

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2月8日（第30回）



東京電力ホールディングス株式会社

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^{※1}、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号機の解析条件は別添1の通りであり、その解析結果(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 | 2.3×10^{-5} | 9.0×10^{-5} | 1.2×10^{-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。

^{※1} 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。

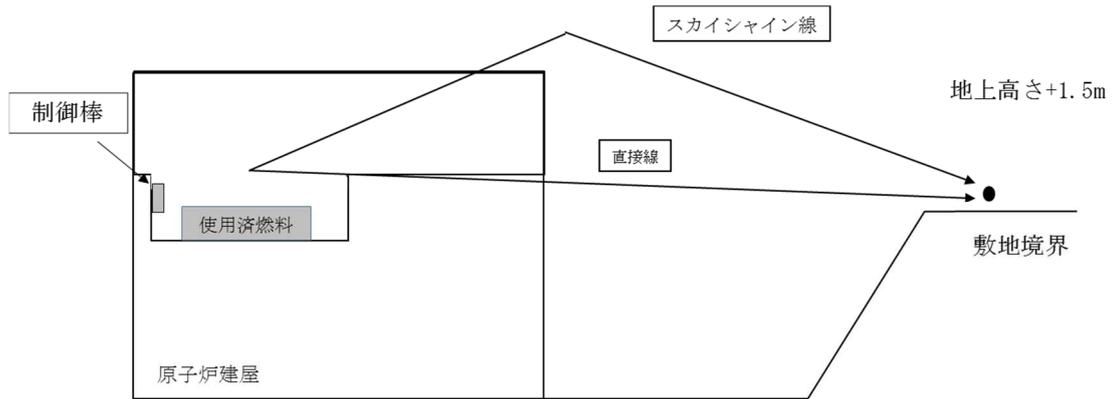


図 1 評価モデルの概要

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 1.2×10^{-3} | 約 1.3×10^{-2} | 約 1.4×10^{-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。

- 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。
- 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)

