

2.3 特定原子力施設における主なリスク

2.3.1 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。

2.3.2 燃料デブリ（1～3号機）

燃料デブリに関するリスクとしては、原子炉压力容器・格納容器注水設備（以下、原子炉注水系という）が機能喪失することにより原子炉注水が停止し、原子炉压力容器及び格納容器内の燃料デブリ等の温度が上昇し、放射性物質が環境中に放出されるリスクが考えられる。原子炉の安定的な冷却状態を維持し、冷温停止状態を維持することは福島第一原子力発電所の最重要課題の一つであることから、このリスクに対しては、原子炉注水系の継続的な信頼性向上を図ってきており、水源・ポンプ・電源等について多重性及び多様性を有した十分信頼性の高い系統構成としている。

確率論的リスク評価による原子炉注水系のリスク評価では、炉心再損傷頻度が約 5.9×10^{-5} /年と評価されており、「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」で評価された約 2.2×10^{-4} /年の炉心再損傷頻度からリスクが低減していることが確認できる。今後も、原子炉注水系の小ループ化等により信頼性の向上を図り、リスク低減に努めていく。

また、原子炉注水系の異常時の評価では、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）で3プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合においても、実効線量は敷地境界で年間約 2.0×10^{-4} mSv、特定原子力施設から 5km 地点で約 2.1×10^{-5} mSv、特定原子力施設から 10km 地点で約 7.6×10^{-6} mSv であり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」では、シビアアクシデント相当事象で3プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合に敷地境界の実効線量が年間約 11.1mSv と評価されており、燃料デブリの崩壊熱減衰等によって、原子炉注水系の異常時における被ばくリスクが大きく低減していることが分かる。今後も、燃料デブリの崩壊熱は減衰していくため、原子炉注水系の異常時におけるリスクは低減する方向である。

燃料デブリに関するリスクとしては、水素爆発と臨界も挙げられる。

水素爆発に関するリスクとしては、水の放射線分解によって発生する水素が可燃限界を超えることが想定されるが、原子炉格納容器内窒素封入設備を用いて、原子炉压力容器及び格納容器に窒素を連続的に封入することにより、その雰囲気中の水素濃度を可燃限界以下としている。原子炉压力容器もしくは格納容器内で水の放射線分解により発生する水素が、窒素供給の停止から可燃限界の水素濃度に至るまでの時間余裕は 100 時間以上と評価されており、水素爆発のリスクは十分小さいものと考えられる。「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」では、この時間余裕は約 30 時間と評価されており、燃料デブリの崩壊熱減衰によってリスクが低減していることが分かる。

臨界については、一般に、溶融した燃料デブリが臨界に至る可能性は極めて低いと考えられており、また、「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」において燃料デブリ形状等について不確かさを考慮した評価がなされており、臨界の可能性は低いとされている。実際に、ガス放射線モニタにより短半減期核種の放射能濃度を連

続的に監視してきており、これまで臨界の兆候は確認されていない。これらを踏まえると、燃料デブリの形状等については十分に把握できていないものの、燃料デブリの配置変化等の現状の体系からの有意な変化が生じない限り、臨界となることはないと考えられる。当面、燃料デブリの移動を伴う作業は予定されていないことから、現在の臨界リスクは工学的に極めて小さいものと考えられる。なお、将来の燃料デブリ取り出し工程の際には燃料デブリ形状等が大きく変化する可能性があることから、十分に臨界管理を行いつつ、作業を進めていく必要がある。

2.3.3 使用済燃料プールの燃料（1～4号機）

使用済燃料プールの燃料に関するリスクとしては、使用済燃料プール冷却系が機能喪失し、使用済燃料プールの冷却が停止し、使用済燃料プール水の温度が上昇すると共に使用済燃料プール水位が低下するリスクが考えられる。このリスクに対しては、使用済燃料プール冷却系の機能喪失後、使用済燃料プール水位が有効燃料頂部+2mに至るまでの時間余裕が最短で4号機において約27日程度と評価されており、リスクは十分小さいものと考えられる。「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」では、この時間余裕は約16日程度と評価されており、燃料デブリの崩壊熱減衰によってリスクが低減していることが分かる。今後も、使用済燃料の崩壊熱減衰及び使用済燃料プール内の燃料取り出しによって、使用済燃料プール冷却系の異常時におけるリスクは低減する方向である。

2.3.4 5・6号機の使用済燃料プールの燃料

5・6号機は、震災前と同等の設備により使用済燃料プールに貯蔵された燃料を安定的に冷却している状況であり、既設設備に関しては、震災前の設計条件を維持している。

この状況下において、放射性物質の系外放出に至るリスクとしては燃料損傷が挙げられ、燃料損傷に至るシナリオとして以下が考えられる。

(1)燃料取扱い時の燃料落下及び使用済燃料への重量物落下による損傷

燃料交換機によって燃料を移動している際、燃料交換機が故障して、その燃料が落下し、貯蔵中の燃料に衝突して燃料が損傷するシナリオと、原子炉建屋天井クレーンから重量物が落下し、使用済燃料プール内の使用済燃料に衝突し損傷に至るシナリオが考えられる。

このシナリオに対しては、燃料交換機・原子炉建屋天井クレーンは既設燃料取扱設備であり、燃料交換機は燃料取扱い中に動力源が喪失しても燃料を保持する機構となっていること、原子炉建屋天井クレーンはブレーキが安全側に動作する機構となっていること、吊り上げられた重量物が使用済燃料プールに貯蔵された燃料上を走行できないインターロックがあることから、こうしたリスクは小さいものと考えられる。なお、5・6号機の使用済燃料は、震災後8年以上冷却されており、原子炉停止後から放射能は減衰している。Ⅱ.2.11 添付資料-3-2「移送操作中の燃料集合体の落下」と同様の燃料集合体落下事故を想定しても、周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えない。

(2)仮設設備（滞留水貯留設備）停止による冷却機能喪失

滞留水貯留設備の移送ポンプが長期に停止した場合、地下水の流入により建屋内の水位が上昇し、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却の維持に必要な設備に電力を供給している所内高圧母線の被水により電源が停止することで、冷却機能喪失による燃料損傷が考えられる。

このシナリオに対しては、滞留水貯留設備の移送ポンプ停止について評価されており、その期間内に設備が復旧できるため、こうしたリスクは小さいものと考えられる。

（Ⅱ.2.33 参照）

(3)自然災害による冷却機能喪失

まず、地震により使用済燃料プールが損傷し使用済燃料プールの水位が低下するシナリオが考えられる。

このシナリオに対しては、耐震安全性が確保されており、こうしたリスクは小さいものと考えられる。（Ⅱ.2.18, Ⅲ.3.1.3 参照）

次に、津波により使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却機能が喪失し、使

用済燃料プール水の温度が上昇すると共に水位が低下するシナリオが考えられる。

このシナリオに対しては、使用済燃料プールの水位が有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕が、80日程度（5号機に比べ6号機が短い）と評価されており、仮設水中ポンプ（残留熱除去海水系）の設置*による、冷却機能の回復までに要する時間は十分確保されていることから、こうしたリスクは小さいものと考えられる。（表-1 参照）

今後、準備が整い次第、使用済燃料プールから使用済燃料共用プールへ使用済燃料を搬出する予定である。

*：仮設水中ポンプの設置（作業準備、仮設水中ポンプ・制御盤・ホース設置等）には、約68時間（2.8日程度）掛かる見込み。

表-1 使用済燃料プールの崩壊熱による温度上昇率と
水位が有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕

号機	場所	温度上昇率[°C/h]	時間的余裕 [日]
5	使用済燃料プール	0.23	82
6	使用済燃料プール	0.24	80

補足：2018年10月1日時点での崩壊熱より算出。

2.3.5 使用済燃料共用プールの燃料

使用済燃料共用プールは、既設の設備を使用して貯蔵燃料の冷却の維持・継続をしている。

なお、使用済燃料共用プールの燃料に関するリスクとしては、使用済燃料プール冷却系が機能喪失し、使用済燃料プールの冷却が停止し、使用済燃料プール水の温度が上昇すると共に使用済燃料プール水位が低下するリスクが考えられる。このリスクに対しては、使用済燃料プール冷却系の機能喪失後、使用済燃料プール水位が有効燃料頂部+2mに至るまでの時間余裕が約 20 日程度と評価されており、リスクは十分小さいものと考えられる。

2.3.6 使用済燃料乾式キャスクの燃料

使用済燃料乾式キャスクに装填した燃料の保管については、現在使用済燃料輸送容器保管建屋に保管されている 9 基を搬出し、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に保管することを計画している。また、現在使用済燃料共用プールに貯蔵中の使用済燃料の一部を使用済燃料乾式キャスクに装填し、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に保管することを計画している。

使用済燃料乾式キャスクについては、除熱、遮へい、密封、臨界防止の安全機能及び必要な構造強度が設計上考慮されている。

また、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備において、使用済燃料乾式キャスクは支持架台に支持され基礎に固定された状態で保管する。使用済燃料乾式キャスク仮保管設備は、この保管状況において基準地震動 S_s を考慮しても使用済燃料乾式キャスクの安全機能が維持される設計となっている。

使用済燃料乾式キャスクを取り扱うクレーンは、使用済燃料共用プール、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備共に、落下防止対策を施した設計となっている。使用済燃料輸送容器保管建屋から使用済燃料乾式キャスクを搬出する際は、移動式クレーンを使用して行うこととしており、使用済燃料共用プール等と同様の落下防止対策を講じることが出来ないため、万一の使用済燃料乾式キャスクの落下時にも周辺公衆及び放射線業務従事者に対して放射線被ばく上の影響は十分小さくなるように、使用済燃料乾式キャスクの吊り上げ高さを制限する手順を定めて運用する。また、極めて保守的な条件として万一使用済燃料乾式キャスクが落下し、ガス状核分裂生成物が放出されたと仮定しても、敷地境界線量は十分小さい値であることを確認している。

以上のことから、使用済燃料乾式キャスクにかかるリスクは非常に小さい。

2.3.7 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处理した水（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。

2 特定原子力施設の構造及び設備，工事の計画

2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備

2.1.1 基本設計

2.1.1.1 設置の目的

原子炉圧力容器・格納容器注水設備（以下，原子炉注水系という）は，建屋に滞留した汚染水から油分，塩分，放射能を除去した水（以下，処理水という）及びろ過水を水源とし，電動機駆動の注水ポンプにて原子炉への注水を行い，燃料の崩壊熱を除去することを目的とする。

2.1.1.2 要求される機能

- (1) 原子炉圧力容器・格納容器内での崩壊熱を適切に除去できること。
- (2) 原子炉圧力容器底部温度を概ね 100℃未満に維持できる機能を有すること。
- (3) 原子炉注水系は多重性または多様性及び独立性をそなえること。
- (4) 異常時にも適切に対応できる機能を有すること。
- (5) 常設の原子炉注水系が冷却機能を喪失した際は代替冷却機能を有すること。

2.1.1.3 設計方針

2.1.1.3.1 新設設備の設計方針

- (1) 構造強度及び機能の維持
 - a. 原子炉注水系は，燃料の崩壊熱を除去し冷温停止状態に必要な冷却水を注入できる機能を有し，原子炉圧力容器底部温度を概ね 100℃未満に維持できる設計とする。
 - b. 原子炉注水系は，系統の多重性及び独立性を備えた設計とする。また，定期的に機能確認が行える設計とする。
 - c. 原子炉注水系は，異なる送電系統で 2 回線以上の外部電源から受電するとともに，外部電源喪失の場合でも，所内の独立した電源設備から受電できる設計とする。
 - d. 原子炉注水系は，材料の選定，製作及び検査について，適切と認められる規格および基準によるものとする。
 - e. 原子炉注水系は，漏えいを防止できる設計とする。
 - f. 原子炉注水系の設備に異常が生じた場合に検出できるようにする。
- (2) 注水状態の監視
 - a. 原子炉注水系は，注水流量を監視し記録できる設計とする。

(3) 漏えい監視

- a. 原子炉注水系は、設備に漏えいがあった場合に検出できるようにする。
- b. 原子炉注水系は、漏えい箇所を隔離できるとともに注水を継続できる設計とする。

(4) 異常時への対応機能

- a. 原子炉注水系は、外部電源が利用できない場合にも冷却機能を継続できる設計とする。
- b. 原子炉注水系は、母線によって供給される全ての電源が喪失した場合においても、注水冷却をすみやかに再開可能とする電源を備えたものとする。
- c. 原子炉注水系は、地震、津波等の発生を考慮しても冷却機能を確保できる設計とする。

(5) 火災防護

- a. 早期検知に努めるとともに、消火設備を設けることで、初期消火を行い、火災により、安全性を損なうことのないようにする。

2.1.1.3.2 既設設備の設計方針

(1) 耐震性

原子炉注水系の既設設備は、基準地震動 S_s による地震力に対してその安全機能を確保できることを確認する。確保できない場合は、多様性を考慮した設計とする。

(2) 系統流量

原子炉等を適切に冷却するのに必要な冷却水の流量を確保できることを確認する。

2.1.1.4 供用期間中に確認する項目

- (1) 崩壊熱相当注水量以上で原子炉へ注水できること。
- (2) 原子炉圧力容器底部温度が 100°C 未満であること。

2.1.1.5 主要な機器

(1) 設備概要（添付資料－1 参照）

原子炉注水系は、処理水及びろ過水を水源とし、電動機駆動の注水ポンプにて建屋内の既設配管（1号機は給水系、炉心スプレイ系、2、3号機は給水系、炉心スプレイ系及び消火系）を介して原子炉への注水を行い、燃料の崩壊熱を除去する。

水源には、ろ過水タンク、処理水バッファタンク、純水タンク、復水貯蔵タンク（以下、CSTという）を備え、ポンプは常用高台炉注水ポンプ、非常用高台炉注水ポンプ、純水タンク脇炉注水ポンプ、タービン建屋内炉注水ポンプ、CST炉注水ポンプにより構成する。また、原子炉への注水ラインは、処理水バッファタンクから常用高台炉注水ポンプまたは非常用高台炉注水ポンプを介する注水ライン、処理水バッファタンクからタービン建

屋内炉注水ポンプを介する注水ライン，純水タンクから純水タンク脇炉注水ポンプを介する注水ライン，各号機のC S TからC S T炉注水ポンプまたはタービン建屋内炉注水ポンプを介するライン等で構成する。

系統の構成にあたっては，それぞれの設備で多重化を図り，機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成する。

(2) 注水ポンプ

原子炉注水系の常用系は，事務本館海側駐車場に設置された常用高台炉注水ポンプ3台（1～3号共用），タービン建屋内に設置されたタービン建屋内炉注水ポンプ6台及びC S T炉注水ポンプ6台で構成する。

また予備としては電源喪失時の注水を確保するため，事務本館海側駐車場に設置され所内電源系統から独立した専用のディーゼル発電機（以下，D/Gという）から受電する非常用高台炉注水ポンプの3台（1～3号共用），純水タンク脇に設置され所内電源及び専用のD/Gの双方からの受電が可能な純水タンク脇炉注水ポンプ3台（1～3号共用）の計6台で構成している。各ポンプの操作盤は各ポンプ近傍に設置されており，手動で起動・停止を行う。注水ポンプは，燃料の崩壊熱相当注水量を十分確保できる仕様とする（崩壊熱相当注水量の計算例を添付資料－3に示す）。

(3) タンク

原子炉注水系の水源は，建屋に滞留した汚染水を水処理した処理水とろ過水の2種類がある。処理水を水源としているタンクは，処理水バッファタンク及びC S Tがあり，ろ過水を水源としているタンクはろ過水タンク，純水タンクがあり，水源に対し多様性を有している。

また，処理水バッファタンクは水源として処理水を主としているが，処理装置の不具合等により，処理水の供給がとぎれた場合に備え，ろ過水タンクから水の供給が可能である。なお，ろ過水タンクへのろ過水の供給量は，崩壊熱相当注水量に対して十分な供給能力がある。

これらタンクは1～3号機共用として運用するが，複数のタンクがあり，またタンクから原子炉までの注水ラインはそれぞれ独立しているため，十分な多様性及び独立性を有している。

(4) 原子炉注水ライン

常用，非常用高台炉注水ポンプ，タービン建屋内炉注水ポンプ，純水タンク脇炉注水ポンプ及びC S T炉注水ポンプは，ポンプ吐出ラインをそれぞれ独立したラインで構成する他，常用，非常用高台炉注水ポンプは水源からポンプまでのラインも，処理水バッファタンクとろ過水タンクからの独立した系統構成とすることで，多様性を向上させ，系の漏え

い等に伴う系統を隔離しての補修作業や系統単独での作動確認が実施できる。

これらの系を構成するラインは、ポンプ定格流量にて注水した場合においても、有意な圧力損失及び流体振動等が発生しないよう考慮する。また、耐圧ホース及びフレキシブルチューブの敷設にあたっては、許容された半径を満足する様に配置するとともに、ホース類の敷設にあたっては、温度上昇による強度への影響を考慮し、道路脇の芝生上に敷設するなど可能な限りアスファルトを避けて敷設する。

(5) 電源

常用高台炉注水ポンプ、タービン建屋内炉注水ポンプ及びC S T炉注水ポンプの電源は、異なる送電系統で2回線の外部電源から受電できる構成とする。

外部電源喪失の場合でも、所内共通ディーゼル発電機から電源を供給することで常用高台炉注水ポンプ、タービン建屋内炉注水ポンプ及びC S T炉注水ポンプのいずれかの運転が可能な構成とする。

また、非常用高台炉注水ポンプ及び純水タンク脇炉注水ポンプはそれぞれ専用のD/Gを有し、外部電源の供給の有無に関わらず運転が可能な構成とする。

(6) その他

複数の設備に損傷が生じた場合であっても、原子炉注水を維持するため、原子炉注水専用の消防車を3台配備する。水源については、上記のタンクその他、原水地下タンクを利用できる他、これらの水源が使用できない場合も、海水を水源とした消防車による注水が可能である。

原子炉注水系の腐食防止対策としては、注水する処理水の水質管理を行うと共に、窒素バブリングによる脱酸素等を実施する（添付資料-4参照）。

また、原子炉注水系の凍結防止対策としては、保温材の取り付け、水抜き、ハウス設置を実施する。

原子炉注水系の監視としては、現場、免震重要棟集中監視室等で原子炉の冷却状態及び注水状態を監視し、これらの変動により有意な漏えい検出も可能と考えている。

また、タンク、または配管等からの微小漏えいによる系外への放射性物質漏えいに関しては特に監視設備は設けていないが、漏えいリスクが低いPE管への設備変更、土嚢による系外放出防止対策を実施すると共に、巡視点検を行うことにより監視している。

接触等による流量変動防止対策として、原子炉注水量調整弁近傍に注意喚起の表示、接触しやすい流量調整弁には接触防止カバーを取付ける。

2.1.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

原子炉注水系は、機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成しているが、津波等

により万が一、複数設備の機能が同時に喪失した場合は、水源の損傷状況や現場状況に応じて、新たな消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い、原子炉注水を再開する。

(2) 火災

原子炉注水系の非常用高台炉注水ポンプ及び純水タンク脇炉注水ポンプのD/G用燃料タンク内に危険物が存在するため、初期消火の対応ができるよう、近傍に消火器を設置する。

2.1.1.7 構造強度及び耐震性（添付資料－2参照）

(1) 構造強度

原子炉注水系は、技術基準上非常用炉心冷却設備に相当するクラス2機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（以下、設計・建設規格という）」で規定されるものであるが、設計・建設規格は、鋼材を基本とした要求事項を規定したものであり、耐圧ホース等の非金属材についての基準がない。従って、鋼材を使用している設備については、設計・建設規格のクラス2機器相当での評価を行い、非金属材料については、当該設備に加わる機械的荷重により損傷に至らないことをもって評価をおこなう。この際、当該設備が JIS や独自の製品規格等を有している場合や、試験等を実施した場合はその結果などを活用し、評価を行う。また、溶接部については、耐圧試験、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。

また、構造強度に関連して経年劣化の影響を評価する観点から、原子力発電所での使用実績がない材料の設備を使用する場合は、他産業での使用実績等を活用しつつ、必要に応じて試験等をおこなうことで、経年劣化の影響についての評価を行う。なお、試験等の実施が困難な場合にあっては、巡視点検等による状態監視をおこなうことで、健全性を確保する。

(2) 耐震性

原子炉注水系は、耐震設計審査指針上のSクラス相当の設備と位置づけられるが、新設設備については、短期間での設計、調達及び設置を行う必要があることから、耐震Sクラスの要求事項を完全に満足するものとはなっていないものの、今後も継続的に発生すると思われる地震に対して耐震性を確保する観点から、耐震Bクラス設備に適用される静的地震力に対して耐震性が確保されることを確認する。

また、既設設備については、基準地震動 S_s による地震力に対してその安全機能を確保できることを確認する。確保できない場合は、多様性を考慮した設計とする。耐震性に関する評価にあたっては、「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが、必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。支持部材がない等の理由によって、耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合においては、フレキシビリ

ティを有する材料を使用するなどし、可能な限り耐震性を確保する。

2.1.1.8 機器の故障への対応

2.1.1.8.1 機器の単一故障

(1) ポンプ故障

常用系ポンプが故障した場合は、待機号機の起動もしくは非常用高台炉注水ポンプの起動を行うことで炉注水を再開する（注水再開の所要時間：30分程度）。

(2) 電源喪失

常用系ポンプの電源が、外部電源喪失や全母線電源喪失により喪失した場合は、電源切替には数時間を要することから、非常用高台炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成及び非常用高台炉注水ポンプの起動）及び予め待機している消防車による原子炉注水（系統構成及び消防車の起動）を並行して実施する（注水再開の所要時間：30分程度）。

