に切替を行う。
- 排気設備から換気設備への切替を考慮した敷地境界における実効線量の評価値が、「特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について」記載の1mSv/年未満であることを評価した。
- 1Fでは、実効線量の中でも特に気体放射性廃棄物については、1~4号機原子炉建屋からの放出による影響を0.03mSv/年未満で管理しており、過去1年間の評価結果における最大値が約 $7.0 \times 10^{-5}$ mSv/年と、管理値に包絡されることを確認している。（「2021年11月19日 福島第一原子力発電所における環境線量低減対策に係る面談」にて規制庁殿へご報告した内容から引用）
- 下記表が排気設備と換気設備それぞれの影響比較及び過去1年間ににおける1F全体及び換気設備の運転による影響を考慮した評価値である。排気設備から換気設備への切替に伴う敷地境界への影響が約 $2.0 \times 10^{-3}$ mSv/年増となるが、1F全体からの影響を考慮した値が、約 $3.07 \times 10^{-3}$ mSv/年と、0.03mSv/年以下となり、問題ないことを確認した。
- また、「実施計画Ⅲ.3.2.2 線量評価」記載の震災後に設置した敷地内各施設（固体）による影響約0.58mSv/年、液体廃棄物による影響約0.22mSv/年、その他に起因する影響約0.08mSv/年を考慮しても合計が既認可と同じ約0.91mSv/年となり、1mSv/年未満となることを確認した。

排気設備と換気設備が敷地境界線量に与える影響の比較※

排気設備	換気設備	比較
約 $1.0 \times 10^{-3}$ mSv/年	約 $3.0 \times 10^{-3}$ mSv/年	約 $2.0 \times 10^{-3}$ mSv/年増

※各設備の定格風量と2号機原子炉建屋オペフロにおけるダスト濃度平均値により比較  
気体廃棄物による敷地境界線量の評価値

1F全体 (過去1年間)	換気設備	合計
約 $7.0 \times 10^{-5}$ mSv/年	約 $3.0 \times 10^{-3}$ mSv/年	<u>約<math>3.07 \times 10^{-3}</math>mSv/年</u>

2号燃料取扱設備の設備停止位置における  
耐震性についての計算書

※本計算書は、「2号機燃料取扱設備及び燃料取り出し用構台の設置」に関する実施計画申請の内、燃料取扱設備の申請範囲を分割することから、先行して認可を受ける燃料取り出し用構台への影響を確認するため暫定的な評価を行うものである。

## I. 2号燃料取扱設備に係る耐震設計の基本方針

### 1. 設備の重要度による耐震クラス別分類

設備名	耐震 クラス別	確認用 地震動
燃料取扱設備	B+	1/2Ss450

燃料取扱設備は、燃料取扱機及びクレーンによる揚重作業時、原子炉建屋側または燃料取り出し用構台側の所定の停止位置にて4本のアウトリガーピンを介してランウェイガードに固定し、原子炉建屋側では燃料取扱及び輸送容器取扱作業を、燃料取り出し用構台側では輸送容器取扱作業を行う。また、アウトリガーピンによる固定解除後、ランウェイガードに設置する走行レール上を走行し、原子炉建屋と燃料取り出し用構台間を移動する。

2号燃料取扱設備の耐震クラス別分類は、「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(2回目)」(原子力規制庁, 令和3年9月8日)に基づき、B+クラスに分類される。本計算書では、2号燃料取り出し用構台の実施計画申請にあたり、別申請にて提示する燃料取扱設備の耐震応答解析の結果が構台の申請内容に影響しないことに当たりをつけるため、各設備停止位置における転倒評価を行うものである。

## 2. 設計用地震力

### 2.1. 設計用床応答スペクトル

- (1) 床応答スペクトルは、原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の地震応答解析モデルに対して、確認用地震動を用いた時刻歴応答解析を行い、ランウェイガード上の走行台車部車輪位置(計6箇所)での加速度応答時刻歴を求める。時刻歴応答解析においては、地震動(1/2Ss450)、入力方向(+NS+EW+UD)、ランウェイガードに付加する荷重(燃料取扱状態、輸送容器取扱状態、輸送容器固定状態)の組合せを考慮する。
- (2) (1)で求めた各走行台車車輪位置での加速度応答時刻歴を入力として、1自由度系の応答スペクトルを求める。
- (3) (2)で求めた応答スペクトル6点を包絡する応答スペクトルを求める。
- (4) (3)で求めた応答スペクトルに対し、周期方向に±10%の拡幅を行い設計用床応答スペクトルとする。

### 2.2. 剛構造の機器に適用する設計地震力

評価対象機器が剛構造の場合は、各地震動、入力方向、ランウェイガードに付加する荷重条件においてランウェイガードの原子炉建屋側燃料取扱設備停止位置

から得られる最大床応答加速度と燃料取り出し用構台側燃料取扱設備停止位置から得られる最大床応答加速度の 1.2 倍の加速度を地震力とする。

3. 荷重の組合せ, 応力算定及び許容応力

記号の説明

D : 死荷重

1/2Ss450 : 1/2Ss450 地震動により求まる地震力

1.5f<sub>t</sub> : 許容引張応力

ボルト以外の支持構造物に対しては発電用原子力設備規格 設計・建設規格(以下, 設計・建設規格)SSB-3121.3, ボルト材に対しては設計・建設規格 SSB-3133 により規定される値

1.5f<sub>s</sub> : 許容せん断応力

同上

1.5f<sub>c</sub> : 許容圧縮応力

設計・建設規格 SSB-3121.3 により規定される値

1.5f<sub>b</sub> : 許容曲げ応力

同上

荷重の組合せ	許容限界 (ボルト以外)				許容限界 (ボルト等)	
	1 次応力				1 次応力	
	引張	せん断	圧縮	曲げ	引張	せん断
D+1/2Ss450	1.5f <sub>t</sub>	1.5f <sub>s</sub>	1.5f <sub>c</sub>	1.5f <sub>b</sub>	1.5f <sub>t</sub>	1.5f <sub>s</sub>

