

福島第一原子力発電所

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
への適合性について

(実効線量の評価に用いる気象条件，評価方法及び評価条件の変更に伴う敷地境界線量等の変更並びに放射性気体廃棄物の管理に関する変更)

令和5年6月

東京電力ホールディングス株式会社

本資料においては、福島第一原子力発電所の標準気象等の変更に伴う敷地境界線量評価及び実施計画Ⅲの変更に関連する「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」(平成24年11月7日原子力規制委員会決定、以下「措置を講ずべき事項」という。)への適合方針を説明する。

目 次

1 章 全体工程及びリスク評価について講ずべき措置

- 1.1 特定原子力施設における主なリスクと今後のリスク低減対策への適合性 1.1-1

2 章 設計, 設備について措置を講ずべき事項

- 2.10 放射性気体廃棄物の処理・管理への適合性 2.10-1
- 2.11 放射能物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等への適合性 2.11-1
- 2.14 設計上の考慮への適合性
 - 2.14.2 自然現象に対する設計上の考慮への適合性 2.14.2-1

3 章 特定原子力施設の保安のために措置を講ずべき事項

- 3.1 特定原子力施設の保安のために措置を講ずべき事項への適合性 3.1-1

4 章 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項

- 4.1 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項への適合性 4.1-1

1 章 全体工程及びリスク評価について 講ずべき措置

1.1 特定原子力施設における主なリスク と今後のリスク低減対策への適合性

措置を講ずべき事項

I. 全体工程及びリスク評価について講ずべき措置

1号炉から4号炉については廃炉に向けたプロセス、燃料デブリの取出し・保管を含む廃止措置の完了までの全体工程、5号炉及び6号炉については冷温停止の維持・継続の全体工程をそれぞれ明確にし、各工程・段階の評価を実施し、特定原子力施設全体のリスク低減及び最適化を図ること。

特定原子力施設全体及び各設備のリスク評価を行うに当たっては、敷地外への広域的な環境影響を含めた評価を行い、リスクの低減及び最適化が敷地内外の安全を図る上で十分なものであること。

措置を講ずべき事項への適合方針

- 1号炉から4号炉については廃炉に向けたプロセス、燃料デブリの取り出し・保管を含む廃止措置の完了までの全体工程、5号炉及び6号炉については冷温停止の維持・継続の全体工程をそれぞれ明確にし、各工程・段階の評価を実施し、特定原子力施設全体のリスク低減及び最適化を図る。

廃炉に向けたプロセス、燃料デブリの取り出し・保管を含む廃止措置の完了までの全体工程を改訂していくこととし、特定原子力施設全体のリスク低減及び最適化を図ること、また、特定原子力施設全体のリスク評価を行うに当たっては、敷地外への広域的な環境影響を含めた評価を行い、リスクの低減及び最適化が敷地内外の安全を図る上で十分であるよう設計する。

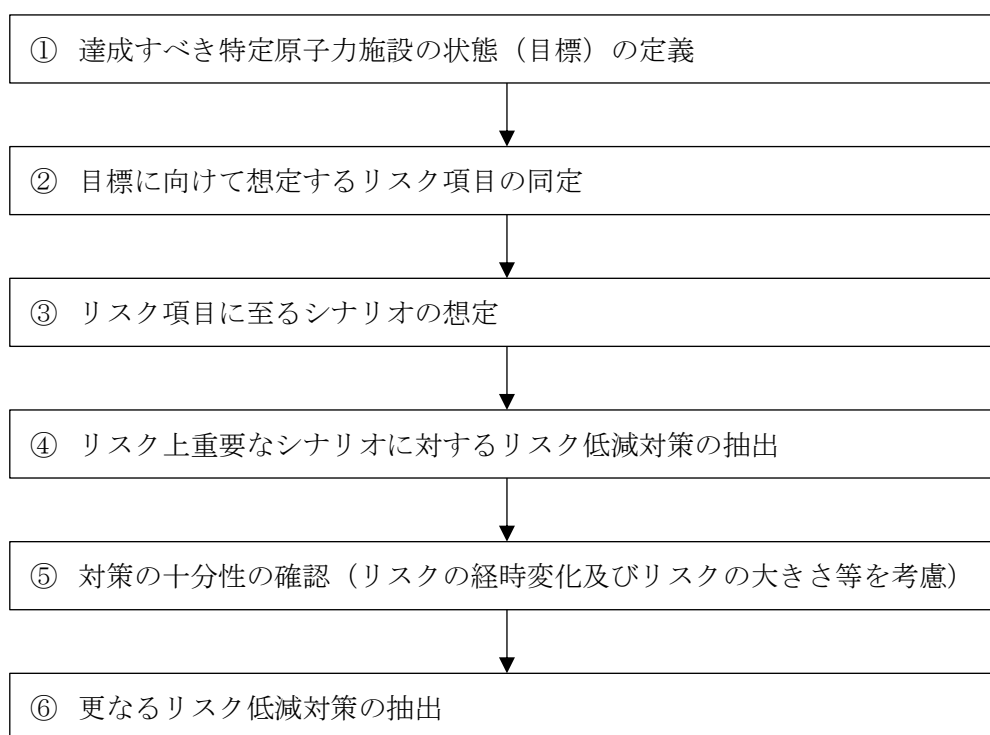
対応方針

(1) リスク評価の考え方

特定原子力施設のリスク評価は、通常の原子力発電施設とは異なり、特定原子力施設全体のリスクの低減及び最適化を図るために必要な措置を迅速かつ効率的に講じていくことを前提として実施する必要がある。以下にリスク評価の実施手順を示す。

また、特定原子力施設におけるリスク評価に関して、現時点で想定される敷地外への影響評価を(2)～(3)に示す。(2)においては、現時点における特定原子力施設の敷地境界及び敷地外への影響評価を示し、(3)においては、リスク評価で想定したリスクに至るシナリオの中で最も影響の高い事象を中心に評価した結果を示す。

a. リスク評価の手順



① 達成すべき特定原子力施設の状態（目標）の定義

特定原子力施設におけるリスク評価を実施するに際して、達成すべき状態（目標）を設定した上で目標に向けた活動に係るリスクを評価する必要がある。目標設定については、中長期的な観点で普遍的な目標を大目標及び中目標として設定した。小目標については個々の活動を実施する目的として設定されるものである。

【大目標】

特定原子力施設から敷地外への放射性物質の影響を極力軽減させ、事故前のレベルとする

【大目標達成のための中目標】

- 1) プラントの安定状態を維持しながら、廃止措置をできるだけ早期に完了させる
- 2) 敷地外の安全を図る（公衆への被ばく影響の低減）
- 3) 敷地内の安全を図る（作業員への被ばく影響の低減）

② 目標に向けて想定するリスク項目の同定

上記①のうち『敷地外の安全を図る』及び『敷地内の安全を図る』が達成できない状態を現状の主たるリスクと考え、以下の具体的なリスク項目を同定した。

『敷地外の安全を図る（公衆への被ばく影響の低減）』に関連したリスク項目

- i) 大気への更なる放射性物質放出
- ii) 海洋への更なる放射性物質放出

『敷地内の安全を図る（作業員への被ばく影響の低減）』に関連したリスク項目

- iii) 作業員の過剰被ばく

③ リスク項目に至るシナリオの想定

リスク評価を行うに当たっては危険源の同定が必要であり、特定原子力施設においては、放射性物質の発生源をその危険源として考え、放射性物質の発生源毎にリスク項目に至るシナリオを想定する。

また、作業員の過剰被ばくについては、ICRPの放射線防護の3つの原則である「正当化の原則」、「線量限度の適用の原則」、「最適化の原則」に基づきリスク分析を実施する。

シナリオの想定については全体のリスクを理解しやすいようにするため、まずは特定原子力施設全体として現在の設備や運用でリスクを押さえ込んでいる状態がわかるように整理し、次に設備単位でリスクに至るシナリオを想定した。シナリオの想定に当たっては、設備故障やヒューマンエラーなどの内部事象の他に外部事象を考慮したシナリオを想定する。

④ リスク上重要なシナリオに対するリスク低減対策の抽出

想定したリスクのシナリオに対して現在できているリスク低減対策、今後実施するリスク低減対策を含めて抽出する。対策を抽出する際には、目標とすべき状態とそれを達成するための具体的な対策を検討する。

⑤ 対策の十分性の確認（リスクの経時変化及びリスクの大きさ等を考慮）

上記④で抽出した対策について、短期的、中長期的な視点を踏まえた対策の十分性を検討する。その際に④で抽出した対策を実施した結果として新たに発生するリスク等も抽出する。対策の十分性の確認に際しては、リスクの大きさやリスクの経時的な増減等を考慮したものとする。

⑥ 更なるリスク低減対策の抽出

上記⑤で実施した対策の十分性の確認の結果、特定原子力施設全体のリスクをできるだけ早く低減させる観点から、既存の技術で達成可能で他のプライオリティの高い対策の進捗に影響しないものについては、精力的に対策を講じることを前提として更なるリスク低減対策を抽出する。

b. リスク低減対策の適切性確認

上記aで抽出されたリスク低減対策について、個々の対策の優先度を多角的な視点で評価する必要がある。以下に示す考え方は、個々のリスク低減対策の必要性や工程等の適切性を確認し、対策の優先度を総合的に判断するため整理したものである。しかし、適切性確認の視点等は固定的なものではなく、今後の活動の中で柔軟に見直すことを前提としている。

(a) 適切性確認の前提条件

- ①作業員の被ばく低減を含む安全の確保が最優先である。
- ②リスク低減対策の必要性の有無は、それぞれの対策について個別に確認することが、第一段階となる。（全体の適切性を確認するための基本）
- ③リスク低減対策の全体計画を構築する際には、多種多様なリスク低減対策について同じ評価項目で定量的に比較することが難しいことを認識し、効率性等も考慮して全体リスクが早く低減することを前提とする。
- ④個々のリスク低減対策の適切性確認を行う際には、組織全体として共有すべき共通的な考え方（視点）を明確にする。
- ⑤個々のリスク低減対策の適切性確認においては、実施するかしないかの判断の根拠となるように対比を明確にする。

(b) 適切性確認の視点

①対策を実施しないリスク

対策を実施する目的に照らして、対策を実施しない又は適切な時期を逃すことにより発生、増大するリスクの有無及び他の対策等に与える影響を確認する。

②放射性物質の追加放出リスク

対策の対象となるリスクの大きさを確認するために、敷地外への放射性物質の追加放出の程度を確認するとともに、対策を実施することによるリスク低減効果の程度を確認する。

③外部事象に対するリスク

対策を実施した前後の状態において、地震、津波等の外部事象に対するリスクの有無及び他の対策等に与える影響を確認する。また、外部事象に対してより安定的なリスクの押さえ込みができる環境、方法が他にないかどうかを確認する。

④時間的なリスクの増減

対策を実施しなかった場合に、時間的にリスクが増減するかどうかを確認する。
(例えば設備の劣化、放射能インベントリの増加に伴うリスク増加)

⑤実施時期の妥当性

対策を開始、完了させる時期に対して、環境改善の必要性、技術開発の必要性、他の作業との干渉、全体リスクを速やかに低減させるための対策の順番を確認する。

⑥対策を実施するリスク

対策を実施する段階や実施した後に発生、増大するリスクの有無及び他の対策等に与える影響を確認する。また、対策を実施することで発生、増大するリスクには不測の事態においてマネジメントが機能しない可能性も確認する。

⑦対策を実施できないリスク

不測の事態等で対策を実施できない場合の計画への影響及び他に選択できる対策の有無を確認する。また、複数の選択肢を持った対策を検討する必要があるかどうかを確認する。

c. リスク評価時に考慮すべき事項

前述の手順に基づきリスク評価を実施する際には、以下の事項を考慮することにより、特定原子力施設におけるリスクを体系的に俯瞰できるように整理する。

(a) 放射性物質の量や種類

放射性物質の発生源に着目し、放射性物質の量（インベントリ）や種類（デブリ、燃料集合体、原子炉への注水、雨水の浸入、地下水の浸透等によって原子炉建屋等で発生した高レベルの放射性汚染水（以下「汚染水」という。）等）を考慮したリスク評価を実施することにより、対策の必要性や緊急性を合理的に評価でき、適切かつ効

率的なリスク低減のためのアプローチを行うことができる。

(b) 内部事象と外部事象

リスクが顕在化する起因事象毎にリスク評価を実施することにより、起因事象からのシナリオに応じた適切な対応が行われているか整理することができ、全体を俯瞰したリスク低減対策の漏れ等を洗い出すことができる。

(c) 発生可能性と影響範囲

起因事象からのリスクのシナリオにおける発生可能性や影響範囲を考慮することにより、合理的な対応や広がりやを考慮した対応が取られているかを評価することができる。

(d) 対策の有効性

現状行われている対策や実施予定の対策を多層的に整理し、それぞれの対策の有効性を評価することにより、対策の十分性の確認をよりの確に実施することができる。

(実施計画：I-2-1-1～5)

(2) 特定原子力施設の敷地境界及び敷地外への影響評価

特定原子力施設の敷地境界及び敷地境界外への影響を評価した結果、平成24年10月での気体廃棄物の追加的放出量に起因する実効線量は、敷地境界において約 3.0×10^{-2} mSv/年であり、特定原子力施設から5km地点では最大約 2.5×10^{-3} mSv/年、10km地点では最大約 8.9×10^{-4} mSv/年であった。

また、敷地内各施設からの直接線・スカイシャイン線による実効線量は、敷地境界において約9.4mSv/年であり、5km地点では最大約 1.4×10^{-18} mSv/年、10km地点では最大約 2.4×10^{-36} mSv/年であった。

一方、文部科学省において公表されている「東京電力株式会社福島第一原子力発電所の20km圏内の空間線量率測定結果（平成24年11月11日～13日）」によると、特定原子力施設から約5km地点の空間線量率は $5.2 \sim 17.8 \mu\text{Sv/h}$ （約46～約156mSv/年）、約10km地点の空間線量率は $2.2 \sim 23.5 \mu\text{Sv/h}$ （約20～約206mSv/年）である。

これらの結果から、特定原子力施設の追加的放出量等から起因する実効線量は、5km地点において空間線量率の約18,000分の1以下であり、10km地点において空間線量率の約21,000分の1以下であるため、平常時において5km地点及び10km地点における特定原子力施設からの影響は極めて小さいと判断する。

(実施計画：I-2-2-1)

(3) 特定原子力施設における主なリスク

a. はじめに

特定原子力施設の主なリスクは、特定原子力施設が放射能を内在することに起因すると考えられ、また、現在の特定原子力施設において放射能を内在するもの（使用済燃料等）は、以下のように整理できる。

- ① 原子炉圧力容器・格納容器内の溶融した燃料（燃料デブリ、1～3号機）
- ② 使用済燃料プールの燃料（1～4号機）
- ③ 5・6号機の使用済燃料プールの燃料
- ④ 使用済燃料共用プールの燃料
- ⑤ 使用済燃料乾式貯蔵キャスクの燃料
- ⑥ 放射性廃棄物

ここでは、上記の放射能を内在するものについて、それぞれ個別に現在の状態におけるリスクを定量的もしくは定性的に評価することにより、現在の特定原子力施設のリスクについて評価する。

(実施計画：I-2-3-1-1)

(中略)

⑥ 放射性廃棄物

特定原子力施設内の放射性廃棄物について想定されるリスクとしては、汚染水等の放射性液体廃棄物の系外への漏えいが考えられるが、以下に示す様々な対策を行っているため、特定原子力施設の系外に放射性液体廃棄物が漏えいする可能性は十分低く抑えられている。

