

『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：2号機燃料取り出し用構台設置に伴うランウェイガード挿入箇所の施工について)

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	○	本変更申請は、使用済燃料プール内の燃料取り出しに伴う作業であり、1Fのリスク低減に必要な作業であるため、該当する。
II 設計、設備について措置を講ずべき事項	—	(各項目参照)
1 原子炉等の監視	—	本変更申請は、RPV/PCV/SFP内の使用済燃料等の監視に関する内容ではないため、該当しない。
2 残留熱の除去	—	本変更申請は、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、該当しない。
3 原子炉格納施設雰囲気等の監視等	—	本変更申請は、PCV内の気体の監視等に関する内容ではないため、該当しない。
4 不活性雰囲気等の維持	—	本変更申請は、RPV/PCV内の可燃性ガスに関する内容ではないため、該当しない。
5 燃料取出し及び取り出した燃料の適切な貯蔵・管理	—	本変更申請は、燃料の適切な貯蔵・管理に関する内容ではないため、該当しない。
6 電源の確保	—	本変更申請は、特に高い安全機能や監視機能を有する構築物、系統及び機器ではないため、該当しない。
7 電源喪失に対する設計上の考慮	—	本変更申請は、全交流電源喪失時のRPV/PCV内やSFPへの冷却を確保し、かつ復旧するための手段ではないため、該当しない。
8 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理	○	本変更申請によって、放射性固体廃棄物が発生するため、該当する。
9 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理	—	本変更申請によって、放射性液体廃棄物は発生しないため、該当しない。
10 放射性気体廃棄物の処理・管理	○	本変更申請によって、放射性気体廃棄物が発生するため、該当する。
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	○	本変更申請によって、敷地境界における実効線量の影響有無を確認する必要があるため、該当する。
12 作業員の被ばく線量の管理等	○	本変更申請は、作業員の被ばく線量の管理等を実施する必要があるため、該当する。
13 緊急時対策	○	本変更申請は、作業時において、緊急時の通信連絡手段や安全避難通路等が、現在準備している施設、運用で問題ないことを確認する必要があるため、該当する。
14 設計上の考慮	—	(各項目参照)
① 準拠規格及び基準	○	本変更申請は、果たすべき安全機能の重要度を考慮して、適切と認められる規格及び基準によるものである必要があるため、該当する。
② 自然現象に対する設計上の考慮	○	本変更申請は、自然現象によって安全性が損なわれない必要があるため、該当する。なお、自然現象のうち地震における設計上の考慮については、原子炉建屋の外壁を一部撤去することから該当するが、「燃料取り出し用構台の変更認可申請（原規規発第2204221号）」にて、既に説明、認可を頂いている。
③ 外部人為事象に対する設計上の考慮	○	本変更申請は、想定される外部人為事象によって、施設の安全性を損なうことのない設計である必要があるため、該当する。
④ 火災に対する設計上の考慮	○	本変更申請は、火災により施設の安全性を損なわない設計である必要があるため、該当する。
⑤ 環境条件に対する設計上の考慮	—	本変更申請は、新たに設備を設置するものではないため、該当しない。
⑥ 共用に対する設計上の考慮	—	本変更申請は、複数の施設間での共用をしないため、該当しない。
⑦ 運転員操作に対する設計上の考慮	—	本変更申請は、新たに設備を設置するものではないため、該当しない。
⑧ 信頼性に対する設計上の考慮	—	本変更申請は、新たに設備を設置するものではないため、該当しない。
⑨ 検査可能性に対する設計上の考慮	—	本変更申請は、新たに設備を設置するものではないため、該当しない。
15 その他措置を講ずべき事項	—	(各項目参照)
III 特定原子力施設の保安のために措置を講ずべき事項	—	本変更申請によって、「II. 設計、設備について措置を講ずべき事項」該当項目の適切かつ確実な実施にあたり、保安のために必要な措置に変更はないため、該当しない。
IV 特定核燃料物質の防護	—	本変更申請とは別申請で対応するため、該当しない。
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	—	本変更申請は、燃料デブリの取出しやそれに関連した措置と関係しないため、該当しない。
VI 実施計画を策定するにあたり考慮すべき事項	—	本変更申請は、下記1～3と関係しないため、該当しない。 1. 法第67条第1項の規定に基づく報告の徴収に従って報告している計画等 2. 原子力安全・保安院からの指示に従い、報告した計画等 3. 法の規定に基づき認可を受けている規定等
VII 実施計画の実施に関する理解促進	—	本変更申請によって、理解促進に関する取組みに変更はないため、該当しない。
VIII 実施計画に係る検査の受検	—	本変更申請は、新たに設備を設置するものではないため、該当しない。

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
等への適合性について
(2号機燃料取り出し用構台設置に伴う
ランウェイガード挿入箇所の施工について)

2023年12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 2 号機燃料取り出し用構台設置に伴うランウェイガード挿入箇所の施工に関連する「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。）等への適合方針を説明する。

本資料においては、実施計画の最新認可版を引用する他、本変更認可申請で変更及び記載の適正化を予定している箇所もあわせて記載する。

目次

I.	特定原子力施設の全体工程及びリスク評価について	
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.....	I-1-1
II.	設計，設備について措置を講ずべき事項	
8.	放射性固体廃棄物の処理・保管・管理.....	II-8-1
10.	放射性気体廃棄物の処理・管理.....	II-10-1
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.....	II-11-1
12.	作業者の被ばく線量の管理等.....	II-12-1
13.	緊急時対策	II-13-1
14.	設計上の考慮	
①	準拠規格及び基準.....	II-14-①-1
②	自然現象に対する設計上の考慮.....	II-14-②-1
③	外部人為事象に対する設計上の考慮.....	II-14-③-1
④	火災に対する設計上の考慮.....	II-14-④-1

I. 特定原子力施設の全体工程及びリスク評価について

I. 1. 特定原子炉施設における主なリスクと
今後のリスク低減対策

I. 特定原子力施設の全体工程及びリスク評価について措置を講ずべき事項

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

○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こと、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。

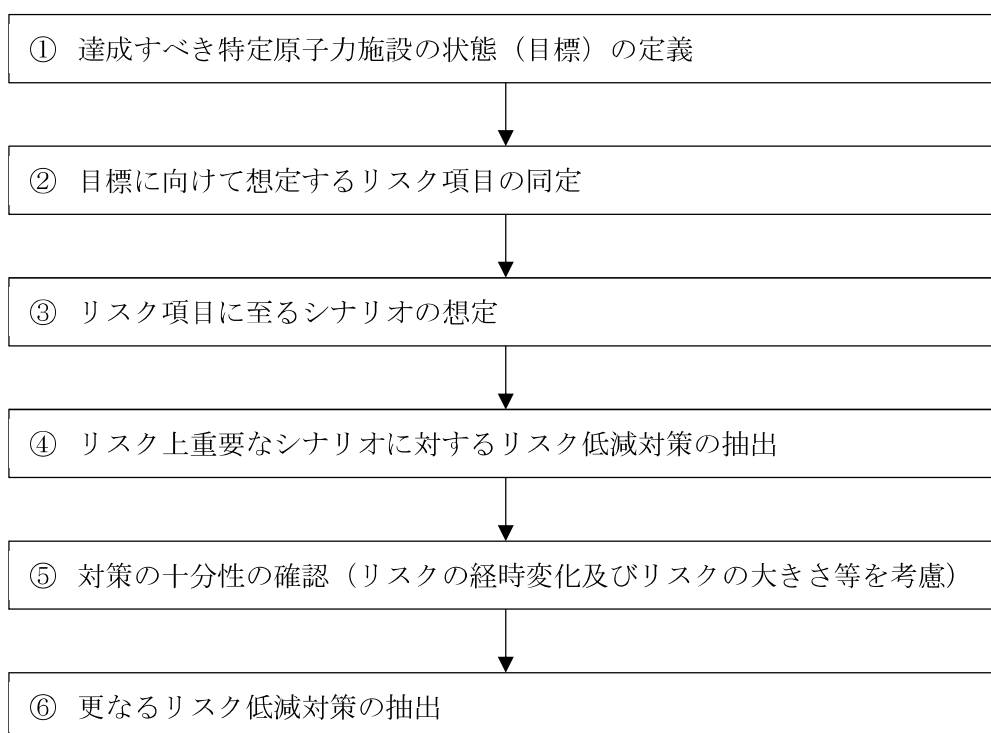
対応方針

(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-1-2-1～5)

(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)
- ③5・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。

当該実施計画の変更認可申請内容である 2 号機燃料取り出し用構台設置に伴うランウェイガード挿入箇所の施工概要、西側外壁の開口設置目的及びあと施工アンカーの施工実績による実施計画の変更については、別紙－1，2，3 参照。

(5) 添付資料

添付資料－1 実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性

(実施計画：I-2-4-1)

表 実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（抜粋）

ロードマップ関連項目	想定されるリスク	リスク低減対策	目的	対応状況	個々の対策に対する適切性
使用済燃料プールからの燃料取出計画	1～6号機使用済燃料プール ・冷却機能喪失リスク	1～6号使用済燃料プールから共用プールへの燃料移動	1～4号使用済燃料プールには約3,000体の燃料集合体が保管(1号機:392体、2号機:615体、3号機:566体、4号機:1533体)されており、これらの崩壊熱を除去するため、震災後に使用済燃料プール隔壁冷却系を設置している。これらの冷却設備については、震災直後に設置した設備であるため、信頼性向上対策等を実施することで冷却機能が継続できるよう対策を講じているが、これら機能が長時間停止した場合、使用済燃料の崩壊熱により、最悪の場合、使用済燃料が溶融し、大気へ放射性物質を放出する可能性が考えられる。その為、使用済燃料をより信頼性の高い冷却機能を有し、雰囲気線量が低く管理しやすい、共用プールに移送し、保管・管理を実施する。 5、6号使用済燃料プールには約3,000体の燃料集合体が保管(5号機:1,542体、6号機:1,654体)されており、これらの崩壊熱を除去するため、既存の燃料プール冷却浄化系で冷却している。燃料の決定を踏まえ、5、6号機使用済燃料プールの使用済燃料においても、1、2号機の作業に影響を与えない範囲で共用プールに移送していく。	1号機：令和9年度～令和10年度燃料取り出し開始 2号機：令和6年度～令和8年度燃料取り出し開始 3号機：令和3年2月燃料取り出し完了 4号機：平成26年12月燃料取り出し完了 5号機：令和6年度より燃料取り出し開始 6号機：令和4年度より燃料取り出し開始	①使用済燃料の冷却機能が長時間停止した場合、使用済燃料の崩壊熱により、最悪の場合、使用済燃料が溶融し、大気へ放射性物質を放出するリスクは低減しない。 ②冷却機能が長時間喪失した場合の使用済燃料からの放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③共用プールへ1～6号機使用済燃料プールの使用済燃料を受け入れることにより、使用済燃料プールでの地震、津波等の外部事象の影響による冷却機能喪失時のリスクが低減する。 ④冷却設備の劣化より、リスクは経時的に増加する。一方、冷却機能を長期間継続することで使用済燃料の崩壊熱エネルギーが減少していき、仮に設備が停止しプールの水温が上昇しても管理範囲に達するまでの期間は長くなる。 ⑤使用済燃料を取り出すには、原子炉建屋上部の瓦葺等の撤去、燃料取り出し用カバー、燃料取扱設備の設置等が必要であり、これらを事前に行う必要がある。これら準備が早い次第、早期に行うことが必要である。 ⑥使用済燃料を共用プール等へ移送させるため、移送時の燃料落下防止対策等を講じる必要がある。また、高純量要開気であれば、除染等の作業等を行うことも検討する必要がある。作業員の被ばく管理等を適切に行う必要がある。 ⑦瓦葺の影響や燃料ハンドルの変形等により取り出しが不可となった場合、後工程の燃料プリアリ取り出し工程に影響を及ぼす可能性があることから、これらの取扱方法について検討している。

適切性確認の視点 ①対策を実施しないリスク ②放射性物質の追加放出リスク ③外部事象に対するリスク ④時間的なリスクの増減 ⑤実施時期の妥当性 ⑥対策を実施するリスク ⑦対策を実施できないリスク

(実施計画：I-2-4-添1-7)

2号機燃料取り出し用構台設置に伴うランウェイガーダ挿入箇所の
 施工に関する補足説明

1. 南側外壁開口の目的

2号機原子炉建屋の使用済燃料プール内の燃料取り出しに向け、2号機原子炉建屋の南側へ燃料取り出し用構台を設置し、2号機原子炉建屋の南側外壁に設ける開口部から燃料を取り出す計画である。(図1)

そのため、燃料取り出しに必要となる、ランウェイガーダ用開口、換気設備ダクト用開口、人員用開口及びその他設備（電源ケーブル及び注水配管他）用開口を2号機原子炉建屋の南側外壁の5階部分に設置する。

なお、本開口については、今後の廃炉作業でも利用を検討しているため、当面は残置する。利用計画がなくなり、使用しないと判断した際には、閉止等の対応を行う。

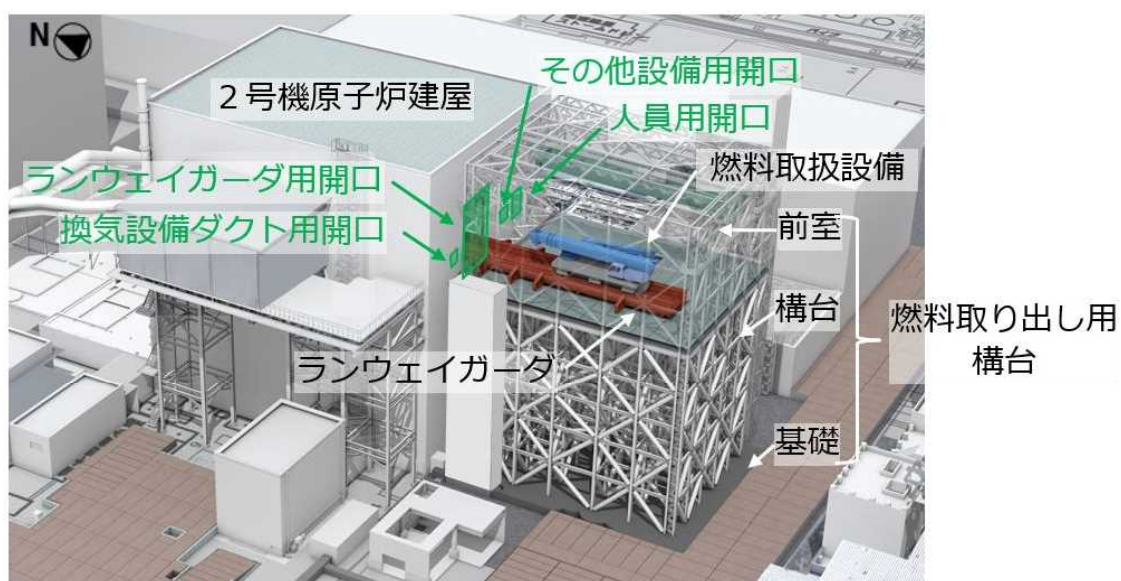


図1 燃料取り出し用構台のイメージ

2. 開口概要

2号機原子炉建屋の南側外壁に設ける開口概要は以下の通りとする。(図2)