(3) 水源喪失

常用系ポンプは、主としてバッファタンクを水源としているが、タンク等が損傷し、保有水が漏えいする等、タンク機能が喪失した場合は、水源をろ過水タンクに切替える（注水再開の所要時間：30分程度）。

なお、万が一バッファタンクに加え、ろ過水タンクの機能も喪失した場合（複数設備の機能喪失に該当）は、純水タンクへのろ過水の供給が無くなるため、原水地下タンクを水源とし、予め待機している消防車による注水を行う（注水再開の所要時間：60分程度）。

(4) 原子炉注水ラインの損傷

常用系ポンプからの注水ラインが損傷した場合は、純水タンク脇炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成及び純水タンク脇ポンプの起動）を行う（注水再開の所要時間：30分程度）。

2.1.1.8.2 原子炉注水系の複数の設備が同時に機能喪失した場合

原子炉注水系は、機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成しているが、地震、津波等により万が一、複数の設備の機能が同時に喪失した場合は、水源の損傷状況や現場状況に応じて、新たな消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い、原子炉注水を再開する。消防車は、事務本館海側駐車場、ろ過水タンク脇、厚生棟横にバックアップとして設置されている消防車を使用できる他、事務本館山側駐車場に配備されている消防車を使用できる。注水再開までの時間は、現場状況等により変動するも

の、ホース敷設距離等を踏まえた作業時間を勘案すると、作業開始から3時間程度と想定しており、想定以上とならないよう定期的に訓練を実施している。

現行の崩壊熱においては、仮に注水停止が3時間を超える長時間にわたる場合を想定しても、1プラント当たり10m³/hの注水流量で冷却可能であると評価されており、現行の設備で冷却を行うことが十分可能である。流量を高めた注水を再開する場合には、蒸気が急速に凝縮する可能性があることから、窒素封入が行われていることを確認するとともに、温度や圧力等のパラメータを監視しつつ注水流量の調整を行う。

2.1.1.8.3 異常時の評価

原子炉注水系が異常事象により機能喪失し、原子炉注水が停止した場合について、評価を実施した（添付資料－5参照）。

敷地境界での年間の実効線量の評価結果は、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、周辺の公衆に対し、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では約 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、約 7.6×10^{-6} mSvであり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

2.1.1.8.4 原子炉注水系の確率論的リスク評価

原子炉注水系に対して影響が大きい事象を選定し、その後の事象進展の確率を、設備構成や故障率を基に推定し、原子炉圧力容器内及び格納容器内の燃料（以下、炉心という）が再損傷に至る頻度を評価した（添付資料－6参照）。

評価の結果、炉心が再損傷する頻度（点推定値）の内の事象（ハザード発生箇所が発電所内）の合計値は、約 3.2×10^{-7} /年、外部電源喪失（地震）は、約 6.1×10^{-9} /年、大津波事象は、約 5.8×10^{-5} /年となっている。評価結果の合計値は約 5.9×10^{-5} /年であり、寄与割合は、大津波事象が約99%となった。

2.1.2 基本仕様

2.1.2.1 主要仕様

(1) 常用高台炉注水ポンプ（完成品）（外部電源）

台数	3
型式	多段渦巻ポンプ
容量	20m ³ /h（1台あたり）
揚程	113m

(2) 非常用高台炉注水ポンプ（完成品）（専用D/G電源）

台数	3
型式	多段渦巻ポンプ
容量	20m ³ /h（1台あたり）
揚程	113m

(3) 純水タンク脇炉注水ポンプ（完成品）（外部電源及び専用D/G電源）

台数	3
型式	多段渦巻ポンプ
容量	37 m ³ /h（1台あたり）
揚程	93m

(4) タービン建屋内炉注水ポンプ（完成品）（外部電源）

1号機

台数	2
型式	多段渦巻ポンプ
容量	12 m ³ /h（1台あたり）
揚程	70m

2, 3号機

台数	2号機 2 3号機 2
型式	多段渦巻ポンプ
容量	10m ³ /h（1台あたり）
揚程	70m

(5) CST炉注水ポンプ（完成品）（外部電源）

台数	1号機	2
	2号機	2
	3号機	2
型式	単段渦巻ポンプ	
容量	20m ³ /h（1台あたり）	
揚程	70m	

(6) 非常用高台炉注水ポンプ用D/G（完成品）

台数	1
容量	125kVA以上
力率	約0.8（遅れ）
電圧	約200V
周波数	50Hz
燃料タンク容量, 消費量	約250l（参考値）, 約26.1l/h（参考値）

(7) 純水タンク脇炉注水ポンプ用D/G（完成品）

台数	1
容量	125kVA以上
力率	約0.8（遅れ）
電圧	約200V
周波数	50Hz
燃料タンク容量, 消費量	約250l（参考値）, 約26.1l/h（参考値）

(8) 処理水バッファタンク

基数	1
容量	700m ³

(9) 復水貯蔵タンク（CST）

基数	1号機	1
	2号機	1
	3号機	1
容量	1号機	1893Kl
	2 / 3号機	2448.5Kl

(10) ろ過水タンク

基 数	1
容 量	8000 m ³

(11) 純水タンク

基 数	2
容 量	2000 m ³ (1基あたり)

(12) 原水地下タンク

基 数	1
容 量	970m ³

(13) 消防車

基 数	3
規格放水圧力	0.7MPa 以上
放水性能	60m ³ /h 以上
高压放水圧力	1.0MPa 以上
放水性能	36m ³ /h 以上
燃料タンク容量、消費量	約 631 (参考値), 約 371/h (参考値)

表 2. 1 - 1 主要配管仕様

名称	仕様	
【1～3号機高台炉注水ライン】 ポンプユニット (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch20S 65A/Sch20S 80A/Sch20S SUS304TP 1.4MPa 50℃
(フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当 SUS316L 1.4MPa 50℃
【1～3号機高台炉注水ライン】 注水ライン (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch40 80A/Sch40 150A/Sch40 SUS304TP 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch40 STPT370 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch80 STPT370 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	300A/Sch40 STPT410 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch40 65A/Sch40 80A/Sch40 STPG370 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch80 STPG370 0.98MPa 50℃
(フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 SUS316L 0.98MPa 50℃

名称	仕様	
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当 / 200A 相当 / 300A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
(消防ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力	65A 相当 ポリエステル 1.0MPa 以上
【1～3号機純水タンク脇炉注水ライン】 ポンプユニット (鋼管)	呼び径 / 厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A / Sch20S 65A / Sch20S 80A / Sch40 SUS304TP 1.4MPa 50℃
【1～3号機純水タンク脇炉注水ライン】 注水ライン (鋼管)	呼び径 / 厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A / Sch20 200A / Sch20 SGP 0.98MPa 50℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度 許容曲げ半径	75A 相当 ポリ塩化ビニル 0.98MPa 50℃ 750mm
(消防ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力	65A 相当 ポリエステル 1.0MPa 以上
【1～3号機タービン建屋内炉注水ライン】 ポンプユニット (鋼管)	呼び径 / 厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A / Sch40 STPT370 1.4MPa 50℃
(鋼管)	呼び径 / 厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A / Sch80 STPT370 1.4MPa 50℃
(鋼管)	呼び径 / 厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A / Sch80 SUS304TP 1.4MPa 50℃
【1～3号機タービン建屋内炉注水ライン】 注水ライン (鋼管)	呼び径 / 厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A / Sch40 80A / Sch40 100A / Sch40 150A / Sch40 STPT370 0.98MPa 50℃

名称	仕様	
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch160 STPT370 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A／Sch40 150A／Sch40 300A／Sch40 STPG370 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch80 STPG370 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch80 65A／Sch40 STPT410 0.96MPa 66℃
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当/150A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
【1～3号機C S T原子炉注水ライン】 ポンプユニット (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A／Sch80 50A／Sch80 STPT410 0.96MPa 66℃
	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A／Sch40 STPT410 0.96MPa 66℃
【1～3号機C S T原子炉注水ライン】 注水ライン (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch80 50A／Sch40 65A／Sch40 80A／Sch40 100A／Sch40 150A／Sch40 STPT410 0.96MPa 66℃
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 75A 相当 100A 相当 150A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃

2.1.3 添付資料

- 添付資料－1 原子炉压力容器・格納容器注水設備系統概略図
- 添付資料－2 構造強度及び耐震性について
- 添付資料－3 崩壊熱相当の注水量について
- 添付資料－4 炉注入する処理水の水質目標値について
- 添付資料－5 原子炉注水停止時評価の説明資料
- 添付資料－6 原子炉注水系に関する確率論的リスク評価
- 添付資料－7 原子炉注水系に係る確認事項
- 添付資料－8 処理水バッファタンクの基本仕様
- 添付資料－9 処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の具体的な安全確保策
- 添付資料－10 処理水バッファタンクの基礎及び堰に関する説明書
- 添付資料－11 原子炉压力容器・格納容器注水設備の配置

原子炉注水停止時評価の説明資料

1. 評価方法

評価は、大きく分けて三段階で実施する。第一段階では時間依存のエネルギーバランス評価によって原子炉注水停止後及び注水再開時の燃料や炉内構造材の温度変化を評価し、第二段階では温度評価結果を入力として核分裂生成物の放出量を評価し、第三段階では放出される環境中への線量影響評価を実施する。

評価プラントについては、1～3号機のうち崩壊熱の評価結果が最大である2号機を代表として対象とする（平成24年12月7日時点の崩壊熱：1号機0.25 MW，2号機0.33 MW，3号機0.33 MW）。

1.1 燃料温度評価

- (1) 炉心燃料からの崩壊熱による発熱と、炉心燃料，上部構造材，シュラウド，原子炉圧力容器側部，原子炉圧力容器底部のそれぞれの間の輻射熱伝達を考慮する（図－1）。
- (2) 各部の温度は一点近似とする。
- (3) 原子炉注水停止時の原子炉圧力容器内の保有水量は保守的に0 m³とし，原子炉注水停止と同時に全燃料が露出するものとする。
- (4) 評価に用いる式を以下に示す（注水再開前）。
 - a. 炉心燃料のエネルギーバランスの式

$$M_1 C p_1 \frac{dT_1}{dt} = Q_d - Q_1 - Q_5$$

M_1 : 炉心燃料質量[kg]

$C p_1$: 炉心燃料比熱[kJ/(kg-K)]

T_1 : 炉心燃料温度[K]

Q_d : 炉心燃料崩壊熱[kW]

Q_1 : 炉心燃料（上面）における輻射伝熱量[kW]

Q_5 : 炉心燃料（下面）における輻射伝熱量[kW]

- b. 上部構造材のエネルギーバランスの式

$$M_2 C p_2 \frac{dT_2}{dt} = Q_2$$

M_2 : 上部構造材質量[kg]

$C p_2$: 上部構造材比熱[kJ/(kg-K)]

T_2 : 上部構造材温度[K]

Q_2 : 上部構造材における輻射伝熱量[kW]

c. シュラウドのエネルギーバランスの式

$$M_3 C p_3 \frac{dT_3}{dt} = Q_3 - Q_4$$

M_3 : シュラウド質量[kg]

$C p_3$: シュラウド比熱[kJ/(kg-K)]

T_3 : シュラウド温度[K]

Q_3 : シュラウド（内面）における輻射伝熱量[kW]

Q_4 : シュラウド（外面）における輻射伝熱量[kW]

d. 原子炉圧力容器側部のエネルギーバランスの式

$$M_4 C p_4 \frac{dT_4}{dt} = Q_4$$

M_4 : 原子炉圧力容器側部質量[kg]

$C p_4$: 原子炉圧力容器側部比熱[kJ/(kg-K)]

T_4 : 原子炉圧力容器側部温度[K]

e. 原子炉圧力容器底部のエネルギーバランスの式

$$M_5 C p_5 \frac{dT_5}{dt} = Q_5$$

M_5 : 原子炉圧力容器底部質量[kg]

$C p_5$: 原子炉圧力容器底部比熱[kJ/(kg-K)]

T_5 : 原子炉圧力容器底部温度[K]

(5) 注水再開後には注水による燃料冷却を考慮する。注水量の全てが炉心燃料の冷却に寄与するものとし、また、発生蒸気によって上部構造材が冷却されるものとする。飽和温度以下の水により燃料が冷却される場合には、水の顕熱により燃料の崩壊熱が除去されるものとする。

(6) 評価に用いる式を以下に示す（注水再開後）。

a. 炉心燃料のエネルギーバランスの式

$$M_1 C p_1 \frac{dT_1}{dt} = Q_d - Q_1 - Q_5 - Q_c$$

$$\text{ここで, } Q_c = W_g (H_g - H_f) + W_{in} (H_f - H_{in})$$

Q_c : 注水による炉心燃料除熱量[kW]

- W_{in} : 注水流量[kg/s]
 W_g : 発生蒸気量[kg/s]
 H_{in} : 注水の比エンタルピ[kJ/kg]
 H_g : 飽和蒸気の比エンタルピ[kJ/kg]
 H_f : 飽和水の比エンタルピ[kJ/kg]

b. 上部構造材のエネルギーバランスの式

$$M_2 C p_2 \frac{dT_2}{dt} = -Q_2 - Q_{2g}$$

$$\text{ここで, } Q_{2g} = h_{2g} A_{2g} (T_2 - T_g)$$

- Q_{2g} : 上部構造材から蒸気流への対流伝熱量[kW]
 T_g : 飽和蒸気温度[K]
 h_{2g} : 上部構造材の熱伝達率[kW/(m²-K)]
 A_{2g} : 上部構造材伝熱面積(蒸気への対流伝熱) [m²]

1.2 核分裂生成物の放出量評価

(1) 上部構造材に付着しているセシウムが温度上昇に伴い飽和蒸気圧で蒸発し、環境中へ放出された場合の線量影響を評価する。セシウムの放出量は、上部構造材温度の時間変化にしたがって放出量を積分して評価する。

上部構造材としては、スタンドパイプと気水分離器を考慮しており、燃料からの輻射熱の影響を考慮し、燃料に近いこれらの部位に炉心燃料インベントリ全量のセシウムが付着しているという保守的な設定としている。

- (2) 希ガスは既にほぼ完全に放出されていること、また、ヨウ素は減衰していることから、これらの被ばく評価上の影響は無視できるため、本評価では考慮しないこととする。
- (3) 燃料残存の核分裂生成物 (FP) については、平成 23 年 3 月の事故時に燃料温度は約 3,000°C 近くの高温に達していると評価されており、揮発性の高いものは既に放出されているものと考えられる。よって、今回の評価結果の範囲である 500°C 程度の燃料温度では、FP の有意な追加放出がないと考えられることから、これらについては本評価では考慮しないこととする。
- (4) 対象とするセシウムの化学形態は水酸化セシウム (CsOH) とし、その飽和蒸気圧は熱力学データベース (MALT) による評価結果を引用するものとする (図-2)。
- (5) CsOH のキャリアガスは、発生する蒸気量とする。また、炉心燃料が冷却するまで放出が継続するものとする。
- (6) 評価に用いる式を以下に示す。

$$M_{CsOH} = P_{CsOH} V_g / (RT)$$

$$C_{CsOH} = M_{CsOH} / (V_g + v_{grav} A_{grav} + v_{dif} A_{dif})$$

$$M_{leak} = C_{CsOH} V_g$$

M_{CsOH} : CsOH 発生量 [mol/s]

P_{CsOH} : CsOH 飽和蒸気圧 [N/m²]

V_g : 発生蒸気流量 [m³/s]

R : 気体定数 [J/(mol-K)]

T : 上部構造材温度 [K]

C_{CsOH} : CsOH 平衡濃度 [mol/m³]

v_{grav} : 重力沈降速度 [m/s]

A_{grav} : 重力沈降面積 [m²]

v_{dif} : ブラウン拡散沈着速度 [m/s]

A_{dif} : ブラウン拡散沈着面積 [m²]

M_{leak} : CsOH 放出量 [mol/s]

- (7) 上記の原子炉格納容器での重力沈降とブラウン拡散沈着は考慮するが、その他の原子炉格納容器内や原子炉建屋での除染係数については、保守的に考慮しないこととする。

1.3 線量影響評価

- (1) 大気中へ放出されるセシウムは、原子炉建屋から地上放散されるものとし、周辺の公衆に対する、放射線被ばくのリスクを年間の実効線量を用いて評価する。
- (2) 評価対象核種はセシウム 134 とセシウム 137 とする。
- (3) 実効線量は、以下に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。被ばく経路としては、放射性雲中のセシウムによる外部被ばくと内部被ばくと、地表沈着したセシウムによる外部被ばくと内部被ばくを考慮する。
- (4) 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の評価に用いる式を以下に示す。

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

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]

- (5) 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の評価に用いる式を以下に示す。

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

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]

- (6) 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の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。

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

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]

- (7) 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の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。

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

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]

- (8) 相対濃度と相対線量については、本事象では核分裂生成物は主排気筒より放出されないことから、地上放散を想定し、別紙1の計算方法により求めた下表の値を用いる。敷地境界については、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に記載の主蒸気管破断事故と同じ計算条件とした。5km地点及び10km地点については、風下距離を除き敷地境界と同じ計算条件とした。

	敷地境界	5km地点	10km地点
相対濃度 (χ/Q) [s/m ³]	8.1×10^{-5}	8.6×10^{-6}	3.1×10^{-6}
相対線量 (D/Q) [Gy/Bq]	7.3×10^{-19}	1.7×10^{-19}	7.1×10^{-20}

2. 評価条件

2.1 燃料位置

燃料の位置については、不確定性はあるものの、1～3号機のいずれについても原子炉圧力容器もしくは原子炉格納容器内に燃料は存在しているものと推定されており、本評価では、実効線量の評価を厳しくする観点から、原子炉圧力容器内に燃料の全量があるという条件で評価している。

平成23年3月の事故時の炉心損傷過程で放出されたセシウムの大部分は原子炉圧力容器内の上部構造材に付着していると考えられるため、本評価では、上部構造材に付着したセシウムの再蒸発による環境放出を前提とする。原子炉格納容器に燃料が落下している場合と比較して、原子炉圧力容器内に燃料を想定する場合の方が上部構造材の温度上昇を大きく見積もるため、保守的な結果を与えることとなる。

2.2 初期温度

現状の原子炉圧力容器や原子炉格納容器の各部位の温度推移から、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内は十分に冷却されており（平成24年12月7日時点で概ね50℃以下）、露出した過熱部分が有意な割合で存在している状況ではないと推定される。よって、初期燃料温度については、100℃と設定することが妥当と考えられるが、燃料位置等の不確かさを考慮して、保守的に150℃と設定する。原子炉圧力容器上部等の構造材については、初期温度を100℃と設定する。

2.3 燃料の崩壊熱

燃料の崩壊熱については、平成24年12月7日時点の2号機の崩壊熱（0.33MW）を用いる。

2.4 注水停止時間

注水停止してから注水再開までの注水停止時間は以下の条件とする。

(1) 過渡相当

過渡相当事象としては、機器等の単一の故障を想定する。想定される原子炉注水系の単一の故障（ポンプ故障、電源喪失、水源喪失、原子炉注水ライン損傷）が発生した場合の注水再開までの所要時間は、以下に示すようにいずれも30分程度であるので、これに余裕をとり原子炉注水の停止時間は1時間とする。

a. ポンプ故障

常用系ポンプが故障した場合は、待機号機の起動もしくは非常用高台炉注水ポンプの起動を行うことで、原子炉注水を再開する（注水再開の所要時間：30分程度）。

b. 電源喪失

常用系ポンプの電源が、外部電源喪失や全母線電源喪失により喪失した場合は、電

源切替に数時間を要することから、非常用高台炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成及び非常用高台炉注水ポンプの起動）及び予め待機している消防車による原子炉注水（系統構成及び消防車の起動）を並行して実施する（注水再開の所要時間：30分程度）。

c. 水源喪失

常用系ポンプは、主としてバッファタンクを水源としているが、タンク等が損傷し、保有水が漏えいする等、タンク機能が喪失した場合は、水源をろ過水タンクに切替える（注水再開の所要時間：30分程度）。

d. 原子炉注水ライン損傷

常用系ポンプからの注水ラインが損傷した場合は、純水タンク脇炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成及び純水タンク脇炉注水ポンプの起動）を行う（注水再開の所要時間：30分程度）。

(2) 事故相当

原子炉注水の流量低下や注水ポンプの電源喪失を検知した際は、免震重要棟内で警報を発して異常時の対応を促す仕組みとしているが、事故相当事象としては、これらの警報では検知できない原子炉注水系の異常が生じた場合を想定する。この場合には、原子炉圧力容器周辺や原子炉格納容器周辺の温度計の指示上昇によって異常の兆候を検知することとなるが、仮に、このような事態が生じた場合には、各部位の温度計が全体的に顕著な上昇傾向を示すと考えられるため、異常の検知は可能であると考えられる。