## II. 燃料取扱設備停止時の耐震性についての計算書

### 1. 概要

#### 1.1. 一般事項

本書は燃料取扱設備が原子炉建屋内及び燃料取り出し用構台内で停止時の耐震性についての計算書である。

#### 1.2. 計算条件

- (1) 燃料取扱設備全体が原子炉建屋内で停止時に使用済燃料プール(以下, SFP)に波及的影響を及ぼさないこと及び通常時における駐機位置として燃料取り出し用構台内で停止時に転倒しないことを確認するため、各停止時においてアウトリガーピンが挿入されていない状態について評価を行う。
- (2) 燃料取扱機, クレーン, ジブクレーンは格納状態, 固定治具は構内用輸送容器固定状態とする。
- (3) 走行姿勢において評価対象(走行台車部)は剛構造であるため、停止時の耐震評価についてはランウェイガード上で得られる最大床応答加速度の 1.2 倍の加速度を地震力とする。
- (4) 走行台車積載構造物の影響を考慮するため、地震力は構内用輸送容器を含めた設備全体の重心位置に付加する。

#### 1.3. 荷重の伝達経路

図 1-1 及び図 1-2 に荷重伝達経路を示す。(荷重①～③)

本評価においては、転倒方向である+EWの水平力及び鉛直方向+UDによる転倒モーメントを考慮する。なお、本計算書は暫定的に走行姿勢で評価しており、下記荷重伝達経路の内、転倒防止ラグが転倒モーメントを支持する時間は十分に短いと考えられるため NS 方向の力は考慮しない。

以上に基づき荷重経路を選定すると、荷重は走行台車(荷重①)、転倒防止ラグ(荷重②)、転倒防止ラグボルト(荷重③)の順に伝達する。

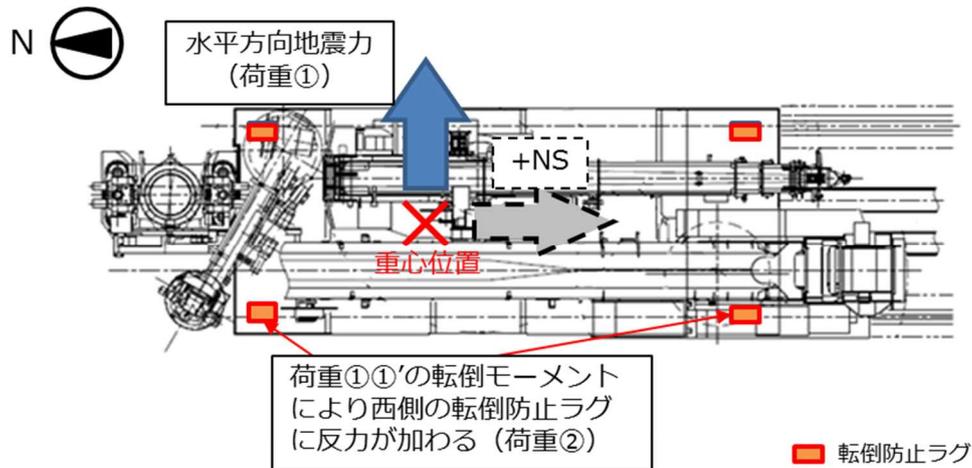


図 1-1 燃料取扱設備荷重経路の概略図(平面)

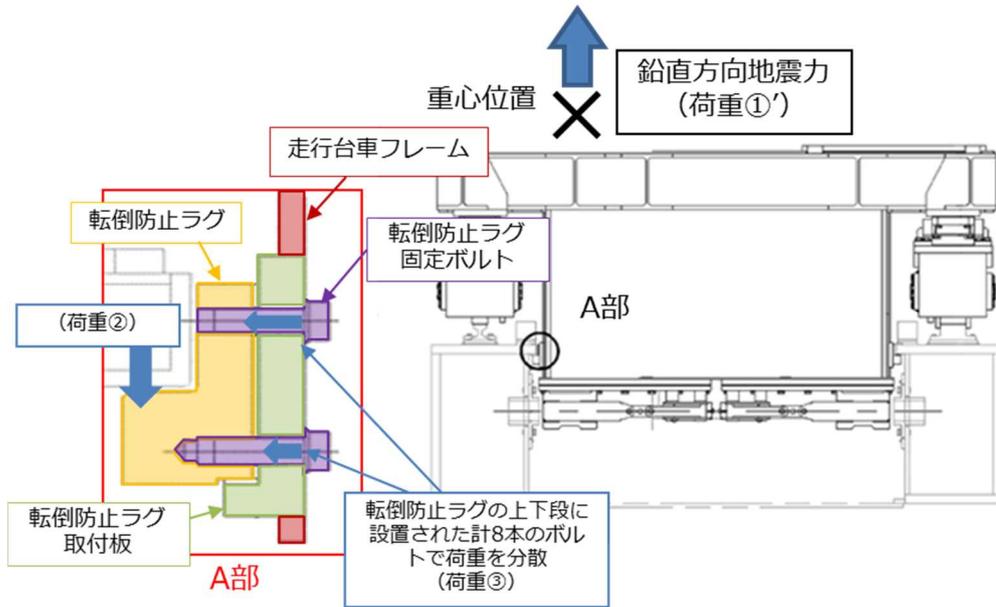


図 1-2 燃料取扱設備荷重経路の概略図(南側から見た図)