- ・ 位置 : 2号機原子炉建屋の南側外壁
- ・ 高さ : 2号機原子炉建屋の5階(開口下端レベル 地上約30m)
- ・ 大きさ : ①ランウェイガード用開口 高さ約9m, 幅約7m
②換気設備ダクト用開口 高さ約1m, 幅約1m
③人員用開口 高さ約2m, 幅約1m
④その他設備用開口 高さ約1m, 幅約1m

また、各開口の設置手順について、代表例としてランウェイガード用開口における作業手順を以下に記載する。(図3)

- (1) 仮囲いを設置し、飛散防止剤を散布する。
- (2) 外壁へコア抜き、ウォールソーを使用し、切り込みを入れる。
(解体する外壁をブロック化する。)
- (3) ブロック化した外壁に遠隔重機が把持するための解体用ブラケットを取付ける。
- (4) 遠隔重機を使用し、解体用ブラケットを把持して外壁を解体する。
- (5) 解体したガラをコンテナ詰めし、搬出する。

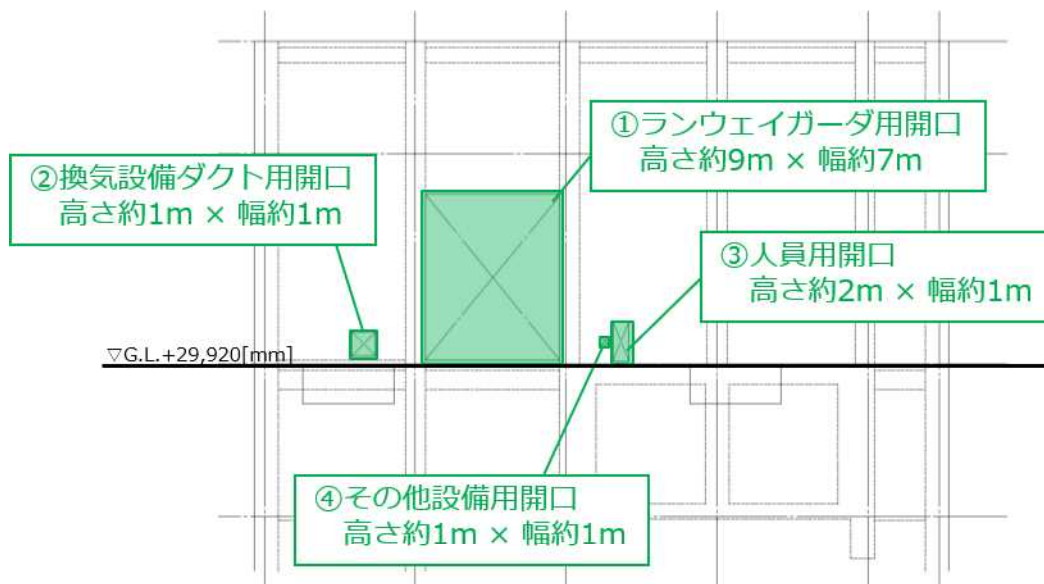
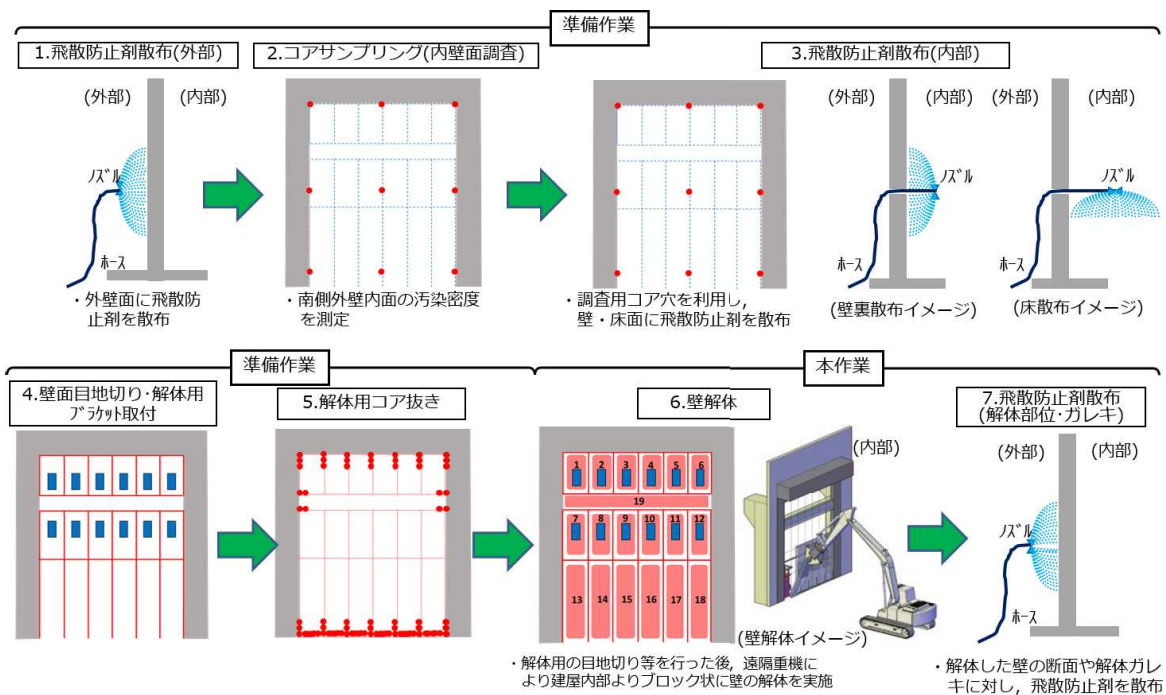


図2 2号機原子炉建屋南側外壁面 開口位置



※本作業について、前室、換気設備の設置完了後に作業開始する。

※作業手順について、詳細検討中のため変更する可能性あり。

図3 ランウェイガード用開口における作業手順

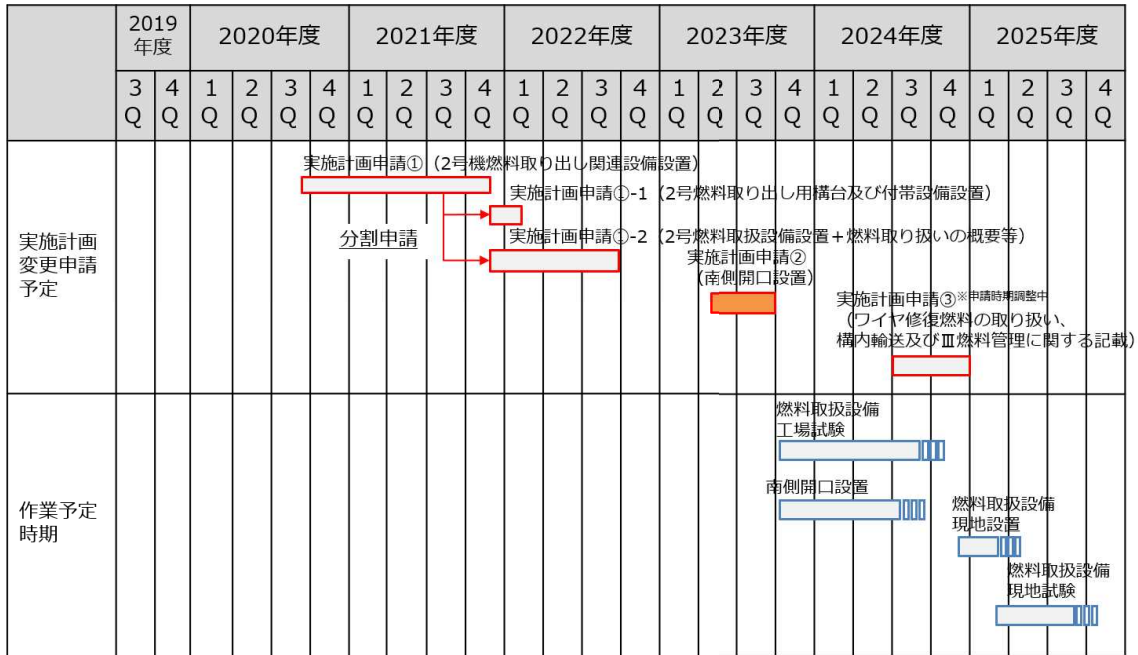
3. 開口設置における作業スケジュール

2号機原子炉建屋南側外壁面への開口設置スケジュール及び本申請における審議対象整理表を以下に示す。(図4, 5, 6)

	2023年度				2024年度			
	1Q	2Q	3Q	4Q	1Q	2Q	3Q	4Q
燃料取り出し用構台設置	燃料取り出し用構台、前室設置						ランウェイガード設置	
開口設置準備作業	換気設備、ダストモニタ設置					▽換気設備使用開始		
今回申請範囲			仮囲い設置、コア抜き、カッター入れ					
2号機原子炉建屋南側外壁開口設置			仮囲い設置		ランウェイガード用開口設置			
			換気設備ダクト用開口設置			人員用、その他設備用開口設置		
			仮囲い撤去			仮囲い撤去		
燃料取扱設備設置	燃料取扱設備製作、据付、試運転、訓練							

※周辺工事との調整や現場状況により、スケジュールが変動する可能性がある。

図4 開口設置スケジュール



※今後の進捗により予定時期が変更となる可能性がある。

図5 2号機燃料取り出しに係わる今後の申請予定及び作業予定スケジュール

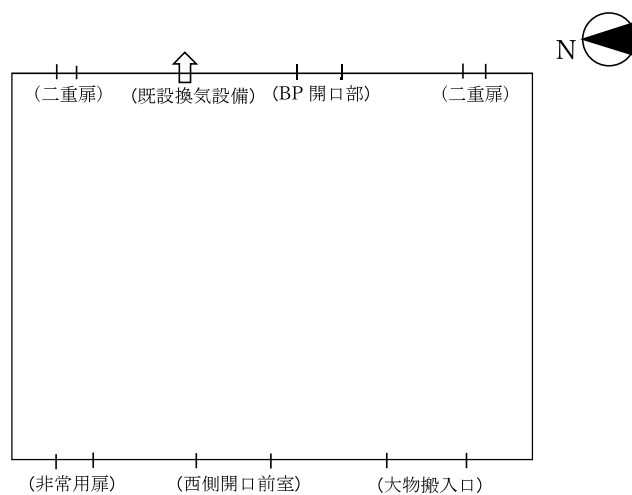
No.	審議項目	本申請	既認可	備考
1	8. 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理 ・2号機原子炉建屋南側外壁の開口設置に伴う放射性固体廃棄物の処理・保管・管理	○		
2	10. 放射性気体廃棄物の処理・管理 ・2号機原子炉建屋南側外壁の開口設置作業時における放射性気体廃棄物の処理・管理 ・2号機原子炉建屋南側外壁の開口設置後の放射性気体廃棄物の処理・管理	○	○	
3	11. 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等 ・2号機原子炉建屋南側外壁の開口設置作業時における敷地周辺の放射線防護等 ・2号機原子炉建屋南側外壁の開口設置後の敷地周辺の放射線防護等	○	○	
4	12. 作業者の被ばく線量の管理等 ・2号機原子炉建屋南側外壁の開口設置作業時における作業者の被ばく線量の管理等 ・2号機燃料取り出し用構台及び燃料取扱設備設置時における作業者の被ばく線量の管理等	○	○	
5	13. 緊急時対策 ・2号機原子炉建屋南側外壁の開口設置作業時における緊急時対策 ・2号機燃料取り出し用構台及び燃料取扱設備設置時における緊急時対策	△	○	燃料取り出し用構台の緊急時対策を再掲
6	14. 設計上の考慮 ①準拠規格及び基準 ・2号機原子炉建屋南側外壁の開口設置に伴う準拠規格及び基準 ②自然現象に対する設計上の考慮 ・2号機原子炉建屋南側外壁の開口設置後の地震応答解析 (燃料取り出し用構台) ・2号機原子炉建屋南側外壁の開口設置後の地震応答解析 (2号機原子炉建屋) ・2号機原子炉建屋南側外壁の開口設置後の自然現象に対する設計上の考慮 (地震以外) ③外部人為事象に対する設計上の考慮 ・2号機原子炉建屋南側外壁の開口設置作業時における外部人為事象に対する設計上の考慮 ④火災に対する設計上の考慮 ・2号機原子炉建屋南側外壁の開口設置作業時における火災に対する設計上の考慮	△	○	開口設置後の原子炉建屋の耐震評価を再掲 既認可の前室又は換気設備ダクトにより対策を実施

【凡例】○：審議，△：既認可済み項目の再掲

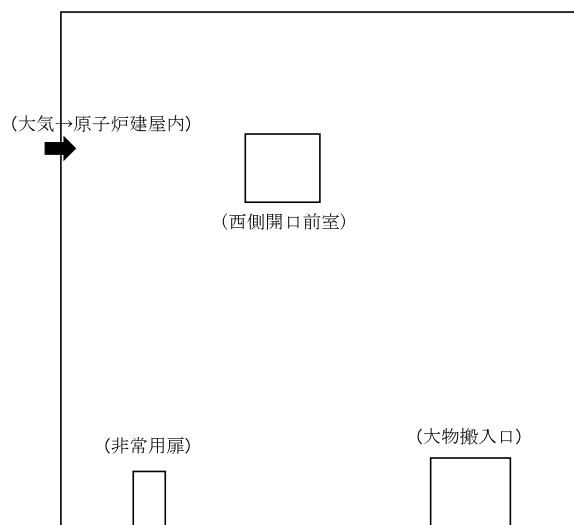
図6 本申請における審議対象整理表

4. 各作業時における換気設備の運用方法

各作業時における換気設備の運用方法及び空気の流れの概要図について、以下に示す。(図7)

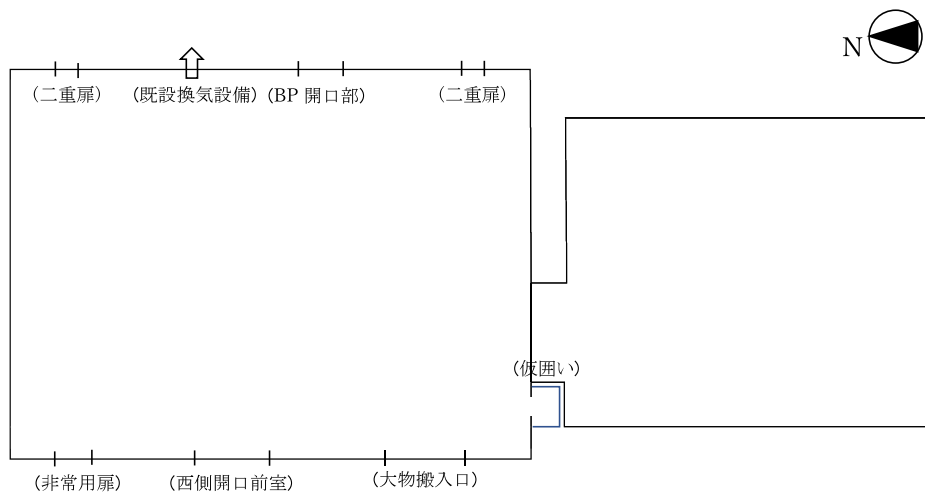


平面図

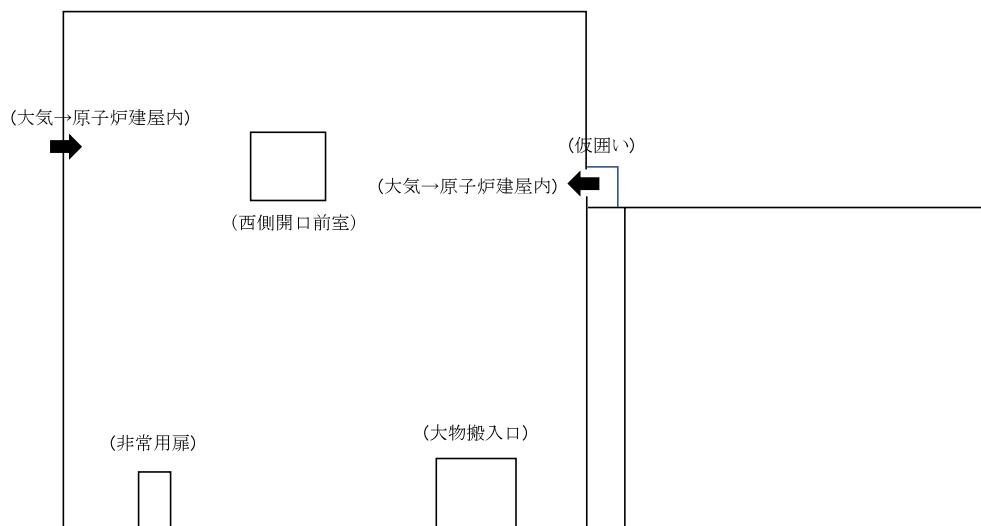


西側正面図

(1) 現状(2023年11月～2023年12月頃)