温度上昇の幅としては、本評価では保守的に 30℃と設定する。また、対象とする温度については、異常時には全体的に顕著な温度上昇傾向が想定されるため、上述の評価方法によって求めた原子炉圧力容器底部の温度を代表として検知対象とする。原子炉圧力容器底部の温度変化を図-3に示すが、原子炉圧力容器底部の温度上昇幅が 30℃を超過するのは注水停止からの経過時間が約 6 時間の時点である。これに注水再開に要する時間（注水再開の所要時間：30分程度）を考慮し、事故相当での原子炉注水の停止時間は 7 時間とする。

事故相当事象としては、原子炉注水系の複数の設備が同時に機能喪失した事象も想定される。このような事象が発生した場合には、水源の損傷状況や現場状況に応じて、新たな消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い、原子炉注水を再開する。注水再開までの時間は、現場状況等により変動するものの、ホース敷設距離等を踏まえた作業時間を勘案すると、作業開始から 3 時間程度と想定しており、上述の炉注水関係の警報では検知できない異常事象に包絡される。

(3) シビアアクシデント相当

施設の安全性を評価する観点では、異常時の評価としては過渡相当事象と事故相当

事象の評価をすることで十分と考えられるが、ここではより長期にわたる原子炉注水停止の影響評価を行うため、想定を大きく超えるシビアアクシデント相当事象についても評価を実施することとする。

シビアアクシデント相当としては、何らかの原因によって原子炉注水が長時間停止し、注水停止時間が事故相当事象を超える事象を想定する。

東北地方太平洋沖地震時の最長の原子炉注水停止時間は、1号機の実績で約14時間であり、この時間が1つの目安として考えられる。下表に1号機の当時の時系列を示しているが、全交流電源喪失から消防車による淡水注入開始までの約14時間を注水停止時間としている（非常用復水器の動作については不明な点があるものの、全交流電源喪失以降について機能が喪失しているものとしている）。

1号機 事象発生時の主要経緯（時系列）

（「福島第一原子力発電所 東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について（平成23年9月 東京電力株式会社）」からの抜粋）

日時	主要経緯
平成23年3月11日	
14:46	東北地方太平洋沖地震発生，原子炉スクラム。
15:37	全交流電源喪失。
17:12	発電所長（発電所緊急時対策本部長）は，アクシデントマネジメント策として設置した消火系（FP）ライン，及び消防車を使用した原子炉への注水方法の検討開始を指示。
17:30	ディーゼル駆動消火ポンプ（DD-FP）起動（待機状態）。
平成23年3月12日	
1:48	不具合によるDD-FP停止を確認。消防車からFPラインへの送水口につなぎこむことを検討開始。
5:46	原子炉内にFPラインから消防車による淡水注入開始。

表に示すように、消防車からFPラインへの送水口につなぎこむことの検討開始は、ディーゼル駆動消火ポンプ（DD-FP）の停止を確認した後に実施しており、原子炉注水途絶直後から消防車による注水のみを専念することを想定する場合には、DD-FPの起動から停止までの時間（約7時間）を短縮することが可能であると考えられる。また、当時と比較して、消防車の配備や手順書の整備がなされており、定期的な訓練も実施されていることから、消防車による原子炉注水についても事故当時と比較すると短期間で実施することが可能と考えられる。

これらを踏まえて、本評価では実績の約14時間を短縮した12時間をシビアアクシ

デント相当事象の注水停止時間として設定する。

2.5 注水再開時の注水流量と注水温度

注水再開時の注水流量は、事故相当事象とシビアアクシデント相当事象では $10 \text{ m}^3/\text{h}$ と設定する。これは、平成 24 年 12 月 7 日時点の崩壊熱相当注水量（Ⅱ.2.1 添付資料-3）の約 2 倍の流量である。また、過渡相当事象では崩壊熱相当注水量と同程度の $5 \text{ m}^3/\text{h}$ を注水再開時の注水流量として設定する。また、注水温度は 30°C とする。

3. 評価結果

3.1 過渡相当

炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化を図-4に示す。原子炉注水停止から炉心燃料温度は上昇し、注水停止から 1 時間の注水再開の時点で約 170°C まで上昇するが、注水再開により速やかに冷却され、事象は収束する。また、事象期間を通じて上部構造材温度はほとんど上昇しない。

本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりとなる。

セシウム 134 放出量	約 $5.0 \times 10^4 \text{ Bq}$
セシウム 137 放出量	約 $6.1 \times 10^4 \text{ Bq}$
年間の実効線量	約 $2.9 \times 10^{-6} \text{ mSv}$

3.2 事故相当

炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化を図-5に示す。原子炉注水停止から温度は上昇し、注水停止から 7 時間の注水再開の時点で炉心燃料温度は約 260°C 、上部構造材温度は約 110°C まで上昇するが、注水再開により速やかに冷却され、事象は収束する。

本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりとなる。

セシウム 134 放出量	約 $2.3 \times 10^5 \text{ Bq}$
セシウム 137 放出量	約 $2.8 \times 10^5 \text{ Bq}$
年間の実効線量	約 $1.4 \times 10^{-5} \text{ mSv}$

3.3 シビアアクシデント相当

炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化を図-6に示す。原子炉注水停止から温度は上昇し、注水停止から 12 時間の注水再開の時点で炉心燃料温度は約 330°C 、上部

構造材温度は約 120℃まで上昇するが、注水再開により速やかに冷却され、事象は収束する。

本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりとなる。

セシウム 134 放出量	約 1.1×10^6 Bq
セシウム 137 放出量	約 1.4×10^6 Bq
年間の実効線量	約 6.6×10^{-5} mSv

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それぞれ約 7.0×10^{-6} mSv, 約 2.5×10^{-6} mSv となる。3 プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合においても、敷地境界での年間の実効線量は約 2.0×10^{-4} mSv, 特定原子力施設から 5km 地点で約 2.1×10^{-5} mSv, 10km 地点で約 7.6×10^{-6} mSv となる。

以下余白

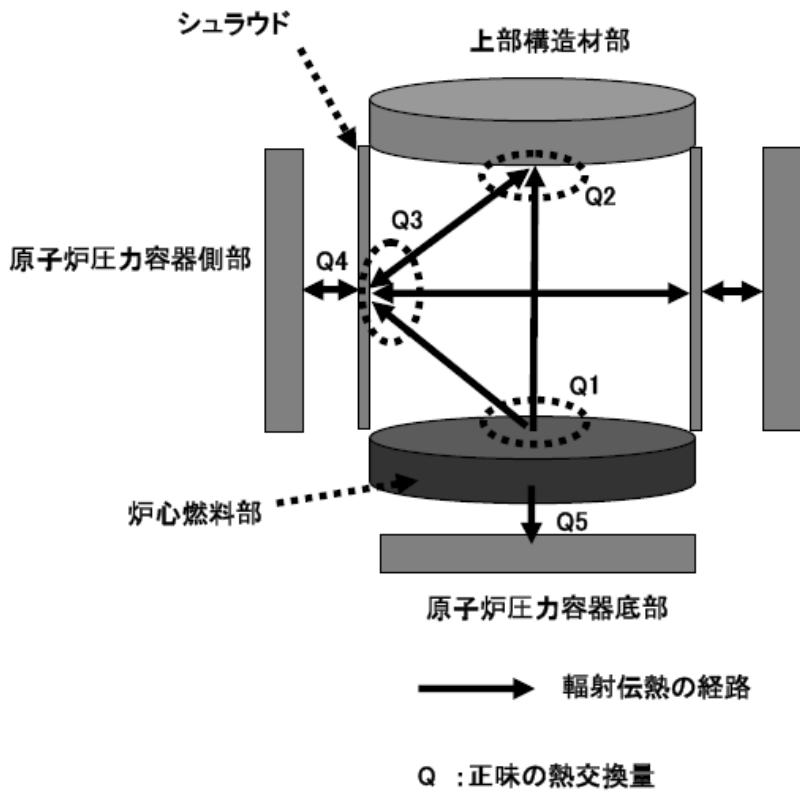


図-1 原子炉压力容器輻射モデルの概要

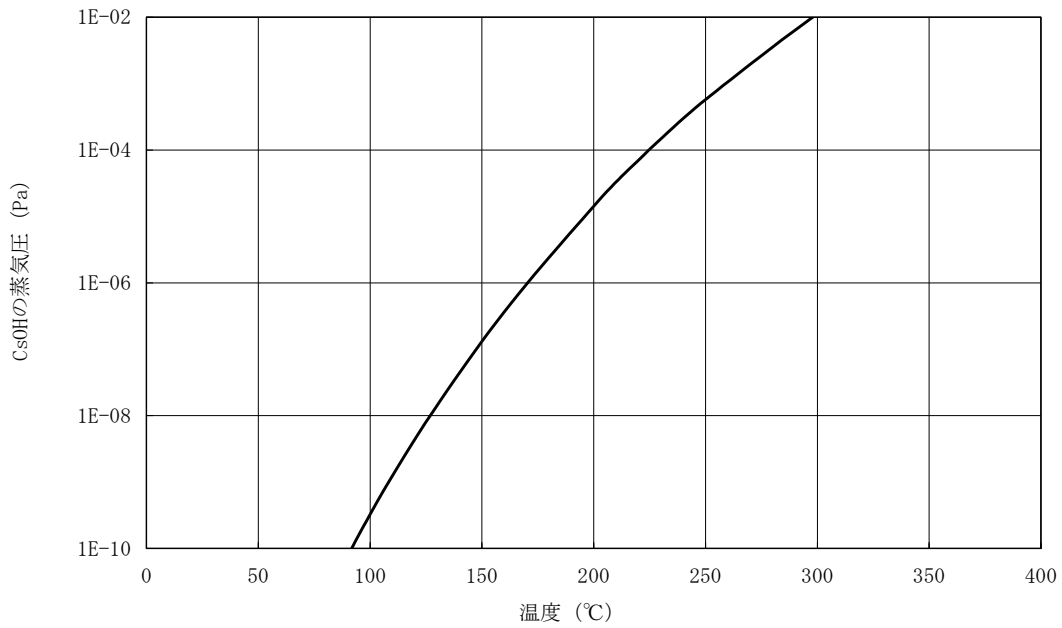
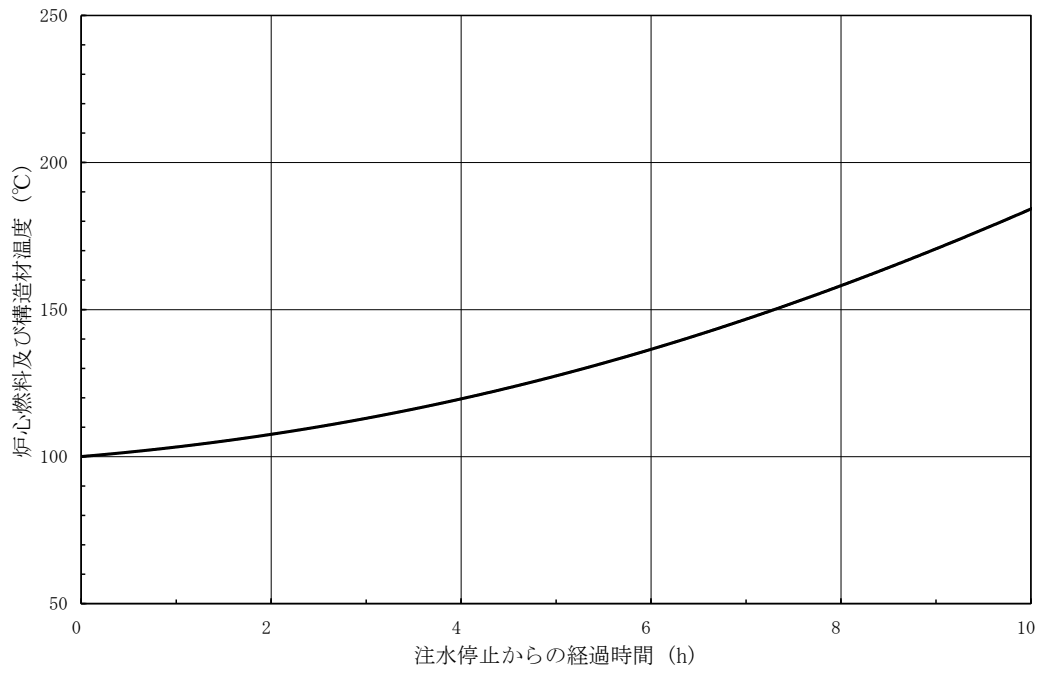
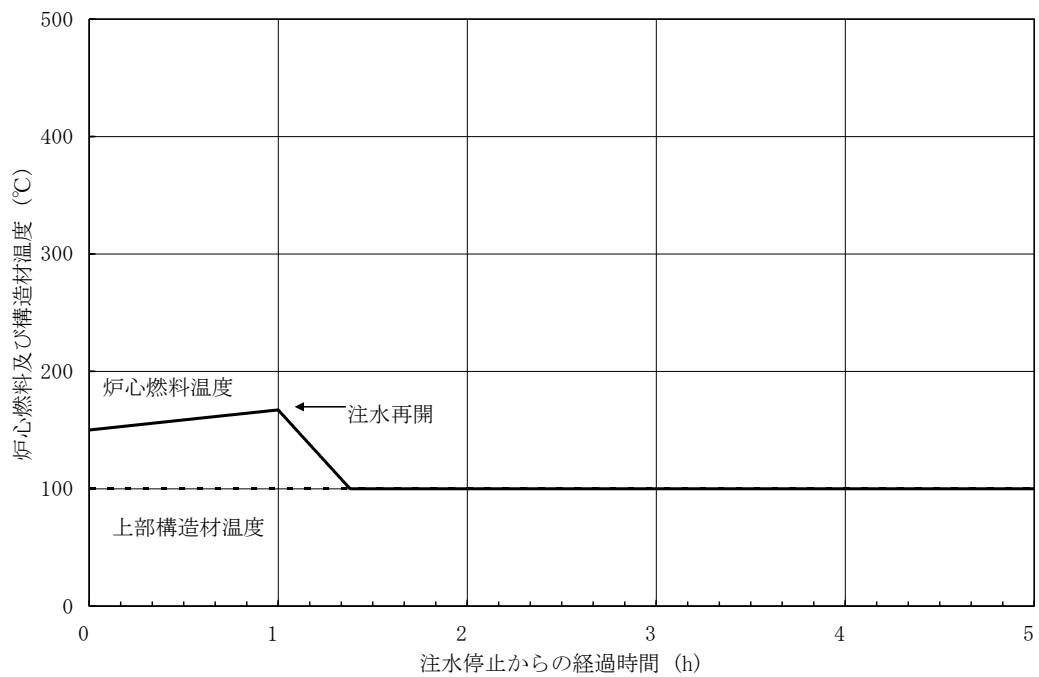


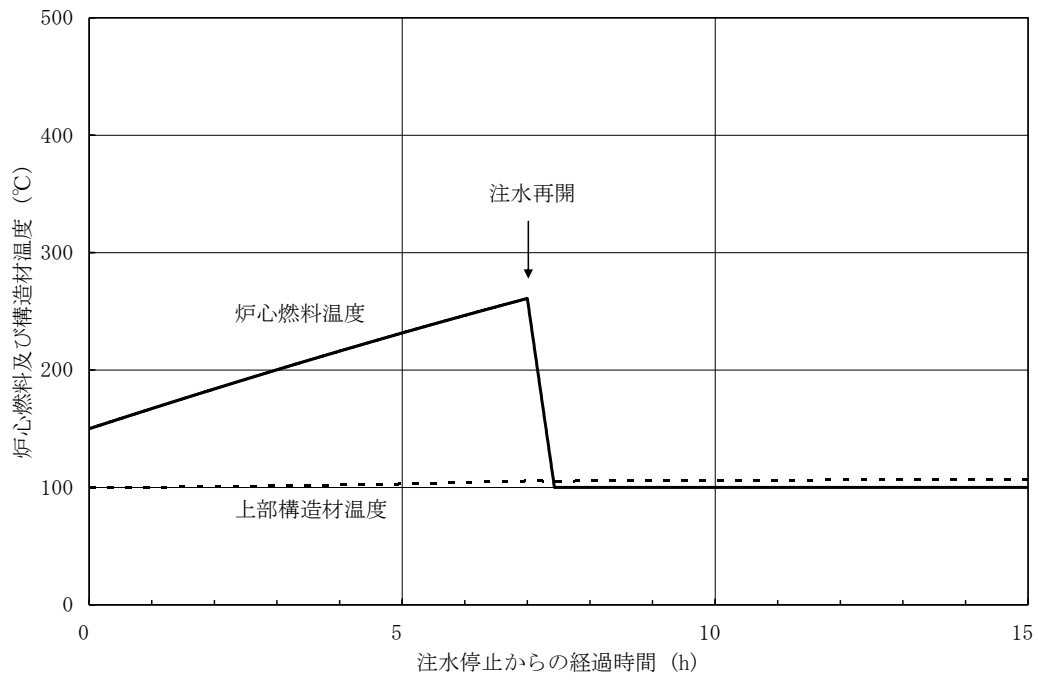
図-2 CsOH 蒸気圧の温度依存性



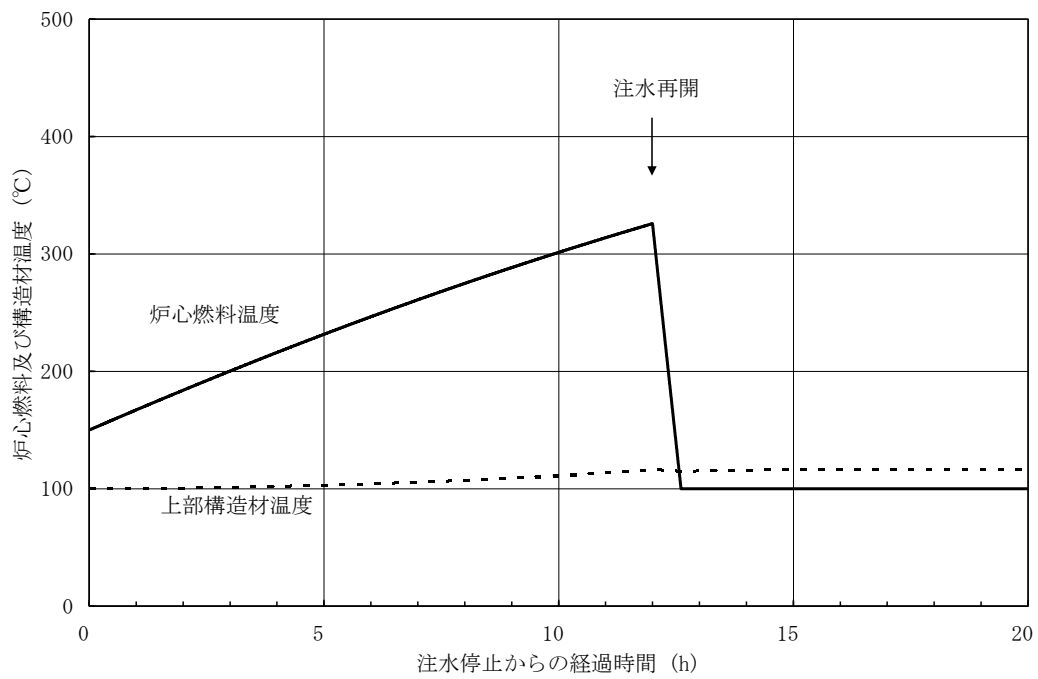
図－３ 原子炉圧力容器底部の温度上昇の時間変化



図－４ 炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（過渡相当）



図－5 炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（事故相当）



図－6 炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（シビアアクシデント相当）

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、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」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取り、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。

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

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、「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」に基づき、(3)式及び(4)式を使用する。

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

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

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/m³)

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)