## 2. 計算方法

### 2.1. 計算モデル

1.2 及び 1.3 に基づいた計算モデルを図 1 に示す。

転倒防止ラグは転倒防止ラグ取付板を介して走行台車のフレーム部材に取り付けられるため、モーメントに対する強度は十分に有する。また、転倒防止ラグ取付板取付部は十分な溶接脚長を確保できるため、転倒防止ラグ固定ボルトが最も厳しい部位となる。

よって、荷重伝達経路のうち、最も厳しい転倒防止ラグ固定ボルトに生じる応力を評価する。なお、転倒防止ラグ固定ボルトにせん断力が生じないよう転倒防止ラグ取付板につばを設けている。

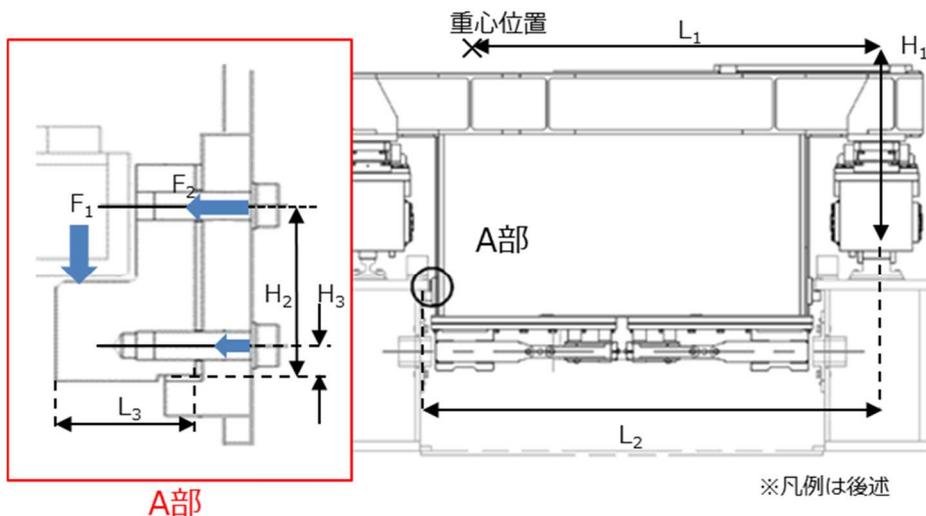


図 2 燃料取扱設備 停止時の計算モデル

## 2.2. 計算に用いる入力地震動

ランウェイガーダの原子炉建屋側及び燃料取り出し用構台位置での燃料取扱設備車輪位置(6点)で得られる最大応答加速度包絡値の 1.2 倍の加速度を用いて設計用震度とする。適用する地震動を表1に示す。なお、本計算書は暫定的に走行姿勢で評価しており、転倒防止ラグが転倒モーメントを支持する時間は十分に短いと考えられるため NS 方向の力は考慮しない。

表 1 適用する地震動

	設計用震度	
	原子炉建屋	燃料取り出し用構台
停止位置	原子炉建屋	燃料取り出し用構台
確認用地震動	1/2Ss450	1/2Ss450
鉛直方向	0.77	0.81
水平方向	0.66	1.47

## 3. 評価方法

### 3.1. 応力の評価方法

材料及び許容応力を表 2 に示す。

表 2 材料及び許容応力

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)
転倒防止ラグ固定ボルト	SCM435H	引張	651

### 3.2. 結論

算出応力は、表 3 に示す通り、全て許容応力値以下であることを確認した。

表 3 算定応力の評価

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)	算出応力 (MPa)	
				原子炉建屋	燃料取り出し用構台
転倒防止ラグ固定ボルト	SCM435H	引張	651	110	434

## 4. 数値計算

## 4.1. 燃料取扱設備停止時の転倒防止ラグ 固定ボルトの算出応力

## 4.1.1 原子炉建屋内での評価

## (1) 引張応力

地震時に燃料取扱設備の転倒防止ラグ 1 個あたりに生じる鉛直力  $F_1$  は、走行台車東側車輪端部を支点としたモーメントつり合い式より下式となる。走行台車片側に転倒防止ラグは 2 個設置する。

$$F_1 = \frac{W_1 \cdot g \cdot C_H \cdot H_1 + W_1 \cdot g \cdot (C_V - 1) \cdot L_1}{2L_2}$$

$F_1$	: 転倒防止ラグ 1 個あたりに生じる鉛直力(N)	
$W_1$	: 燃料取扱設備質量	310000(kg)
$g$	: 重力加速度	9.80665(m/s <sup>2</sup> )
$C_H$	: 水平方向地震力	0.66
$H_1$	: 燃料取扱設備重心高さ(走行レール上面基準)	1793(mm)
$C_V$	: 鉛直方向地震力	0.77
$L_1$	: 燃料取扱設備重心東西位置(走行レール(東側)東端部基準)	2340(mm)
$L_2$	: 走行レール(東側)東端部から転倒防止ラグ荷重点までの距離	4034(mm)

転倒防止ラグ 1 個あたりに生じる鉛直力  $F_1$  より、転倒防止ラグ固定ボルト(上段)1 本あたりに生じる引張応力  $F_2$  は、転倒防止ラグ下端を支点としたモーメントつり合い式より下式となる。転倒防止ラグ 1 個に転倒防止ラグ固定ボルトは上段/下段に 4 本ずつ設置する。

$$F_2 = \frac{F_1 \cdot L_3}{4 \cdot (H_2 + \frac{H_3}{H_2})}$$

$$\sigma_1 = \frac{F_2}{A_1} = 110(\text{MPa})$$

$F_2$	: 転倒防止ラグ固定ボルト 1 本あたりに生じる引張力(N)	
$\sigma_1$	: 転倒防止ラグ固定ボルト(上段)に生じる引張応力(MPa)	
$L_3$	: 転倒防止ラグ板厚	95(mm)
$H_2$	: 転倒防止ラグ下端からの転倒防止ラグ固定ボルト位置(上段)	145(mm)
$H_3$	: 転倒防止ラグ下端からの転倒防止ラグ固定ボルト位置(下段)	25(mm)
$A_1$	: 転倒防止ラグ固定ボルト(M24)有効断面積	353 (mm <sup>2</sup> )