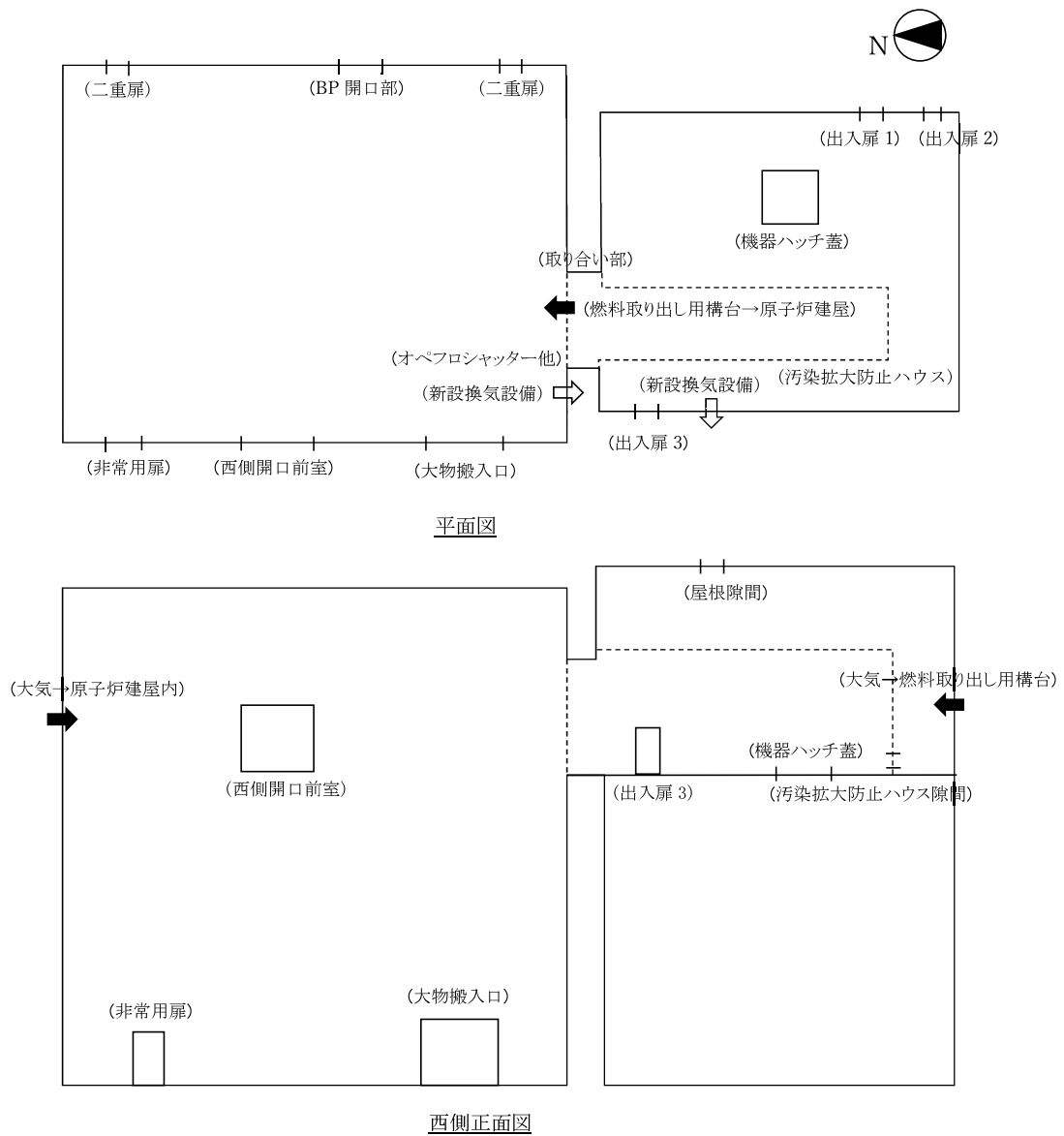


平面図



西側正面図

(2) 換気設備ダクト用開口設置時
(2024年1月～2月頃)



(3) ランウェイガード用開口，人員用開口
及びその他設備用開口設置時
(2024 年 8 月以降)

図 7 換気設備の運用方法及び空気の流れの概要図

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関する補足説明

1. 西側外壁開口の目的

第2号機原子炉建屋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構台及び燃料取扱設備を設置する計画である。

燃料取扱設備設置に先立ち、オペレーティングフロア（5階）内で準備作業として遮蔽体設置等を行う計画である。そのため、2号機原子炉建屋の西側外壁の5階部分に作業搬出入用の前室及び開口を設置する。

なお、本開口については、今後の廃炉作業でも利用を検討しているため、当面は残置する。利用計画がなくなり、使用しないと判断した際には、閉止等の対応を行う。

2. 西側外壁の開口設置目的の変更理由

〈経緯・変更理由〉

- ・2号機原子炉建屋の燃料取り出しは適切な時期に「デブリ取り出し共用コンテナ案」と「プール燃料取り出し特化案」の2案よりプラン選択する計画であった。
- ・当初、既設の天井クレーン・燃料交換機を復旧(分解・除染・補修等)することを検討していたが、オペレーティングフロア（以下、オペフロ）内の線量が高いことから、既設の天井クレーン・燃料交換機の復旧は難しく、2015年11月に建屋上部の解体が必要と判断した。
- ・2018年11月～2019年2月に実施したオペフロ内調査では、2011～2012年に実施した調査結果と比較すると線量が低減している傾向が確認された。
- ・上記の調査結果を踏まえ、遮蔽等を適切に実施することによりオペフロ内でも限定的な作業（使用済燃料プール内カメラ・照明設置作業、燃料取扱設備の非常時対応等）であれば実施できる見通しが得られた。
- ・併せて、建屋上部を全面解体せず、小規模な開口での燃料取り出しができるよう、燃料取扱設備の小型化検討を進めた。
- ・建屋解体時のダスト飛散対策の信頼性や被ばくの低減、雨水の建屋流入抑制、工事ヤード調整の観点で建屋上部を解体しない方が優位性があると判断し、2019年11月の特定原子力施設監視・評価検討会にて、オペフロ上部解体案からオペフロ上部残置案へ変更を説明した。
- ・本開口設置の目的変更については、ランウェイガード用開口設置の実施計画変更申請にて併せて申請する予定であったため、2023年8月での申請となった。なお、燃料取り出し工法については、実施計画へ記載がなく、また、西側開口設置の目的のみを変

更するものであり，実施計画で申請した開口概要，施工方法，安全対策について変更が生じるものではない。

あと施工アンカーの施工実績による実施計画の変更に関する補足説明

1. 概要

- 原子炉建屋は剛構造（短周期）であり，長周期の燃料取り出し用構台と地震時の揺れ方が異なるため，2棟の相対変位を制御するとともに，構台上部の変形を制御するために，オイルダンパー（以下，「棟間ダンパー」という）を棟間に計4台設置する計画である。（図1，2）
- 棟間ダンパーは，原子炉建屋南側外壁のオペフロより下がった位置で，あと施工アンカー（M30 及び M60 の2種類）を用いて壁面に固定されたベースプレートと接続している。
- 今回，あと施工アンカーの施工実績（本数，ピッチ変更）により，実施計画の表4.3.8-4の検討結果に見直しが生じたため，現在申請している「2号機燃料取り出し用構台設置に伴うランウェイガード挿入箇所の施工について」の中で，本件についても変更申請する。

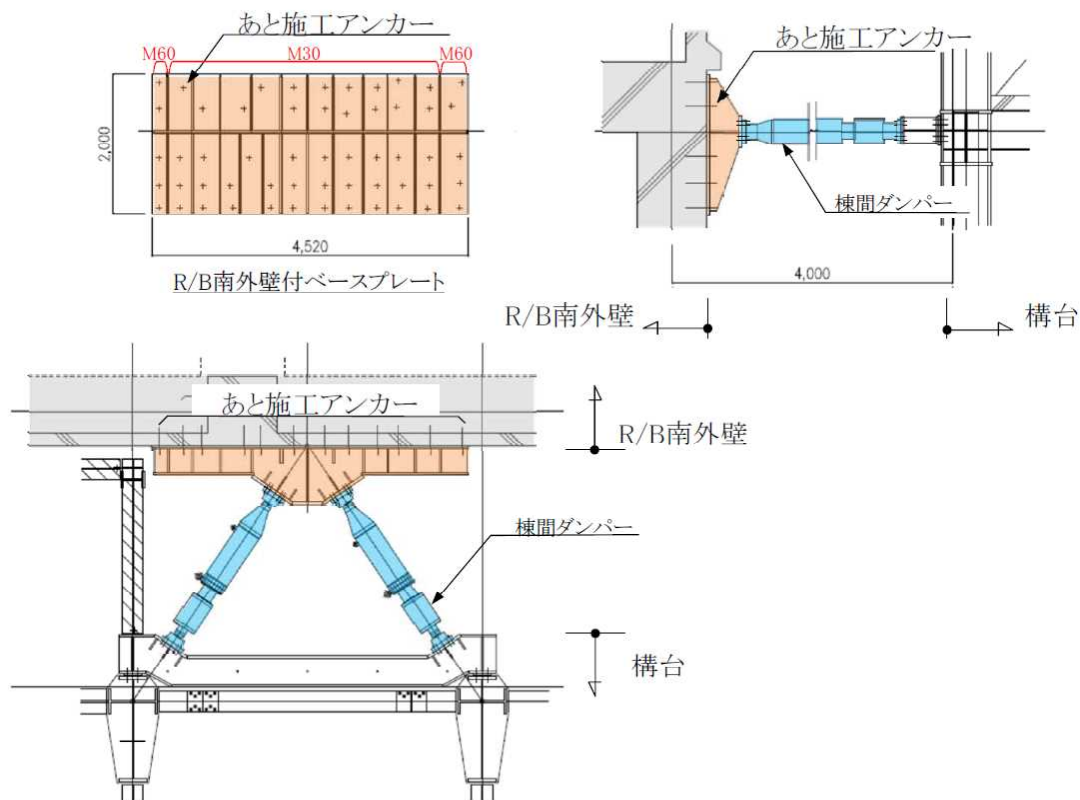


図1 棟間ダンパー接続図

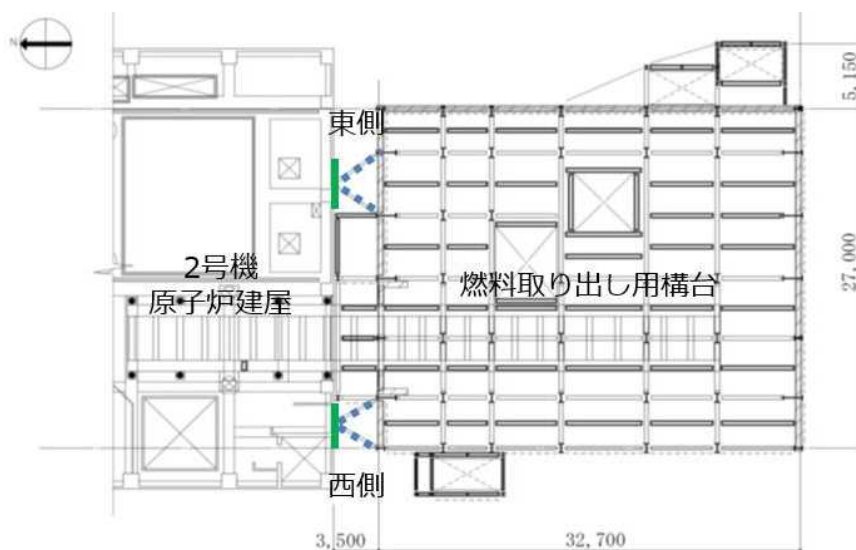


図2 前室床伏図 (G.L.+29,420)

凡 例

- : 棟間ダンパー
- : ベースプレート

2. 施工実績を踏まえたあと施工アンカーの検討結果

- 当初、アンカーピッチ 400mm にてアンカーの許容強度（引張）を設定していたが、施工箇所である原子炉建屋躯体の鉄筋と干渉することが判明したため、干渉する鉄筋を避けた箇所へアンカー位置を見直した。
- アンカー位置の見直しに伴い、アンカーピッチの変更が生じたため、各種合成構造設計指針に基づき評価したアンカー許容強度（引張）に見直し。
- 見直し後の検討結果についても、耐力比が 1 以下（作用応力 < 許容耐力）となることを確認。

表 4.3.8-4 オイルダンパ（水平棟間）反力に対するあと施工アンカーの検討結果
一般あと施工アンカー及びFM ボルトの許容耐力

種 類	径	有効埋込長	短期許容強度	
一般あと施工アンカー	M30	300 mm	107 kN/本	引張
FM ボルト	M60	265 mm	329 kN/本	せん断

検討結果				
種 類	作用応力 (kN)	許容耐力 (kN)	耐力比	判定
引張	3203	5350	0.60	O. K.
せん断	2219	3290	0.68	O. K.