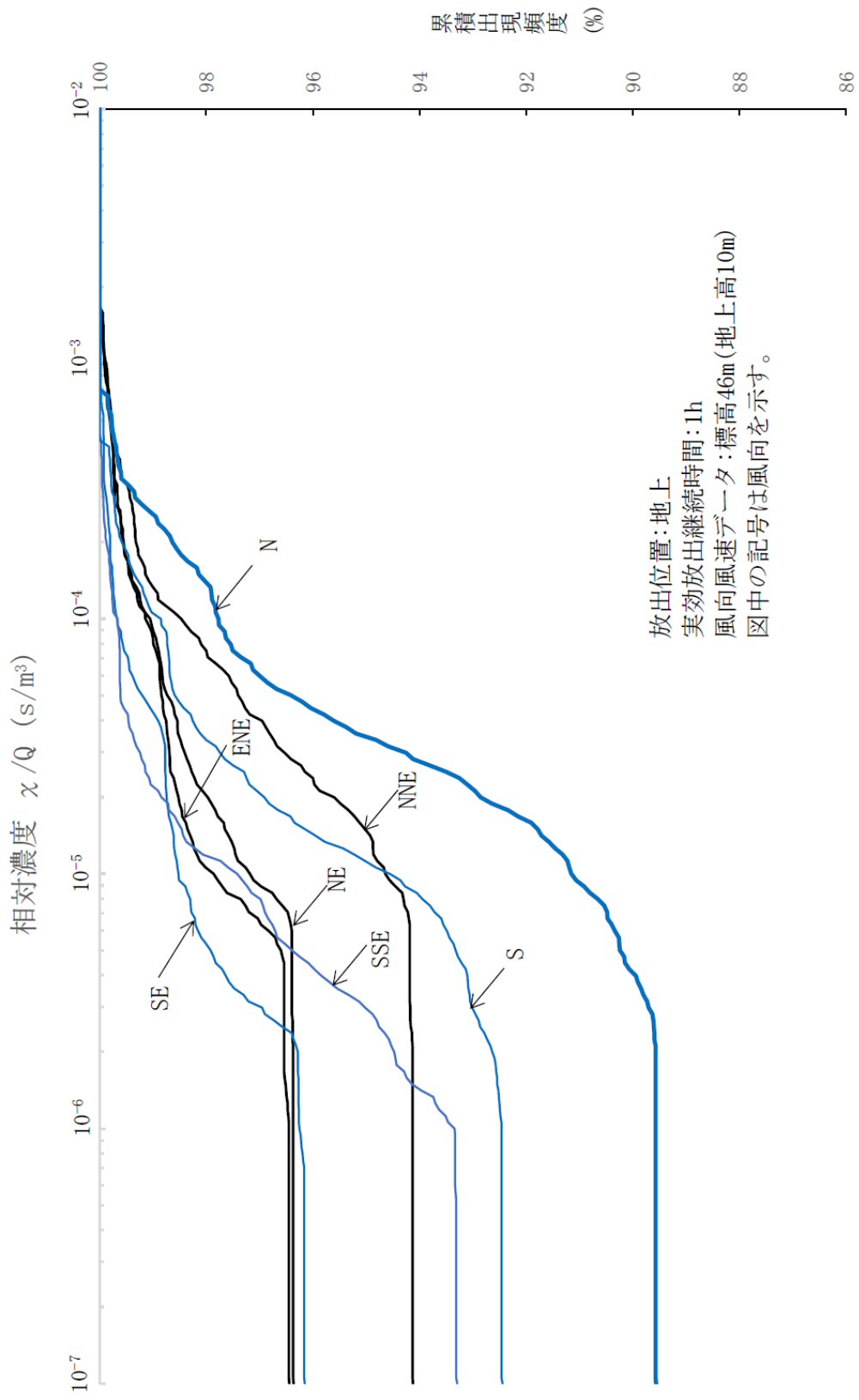
以上により、陸側方位について求めた方位別 χ/Q 及びD/Qの累積出現頻度を図-1か

ら図-10 に示す。

また、線量評価に使用する χ/Q 及び D/Q を表-1 に示す。

表-1 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}



図一I 方位別相対濃度(χ/Q)の累積出現頻度(1号機主蒸気管破断,敷地境界)

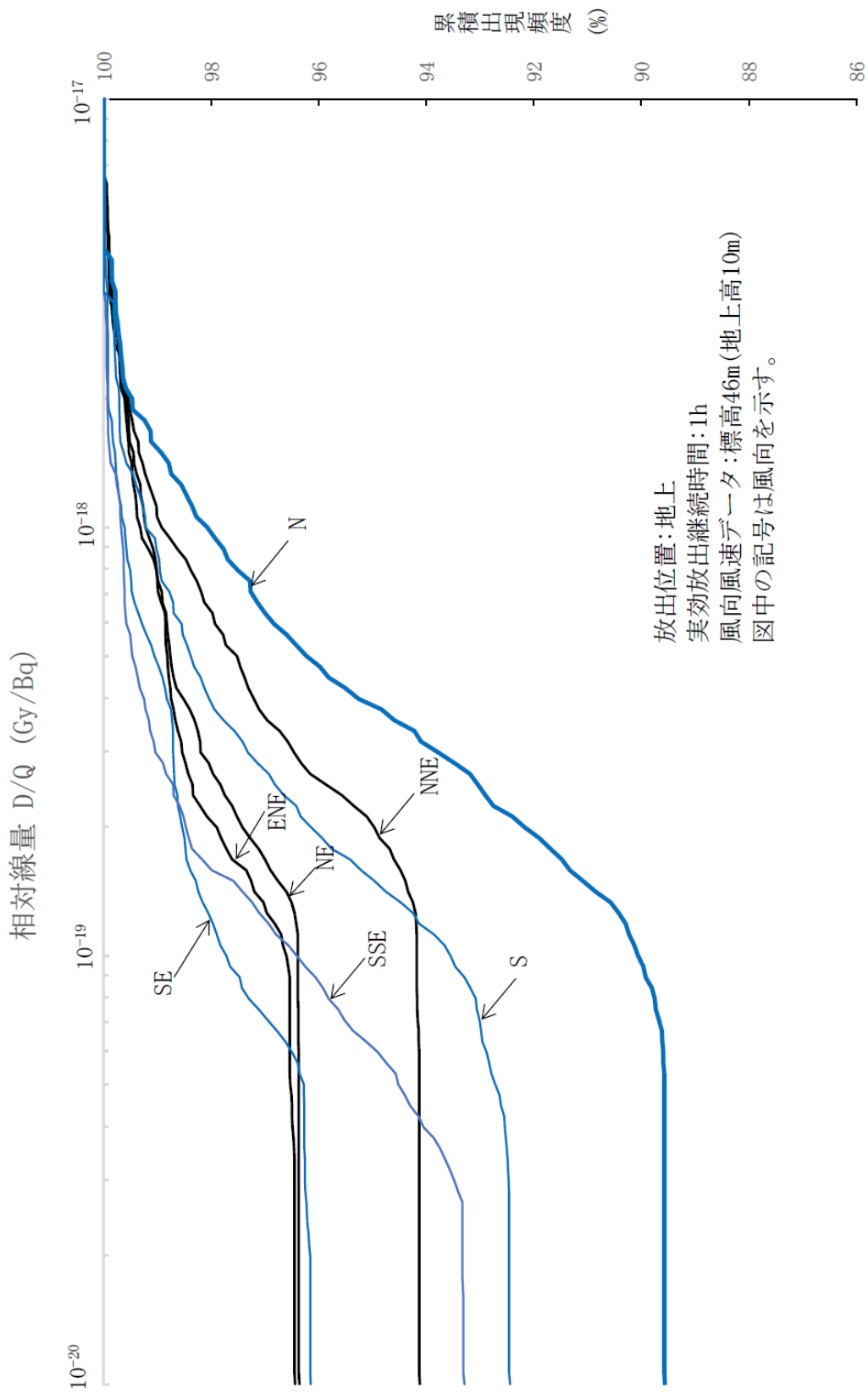


図-2 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度 (1号機主蒸気管破断, 敷地境界)

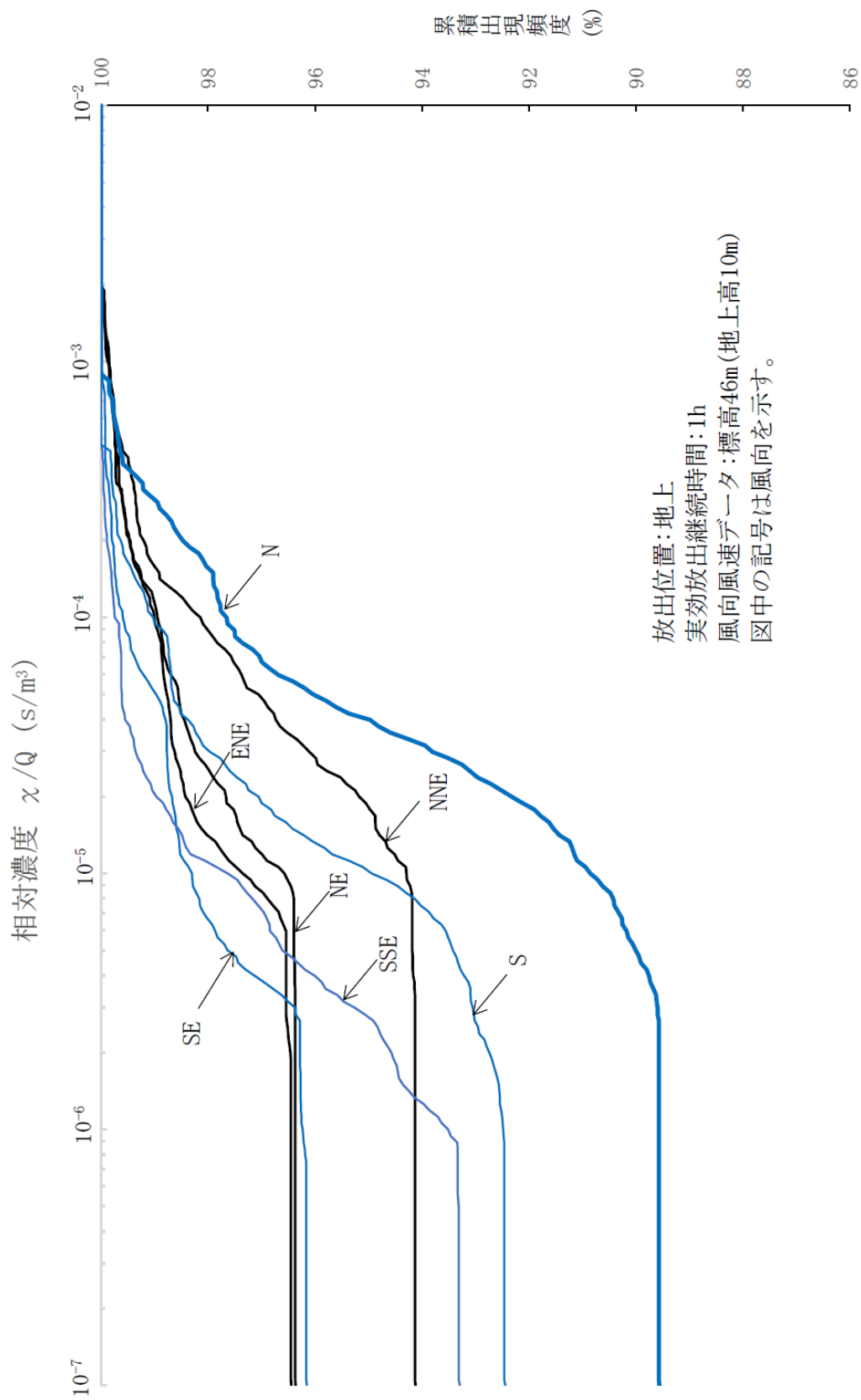


図-3 方位別相対濃度(χ/Q)の累積出現頻度(2号機主蒸気管破断,敷地境界)

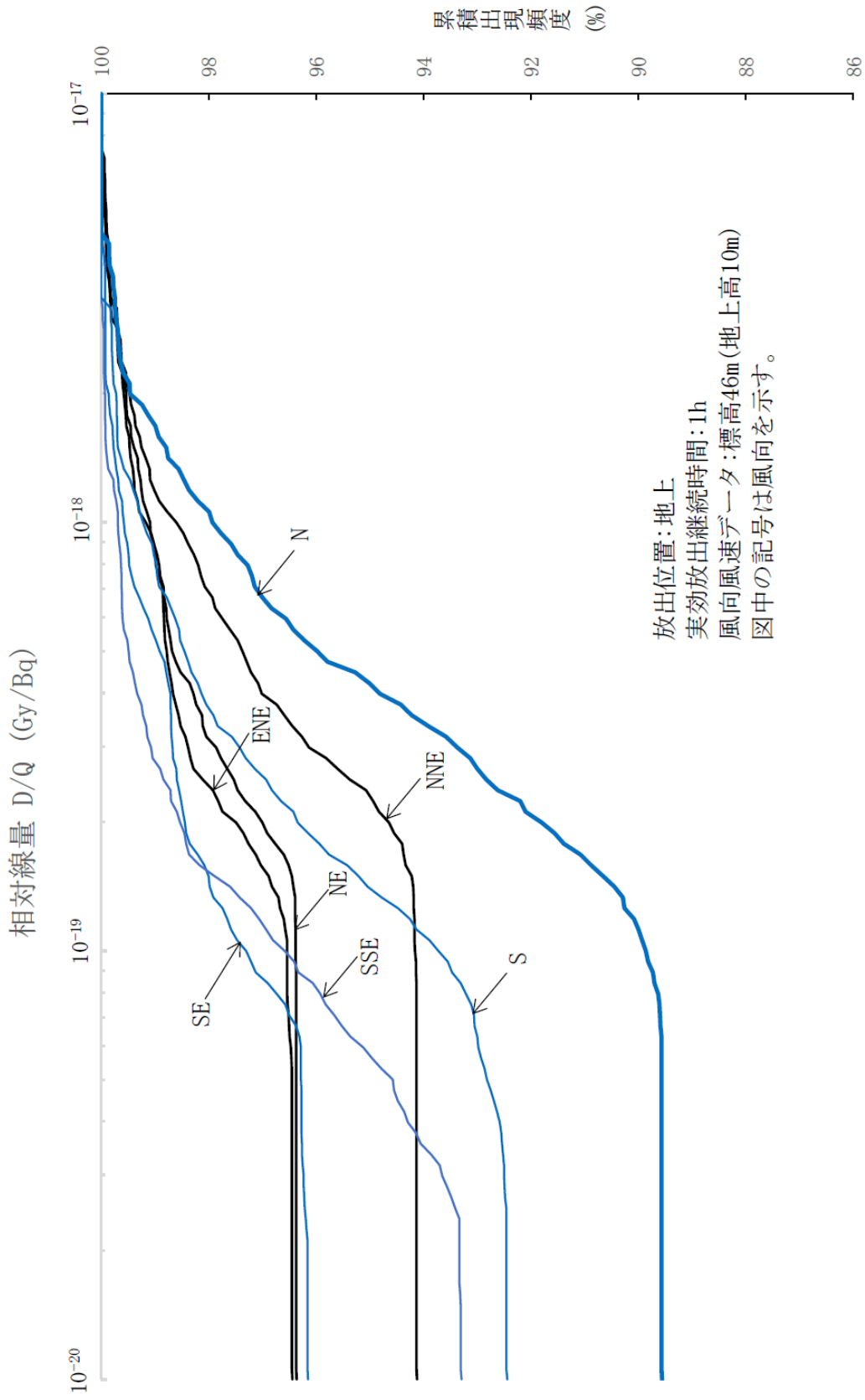


図-4 方位別相対線量(D/Q)の累積出現頻度(2号機主蒸気管破断,敷地境界)

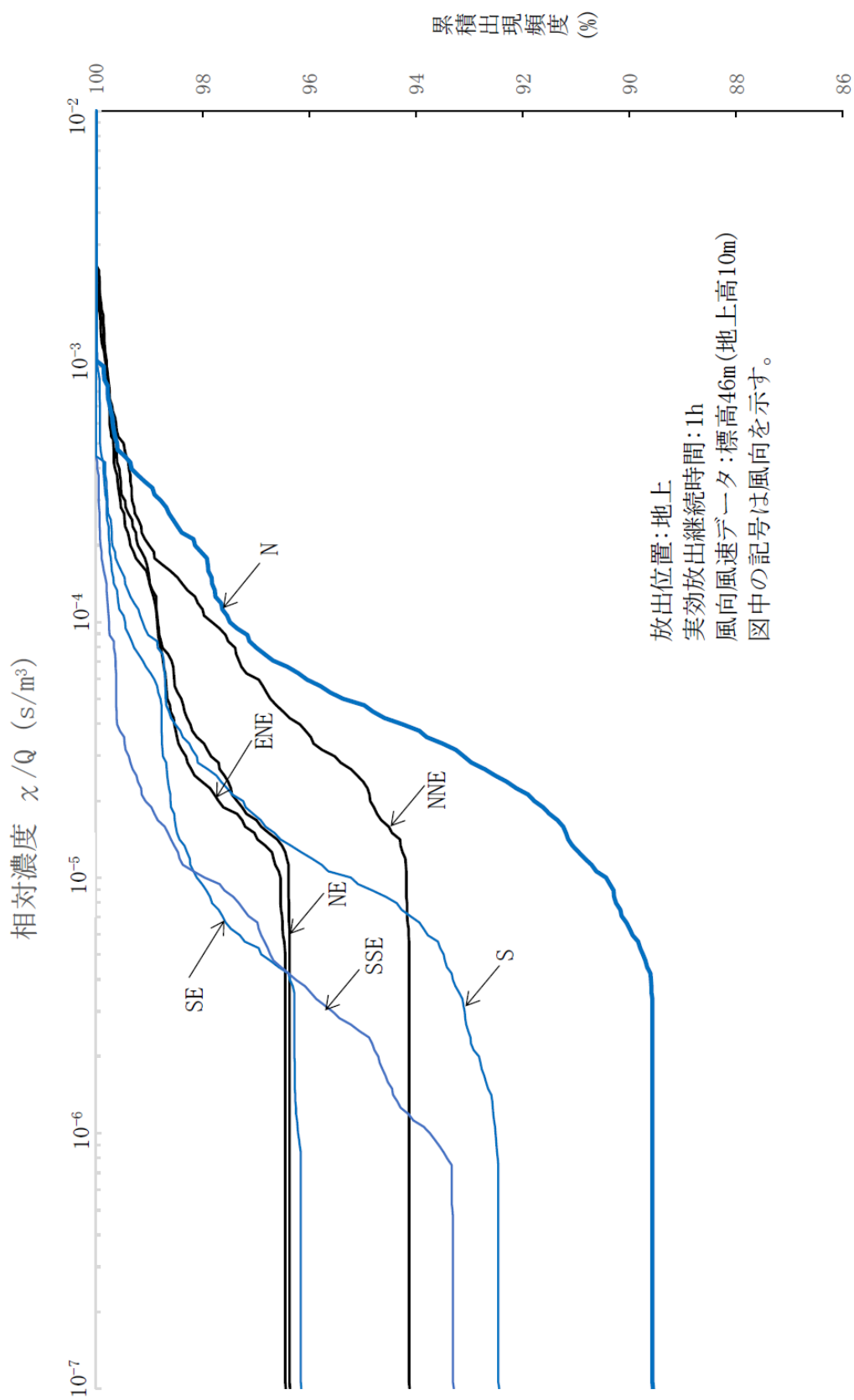


図-5 方位別相対濃度(α/Q)の累積出現頻度(3号機主蒸気管破断,敷地境界)