## 4.1.2 燃料取り出し用構台内での評価

## (1) 引張応力

地震時に燃料取扱設備の転倒防止ラグ 1 個あたりに生じる鉛直力  $F_1'$  は、走行台車東側車輪端部を支点としたモーメントつり合い式より下式となる。走行台車片側に転倒防止ラグは 2 個設置する。

$$F_1' = \frac{W_1 \cdot g \cdot C_H' \cdot H_1 + W_1 \cdot g \cdot (C_V' - 1) \cdot L_1}{2L}$$

$F_1'$	: 転倒防止ラグ 1 個あたりに生じる鉛直力(N)	
$W_1$	: 燃料取扱設備質量	310000(kg)
$g$	: 重力加速度	9.80665(m/s <sup>2</sup> )
$C_H'$	: 水平方向地震力	0.81
$H_1$	: 燃料取扱設備重心高さ(走行レール上面基準)	1793(mm)
$C_V'$	: 鉛直方向地震力	1.47
$L_1$	: 燃料取扱設備重心東西位置(走行レール(東側)東端部基準)	2340(mm)
$L_2$	: 走行レール(東側)東端部から転倒防止ラグ荷重点までの距離	4034(mm)

転倒防止ラグ 1 個あたりに生じる鉛直力  $F_1'$  より、転倒防止ラグ固定ボルト(上段)1 本あたりに生じる引張応力  $F_2'$  は、転倒防止ラグ下端を支点としたモーメントつり合い式より下式となる。転倒防止ラグ 1 個に転倒防止ラグ固定ボルトは上段/下段に 4 本ずつ設置する。

$$F_2' = \frac{F_1' \cdot L_3}{4 \cdot (H_2 + \frac{H_3^2}{H_2})}$$

$$\sigma_1' = \frac{F_2'}{A_1} = 434(\text{MPa})$$

$F_2'$	: 転倒防止ラグ固定ボルト 1 本あたりに生じる引張力(N)	
$\sigma_1'$	: 転倒防止ラグ固定ボルト(上段)に生じる引張応力(MPa)	
$L_3$	: 転倒防止ラグ板厚	95(mm)
$H_2$	: 転倒防止ラグ下端からの転倒防止ラグ固定ボルト位置(上段)	145(mm)
$H_3$	: 転倒防止ラグ下端からの転倒防止ラグ固定ボルト位置(下段)	25(mm)
$A_1$	: 転倒防止ラグ固定ボルト(M24)有効断面積	353 (mm <sup>2</sup> )

2号燃料取扱設備破損時の被ばく評価についての計算書

## 1. 2号燃料取扱設備破損時の被ばく評価シナリオ

2号燃料取扱設備の内、地震影響に対する裕度が小さいクレーン旋回輪軸受取付ボルトが破損したと想定し<sup>※1</sup>、公衆被ばくに至るシナリオとして、以下の3つが考えられる。

- ① 燃料取扱設備クレーンが使用済燃料プール内に落下し、プールのライナーが破損することで水位が低下する
- ② 燃料取扱設備クレーンが使用済燃料プール内に落下し、燃料が破損する
- ③ 燃料取り出し用構台で吊り下ろし作業中の構内用輸送容器が地上に落下し、燃料が破損する

地震によりこれらのシナリオが発生したと仮定し、敷地境界における線量を評価する。なお、シナリオ①と②については同時に起こることを考える。

## 2. 燃料取扱設備クレーンの使用済燃料プールへの落下(シナリオ①, ②)

## 2.1. 使用済燃料プールライナーの破損による線量の上昇(シナリオ①)

## (1) 評価方法

本シナリオの線量率評価は、以下の前提に基づき評価する。

- a. 2号機使用済燃料プールのプール水が全喪失した場合の使用済燃料および制御棒のスカイシャイン線、直接線による敷地境界へ与える線量影響を評価する。

なお、使用済燃料の冷却期間は10年以上経過しており、短半減期核種は減衰し、長半減期核種が支配的であるため、6号機の解析結果を元に、2号機との使用済燃料の体数比、制御棒の本数および線源強度比、冷却期間から比例計算する。6号機の解析結果(6号機原子炉建屋から900m地点)を表1に示す。

表1 6号機解析結果

	使用済燃料[mSv/h]	制御棒[mSv/h]	合計[mSv/h]
900m 地点	$2.3 \times 10^{-5}$	$9.0 \times 10^{-5}$	$1.2 \times 10^{-4}$

- b. 放出点を使用済燃料プールとし、評価点は使用済燃料プール中心からの距離が最も短い地点とする。
- c. 図1に評価モデルを示す。

<sup>※1</sup> 公衆被ばくに至るシナリオを定めるため、「福島第一原子力発電所「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果中間報告書」(東京電力株式会社, 平成20年3月31日)にて作成した解放基盤表面で定義される新規制基準によらない従来の基準地震動 Ss(最大加速度 600gal)及び弾性設計用地震動 Sd(最大加速度 300gal)で評価した結果より、地震影響に対する裕度が最も小さいクレーン旋回輪軸受取付ボルトが破損したと想定した。