なお、汚染水の水処理を継続することで放射性物質の濃度も低減していくため、万一設備から漏えいした場合においても、環境への影響度は継続的に低減される。

【設備等からの漏えいリスクを低減させる対策】

- ・ 耐圧ホースのポリエチレン管化
- ・ 多核種除去設備等により、汚染水に含まれるトリチウム以外の放射性物質を、東京電力福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示（以下「告示」という。）に規定される濃度限度との比の総和が1未満となるよう浄化処理した水（以下「ALPS処理水」という。）の海洋放出による、ALPS処理水等を貯蔵するタンク（以下「中低濃度タンク」という。）の解体・撤去

【漏えい拡大リスクを低減させる対策】

- ・ 中低濃度タンク廻りの堰，土嚢の設置
- ・ 放水路の暗渠化
- ・ 漏えい検知器，監視カメラの設置

また，放射性気体廃棄物については，原子炉格納容器内の温度上昇時の放出がリスクとして考えられるが，これについては燃料デブリに関する注水停止のリスク評価に包含されている。放射性固体廃棄物等については，流動性，拡散性が低いため，敷地内の特定原子力施設からの直接線・スカイシャイン線に関するリスク評価に包含されている。

(実施計画：I-2-3-7-1)

(4) 特定原子力施設の今後のリスク低減対策

現状，特定原子力施設の追加的放出等に起因する，敷地外の実効線量は低く抑えられている（(2)参照）。また，多くの放射性物質を含有する燃料デブリや使用済燃料等において異常時に発生する事象を想定したリスク評価においても，敷地外への影響は十分低いものであると評価している（(3)参照）。

今後，福島第一原子力発電所内に存在している様々なリスクに対し，最新の「東京電力福島第一原子力発電所 中期的リスクの低減目標マップ（以下「リスクマップ」という。）」に沿って，リスク低減対策に取り組んでいく。プラントの安定状態に向けた更なる取組，発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止に向けた取組，ならびに使用済燃料プールからの燃料取り出し等の各項目に対し，代表される様々なリスクが存在している。

各項目に対するリスク低減のために実施を計画している対策については，リスク低減対策の適切性確認の視点を基本とした確認を行い，期待されるリスクの低減ならびに安全性，被ばく及び環境影響等の観点から，その有効性や実施の要否，時期等を十分に検討し，最適化を図るとともに，必要に応じて本実施計画に反映する。

また，(3)⑥にて実施する，ALPS 処理水の海洋放出により，廃炉作業に係る敷地などのリソースを有効に活用していくことで，中長期ロードマップに沿った全体工程の達成及びリスクマップに沿ったリスク低減対策を実現していく。

(実施計画：I-2-4-1)

大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量の再評価

本変更申請では、大気拡散に係る評価条件及びパラメータ等の変更に伴い、平常時及び事故時等における大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量について再計算を行い、敷地境界外への影響を評価する。

再評価は、以下に該当する箇所を対象とする（別表－1参照）。

- ・ 大気拡散評価に基づく線量評価結果が実施計画書に記載されているもので
且つ、現在も進行中の廃炉作業に係るもの

具体的な評価結果については「2章 設計、設備について措置を講ずべき事項」及び「4章 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項」に示す。

(参考)

安全評価に用いる気象条件（以下「標準気象」という。）については、既認可では1979年度の気象データを用いるとしている。しかし、近年はタンクの設置等の影響により、風向出現頻度が変わる、風が弱まる等の風況の変化が確認され、1979年度の気象データが異常年検定により否と判定されるようになった。そのため、本変更申請により標準気象を2020年度の気象データに変更する。

また、標準気象に加え、平常時の線量評価については、セシウム134の放出率を事故後の減衰を考慮して推定する等の評価方法の見直しを行うとともに、計算に用いる線量係数などのパラメータについても、事故時の線量評価との統一を図る。

大気中に拡散した放射性物質による実効線量評価に係る経緯を別表－2に示す。

実効線量の再評価に関する実施計画の変更要否

記載箇所				実施計画の変更要否	
				○：記載変更・要（再評価） △：記載変更・不要 ^{※1} ×：記載変更・不要 ^{※2}	
実施計画 I	1	2.2 特定原子力施設の敷地境界及び敷地外への影響評価		△	
	2	2.3 特定原子力施設における主なリスク	2.3.2	燃料デブリ(1～3号機)	
	3		2.3.4	5,6号機の使用済み燃料プールの燃料 燃料取り扱い時の燃料落下及び使用済み燃料への重量物落下による損傷	
実施計画 II	4	2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備	2.1.1.8.3	異常時の評価	
	5		添付資料5	原子炉注水停止時評価の説明資料	
	6	2.3 使用済み燃料プール設備	添付資料5	使用済み燃料プール保有水から大気への放射性物質の移行程度の評価	
	7	2.4 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備	2.4.1.8.3	臨界時の評価	
	8		添付資料5	臨界評価の説明資料	
	9	2.5 汚染水処理設備等	添付資料12-別紙10	中低濃度タンクのうち耐震Cクラスと位置づけられるタンクについて(汚染水G4北・G5エアータンク)	
	10	2.8 原子炉格納容器ガス管理設備	添付資料3	原子炉格納容器ガス管理設備からの放出放射線量について	
	11	2.11 使用済み燃料プールからの燃料取り出し設備	添付資料2-1-1	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(4号機)	
	12		添付資料2-1-2	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号機)	
	13		添付資料2-1-3	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(4号機)	
	14		添付資料2-2-1	破損燃料用輸送容器(7体)に係る安全機能及び構造強度に関する説明書(3号機)	
	15		添付資料2-2-2	破損燃料用輸送容器(2体)に係る安全機能及び構造強度に関する説明書(3号機)	
	16		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(4号)
	17				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号)
	18				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(2号)
	19			添付資料3-2	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号)
	20			添付資料3-3	がれき撤去等の手順に関する説明書
	21		添付資料7 別添1	移設操作中の燃料集合体の落下	
	22		添付資料9 別紙2	第1号機原子炉建屋カバ―解体後の放射性物質の放出量評価	
	23		添付資料11	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	
	24		別冊7	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	
	25	2.12 使用済み燃料共用プール設備	別冊28	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(4号機)(添付資料2-1-3)に関する補足書	
	26		別冊28	2号機燃料取扱設備破損時の被ばく評価についての計算書	
	27	2.13 使用済み燃料乾式キャスク仮保管設備	添付資料7	燃料集合体の落下評価	
28	2.16.1 多核種除去設備	添付資料8 参考1	被覆管損傷が確認された貯蔵燃料を共用プールに取り出す場合の放射線被ばく影響について		
29	2.16.2 増設多核種除去設備	添付資料9	既設9基乾式貯蔵キャスクのキャスク保管建屋からの搬出について		
30	2.17 放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設 (雑固体廃棄物焼却設備)	添付資料2 別紙1	耐震クラスの設定について		
31	2.29 5・6号機 非常用ガス処理系	添付資料3 別紙2	耐震クラスの設定について		
32	2.30 5・6号機 中央制御室換気系	添付資料5 別添	雑固体廃棄物焼却設備自動停止時の放出評価		
33	2.44 放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設 (増設雑固体廃棄物焼却設備)	添付資料5 別添	増設雑固体廃棄物焼却設備自動停止時の放出評価		
34	2.50 ALPS処理水希釈放出設備及び関連施設	添付資料-3	ALPS処理水希釈放出設備の構造強度及び耐震性に関する説明書		
実施計画 III	35	3.2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理	3.2.1.3	放射性気体廃棄物等の管理	
	36	3.2.2.1 大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量	3.2.2.1.5	年間実効線量の計算	
実施計画 V	37	5.1.1 燃料デブリ取り出し・廃炉	添付資料4	原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明書	
	38		添付資料6 別添6	1号機 PCVバウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明書	
	39		添付資料6 別添7	1号機 アプレシブウォータージェット作業時の影響評価に関する説明資料	
	40		添付資料7 別添8	2号機 PCVバウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明書	
	41		添付資料7 別添9	2号機 PCV アクセスルート構築作業時の影響評価について	

※1 線量評価に関して定性的(状況比較)な記載
 ※2 実施計画に記載された作業の終了もしくは他の評価の引用箇所

気体廃棄物の線量評価に関する実施計画の変更経緯（平常時被ばく）

	～2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022	2023	2024
原子炉設置許可申請書	▼1982.5 1979年度気象データ採用 ▼1992.3 平常時線量評価最新化 ▼1998.10 事故時線量評価最新化														
施設運営計画報告	▼2011.10 『東京電力株式会社福島第一原子力発電所第1～4号機に対する「中長期安全確保の考え方」への適合について(指示)』の受領 ▼2011.12 『福島第一原子力発電所第1～4号機に対する「中期的安全確保の考え方」に基づく施設運営計画に係る報告書(その3)』の報告 ▼2013.5 『福島第一原子力発電所第1～4号機に対する「中期的安全確保の考え方」に基づく施設運営計画に係る報告書(その3)(改訂)』の提出 <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> 【1～3号機】 ・1979年度気象データの採用(2000-2009年度気象データで検定・良) ・放射性Cs放出想定(約0.6億Bq/時*) * 2011年11月時点の評価値 ・放射性雲による外部被ばく/地表沈着による外部被ばく**/吸入摂取による内部被ばく ** 『一般公衆の線量評価』のモデルに同じ 【5,6号機】 ・放射性希ガス及びよう素放出想定*** *** 運転中の評価(原子炉設置許可申請書に同じ) ・希ガスによる外部被ばく/よう素による内部被ばく </div>														
実施計画	▼2012.11 『東京電力株式会社福島第一原子力発電所に設置される特定原子力施設に対する「措置を講ずべき事項」に基づく「実施計画」の提出について』の受領 ◇ 2012.12 『実施計画』の提出 ◇ 2013.8 『実施計画』の認可 <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> 【1～3号機】 ・1979年度気象データの採用(2000-2009年度気象データで検定・良) ・放射性Cs放出想定(約0.1億Bq/時*) * 2013年2月時点の評価値 ・放射性雲による外部被ばく/地表沈着による外部被ばく**/吸入摂取による内部被ばく ** 『一般公衆の線量評価』のモデルに同じ 【5,6号機】 ・放射性希ガス及びよう素放出想定*** *** 運転中の評価(原子炉設置許可申請書に同じ) ・希ガスによる外部被ばく/よう素による内部被ばく </div> ◇ 2014.6 『実施計画』の変更認可 <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> 【1～4号機】 ・放射性Cs放出想定(約0.1億Bq/時*) * 2014年2月時点の評価値 </div> 1979年度気象データの検定・否 2020年度気象データへの変更検討 再評価 ◇ 2023.6 『実施計画』変更認可申請														

気体廃棄物の線量評価に関する実施計画の変更経緯（事故時被ばく）

	～2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022	2023	2024	2025	2026	2027	
原子炉設置許可申請書	▼1982.5 1979年度気象データ採用 ▼1992.3 平常時線量評価最新化 ▼1998.10 事故時線量評価最新化																		
施設運営計画報告	▼2011.10 『東京電力株式会社福島第一原子力発電所第1～4号機に対する「中長期安全確保の考え方」への適合について(指示)』の受領 ▼2012.11 『福島第一原子力発電所第1～4号機に対する「中期的安全確保の考え方」に基づく施設運営計画に係る報告書(その1)』の報告 ・原子炉圧力容器・格納容器注水設備 [放射性雲外部被ばく/沈着外部被ばく/吸入内部被ばく(初期拡散分,再浮遊分)] ・原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸注入設備 [希ガス外部被ばく/よう素吸入内部被ばく] ▼2012.11 『福島第一原子力発電所第1～4号機に対する「中期的安全確保の考え方」に基づく施設運営計画に係る報告書(その2)』の報告 ・原子炉格納容器 [希ガス外部被ばく] ・使用済燃料プールからの燃料取り出し [希ガス外部被ばく/よう素吸入内部被ばく] ・使用済燃料乾式キャスク仮保管設備 [希ガス外部被ばく/よう素吸入内部被ばく]																		
実施計画	▼2012.11 『東京電力株式会社福島第一原子力発電所に設置される特定原子力施設に対する「措置を講ずべき事項」に基づく「実施計画」の提出について』の受領 ◇2013.8 実施計画Ⅱ 2.1 認可 ・原子炉圧力容器・格納容器注水設備 [放射性雲外部被ばく/沈着外部被ばく/吸入内部被ばく(初期拡散分,再浮遊分)] ◇2013.8 実施計画Ⅱ 2.4 認可 ・原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備 [希ガス外部被ばく/よう素吸入内部被ばく] ◇2014.7 実施計画Ⅱ 2.17 認可 ・雑固体廃棄物焼却設備 [敷地境界の放射性物質濃度] ◇2018.4 実施計画Ⅱ 2.44 認可 ・増設雑固体廃棄物焼却設備 [敷地境界の放射性物質濃度] ◇2021.2 実施計画Ⅴ 認可 ・燃料デブリの取り出し・廃炉 [放射性雲外部被ばく/沈着外部被ばく/吸入内部被ばく(初期拡散分,再浮遊)] ▼2021.9 『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』 ▼2022.11 『東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における耐震クラス分類と地震動の適用の考え方』 ◇2022.4 実施計画Ⅱ 2.16.2 認可 ・増設多核種除去設備 [Sr90吸入内部被ばく(1979年度気象による簡易評価)] ◇2022.10 実施計画Ⅱ 2.11 認可 ・使用済燃料プールからの燃料取り出し設備 燃料集合体落下/輸送容器落下 [希ガス外部被ばく(γ線,β線)/よう素吸入内部被ばく] 1号機大型カバー設置/2号機燃料取り出し用構台 平常時評価[放射性雲外部被ばく/沈着外部被ばく/吸入内部被ばく]																		

※ 各施設の主要な評価について記載した

2 章 設計, 設備について措置を講ずべき 事項

2.10 放射性気体廃棄物の処理・管理 への適合性

措置を講ずべき事項

Ⅱ. 設計，設備について措置を講ずべき事項

10. 放射性気体廃棄物の処理・管理

- 施設内で発生する放射性気体廃棄物の処理にあたっては，その廃棄物の性状に応じて，当該廃棄物の放出量を抑制し，適切に処理・管理を行うことにより，敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること。

措置を講ずべき事項への適合方針

- 雑固体廃棄物焼却設備で発生する放射性気体廃棄物等の処理にあたっては，その廃棄物の性状に応じて，当該廃棄物の放出量を抑制し，適切に処理・管理を行うことにより，敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること。

【実施計画の関係箇所】

- ・ 実施計画Ⅱ 2.17 雑固体廃棄物焼却設備
- ・ 実施計画Ⅱ 2.44 増設雑固体廃棄物焼却設備

対応方針

○ 実施事項

雑固体廃棄物焼却設備及び増設雑固体廃棄物焼却設備で発生する放射性気体廃棄物による敷地境界における放射性物質濃度について，2020年度の気象データを用いて再評価を行う。

標準気象の変更後においても敷地境界の各核種の放射性物質濃度が告示に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度を下回り，各核種の告示濃度限度に対する割合の和が1未満となっていることを確認する。

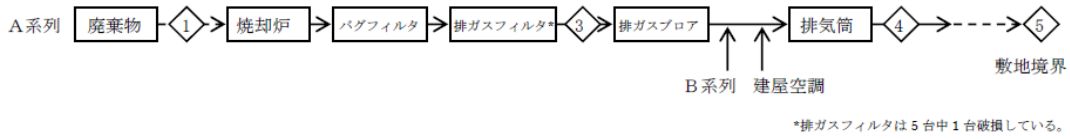
○ 評価方法

評価に用いた気象条件及び計算地点は，平常時の評価方法（「2.11 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等への適合性」を参照）に準じる。ただし，排気中の放射性物質濃度についてはそれぞれ既認可のとおり。