73kN/本

3285

0.98

※「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-4-2 燃料取り出し用カバの構造強度及び耐震性に関する説明書 4.3.8 原子炉建屋接触部の耐震性に対する検討 (II-11-添4-2-194)」より抜粋

【変更箇所】

〈東側〉

- ・アンカーピッチ：400mm → 330, 370, 310mm
- ・埋込長さ：300mm → 変更なし
- ・許容強度：107kN/本 → 73kN/本
- ・アンカー本数：50本 → 45本
- ・許容耐力：107kN/本×50本=5350kN
→ 73kN/本×45本=3285kN
- ・耐力比：0.60 → 0.98

〈西側〉

- ・アンカーピッチ：400mm → 360, 310, 300mm
- ・埋込長さ：300mm → 変更なし
- ・許容強度：107kN/本 → 70kN/本
- ・アンカー本数：50本 → 49本
- ・許容耐力：107kN/本×50本=5350kN
→ 70kN/本×49本=3430kN
- ・耐力比：0.60 → 0.94

→耐力比がより厳しくなる〈東側〉の評価結果を実施計画へ反映（変更）する。

〈評価式（各種合成構造設計指針より一部抜粋し、下記に記載する）〉

既存コンクリート中に定着された接着系アンカーボルト1本当たりの許容引張力 P_a は、(20)式及び(21)式で算定られる値のうち、小なる値とする。

$$P_{a1} = \phi_1 \times \sigma_{pa} \times s_c a \quad \dots (20)$$

$$P_{a3} = \phi_3 \times \tau_a \times \pi \times d_a \times l_{ce} \quad \dots (21)$$

P_a ：接着系アンカーボルト1本当たりの許容引張力

P_{a1} ：接着系アンカーボルトの降伏により決まる場合のアンカーボルト1本当たりの許容引張力

P_{a3} ：接着系アンカーボルトの付着力により決まる場合のアンカーボルト1本当たりの許容引張力

ϕ_1 , ϕ_3 ：低減係数 で表4の値を用いる。

表 4 低減係数

	ϕ_1	ϕ_2	ϕ_3
長期荷重用	2/3	1/3	1/3
短期荷重用	1.0	2/3	2/3

${}_s\sigma_{pa}$: 接着系アンカーボルトの引張強度で, ${}_s\sigma_{pa} = {}_s\sigma_y$ とする。ただし, アンカーボルトの降伏を保証する場合の上限引張力を算定するとき は, ${}_s\sigma_{pa} = a_{yu} \times {}_s\sigma_y$ とする。

${}_s\sigma_y$: 接着系アンカーボルトの規格降伏点強度

a_{yu} : 接着系アンカーボルトの材料強度のばらつきを考慮した規格降伏点強度に対する割増係数であり 1.25 以上を用いる。

sca : 接着系アンカーボルトの断面積で, 軸部断面積とねじ部有効断面積の小なるほうの値とする。

d_a : 接着系アンカーボルトの径

l_{ce} : 接着系アンカーボルトの強度算定用埋込み長さで, $l_{cs} = l_e - 2d_a$ とする。

l_e : 接着系アンカーボルトの有効埋込み長さ

τ_a : へりあきおよびアンカーボルトのピッチを考慮した接着系アンカーボルトの引張力に対する付着強度で(22)式による。

$$\tau_a = a_1 \times a_2 \times a_3 \times \tau_{bavg} \quad \dots (22)$$

a_n : へりあきおよびアンカーボルトのピッチによる付着強度の低減係数であり, (23)式による ($n=1, 2, 3$)。もっとも小さい寸法となる3面までを考慮する。

$$a_n = 0.5 (c_n / l_e) + 0.5 \quad \dots (23)$$

τ_{bavg} : 接着系アンカーボルトの基本平均付着強度

c_n : へりあき寸法, または, アンカーボルトピッチ a の $1/2$ で $c_n = a_n / 2$ ($n=1 \sim 3$) とする。もっとも小さい寸法となる3面までを考慮する。

○今後の作業スケジュール

2023年9~11月: ベースプレート製作, アンカー固定

2024年1月: 使用前検査予定

Ⅲ．特定原子力施設の保安のために措置を講ずべき事項

※本申請は、2号機原子炉建屋の外壁撤去を行うものであり、設備の新設、設計に関する内容ではなく、施工計画や被ばく管理などの運用、保安に関する内容であるため、基本的にⅢ章への適合性を確認するが、Ⅲ章への確認にあたっては、Ⅱ章を参考に確認したため、以下、Ⅱ章の項目ごとに示す。

Ⅱ．設計、設備について措置を講ずべき事項

Ⅱ. 8. 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理

II. 設計, 設備について措置を講ずべき事項

8. 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理

○施設内で発生する瓦礫等の放射性固体廃棄物の処理・貯蔵にあたっては, その廃棄物の性状に応じて, 適切に処理し, 十分な保管容量を確保し, 遮へい等の適切な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

○ 廃棄物の性状に応じた適切な処理

放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等については, 必要に応じて減容等を行い, その性状により保管形態を分類して, 管理施設外へ漏えいすることのないよう一時保管または貯蔵保管する。

○ 十分な保管容量の確保

放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等については, これまでの発生実績や今後の作業工程から発生量を想定し, 既設の保管場所内での取り回しや追加の保管場所を設置することにより保管容量を確保する。

○ 遮蔽等の適切な管理

作業員への被ばく低減や敷地境界線量を低減するために, 保管場所の設置位置を考慮し, 遮蔽, 飛散抑制対策, 巡視等の保管管理を実施する。

○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減

上記を実施し, 継続的に改善することにより, 放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等からの敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。

(実施計画: II-1-8-1)

対応方針

- 2号機原子炉建屋南側外壁の開口設置に伴う廃棄物等の発生量について

2号機原子炉建屋南側外壁の開口設置に伴い発生する廃棄物量を表1に示す。

発生する瓦礫類については線量、種類で分別し、できる限り減容した上で、「Ⅲ章第3編2.1.1放射性固体廃棄物等の管理」に従い、十分な保管容量を計画的に確保するとともに、これらの瓦礫類については、表面線量率に応じたエリア等にて保管し、定期的に巡視、保管量の確認等を行うことにより、適切に保管・管理する。

この廃棄物量は、「Ⅲ章第3編2.1.1放射性固体廃棄物等の管理」に基づく想定保管量（約483,600 m³）に見込まれている。

表1 2号機原子炉建屋南側外壁の開口設置に伴い発生する廃棄物量

分類	2024年度	備考
不燃物	30m ³	種類：コンクリートガラ，線量：1.0～30.0mSv/h
不燃物	1m ³	種類：金属類，線量：1.0～30.0mSv/h
合計	31m ³	—

※これら発生量等については、作業手順の変更等により変更になる可能性がある。

Ⅱ． 1 0． 放射性気体廃棄物の処理・管理

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

< 1～4号機 >

○ 気体廃棄物の放出量の抑制

気体廃棄物については，放射性物質を内包する建屋等の閉じ込め機能を回復することを目指し，内包する放射性物質のレベルや想定される放出の程度に応じて，放出抑制を図る。

○ 適切な処理・管理

各建屋において原子炉格納容器ガス管理設備において処理を行い，放出される放射性物質の低減を図る。気体廃棄物の環境中への放出にあたっては各建屋で放出監視を行い，厳重に管理するが，更に発電所全体として異常がないことを確認するため，周辺監視区域境界及び周辺地域において空間放射線量率及び環境試料の放射能の監視を行う。

○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減

上記を実施し，継続的に改善することにより，放射性気体廃棄物からの敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。

(実施計画：II-1-10-1)

対応方針

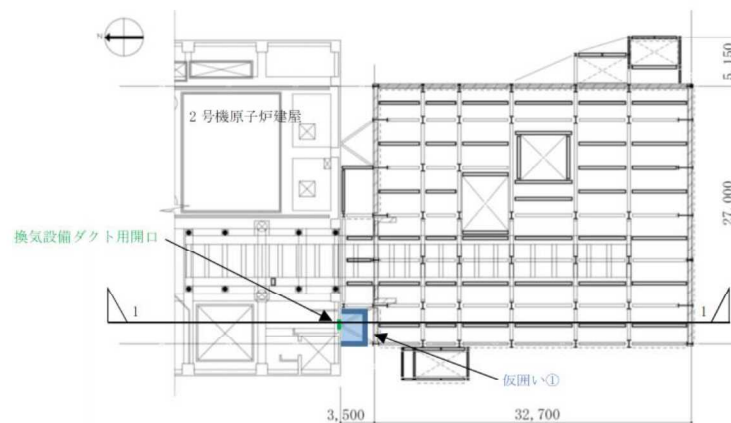
○ 開口全体を覆う前室又は仮囲いの設置により、開口設置時における大気中への放射性物質の放出を抑制する。前室及び仮囲いの仕様、設置位置について以下に示す。(図1, 2)

(1) 換気設備ダクト用開口設置時(作業予定時期: 2024年1月~2月)

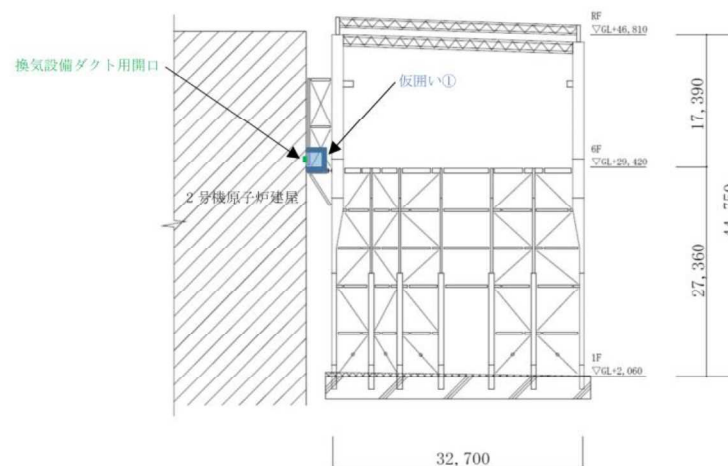
仮囲い①仕様

- 壁材: 鋼製パネル t=1.2mm
- 屋根材: 折板屋根(H=150mm) t=1.0mm
- 仮囲い寸法: 東西方向 約4m, 南北方向 約3m, 高さ方向 約3m
- 隙間処理: 仮囲いの壁, 屋根に生じる隙間は必要に応じてシーリング材等を使用し, 極力小さくなるよう処理する。

※上記の仮囲い①の仕様については, 変更する可能性あり。



(1) 燃料取り出し用構台床伏図 (G. L. +29, 420)



(2) 燃料取り出し用構台断面図 (1-1 断面)

図1 仮囲い設置位置図[単位: mm]

(2) ランウェイガード用開口、人員用開口及びその他設備用開口設置時（作業予定時期：2024年8月～10月）

前室仕様

- ・壁材：鋼製パネル t=0.6mm
- ・屋根材：折板屋根(H=150mm) t=0.8mm
- ・前室寸法：東西方向 約27m, 南北方向 約37m, 高さ方向 約18m
- ・隙間処理：前室の壁、屋根に生じる隙間は必要に応じてシーリング材等を使用し、極力小さくなるよう処理する。

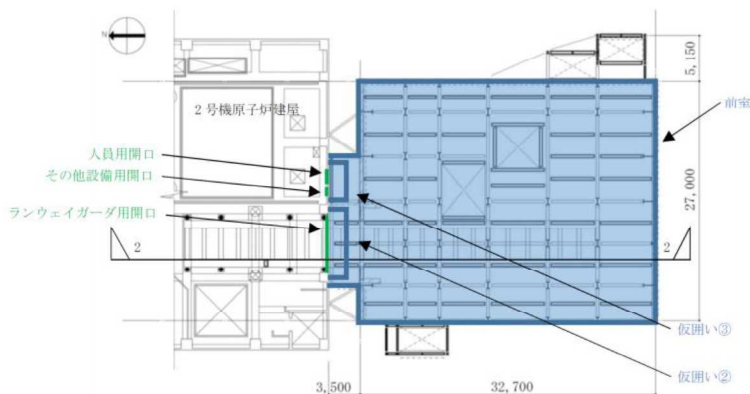
仮囲い②、③仕様

- ・壁材：足場材+防災シート (t=0.3mm)
- ・屋根材：足場材+防災シート (t=0.3mm)
- ・仮囲い寸法：

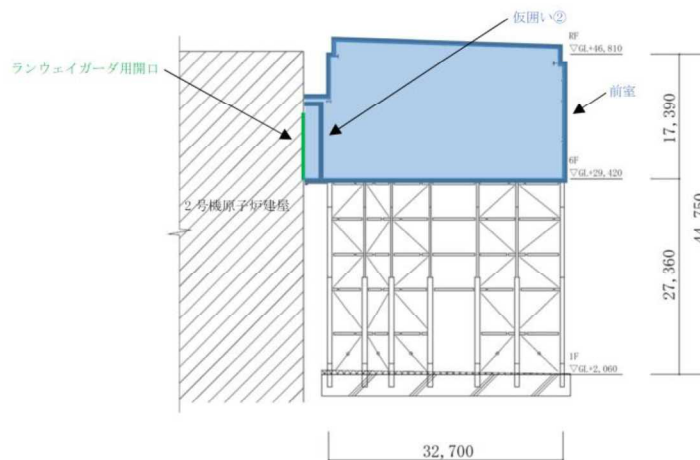
仮囲い②__東西方向 約9m, 南北方向 約3m, 高さ方向 約10m

仮囲い③__東西方向 約4m, 南北方向 約3m, 高さ方向 約4m

※上記の前室及び仮囲い②、③は、変更する可能性あり。



(1) 燃料取り出し用構台床伏図 (G. L. +29, 420)



(2) 燃料取り出し用構台断面図 (2-2断面)

図2 前室設置位置図[単位：mm]

- 開口設置作業の開始前及び終了後に、飛散防止剤を散布することにより、大気中への放射性物質の放出を抑制する。
- 前室又は仮囲いの外部にダストモニタを設置し放射性物質の放出監視を行う。放射性物質の有意な（表1に定める警報設定値及びその他の設定値を超える）変化を確認した場合は、速やかに作業を中断する。放射性物質の監視点及び警報設定値を以下に示す。（図1, 2, 表1）



図1 福島第一原子力発電所構内の監視点

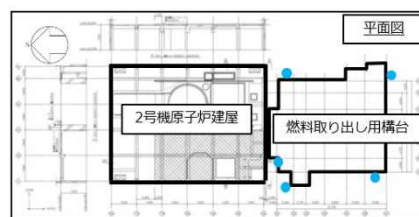
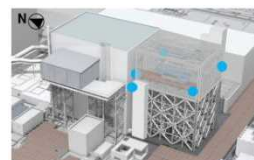


図2 2号機燃料取り出し用構台前室周囲の監視点

		警報設定値	その他の設定値 (兆候把握)
①	●1,3号機オペレーティングフロア上のダストモニタで監視, 2号機西側構台前室周囲のダストモニタ, 2号機燃料取り出し用構台前室周囲のダストモニタで監視	$5.0 \times 10^{-3}(\text{Bq}/\text{cm}^3)$ ※1	$1.0 \times 10^{-3}(\text{Bq}/\text{cm}^3)$
②	●構内ダストモニタで監視	$1.0 \times 10^{-4}(\text{Bq}/\text{cm}^3)$ ※2	$5.0 \times 10^{-5}(\text{Bq}/\text{cm}^3)$
③	△敷地境界ダストモニタで監視 (●敷地境界モニタリングポスト)	$1.0 \times 10^{-5}(\text{Bq}/\text{cm}^3)$ ※3	-

表1 各監視点における警報設定値

(警報設定値の考え方)

- ※1 : 周辺監視区域境界の告示濃度【3ヶ月間の平均濃度 (セシウム 134 : $2 \times 10^{-5} \text{Bq}/\text{cm}^3$)。線量告示別表第1, 第五欄「周辺監視区域外の空気中の濃度限度」】の 1/2 に相当するレベルを超えないように2号機原子炉建屋からの大気拡散を考慮し定めた値。
- ※2 : 放射線業務従事者の告示濃度【3ヶ月間の平均濃度 (セシウム 134 : $2 \times 10^{-3} \text{Bq}/\text{cm}^3$)。線量告示別表第1, 第四欄「放射線業務従事者の呼吸する空気中の濃度限度」】の 1/20 の値。
- ※3 : 周辺監視区域境界の告示濃度【3ヶ月間の平均濃度 (セシウム 134 : $2 \times 10^{-5} \text{Bq}/\text{cm}^3$)。線量告示別表第1, 第五欄「周辺監視区域外の空気中の濃度限度」】の 1/2 の値。