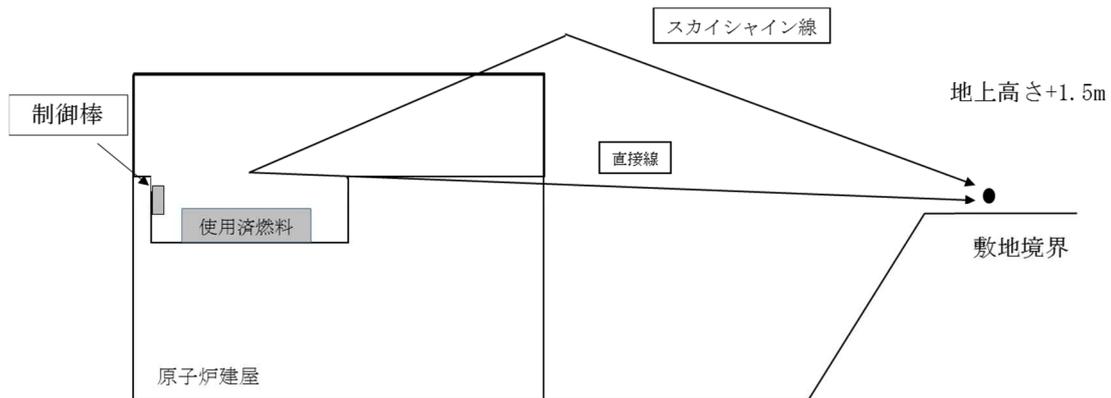


図 1 評価モデルの概要

d. 使用済燃料および制御棒の線量影響は(1)式, (2)式の通り評価する。

$$H_{F1} = H_{F2} \times \frac{N_{F1}}{N_{F2}} \quad (1)式$$

$H_{F1}$ : 2号機の使用済燃料の線量率[mSv/h]

$H_{F2}$ : 6号機の使用済燃料の解析結果[mSv/h]

$N_{F1}$ : 2号機の使用済燃料体数[体]

$N_{F2}$ : 6号機の使用済燃料体数[体]

$$H_{C1} = H_{C2} \times \frac{N_{C1}}{N_{C2}} \times \frac{S_1}{S_2} \times \left(\frac{1}{2}\right)^{\frac{(t1-t2)}{T}} \quad (2)式$$

$H_{C1}$ : 2号機の制御棒の線量率[mSv/h]

$H_{C2}$ : 6号機の制御棒の解析結果[mSv/h]

$N_{C1}$ : 2号機の制御棒の本数[本]

$N_{C2}$ : 6号機の制御棒の本数[本]

$S_1$ : 2号機の線源強度比[-]

$S_2$ : 6号機の線源強度比[-]

$t1$ : 2号機の冷却期間[年]

$t2$ : 6号機の冷却期間[年]

$T$ : Co-60の半減期(5.27)[年]

(2) 評価条件

本シナリオの線量率評価条件を表 2 に示す。

なお, 制御棒の評価対象はハンガーラックに装荷しているものとする。

表 2 評価条件

	使用済燃料体数[体]	制御棒		
		本数[本]	線源強度比[-]	冷却期間[年]
2号機	587	28	0.635	9.7
6号機	1456	27	1.0	13.8

(3) 評価結果

上記の評価条件に基づき敷地境界線量は表 3 の通りである。

表 3 2号機評価結果

	使用済燃料[mSv]	制御棒[mSv]	合計[mSv]
敷地境界線量	約 $1.2 \times 10^{-3}$	約 $1.3 \times 10^{-2}$	約 $1.4 \times 10^{-2}$

SFP 水の容積及びライナードレンからの最大漏えい量を考慮した BAF までの到達時間は十分に裕度があり、また復旧作業も数時間程度で着手可能と考えるが、保守的に燃料露出継続時間を 5 日間とする。

2.2. 使用済燃料プール内の燃料破損による核分裂生成物の放出(シナリオ②)

2.2.1 核分裂生成物の放出量

(1) 評価方法

設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」と同様の方法で評価する。

破損する燃料体数の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 燃料取扱設備に搭載しているクレーンが地震の影響により根元の旋回部から折損し、保守的にクレーンが使用済燃料プールの使用済燃料貯蔵ラック上に落下するものと仮定する。
- b. 使用済燃料プールの西側から 20 列目までの使用済燃料全てが破損すると仮定し、落下による燃料集合体の破損体数は 449 体とする。(図 2 参照)