○ 評価結果

a. 雑固体廃棄物焼却設備

計算した結果、再評価後においても敷地境界における空気中の放射性物質濃度は告示に定める濃度限度を下回り、各核種の告示濃度限度に対する割合の和が1未満となっている。



流体番号	① (Bq/kg)	③ (Bq/cm ³)	④ (Bq/cm ³)	⑤ (Bq/cm ³)	告示濃度 限度 (Bq/cm ³)	告示濃度限 度に対する 割合
流量 (m ³ /h)	—	20810	176249	—	—	—
Mn-54	4.0E+04	1.2E-05	2.7E-06	1.4E-10	8.0E-05	1.8E-06 < 1
Co-58	1.9E+02	5.5E-08	1.3E-08	6.7E-13	6.0E-05	1.1E-08 < 1
Co-60	1.1E+05	3.2E-05	7.5E-06	3.9E-10	4.0E-06	9.8E-05 < 1
Sr-89	1.6E+03	4.6E-07	1.1E-07	5.7E-12	2.0E-05	2.8E-07 < 1
Sr-90	9.9E+06	2.9E-03	6.7E-04	3.5E-08	8.0E-07	4.4E-02 < 1
Ru-103	1.4E+00	4.0E-10	9.5E-11	5.0E-15	4.0E-05	1.2E-10 < 1
Ru-106	3.7E+05	1.1E-04	2.5E-05	1.3E-09	2.0E-06	6.6E-04 < 1
Sb-124	2.1E+02	6.1E-08	1.4E-08	7.5E-13	2.0E-05	3.7E-08 < 1
Sb-125	3.5E+05	1.0E-04	2.4E-05	1.2E-09	3.0E-05	4.1E-05 < 1
I-131	3.8E-21	5.5E-29	1.3E-29	6.7E-34	5.0E-06	1.3E-28 < 1
Cs-134	3.4E+06	9.8E-04	2.3E-04	1.2E-08	2.0E-05	6.0E-04 < 1
Cs-136	2.5E-13	7.2E-23	1.7E-23	8.9E-28	1.0E-04	8.9E-24 < 1
Cs-137	9.4E+06	2.7E-03	6.4E-04	3.3E-08	3.0E-05	1.1E-03 < 1
Ba-140	1.6E-11	4.6E-21	1.1E-21	5.7E-26	1.0E-04	5.7E-22 < 1
α	2.6E+02	7.5E-08	1.8E-08	9.2E-13	3.0E-09	3.1E-04 < 1
合計	2.4E+07	6.8E-03	1.6E-03	8.4E-08	—	4.7E-02 < 1

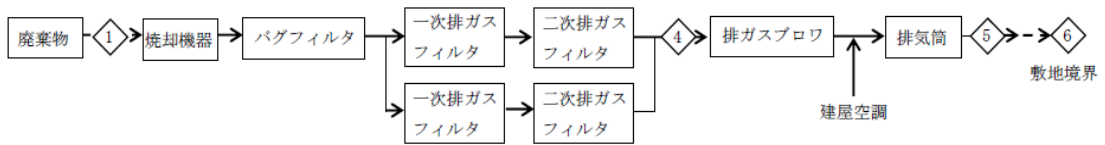
評価点②については、添付資料-5 図1と同様なので省略する。

図 2.10-1 自動停止時における排気中の放射性物質濃度

(実施計画：II-2-17-添5-3~4)

b. 増設雑固体廃棄物焼却設備

計算した結果、再評価後においても敷地境界における空気中の放射性物質濃度は告示に定める濃度限度を下回り、各核種の告示濃度限度に対する割合の和が1未満となっている。



* 一次排ガスフィルタと二次排ガスフィルタのいずれか4台中の1台が何らかの不具合により破損している。

流体番号	① (Bq/kg)	④ (Bq/cm ³)	⑤ (Bq/cm ³)	⑥ (Bq/cm ³)	告示濃度 限度 (Bq/cm ³)	告示濃度 限度に 対する割合
流量 (m ³ /h)	—	113841	371169	—	—	—
Mn-54	3.4E+03	2.4E-08	7.3E-09	1.2E-12	8.0E-05	1.5E-08 < 1
Co-58	1.6E+01	1.1E-10	3.4E-11	5.8E-15	6.0E-05	9.7E-11 < 1
Co-60	9.6E+03	6.7E-08	2.0E-08	3.5E-12	4.0E-06	8.7E-07 < 1
Sr-89	1.3E+02	9.0E-10	2.8E-10	4.7E-14	2.0E-05	2.4E-09 < 1
Sr-90	8.4E+05	5.8E-06	1.8E-06	3.0E-10	8.0E-07	3.8E-04 < 1
Ru-103	1.2E-01	8.3E-13	2.6E-13	4.3E-17	4.0E-05	1.1E-12 < 1
Ru-106	3.2E+04	2.2E-07	6.8E-08	1.2E-11	2.0E-06	5.8E-06 < 1
Sb-124	1.7E+01	1.2E-10	3.6E-11	6.2E-15	2.0E-05	3.1E-10 < 1
Sb-125	3.0E+04	2.1E-07	6.4E-08	1.1E-11	3.0E-05	3.6E-07 < 1
I-131	3.2E-22	1.1E-29	3.4E-30	5.8E-34	5.0E-06	1.2E-28 < 1
Cs-134	2.9E+05	2.0E-06	6.2E-07	1.0E-10	2.0E-05	5.2E-06 < 1
Cs-136	2.1E-14	1.5E-25	4.5E-26	7.6E-30	1.0E-04	7.6E-26 < 1
Cs-137	7.9E+05	5.5E-06	1.7E-06	2.9E-10	3.0E-05	9.5E-06 < 1
Ba-140	1.4E-12	9.7E-24	3.0E-24	5.1E-28	1.0E-04	5.1E-24 < 1
α	2.2E+01	1.5E-10	4.7E-11	8.0E-15	3.0E-09	2.7E-06 < 1
合計	2.0E+06	1.4E-05	4.3E-06	7.2E-10	—	4.0E-04 < 1

評価点②, ③については、添付資料-5 図1と同様なので省略する。

図 2.10-2 自動停止時における排気中の放射性物質濃度

(実施計画：II-2-44-添5-3~4)

2.11 放射性物質の放出抑制等による 敷地周辺の放射線防護等への適合性

措置を講ずべき事項

II. 設計, 設備について措置を講ずべき事項

1 1. 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等

- 特定原子力施設から大気, 海等の環境中へ放出される放射性物質の適切な抑制対策を実施することにより, 敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること。
- 特に施設内に保管されている発災以降発生した瓦礫や汚染水等による敷地境界における実効線量 (施設全体からの放射性物質の追加的放出を含む実効線量の評価値) を, 平成25年3月まで1 mSv/年未満とすること。

措置を講ずべき事項への適合方針

- 施設内に保管されている発災以降発生した瓦礫や汚染水等による敷地境界における実効線量 (施設全体からの放射性物質の追加的放出を含む実効線量の評価値) を1 mSv/年未満とすること。

【実施計画の関係箇所】

- ・ 実施計画Ⅲ 3.2.2.1 大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量
- ・ 実施計画Ⅱ 2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備 添付資料3-1 (1号機大型カバー及び2号機燃料取り出し用構台)

対応方針

a. 大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量

○ 実施事項

大気中に拡散する放射性物質に起因する敷地境界における実効線量について, 最近の代表的な気象条件等に変更して再評価を行い, 平常時における敷地境界の線量の合計が1 mSv/年未満となることを確認する。

実効線量の再評価に際して, 既認可からの変更点は以下のとおり。

- ・ 気象条件
- ・ 評価核種の推定放出量 (1~4号機)
- ・ 評価核種, 評価核種の推定放出量及び放出高さ (5, 6号機)
- ・ 地表に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量の計算方法
- ・ 降水期間における沈着量の計算方法
- ・ Cs-134 及び Cs-137 の吸入摂取による実効線量係数の出典

○ 評価の基本的な考え方

大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量の評価については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下「気象指針」という。）、「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」（以下「評価指針」という。）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について」（以下「一般公衆の線量評価」という。）を準用する。

外部被ばく及び吸入摂取による実効線量の評価は、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。
(実施計画：Ⅲ-3-2-2-1-1)

敷地周辺に及ぼす影響を評価するに当たっては、敷地内における2020年4月から2021年3月までの1年間の風向、風速及び大気安定度の観測資料を整理して用いる。

気象条件の代表性の検討及び実効線量の計算方法については別紙-1及び別紙-2に示す。

○ 年間実効線量の計算結果

1～4号機から大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量は、最大で年間約 8.8×10^{-3} mSvである。

(1) 放射性雲からの γ 線に起因する実効線量

放射性雲からの γ 線に起因する実効線量は、1,2号機共用排気筒の南方向沿岸部で最大となり、年間約 2.0×10^{-6} mSvである。

(2) 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

地表に沈着した放射性物質からの γ 線による実効線量は、南方位で最大となりCs-134及びCs-137の合計で年間約 7.2×10^{-3} mSvである。

(3) 吸入摂取による内部被ばく実効線量

吸入摂取による実効線量は、南方位で最大となりCs-134及びCs-137の合計で年間約 1.7×10^{-3} mSvである。

(実施計画：Ⅲ-3-2-2-1-6～9)

○ 5号機及び6号機の寄与

5号機及び6号機は2014年1月31日に廃止後、1～4号機の廃炉関連作業エリアに供されており、Cs-134及びCs-137を評価対象とする。放射性雲からの γ 線による実効線量、地表に沈着した放射性物質による実効線量及び吸入摂取による実効線量は、1,2号機共用排気筒の北方位で最大となり、それぞれ年間約 6.0×10^{-9} mSv、年間約 1.2×10^{-5} mSv、年間約 1.0×10^{-6} mSvである。

(実施計画：III-3-2-2-1-8)

○ 線量評価のまとめ

現状の設備の運用により、敷地境界外の実効線量は気体廃棄物放出分で約0.0088mSv/年、敷地内各施設からの直接線及びスカイシャイン線の線量分で約0.55mSv/年、放射性液体廃棄物等の排水分で約0.22mSv/年、構内散水した堰内雨水の処理済水のH-3を吸入摂取した場合の実効線量分で約 3.3×10^{-2} mSv/年、構内散水した5・6号機滞留水の処理済水の地表に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量分で約 4.6×10^{-2} mSv/年となり、合計約0.86 mSv/年となる。

(実施計画：III-3-2-2-4-1)

以上より、再評価後においても平常時の敷地境界における実効線量は1mSv/年未満となる。

b. 1号機大型カバー及び2号機燃料取り出し用構台

○ 実施事項

1号機大型カバー及び2号機燃料取り出し用構台の設置に伴う平常時の敷地境界における実効線量について、2020年度の気象データを用いて再評価を行う。

標準気象の変更後においても敷地境界における実効線量が1mSv/年に比べ十分小さいことを確認する。

○ 評価方法

平常時の評価方法に準じる（別紙-2を参照）。ただし、その他評価条件（放出率、放出期間等）についてはそれぞれ既認可のとおり。

○ 評価結果

(a) 1号機大型カバー

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、再評価後においても年間被ばく線量は敷地境界で約0.00070mSv/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2.11-1参照）。

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0.0088mSv/年）に比べても低いと評価される。

表 2.11-1 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 3.5×10^{-8}	約 3.0×10^{-5}	約 6.7×10^{-4}	約 7.0×10^{-4}

(実施計画：Ⅱ-2-11-添 3-1-39～40)

(b) 2号機燃料取り出し用構台

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、再評価後においても年間被ばく線量は敷地境界で約0.00029mSv/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2.11-2参照）。

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0.0088mSv/年）に比べても低いと評価される。

表 2.11-2 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 1.9×10^{-8}	約 1.4×10^{-5}	約 2.8×10^{-4}	約 2.9×10^{-4}

(実施計画：II-2-11-添 3-1-30)

大気拡散の解析に使用する気象データの代表性

○ 1979年度気象データの代表性

既認可の気象条件（実施計画：Ⅲ-3-2-2）は、原子炉設置変更許可申請書（6号炉）添付書類六に記載された1979年度気象データ（排気筒風）を2000～2009年度の10年間のデータで異常年検定を行った結果、棄却数が2項目であり、線量評価に用いる気象条件として妥当と判断したものである。

1979年度気象データ（排気筒風）については、最近の10年間の気象データで異常年検定を行うと、表2.11-3に示すように、近年棄却数が増えており、気象条件を見直すこととした。発電所構内にタンク、建屋等が多数設置されたことが、棄却数が増えた原因と推定される。

表 2.11-3 異常年検定結果（1979年排気筒風データ）

検定年	参照年	棄却数	備考
1979年度	2008～2018年度*	1	※2010年度は3月 欠測の為除外
	2009～2019年度*	5	
	2011～2020年度	7	
	2012～2021年度	7	

○ 安全評価に用いる新しい気象データ

1. 2020年度気象データの代表性の検討

最近の2020年4月から2021年3月までの1年間の気象資料を用いて線量評価を行うに当たり、観測を行った1年間の気象状態が、長期間の気象状態と比較して特に異常でないかどうかの検討を行った。ここで、実施計画書の線量評価が殆ど地上放散を想定して実施していることから、敷地内の標高46m（地上高10m）で観測した地上風で検討を行うこととした。

風向出現頻度及び風速出現頻度について、10年間（欠測率の高い2010年4月～2011年3月の1年間を除く2009年4月～2020年3月）の資料により検定を行った。検定法は、不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従った。

その結果は、表2.11-4及び表2.11-5に示すとおりであり、有意水準5%で棄却されたものは27項目中1項目であった。これは線量評価に使用した観測期間の気象状態が長期間の気象状態と比較して特に異常でないことを示しており、この期間の気象資料を用いて大気拡散の解析を行うことは妥当であることを示している。

（実施計画：Ⅲ-3-2-2-1-1～2）

2. 大気拡散の解析に使用する気象条件

敷地周辺に及ぼす影響を評価するに当っては、敷地内における 2020 年 4 月から 2021 年 3 月までの 1 年間の風向、風速及び大気安定度の観測資料から、「気象指針」に基づき以下のパラメータを求め、これを用いる。

なお、風向、風速については、敷地内の地上付近の風を代表する標高 46m（地上高 10m）及び排気筒高さ付近の風を代表する標高 131m（地上高 95m）の風向、風速とする。

(1) 風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均

風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均は、(1)式、(2)式によりそれぞれ計算する。

$$S_{d,s} = \sum_{i=1}^N \frac{a_{d,s} \delta_i}{U_i} \dots\dots\dots (1)$$

$$\bar{S}_{d,s} = \frac{1}{N_{d,s}} S_{d,s} \dots\dots\dots (2)$$

ここで、

$S_{d,s}$: 風向別大気安定度別風速逆数の総和 (s/m)

$\bar{S}_{d,s}$: 風向別大気安定度別風速逆数の平均 (s/m)

N : 実観測回数(回)

U_i : 時刻 i における風速(m/s)

$a_{d,s} \delta_i$: 時刻 i において風向 d, 大気安定度 s の場合 $a_{d,s} \delta_i = 1$
 その他の場合 $a_{d,s} \delta_i = 0$

$N_{d,s}$: 風向 d, 大気安定度 s の総出現回数(回)

(2) 風向出現頻度

風向出現頻度は、(3)式、(4)式によりそれぞれ計算する。

$$f_d = \sum_{i=1}^N \frac{a_{d,i}}{N} \times 100 \dots\dots\dots (3)$$

$$f_{dT} = f_d + f_{d'} + f_{d''} \dots\dots\dots (4)$$

ここで、

f_d : 風向 d の出現頻度(%)

N : 実観測回数(回)

$a_{d,i}$: 時刻 i において風向 d の場合 $a_{d,i} = 1$
 その他の場合 $a_{d,i} = 0$

$f_{d'}, f_{d''}$: 風向 d に隣接する風向 d' , d'' の出現頻度(%)

f_{dT} : 風向 d, d' , d'' の出現頻度の和(%)