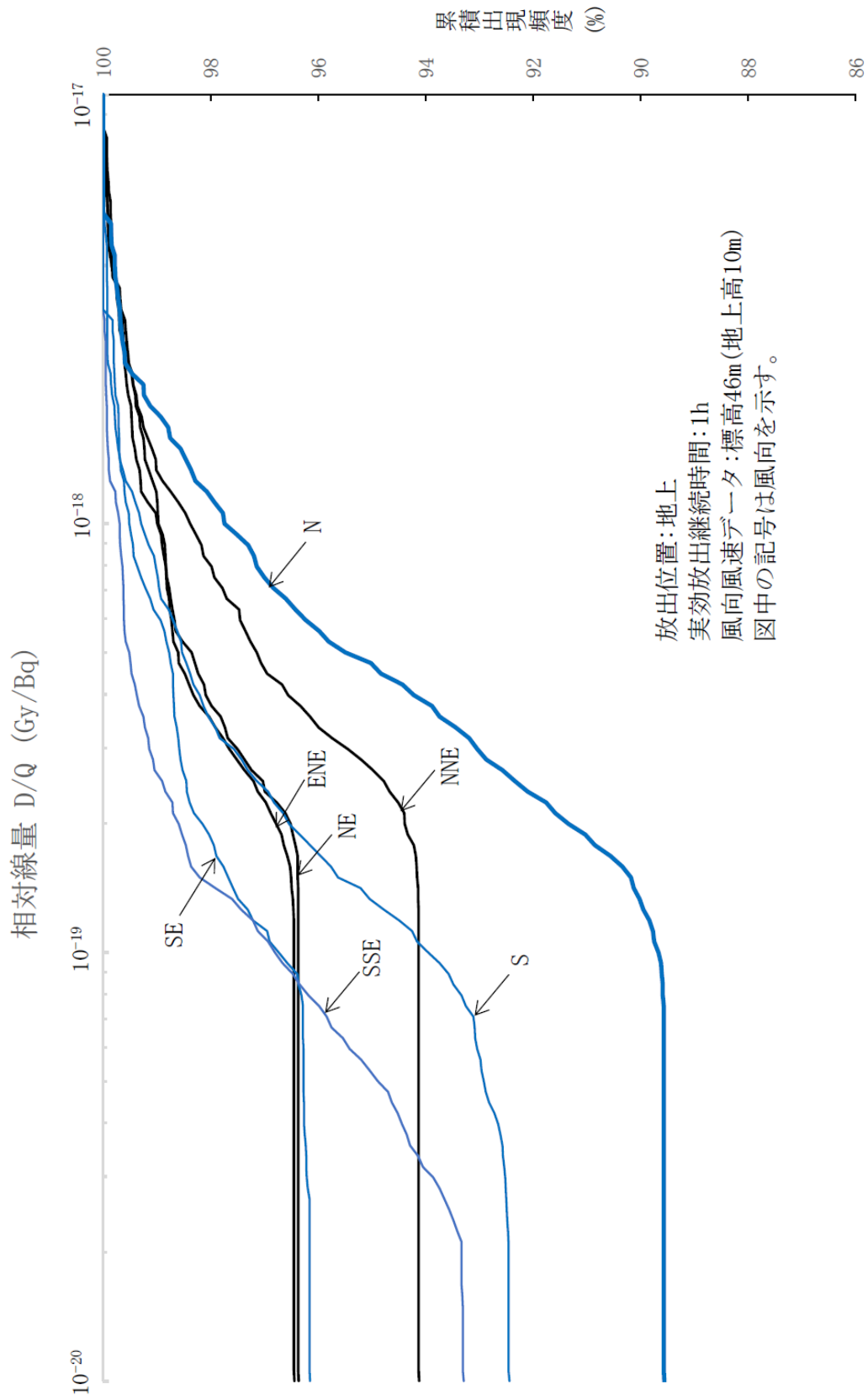
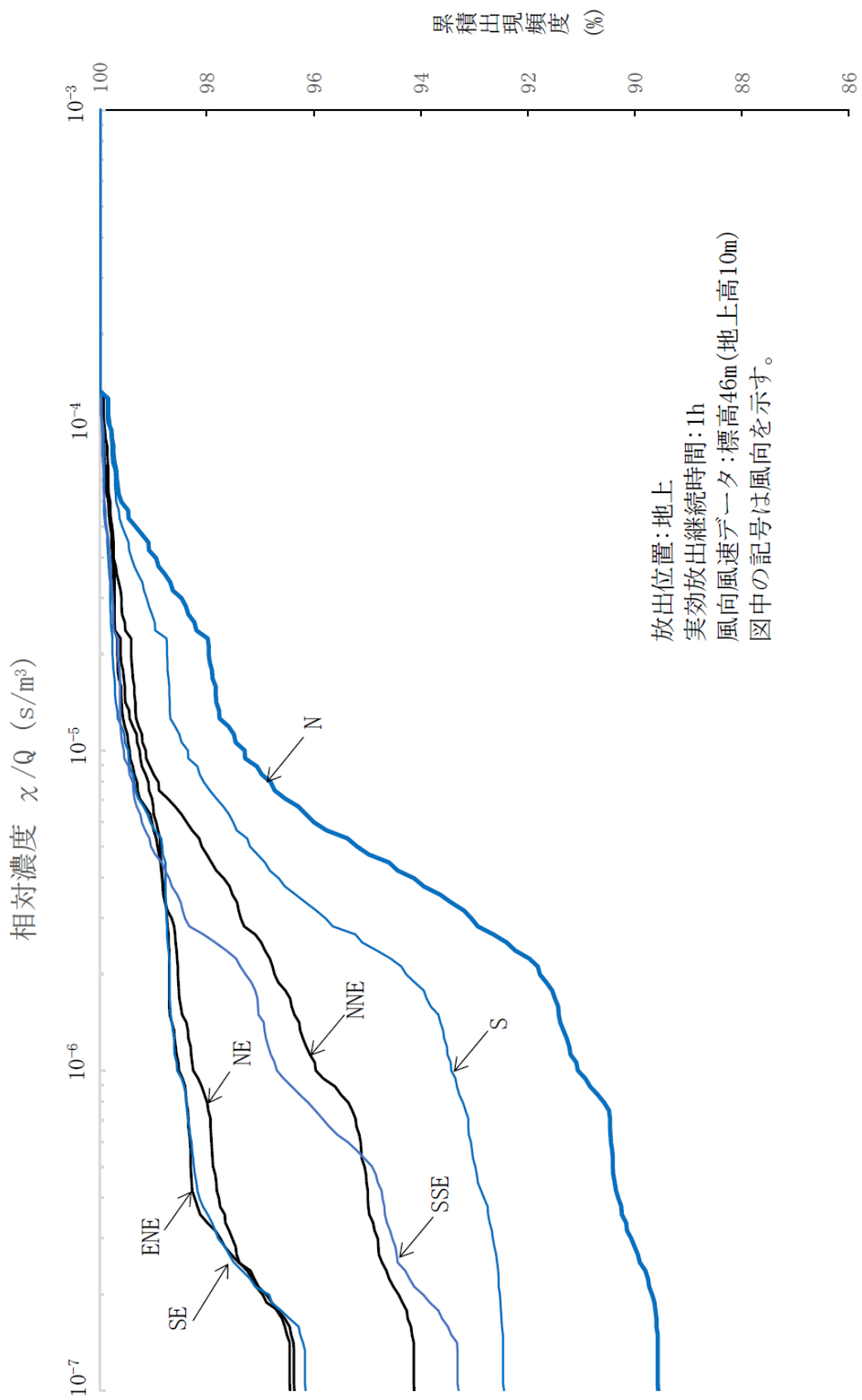


図-6 方位別相対線量(D/Q)の累積出現頻度(3号機主蒸気管破断,敷地境界)



図一七 方位別相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度 (主蒸気管破断, 5km地点)

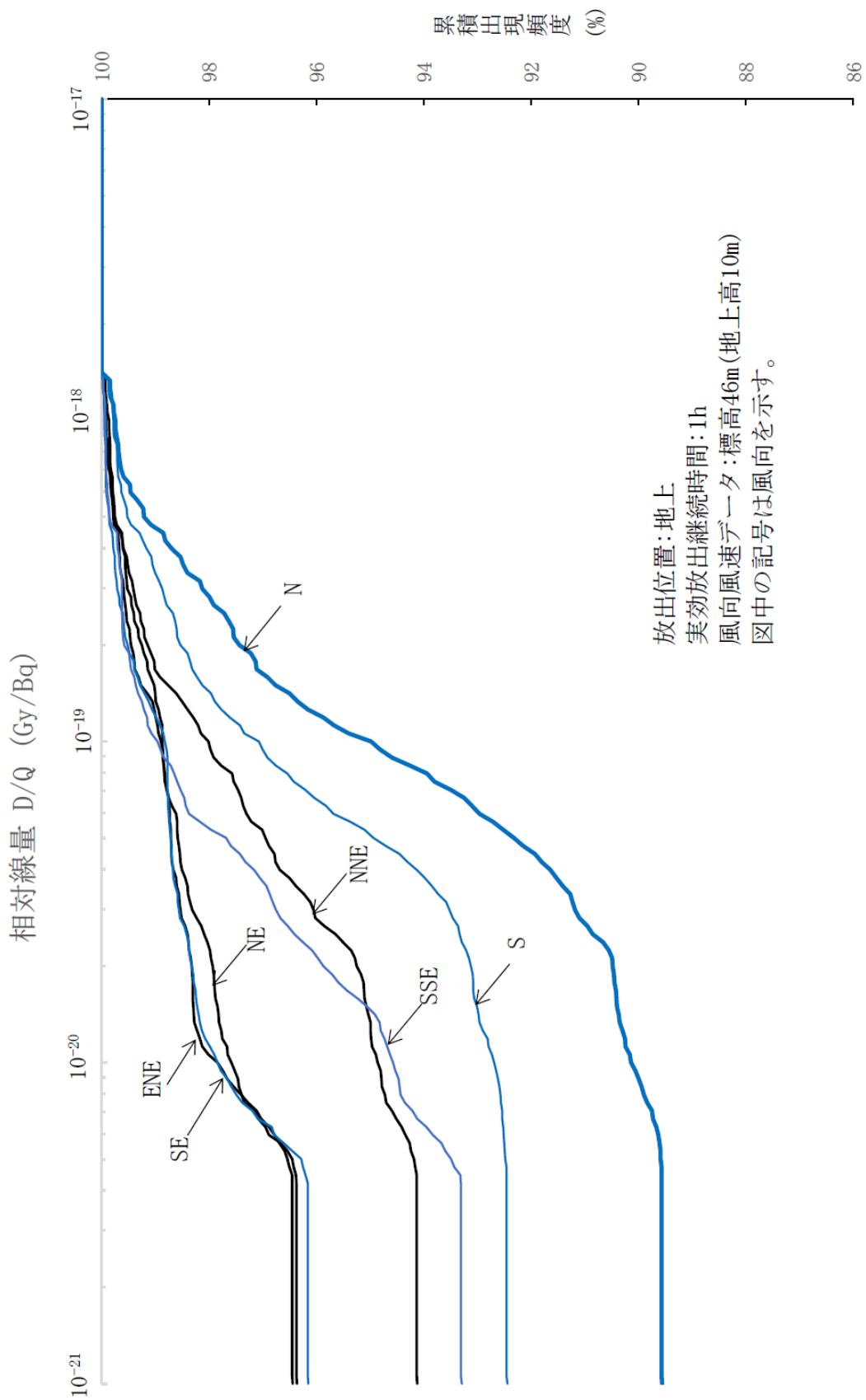
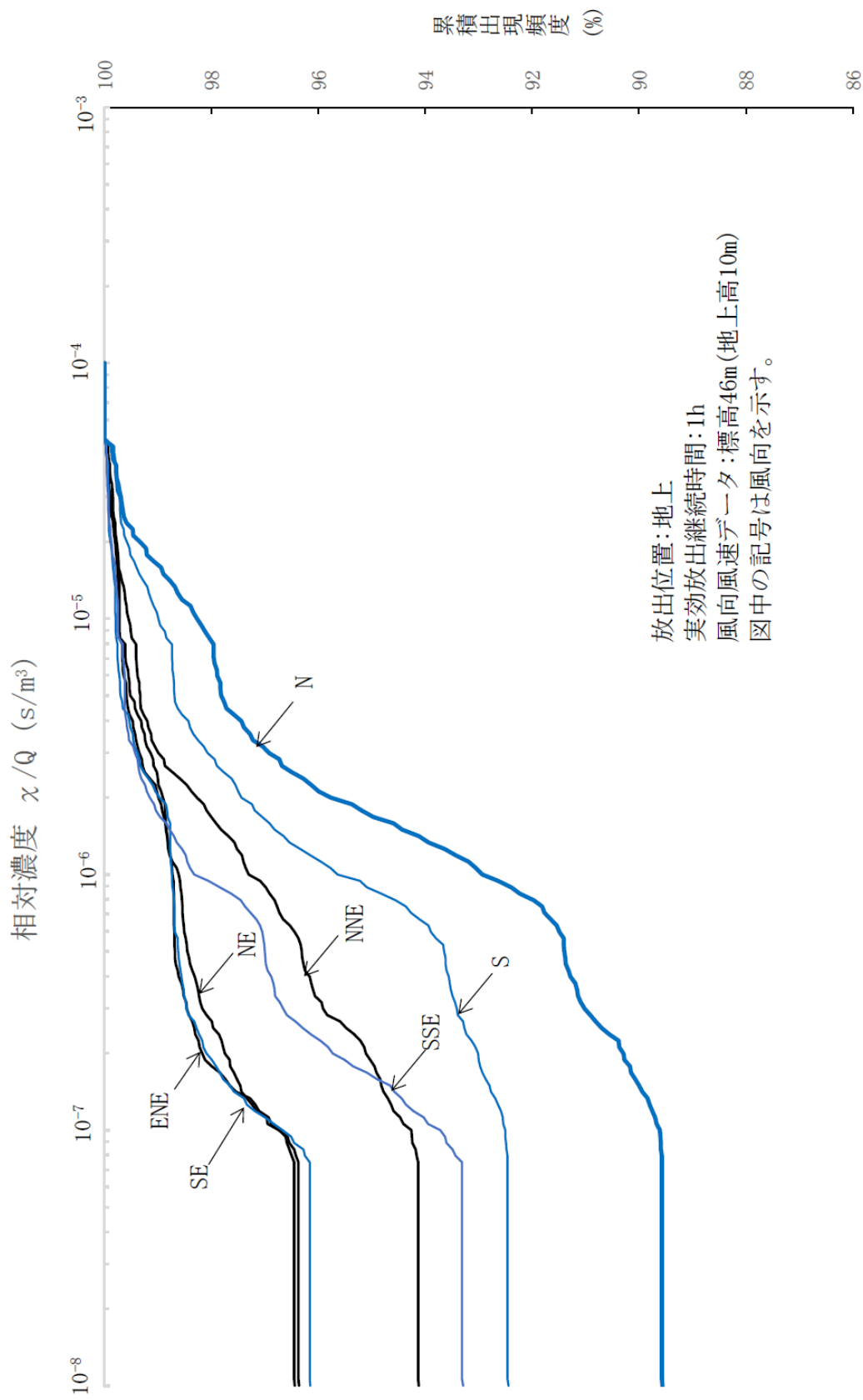


図-8 方位別相対線量(D/Q)の累積出現頻度(主蒸気管破断, 5km地点)



図一9 方位別相対濃度(χ/Q)の累積出現頻度(主蒸気管破断, 10km地点)

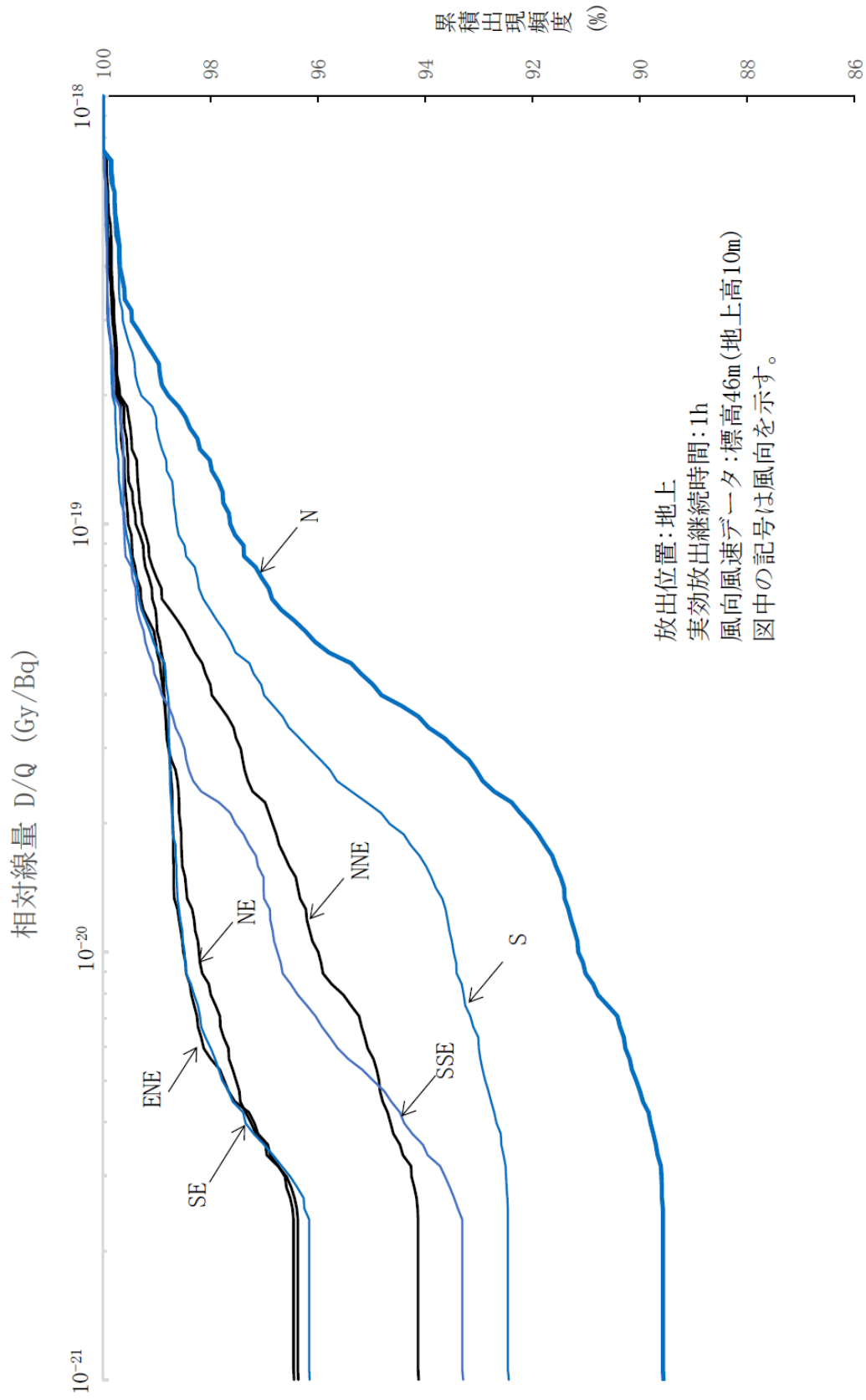


図-10 方位別相対線量(D/Q)の累積出現頻度(主蒸気管破断, 10km地点)

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の具体的な安全確保策

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の準拠規格及び基準，漏えい発生防止対策，自然災害対策，環境条件対策等について具体的な安全確保策を以下の通り定め，実施する。

1. 準拠規格及び基準

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は，設計，材料の選定，製作及び検査について，原則として適切と認められる規格及び基準によるものとする。

2. 構造強度及び耐震性（添付資料－ 2 参照）

（1）構造強度

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 6 号）」上，非常用炉心冷却設備に相当するクラス 2 機器と位置付けられ，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（以下，JSME 規格という。）」，日本産業規格（JIS 規格）等の国内外の民間規格に適合した工業用品の採用，または，これらと同等の技術的妥当性を有する規格での設計・製作・検査を行う。また，JSME 規格で規定される材料の JIS 規格の年度指定は，技術的妥当性の範囲において材料調達性の観点から考慮しない場合もある。さらに，JSME 規格に記載のない非金属材料（ポリエチレン管）については，現場の作業環境等から採用を継続する必要があるが，これらの機器については，日本水道協会規格（JWWA 規格）や配水用ポリエチレンパイプシステム協会規格（PTC 規格），製品の試験データ等を用いて設計を行う。

（2）耐震性

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の S クラス相当の設備と位置付けられ，「JEAC4601-2008 原子力発電所耐震設計技術規程」等に準じた構造強度評価を行うことを基本とするが，評価手法，評価基準については，実態にあわせたものを採用する。

ポリエチレン管は，材料の可撓性により耐震性を確保する。

3. 放射性物質の漏えい防止に対する考慮

（1）漏えい発生防止

- a. 処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は，設置環境や内部流体の性状に応じた適切な材料を使用する。また，処理水バッファタンクは，水位の検

出器を設け、タンク水位を免震重要棟集中監視室に表示し、異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにする。

- b. 処理水バッファタンクは、十分な肉厚を有する鋼材を基本とする。また、処理水バッファタンク接続配管は、耐腐食性を有するポリエチレン管もしくは十分な肉厚を有する炭素鋼の鋼管を基本とする。
- c. 鋼管もしくはポリエチレン管の継手部は、溶接構造もしくは融着構造を基本とする。また、堰が設置されない配管や弁の継手部がフランジ構造となる場合には、継手部に漏えい拡大防止カバーを設置し、シール材又は発泡剤の充填を実施する。
- d. 使用開始までに漏えい確認等を実施し、施工不良による大規模な漏えいの発生を防止する。

(2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

- a. 処理水バッファタンクは、漏えい拡大防止として堰を設ける。堰の容量は、処理水バッファタンクからの想定漏えい量を全量受けきれものとする（添付資料-10参照）。
- b. 処理水バッファタンク接続配管の継手部のうち、フランジ構造となる場合には、漏えい拡大防止カバーで覆った上で中に吸水シートを入れ、漏えい水の拡大防止に努める。
- c. ポリエチレン管とポリエチレン管の接合部は漏えい発生を防止するため融着構造とすることを基本とし、取合いがフランジ接続となる箇所については養生を行い、漏えい拡大防止を図る。
- d. 処理水バッファタンク接続配管から漏えいが確認された場合は、ポンプ停止及び隔離弁の閉止操作を行い、系統の隔離及び土嚢の設置等により漏えいの拡大防止を図る。
- e. 処理水バッファタンクは、水位の検出計を設け、受入時の溢水を防止すると共に水位状況を監視し、漏えい検知に努める。また、巡視点検により漏えいの有無を確認する。処理水バッファタンク接続配管の継手部のうち、フランジ構造部は、ガスケットの経年劣化により微小漏えいの発生が懸念されることから、漏えい検知のため、架空化により視認性を向上させ、巡視点検により漏えいの有無を確認する。

(3) 放射線遮へいに対する考慮

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の表面線量当量率の表示により注意喚起することで、放射線従事者の被ばく低減を図る。

(4) 敷地境界における実効線量

処理水バッファタンクが敷地境界における実効線量に対して与える影響は、最も近い

敷地境界評価地点 No. 71 において約 1.0×10^{-7} mSv/y 未満であり、線量評価上有意な値ではない。

4. 自然災害対策

(1) 津波

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は、アウターライズが到達しないと考えられる高さ以上の場所に設置する（設置位置は添付資料-11参照）。

アウターライズ津波を上回る津波が発生した場合は、水源の損傷状況や現場状況に応じて、消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い、原子炉注水を再開する。

(2) 台風・竜巻

台風・竜巻により処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の損傷が予見される場合は、ポンプ停止及び隔離弁の閉止操作を行い、内包水の漏えい防止及び漏えい水の拡大防止を図る。

(3) 豪雨

処理水バッファタンクは、タンク頂部マンホール、管台の上向きの開口部について、容易に雨水が侵入しない構造とする。また、タンクのベント配管については、開口部が下向きになるように設置することで、雨水の侵入を防止する。

(4) 火災

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は、火災発生を防止するため、実用上可能な限り、不燃性又は難燃性材料を使用する。

5. 環境条件対策

(1) 腐食

処理水バッファタンクは、十分な肉厚を有する鋼材を用いる。処理水バッファタンク接続配管は、耐腐食性を有するポリエチレン管もしくは十分な肉厚を有する炭素鋼の鋼管を用いる。処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は予備の設備であり、定例試験時を除き内包水は静止しているため、腐食の速度は遅く、腐食の影響は少ないと考えられる。

(2) 凍結

処理水バッファタンク接続配管は、凍結による破損が懸念されるため、保温材を取り付けて凍結防止を図る。

(3) 生物汚染

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の内包水は、処理装置を経由した処理水またはろ過水であるため、有意な生物腐食の懸念はない。