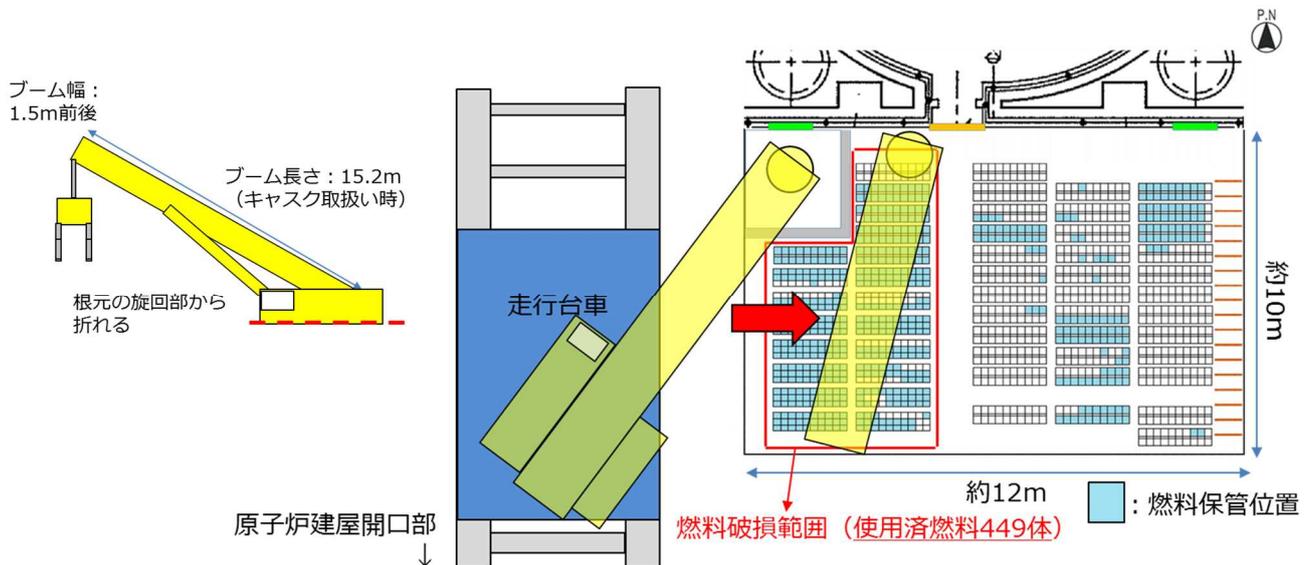


図 2 評価モデルの概要

## (2) 評価条件

核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉熱出力 2483MW(定格出力の約 105%)で 2000 日運転を行った 9×9 燃料集合体について行う。
- b. 燃料集合体の冷却期間は 365 日とする。
- c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス(Kr-85)及びよう素(I-129)それぞれ 30%とする。
- d. 放出された希ガスは、全量が水中から原子炉建屋および燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとする。
- e. 放出されたよう素は、全量が水中から原子炉建屋および燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとするが、同時に水位低下が起こることを想定するため保守的に水による除去は無いものとする。

## (3) 評価結果

上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表 4 の通りである。

表 4 核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス(γ線実効エネルギー0.5MeV換算値) 大気放出量	約 $9.8 \times 10^{13}$ Bq
よう素(I-131 等価量(小児実効))大気放出量	約 $5.5 \times 10^{10}$ Bq
よう素(I-131 等価量(成人実効))大気放出量	約 $2.1 \times 10^{11}$ Bq

## 2.2.2 線量当量の評価

## (1) 評価の前提

大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 敷地境界外の地表空気中濃度は、設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。なお、相対濃度( $\chi/Q$ )は保守的な評価となる設置許可申請書記載の2号機の主蒸気管破断(地上放出)の値  $2.0 \times 10^{-5}$ s/m<sup>3</sup>を適用する。
- b. 敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は、設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対線量に希ガスの

全放出量を乗じて求める。なお、相対線量(D/Q)は保守的な評価となる設置許可申請書記載の2号機の主蒸気管破断(地上放出)の値  $2.4 \times 10^{-19}$  Gy/Bq を適用する。

## (2) 評価方法

設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」ならびに「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様の方法で評価する。

敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。

よう素の内部被ばくによる実効線量 $H_I$ (Sv)は、(1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_{\infty} \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots \cdots \cdots (1)$$

ここで、

R :呼吸率( $m^3/s$ )「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率を秒当たりに換算して用いる。

(小児: $0.31m^3/h$ , 成人: $1.2m^3/h$ )

$H_{\infty}$  :よう素(I-131)を1Bq吸入した場合の実効線量

(小児: $1.6 \times 10^{-7}Sv/Bq$ , 成人: $2.0 \times 10^{-8}Sv/Bq$ )

$\chi / Q$  :相対濃度( $s/m^3$ )

$Q_I$  :よう素の大気放出量(Bq)(I-131 等価量)

希ガスの $\gamma$ 線外部被ばくによる実効線量 $H_{\gamma}$ (Sv)は、(2)式で計算する。

$$H_{\gamma} = K \cdot D / Q \cdot Q_{\gamma} \cdots \cdots \cdots (2)$$

ここで、

K :空気吸収線量から実効線量への換算係数(1Sv/Gy)

$D / Q$  :相対線量(Gy/Bq)

$Q_{\gamma}$  :希ガスの大気放出量(Bq)( $\gamma$ 線実効エネルギー0.5MeV換算値)

また、希ガスの $\beta$ 線外部被ばくによる実効線量 $H_{\beta}$ (Sv)は、(3)式で計算する。

$$H_{\beta} = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_{\beta} \cdot E_{\beta} \cdot W_{TS} \cdots \cdots \cdots (3)$$

ここで、

$\chi / Q$  :相対濃度( $s/m^3$ )

$Q_{\beta}$  :希ガスの大気放出量(Bq)

$E_{\beta}$  : $\beta$ 線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV Kr-85 実効エネルギー)

$W_{TS}$  :皮膚の組織荷重係数はICRP Publ.60の値を用いる。(0.01)

## (3) 評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 5 の通りである。

表 5 クレーンの使用済燃料プールへの落下時の実効線量

実効線量(小児)	実効線量(成人)
約 $1.1 \times 10^{-1} \text{mSv}$	約 $1.3 \times 10^{-1} \text{mSv}$

2.3. 燃料取扱設備クレーンの使用済燃料プールへの落下シナリオにおける公衆への被ばく影響については、2.1 と 2.2 に示す評価結果を合算し約  $1.4 \times 10^{-1} \text{mSv}$  となる。

## 3. 構内用輸送容器の落下による核分裂生成物の放出(シナリオ③)

3.1. 構内用輸送容器が地上に落下することで燃料が破損し、核分裂生成物が放出されたと仮定する。

## 3.1.1 核分裂生成物の放出量

## (1) 評価方法

設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」と同様の方法で評価する。

破損する燃料体数の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 構内用輸送容器の取り扱い作業に際し、構内用輸送容器が落下して、構内用輸送容器に収納された燃料集合体が破損するものと仮定する。
- b. 落下による燃料集合体の破損体数は、構内用輸送容器の収納体数 7 体とする。