- 前室及び原子炉建屋内の放射性物質の飛散を抑制するため、換気設備を設け、前室及び原子炉建屋内の空気を吸気する。吸気した空気は排気フィルタユニットにより除塵し、大気へ放出する。

Ⅱ． 1 1． 放射性物質の放出抑制による敷地周辺の放射線防護等

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月までに1mSv/年未満とすること。

措置を講ずべき事項への適合方針

- 平成25年3月までに，追加的に放出される放射性物質及び事故後に発生した放射性廃棄物からの放射線による敷地境界における実効線量を1mSv/年未満とするため，下記の線量低減の基本的考え方に基づき，保管，管理を継続するとともに，遮へい等の対策を実施する。
また，線量低減の基本的考え方に基づき，放射性物質の保管，管理を継続することにより，敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。
敷地境界における線量評価は，プラントの安定性を確認するひとつの指標として，放射性物質の放出抑制に係る処理設備設計の妥当性の確認の観点と，施設配置及び遮蔽設計の妥当性の確認の観点から施設からの放射線に起因する実効線量の評価を行うものとする。

線量低減の基本的考え方

- ・ 気体・液体廃棄物については，告示に定める濃度限度を超えないよう厳重な管理を行い放出するとともに，合理的に達成できる限り低減することを目標として管理していく。なお，海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

(実施計画：II-1-11-1)

対応方針

- 開口全体を覆う前室又は仮囲いの設置により，大気中への放射性物質の放出を抑制し，敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。
- 開口設置作業の開始前及び終了後に，飛散防止剤を散布することにより，大気中への放射性物質の放出を抑制し，敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。
- 前室及び原子炉建屋内の放射性物質の飛散を抑制するため，換気設備を設け，前室及び原子炉建屋内の空気を吸気する。吸気した空気は排気フィルタユニットにより除塵し，大気へ放出することで，敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。（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する。詳細は「II 特定原子力施設の設計，設備 2 特定原子力施設の構造及び設備，工事の計画 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 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」及び「別紙－1 開口設置作業に伴い放出される放射性物質による敷地境界線量評価」を参照。）

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（抜粋）

4 2号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

4.1 燃料取り出し用構台について

4.1.1 概要

燃料取り出し用構台は、作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし、風雨を遮る構造とする。また、燃料取り出し作業に伴い建屋等に付着した放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため、燃料取り出し用構台は隙間を低減した構造とするとともに、換気設備を設け、排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また、現在、発電所敷地内ではヨウ素（I-131）は検出されていないことから、フィルタユニットは、発電所敷地内等で検出されているセシウム（Cs-134, 137）の大気への放出が低減できる設計とする。

4.1.3 換気設備

4.1.3.1 系統構成

換気設備は、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内の気体を吸引し、排気ダクトを経由して燃料取り出し用構台地上階に設置した排気フィルタユニットへ導く。排気フィルタユニットは、プレフィルタ、高性能粒子フィルタ等で構成され、各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹上用排気ダクトから大気へ放出する。

排気フィルタユニットは、約 10,000m³/h のユニットを 4 系列（うち 1 系列は予備）、排風機は、換気風量約 30,000m³/h のユニットを 2 系列（うち 1 系列は予備）設置し、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作業エリアを約 30,000m³/h の換気風量で運転する。

また、原子炉建屋オペレーティングフロア内、燃料取り出し用構台内及び吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するため、放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置する。

4.2 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

4.2.1 排気フィルタによる低減効果

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内から排気フィルタユニットを通じて大気へ放出される放射性物質は、プレフィルタ／高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm）以上）により低減される。

セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は、 $1 \times 10^{-5} \sim 1 \times 10^{-3}$ %程度であり、2号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。

表 4-2 に 2号機原子炉建屋オペレーティングフロア上で測定された放射性物質濃度を示

す。仮に、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内が表 4-2 に示す放射性物質濃度であった場合、排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質濃度は表 4-3 の通りとなる。

表 4-2 2号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の放射性物質濃度 (Bq/cm³)

核種	オペレーティングフロア上の濃度 (令和1年8月～令和2年8月の 検出濃度の平均値)
Cs-134	約 7.6×10^{-6}
Cs-137	約 5.0×10^{-5}

$$Q=C \cdot (1-f)$$

Q : フィルタ通過後の放射性物質濃度 (Bq/cm³)

C : 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内の放射性物質濃度 (Bq/cm³) (表 4-2 参照)

f : フィルタ効率 (プレフィルタ/高性能粒子フィルタ 97%)

表 4-3 フィルタ通過後の放射性物質濃度

核種	濃度 (Bq/cm ³)
Cs-134	約 2.3×10^{-7}
Cs-137	約 1.5×10^{-6}

以上の結果、表 4-2 及び表 4-3 より、フィルタ通過後の放射性物質濃度は約 1/30 となる。

4.2.2 敷地境界線量

4.2.2.1 評価条件

- (1) 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内が、表 4-2 に示す 2号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。
- (2) 減衰は考慮しない。
- (3) 地上放出と仮定する。
- (4) 燃料取り出し用構台の供用期間である 5 年間 (想定) に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点の γ 線に起因する実効線量と仮定し評価する。
- (5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は、福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請

書で採用したものと同一気象データを使用する。

4.2.2.2 評価方法

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放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は、以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。

- (6) 放射性雲からの γ 線に起因する実効線量
- (7) 吸入摂取による実効線量
- (8) 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

具体的な計算方法等については、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2.2 線量評価」に準じる。

4.2.2.3 評価結果

表 4-3 に示す濃度の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、年間被ばく線量は敷地境界で約 0.0004mSv/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 4-4 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 0.03mSv/年)に比べても低いと評価される。

表 4-4 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 6.4×10^{-9}	約 7.9×10^{-7}	約 4.4×10^{-4}	約 4.4×10^{-4}

(実施計画：Ⅱ-2-11-添 3-1-26)

開口設置作業に伴い放出される放射性物質による敷地境界線量評価

1. 評価目的

2号機使用済燃料プールからの燃料取り出しに伴い、2号機原子炉建屋南側外壁の撤去作業を予定している。本作業に伴い放出されるダストによる公衆被ばくを確認することを目的に平常時評価を実施した。

2. 評価条件

a. 計算に係る前提条件

- ・ 放出源：2号機原子炉建屋（地上放出）
- ・ 気象条件：1979年度
- ・ 線量の計算地点：敷地境界
- ・ 放出期間：1年（開口設置の実作業時間：1,150時間）
- ・ 放射性物質の飛散抑制：前室、仮囲い及び換気設備がない状態とする
- ・ 飛散率：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック
- ・ 汚染密度：2022年度に実施した開口作業エリア付近での測定結果の最大値

b. 評価に用いる汚染密度

評価に用いる2022年度に実施した開口作業エリア付近での測定結果の最大値は表1の通り。表1より支配的核種であるセシウム（Cs-134, Cs-137）を評価対象核種とした。

表1 開口設置作業の評価に用いる汚染密度

核種	汚染密度 (Bq/cm ²)	割合 (%)
Cs-134	約 7.6×10^7	約 3.0
Cs-137	約 2.5×10^9	約 96.3
Co-60	約 6.3×10^5	約 0.02
Sb-125	約 1.9×10^7	約 0.7
全 α	約 8.2×10^4	約 0.003

※ 数値の桁処理により、合計値は100%とはならない。

c. 放射性物質の放出率

開口設置作業に伴う各放射性物質の放出率は表2の通り*。放出率については、解体工法（コアボーリング、ウォールソー、圧砕機）毎に算出した1時間あたりの放出率より最も高い値に対し、年間の実作業時間1,150時間に乗じて総放出量を算出し、1年間の時間（8,760時間/年）で除して平均化した。放出率の計算式は1-1, 1-2の通り。

※放出率は、保守的な評価となるように有効数字2桁目を切り上げた。

表2 開口設置作業に伴う放出率

放出率 [Bq/h]	
Cs-134	2.5×10^4
Cs-137	7.9×10^5

〈放出率の計算式〉

1時間あたりの放出率 (Bq/h)

$$= \text{解体速度 (m}^2/\text{h)} \times \text{飛散率 (\%)} \times \text{汚染密度 (Bq/m}^2\text{)} \times \text{安全係数 (10)} \cdots 1-1$$

開口設置作業に伴う放出率 (Bq/h)

$$= 1 \text{時間あたりの放出率 (Bq/h)} \times \text{実作業時間 (h)} / 1 \text{年間の時間数 (h)} \cdots 1-2$$

3. 敷地境界における実効線量の評価方法

実効線量は、実施計画Ⅲ 第3編 2.2 線量評価に記載の評価方法と同様に平常時における外部被ばくによる実効線量及び内部被ばくによる実効線量の合計として計算する。被ばく経路は以下の通り。

また、吸入被ばくの経路には、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、実施計画Ⅲ 第3編 2.2 線量評価で評価した通り被ばく評価全体の寄与が小さい。このため、同評価よりも放出率の小さい2号構台からの放出については3経路で評価している。

- ① 放射性雲からの γ 線に起因する実効線量（ブルーム）
- 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（地表沈着）
- ③ 吸入摂取による実効線量（吸入摂取）

4. 評価結果

敷地境界における実効線量の評価結果は表3の通り。

「表2 開口設置作業に伴う放出率」で示した評価対象核種による実効線量の合計は約 1.5×10^{-3} mSv/年となっている。実施計画Ⅲ 第3編 2.2 線量評価に記載されている1~4号機原子炉建屋からの追加的放出による評価結果と比較して十分低いことを確認した。

表3 敷地境界における実効線量の評価結果

被ばく経路	実効線量 (mSv/年)
放射性雲からの γ 線に起因する実効線量	約 8.7×10^{-8}
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	約 1.5×10^{-3}
吸入摂取による実効線量	約 1.2×10^{-5}
合計の実効線量	約 1.5×10^{-3}

※ 数値の桁処理により、内訳記載値と合計値は一致していない。

Ⅱ. 12. 作業者の被ばく線量の管理等

II. 設計，設備について措置を講ずべき事項

1 2. 作業者の被ばく線量の管理等

○現存被ばく状況での放射線業務従事者の作業性等を考慮して，遮へい，機器の配置，遠隔操作，放射性物質の漏えい防止，換気，除染等，所要の放射線防護上の措置及び作業時における放射線被ばく管理措置を講じることにより，放射線業務従事者が立ち入る場所の線量及び作業に伴う被ばく線量を，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

○ 現存被ばく状況における放射線防護の基本的な考え方

現存被ばく状況において放射線防護方策を計画する場合には，害よりも便益を大きくするという正当化の原則を満足するとともに，当該方策の実施によって達成される被ばく線量の低減について，達成できる限り低く保つという最適化を図る。

○ 所要の放射線防護上の措置及び作業時における放射線被ばく管理措置の範囲

「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」に基づいて定めた管理区域及び周辺監視区域に加え，周辺監視区域と同一な区域を管理対象区域として設定し，放射線業務に限らず業務上管理対象区域内に立ち入る作業者を放射線業務従事者として現存被ばく状況での放射線防護を行う。

○ 遮へい，機器の配置，遠隔操作，換気，除染等

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，滞在時間等を考慮した遮へいの設置や換気，除染等を実施するようにする。なお，線量率が高い区域に設備を設置する場合は，遠隔操作可能な設備を設置するようにする。

○ 放射線被ばく管理

上記の放射線防護上の措置及び作業時における放射線被ばく管理措置を講じることにより，作業時における放射線業務従事者が受ける線量が労働安全衛生法及びその関連法令に定められた線量限度を超えないようにするとともに，現存被ばく状況で実施可能な遮へい，機器の配置，遠隔操作を行うことで，放射線業務従事者が立ち入る場所の線量及び作業に伴う被ばく線量を，達成できる限り低減するようにする。

さらに，放射線防護上の措置及び作業時における放射線被ばく管理措置について，長期にわたり継続的に改善することにより，放射線業務従事者が立ち入る場所における線量を低減し，計画被ばく状況への移行を目指すこととする。

(実施計画：II-1-12-1)

対応方針

○ 作業員の被ばく線量の管理について

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及びその関連法令に定められた線量限度（100mSv/5年及び50mSv/年）を超えないよう計画する。

開口設置作業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

→遠隔操作重機の配備

→低線量エリアの遠隔操作室にモニター、操作用機器の配備

- ・遮蔽した退避場所の設置による作業員被ばく量の低減

→作業エリア近くに退避場所を設置する。

- ・作業時間管理による作業員被ばく量の低減

→タイムキーパーを配置し、時間管理を行う。

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、作業区画管理の検討を行い、更なる被ばく線量低減に努める。

また、本開口設置における作業エリアでは身体汚染がないよう保護衣・保護具を着用すると共に、被ばく線量管理のためAPD等の装着を遵守する。主な作業エリアの保護衣・保護具を以下に示す。

〈2号機原子炉建屋内__R装備〉

全面マスク、作業用不織布カバーオール、アノラック、布手袋、ゴム手袋2重、靴下2重、長靴

〈2号機原子炉建屋外（仮囲い設置・撤去）__G装備〉

使い捨て防塵マスク、一般作業服、布手袋、ゴム手2重、靴下2重、短靴

〈2号機原子炉建屋外（仮囲い内：開口貫通前）__Y装備〉

全面マスク、作業用不織布カバーオール、布手袋、ゴム手袋2重、靴下2重、短靴

〈2号機原子炉建屋外（仮囲い内：開口貫通後）__R装備〉

全面マスク、作業用不織布カバーオール、アノラック、布手袋、ゴム手袋2重、靴下2重、長靴

※保護衣・保護具については、作業手順の変更等により変更になる可能性がある。

なお、開口設置における1人あたりの1日の最大被ばく線量は1.2mSv/日（当該工事期間中における1人あたりの1日の平均被ばく線量は0.52mSv/日）と想定している。

〈開口設置作業における空間線量率〉

開口設置箇所周辺の空間線量率データを以下に示す。(図1)

※ 2号機原子炉建屋内：2023年6月測定時点のデータ

→ 今後、除染や遮蔽体設置作業を行い、空間線量率を低減する予定。

2号機原子炉建屋外：2023年8月測定時点のデータ

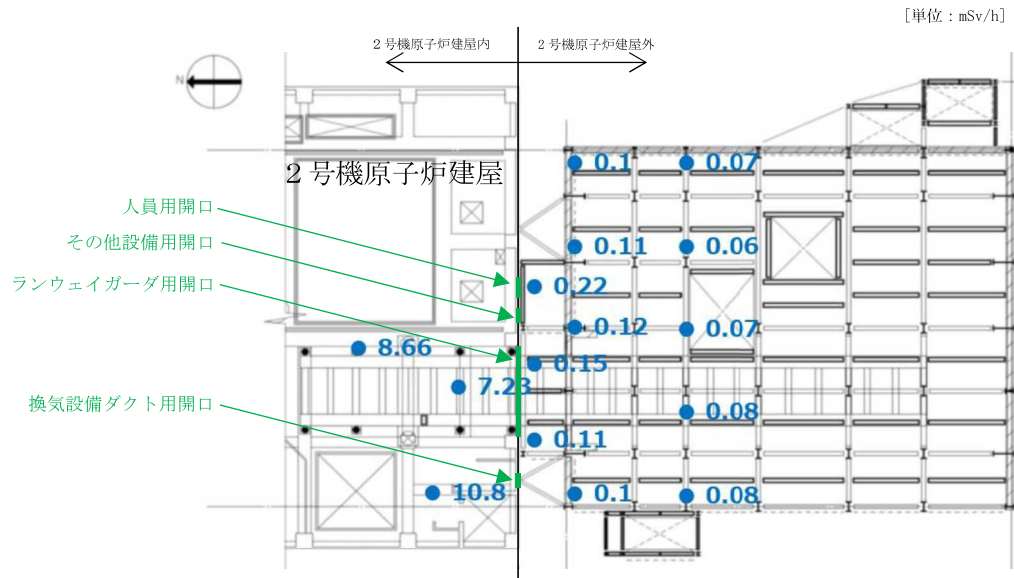


図1 空間線量率データ (燃料取り出し用構台前室床レベル)