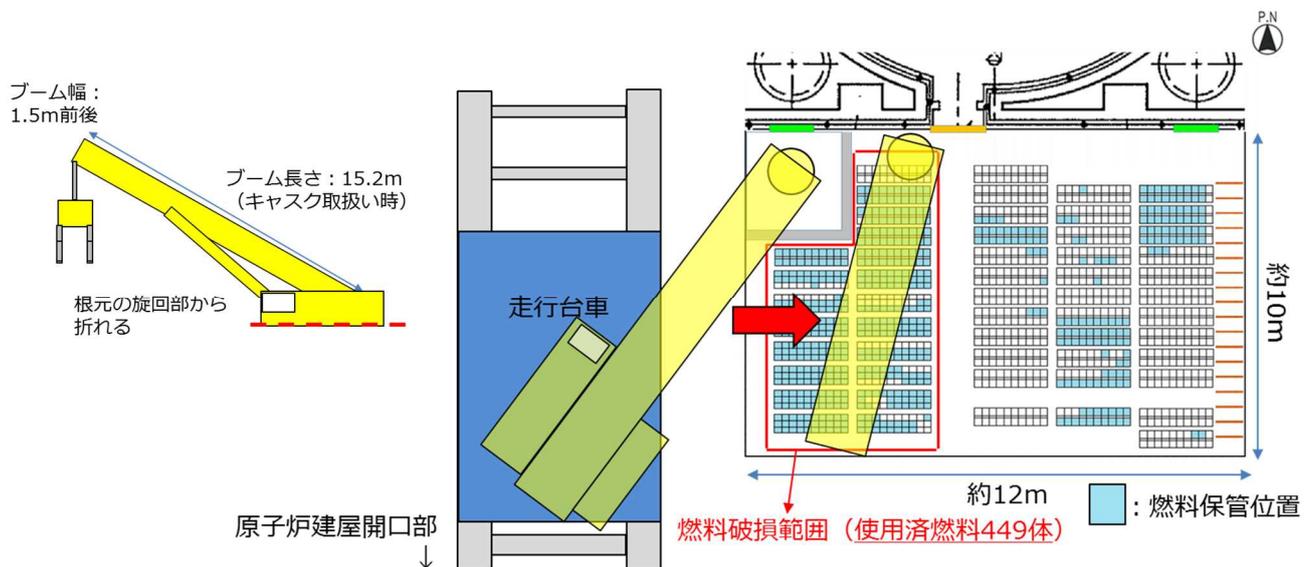


図 2 評価モデルの概要

(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 9.8×10^{13} Bq |
| よう素(I-131 等価量(小児実効))大気放出量 | 約 5.5×10^{10} Bq |
| よう素(I-131 等価量(成人実効))大気放出量 | 約 2.1×10^{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(χ/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 2.0×10^{-5} s/m³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 2.4×10^{-7} $^{19}\text{Gy/Bq}$ 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: $0.31\text{m}^3/\text{h}$, 成人: $1.2\text{m}^3/\text{h}$)

H_{∞} :よう素(I-131)を1Bq吸入した場合の実効線量

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

χ / 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 γ 線外部被ばくによる実効線量 H_{γ} (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($1\text{Sv}/\text{Gy}$)

D / Q :相対線量(Gy/Bq)

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

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

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

ここで、

χ / Q :相対濃度(s/m^3)

Q_{β} :希ガスの大気放出量(Bq)

E_{β} : 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。

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 1.6×10^{12} Bq |
| よう素(I-131等価量(小児実効))大気放出量 | 約 8.6×10^8 Bq |
| よう素(I-131等価量(成人実効))大気放出量 | 約 3.3×10^9 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(χ/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 2.0×10^{-5} s/m³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 2.4×10^{-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(m³/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:0.31m³/h, 成人:1.2m³/h)

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

χ / Q : 相対濃度 (s/m³)

Q_I : 放射性素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)

希ガスの γ 線外部被ばくによる実効線量 H_{γ} (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_{γ} : 希ガスの大気放出量 (Bq) (γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

また, 希ガスの β 線外部被ばくによる実効線量 H_{β} (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,

χ / Q : 相対濃度 (s/m³)

Q_{β} : 希ガスの大気放出量 (Bq)

E_{β} : 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 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 1.7×10^{-3} mSv | 約 1.9×10^{-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」における使用済燃料プールのプール水全喪失時の影響評価に対する補足説明

別添 2 「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
使用済燃料プールのプール水全喪失時の影響評価に対する補足説明

1. 目的

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 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)」の 2 号機使用済燃料プールのプール水全喪失時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評価では、6 号機の解析結果を基に評価をしており、6 号機の解析条件を示す。

2. 解析条件

(1) 使用済燃料の解析条件は以下の通り。

- a. 使用済燃料の体数は 1456 体とする。
- b. 使用済燃料の燃焼度は保守的に最高燃焼度 51.0Gwd/t とする。
- c. 使用済燃料の冷却期間は冷却期間が最も短い使用済燃料の冷却期間とし、9.9 年とする。
- d. ORIGEN2.2 により使用済燃料の線源強度を計算し、この線源強度を用いて MCNP5-1.60 により線量率を解析する。

(2) 制御棒の解析条件は以下の通り。

- a. 制御棒の本数は 27 本(ハンガーラック装荷本数)とする。
- b. 制御棒の照射量は保守的に最大照射量 4.9snvt とする。
- c. 制御棒の冷却期間は冷却期間が最も短い制御棒の冷却期間とし、13.8 年とする。
- d. ORIGEN2.2 により制御棒の線源強度を計算し、この線源強度を用いて MCNP5-1.60 により線量率を解析する。

3. 解析結果

2 号機原子炉建屋から敷地境界までの距離は約 900m 程度であることから、6 号機原子炉建屋から 900m 地点における線量率を表 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 | 約 2.3×10^{-5} | 約 9.0×10^{-5} | 約 1.2×10^{-4} |