## (2) 評価条件

核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉熱出力 2483MW(定格出力の約 105%)で 2000 日運転を行った 9×9 燃料集合体について行う。
- b. 燃料集合体の冷却期間は 365 日とする。
- c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が構内用輸送容器内に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス(Kr-85)及びヨウ素(I-129)それぞれ 30%とする。
- d. 放出された希ガスは、全量が構内用輸送容器から大気中へ移行するものとする。

- e. 放出されたよう素は、全量が構内用輸送容器から大気中へ移行するものとし、構内用輸送容器に内包する水による除去は無いものとする。

### (3) 評価結果

上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表 6 の通りである。

表 6 核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス(γ線実効エネルギー0.5MeV換算値) 大気放出量	約 $1.6 \times 10^{12}$ Bq
よう素(I-131等価量(小児実効))大気放出量	約 $8.6 \times 10^8$ Bq
よう素(I-131等価量(成人実効))大気放出量	約 $3.3 \times 10^9$ Bq

### 3.1.2 線量当量の評価

#### (1) 評価の前提

大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。

- 敷地境界外の地表空气中濃度は、設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。なお、相対濃度( $\chi/Q$ )は設置許可申請書記載の2号機の主蒸気管破断(地上放出)の値  $2.0 \times 10^{-5}$  s/m<sup>3</sup>を適用する。
- 敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は、設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。なお、相対線量(D/Q)は設置許可申請書記載の2号機の主蒸気管破断(地上放出)の値  $2.4 \times 10^{-19}$  Gy/Bqを適用する。

#### (2) 評価方法

設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」ならびに「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様の方法で評価する。

敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。

よう素の内部被ばくによる実効線量 $H_1$ (Sv)は、(1)式で計算する。

$$H_1 = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_1 \cdots \cdots \cdots (1)$$

ここで、

R : 呼吸率(m<sup>3</sup>/s)「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率を秒当たりに換算して用いる。

(小児:0.31m<sup>3</sup>/h, 成人:1.2m<sup>3</sup>/h)

$H_{\infty}$  : 放射性素 (I-131) を 1Bq 吸入した場合の実効線量  
(小児:  $1.6 \times 10^{-7}$  Sv/Bq, 成人:  $2.0 \times 10^{-8}$  Sv/Bq)

$\chi / Q$  : 相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

$Q_I$  : 放射性素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)

希ガスの  $\gamma$  線外部被ばくによる実効線量  $H_{\gamma}$  (Sv) は, (2)式で計算する。

$$H_{\gamma} = K \cdot D / Q \cdot Q_{\gamma} \cdots \cdots \cdots (2)$$

ここで,

$K$  : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (1Sv/Gy)

$D / Q$  : 相対線量 (Gy/Bq)

$Q_{\gamma}$  : 希ガスの大気放出量 (Bq) ( $\gamma$  線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

また, 希ガスの  $\beta$  線外部被ばくによる実効線量  $H_{\beta}$  (Sv) は, (3)式で計算する。

$$H_{\beta} = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_{\beta} \cdot E_{\beta} \cdot W_{TS} \cdots \cdots \cdots (3)$$

ここで,

$\chi / Q$  : 相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

$Q_{\beta}$  : 希ガスの大気放出量 (Bq)

$E_{\beta}$  :  $\beta$  線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV Kr-85 実効エネルギー)

$W_{TS}$  : 皮膚の組織荷重係数は ICRP Publ.60 の値を用いる。(0.01)

### (3) 評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 7 の通りである。

表 7 構内用輸送容器の落下時の実効線量

実効線量(小児)	実効線量(成人)
約 $1.7 \times 10^{-3}$ mSv	約 $1.9 \times 10^{-3}$ mSv

## 4. 2号燃料取扱設備の耐震クラスについて

2. 燃料取扱設備クレーンの使用済燃料プールへの落下, ならびに 3. 構内用輸送容器の落下の被ばく評価に示すとおり, 地震の影響により燃料取扱設備が破損したと想定した場合の公衆への被ばく影響は 5mSv 未満である。

以上より, 2号燃料取扱設備の耐震クラスは B クラスと考えられるが, 運転できないことによるリスク低減活動への影響を考慮し, 耐震クラスは B+クラスと考える。

5. 補足説明資料

別添 1 「2号燃料取扱設備破損時の被ばく評価についての計算書」における燃料破損時の被ばく評価に対する補足説明

「2号燃料取扱設備破損時の被ばく評価についての計算書」における  
燃料破損時の被ばく評価に対する補足説明

添付資料 8「2号燃料取扱設備破損時の被ばく評価についての計算書」における被ばく評価は、設置許可申請書 添付書類十 3.4.3 燃料集合体の落下， 4.1.1 原子炉冷却材喪失を基に評価している。

添付資料 8 では、2.2 にて燃料取扱設備クレーンが使用済燃料プールに落下し燃料が破損するシナリオと、3.1 にて構内用輸送容器が地上に落下し燃料が破損するシナリオについて被ばくの評価をしているが、同様の評価であることから前者について設置許可申請書からの変更点を説明する。

添付資料8被ばく評価計算書

設置許可申請書との差異・理由

2.2. 使用済燃料プール内の燃料破損による核分裂生成物の放出(シナリオ②)

2.2.1 核分裂生成物の放出量

(1) 評価方法

設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」と同様の方法で評価する。

破損する燃料体数の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 燃料取扱設備に搭載しているクレーンが地震の影響により根元の旋回部から折損し、保守的にクレーンが使用済燃料プールの使用済燃料貯蔵ラック上に落下するものと仮定する。
- b. 使用済燃料プールの西側から20列目までの使用済燃料全てが破損すると仮定し、落下による燃料集合体の破損体数は449体とする。(図2参照)