〈参考〉

西側開口設置時における1人あたりの1日の最大被ばく線量実績値は0.82mSv/日 (当該工事期間中における1人あたりの1日の平均被ばく線量実績値は0.14mSv/日) であった。当時の作業エリア空間線量率データを以下に示す。(図2)

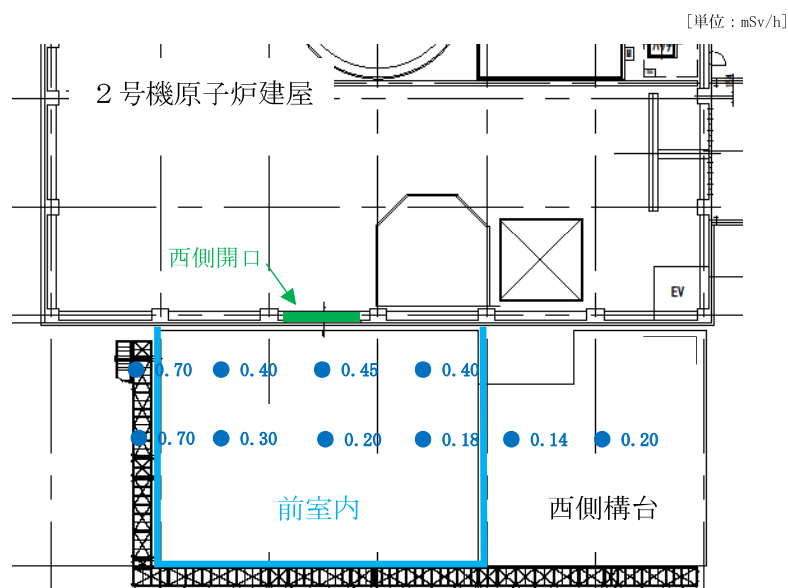


図2 空間線量率データ (西側構台床レベル)

Ⅱ. 1 3.緊急時対策

II. 設計，設備について措置を講ずべき措置

1 3. 緊急時対策

- 緊急時対策所，安全避難経路等事故時において必要な施設及び緊急時の資機材等を整備すること。
- 適切な警報系及び通信連絡設備を備え，事故時に特定原子力施設内に居るすべての人に対する確に指示ができるとともに，特定原子力施設と所外必要箇所との通信連絡設備は，多重性及び多様性を備えること。

措置を講ずべき事項への適合方針

○ 基本的な考え方

緊急時対策については、『福島第一原子力発電所原子力事業者防災業務計画』（以下『防災業務計画』という）に従い実施する。

緊急時に実施すべき事項として，通報の実施，緊急時態勢の発令，情報の収集と提供，避難誘導，応急復旧等がある。

これらを実施するために原子力防災組織の設置・運営，原子力防災資機材の整備，原子力災害対策活動で使用する施設，設備の整備等について防災業務計画で定められている。

○ 緊急時において必要な施設及び資機材等の整備について

原子力防災管理者は，緊急時において必要な施設及び緊急時の資機材等の整備について防災業務計画に従い以下の対応を実施する。

- ・ 緊急時対策所を平素から使用可能な状態に整備するとともに，換気浄化設備を定期的に点検し，地震等の自然災害が発生した場合においてもその機能が維持できる施設及び設備とする。また，外部電源喪失時においても専用の非常用発電機により緊急時対策所へ給電可能である。
- ・ 退避場所又は避難集合場所を関係者に周知する。
- ・ 瓦礫撤去用の重機及び操作要員を準備し，瓦礫が発生した場合の撤去対応が可能である。
- ・ 原子力防災資機材及びその他の原子力防災資機材について，定期的に保守点検を行い，平素から使用可能な状態に整備する。また，資機材に不具合が認められた場合，速やかに修理するか，代替品を補充あるいは代替手段により必要数量又は必要な機能を確保する。

施設内の安全避難経路については防災業務計画に明示されていないが，誘導灯により安全避難経路を示すことを基本としている。しかしながら，一部対応できていない事項があるため，それらについては以下のとおり対応する。

- ・ 震災の影響により使用できない誘導灯（1～4号機建屋内）

作業にあたっては，緊急時の避難を考慮した安全避難経路を定め，この経路で退出することとする。また，使用するエリアの誘導灯の復旧を進め，適切な状態に維持する。

- ・ 震災の影響により使用できない非常灯（1～4号機建屋内）

施設を使用するエリアの非常灯の復旧を進め，適切な状態に維持する。

○ 緊急時の避難指示

緊急時の避難指示については，防災業務計画では緊急放送等により施設内に周知することと

なっているが、緊急放送等が聞こえないエリアが存在することを考慮し、以下の対応を実施することで、作業員等特定原子力施設内にいるすべての人に的確な指示を出す。

- ① 免震重要棟にて放射性物質の異常放出等のプラントの異常や地震・津波等の自然災害を検知。
 - ② 原子力防災管理者は緊急放送装置により免震重要棟・高台等への避難を指示。
 - ③ 緊急放送が聞こえないエリアで作業を実施している場合は、作業主管Gより携帯電話にて免震重要棟・高台等への避難を指示。
 - ④ 緊急放送が聞こえないエリアでの作業に対して上記③により連絡が付かない場合は、警備誘導班がスピーカー車により免震重要棟・高台等への避難を指示。
- ※ 建屋内等電波状況が悪く緊急放送等も入らないエリアにおいては、緊急放送が入るエリアに連絡要員を配置する、トランシーバ等による通信が可能な位置に連絡要員を配置する等通報連絡が可能となるような措置を実施する。

○ 通報、情報収集及び提供

緊急事態の発生及び応急措置の状況等の関係機関への通報連絡、事故状況の情報収集による応急復旧の実施のため、特定原子力施設内及び特定原子力施設と所外必要箇所との通信連絡設備として防災業務計画に定める以下を準備することで、多重性及び多様性を備える。

(1) 特定原子力施設内の通信連絡設備

- ・ 緊急放送（1台）
 - ・ ページング
 - ・ 電力保安通信用電話設備（60台）
 - ・ 携帯電話（40台）
- ※ 緊急放送・ページングについては、聞こえないエリア・使用できない場所があるが、場所を移動しての連絡や電力保安通信用電話設備・携帯電話の使用、その他トランシーバの使用等により対応する。
- ※ 電力保安通信用電話設備、携帯電話については防災業務計画に定める数量を示しているが、緊急時対応として必要により、防災業務計画に定める数量を超える通信連絡設備を使用する場合もある。

(2) 特定原子力施設と所外必要箇所との通信連絡設備

- ・ ファクシミリ装置（1台）
 - ・ 電力保安通信用電話設備（60台；上記「特定原子力施設内の通信連絡設備」の再掲）
 - ・ TV会議システム（1台）、IP電話（5台）、IPFAX（3台）
 - ・ 携帯電話（40台；上記「特定原子力施設内の通信連絡設備」の再掲）
 - ・ 衛星携帯電話（1台）
- ※ 電力保安通信用電話設備、携帯電話については防災業務計画に定める数量を示しているが、緊急時対応として必要により、防災業務計画に定める数量を超える通信連絡設備を使用する場合もある。
- ※ 防災業務計画ではこの他に緊急時用電話回線があるが使用ができないため、電気通信事業者の有線電話、携帯電話、衛星携帯電話等の通信手段により通信連絡を行う。

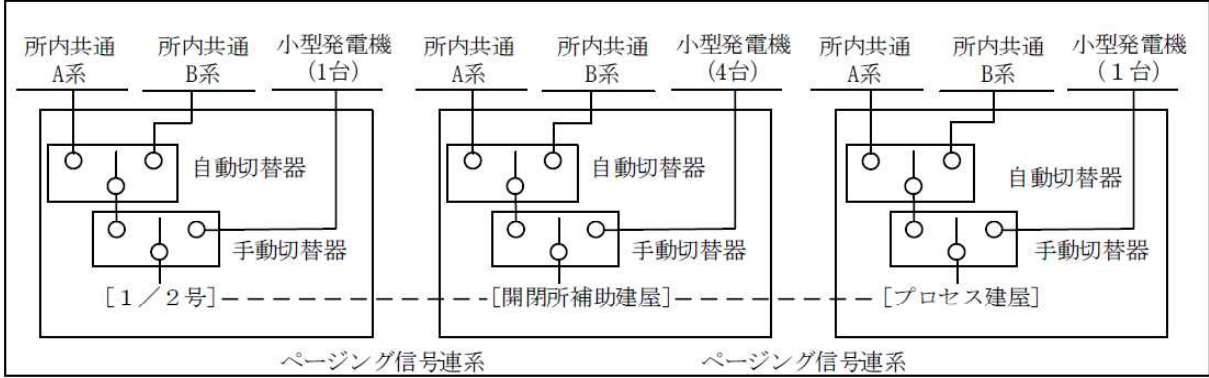
※ 上記防災業務計画で定めるもの以外として、TV会議システム（社内用）についても通信連絡用に使用する。

○ 外部電源喪失時の通信手段・作業環境確保

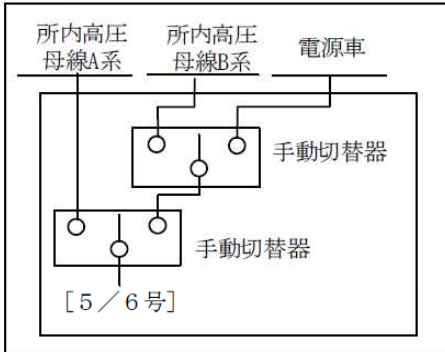
外部電源喪失時に緊急時対策を実施するために、防災業務計画に明示されていないが、以下の対応を実施する。

必要箇所との連絡手段確保のため、ページングについては、小型発電機または電源車から、電力保安通信用電話設備については、小型発電機から給電可能とする（図－1 参照）。また、夜間における復旧作業に緊急性を要する範囲の照明については、小型発電機から給電可能とする（図－2 参照）。

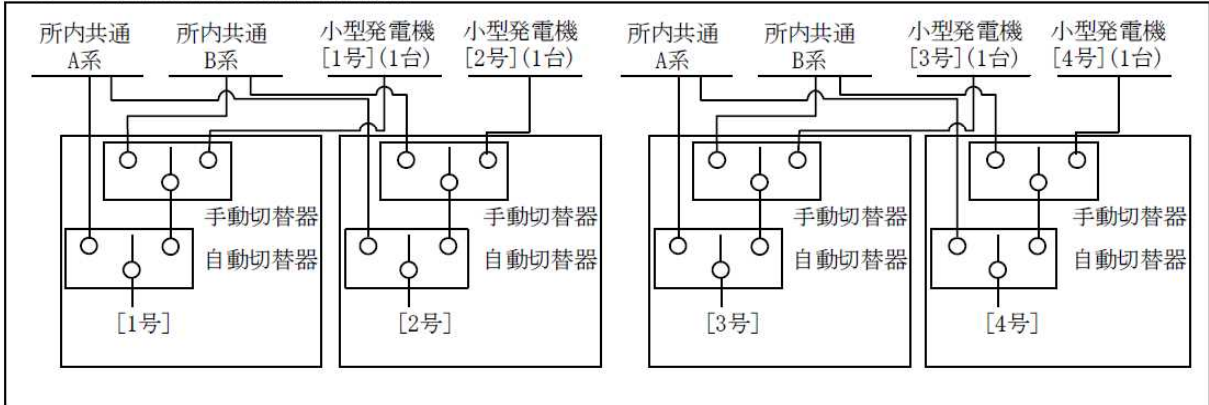
1～4号ページング



5/6号ページング



1～4号電力保安通信用電話設備



5/6号電力保安通信用電話設備

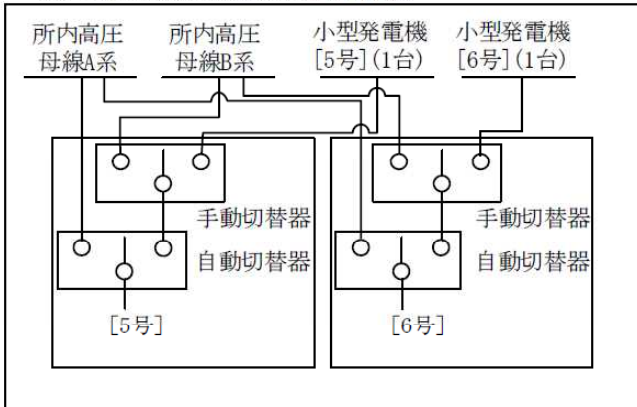


図- 1 ページング・電力保安通信用電話設備

照明

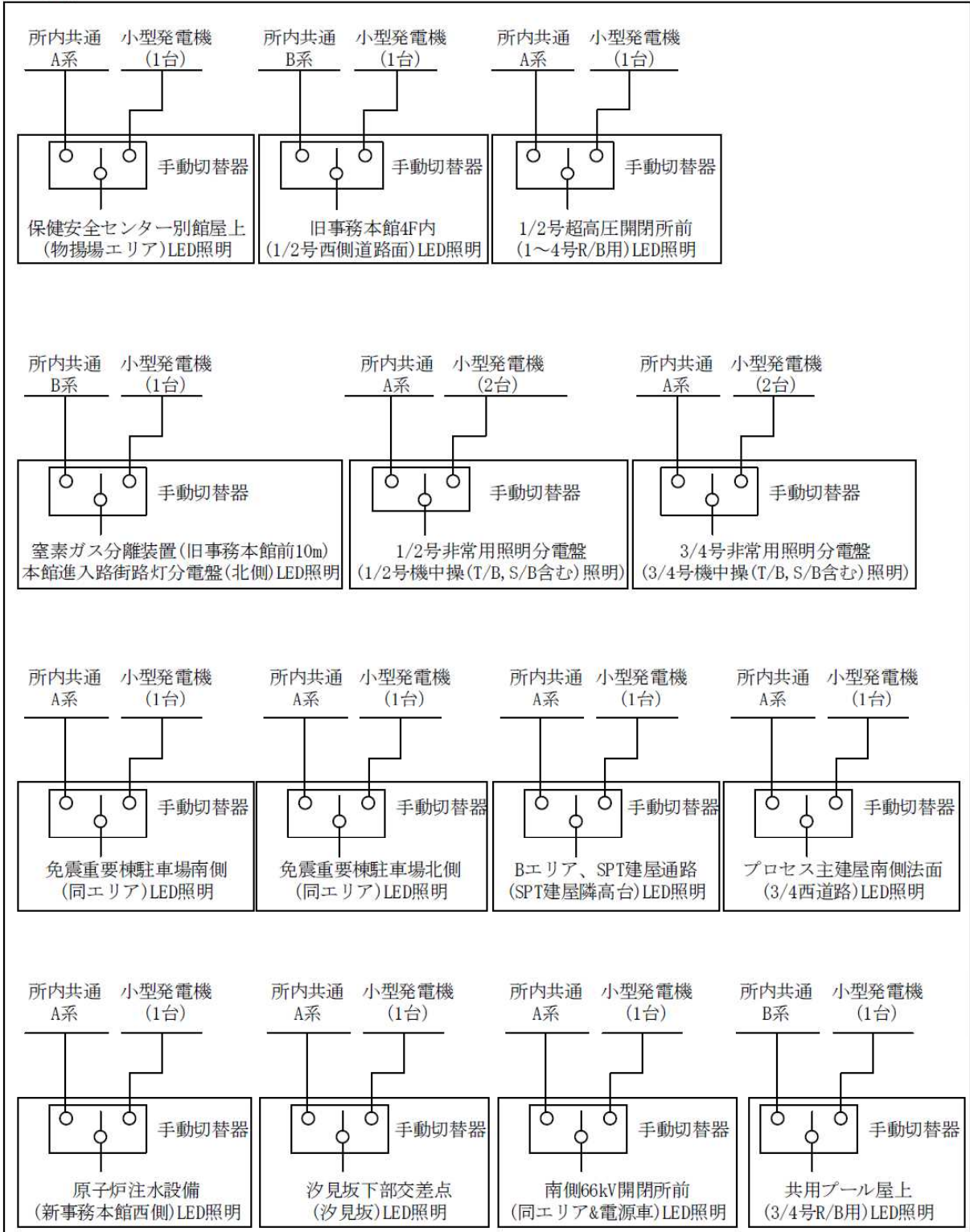


図- 2 作業用照明 電源系統図

(実施計画：II-1-13-1~3)