(4) 紫外線防止

処理水バッファタンク接続配管は、紫外線による劣化を防止するため、紫外線防止効果のある保温材を取り付ける。

(5) 耐放射線性

処理水バッファタンク接続配管のうち、ポリエチレン管については、放射線影響が考えられるが、内包水である処理水は、照射線量率が十分低いため、放射線の影響は軽微と考えられる。なお、ポリエチレン管の照射線量率を 1Gy/h と仮定した場合、ポリエチレンは、集積線量が 2×10^5 Gy に達すると、引張強度は低下せず、破断時の伸びが減少する傾向を示すが、これに到達する時間は 2×10^5 時間 (22.8 年) と評価されるため、数年の使用では影響をうけることはないと考えられる。

6. 検査可能性に対する設計上の考慮

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は、適切な方法で検査ができるよう、漏えい検査・通水検査等が可能な設計とする。

7. 設備保全に対する考慮

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は、機器の重要度に応じた有効な保全を計画し、実施が可能な設計とする。

2.4 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備

2.4.1 基本設計

2.4.1.1 設置の目的

原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備（以下、ホウ酸水注入系という）は、原子炉圧力容器（以下、RPVという）内あるいは原子炉格納容器（以下、PCVという）内に存在する核燃料物質を含むデブリが臨界に至った場合、または臨界の可能性のある場合において、未臨界にするまたは臨界を防止するためにホウ酸水をRPV・PCVに注入することで、放射性物質の外部への大量放出を防ぐことを目的とする。

2.4.1.2 要求される機能

- (1) 原子炉圧力容器・格納容器内での臨界を防止できること。

2.4.1.3 設計方針

2.4.1.3.1 構造強度及び機能の維持

- (1) ホウ酸水注入系は、核燃料物質を含むデブリが臨界に至った場合、または臨界の可能性が認められた場合にホウ酸水を注入することにより核燃料物質を含むデブリを未臨界にできる、または臨界を防止する機能を有する設計とする。
- (2) ホウ酸水注入系の動的機器及び駆動電源は、多重性または多様性及び独立性を備えた設計とする。
- (3) ホウ酸水注入系は、設計、材料の選定、製作及び検査について、適切と認められる規格及び基準によるものとする。
- (4) ホウ酸水注入系は、漏えいしがたい設計とする。
- (5) ホウ酸水注入系の設備に異常が生じた場合に検出できるようにする。

2.4.1.3.2 ホウ酸水注入系の監視

ホウ酸水タンクに貯蔵されたホウ酸量は、タンク水位、温度を定期的に確認することにより監視する。

2.4.1.3.3 異常時への対応機能

- (1) ホウ酸水注入系は、外部電源が利用できない場合でも、臨界に至った場合、または臨界の可能性のある場合に、その状況に必要なホウ酸水を注入できる設計とする。
- (2) ホウ酸水注入系は、全母線電源喪失に対して、ホウ酸水注入機能を確保できる設計とする。
- (3) 地震、津波等の発生を考慮してもホウ酸水注入機能を確保できる設計とする。

2.4.1.3.4 火災防護

消火設備を設けることで、初期消火を行い、火災により、安全性を損なうことのないようにする。

2.4.1.4 供用期間中に確認する項目

臨界を防止するためのホウ酸水が確保されていること。なお、ホウ酸水が注水されることについては、設備が共通の原子炉圧力容器・格納容器注水設備にて確認される。

2.4.1.5 主要な機器

(1) 設備概要（添付資料－1 参照）

ホウ酸水注入系は原子炉注水系の水源をホウ酸水タンクに切り替えることにより原子炉注水系を介してホウ酸水を注入する。設備の大部分は原子炉注水系と共用であるため、ここではホウ酸水タンク、及びホウ酸水タンクと原子炉注水系を繋ぐラインを主要な機器とする。

また、ホウ酸水は、構造物への影響が少ない弱アルカリ性の五ホウ酸ナトリウムの水溶液として注入する。注入量は、RPV内の保有水量を前提とし、臨界防止、または未臨界維持の観点から必要な量とする。RPVに注入したホウ酸水はPCVへも漏えいするため、PCV内の臨界防止または未臨界維持にも効果が期待できる（添付資料－3，4参照）。

(2) ホウ酸水タンク

ホウ酸水タンクは2基設置し、2基の内1基について空運用とすることで、地震時における影響を低減する。なお、万が一タンクが2基同時に損傷してしまう場合に備え、仮設プールを配備する。

また、ホウ酸水タンクにヒータ及び攪拌機を設置することにより、冬場の温度低下によるホウ酸水タンク内保有水の凍結を防止する。

(3) ホウ酸水注入ライン

ホウ酸水注入系は、原子炉注水系の常用高台炉注水ポンプの吸込み側に繋がれており、ホウ酸水は常用高台炉注水ポンプによって注入される。また、常用高台炉注水ポンプが使用不可能になった場合は、非常用高台炉注水ポンプの吸込み側のラインを用いて、非常用高台炉注水ポンプでも注入可能な構成となっている。この他、常用、非常用高台炉注水ポンプの注入ラインが破損した場合などに備え、消防車を用いることで純水タンク脇炉注水ポンプのラインも利用可能となっている。

これらの系を構成するラインは、原子炉注水系と同様にポリエチレン管、一部に鋼管及びフレキシブルチューブを採用している。

2.4.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

津波が発生した場合、原子炉までの注入ラインが損傷する可能性があるが、その際は、速やかに事務本館海側駐車場に移動し、消防車により純水タンク脇炉注水ポンプから原子炉への注水ラインを用いてホウ酸水注入を再開する。

(2) 火災

凍結防止用のヒータが存在するため、初期消火の対応ができるよう、近傍に消火器を設置する。

2.4.1.7 構造強度及び耐震性（添付資料－2 参照）

(1) 構造強度

ホウ酸水注入系は、技術基準上原子炉停止設備に相当するクラス2機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（以下、設計・建設規格という）」で規定されるものであるが、設計・建設規格は、鋼材を基本とした要求事項を規定したものであり、耐圧ホース等の非金属材料についての基準がない。したがって、鋼材を使用している設備については、設計・建設規格のクラス2機器相当での評価を行い、非金属材料については、当該設備に加わる機械的荷重により損傷に至らないことをもって評価をおこなう。この際、当該の設備が JIS や独自の製品規格等を有している場合や試験等を実施した場合は、それを考慮できるものとして、評価を行う。また、溶接部については、耐圧試験等を行い、有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。

(2) 耐震性

ホウ酸水注入系は耐震設計審査指針上のSクラス相当の設備と位置づけられるが、仮設設備については、短期間での設計、調達及び設置を行う必要があることから、耐震Sクラスの要求事項を完全に満足するものとはなっていないものの、今後も継続的に発生すると思われる地震に対して耐震性を確保する観点から、耐震Bクラス設備に適用される静的地震力に対して耐震性が確保されることを確認する。また、基準地震動Ss相当の地震により複数の仮設設備が同時に機能喪失した場合においても、消防車や仮設プールの配備により、ホウ酸水を注入できるようにする。

耐震性に関する評価にあたっては、「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが、必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

支持部材がない等の理由によって、耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合には、フレキシビリティを有する材料を使用するなどして、可能な限り耐震性を確保する。

2.4.1.8 機器の故障への対応

2.4.1.8.1 機器の単一故障

(1) タンク損傷

ホウ酸水タンクは2基あるため、同時に使用不能になる可能性は低いですが、地震の影響等により同時に損傷しないよう、1基はホウ酸水を入れず、耐震性を確保して管理する。なお、この際に、空のホウ酸水タンクの水張りから注入までの所要時間は、タンク水張り、タンクの切替、ホウ酸の注入までで約8時間を要し、臨界検知、判断等の時間を約2時間、また注入完了までの約4時間を加え、約14時間を想定している。

(2) 原子炉注水系機器の単一故障

ホウ酸水注入系は原子炉注水系を介してホウ酸水を注入するため、原子炉注水系の単一故障がホウ酸水注入機能に影響を及ぼすため、その影響について評価した。

ホウ酸注入系のポンプ故障、外部電源喪失や全母線電源喪失による電源喪失については故障時の措置及びその復旧時間は原子炉注水系の異常時の措置と同様であり、非常用高台炉注水ポンプの起動のため30分程度要することになる。また、原子炉注水系の注入ラインの損傷については以下のとおり対応する。

(3) 原子炉注水系の注入ラインの損傷

ホウ酸水注入時に高台炉注水ポンプから原子炉までの注入ラインが損傷した場合は、消防車により純水タンク脇炉注水ポンプから原子炉への注水ラインを用いてホウ酸水注入を再開する（注入再開の所要時間：60分程度）。

2.4.1.8.2 ホウ酸水注入系の複数の設備が同時に機能喪失した場合

(1) ホウ酸水タンクの2基機能喪失

ホウ酸水タンクが2基同時に機能喪失した場合は、仮設プールを設置し、ホウ酸水注入を行う。この場合の所要時間は、タンク1基の単一故障の場合の14時間に加え、組立て式の仮設プールの設置時間約8時間（ホース敷設含む）が加わるため、約22時間を想定している。

ここで、高台炉注水ポンプから原子炉までの注入ラインが損傷している場合は、Ⅱ.2.4.1.8.1(3)と同様に、消防車により純水タンク脇炉注水ポンプから原子炉への注水ラインを用いてホウ酸水注入を行うが、この場合でも仮設プールの設置時間約8時間に包絡される。

(2) 原子炉注水系の複数設備の機能喪失

ホウ酸水注入系は原子炉注水系を介してホウ酸水を注入する。原子炉注水系の複数設備が機能喪失した場合は、Ⅱ.2.1.1.8.2の通り、注水再開までの時間は、現場状況等により変動するものの、ホース敷設距離等を踏まえた作業時間を勘案すると、作業

開始から3時間程度と想定している。従って、(1)ホウ酸水タンクの2基機能喪失時の所要時間約22時間に包絡される。

なお、さらに長時間原子炉注水系の機能が喪失する場合については、炉水温度は上昇し、ボイドが発生することにより負の反応度が印加されることから、この間のホウ酸水注入は不要である。

2.4.1.8.3 臨界時の評価

(1) 概要

福島第一原子力発電所第1号機から第3号機のように事故の進展により損傷、溶融した炉心では、臨界になるための体系から離れていると一般に考えられており、また、これまで臨界の兆候は確認されていないことから、今後も臨界の可能性は工学的には極めて小さいと考えられる。

現状、未臨界状態が維持されていることの監視として、原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタにて短半減期希ガスの放射能濃度を連続的に測定し、仮に臨界の兆候が見られた際には、原子炉圧力容器・格納容器に五ホウ酸ナトリウム溶液を注入することとしている。

ここでは、現状において仮に臨界が発生した場合の周辺の公衆に対する被ばく線量を評価し、臨界検知からホウ酸水注入までの対応を実施することにより、臨界により周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを確認する。

(2) 評価結果（添付資料－5参照）

原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタによる未臨界監視は、臨界判定基準としてXe-135放射能濃度 $1\text{Bq}/\text{cm}^3$ を設定している。ここでは、保守的にその100倍の $100\text{Bq}/\text{cm}^3$ 相当のXe-135が測定される出力レベルの臨界を想定し、臨界発生からホウ酸水投入までの時間遅れを考慮して1日間臨界が継続した場合の敷地境界における被ばく線量を評価する。その結果、敷地境界での被ばく量は約 $6.9 \times 10^{-2}\text{mSv}$ となり、周辺の公衆に対し、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。

2.4.2 基本仕様

2.4.2.1 主要仕様

(1) ホウ酸水タンク（完成品）

基 数	2
容 量	20 m ³ （1基あたり）
材 料	SUS329J4L および SUS444
型 式	パネルタンク
寸 法	2m×5m×高さ 2.5m

(2) 仮設プール（完成品）

基 数	1
容 量	10 m ³

表 2. 4 - 1 主要配管仕様

名 称	仕 様	
ホウ酸水タンクから ホウ酸水タンク出口ヘッダまで (フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当 SUS304 1.0MPa 50℃
ホウ酸水タンクから ホウ酸水タンク出口ヘッダまで (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65 A 80A 150A SGP 1.0MPa 50℃
ホウ酸水タンク出口ヘッダから 原子炉注水系まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃

2.4.3 添付資料

添付資料-1 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備系統概略図

添付資料-2 構造強度及び耐震性

添付資料-3 五ホウ酸ナトリウムの必要量

添付資料-4 未臨界に移行させるために必要なホウ素濃度の評価

添付資料-5 臨界評価の説明資料

臨界評価の説明資料

1. 臨界時の線量評価

1.1 評価前提

原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタによる未臨界監視は、臨界判定基準として Xe-135 放射能濃度 $1\text{Bq}/\text{cm}^3$ としている（「別紙－1 臨界判定基準について」参照）。ここでは、保守的にその 100 倍の $100\text{Bq}/\text{cm}^3$ 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界を想定し、臨界発生からホウ酸水投入までの時間遅れを考慮して 1 日間臨界が継続した場合の敷地境界における被ばく線量を評価する。

1.2 核分裂生成物の放出量の評価方法

核分裂生成物の生成量と移行，放出量の評価は，次の仮定に基づいて行う。

- (1) 臨界が発生した場合でも，デブリ周辺には水が存在しており（臨界発生には水が必要），冷温状態と考えられることから，評価対象核種は揮発性の高い核分裂生成物として希ガスとよう素とする。
- (2) 臨界による核分裂生成物の生成量は，ガス放射線モニタで $100\text{Bq}/\text{cm}^3$ 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界を想定し，各核種の核分裂収率を用いて評価する。臨界時の出力レベルは，平均出力約 1kW 相当とする（「別紙－2 ガス放射線モニタによる臨界検知評価」参照）。
- (3) 生成された核分裂生成物が格納容器内気相部へ移行する割合は，希ガスについては 100%，よう素については 10%とする。臨界が発生した場合でもデブリ周辺には水が存在しており，よう素については大部分が液相へ移行すると考えられるが，ここでは保守的な条件を設定する。
- (4) 大気への放出量については，臨界で発生した核分裂生成物が直接格納容器に放出され，さらに飽和蒸気も含めて格納容器から一定の漏えい率で漏えいすると考え，以下のよう求める。

格納容器内で瞬間的に発生した放射性物質 i が，格納容器から時定数 λ_{PCV} で漏えいする場合の格納容器内の物質収支は，核種の崩壊を考慮して以下の式で表される。

$$dQ_i / dt = -\lambda_i Q_i - \lambda_{PCV} Q_i$$

ここで，放射性物質 i の崩壊定数を λ_i とする。よって初期の発生量を Q_{i0} とすると，

$$Q_i = Q_{i0} \exp(-(\lambda_i + \lambda_{PCV})t)$$

一方、格納容器からの漏えい量は $\lambda_{PCV}Q_i$ であるから、無限時間までの積算漏えい量は、

$$\int_0^{\infty} \lambda_{PCV} Q_i dt = Q_{i0} \lambda_{PCV} / (\lambda_i + \lambda_{PCV})$$

となり、臨界で発生した放射性物質が、格納容器から一定の漏えい率で漏えいすると考えた場合、格納容器から漏えいする量は発生量に $\lambda_{PCV} / (\lambda_i + \lambda_{PCV})$ を乗じた値となる。

ここで、時定数 λ_{PCV} は、格納容器からの気体の漏えい量を窒素封入量と放出蒸気量の和として、以下の式により求める。ここで、放出蒸気量は保守的に冷温停止状態での温度として80°C相当の飽和蒸気圧分の蒸気が窒素とともに放出されるものとする。

$$\lambda_{PCV} = (F_{N_2} + F_{H_2O}) / V_{PCV}$$

F_{N_2} : 単位時間あたりの窒素封入量

F_{H_2O} : 単位時間あたりの放出蒸気量 (80°C相当の飽和蒸気圧分)

V_{PCV} : 格納容器気相部体積

また、格納容器気相部体積については、放出量の観点からは小さい方が保守的であるため、格納容器球部の赤道面に水位が形成されている場合の自由空間体積として1号機で1900m³、2/3号機で2600m³と設定する。単位時間当たりの窒素封入量については、放出量の観点からは大きい方が保守的であるため、運転実績から保守的に50m³/hと設定する。

1.3 核分裂生成物の放出量の評価結果

上記の評価方法に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表-1の通りである。

表-1 核分裂生成物放出量

核分裂生成物	放出量 (Bq)	
	1号機	2/3号機
希ガス (γ 線実効エネルギー0.5MeV換算値)	3.6×10^{13}	2.7×10^{13}
よう素 (I-131等価量-小児実効線量係数換算)	5.0×10^{10}	4.4×10^{10}

1.4 線量の評価方法

敷地周辺における実効線量は、希ガスの γ 線外部被ばくとよう素の内部被ばくによる実効線量の和として計算する。よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量は、感受性の高い小児を対象に行う。また、相対線量（以下、 D/Q という）、相対濃度（以下、 χ/Q という）については、地上放散を想定していることから、「II 2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備 添付資料－5別紙1」に記載の値を用いる。ただし、2/3号機については、値の大きい3号機のものを用いる。

(1) 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} Gy/Bq, 3号機: 7.3×10^{-19} Gy/Bq)

Q : 核分裂生成希ガスの大気放出量 (Bq)

(2) 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)

1.5 線量の評価結果

上記の評価方法に基づき敷地境界の実効線量を評価した結果は、1号機で約 6.4×10^{-2} mSv, 2/3号機で約 6.9×10^{-2} mSvであり、周辺の公衆に対し、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号機についての、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 1.2×10^{-2} mSv, 約 4.7×10^{-3} mSvとなる。

2. 別紙

別紙－1 臨界判定基準について

別紙－2 ガス放射線モニタによる臨界検知評価

以上

臨界判定基準について

現状、未臨界状態が維持されていることの監視として、原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタにて短半減期希ガスの放射能濃度を連続的に測定し、仮に臨界の兆候が見られた際には、原子炉圧力容器・格納容器に五ホウ酸ナトリウム溶液を注入することとしている。

ガス放射線モニタによる未臨界監視において指標とする短半減期希ガス核種は、仮に臨界になった場合の生成量とモニタ到達までの減衰を考慮し、検知しやすい代表核種として Xe-135 を選定している。

ここで、以下の点を考慮し、臨界判定基準として Xe-135 放射能濃度 $1\text{Bq}/\text{cm}^3$ を設定している。

- (a) 周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクは、十分小さいものであること。
- (b) 放射線検出器の検出限界値の実績を考慮すること。
- (c) 自発核分裂により常時放出される Xe-135 と識別できること。

(a) に関して、「Ⅱ.2.4.1.8.3 臨界時の評価」の通り、 $100\text{Bq}/\text{cm}^3$ 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界を想定した被ばく線量評価を実施している。これを検知する判定基準 $1\text{Bq}/\text{cm}^3$ は臨界検知からホウ酸水注入までの対応時間を確保でき、周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクは十分小さいものであると言える。

(b) に関して、ガス放射線モニタでは原子炉格納容器ガス管理設備にて抽気されたガスのガンマ線を連続的に計測し、マルチチャンネルアナライザにて得られたガンマ線スペクトルから Xe-135 の放射能濃度を算出しているが、現状の 1～3号機の検出限界濃度は高々 $0.4\text{Bq}/\text{cm}^3$ であり、抽気ガス中の Xe-135 放射能濃度として $1\text{Bq}/\text{cm}^3$ を検出することが可能である。

(c) に関して、「福島第一原子力発電所 2号機の格納容器からの Xe-135 の検出について」(平成 23 年 11 月 4 日、東京電力株式会社) では、自発核分裂により常時放出される Xe-135 として約 $10^{-2}\text{Bq}/\text{cm}^3$ と評価している。この値は、自発核分裂核種の存在量や実効増倍率、測定までの時遅れによって変わりうるものであることから、自発核分裂により常時放出されるレベルから確実に識別できる基準として $1\text{Bq}/\text{cm}^3$ は妥当であると考えられる。

なお、ガス放射線モニタが全て故障した場合、代替措置として原子炉圧力容器底部温度計、モニタリングポストにより、未臨界状態の監視を行う。原子炉圧力容器底部温度計は臨界後の出力上昇に伴う温度上昇を検知することにより、モニタリングポストは臨界後に放出される希ガスによる線量上昇を検知することにより、未臨界状態の監視を行うものである。ここでの監視の判定基準は、指示値の異常な上昇を判別する基準として、過去の実

續から設定する。

以上

ガス放射線モニタによる臨界検知評価

1. 評価方法

(1) 格納容器内短半減期希ガス濃度

原子炉压力容器と格納容器を考慮した簡易的な体系を考え、臨界による原子炉压力容器内の希ガス発生と、窒素封入、排気（置換）による以下のマスバランス計算から格納容器内濃度を求める。なお、臨界により生成された希ガスは発生源からは直ちに放出されると仮定する。

$$\text{(RPV 内)} \quad \frac{dC_{RPV}}{dt} = -\lambda C_{RPV} - \frac{F_{RPV}}{V_{RPV}} C_{RPV} + \frac{P}{V_{RPV}} \quad \text{①}$$

$$\text{(PCV 内)} \quad \frac{dC_{PCV}}{dt} = -\lambda C_{PCV} - \frac{F_{PCV}}{V_{PCV}} C_{PCV} + \frac{C_{RPV} F_{RPV}}{V_{PCV}} \quad \text{②}$$