静穏時については、風速は 0.5m/s とし、風向別大気安定度別出現回数は、静穏時の大気安定度別出現回数を風速 0.5～2.0m/s の風向出現頻度に応じて比例配分して求める。

また、欠測については、欠測を除いた期間について得られた統計が、欠測期間についても成り立つものとする。

以上の計算から求めた地上付近の風を代表する標高 46m（地上高 10m）の風向別大気安定度別風速逆数の総和を表 2.11-6 に、風向別大気安定度別風速逆数の平均及び風向別風速逆数の平均を表 2.11-7 に、風向出現頻度及び風速 0.5～2.0m/s の風向出現頻度を表 2.11-8 に示す。

(実施計画：Ⅲ-3-2-2-1-2～3)

表 2.11-4 風向分布に対する棄却検定表

標高 46m(地上高 10m)
(%)

風向 \ 統計年度	2009	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	平均値	検定年	棄却限界		判定
												2020	上限	下限	○採択 ×棄却
N	6.38	5.32	5.58	5.60	5.79	8.25	8.58	8.15	8.30	8.84	7.08	10.21	10.53	3.63	○
NNE	4.49	3.74	4.32	4.39	3.59	4.58	5.03	4.74	4.71	5.24	4.48	5.76	5.70	3.26	×
NE	3.01	3.37	3.93	4.09	4.24	3.48	3.19	2.93	2.34	3.05	3.36	3.53	4.76	1.96	○
ENE	3.76	2.66	2.69	2.79	2.79	2.58	3.25	2.81	2.89	3.43	2.96	3.37	3.88	2.05	○
E	2.62	2.63	2.67	2.48	2.58	2.46	1.82	1.74	2.02	2.27	2.33	1.84	3.16	1.50	○
ESE	3.19	2.96	3.07	2.70	2.73	2.42	2.00	2.70	2.31	2.06	2.61	2.37	3.58	1.64	○
SE	4.65	7.10	5.83	4.05	4.63	4.73	3.44	4.40	4.09	3.55	4.65	3.76	7.25	2.05	○
SSE	7.25	6.62	6.62	7.75	7.85	7.93	6.56	7.90	7.62	7.04	7.31	6.57	8.66	5.96	○
S	5.85	4.99	5.78	5.42	5.39	5.14	6.01	6.73	6.87	7.05	5.93	7.27	7.67	4.18	○
SSW	3.54	2.95	3.34	4.15	4.23	5.48	5.22	4.65	4.77	5.18	4.35	5.55	6.40	2.30	○
SW	2.96	2.91	2.91	2.54	2.73	2.91	2.40	2.40	2.05	2.14	2.60	2.21	3.40	1.79	○
WSW	5.00	4.85	4.98	5.13	4.15	4.09	2.54	2.34	2.18	2.40	3.77	2.18	6.75	0.79	○
W	11.01	10.25	10.33	9.96	11.30	8.55	6.65	6.02	5.31	4.84	8.42	5.39	14.33	2.52	○
WNW	13.07	12.85	13.21	12.43	13.50	10.67	11.90	11.16	10.40	10.56	11.97	10.88	14.82	9.13	○
NW	11.93	14.75	13.32	14.49	10.80	10.68	11.17	11.12	11.90	10.46	12.06	8.85	15.81	8.31	○
NNW	9.17	9.20	9.11	9.61	10.39	11.23	14.53	12.85	15.01	15.13	11.62	14.87	17.63	5.62	○
静穏	2.10	2.85	2.30	2.41	3.29	4.84	5.71	7.34	7.23	6.73	4.48	5.38	9.56	0.00	○

注) 2010 年度は欠測率が高いため除外

表 2.11-5 風速分布に対する棄却検定表

標高 46m(地上高 10m)
(%)

風速 階級	統計 年度	2009	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	平均値	検定年	棄却限界		判定
													2020	上限	下限	○採択 ×棄却
～ 0.4		2.10	2.85	2.30	2.41	3.29	4.84	5.71	7.34	7.23	6.73	4.48	5.38	9.56	0.00	○
0.5 ～ 1.4		21.12	24.85	23.09	20.38	27.40	32.14	31.01	34.70	33.38	32.10	28.02	29.76	40.69	15.34	○
1.5 ～ 2.4		35.97	35.63	33.66	33.83	33.06	30.20	27.83	27.01	26.59	27.54	31.13	28.56	39.92	22.35	○
2.5 ～ 3.4		20.88	19.15	21.48	21.83	17.42	17.13	17.56	15.88	16.40	15.91	18.36	18.73	23.83	12.89	○
3.5 ～ 4.4		10.59	8.74	10.18	10.74	9.73	8.87	9.45	8.45	9.08	8.82	9.46	9.33	11.39	7.54	○
4.5 ～ 5.4		4.94	4.33	4.97	5.48	4.71	3.95	4.54	4.01	4.46	4.67	4.61	4.43	5.70	3.52	○
5.5 ～ 6.4		2.22	2.07	2.24	2.48	2.53	2.09	2.17	1.57	1.99	2.63	2.20	2.19	2.93	1.47	○
6.5 ～ 7.4		1.07	1.02	0.90	1.34	1.03	0.65	1.14	0.67	0.52	1.01	0.94	1.03	1.54	0.34	○
7.5 ～ 8.4		0.50	0.47	0.46	0.80	0.55	0.07	0.43	0.22	0.24	0.35	0.41	0.42	0.89	0.00	○
8.5 ～ 9.4		0.23	0.36	0.26	0.41	0.24	0.07	0.09	0.09	0.05	0.15	0.20	0.09	0.50	0.00	○
9.5 ～		0.37	0.52	0.46	0.31	0.06	0.00	0.06	0.06	0.07	0.09	0.20	0.06	0.66	0.00	○

注) 2010 年度は欠測率が高いため除外

表 2.11-6 風向別大気安定度別風速逆数の総和

標高 46m(地上高 10m)

(s / m)

大気安定度 風向	A	B	C	D	E	F
N	0	49.59	25.66	270.33	14.08	158.66
NNE	2.47	45.20	31.57	137.18	1.68	55.83
NE	1.20	72.78	13.75	69.35	1.23	43.93
ENE	5.33	82.60	10.42	75.48	0.50	44.08
E	9.61	53.30	1.90	44.61	0.46	15.63
ESE	9.51	69.44	2.53	64.91	0	32.64
SE	6.77	94.60	7.63	76.95	2.12	38.11
SSE	1.06	58.25	50.05	92.72	1.65	28.48
S	0	21.85	17.64	153.58	19.97	78.18
SSW	0	17.23	6.33	132.92	21.91	137.30
SW	0	26.41	0.46	76.72	0	159.26
WSW	2.37	19.96	0.29	65.83	0	188.39
W	13.52	49.95	0.50	123.16	0.50	449.69
WNW	6.26	83.55	14.26	213.97	11.88	547.19
NW	1.56	49.03	14.41	208.80	15.81	326.86
NNW	0	61.32	30.10	371.03	26.53	322.87

表 2.11-7 風向別大気安定度別風速逆数の平均及び風向別風速逆数の平均

標高 46m(地上高 10m)

(s / m)

大気安定度 風向	A	B	C	D	E	F	全安定度
N	0	0.62	0.33	0.49	0.37	0.87	0.56
NNE	0.61	0.54	0.31	0.50	0.33	1.06	0.52
NE	0.60	0.52	0.35	0.64	0.41	1.41	0.62
ENE	0.66	0.51	0.37	0.89	0.50	1.46	0.70
E	0.60	0.58	0.47	0.90	0.45	1.60	0.73
ESE	0.63	0.63	0.36	0.92	0	1.53	0.80
SE	0.67	0.51	0.33	0.78	0.42	1.40	0.65
SSE	0.53	0.45	0.26	0.40	0.41	1.11	0.39
S	0	0.62	0.27	0.38	0.36	0.82	0.44
SSW	0	0.79	0.33	0.54	0.36	0.84	0.62
SW	0	1.22	0.45	1.24	0	1.22	1.22
WSW	0.78	1.13	0.29	1.38	0	1.32	1.30
W	0.67	0.74	0.50	1.30	0.50	1.32	1.21
WNW	0.69	0.63	0.32	0.84	0.35	0.99	0.85
NW	0.77	0.64	0.32	0.71	0.36	0.89	0.75
NNW	0	0.66	0.32	0.51	0.39	0.86	0.60

表 2.11-8 風向出現頻度及び風速 0.5~2.0m/s 風向出現頻度

標高 46m(地上高 10m)

(%)

風向	風向出現頻度	風速 0.5~2.0m/s 風向出現頻度
N	8.5	7.9
NNE	4.5	4.0
NE	3.3	3.1
ENE	3.6	3.8
E	2.1	2.3
ESE	3.0	3.5
SE	3.7	3.9
SSE	3.8	2.2
S	4.8	3.8
SSW	5.2	5.0
SW	4.3	4.5
WSW	4.6	4.5
W	10.5	10.6
WNW	14.5	15.9
NW	10.2	11.2
NNW	13.4	13.7

大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量の計算方法

○ 計算のための前提条件

1. 大気拡散の解析に使用する気象条件

2020年4月から2021年3月までの1年間の気象資料

2. 放出源と有効高さ

a. 1～4号機

放出源は各建屋からの排気であるが、1～4号機の原子炉建屋（原子炉格納容器を含む。）以外からの放出は無視しうるため、放出位置は1～4号機の原子炉建屋とする。

有効高さについて、現在の推定放出位置は原子炉建屋オペレーティングフロア付近であるが、保守的に地上放散とする。

「気象指針」において、位置 (x, y, z) における放射性物質濃度 $\chi(x, y, z)$ を求める基本拡散式を(1)式に示す。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U} \cdot \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left[\exp\left(-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right) + \exp\left(-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right) \right]$$

..... (1)式

ここで、

$\chi(x, y, z)$: 点 (x, y, z) における放射性物質の濃度 (Bq/m³)

放出源直下の地表を原点に、風下方向を x 軸、その直角方向を y 軸、鉛直方向を z 軸とする

Q : 放出率 (Bq/s)

U : 放出源高さを代表する風速 (m/s)

λ : 物理的崩壊定数 (1/s)

H : 放出源の有効高さ (m)

σ_y : 濃度分布の y 方向の拡がりのパラメータ (m)

σ_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。

b. 5号機及び6号機

放出源は各建屋からの排気であり、放出位置は5,6号機共用排気筒とする。排気筒から放出される放射性物質の敷地周辺に及ぼす影響を評価するに当たっては、敷地周辺の地形等の影響を考慮し表2.11-9に示す放出源の有効高さを用いる。

3. 放出を考慮する核種

放射性物質の放出量は、原子炉建屋上部におけるサンプリング結果から想定しており、現時点では実際に検出されているCs-134及びCs-137を評価対象とする。

1~4号機及び5,6号機から放出される核種の推定放出量を別紙-3に示す。

4. 線量及び濃度計算地点

線量の計算は、図2.11-1に示すとおり、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。ただし、これらの地点より大きな線量を受ける恐れのある地点が別に陸側にある場合は、その地点も考慮する。

1,2号機共用排気筒から各計算地点までの距離を、表2.11-10に示す。

(実施計画：Ⅲ-3-2-2-1-3~4)

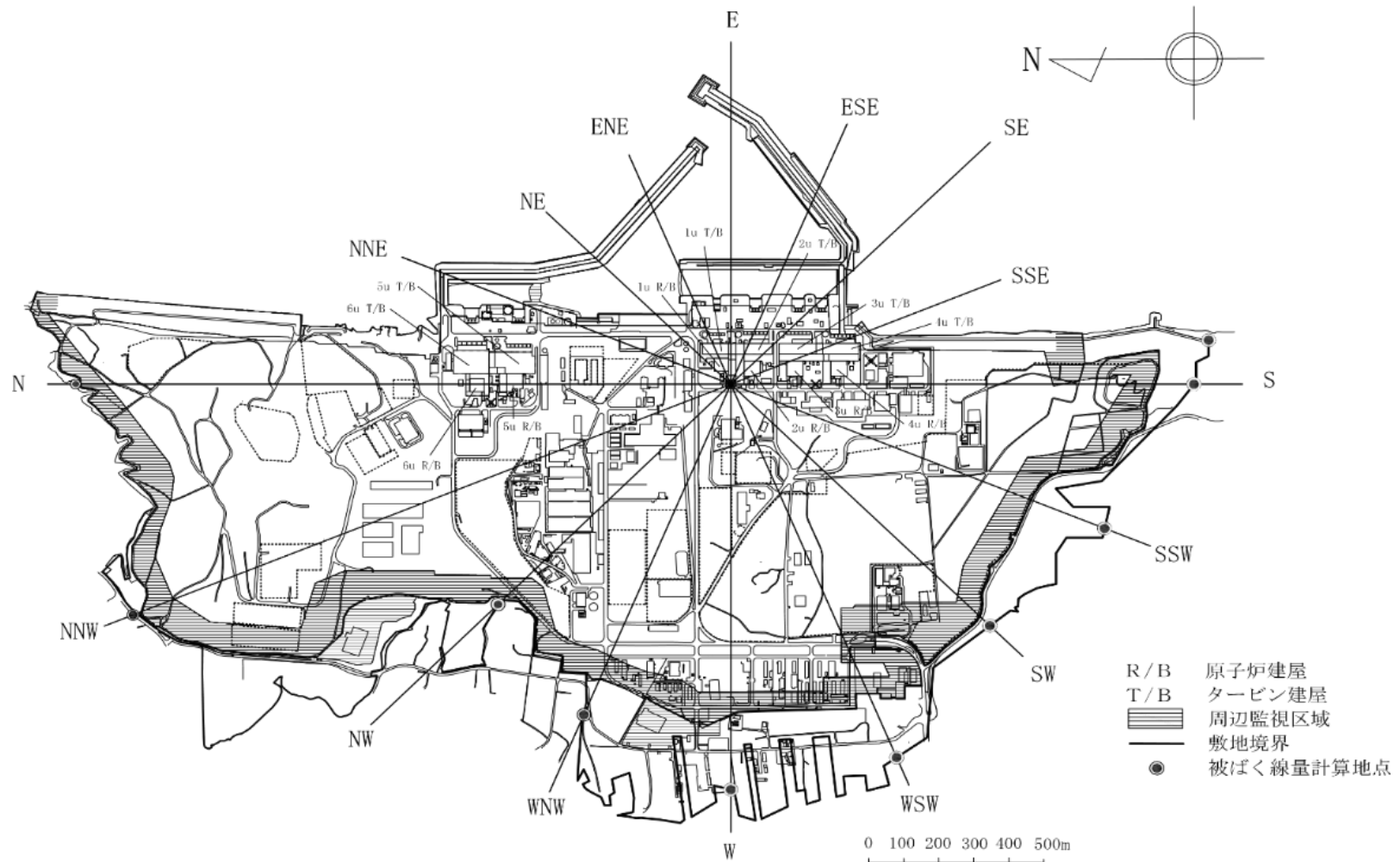


図 2.11-1 被ばく線量計算地点（敷地境界）

表 2.11-9 放出源の有効高さ

(m)

計算地点の 方位	吹上げ高さを考慮しない場合の 5, 6 号機共用排気筒の 放出源の有効高さ
S	65
SSW	65
SW	65
WSW	65
W	65
WNW	65
NW	65
NNW	65
N	65
S 方向沿岸部	65

注) 排気筒の地上高さは 120m である。

表 2.11-10 1, 2 号機共用排気筒から敷地境界までの距離

(m)