対応方針

○ 施設内にいる人員の避難計画について

緊急時、開口付近にいる人員が安全に避難できるよう燃料取り出し用構台には安全避難通路を設置し、2方向の避難ルートが確保できる計画とする。(図1)

○ 大規模な地震、津波等の緊急事態への対応

「Ⅱ章 1.13 緊急時対策」の規定に従い、所内の作業者等に対して必要な対応等を各所に設置されたページングによる緊急放送で指示する。また、緊急放送が聴こえないエリアで作業を実施している場合は、作業主管 G より携帯電話にて免震重要棟・高台等への避難を指示する。

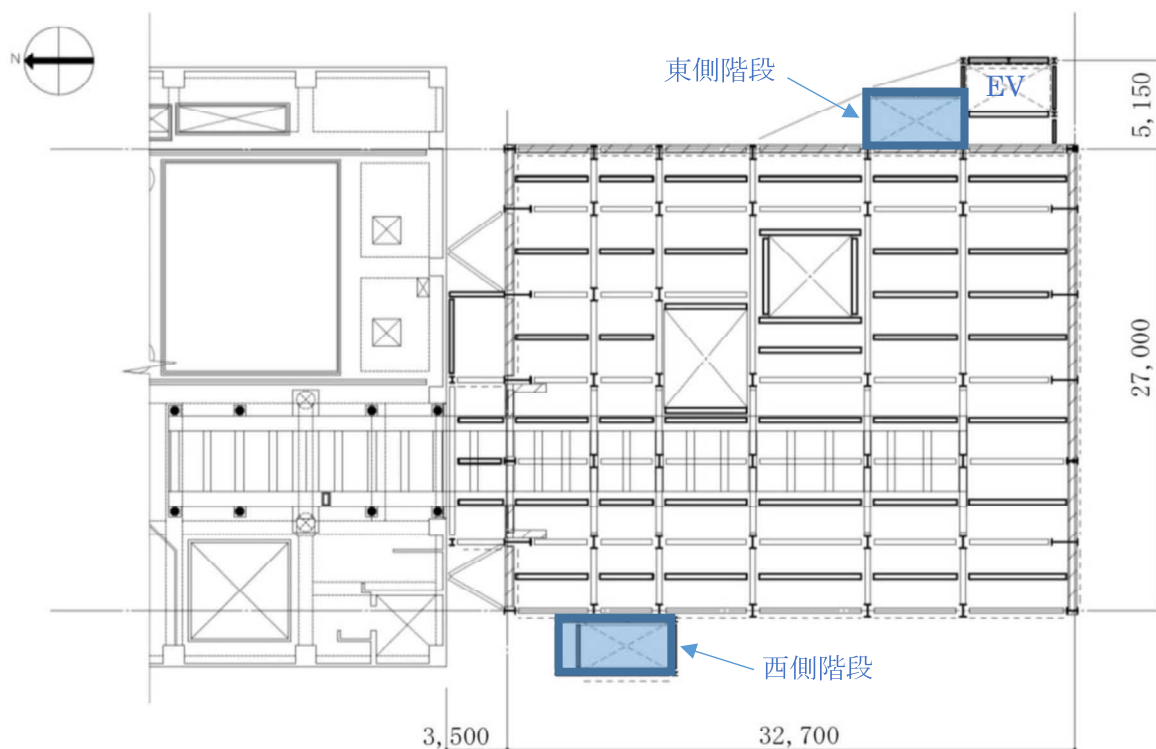


図1 前室床伏図 (G.L.+29,420)

○ 放射性物質濃度の上昇への対応について

開口設置作業時は、前室又は仮囲いの外部にダストモニタを設置し、放射性物質の放出監視を行う。設置したダストモニタにて警報が発生した場合、作業を中断し、開口設置箇所へ飛散防止剤を散布する。その後、警報の継続有無を確認した上で作業の再開を判断する。

Ⅱ． 1 4． 設計上の考慮

Ⅱ． 1 4． ① 準拠規格及び基準

II. 設計，設備について措置を講ずべき措置

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。

①準拠規格及び基準

安全機能を有する構築物，系統及び機器は，設計，材料の選定，製作及び検査について，それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して適切と認められる規格及び基準によるものであること。

措置を講ずべき事項への適合方針

○ 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ついて適切に考慮したものとする。
準拠規格及び基準

安全機能を有する構築物，系統及び機器は，設計，材料の選定，製作及び検査について，それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(実施計画：II-1-14-1)

対応方針

○ 開口設置の検討は原則として下記の法規及び基規準類に準拠して行う。

- (1) 建築基準法・同施行令及び関連告示
- (2) 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(日本建築学会, 改定版 2013 年 8 月発行)
- (3) 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(日本建築学会, 2018 年 12 月)
- (4) 2015 年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省住宅局建築指導課・国土交通省国土技術政策総合研究所・独立行政法人建築研究所・日本建築行政会議, 2015 年)
- (5) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1987)(日本電気協会 電気技術基準調査委員会, 昭和 62 年 8 月 改定)
- (6) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1991 追補版)(日本電気協会 電気技術基準調査委員会, 平成 3 年 6 月 発刊)
- (7) 原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC 4601-2015)(日本電気協会 原子力規格委員会, 平成 27 年 6 月 改定)

Ⅱ. 14. ② 自然現象に対する設計上の考慮

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。
- ・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

○ 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ついて適切に考慮したものとする。
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，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（公衆被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で，核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考に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耐えられる設計とする。また，確保できない場合は必要に応じて多様性を考慮した設計とする。
- ・ 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ものとする。その際，必要に応じて多様性も考慮する。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ものとする。

(実施計画：II-1-14-1)

対応方針

○ 自然現象に対する設計上の考慮

- ・ 2号機原子炉建屋の南側外壁へ耐震安全性に影響のある主要な開口を設置した場合の地震応答解析を実施し、2号機原子炉建屋の耐震安全性を確保していることを確認した。2号機原子炉建屋の耐震性の検討は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値 (4.0×10^{-3}) 以下になることを確認している。(詳細は「Ⅱ特定原子力施設の設計, 設備 2 特定原子力施設の構造及び設備, 工事の計画 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-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」を参照。)
- ・ なお, Ss900 に対する開口設置後の2号機原子炉建屋の耐震安全性については, Ss600 に対する耐震壁の最大せん断ひずみ (0.24×10^{-3}) から概算評価すると, 耐震壁の終局耐力 (4.0×10^{-3}) に対して十分に余裕があると考えられる。(図1)
- ・ また, 過去に実施した Ss900 での解析結果(2021.8.23 福島第一原子力発電所検討用地震動に対する建屋検討結果)と本開口設置に伴う外壁の断面積欠損の条件を加えた Ss600 の評価結果から Ss900 相当を想定した値を比較すると, せん断ひずみは1割程度の変化が生じる程度であり, 耐震壁の終局耐力 (4.0×10^{-3}) に対して十分に余裕があると考えられる。
- ・ 開口は, 東北地方太平洋沖地震津波相当(15m級)の津波が到達しないと考えられる地上約30mの高さに設置し, 建築基準法及び関係法令に基づく風圧力に耐えられる前室又は換気設備ダクト内に設置する。

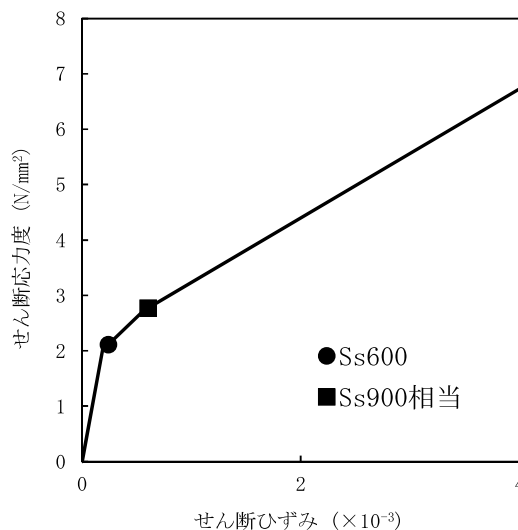


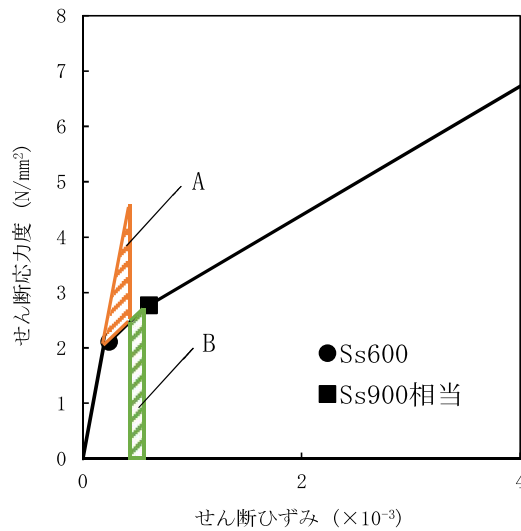
図1 せん断スケルトン曲線上の最大応答値

(補足)

- ・ 2号機燃料取り出し用構台の設置(2022年4月22日認可, 原規規発第2204221号)審査時に, 原子炉建屋の耐震評価を Ss600 と $1/2Ss450$ で実施し, Ss600 に対し $1/2Ss450$ を適用した場合の影響が小さいことを確認している。
- ・ 上記の実施計画において, Ss600 に対する原子炉建屋5階耐震壁のせん断ひずみの検討の結

果，最大せん断ひずみは 0.24×10^{-3} と評価されている。

- 今回，Ss900 による影響評価にあたっては，上記のせん断ひずみの評価結果が保守的に $1/2$ Ss450 の入力時のせん断ひずみと同等と考え，エネルギー一定則（図 2）を利用して，入力地震動が Ss900 となった場合の耐震壁のせん断ひずみを算定する。その際，Ss900 は $1/2$ Ss450 の 2 倍であることから，原子炉建屋の応答が 2 倍になると仮定する。
- 概算評価の結果，せん断ひずみは図 1 に示す「■Ss900 相当（概算評価の値： 0.61×10^{-3} ）」の位置と推定され，終局耐力に相当するせん断ひずみには十分な余裕があると考えた。



エネルギー一定則により，A と B の面積が同等になるスケルトン曲線上の点を Ss900 相当のせん断ひずみの値と推定する。

図 2 部材の応力—ひずみ関係

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（抜粋）

4. 2号機燃料取り出し用構台の構造強度及び耐震性について

4.3.9 原子炉建屋の耐震性に対する検討

(1) 検討方針

燃料取り出し用構台を支持する原子炉建屋の耐震性の検討は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、原子炉建屋の耐震壁及び屋根トラス（以下、原子炉建屋上部架構）の健全性について行い、Ss600 に対して原子炉建屋上部架構の応答性状を適切に表現できる地震応答解析を用いて評価する。

なお、前述の通り 1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことを確認したことから、Ss600 での検討結果を記載する。

(2) 原子炉建屋上部架構の地震応答解析

1) 解析に用いる入力地震動

原子炉建屋上部架構の地震応答解析に用いる入力地震動は、Ss600 を入力したときの原子炉建屋 G. L. 29.92m の時刻歴応答加速度とし、水平方向、回転方向及び鉛直方向の同時入力とする。入力地震動の概念図を図 4.3.9-1 に示す。

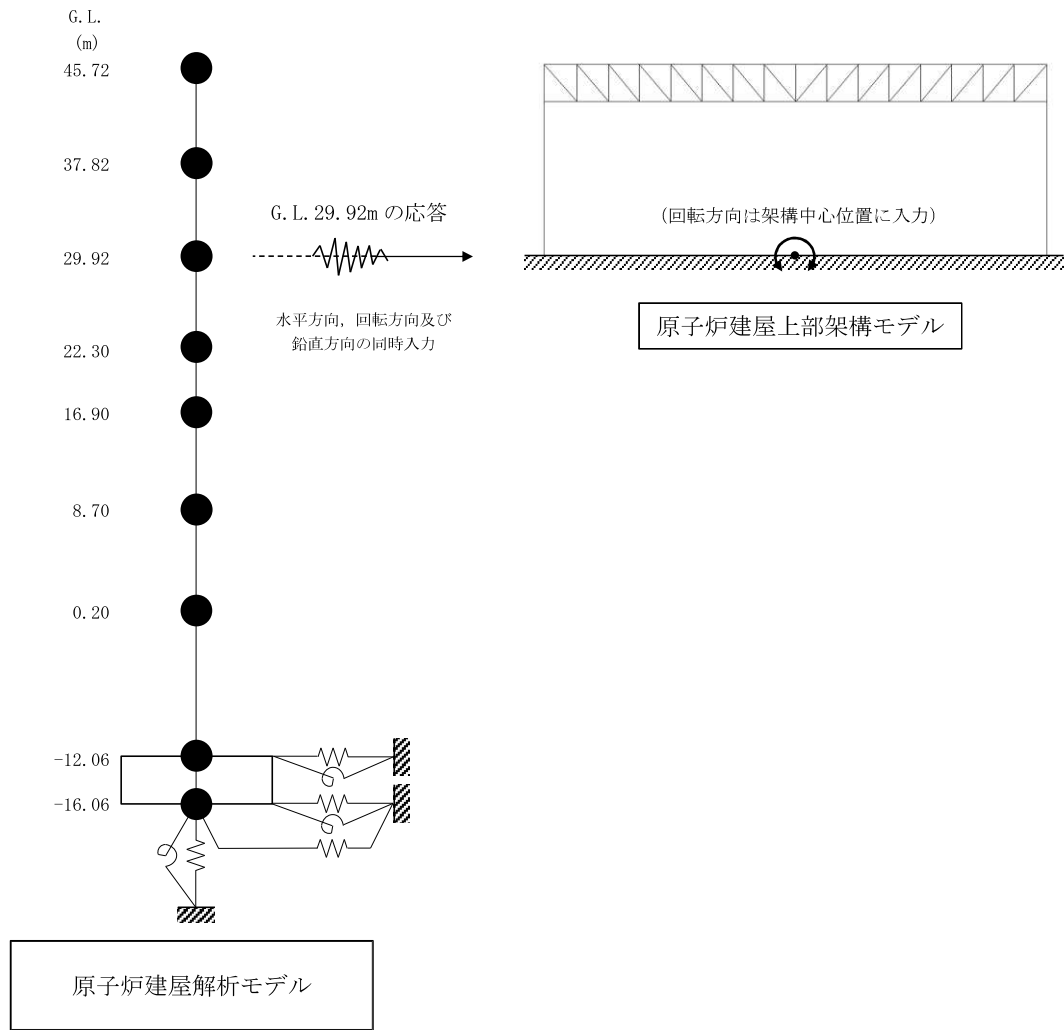


図 4.3.9-1 入力地震動の概念図

2) 地震応答解析モデル

原子炉建屋上部架構の地震応答解析モデルは、G.L. 29.92m より上部の鉄骨造の屋根と鉄筋コンクリート造の柱、梁及び耐震壁を組み込んだ立体架構モデルとし、境界条件は柱及び耐震壁脚を固定とする。解析モデルを図 4.3.9-2 に、物性値を表 4.3.9-1 に示す。