ここで、

C_{RPV} : RPV 気相部内放射能濃度

C_{PCV} : PCV 気相部内放射能濃度

V_{RPV} : RPV 気相部体積

V_{PCV} : PCV 気相部体積

F_{RPV} : RPV 置換量=RPV 窒素封入量 N_{RPV}

F_{PCV} : PCV 置換量=RPV 窒素封入量 N_{RPV} + PCV 窒素封入量 N_{PCV}

λ : 核種の崩壊定数

P : 臨界による単位時間あたりの核種生成量

式①、②を初期条件 $C_{RPV}(t=0)=0$ 、 $C_{PCV}(t=0)=0$ で解く。また、 P については、ある平均出力が一定時間継続するものとして、核分裂収率を用いて以下の式にて求める。ここで、1回の核分裂で約 200MeV のエネルギーが発生することから、出力 1kW は毎秒 3.1×10^{13} の核分裂に相当するものとする。

$$P = 3.1 \times 10^{13} \times P_c \times Y \times \lambda$$

ここで、

P_c : 平均出力

Y : 核種の収率

また、原子炉压力容器気相部体積、格納容器気相部体積については、臨界検知の観点からは大きい方が保守的であるため、2/3号機の保有水を考慮しない空間体積を入力条件

として、それぞれ 520m³、3770m³ と設定する。原子炉圧力容器及び格納容器への単位時間当たりの窒素封入量については、臨界検知の観点からは小さい方が保守的であるため、至近の運転実績から保守的にそれぞれ、10m³/h、0m³/h と設定する。

(2) 格納容器からガス放射線モニタまでの時遅れ

原子炉格納容器ガス管理設備のガス放射線モニタは、排気の再循環ラインに設置されたフィルタユニットの下流側から抽気したガスを測定している。

格納容器内濃度がステップ状に変化した場合の、ガス放射線モニタ内濃度の時間応答については、吸込配管部の通過にかかる時間と再循環容積部の置換にかかる時間を考慮し、1 時間程度の時間遅れを見込むこととする。

すなわち、(1) で求めた格納容器内希ガス濃度に、測定までの時遅れによる減衰を考慮したガス放射線モニタ内放射能濃度を、以下の式で求める。

$$\text{(ガス放射線モニタ内)} \quad C_{\text{Monitor}}(t + \Delta t) = C_{\text{PCV}}(t) \exp(-\lambda \Delta t) \quad \text{③}$$

ここで、

C_{Monitor} : ガス放射線モニタ内放射能濃度

Δt : 格納容器からガス放射線モニタまでの時遅れ

2. 評価結果

上記の評価方法に基づいて計算した、ガス放射線モニタで平衡濃度 100Bq/cm³ 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界は、平均出力約 1.0kW 相当となる。

また、この時のガス放射線モニタ内 Xe-135 濃度の時間変化を図-1 に示す。

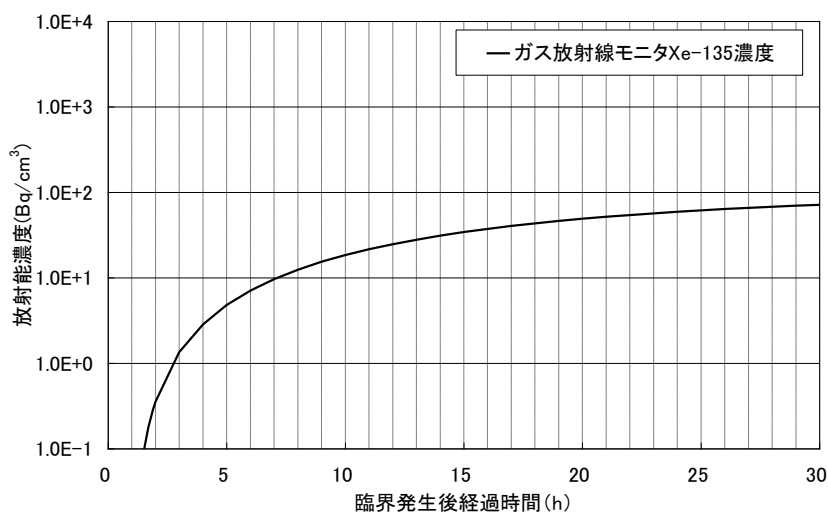


図-1 臨界発生後の Xe-135 濃度の時間変化

以上

2.5 汚染水処理設備等

2.5.1 基本設計

2.5.1.1 設置の目的

タービン建屋等には、東北地方太平洋沖地震による津波、炉心冷却水の流入、雨水の浸入、地下水の浸透等により海水成分を含んだ高レベルの放射性汚染水が滞留している（以下、「滞留水」という）。

このため、汚染水処理設備等では、滞留水を安全な箇所に移送すること、滞留水に含まれる主要な放射性物質を除去し環境中に移行し難い性状とすること、除去した放射性物質を一時的に貯蔵すること、滞留水の発生量を抑制するため塩分を除去し原子炉への注水に再利用する循環冷却を構築することを目的とする。

2.5.1.2 要求される機能

- (1) 発生する高レベル放射性汚染水量（地下水及び雨水の流入による増量分を含む）を上回る処理能力を有すること
- (2) 高レベル放射性汚染水中の放射性物質等の濃度及び量を適切な値に低減する能力を有すること
- (3) 汚染水処理設備が停止した場合に備え、複数系統及び十分な貯留設備を有すること
- (4) 汚染水処理設備等は漏えいを防止できること
- (5) 万一、高レベル放射性汚染水の漏えいがあった場合、高レベル放射性汚染水の散逸を抑制する機能を有すること
- (6) 高レベル放射性汚染水を処理する過程で発生する気体状の放射性物質及び可燃性ガスの検出、管理及び処理が適切に行える機能を有すること

2.5.1.3 設計方針

2.5.1.3.1 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）の設計方針

- (1) 処理能力
 - a. 汚染水処理設備及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）は、原子炉への注水、雨水の浸入、地下水の浸透等により1号～4号機のタービン建屋等に発生する滞留水に対して十分対処できる処理容量とする。
 - b. 汚染水処理設備の除染能力及び塩素除去能力は、処理済水の発電所内再使用を可能とするのに十分な性能を有するものとする。
- (2) 汚染水処理設備等の長期停止に対する考慮
 - a. 主要核種の除去を行う処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、第三セシウム吸着装置及び除染装置）は、単独もしくは組み合わせでの運転が可能な設計と

する。また、セシウム吸着装置及び除染装置と第二セシウム吸着装置は、それぞれ異なる系統の所内高圧母線から受電する構成とし、第三セシウム吸着装置は、二つの異なる系統の所内高圧母線から受電する構成とする。

- b. 汚染水処理設備及び関連設備（移送ポンプ等）の動的機器は、その故障により滞留水の移送・処理が長期間停止することがないように原則として多重化する。
- c. 汚染水処理設備が長期間停止した場合を想定し、滞留水がタービン建屋等から系外に漏れ出ないように、タービン建屋等の水位を管理するとともに、貯留用のタンクを設ける。
- d. 汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備（移送ポンプ等）は、所内高圧母線から受電できる設計とする。
- e. 汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備（移送ポンプ等）は、外部電源喪失の場合においても、非常用所内電源から必要に応じて受電できる設計とする。

(3) 規格・基準等

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）の機器等は、設計、材料の選定、製作及び検査について、原則として適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(4) 放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）は、液体状の放射性物質の漏えいの防止及び所外への管理されない放出を防止するため、次の各項を考慮した設計とする。

- a. 漏えいの発生を防止するため、機器等には設置環境や内部流体の性状等に応じた適切な材料を使用するとともに、タンク水位の検出器等を設ける。
- b. 液体状の放射性物質が漏えいした場合は、漏えいの早期検出を可能にするとともに、漏えいを停止するのに適切な措置をとれるようにする。また、汚染水処理設備、貯留設備においては漏えい水の拡大を抑制するための堰等を設ける。
- c. タンク水位、漏えい検知等の警報については、免震重要棟集中監視室及びシールド中央制御室（シールド中操）に表示し、異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにする。なお、シールド中央制御室（シールド中操）の機能移転後に設置する設備のタンク水位、漏えい検知等の警報は、免震重要棟集中監視室に発報・表示し、同様の措置を実施する。

(5) 放射線遮へいに対する考慮

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）は、放射線業務従事者等の線量を低減する観点から、放射線を適切に遮へいする設計とする。

(6) 崩壊熱除去に対する考慮

汚染水処理設備は、放射性物質の崩壊熱による温度上昇を考慮し、必要に応じて崩壊熱を除去できる設計とする。

(7) 可燃性ガスの滞留防止に対する考慮

汚染水処理設備は、水の放射線分解により発生する可燃性ガスを適切に排出できる設計とする。

(8) 気体廃棄物の放出に対する考慮

汚染水処理設備は、放出する可燃性ガス等の気体に放射性物質が含まれる可能性がある場合には、排気設備にフィルタ等を設け捕獲する設計とする。

(9) 健全性に対する考慮

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備は、機器の重要度に応じた有効な保全ができるものとする。

2.5.1.3.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設の設計方針

(1) 貯蔵能力

使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設は、汚染水処理設備、多核種除去設備、高性能多核種除去設備、モバイル式処理装置、増設多核種除去設備、サブドレン他浄化装置、高性能多核種除去設備検証試験装置、モバイル型ストロンチウム除去装置、RO濃縮水処理設備、第二モバイル型ストロンチウム除去装置、放水路浄化装置、5・6号機仮設設備（滞留水貯留設備）浄化ユニットで発生する放射性廃棄物を貯蔵できる容量とする。また、必要に応じて増設する。

(2) 多重性等

廃スラッジ貯蔵施設の動的機器は、故障により設備が長期間停止することがないように、原則として多重化する。

(3) 規格・基準等

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設の機器等は、設計、材料の選定、製作及び検査について、原則として適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(4) 放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

廃スラッジ貯蔵施設の機器等は、液体状の放射性物質の漏えいの防止及び所外への管理

されない放出を防止するため、次の各項を考慮した設計とする。

- a. 漏えいの発生を防止するため、機器等には設置環境や内部流体の性状等に応じた適切な材料を使用するとともに、タンク水位の検出器等を設ける。
- b. 液体状の放射性物質が漏えいした場合は、漏えいの早期検出を可能にするとともに、漏えい液体の除去・回収を行えるようにする。
- c. タンク水位、漏えい検知等の警報については、免震重要棟集中監視室及びシールド中央制御室（シールド中操）に表示し、異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにする。

なお、セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、第三セシウム吸着装置、高性能多核種除去設備、モバイル式処理装置、サブドレン他浄化装置、高性能多核種除去設備検証試験装置、RO濃縮水処理設備、第二モバイル型ストロンチウム除去装置、放水路浄化装置の使用済みの吸着塔、モバイル型ストロンチウム除去装置の使用済みのフィルタ及び吸着塔、多核種除去設備及び増設多核種除去設備の使用済みの吸着材を収容した高性能容器及び多核種除去設備にて発生する処理カラム、5・6号機仮設設備（滞留水貯留設備）浄化ユニットの使用済セシウム／ストロンチウム同時吸着塔は、内部の水を抜いた状態で貯蔵するため、漏えいの可能性はない。

(5) 放射線遮へいに対する考慮

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設は、放射線業務従事者の線量を低減する観点から、放射線を適切に遮へいする設計とする。

(6) 崩壊熱除去に対する考慮

- a. 吸着塔、フィルタ、高性能容器及び処理カラムは、崩壊熱を大気に逃す設計とする。
- b. 廃スラッジ貯蔵施設は、放射性物質の崩壊熱による温度上昇を考慮し、必要に応じて熱を除去できる設計とする。

(7) 可燃性ガスの滞留防止に対する考慮

吸着塔、フィルタ、高性能容器、処理カラム及び廃スラッジ貯蔵施設は、水の放射線分解により発生する可燃性ガスの滞留を防止でき、必要に応じて適切に排出できる設計とする。

(8) 気体廃棄物の放出に対する考慮

廃スラッジ貯蔵施設は、放出する可燃性ガス等の気体に放射性物質を含む可能性がある場合は、排気設備にフィルタ等を設け捕獲収集する設計とする。また、気体廃棄物の放出を監視するためのモニタ等を設ける。

(9) 健全性に対する考慮

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設は、機器の重要度に応じた有効な保全ができるものとする。

2.5.1.4 供用期間中に確認する項目

- (1) 汚染水処理設備は、滞留水の放射性物質の濃度を原子炉注水に再利用可能な濃度まで低減できる能力を有すること。
- (2) 汚染水処理設備は、滞留水の塩化物イオン濃度を原子炉注水に再利用可能な濃度まで低減できる能力を有すること。

2.5.1.5 主要な機器

2.5.1.5.1 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）

汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）は、滞留水移送装置、油分分離装置、処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、第三セシウム吸着装置及び除染装置）、淡水化装置（逆浸透膜装置、蒸発濃縮装置）、中低濃度タンク、地下貯水槽等で構成する。

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設及び関連施設（移送配管、移送ポンプ等）は、使用済セシウム吸着塔仮保管施設、使用済セシウム吸着塔一時保管施設、造粒固化体貯槽(D)、廃スラッジ一時保管施設等で構成する。

1号～4号機のタービン建屋等の滞留水は、滞留水移送装置によりプロセス主建屋、雑固体廃棄物減容処理建屋（以下、「高温焼却炉建屋」という。）へ移送した後、プロセス主建屋等の地下階を介して、必要に応じて油分を除去し、処理装置へ移送、またはプロセス主建屋等の地下階を介さずにセシウム吸着装置・第二セシウム吸着装置へ直接移送し、主要核種を除去した後、淡水化装置により塩分を除去する。また、各装置間には処理済水、廃水を保管するための中低濃度タンク、地下貯水槽を設置する。

二次廃棄物となる使用済みの吸着材を収容したセシウム吸着装置吸着塔、第二セシウム吸着装置吸着塔、第三セシウム吸着装置吸着塔、モバイル式処理装置吸着塔、モバイル型ストロンチウム除去装置の使用済フィルタ・吸着塔、第二モバイル型ストロンチウム除去装置、放水路浄化装置吸着塔は使用済セシウム吸着塔仮保管施設、もしくは使用済セシウム吸着塔一時保管施設に一時的に貯蔵し、高性能多核種除去設備、高性能多核種除去設備検証試験装置、サブドレン他浄化装置、RO濃縮水処理設備で発生する吸着塔、多核種除去設備、増設多核種除去設備にて発生する二次廃棄物を収容する高性能容器及び多核種除去設備にて発生する処理カラム、5・6号機仮設設備（滞留水貯留設備）浄化ユニットで発生する使用済セシウム／ストロンチウム同時吸着塔は使用済セシウム吸着塔一時保管施設に一時的に貯蔵する。なお、セシウム吸着装置吸着塔、第二セシウム吸着装置吸着塔、第三セシウム吸着装置吸着塔、多核種除去設備にて発生する処理カラム、高性能多核種除去設備、サブドレ

ン他浄化装置，RO 濃縮水処理設備で発生する吸着塔は大型廃棄物保管庫にも一時的に貯蔵する。また，二次廃棄物の廃スラッジは造粒固化体貯槽(D)，廃スラッジ一時保管施設で一時的に貯蔵する。

汚染水処理設備，貯留設備及び関連設備の主要な機器は，免震重要棟集中監視室またはシールド中央制御室（シールド中操）から遠隔操作及び運転状況の監視を行う。

(1) 滞留水移送装置

滞留水移送装置は，タービン建屋等にある滞留水を汚染水処理設備のあるプロセス主建屋，高温焼却炉建屋へ移送することを目的に，移送ポンプ，移送ライン等で構成する。

移送ポンプは，1号機タービン建屋に6台，1号機原子炉建屋に2台，1号機廃棄物処理建屋に2台，2号機タービン建屋に6台，2号機原子炉建屋に2台，2号機廃棄物処理建屋に6台，3号機のタービン建屋に9台，3号機原子炉建屋に4台，3号機廃棄物処理建屋に6台，4号機タービン建屋に7台，4号機原子炉建屋に6台，4号機廃棄物処理建屋に6台設置し，原子炉への注水，雨水の浸入，地下水の浸透等により1号～4号機のタービン建屋等に発生する滞留水に対して十分対処可能な設備容量を確保する。滞留水の移送は，移送元のタービン建屋等の水位や移送先となるプロセス主建屋，高温焼却炉建屋の水位の状況に応じて，ポンプの起動台数，移送元，移送先を適宜選定して実施する。

移送ラインは，設備故障及び損傷を考慮し複数の移送ラインを準備する。また，使用環境を考慮した材料を選定し，必要に応じて遮へい，保温材等を設置するとともに，屋外敷設箇所は移送ラインの線量当量率等を監視し漏えいの有無を確認する。

(2) 油分分離装置

油分分離装置は，油分がセシウム吸着装置の吸着性能を低下させるため，その上流側に設置し，滞留水に含まれる油分を自然浮上分離により除去する。油分分離装置は，プロセス主建屋内に3台設置する。

(3) 処理装置（セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，第三セシウム吸着装置，除染装置）

セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置及び第三セシウム吸着装置は，吸着塔内部に充填された吸着材のイオン交換作用により，滞留水に含まれるセシウム等の核種を除去する。除染装置は，滞留水にセシウム等の核種を吸着する薬品を注入し凝集・沈殿させ，上澄液とスラッジに分離することで，滞留水に含まれるセシウム等の核種を除去する。また，各装置は装置の処理能力を確認するための試料を採取できる設備とする。

処理装置は，複数の装置により多様性を確保するとともに，各装置の組み合わせもしくは単独により運転が可能な系統構成とする。

a. セシウム吸着装置

セシウム吸着装置は、焼却工作建屋内に4系列配置しており、多段の吸着塔により滞留水に含まれる放射性のセシウム、ストロンチウムを除去する。

セシウム吸着装置は、4系列でセシウムを除去するセシウム吸着運転（以下、「Cs吸着運転」という）または4系列を2系列化しセシウム及びストロンチウムを除去するセシウム／ストロンチウム同時吸着運転（以下、「Cs/Sr同時吸着運転」という）を行う。

吸着塔は、二重の円筒形容器で、内側は内部に吸着材を充填したステンレス製の容器、外側は炭素鋼製の遮へい容器からなる構造とする。

使用済みの吸着塔は一月あたり6本程度発生し、使用済セシウム吸着塔仮保管施設にて内部の水抜きを行い、使用済セシウム吸着塔仮保管施設及び使用済セシウム吸着塔一時保管施設あるいは大型廃棄物保管庫にて貯蔵する。

b. 第二セシウム吸着装置

第二セシウム吸着装置は、高温焼却炉建屋内に2系列配置し、各系列で多段の吸着塔によりセシウム、ストロンチウム等の核種を除去する。

第二セシウム吸着装置は、セシウム吸着塔によりセシウムを除去するセシウム吸着運転（以下、「Cs吸着運転」という）、または同時吸着塔によりセシウム及びストロンチウムを除去するセシウム／ストロンチウム同時吸着運転（以下、「Cs/Sr同時吸着運転」という）を行う。

吸着塔は、ステンレス製の容器にゼオライト等の吸着材を充填し、周囲は鉛等で遮へいする構造とする。

使用済みの吸着塔は、Cs吸着運転においては一月あたり4本程度発生し、Cs/Sr同時吸着運転においては一月あたり4本程度発生する。

使用済み吸着塔は、本装置において内部の水抜きを行い、使用済セシウム吸着塔仮保管施設及び使用済セシウム吸着塔一時保管施設あるいは大型廃棄物保管庫にて貯蔵する。

c. 第三セシウム吸着装置

第三セシウム吸着装置は、サイトバンカ建屋内に1系列配置し、多段の吸着塔によりセシウム、ストロンチウム等の核種を除去する。

第三セシウム吸着装置は、セシウム及びストロンチウム同時吸着塔によりセシウム及びストロンチウムを除去するCs/Sr同時吸着運転を行う。

吸着塔は、ステンレス製の容器にゼオライト等の吸着材を充填し、周囲は鉛等で遮へいする構造とする。

使用済みの吸着塔は、一カ月あたり1本程度発生する。使用済み吸着塔は、本装置

において内部の水抜きを行い、使用済セシウム吸着塔一時保管施設あるいは大型廃棄物保管庫にて貯蔵する。

d. 除染装置

除染装置は、プロセス主建屋に1系列設置し、滞留水に含まれる懸濁物質や浮遊物質を除去する加圧浮上分離装置、薬液注入装置から吸着剤を注入し放射性物質の吸着を促す反応槽、薬液注入装置から凝集剤を注入し放射性物質を凝集・沈殿させ上澄液とスラッジに分離する凝集沈殿装置、懸濁物質の流出を防止するディスクフィルター、吸着材を注入する薬品注入装置で構成する。反応槽及び凝集沈殿装置は、1組の装置を2段設置することにより放射能除去性能を高める設計とするが、1段のみでも運転可能な設計とする。スラッジは造粒固化体貯槽(D)に排出する。