計算地点の 方位	1, 2 号機共用排気筒から 敷地境界までの距離
S	1,340
SSW	1,100
SW	1,040
WSW	1,270
W	1,270
WNW	1,170
NW	950
NNW	1,870
N	1,930
S 方向沿岸部	1,400

○ 大気拡散に係る係数の計算

1. 単位放出率あたりの年間平均濃度

計算は連続放出とし、放出位置毎に行う。単位放出率あたりの地上における放射性物質濃度は、放射性物質の減衰を無視すると(2)式となる。

$$\chi(x, y, 0) = \frac{1}{\pi\sigma_y\sigma_zU} \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_z^2}\right) \cdots \cdots \cdots (2) \text{式}$$

計算地点における年間平均相対濃度 $\bar{\chi}$ は、隣接方位からの寄与も考慮して以下のよう
に計算する。

$$\bar{\chi} = \sum_j \bar{\chi}_{jL} + \sum_j \bar{\chi}_{jL-1} + \sum_j \bar{\chi}_{jL+1} \cdots \cdots \cdots (3) \text{式}$$

ここで、

j : 大気安定度 (A~F)

L : 計算地点を含む方位

計算結果を表 2.11-11 に示す。これに Cs-134 及び Cs-137 の推定放出量を乗じた結果を表 2.11-12 及び表 2.11-13 に示す。1~4 号機合計の濃度が最大となるのは、1, 2 号機共用排気筒の南方位約 1,340m の敷地境界で、Cs-134 が約 5.0×10^{-10} Bq/cm³, Cs-137 が約 5.0×10^{-9} Bq/cm³ である。

2. 単位放出率あたりの実効線量

建屋から放出された放射性雲による計算地点における空気カーマ率は、「評価指針」に基づき(4)式により計算する。

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

ここで、

D : 計算地点(x, y, 0)における空気カーマ率 (μ Gy/h)

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

E : γ 線の実効エネルギー (MeV/dis)

μ_{en} : 空気に対する γ 線の線エネルギー吸収係数 (m^{-1})

μ : 空気に対する γ 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)

$B(\mu r)$: 空気に対する γ 線の再生係数で、次式から求める。

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

ただし、 μ_{en} , μ , α , β , γ については、0.5MeV の γ 線に対する

値を用い、以下のとおりとする。

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

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

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

計算地点における単位放出率当たりの年間の実効線量は、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 γ 線からの空気カーマを合計して、「評価指針」に基づく次の(5)式により計算する。

$$H_{\gamma} = K_2 \cdot f_h \cdot f_o (\bar{D}_L + \bar{D}_{L-1} + \bar{D}_{L+1}) \dots \dots \dots (5) \text{式}$$

ここで、

H_{γ} : 計算地点における実効線量 (μ Sv/年)

K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 (μ Sv/ μ Gy)

f_h : 家屋の遮蔽係数 (—)

f_o : 居住係数 (—)

$\bar{D}_L, \bar{D}_{L-1}, \bar{D}_{L+1}$: 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 γ 線による空気カーマ (μ Gy/年)。これらは、(4) 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。

計算結果を表 2.11-14 及び表 2.11-15 に示す。

(実施計画 : III-3-2-2-1-4~6)

表 2.11-11 単位放出率あたりの年間平均濃度 ((Bq/cm³)/(Bq/s))

放出位置 評価位置	1号原子炉建屋	2号原子炉建屋	3号原子炉建屋	4号原子炉建屋
S	約 2.9×10^{-12}	約 3.3×10^{-12}	約 3.9×10^{-12}	約 4.8×10^{-12}
SSW	約 1.7×10^{-12}	約 2.0×10^{-12}	約 2.4×10^{-12}	約 2.0×10^{-12}
SW	約 1.2×10^{-12}	約 1.4×10^{-12}	約 1.6×10^{-12}	約 1.8×10^{-12}
WSW	約 8.9×10^{-13}	約 9.5×10^{-13}	約 9.9×10^{-13}	約 4.9×10^{-13}
W	約 4.2×10^{-13}	約 4.3×10^{-13}	約 4.2×10^{-13}	約 6.8×10^{-13}
WNW	約 8.3×10^{-13}	約 8.0×10^{-13}	約 7.4×10^{-13}	約 8.3×10^{-13}
NW	約 1.5×10^{-12}	約 1.4×10^{-12}	約 1.2×10^{-12}	約 1.0×10^{-12}
NNW	約 4.9×10^{-13}	約 4.6×10^{-13}	約 4.1×10^{-13}	約 3.8×10^{-13}
N	約 9.3×10^{-13}	約 8.6×10^{-13}	約 7.8×10^{-13}	約 7.1×10^{-13}
S方向沿岸部	約 2.7×10^{-12}	約 3.0×10^{-12}	約 3.6×10^{-12}	約 4.3×10^{-12}

表 2.11-12 Cs-134 の年間平均濃度 (Bq/cm³)

放出位置 評価位置	1号 原子炉建屋	2号 原子炉建屋	3号 原子炉建屋	4号 原子炉建屋	合計
S	約 1.4×10 ⁻¹⁰	約 3.1×10 ⁻¹¹	約 2.8×10 ⁻¹⁰	約 5.7×10 ⁻¹¹	約 5.0×10 ⁻¹⁰
SSW	約 8.0×10 ⁻¹¹	約 1.8×10 ⁻¹¹	約 1.7×10 ⁻¹⁰	約 2.3×10 ⁻¹¹	約 2.9×10 ⁻¹⁰
SW	約 5.7×10 ⁻¹¹	約 1.3×10 ⁻¹¹	約 1.1×10 ⁻¹⁰	約 2.2×10 ⁻¹¹	約 2.0×10 ⁻¹⁰
WSW	約 4.2×10 ⁻¹¹	約 8.9×10 ⁻¹²	約 7.0×10 ⁻¹¹	約 5.8×10 ⁻¹²	約 1.3×10 ⁻¹⁰
W	約 2.0×10 ⁻¹¹	約 4.1×10 ⁻¹²	約 3.0×10 ⁻¹¹	約 8.2×10 ⁻¹²	約 6.2×10 ⁻¹¹
WNW	約 3.9×10 ⁻¹¹	約 7.5×10 ⁻¹²	約 5.2×10 ⁻¹¹	約 9.9×10 ⁻¹²	約 1.1×10 ⁻¹⁰
NW	約 7.0×10 ⁻¹¹	約 1.3×10 ⁻¹¹	約 8.3×10 ⁻¹¹	約 1.2×10 ⁻¹¹	約 1.8×10 ⁻¹⁰
NNW	約 2.3×10 ⁻¹¹	約 4.3×10 ⁻¹²	約 2.9×10 ⁻¹¹	約 4.5×10 ⁻¹²	約 6.1×10 ⁻¹¹
N	約 4.4×10 ⁻¹¹	約 8.1×10 ⁻¹²	約 5.5×10 ⁻¹¹	約 8.5×10 ⁻¹²	約 1.2×10 ⁻¹⁰
S 方向沿岸部	約 1.3×10 ⁻¹⁰	約 2.9×10 ⁻¹¹	約 2.6×10 ⁻¹⁰	約 5.2×10 ⁻¹¹	約 4.6×10 ⁻¹⁰

表 2.11-13 Cs-137 の年間平均濃度 (Bq/cm³)

放出位置 評価位置	1号 原子炉建屋	2号 原子炉建屋	3号 原子炉建屋	4号 原子炉建屋	合計
S	約 1.4×10 ⁻⁹	約 3.1×10 ⁻¹⁰	約 2.8×10 ⁻⁹	約 5.7×10 ⁻¹⁰	約 5.0×10 ⁻⁹
SSW	約 8.0×10 ⁻¹⁰	約 1.8×10 ⁻¹⁰	約 1.7×10 ⁻⁹	約 2.3×10 ⁻¹⁰	約 2.9×10 ⁻⁹
SW	約 5.7×10 ⁻¹⁰	約 1.3×10 ⁻¹⁰	約 1.1×10 ⁻⁹	約 2.2×10 ⁻¹⁰	約 2.0×10 ⁻⁹
WSW	約 4.2×10 ⁻¹⁰	約 8.9×10 ⁻¹¹	約 7.0×10 ⁻¹⁰	約 5.8×10 ⁻¹¹	約 1.3×10 ⁻⁹
W	約 2.0×10 ⁻¹⁰	約 4.1×10 ⁻¹¹	約 3.0×10 ⁻¹⁰	約 8.2×10 ⁻¹¹	約 6.2×10 ⁻¹⁰
WNW	約 3.9×10 ⁻¹⁰	約 7.5×10 ⁻¹¹	約 5.2×10 ⁻¹⁰	約 9.9×10 ⁻¹¹	約 1.1×10 ⁻⁹
NW	約 7.0×10 ⁻¹⁰	約 1.3×10 ⁻¹⁰	約 8.3×10 ⁻¹⁰	約 1.2×10 ⁻¹⁰	約 1.8×10 ⁻⁹
NNW	約 2.3×10 ⁻¹⁰	約 4.3×10 ⁻¹¹	約 2.9×10 ⁻¹⁰	約 4.5×10 ⁻¹¹	約 6.1×10 ⁻¹⁰
N	約 4.4×10 ⁻¹⁰	約 8.1×10 ⁻¹¹	約 5.5×10 ⁻¹⁰	約 8.5×10 ⁻¹¹	約 1.2×10 ⁻⁹
S 方向沿岸部	約 1.3×10 ⁻⁹	約 2.9×10 ⁻¹⁰	約 2.6×10 ⁻⁹	約 5.2×10 ⁻¹⁰	約 4.6×10 ⁻⁹

表 2.11-14 Cs-134 の単位放出率あたりの実効線量 ((μ Sv/年)/(Bq/s))

放出位置 評価位置	1号原子炉建屋	2号原子炉建屋	3号原子炉建屋	4号原子炉建屋
S	約 2.4×10^{-6}	約 2.6×10^{-6}	約 3.0×10^{-6}	約 3.4×10^{-6}
SSW	約 1.5×10^{-6}	約 1.6×10^{-6}	約 1.8×10^{-6}	約 2.0×10^{-6}
SW	約 1.1×10^{-6}	約 1.2×10^{-6}	約 1.3×10^{-6}	約 1.5×10^{-6}
WSW	約 8.3×10^{-7}	約 8.1×10^{-7}	約 7.5×10^{-7}	約 6.6×10^{-7}
W	約 4.8×10^{-7}	約 4.9×10^{-7}	約 5.3×10^{-7}	約 5.7×10^{-7}
WNW	約 7.4×10^{-7}	約 7.6×10^{-7}	約 7.5×10^{-7}	約 7.3×10^{-7}
NW	約 1.3×10^{-6}	約 1.2×10^{-6}	約 1.1×10^{-6}	約 9.9×10^{-7}
NNW	約 5.6×10^{-7}	約 5.3×10^{-7}	約 5.0×10^{-7}	約 4.7×10^{-7}
N	約 8.8×10^{-7}	約 8.3×10^{-7}	約 7.7×10^{-7}	約 7.1×10^{-7}
S 方向沿岸部	約 2.5×10^{-6}	約 2.8×10^{-6}	約 3.2×10^{-6}	約 3.7×10^{-6}

表 2.11-15 Cs-137 の単位放出率あたりの実効線量 ((μ Sv/年)/(Bq/s))

放出位置 評価位置	1号原子炉建屋	2号原子炉建屋	3号原子炉建屋	4号原子炉建屋
S	約 9.0×10^{-7}	約 1.0×10^{-6}	約 1.0×10^{-6}	約 1.3×10^{-6}
SSW	約 5.7×10^{-7}	約 6.2×10^{-7}	約 6.9×10^{-7}	約 7.6×10^{-7}
SW	約 4.2×10^{-7}	約 4.6×10^{-7}	約 5.1×10^{-7}	約 5.6×10^{-7}
WSW	約 3.2×10^{-7}	約 3.1×10^{-7}	約 2.9×10^{-7}	約 2.5×10^{-7}
W	約 1.8×10^{-7}	約 1.9×10^{-7}	約 2.0×10^{-7}	約 2.2×10^{-7}
WNW	約 2.9×10^{-7}	約 2.9×10^{-7}	約 2.9×10^{-7}	約 2.8×10^{-7}
NW	約 4.9×10^{-7}	約 4.7×10^{-7}	約 4.2×10^{-7}	約 3.8×10^{-7}
NNW	約 2.1×10^{-7}	約 2.0×10^{-7}	約 1.9×10^{-7}	約 1.8×10^{-7}
N	約 3.4×10^{-7}	約 3.2×10^{-7}	約 3.0×10^{-7}	約 2.7×10^{-7}
S 方向沿岸部	約 9.7×10^{-7}	約 1.1×10^{-6}	約 1.2×10^{-6}	約 1.4×10^{-6}

○ 年間実効線量の計算

1. 放射性雲からの γ 線に起因する実効線量

放射性雲からの γ 線に起因する実効線量は、核種毎の推定放出量に上記の単位放出率あたりの実効線量を乗じ求める。計算結果を表 2.11-16 及び表 2.11-17 に示す。

計算の結果、放射性雲からの γ 線に起因する実効線量は南方向沿岸部で最大となり、年間約 2.0×10^{-6} mSv である。

表 2.11-16 Cs-134 の放射性雲からの γ 線に起因する実効線量 (μ Sv/年)

放出位置 評価位置	1号 原子炉建屋	2号 原子炉建屋	3号 原子炉建屋	4号 原子炉建屋	合計
S	約 1.1×10^{-4}	約 2.4×10^{-5}	約 2.1×10^{-4}	約 4.1×10^{-5}	約 3.9×10^{-4}
SSW	約 7.0×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}	約 1.3×10^{-4}	約 2.4×10^{-5}	約 2.4×10^{-4}
SW	約 5.1×10^{-5}	約 1.1×10^{-5}	約 9.5×10^{-5}	約 1.8×10^{-5}	約 1.7×10^{-4}
WSW	約 3.9×10^{-5}	約 7.6×10^{-6}	約 5.3×10^{-5}	約 7.9×10^{-6}	約 1.1×10^{-4}
W	約 2.2×10^{-5}	約 4.6×10^{-6}	約 3.8×10^{-5}	約 6.8×10^{-6}	約 7.2×10^{-5}
WNW	約 3.5×10^{-5}	約 7.2×10^{-6}	約 5.3×10^{-5}	約 8.8×10^{-6}	約 1.0×10^{-4}
NW	約 6.0×10^{-5}	約 1.2×10^{-5}	約 7.8×10^{-5}	約 1.2×10^{-5}	約 1.6×10^{-4}
NNW	約 2.6×10^{-5}	約 5.0×10^{-6}	約 3.5×10^{-5}	約 5.7×10^{-6}	約 7.2×10^{-5}
N	約 4.1×10^{-5}	約 7.8×10^{-6}	約 5.5×10^{-5}	約 8.5×10^{-6}	約 1.1×10^{-4}
S 方向沿岸部	約 1.2×10^{-4}	約 2.6×10^{-5}	約 2.3×10^{-4}	約 4.5×10^{-5}	約 4.2×10^{-4}

表 2.11-17 Cs-137 の放射性雲からの γ 線に起因する実効線量 (μ Sv/年)