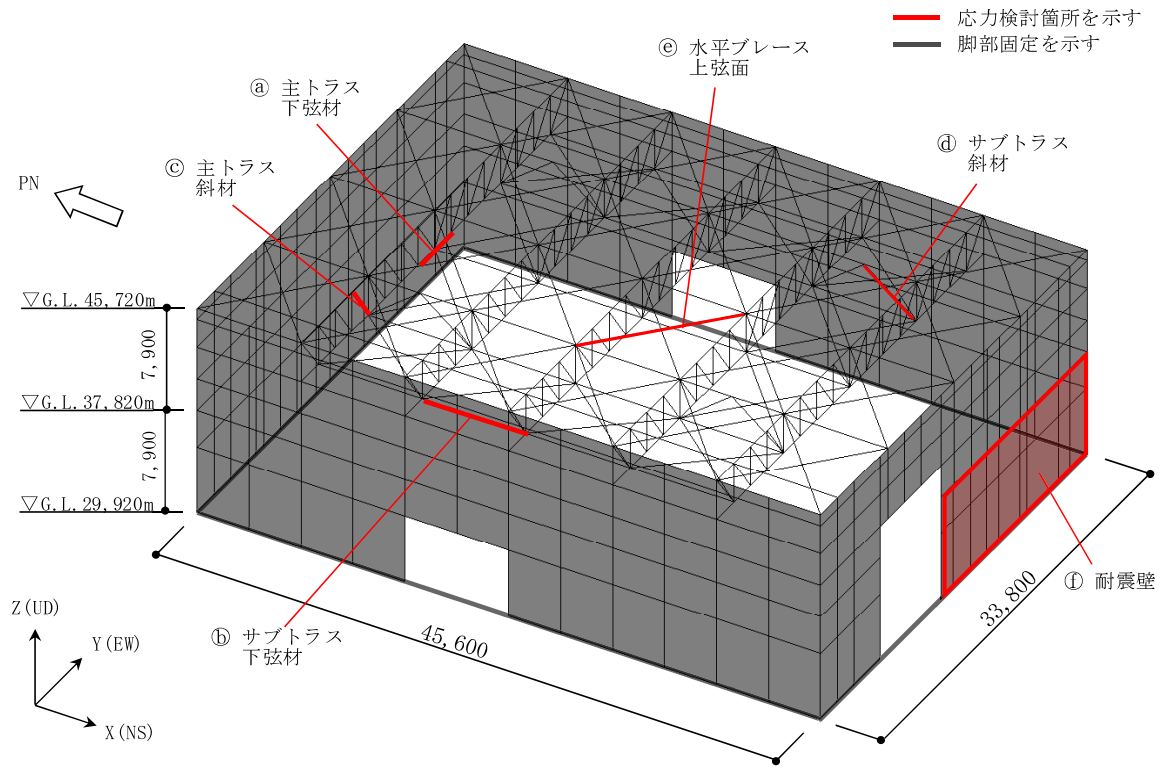


図 4.3.9-2 原子炉建屋上部架構の地震応答解析モデル

表 4.3.9-1 地震応答解析に用いる物性値

部 位	材 料	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断弾性係数 G (N/mm ²)	減衰定数 h (%)
屋根	鉄骨	2.05×10^5	7.90×10^4	2
外周部	コンクリート*	2.57×10^4	1.07×10^4	5

* : 実強度 (Fc35) に基づく物性値を示す。

(3) 波及的影響の評価

原子炉建屋上部架構の変形は、JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2018 年）を参考に定めたクライテリアとして、鉄骨造部材は、塑性率が 5 以下を満足することを確認する。

耐震壁のせん断ひずみは、鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値 (4.0×10^{-3}) 以下になることを確認する。

1) 応力度比及び塑性率の検討

部材の応力度比は、2 方向の曲げ、軸力及びせん断力の各最大応力と各許容応力度との比を組み合わせた値で表され、部材の塑性率は、引張及び圧縮に対して最大軸力時のひずみを引張耐力または座屈耐力時のひずみで除した値で表される。表 4.3.9-2 及び表 4.3.9-3 に応力度比及び塑性率が最大となる部位の検討結果を示す。なお、各許容応力度、引張耐力及び座屈耐力算定時の材料強度は「平成 12 年建設省告示第 2464 号」に定められた基準強度 F 値の 1.1 倍を用いる。

表 4.3.9-2 より応力度比は 1 以下、表 4.3.9-3 より塑性率は 5 以下となり、クライテリアを満足することを確認した。

表 4.3.9-2 応力度比の検討結果

部 位*1			部材形状 (mm) <使用材料>	荷重ケース (位置)*2	作用 応力度 (N/mm ²)		許容 応力度 (N/mm ²)	応力度比	判定
主トラス	㉑	下弦材	H-400×400 ×13×21 <SS400>	従来の Ss-1 +NS+UD (A)	σ_t	108.4	258	0.72	O.K.
					σ_{by}	49.7	190		
					σ_{bz}	7.4	258		
					τ	5.0	148		
サブ トラス	㉒	下弦材	H-248×249 ×8×13 <SS400>	従来の Ss-1 +EW-UD (A)	σ_c	53.1	142	0.38	O.K.
					σ_{by}	0.0	157		
					σ_{bz}	0.0	258		
					τ	0.0	148		

*1：㉑、㉒の符号は図 4.3.9-2 の応力検討箇所を示す

*2：()内は、燃料取扱設備の位置を示す。(表 4.2.1-4 参照)

σ_t : 引張応力度の最大値

σ_c : 圧縮応力度の最大値

σ_{by} : 強軸まわりの曲げ応力度の最大値 b

σ_{bz} : 弱軸まわりの曲げ応力度の最大値

τ : せん断応力度の最大値

表 4.3.9-3 塑性率の検討結果

部 位 ^{*1}			部材形状 (mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置) ^{*2}	塑性率		判定
主トラス	㊸	斜材	2Ls-100×100×13 〈SS400〉	従来の Ss-1 +NS+UD (A)	T/Tu	0.82	0. K.
サブ トラス	㊹	斜材	2Ls-100×100×7 〈SS400〉	従来の Ss-1 +NS+UD (A)	C/Cu	0.58	0. K.
水平 ブレース	㊺	上弦面	CT-125×250×9× 14 〈SS400〉	従来の Ss-2 +EW+UD (A)	C/Cu	1.68	0. K.

*1 : ㊸~㊺の符号は図 4.3.9-2 の応力検討箇所を示す

*2 : ()内は、燃料取扱設備の位置を示す。(表 4.2.1-4 参照)

C : 部材軸方向の圧縮力の最大値

Cu : 座屈耐力

T : 部材軸方向の引張力の最大値

Tu : 引張耐力

2) 耐震壁のせん断ひずみの検討

原子炉建屋上部架構の耐震壁の最大せん断ひずみを表 4.3.9-4 に示す。

検討の結果、耐震壁の最大せん断ひずみは 4.0×10^{-3} 以下となり、クライテリアを満足することを確認した。

また、「4.3.2 構台、前室及びランウェイガーダの耐震性に対する検討」で実施した地震応答解析による原子炉建屋の最大せん断ひずみを、「JEAG 4601-1991 追補版」に基づき設定した耐震壁のせん断スケルトン曲線上にプロットした結果を図 4.3.9-3 に示す。

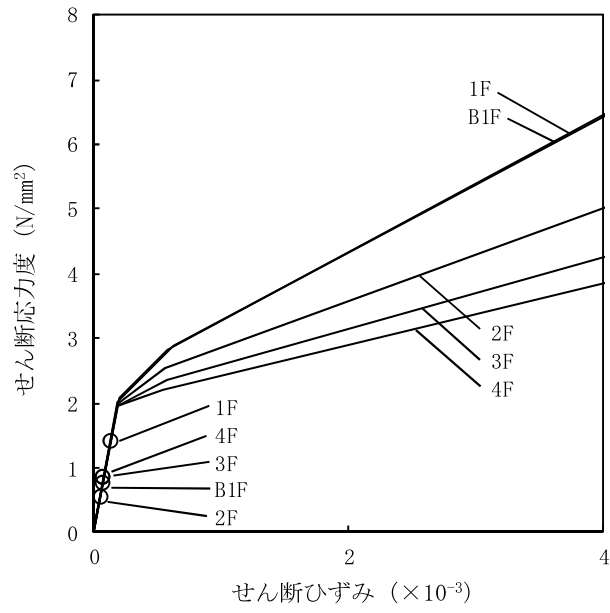
検討の結果、耐震壁の最大せん断ひずみは 4.0×10^{-3} 以下となり、クライテリアを満足することを確認した。

表 4.3.9-4 耐震壁の最大せん断ひずみの検討結果

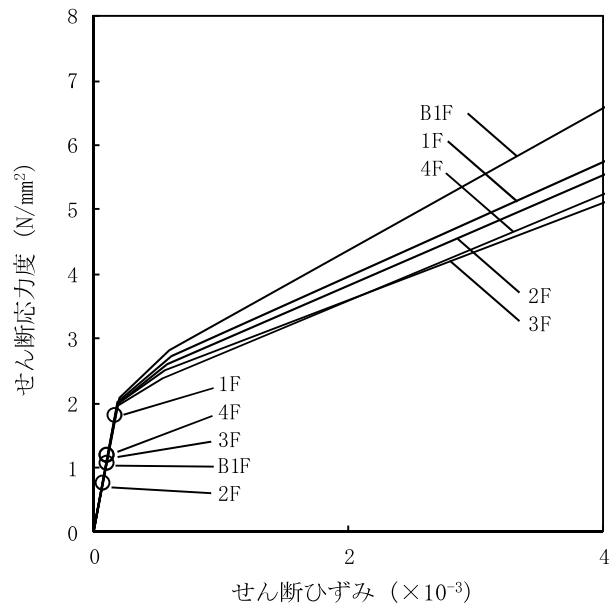
部 位 ^{*1}			部材形状 (mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置) ^{*2}	せん断ひずみ ($\times 10^{-3}$)	判定
耐震壁	㊻	建屋南側 5F	t=200 〈Fc22.1〉	従来の Ss-1 +EW+UD (A)	0.24	0. K.

*1 : ㊻の符号は図 4.3.9-2 の応力検討箇所を示す

*2 : ()内は、燃料取扱設備の位置を示す。(表 4.2.1-4 参照)



(a) NS 方向



(b) EW 方向

図 4.3.9-3 せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(実施計画：II-2-11-添 4-2-195)

Ⅱ. 14. ③ 外部人為事象に対する設計上の考慮

II. 設計，設備について措置を講ずべき措置

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。

③外部人為事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，想定される外部人為事象によって，施設の安全性を損なうことのない設計であること。
- ・安全機能を有する構築物，系統及び機器に対する第三者の不法な接近等に対し，これを防御するため，適切な措置を講じた設計であること。

措置を講ずべき事項への適合方針

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ついて適切に考慮したものとする。

○外部人為事象に対する設計上の考慮

- ・ 想定される外部人為事象としては，航空機落下，ダムの崩壊及び爆発，漂流した船舶の港湾への衝突等が挙げられる。本特定原子力施設への航空機の落下確率は，これまでの事故実績等をもとに，民間航空機，自衛隊機及び米軍機を対象として評価した（原管発管 21 第 270 号 実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の再評価結果について（平成 21 年 10 月 30 日））。その結果は約 3.6×10^{-8} 回/炉・年であり， 1.0×10^{-7} 回/炉・年を下回る。したがって，航空機落下を考慮する必要はない。また，特定原子力施設の近くには，ダムの崩壊により特定原子力施設に影響を及ぼすような河川並びに爆発により特定原子力施設の安全性を損なうような爆発物の製造及び貯蔵設備はない。また，最も距離の近い航路との離隔距離や周辺海域の流向を踏まえると，航路を通行する船舶の衝突により，特定原子力施設が安全機能を損なうことはない。
- ・ 安全機能を有する構築物，系統及び機器に対する第三者の不法な接近，妨害破壊行為（サイバーテロ等の不正アクセス行為を含む）及び核物質の不法な移動を未然に防止するため，下記の措置を講ずる。

- (1) 安全機能を有する構築物，系統及び機器を含む区域を設定し，それを取り囲む物的障壁を持つ防護された区域を設けて，これらの区域への接近管理，入退域管理を徹底する。
- (2) 探知施設を設け，警報，映像監視等，集中監視する設計とする。
- (3) 外部との通信設備を設ける。

(実施計画：II-1-14-1, 2)

対応方針

- 発電所全体の方針に従い，物的障壁を持つ防護された区画内に設置し，当該区域への接近管理，入退域管理を徹底する。

Ⅱ. 14.④ 火災に対する設計上の考慮

II. 設計，設備について措置を講ずべき措置

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。

④火災に対する設計上の考慮

火災発生防止，火災検知及び消火並びに火災の影響の軽減の方策を適切に組み合わせて，火災により施設の安全性を損なうことのない設計であること。

措置を講ずべき事項への適合方針

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ついて適切に考慮したものとする。

○ 火災による設計上の考慮

火災により施設の安全性が損なわれることを防止するために火災発生防止，火災検知及び消火並びに火災の影響の軽減の方策を適切に組み合わせた措置を講じる。

(実施計画：II-1-14-2)

対応方針

○ 外壁コンクリート切断作業は，ウォールソーまたはコア削孔機にて行い，原則，火気を使用しない計画とする。

また，やむを得ず火気を使用する際には，火災発生防止及び火災影響軽減のため，作業エリア近傍では，可能な限り可燃物を排除するとともに，消火器を設置し作業を実施する。