(2) 評価条件

核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉熱出力2483MW(定格出力の約105%)で2000日運転を行った9×9燃料集合体について行う。
- b. 燃料集合体の冷却期間は365日とする。
- c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス(Kr-85)及びよう素(I-129)それぞれ30%とする。
- d. 放出された希ガスは、全量が水中から原子炉建屋および燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとする。
- e. 放出されたよう素は、全量が水中から原子炉建屋および燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとするが、同時に水位低下が起こることを想定するため保守的に水による除去は無いものとする。

- (1) 評価するシナリオの違いとそれに伴い破損する燃料体数の違い(設置許可申請書は2.3体相当以下)

(2) 設定する条件の違い

- b.冷却期間を実際の取り出し時期とすると被ばく評価結果は低くなるが、保守的に他の実施計画の評価と合わせた(設置許可申請書は1日)
- c.十分に冷却した燃料で短半減期核種が減衰し長半減期核種のギャップへの放出割合が大きくなることから、ギャップ放出割合を30%※とした(設置許可申請書は希ガス10%、よう素5%)  
※(独)原子力安全基盤機構「平成18年度高燃焼度9×9型燃料信頼性実証成果報告書(総合評価編)」図3.10.1,図3.10.2にて、FPガス放出率は最大25%程度
- d,e.評価シナリオで保守的にプール水が全喪失したと仮定しているため、よう素の水による除染係数は考慮しておらず、大気にそのまま放出されるとした(設置許可申請書は除染係数500,非常用ガス処理系を考慮)

添付資料8被ばく評価計算書	設置許可申請書との差異・理由
<p>(3) 評価結果</p> <p>上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表4の通りである。</p> <p>2.2.2 線量当量の評価</p> <p>(1) 評価の前提</p> <p>大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 敷地境界外の地表空気中濃度は、設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。なお、相対濃度(<math>\chi/Q</math>)は保守的な評価となる設置許可申請書記載の2号機の主蒸気管破断(地上放出)の値 <math>2.0 \times 10^{-5} \text{s/m}^3</math> を適用する。</p> <p>b. 敷地境界外の希ガスによる<math>\gamma</math>線空気吸収線量は、設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。なお、相対線量(<math>D/Q</math>)は保守的な評価となる設置許可申請書記載の2号機の主蒸気管破断(地上放出)の値 <math>2.4 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}</math> を適用する。</p>	<p>(1) 設置許可申請書と同等だが、以下を見直し。</p> <p>相対濃度(<math>\chi/Q</math>)、相対線量(<math>D/Q</math>):</p> <p>燃料集合体の落下ではなく、保守的に主蒸気管破断の値を適用 (設置許可申請書の燃料集合体の落下は <math>\chi/Q = 5.6 \times 10^{-6} \text{s/m}^3</math>, <math>D/Q = 1.5 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}</math>)</p>

添付資料8被ばく評価計算書

設置許可申請書との差異・理由

(2) 評価方法

設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」ならびに「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様の方法で評価する。

敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。

よう素の内部被ばくによる実効線量 $H_i$ (Sv)は、(1)式で計算する。

$$H_i = R \cdot H_{\infty} \cdot \chi / Q \cdot Q_i \dots \dots \dots (1)$$

ここで、

R :呼吸率(m<sup>3</sup>/s)「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率を秒当たりに換算して用いる。

(小児:0.31m<sup>3</sup>/h, 成人:1.2m<sup>3</sup>/h)

$H_{\infty}$  :よう素(I-131)を1Bq吸入した場合の実効線量

(小児:1.6×10<sup>-7</sup>Sv/Bq, 成人:2.0×10<sup>-8</sup>Sv/Bq)

$\chi / Q$  :相対濃度(s/m<sup>3</sup>)

$Q_i$  :よう素の大気放出量(Bq) (I-131 等価量)

希ガスの $\gamma$ 線外部被ばくによる実効線量 $H_{\gamma}$ (Sv)は、(2)式で計算する。

$$H_{\gamma} = K \cdot D / Q \cdot Q_{\gamma} \dots \dots \dots (2)$$

ここで、

K :空気吸収線量から実効線量への換算係数(1Sv/Gy)

$D / Q$  :相対線量(Gy/Bq)

$Q_{\gamma}$  :希ガスの大気放出量(Bq) ( $\gamma$ 線実効エネルギー0.5MeV換算値)

(2)設置許可申請書と同等だが、以下を見直し。

よう素(I-131)を1Bq吸入した場合の実効線量:  
ICRP Publ.71(1995)の値とした(設置許可申請書は小児:5.8×10<sup>-7</sup>Sv/Bq, 成人:2.9×10<sup>-7</sup>Sv/BqでICRP Publ.30(1978)の値)

添付資料8被ばく評価計算書

設置許可申請書との差異・理由

また、希ガスのβ線外部被ばくによる実効線量 $H_{\beta}$  (Sv)は、(3)式で計算する。

$$H_{\beta} = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_{\beta} \cdot E_{\beta} \cdot W_{TS} \dots \dots \dots (3)$$

ここで、

$\chi / Q$  : 相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

$Q_{\beta}$  : 希ガスの大気放出量 (Bq)

$E_{\beta}$  : β線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV Kr-85 実効エネルギー)

$W_{TS}$  : 皮膚の組織荷重係数は ICRP Publ.60 の値を用いる。(0.01)

(3) 評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表5の通りである。

設置許可申請書添付書類十 4.1.1 原子炉冷却材喪失におけるβ線による全身に対する線量(4-3)式を用いて評価。ただし、β線による外部被ばくによる実効線量を求めるため、原子力安全委員会「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」より、皮膚に対する組織荷重係数を乗じて算出した(設置許可申請書は等価線量を求める計算式)