放出位置 評価位置	1号 原子炉建屋	2号 原子炉建屋	3号 原子炉建屋	4号 原子炉建屋	合計
S	約 4.2×10^{-4}	約 9.4×10^{-5}	約 8.0×10^{-4}	約 1.6×10^{-4}	約 1.5×10^{-3}
SSW	約 2.7×10^{-4}	約 5.8×10^{-5}	約 4.9×10^{-4}	約 9.1×10^{-5}	約 9.0×10^{-4}
SW	約 2.0×10^{-4}	約 4.3×10^{-5}	約 3.6×10^{-4}	約 6.8×10^{-5}	約 6.7×10^{-4}
WSW	約 1.5×10^{-4}	約 2.9×10^{-5}	約 2.0×10^{-4}	約 3.1×10^{-5}	約 4.1×10^{-4}
W	約 8.6×10^{-5}	約 1.8×10^{-5}	約 1.5×10^{-4}	約 2.6×10^{-5}	約 2.7×10^{-4}
WNW	約 1.3×10^{-4}	約 2.8×10^{-5}	約 2.0×10^{-4}	約 3.4×10^{-5}	約 4.0×10^{-4}
NW	約 2.3×10^{-4}	約 4.4×10^{-5}	約 3.0×10^{-4}	約 4.6×10^{-5}	約 6.2×10^{-4}
NNW	約 1.0×10^{-4}	約 1.9×10^{-5}	約 1.4×10^{-4}	約 2.2×10^{-5}	約 2.8×10^{-4}
N	約 1.6×10^{-4}	約 3.0×10^{-5}	約 2.1×10^{-4}	約 3.3×10^{-5}	約 4.3×10^{-4}
S 方向沿岸部	約 4.6×10^{-4}	約 1.0×10^{-4}	約 8.7×10^{-4}	約 1.7×10^{-4}	約 1.6×10^{-3}

2. 地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

a. 計算方法

(ア) 実効線量

地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量は、(6)式で求める。

$$H_A = K(S_d + S_r) \cdot 8760 \cdot 10 \cdots \cdots \cdots (6) \text{式}$$

ただし、

H_A : 年間実効線量 (mSv/年)

K : 外部被ばく線量換算係数 $\left(\frac{\text{mSv/h}}{\text{kBq/m}^2}\right)$

S_d : 無降水期間における放射性物質の地表濃度 (Bq/cm²)

S_r : 降水期間における放射性物質の地表濃度 (Bq/cm²)

8760 : 年間時間数への換算係数 (h/年)

ここで、外部被ばく実効線量換算係数は、表 2. 11-18 に示すとおりである。

地面に沈着した放射性物質による実効線量は、既認可では「一般公衆の線量評価」の沈着評価モデルを参考に求めていたが、事故時の線量評価と同様に地表濃度に外部被ばく線量換算係数 (IAEA-TECDOC-1162) を乗じて求める方法に変更する。

表 2. 11-18 外部被ばく線量換算係数

元素	記号	単位	数値
Cs-134	K	(mSv/h) / (kBq/m ²)	5.4 × 10 ⁻⁶
Cs-137			2.1 × 10 ⁻⁶

(イ) 地表沈着量

無降水期間中及び降水期間中の地表面への放射性物質の沈着量は、下記のとおり求める。

i. 無降水期間における沈着量

無降水期間中は乾性沈着のみとなるため、(7)式で表せる。

$$S_d = \bar{x}_i \cdot V_g \frac{f_1}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} \cdot (1 - K_r) \cdots \cdots \cdots (7) \text{式}$$

ただし、

\bar{x}_i : 地上における年間平均濃度 (Bq/cm³)

V_g : 沈着速度 (cm/s)

λ_r : 物理的崩壊定数 (1/s)

- T_0 : 放射性物質の放出期間 (s)
- f_1 : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (－)
- K_r : 降水期間割合 (－)

ここで、 V_g は0.3cm/s、 T_0 は1年、 f_1 はフォールアウトの調査結果より平均値の0.5、 K_r は気象データより0.071とした。なお、降水期間割合(K_r)を0とすれば、「一般公衆の線量評価」と同じ評価式となる。

ii. 降水期間における沈着量

降水期間中は、乾性沈着及び湿性沈着が重なるため、(8)式で表せる。

$$S_r = \left\{ \bar{\chi}_i V_g + \Lambda \frac{Q}{2\pi x / 16 N_t} \sum_{s=A}^F \frac{1}{U_s} \right\} \frac{f_{1r}}{\lambda_r} (1 - \exp(-\lambda_r T_0)) K_r \dots \dots \dots (8) \text{式}$$

ただし、

- $\bar{\chi}_i$: 地上における年間平均濃度 (Bq/cm³)
- V_g : 沈着速度 (cm/s)
- Λ : 降水による洗浄係数 (1/s) で、以下の式により求める。
 $\Lambda = 1.2 \times 10^{-4} \cdot I^{0.5}$
 ここで、降水強度 I (mm/h) は、気象データより、2.18mm/h とする。
- Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s)
- x : 放出点から計算地点までの距離 (cm)
- $\frac{1}{U_s}$: 大気安定度別の風速逆数の総和 (cm/s)
- N_t : 1年間の総観測回数 (8760)
- λ_r : 物理的崩壊定数 (1/s)
- T_0 : 放射性物質の放出期間 (s)
- f_{1r} : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (－)
 降水時は地表面に全て残存すると仮定し、1.0とする。
- K_r : 降水期間割合 (－)

既認可の降水期間中の沈着量は、空气中放射性物質濃度の鉛直方向積分値を大気安定度出現回数で平均したパラメータ (L) を用いて次式により求めていた。これは、大気安定度の出現回数の影響が大きく、一旦大気中拡散した放射性物質のうち評価地点に到達した量を再集約する分り難いモデルである。

このため、「気象指針」の長期間の評価に用いる式を参考に評価地点に放射性物質が全量沈着するとした単純なモデルで計算する(8式)に変更する。

$$S_r = \bar{x}_i \cdot (V_g + \Lambda \cdot L) \frac{f_{1r}}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} K_r$$

$$L = \sum_{s=A}^F \left(\frac{N_{ds}}{\sum_{s=A}^F N_{ds}} \frac{\sigma_{z,s}}{2} \sqrt{2\pi} \right)$$

ここで、

- L : 空气中放射性物質濃度の鉛直方向積分値の風向別大気安定度出現回数による平均 (cm)
- N_{ds} : 風向別大気安定度出現回数 (-)
- σ_{z,s} : 濃度分布の z 方向の拡がりのパラメータ (cm)

b. 計算結果

\bar{x}_i は表 2.11-12 及び表 2.11-13 に示す最大濃度の Cs-134 約 5.0×10^{-10} Bq/cm³, Cs-137 約 5.0×10^{-9} Bq/cm³ を用いる。計算の結果、地表に沈着した放射性物質からの γ 線による実効線量は、Cs-134 及び Cs-137 の合計で年間約 7.2×10^{-3} mSv である。

3. 吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量は、「評価指針」に基づき、次の計算式を用いる。

$$H_I = 365 \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \dots\dots\dots (9) \text{式}$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \bar{x}_i \dots\dots\dots (10) \text{式}$$

ここで、

- H_I : 吸入摂取による年間の実効線量 (μ Sv/年)
- 365 : 年間日数への換算係数 (d/年)
- K_{Ii} : 核種 i の吸入摂取による実効線量係数 (μ Sv/Bq)
- A_{Ii} : 核種 i の吸入による摂取率 (Bq/d)
- M_a : 呼吸率 (cm³/d)
- \bar{x}_i : 核種 i の年平均地上空气中濃度 (Bq/cm³)

\bar{x}_i は表 2.11-12 及び表 2.11-13 に示す最大濃度の Cs-134 約 5.0×10^{-10} Bq/cm³, Cs-137 約 5.0×10^{-9} Bq/cm³ を用いる。

吸入摂取による実効線量係数については、既認可では「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」の別表第一に示される値を用いていたが、事故時の線量評価と合わせて「平常時モニタリングについて」（原子力規制庁）で採用されている ICRP-Pub. 72（以下「Pub. 72」という。）の値に変更する（表 2.11-19 参照）。

計算の結果、吸入摂取による実効線量は、Cs-134 及び Cs-137 の合計で年間約 1.7×10^{-3} mSv である。

なお、吸入摂取の被ばく経路には地表に沈着した放射性物質の再浮遊に起因するものも存在するが、「一般公衆の線量評価」の再浮遊係数（ 10^{-8} cm⁻¹）を用いると再浮遊濃度は Cs-134 が約 2.7×10^{-11} Bq/cm³, Cs-137 が約 3.2×10^{-10} Bq/cm³ 程度であり、被ばく評価全体への寄与は小さい。

表 2.11-19 実効線量係数

元素	吸入摂取 (μ Sv/Bq)	経口摂取 (μ Sv/Bq)
Cs-134	2.0×10^{-2}	1.9×10^{-2}
Cs-137	3.9×10^{-2}	1.3×10^{-2}

4. 5号機及び6号機の寄与

5号機及び6号機は2014年1月31日に廃止後、1～4号機の廃炉関連作業エリアに供されており、Cs-134及びCs-137を評価対象とする。

別紙-3に示す推定放出量並びに上記の実効線量の計算方法により求めた放射性雲からの γ 線による実効線量、地表に沈着した放射性物質による実効線量及び吸入摂取による実効線量は、1, 2号機共用排気筒の北方位で最大となり、それぞれ年間約 6.0×10^{-9} mSv, 年間約 1.2×10^{-5} mSv, 年間約 1.0×10^{-6} mSv である。

上記の線量評価に用いた推定放出量は「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」（以下「測定指針」という。）の粒子状物質の測定下限濃度（ 4×10^{-9} Bq/cm³）に安全係数（10）を乗じ Cs-137 濃度とし求めているが、実際の放出実績は検出下限値以下であり、5号機及び6号機からの追加的放出による敷地境界線量への寄与は極めて小さいと評価している。

5. 計算結果

大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量は、最大で年間約 $8.8 \times 10^{-3} \text{mSv}$ である。

(実施計画：Ⅲ-3-2-2-1-6～9)

推定放出量の設定根拠

1. 1～4号機

1～4号機については，原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの追加的放出は，極めて少ないと考えられるため，1～4号機原子炉建屋上部におけるサンプリング結果から検出されているCs-134及びCs-137を評価対象とし，建屋開口部等における放射性物質濃度及び空気流量等の測定結果並びに停止後の経過年数を考慮して評価した1～4号機原子炉建屋からの推定放出量を表2.11-20に示す。なお，これまでの放出量の推移を図2.11-2に示す。

表 2.11-20 1～4号機の気体廃棄物の推定放出量

	Cs-134 (Bq/sec)	Cs-137 (Bq/sec)
1号機 原子炉建屋	4.7×10^1	4.7×10^2
2号機 原子炉建屋	9.4×10^0	9.4×10^1
3号機 原子炉建屋	7.1×10^1	7.1×10^2
4号機 原子炉建屋	1.2×10^1	1.2×10^2

(注) Cs-137は2014年2月時点の評価値と同じとした。

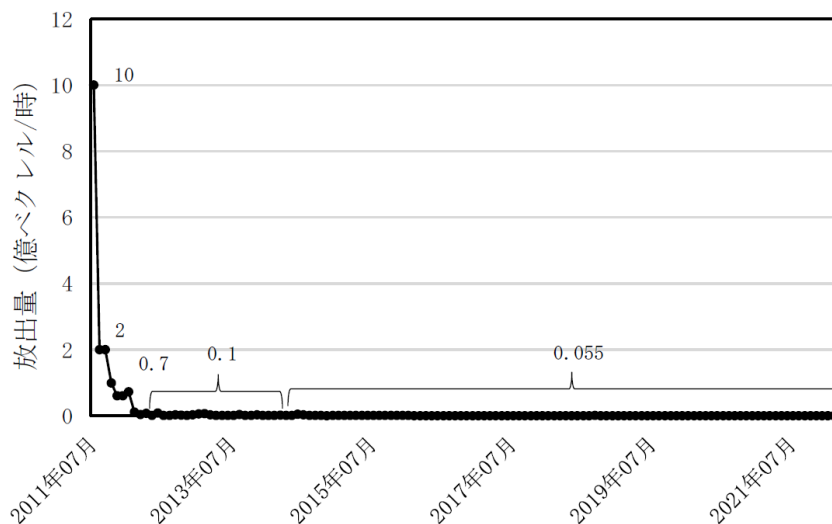


図 2.11-2 1～4号機原子炉建屋からの一時間当たりの放出量推移

(実施計画：Ⅲ-3-2-1-3-8)

2. 5, 6 号機

5, 6 号機については、廃止が決定しており、運転に伴う放射性の希ガス・よう素の放出はない。停止後 5, 6 号機共用排気筒の粒子状物質のサンプリング結果は、図 2. 11-3 に示すとおり、検出下限値未満で推移している。5, 6 号機各建屋では 1~4 号機で採取された試料の分析等が実施されていることから、1~4 号機と同様に Cs-134 及び Cs-137 を評価対象とし、5, 6 号機共用排気筒の排気風量、検出限界値及び停止後の経過年数を考慮して評価した推定放出量を表 2. 11-21 に示す。

表 2. 11-21 5, 6 号機の気体廃棄物の推定放出量*

	Cs-134 (Bq/sec)	Cs-137 (Bq/sec)
5, 6 号機共用排気筒	1.5×10^0	1.5×10^1

※：推定放出量＝推定放出濃度×排気筒風量

推定放出濃度は、「測定指針」に記載された粒子状物質の測定下限濃度 ($4 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$) に安全係数 (10) を乗じ Cs-137 濃度とした。Cs-134 濃度は、事故後の減衰を考慮して Cs-137 濃度の 1/10 を設定した。排気筒風量は、定格風量 (安全側に事故前の約 $3.8 \times 10^8 \text{cm}^3/\text{s}$) を設定した。

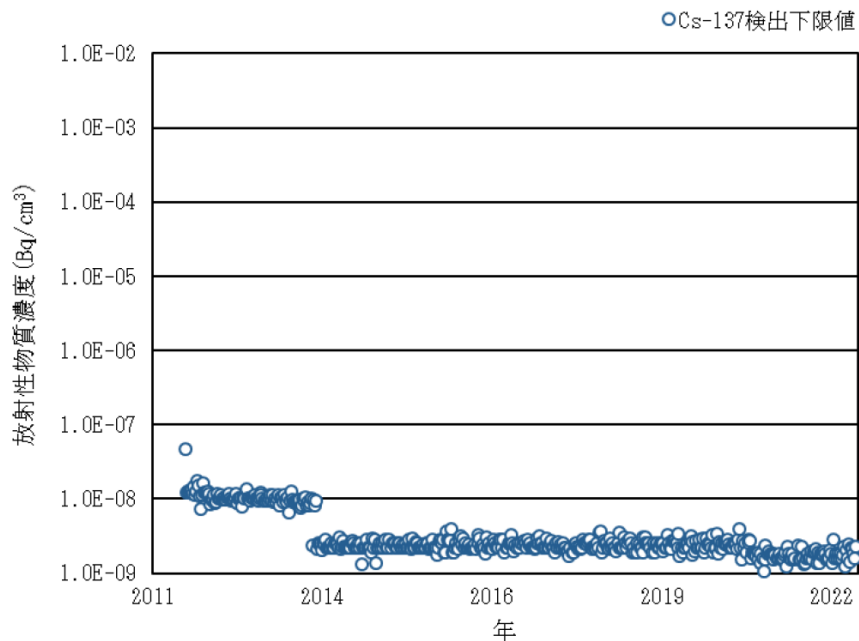


図 2. 11-3 5, 6 号機共用排気筒からの粒子状物質放出濃度推移

(実施計画：III-3-2-1-3-9)

2.14 設計上の考慮への適合性

2.14.2 自然現象に対する設計上の考慮 への適合性

措置を講ずべき事項

II. 設計，設備について措置を講ずべき事項

1 4. 設計上の考慮

○施設の設計については，安全上の重要度を考慮して以下に掲げる事項を適切に考慮されたものであること。

②自然現象に対する設計上の考慮

- ・安全機能を有する構築物，系統及び機器は，その安全機能の重要度及び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を考慮して，耐震設計上の区分がなされるとともに，適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計であること。

措置を講ずべき事項への適合方針

- 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，その安全機能の重要度及び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を考慮して，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。

【実施計画の関係箇所】

- ・ 実施計画 II 2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備 別冊 2 8 V
(2号機燃料取扱設備)
- ・ 実施計画 II 2.16.2 増設多核種除去設備 添付資料-3 別紙-2

対応方針

○ 実施事項

地震の影響による破損を想定した場合の周辺の公衆への被ばく影響について，2020年度の気象データから求めた相対線量及び相対濃度（別紙-1参照。ただし，増設多核種除去設備については簡易評価による相対濃度）を用いて再評価を行う。

標準気象の変更後においても「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）に基づき設定した既認可の耐震クラス分類を変更する必要がないことを確認する。

a. 2号機燃料取扱設備

○ 評価方法

評価を行う事故シナリオ及び実効線量の評価方法については既認可のとおり。

(参考) 事故シナリオ

- 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。

※ シナリオ①と②については同時に起こる。

(参考) 線量の評価方法 (シナリオ②, ③)

よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量、希ガスからの γ 線による外部被ばく実効線量及び希ガスからの β 線による外部被ばく実効線量を合算する。

○ 評価結果

① 使用済燃料プールライナーの破損

直接線及びスカイシャイン線による実効線量評価のため、評価値は既認可のとおり。

表 2.14.2-1 実効線量の評価値

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

② 使用済燃料プール内の燃料破損

敷地境界外の実効線量を評価した結果は下表のとおり。

表 2.14.2-2 実効線量の評価値

実効線量 (小児)	実効線量 (成人)
約 3.5×10^{-1} mSv	約 4.0×10^{-1} mSv

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、①と②に示す評価結果を合算し、約 4.1×10^{-1} mSv となる。

③ 構内用輸送容器の落下

敷地境界外の実効線量を評価した結果は下表のとおり。

表 2.14.2-3 実効線量の評価値

実効線量 (小児)	実効線量 (成人)
約 5.5×10^{-3} mSv	約 6.2×10^{-3} mSv

燃料取扱設備クレーンの使用済燃料プールへの落下並びに構内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。

(実施計画：別冊 28-V-114～122)

以上より、既認可の耐震クラス分類を変更する必要がないことを確認した。

b. 増設多核種除去設備

○ 評価方法

実効線量の評価方法については既認可のとおり。なお、Sr-90 の吸入摂取による実効線量係数については出典を ICRP-Pub. 68 から ICRP-Pub. 72 へ変更し、他の評価と統一を図る。

表 2.14.2-4 Sr-90 の吸入摂取による実効線量係数

	変更前	変更後
実効線量係数 (mSv/Bq)	7.7×10^{-5}	1.6×10^{-4}
出典	ICRP-Pub. 68	ICRP-Pub. 72

○ 評価結果

破損により漏出した放射性物質を敷地境界外の公衆が吸引摂取したときの実効線量は 0.22mSv 程度となるが、直接線及びスカイシャイン線による線量と合算した公衆の実効線量は 1.58mSv 程度であり、 $50 \mu\text{Sv} \sim 5\text{mSv}$ の範囲である。

(実施計画：II-2-16-2-添 3-70～71)

以上より、既認可の耐震クラス分類を変更する必要がないことを確認した。

措置を講ずべき事項

II. 設計，設備について措置を講ずべき事項

1 4. 設計上の考慮

○施設の設計については，安全上の重要度を考慮して以下に掲げる事項を適切に考慮されたものであること。

②自然現象に対する設計上の考慮

- ・安全機能を有する構築物，系統及び機器は，地震以外の想定される自然現象（津波，豪雨，台風，竜巻等）によって施設の安全性が損なわれない設計であること。重要度の特に高い安全機能を有する構築物，系統及び機器は，予想される自然現象のうち最も苛酷と考えられる条件，又は自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮した設計であること。

措置を講ずべき事項への適合方針

- 地震以外の想定される自然現象によって施設の安全性が損なわれない設計とし，事故により周辺の公衆に対して著しい被ばくリスクを与えないこと。

【実施計画の関係箇所】

- ・実施計画Ⅱ 2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備 添付資料－5
(原子炉注水の停止)
- ・実施計画Ⅱ 2.4 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備 添付資料－5
(臨界の発生)
- ・実施計画Ⅱ 2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備 添付資料3－3
(燃料集合体の落下)

対応方針

○ 実施事項

事故等により施設から放出される放射性物質による敷地境界周辺への影響について，2020年度の気象データから求めた相対線量及び相対濃度（別紙－1参照）を用いて再評価を行う。

標準気象の変更後においても「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全審査指針」という。）に示される発生事故当たり5mSvを超えないことを確認する。

a. 原子炉压力容器・格納容器注水設備（原子炉注水の停止）

○ 評価方法

実効線量の評価方法については既認可のとおり。

(参考) 線量の評価方法

- ・放射性雲のセシウムからの γ 線による外部被ばく実効線量

$$H_{\gamma} = K \cdot E_{\gamma} / 0.5 \cdot D / Q \cdot Q_{Cs} \cdot 1000$$

H_{γ} : 放射性雲のセシウムからの γ 線による外部被ばく実効線量[mSv]

K : 空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy]

E_{γ} : γ 線の実効エネルギー[MeV]

D/Q : 相対線量[Gy/Bq]

Q_{Cs} : 事故期間中のセシウムの大気放出量[Bq]

- ・放射性雲のセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量

$$H_{Cs} = K_{in} \cdot R_1 \cdot \chi / Q \cdot Q_{Cs}$$

H_{Cs} : 放射性雲のセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量[mSv]

K_{in} : 内部被ばく実効線量係数[mSv/Bq]

R_1 : 呼吸率[m³/s]

χ/Q : 相対濃度[s/m³]

- ・地表沈着したセシウムからの γ 線による外部被ばく実効線量

$$G_{ex} = K_{ex} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot Q_{Cs} \cdot T \cdot 1000$$

G_{ex} : 地表沈着したセシウムからの γ 線による外部被ばく実効線量[mSv]

K_{ex} : 外部被ばく実効線量換算係数[(Sv/s)/(Bq/m²)]

V : 沈降速度[m/s]

f : 残存割合[-]

T : 被ばく時間[s]

- ・地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量

$$G_{in} = R_2 \cdot K_{in} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_{Cs} \cdot T$$

G_{in} : 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量[mSv]

R_2 : 呼吸率[m³/s]

F : 再浮遊率[m⁻¹]

(実施計画: II-2-1-添 5-4~5)

○ 評価結果

敷地境界での年間の実効線量の再評価結果は、過渡相当事象（注水停止 1 時間）で約 2.9×10^{-6} mSv、事故相当事象（注水停止 7 時間）で約 1.4×10^{-5} mSv であり、再評価後も 5mSv 未満であることから、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

想定を大きく超える、シビアアクシデント相当事象（注水停止 12 時間）における敷地境界での年間の実効線量は約 6.6×10^{-5} mSv であり、3 プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合は約 2.0×10^{-4} mSv である。また、特定原子力施設から 5km、10km 地点での年間の実効線量は、3 プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合でそれぞれ約 2.1×10^{-5} mSv、 7.6×10^{-6} mSv であり、再評価後も 5mSv を超えないことから、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

(実施計画：I-2-3-2-1, II-2-1-7)

b. 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備（臨界の発生）

○ 評価方法

実効線量の評価方法については既認可のとおり。

(参考) 線量の評価方法

放射性雲の希ガスからの γ 線による外部被ばく実効線量

$$H_{\gamma} = K \cdot E_{\gamma} / 0.5 \cdot D / Q \cdot Q$$

H_{γ} : 希ガスからの γ 線による外部被ばく実効線量 (Sv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1Sv/Gy)

E_{γ} : γ 線の実効エネルギー (MeV)

D/Q : 相対線量 (1号機： 6.1×10^{-19} Sv/Bq, 3号機： 7.3×10^{-19} Sv/Bq)

Q : 核分裂生成希ガスの大気放出量 (Bq)

放射性雲のよう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量

$$H_I = K_{in} \cdot R \cdot \chi / Q \cdot Q_I$$

H_I : よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量 (Sv)

K_{in} : I-131 の吸入摂取による小児の実効線量係数 (1.6×10^{-7} Sv/Bq)

R : 小児の呼吸率 (活動時： 8.61×10^{-5} m³/s)

χ/Q : 相対濃度 (1号機： 6.0×10^{-5} s/m³, 3号機： 8.1×10^{-5} s/m³)

Q_I : よう素の大気放出量 (I-131 等価量) (Bq)

(実施計画：II-2-4-添 5-3)

○ 評価結果

敷地境界の実効線量を評価した結果は、1号機で約 $6.4 \times 10^{-2} \text{mSv}$ 、2/3号機で約 $6.9 \times 10^{-2} \text{mSv}$ であり、再評価後も 5mSv を超えないことから、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと考えられる。

また、放出量が多い1号機の特定原子力施設からの距離が 5km 及び 10km における評価結果は、それぞれ約 $1.2 \times 10^{-2} \text{mSv}$ 、約 $4.7 \times 10^{-3} \text{mSv}$ となる。

(実施計画：II-2-4-添5-3)

c. 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備（燃料集合体の落下）

○ 評価方法

実効線量の評価方法については既認可のとおり。なお、相対線量及び相対濃度については、表 2.14.2-5 に示す値を用いた。(2,3号機については別紙-1に記載される値。4号機については別紙-1と同様の計算方法により算出)。

表 2.14.2-5 相対濃度及び相対線量

	相対濃度 (s/m^3)	相対線量 (Gy/Bq)
2号機	6.9×10^{-5}	6.6×10^{-19}
3号機	8.1×10^{-5}	7.3×10^{-19}
4号機	9.7×10^{-5}	8.2×10^{-19}

(参考) 線量の評価方法

- ・ よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I$$

ここで、

H_I : よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量 (Sv)

R : 呼吸率 (m^3/s)

「安全審査指針」の活動中の呼吸率 (小児： $0.31 \text{m}^3/\text{h}$ ，成人： $1.2 \text{m}^3/\text{h}$) を秒当たりに換算して用いる。

H_∞ : よう素 (I-131) を 1Bq 吸入した場合の実効線量

(I-131, 小児： $1.6 \times 10^{-7} \text{Sv}/\text{Bq}$ ，成人： $2.0 \times 10^{-8} \text{Sv}/\text{Bq}$)

χ / Q : 相対濃度 (s/m^3)

Q_I : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)

- ・希ガスからの γ 線による外部被ばく実効線量

$$H_{\gamma} = K \cdot D / Q \cdot Q_{\gamma}$$

ここで、

- H_{γ} : 希ガスからの γ 線による外部被ばく実効線量 (Sv)
- K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 ($K = 1\text{Sv/Gy}$)
- D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)
- Q_{γ} : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq)
(γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

- ・希ガスからの β 線による外部被ばく実効線量

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

ここで、

- H_{β} : 希ガスからの β 線による外部被ばく実効線量 (Sv)
- χ / Q : 相対濃度 (s/m^3)
- Q_{β} : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq)
- E_{β} : β 線のエネルギー (MeV) (0.251MeV Kr-85 実効エネルギー)
- W_{TS} : 皮膚の組織荷重係数は ICRP Publication. 60 の値を用いる。
(0.01)

○ 評価結果

2～4号機について実効線量を評価した結果は下表のとおりであり、再評価後も5mSvを超えないことから、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくリスクを与えることはない。

表 2.14.2-6 実効線量の評価結果

	実効線量 (小児)	実効線量 (成人)
2号機	約 $1.6 \times 10^{-3}\text{mSv}$	約 $1.6 \times 10^{-3}\text{mSv}$
3号機	約 $1.8 \times 10^{-3}\text{mSv}$	約 $1.8 \times 10^{-3}\text{mSv}$
4号機	約 $2.1 \times 10^{-3}\text{mSv}$	約 $2.1 \times 10^{-3}\text{mSv}$

(実施計画：II-2-11-添 3-3-1～10)

相対濃度及び相対線量の計算方法

事故時に放出される放射性物質が、敷地周辺の公衆に及ぼす影響を評価するに当たって、放射性物質の拡散状態を推定するために必要な気象条件については、敷地における出現頻度からみて、これより悪い条件がめったに現れないと言えるものを選ばなければならない。

そこで、「気象指針」に基づき、線量評価に用いる放射性物質の相対濃度（以下「 χ/Q 」という。）を求めた。すなわち、(1)式に示すように風向、風速、大気安定度及び実効放出継続時間を考慮した χ/Q を陸側方位について求め、方位別にその値の小さい方からの累積度数を年間のデータ数に対する出現頻度(%)として表わすことにする。横軸に χ/Q を、縦軸に累積出現頻度をとり、着目方位ごとに χ/Q の累積出現頻度分布を書き、この分布から、累積出現頻度が97%に当たる χ/Q を方位別に求め、そのうち最大のものを線量評価に用いる χ/Q とする。ここで、気象データは、地表付近の風を代表する標高46m（地上高10m）における2020年4月から2021年3月までの1年間の観測データを使用した。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot \delta_i \quad \dots\dots\dots (1) \text{式}$$

ここで、

- χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度(s/m^3)
 T : 実効放出継続時間(h)
 $(\chi/Q)_i$: 時刻*i*における相対濃度(s/m^3)
 δ_i : 時刻*i*において風向が当該方位にあるとき、 $\delta_i = 1$
 時刻*i*において風向が他の方位にあるとき、 $\delta_i = 0$

$(\chi/Q)_i$ の計算に当たっては、短時間放出の場合、方位内で風向軸が一定として(2)式で計算する。

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i} \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right) \cdot \dots\dots\dots (2) \text{式}$$

ここで、

- σ_{yi} : 時刻*i*における濃度分布の水平方向の拡がりのパラメータ(m)
 σ_{zi} : 時刻*i*における濃度分布の高さ方向の拡がりのパラメータ(m)
 U_i : 時刻*i*における風速(m/s)
 H : 放出源の有効高さ(m)

方位別 χ/Q の累積出現頻度を求めるとき、静穏の場合には風速を0.5m/sとして計算し、その風向は静穏出現前の風向を使用する。

実効放出継続時間、放出源の有効高さ及び計算地点までの距離は、福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類六の主蒸気管破断事故と同様とした。すなわち、実効放出継

続時間は1時間、放出源の有効高さは0m(地上放散)、計算地点までの距離は敷地境界についてはタービン建屋から周辺監視区域境界までの距離、5km,10kmとした。

また、放射性雲からの γ 線による空気カーマについては、 χ/Q の代わりに空間濃度分布と γ 線による空気カーマ計算モデルを組み合わせた相対線量(以下「D/Q」という。)を χ/Q と同様な方法で求めて使用する。実効放出継続時間、放出源の有効高さは、 χ/Q 同様に設定する。

γ 線による空気カーマ計算には、「評価指針」に基づき、(3)式及び(4)式を使用する。

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

$$\chi(x', y', z') = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U} \cdot \exp\left(-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left(\exp\left\{-\frac{(z'-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z'+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\}\right) \quad \cdots (4) \text{ 式}$$

ここで、

- D : 計算地点(x, y, 0)における空気カーマ率 (μ Gy/h)
- K_1 : 空気カーマ率への換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}\right)$
- E : γ 線の実効エネルギー (MeV/dis)
- μ_{en} : 空気に対する γ 線の線エネルギー吸収係数 (m^{-1})
- μ : 空気に対する γ 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)
- $B(\mu r)$: 空気に対する γ 線の再生係数

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

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

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

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

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

Q : 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)

σ_y : 濃度分布のy'方向の拡がりのパラメータ (m)

σ_z : 濃度分布のz'方向の拡がりのパラメータ (m)

線量評価に使用する χ/Q 及び D/Q を表 2.14.2-7 に示す。

表 2.14.2-7 線量評価に使用する χ/Q 及び D/Q 並びに実効放出継続時間

	事故の種類	実効放出 継続時間	χ/Q (s/m ³)	D/Q (Gy/Bq)
1号機(敷地境界)	主蒸気管破断	1時間	6.0×10^{-5}	6.1×10^{-19}
2号機(敷地境界)			6.9×10^{-5}	6.6×10^{-19}
3号機(敷地境界)			8.1×10^{-5}	7.3×10^{-19}
5km 地点			8.6×10^{-6}	1.7×10^{-19}
10km 地点			3.1×10^{-6}	7.1×10^{-20}

(実施計画：II-2-1-添5-14～16)

3 章 特定原子力施設の保安のために措置 を講ずべき事項

3.1 特定原子力施設の保安のために措置 を講ずべき事項への適合性

措置を講ずべき事項

Ⅲ. 特定原子力施設の保安のために措置を講ずべき事項

運転管理、保守管理、放射線管理、放射性廃棄物管理、緊急時の措置、敷地内外の環境放射線モニタリング等適切な措置を講じることにより、「Ⅱ. 設計、設備について措置を講ずべき事項」の適切かつ確実な実施を確保し、かつ、作業員及び敷地内外の安全を確保すること。

特に、事故や災害時等における緊急時の措置については、緊急事態への対処に加え、関係機関への連絡通報体制や緊急時における医療体制の整備等を行うこと。

また、協力企業を含む社員や作業従事者に対する教育・訓練を的確に行い、その技量や能力の維持向上を図ること。

措置を講ずべき事項への適合方針

- 5, 6号機共用排気筒からの放射性気体廃棄物の放出に関して、運転管理、保守管理、放射線管理、放射性廃棄物管理、緊急時の措置、敷地内外の環境放射線モニタリング等適切な措置を講じることにより、「Ⅱ. 設計、設備について措置を講ずべき事項」の適切かつ確実な実施を確保し、作業員及び敷地内外の安全を確保する。

対応方針

○ 実施事項

5, 6号機共用排気筒からの放出に係る敷地境界線量について再評価を実施（「2.11 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護への適合性」を参照）し、無視できることを確認したことから、放射性気体廃棄物に関する放出管理目標値の適正化を行う。

【実施計画の関係箇所】

- ・ 実施計画Ⅲ 第2編 第9条 （原子炉主任技術者の職務等）
- ・ 実施計画Ⅲ 第2編 第89条 （放射性気体廃棄物の管理）
- ・ 実施計画Ⅲ 第2編 第121条 （報告）

○ 現在の放出管理目標値

運転中は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に示す線量目標値（ $50\mu\text{Sv}/\text{年}$ ）を満足することを確認するための評価に用いた希ガス及びよう素131の放出量を『放出管理目標値』として定めていた。

震災後に5, 6号機は運転を停止したが、実施計画の認可申請時は廃止が未定であったことから、運転中の希ガス及びよう素の放出量を想定した設置許可申請の線量評価を掲載し、評価に用いた放出量を『放出管理目標値』として実施計画Ⅲ 第2編第89条で定めた。

表 3.1-1 放射性気体廃棄物の放出管理目標値

種類	核種	設定値
放射性 気体廃棄物	希ガス	2.8×10^{15} (Bq/年)
	よう素 1 3 1	1.4×10^{11} (Bq/年)

○ 放出管理目標値の削除

5,6号機については、2014年1月31日に廃止を決定していること及び表3.1-2に示す5,6号機共用排気筒からの希ガス及びよう素の放出は2012年度以降ないことから、希ガス及びよう素131に係る放出管理目標値は設定しないものとする。

実施計画Ⅲ第2編第89条で規定される希ガス及びよう素131の放出管理目標値の削除に伴い、同9条及び121条に記載される報告・確認事項についても同様に放出管理目標値に係る記載が不要となる。

表 3.1-2 5,6号機共用排気筒からの放出実績

(単位：Bq/年)

年度	希ガス	よう素 1 3 1
2012	N. D.	N. D.
2013	N. D.	N. D.
2014	N. D.	N. D.
2015	N. D.	N. D.
2016	N. D.	N. D.
2017	N. D.	N. D.
2018	N. D.	N. D.
2019	N. D.	N. D.
2020	N. D.	N. D.
2021	N. D.	N. D.
2022	N. D.	N. D.

(注) N. D. は検出限界値未満

一方、5,6号機については、現在1~4号機の廃炉関連作業エリアに供されていることから評価対象核種を粒子状物質（Cs-134及びCs-137）とし、敷地境界線量を評価している。線量評価に用いた推定放出量は放出実績が検出下限値未満であるため、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」に記載された粒子状物質の測定下限濃度に余裕を見て推定しているが、5,6号機からの放出による敷地境界線量への寄与は極めて小さい。このため、Cs-134及びCs-137によるの放出管理の目標値の設定も不要である。

4 章 燃料デブリの取出し・廃炉のために 措置を講ずべき事項

4.1 燃料デブリの取出し・廃炉のために 措置を講ずべき事項への適合性

措置を講ずべき事項

V. 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項

- 燃料デブリなどを含む核燃料物質については、確実に臨界未満に維持し、原子炉格納容器の止水などの対策を講じた上で、安全に取り出し、飛散を防止し、適切に遮蔽、冷却及び貯蔵すること。
- 作業員及び敷地内外の安全の確保を図りつつ、1号炉から4号炉の廃炉をできる限り速やかにかつ安全に実現するために適切な措置を講じること。
- 上記に加えて、災害の防止等のために必要であると認めるときは、措置を講じること。

措置を講ずべき事項への適合方針

- 燃料デブリ取り出しに関わる作業により、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

【実施計画の関係箇所】

- ・ 実施計画V 添付資料－4
(原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放)
- ・ 実施計画V 添付資料－6 別添－6
(1号機原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放)
- ・ 実施計画V 添付資料－7 別添－8
(2号機原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放)
- ・ 実施計画V 添付資料－7 別添－9
(2号機アクセスルート構築)

対応方針

○ 実施事項

現時点で想定している燃料デブリ取り出しに関わる作業について、2020年度の気象データから求めた相対線量及び相対濃度（「2.14.2 自然現象に対する設計上の考慮への適合性 別紙－1」を参照）を用いて実効線量の再評価を行う。

標準気象の変更後においても「安全審査指針」に示される発生事故当たり5mSvを超えないことを確認する。

a. 原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放

新設の温度計の設置等に伴い事故後に施工した原子炉格納容器の貫通部等が開放し、PCV内の核分裂生成物を含む気体が環境中に放出された場合の実効線量を評価する。

○ 評価方法

実効線量の評価方法は既認可のとおり。なお、相対濃度及び相対線量については下表の値を用いる。

表 4.1-1 相対濃度及び相対線量

	敷地境界
相対濃度 [s/m ³]	8.1 × 10 ⁻⁵
相対線量 [Gy/Bq]	7.3 × 10 ⁻¹⁹

(参考) 線量の評価方法

- ・ 放射性雲のセシウムからの γ 線による外部被ばく実効線量

$$H_{\gamma} = K \cdot E_{\gamma} / 0.5 \cdot D / Q \cdot Q_{Cs} \cdot 1000$$

H_{γ} : 放射性雲のセシウムからの γ 線による外部被ばく実効線量 [mSv]

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 [Sv/Gy]

E_{γ} : γ 線の実効エネルギー [MeV]

D / Q : 相対線量 [Gy/Bq]

Q_{Cs} : セシウムの大気放出量 [Bq]

- ・ 放射性雲のセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量

$$H_{Cs} = K_{in} \cdot R_1 \cdot \chi / Q \cdot Q_{Cs}$$

H_{Cs} : 放射性雲のセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量 [mSv]

K_{in} : 内部被ばく実効線量係数 [mSv/Bq]

R_1 : 呼吸率 [m³/s]

χ / Q : 相対濃度 [s/m³]

- ・ 地表沈着したセシウムからの γ 線による外部被ばく実効線量

$$G_{ex} = K_{ex} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot Q_{Cs} \cdot T \cdot 1000$$

G_{ex} : 地表沈着したセシウムからの γ 線による外部被ばく実効線量 [mSv]

K_{ex} : 外部被ばく実効線量換算係数 [(Sv/s) / (Bq/m²)]

V : 沈降速度 [m/s]

f : 残存割合 [-]

T : 被ばく時間 [s]

- ・地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量

$$G_{in} = R_2 \cdot K_{in} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_{Cs} \cdot T$$

G_{in} : 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量[mSv]

R_2 : 呼吸率[m³/s]

F : 再浮遊率[m⁻¹]

○ 評価結果

本事象による敷地境界での実効線量について評価した結果は約 4.9×10^{-4} mSv であり、再評価後も 5mSv を超えないことから周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

(実施計画：V-添4-1～3)

b. 1号機原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放

1号機原子炉格納容器内部詳細調査に伴い、事故後に施工した原子炉格納容器の貫通部等が開放し、PCV内の核分裂生成物を含む気体が環境中に放出された場合の実効線量を評価する。

○ 線量評価

実効線量の評価方法は既認可のとおり。なお、相対濃度及び相対線量については下表の値を用いる。

表 4.1-2 相対濃度及び相対線量

	敷地境界
相対濃度 [s/m ³]	6.0×10^{-5}
相対線量 [Gy/Bq]	6.1×10^{-19}

(参考) 線量の評価方法

放射性雲のセシウムからの γ 線による外部被ばく実効線量、放射性雲のセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量、地表沈着したセシウムからの γ 線による外部被ばく実効線量及び地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量を合算する。

○ 評価結果

本事象による敷地境界での実効線量について評価した結果は約 6.5×10^{-5} mSv であり、再評価後も 5mSv を超えないことから周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

(実施計画：V-添6-12)

c. 2号機原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放

2号機原子炉格納容器内部詳細調査に伴い、事故後に施工した原子炉格納容器の貫通部等が開放し、PCV内の核分裂生成物を含む気体が環境中に放出された場合の実効線量を評価する。

○ 線量評価

実効線量の評価方法は既認可のとおり。なお、相対濃度及び相対線量については、下表の値を用いる。

表 4.1-3 相対濃度及び相対線量

	敷地境界
相対濃度 [s/m ³]	6.9×10^{-5}
相対線量 [Gy/Bq]	6.6×10^{-19}

(参考) 線量の評価方法

放射性雲のセシウムからの γ 線による外部被ばく実効線量，放射性雲のセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量，地表沈着したセシウムからの γ 線による外部被ばく実効線量及び地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量を合算する。

○ 評価結果

本事象による敷地境界での実効線量について評価した結果は約 1.7×10^{-4} mSv であり，再評価後も 5mSv を超えないことから周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

(実施計画：V-添-7-16)

d. 2号機アクセスルート構築

アクセスルート構築作業に伴い、PCV 内でダストが浮遊し PCV 内のダスト濃度が現状より上昇する可能性があることから、原子炉格納容器内窒素封入設備及び PCV ガス管理設備が稼働している通常時と、PCV バウンダリ施工箇所開放が生じる異常時における実効線量を評価する。

○ 線量評価

実効線量の評価方法は既認可のとおり。なお、異常時の相対濃度と相対線量については、下表の値を用いる。また、通常時の相対濃度と相対線量については、作業期間は月オーダーを要すると想定するため、年間5回の間欠放出として求めた値を用いる。

表 4.1-4 相対濃度及び相対線量

	通常時	異常時
相対濃度	$4.1 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$	$6.9 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$
相対線量	$3.5 \times 10^{-20} \text{ Gy/Bq}$	$6.6 \times 10^{-19} \text{ Gy/Bq}$

(参考) 線量の評価方法

放射性雲のセシウムからの γ 線による外部被ばく実効線量、放射性雲のセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量、地表沈着したセシウムからの γ 線による外部被ばく実効線量及び地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量を合算する。

○ 評価結果

本事象による敷地境界での実効線量について評価した結果は通常時約 $1.9 \times 10^{-3} \text{ mSv}$ 、異常時約 $4.5 \times 10^{-1} \text{ mSv}$ であり、再評価後も 5 mSv を超えないことから周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

(実施計画：V-添-7-27~28)

以上

『特定原子力施設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』 該当項目の整理表
 (案件：実効線量の評価に用いる気象条件、評価方法及び評価条件の変更に伴う敷地境界線量等の変更並びに放射性気体廃棄物の管理に関する変更)

目次	該当項目	理由
I 全体工程及びリスク評価について講ずべき事項	○	標準気象等の変更により、敷地境界における実効線量への影響を確認する必要があるため。
II 設計、設備について措置を講ずべき事項		
1 原子炉等の監視	—	RPV/PCV/SFP内の使用済み燃料等の監視に関する内容ではないため。
2 残留熱の除去	—	RPV/PCV内の燃料デブリ、SFP内の燃料体の残留熱除去に関する内容ではないため。
3 原子炉格納施設雰囲気等の監視等	—	PCV内の気体の監視等に関する内容ではないため。
4 不活性雰囲気等の維持	—	RPV/PCV内の可燃性ガスに関する内容ではないため。
5 燃料取出し及び取り出した燃料の適切な貯蔵・管理	—	燃料の適切な貯蔵・管理に関する内容ではないため。
6 電源の確保	—	特に高い安全機能や監視機能を有する構築物、系統及び機器に関する内容ではないため。
7 電源喪失に対する設計上の考慮	—	全交流電源喪失時に関する内容ではないため。
8 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理	—	放射性固体廃棄物の処理等に関する内容ではないため。
9 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理	—	放射性液体廃棄物の処理等に関する内容ではないため。
10 放射性気体廃棄物の処理・管理	○	標準気象等の変更により、敷地境界における放射性物質濃度への影響を確認する必要があるため。
11 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等	○	標準気象等の変更により、敷地境界における実効線量への影響を確認する必要があるため。
12 作業員の被ばく線量の管理等	—	作業員の被ばく線量の管理等に関する内容ではないため。
13 緊急時対策	—	緊急時の通信連絡手段や安全避難通路等に関する内容ではないため。
14 設計上の考慮		
① 準拠規格及び基準	—	準拠規格及び基準に関する内容ではないため。
② 自然現象に対する設計上の考慮	○	標準気象等の変更により、敷地境界における実効線量の影響を確認する必要があるため。
③ 外部人為事象に対する設計上の考慮	—	外部人為事象に対する設計上の考慮に関する内容ではないため。
④ 火災に対する設計上の考慮	—	火災に対する設計上の考慮に関する内容ではないため。
⑤ 環境条件に対する設計上の考慮	—	環境条件に対する設計上の考慮に関する内容ではないため。
⑥ 共用に対する設計上の考慮	—	共用に対する設計上の考慮に関する内容ではないため。
⑦ 運転員操作に対する設計上の考慮	—	運転員操作に対する設計上の考慮に関する内容ではないため。
⑧ 信頼性に対する設計上の考慮	—	信頼性に対する設計上の考慮に関する内容ではないため。
⑨ 検査可能性に対する設計上の考慮	—	検査可能性に対する設計上の考慮に関する内容ではないため。
15 その他措置を講ずべき事項	—	その他措置を講ずべき事項に関する内容ではないため。
III 特定原子力施設の保安のために措置を講ずべき事項	○	標準気象等の変更に合わせて5・6号機の放出管理に関する運用を変更する必要があるため。
IV 特定核燃料物質の防護	—	特定核燃料物質の防護に関する内容ではないため。
V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項	○	標準気象等の変更により、敷地境界における実効線量への影響を確認する必要があるため。
VI 実施計画を策定するにあたり考慮すべき事項	—	実施計画を策定するにあたり考慮すべき事項に関する内容ではないため。
VII 実施計画の実施に関する理解促進	—	実施計画の実施に関する理解促進に関する内容ではないため。
VIII 実施計画に係る検査の受検	—	実施計画に係る検査の受検に関する内容ではないため。