(4) 淡水化装置（逆浸透膜装置、蒸発濃縮装置）

淡水化装置は、滞留水を原子炉注水に再使用するため、滞留水に含まれる塩分を除去することを目的に、逆浸透膜装置、蒸発濃縮装置で構成する。

逆浸透膜装置は、4号機タービン建屋2階及び蛇腹ハウス内に設置する3系列3台で構成し、水を通しイオンや塩類などの不純物は透過しない逆浸透膜の性質を利用して滞留水に含まれる塩分を除去し、処理済水と塩分が濃縮された廃水に分離する。運転系列は、耐震性を向上させた4号機タービン建屋2階に設置する逆浸透膜装置（以下、「建屋内RO」という。）を原則として使用する。また、蛇腹ハウス内に設置している逆浸透膜装置は、逆浸透膜を通さずに滞留水を濃縮廃水側へ送水する機能も有する。蒸発濃縮装置は3系列8台で構成し、逆浸透膜装置により塩分が濃縮された廃水を蒸気により蒸発濃縮（蒸留）する設備であるが、平成28年1月現在運用を停止している。また、各装置は装置の処理能力を確認するための試料を採取できる設備とする。

なお、建屋内RO及びこれに付帯する機器を建屋内RO循環設備という。

淡水化装置は、複数の装置及び系統により多重性及び多様性を確保する。

(5) 廃止（高濃度滞留水受タンク）

(6) 中低濃度タンク

中低濃度タンクは、処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、第三セシウム吸着装置及び除染装置）により主要核種が除去された水等を貯留する目的で主に屋外に設置する。

中低濃度タンクは、貯留する水の性状により分類し、処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、第三セシウム吸着装置及び除染装置）により主要核種を除去された水等を貯留するサプレッション・プール水サージタンク及び廃液RO供給タンク、逆浸透膜装置

の廃水を貯留するRO後濃縮塩水受タンク※¹、蒸発濃縮装置の廃水を貯留する濃縮廃液貯槽、逆浸透膜装置の処理済水を貯留するRO後淡水受タンク※²、多核種除去設備、増設多核種除去設備及び高性能多核種除去設備の処理済水を貯留する多核種処理水タンク※³及びRO濃縮水処理設備の処理済水、サブドレン他水処理施設で汲み上げた地下水を貯留するSr処理水タンク※⁴で構成する。

サプレッション・プール水サージタンクは、液体廃棄物処理系の設備として既に設置されていた設備を使用し、工事計画認可申請書（57資庁第2974号 昭和57年4月20日認可）において確認を実施している。RO後淡水受タンクの貯留水は、処理済水として原子炉への注水に再利用する。

なお、各タンクは定期的に必要量を確認し※⁵、必要に応じて増設する。

※1：RO濃縮水貯槽，地下貯水槽（RO後濃縮塩水用分）にて構成。

※2：RO処理水貯槽，蒸発濃縮処理水貯槽にて構成。

※3：多核種処理水貯槽で構成。

※4：Sr処理水貯槽で構成。

※5：「福島第一原子力発電所における高濃度の放射性物質を含むたまり水の貯蔵及び処理の状況について」にて確認を実施。

(7) 地下貯水槽

地下貯水槽は、発電所構内の敷地を有効活用する観点で地面を掘削して地中に設置する。また、止水のための3重シート（2重の遮水シート及びベントナイトシート）、その内部に地面からの荷重を受けるためのプラスチック製枠材を配置した構造とする。

地下貯水槽には、逆浸透膜装置の廃水等を貯留する。

なお、地下貯水槽からの漏えいが認められたことから、別のタンクへの貯留水の移送が完了次第、使用しないこととする。

(8) ろ過水タンク

ろ過水タンクは、既に屋外に設置されていたもので、放射性物質を含まない水を貯留するタンクであるが、地下貯水槽に貯留した逆浸透膜装置の廃水の貯留用として一時的に使用する。ろ過水タンクは、放射性流体を貯留するための設備ではないため、逆浸透膜装置の廃水を貯留する場合の適合性評価を行う。また、ろ過水タンク周囲に設置した線量計で雰囲気線量を確認する等により漏えいの有無を確認する。なお、貯留期間は貯留開始後1年以内を目途とし、ろ過水タンクに貯留した逆浸透膜装置の廃水を別のタンクに移送する。

(9) 電源設備

電源は、所内高圧母線から受電でき、非常用所内電源とも接続できる構成とする。セシウム吸着装置及び除染装置と第二セシウム吸着装置は、それぞれ異なる系統の所内高圧母線から受電する構成とし、第三セシウム吸着装置は、二つの異なる系統の所内高圧母線から受電する構成とすることにより、所内高圧母線の点検等による電源停止においても、何れかの

処理装置により、滞留水の処理が可能な設計とする。また、汚染水処理設備等は、外部電源喪失の場合は、タービン建屋等の水位の状況や汚染水処理設備以外の設備負荷を考慮しながら復旧する。

(10) 廃止（モバイル式処理設備）

(11) 滞留水浄化設備

1～4号機の建屋滞留水の放射性物質濃度を低減する目的で、1～4号機の滞留水を浄化する設備（以下、滞留水浄化設備）を設置する。滞留水浄化設備は、建屋内 RO 循環設備で敷設した配管から各建屋へ分岐する配管で構成する。

2.5.1.5.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

使用済セシウム吸着塔保管施設は、使用済セシウム吸着塔仮保管施設、使用済セシウム吸着塔一時保管施設で構成する。廃スラッジ貯蔵施設は造粒固化体貯槽(D)、廃スラッジ一時保管施設で構成する。

廃スラッジ貯蔵施設の主要な機器は、免震重要棟集中監視室またはシールド中央制御室（シールド中操）から遠隔操作及び運転状況の監視を行う。

(1) 使用済セシウム吸着塔保管施設

a. 使用済セシウム吸着塔仮保管施設

使用済セシウム吸着塔仮保管施設は、セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、モバイル式処理装置、第二モバイル型ストロンチウム除去装置及び放水路浄化装置で発生する吸着塔並びにモバイル型ストロンチウム除去装置で発生するフィルタ及び吸着塔を使用済セシウム吸着塔一時保管施設へ移送するまでの間貯蔵するために設けた施設であり、吸着塔を取り扱うための門型クレーン、セシウム吸着装置吸着塔等のろ過水による洗浄・水抜きを実施する装置、遮へい機能を有するコンクリート製ボックスカルバート等にて構成する。

b. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

使用済セシウム吸着塔一時保管施設は、セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、第三セシウム吸着装置、モバイル式処理装置、高性能多核種除去設備、サブドレン他浄化装置、高性能多核種除去設備検証試験装置、RO濃縮水処理設備及び第二モバイル型ストロンチウム除去装置、放水路浄化装置で発生する吸着塔、モバイル型ストロンチウム除去装置で発生するフィルタ及び吸着塔、多核種除去設備、増設多核種除去設備にて発生する二次廃棄物を収容する高性能容器及び多核種除去設備にて発生する処理カラム、5・6号機仮設設備（滞留水貯留設備）浄化ユニットで発生する使用済

セシウム／ストロンチウム同時吸着塔の処理施設等が設置されるまでの間一時的に貯蔵を行う施設であり、吸着塔、フィルタ、高性能容器及び処理カラムを取り扱うための門型クレーン、遮へい機能を有するコンクリート製ボックスカルバート等により構成する。

なお、使用済セシウム吸着塔一時保管施設は必要に応じて増設する。

(2) 廃スラッジ貯蔵施設

a. 造粒固化体貯槽(D)

造粒固化体貯槽(D)は、除染装置の凝集沈殿装置で発生したスラッジを廃スラッジ一時保管施設へ移送するまでの間、貯蔵する設備であり、固体廃棄物処理系の設備として既にプロセス主建屋に設置していた設備を改造して使用する。なお、造粒固化体貯槽(D)はプロセス主建屋と一体構造であるため、「2.6 滞留水を貯留している(滞留している場合を含む)建屋」において確認している。

b. 廃スラッジ一時保管施設

廃スラッジ一時保管施設は、廃スラッジを処理施設等へ移送するまでの間一時貯蔵する設備として設置する。廃スラッジ一時保管施設は、スラッジ貯槽、セル及びオフガス処理系等を収容するスラッジ棟、圧縮空気系の機器等を収容する設備棟で構成する。

廃スラッジ一時保管施設の動的機器は、故障により設備が長期間停止することがないよう、原則として多重化する。

また、廃スラッジ一時保管施設の電源は、所内高圧母線から受電でき、非常用所内電源とも接続できる構成とする。また、外部電源喪失の場合は、タービン建屋等の水位の状況や汚染水処理設備以外の設備負荷を考慮しながら復旧する。

2.5.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

滞留水移送装置、処理装置等一部の設備を除き、アウターライズ津波が到達しないと考えられる T.P. 約 28m 以上の場所に設置する。

滞留水移送装置、処理装置等、東北地方太平洋沖地震津波が到達したエリアに設置する設備については、アウターライズ津波による浸水を防止するため仮設防潮堤内に設置する。また、アウターライズ津波を上回る津波の襲来に備え、大津波警報が出た際は滞留水移送装置、処理装置を停止し、処理装置については隔離弁を閉めることにより滞留水の流出を防止する。

(2) 台風（強風）

汚染水処理設備等のうち、処理装置及び建屋内 RO は台風（強風）による設備損傷の可能性が低い鉄筋コンクリート造の建屋内に設置する。淡水化装置（建屋内 RO 除く）は、蛇腹ハウスやテントハウス内に設置しているため、台風（強風）によりハウスの一部が破損する可能性はあるが、ハウス破損に伴い、淡水化装置に損傷を与える可能性がある場合は、淡水化装置の停止等の操作を行い、装置損傷による汚染水の漏えい防止を図る。

(3) 火災

初期消火の対応ができるよう、近傍に消火器を設置する。

2.5.1.7 構造強度及び耐震性

2.5.1.7.1 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）

(1) 構造強度

a. 震災以降緊急対応的に設置又は既に（平成 25 年 8 月 14 日より前に）設計に着手した機器等

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備を構成する機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において、廃棄物処理設備に相当するクラス 3 機器に準ずるものと位置付けられる。クラス 3 機器の適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下、「JSME 規格」という。）で規定される。

しかしながら、震災以降緊急対応的にこれまで設置してきた機器等は、必ずしも JSME 規格に従って設計・製作・検査をされたものではなく、日本産業規格（JIS）や日本水道協会規格等の国内外の民間規格、製品の試験データ等を踏まえ、福島第一原子力発電所構内の作業環境、機器等の設置環境や時間的裕度を勘案した中で設計・製作・検査を行ってきている。

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備を構成する機器は、高濃度の汚染水を内包するため、バウンダリ機能の健全性を確認する観点から、設計された肉厚が十分であることを確認している。また、溶接部については、耐圧・漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい等のないことを確認している。

機器等の経年劣化に対しては、適切な保全を実施することで健全性を維持していく。

b. 今後（平成 25 年 8 月 14 日以降）設計する機器等

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備を構成する機器は、「実用発電用原子炉及びその付属設備の技術基準に関する規則」において、廃棄物処理設備に相当するクラス 3 機器に準ずるものと位置付けられる。クラス 3 機器の適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等（以下、「JSME 規格」という。）で規定される。

汚染水処理設備等は、地下水等の流入により増加する汚染水の対応が必要であり、短期間での機器の設置が求められる。また、汚染水漏えい等のトラブルにより緊急的な対応が必要

となることもある。

従って、今後設計する機器等については、JSME 規格に限定するものではなく、日本産業規格 (JIS) 等の国内外の民間規格に適合した工業用品の採用、或いは American Society of Mechanical Engineers (ASME 規格)、日本産業規格 (JIS)、またはこれらと同等の技術的妥当性を有する規格での設計・製作・検査を行う。溶接 (溶接施工法および溶接士) は JSME 規格、American Society of Mechanical Engineers (ASME 規格)、日本産業規格 (JIS)、および発電用火力設備に関する技術基準を定める省令にて認証された溶接、または同等の溶接とする。また、JSME 規格で規定される材料の日本産業規格 (JIS) 年度指定は、技術的妥当性の範囲において材料調達性の観点から考慮しない場合もある。

さらに、今後も JSME 規格に記載のない非金属材料 (耐圧ホース、ポリエチレン管等) については、現場の作業環境等から採用を継続する必要があるが、これらの機器等については、日本産業規格 (JIS) や日本水道協会規格、製品の試験データ等を用いて設計を行う。

(2) 耐震性

汚染水処理設備等を構成する機器は、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 (公衆への被ばく影響) 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、適切な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。要求される地震力に対して耐震性を確保できない場合は、その影響について評価を行う。支持部材がない等の理由によって、耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合においては、可撓性を有する材料を使用するなどし、耐震性を確保する。

なお、検討用地震動および同津波に対する評価が必要な設備として抽出された機器等については、今後対策を講じる。

また、各機器は必要な耐震性を確保するために、原則として以下の方針に基づき設計する。

- ・ 倒れ難い構造 (機器等の重心を低くする、基礎幅や支柱幅を大きくとる)
- ・ 動き難い構造、外れ難い構造 (機器をアンカ、溶接等で固定する)
- ・ 座屈が起こり難い構造
- ・ 変位による破壊を防止する構造 (定ピッチスパン法による配管サポート間隔の設定、配管等に可撓性のある材料を使用)

2.5.1.7.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

(1) 構造強度

a. 震災以降緊急対応的に設置又は既に (平成 25 年 8 月 14 日より前に) 設計に着手した機器等

使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設を構成する機器は、震災以降緊急対応的に設置してきたもので、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」にお

いて、廃棄物処理設備に相当するクラス 3 機器に準ずるものと位置付けられる。クラス 3 機器の適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下、「JSME 規格」という。）で規定される。

しかしながら震災以降緊急対応的にこれまで設置してきた機器等は、必ずしも JSME 規格に従って設計・製作・検査をされたものではなく、日本産業規格（JIS）等規格適合品または製品の試験データ等を踏まえ、福島第一原子力発電所構内の作業環境、機器等の設置環境や緊急時対応の時間的裕度を勘案した中で設計・製作・検査を行ってきた。

廃スラッジ貯蔵施設を構成する機器は、高濃度の汚染水を内包するため、バウンダリ機能の健全性を確認する観点から、設計された肉厚が十分であることを確認している。また、溶接部については、耐圧・漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい等のないことを確認している。

なお、使用済セシウム吸着塔保管施設を構成するコンクリート製ボックスカルバートは遮へい物として吸着塔等の周囲に配置するものであり、JSME 規格で定める機器には該当しない。

b. 今後（平成 25 年 8 月 14 日以降）設計する機器等

使用済セシウム吸着塔一時保管施設は必要に応じて増設することとしており、地下水等の流入により増加する汚染水の処理に伴う二次廃棄物への対応上、短期間での施設の設置が必要である。このため今後設計する機器等については、日本産業規格（JIS）等規格に適合した工業用品の採用、或いは JIS 等の技術的妥当性を有する規格での設計・製作・検査を行う。

(2) 耐震性

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設を構成する機器は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の B クラス相当の設備と位置づけられる。

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設の耐震性に関する評価にあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」に準拠することを基本とするが、必要に応じて現実的な評価を行う。また、配管に関しては、変位による破壊を防止するため、定ピッチスパン法による配管サポート間隔の設定や、可撓性のある材料を使用する。

なお、検討用地震動および同津波に対する評価が必要な設備として抽出された機器等については、今後対策を講じる。

2.5.1.8 機器の故障への対応

2.5.1.8.1 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連施設（移送配管、移送ポンプ等）

(1) 機器の単一故障

a. 動的機器の単一故障

汚染水処理設備は、機器の単一故障により滞留水の処理機能が喪失するのを防止するため動的機器や外部電源を多重化しているが、汚染水処理設備の動的機器が故障した場合は、待機設備へ切替を行い、滞留水の処理を再開する。

(2) 主要機器の複数同時故障

a. 処理装置の除染能力が目標性能以下

汚染水処理設備は、セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、第三セシウム吸着装置及び除染装置による処理装置全体で多重化が確立されており、各装置の組み合わせもしくは単独による運転が可能である。そのため、一つの処理装置が故障しても性能回復は短時間でできるが、万一、所定の除染能力が得られず下流側の逆浸透膜装置の受け入れ条件（ $10^3\text{Bq}/\text{cm}^3$ オーダ）を満足しない場合は、以下の対応を行う。

逆浸透膜装置後淡水受タンクでの希釈効果等を踏まえながら、必要に応じて処理装置出口の処理済水を再度セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、第三セシウム吸着装置及び除染装置に水を戻す「再循環処理」を実施する（手動操作）。なお、再循環処理を実施する場合、稼働率が 50%以下となるため、タービン建屋等からの滞留水の移送量を調整し、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋の水位上昇を監視する。

b. 滞留水の処理機能喪失

汚染水処理設備は、セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、第三セシウム吸着装置及び除染装置のそれぞれで単独運転が可能である。

また、セシウム吸着装置及び除染装置と第二セシウム吸着装置は、それぞれ異なる系統の所内高圧母線から受電する構成とし、第三セシウム吸着装置は、二つの異なる系統の所内高圧母線から受電する構成としている。

さらに、セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、第三セシウム吸着装置及び除染装置は、建屋により分離して設置している。以上のことから、共通要因によりすべての処理装置が機能喪失する可能性は十分低いと想定するが、全装置が長期間停止する場合は、以下の対応を行う。

- (a) 処理装置が長期間停止する場合、炉注水量を調整し、滞留水の発生量を抑制する。
- (b) セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置または第三セシウム吸着装置の吸着塔の予備品を用意し、短期間（1 ヶ月程度）で新たな処理が可能ないように準備する。
- (c) タービン建屋等の水位が所外放出レベル近くに達した場合、滞留水をタービン建屋の復水器に移送することで、放射性物質の所外放出を防止する。
- (d) 滞留水の系外への漏えいを防止するために、集中廃棄物処理建屋のサイトбанка建屋、焼却工作室建屋等への移送準備を行い、滞留水受け入れ容量を確保する。

(3) その他の事象

a. 降水量が多い場合の対応

降水量が多い場合には、滞留水の移送量、処理量を増加させる等の措置をとる。また、大量の降雨が予想される場合には、事前に滞留水をプロセス主建屋等へ移送し、タービン建屋等の水位を低下させる措置をとる。

さらに、タービン建屋の水位が上昇すれば、炉注水量の低下措置等の対応を図る。

(4) 異常時の評価

a. 滞留水の処理機能喪失時の評価

処理装置が長期に機能喪失した場合でも、タービン建屋等の水位は T.P. 1, 200mm 程度で管理しているため所外放出レベルの T.P. 2, 564mm に達するまでの貯留容量として約 30,000m³ を確保している。さらにタービン建屋の復水器等へ滞留水を移送することにより、これまでの運転実績から、原子炉への注水量を約 400m³/日、地下水の浸透、雨水の浸入により追加発生する滞留水量を約 400m³/日と想定した場合においても、1ヶ月分（約 24,000m³）以上の貯留が可能である。

本資料に記載の標高は、震災後の地盤沈下量（-709mm）と O.P. から T.P. への読替値（-727mm）を用いて、下式に基づき換算している。

<換算式> T.P. = 旧 O.P. - 1, 436mm

b. 降水量が多い場合の評価

月降水量の最大値は、気象庁の観測データにおいて福島県浪江町で 634mm（2006 年 10 月）、富岡町で 615mm（1998 年 8 月）である。また、タービン建屋等の水位は、降水量に対し 85% の水位上昇を示したことがあるため 1ヶ月あたりタービン建屋の水位を 540mm（634mm × 0.85%）上昇させる可能性がある。

その他、建屋水位を上昇させるものとして、①地下水流入と②原子炉への注水があり、各々約 400m³/日が想定される。1号～4号機の滞留水が存在している建屋面積の合計は約 23,000m² となるため、降雨、地下水流入、及び原子炉への注水により 1ヶ月に発生する滞留水量の合計は 36,420m³ となる。そのため、各建屋の水位を維持するためには、約 1,220m³/日の滞留水移送・処理が必要となる。一方、移送装置は移送ポンプが 1台あたり 20m³/h の運転実績があるため 1,920m³/日の滞留水移送が可能であり、処理装置も実績として 1,680m³/日で処理を実施したことがある。

したがって、月降水量 1,000mm 以上の場合でも、現状の移送装置、処理装置の能力でタービン建屋等の水位を維持することが可能である。

2.5.1.8.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

(1) 機器の単一故障

a. 動的機器の単一故障

廃スラッジ一時保管施設は、機器の単一故障により安全機能が喪失するのを防止するため、動的機器を多重化しているが、動的機器が故障した場合は、待機設備へ切替を行い、安全機能を回復する。

b. 外部電源喪失時

使用済セシウム吸着塔仮保管施設、使用済セシウム吸着塔一時保管施設は、使用済みのセシウム吸着塔等を静的に保管する施設であり、外部電源喪失した場合でも、安全機能に影響を及ぼすことはない。

造粒固化体貯槽(D)は排気用の仮設電源を設けており、外部電源喪失により貯槽内気相部の排気が不可能となった場合は、必要に応じ電源切替を操作することで可燃性ガスを放出する。

廃スラッジ一時保管施設は、外部電源喪失により貯槽内気相部の排気が不可能となるが、以下を考慮しており、短時間のうちに安全機能の回復が可能である。

- ・電源車の接続口を設置
- ・仮設送風機（エンジン付きコンプレッサ）の接続が可能なように取合口を設置
- ・窒素ポンベによる掃気が可能なようにポンベを設置
- ・手動弁を操作することで、可燃性ガスを放出（ベント）できるラインを設置

2.5.2 基本仕様

2.5.2.1 主要仕様

2.5.2.1.1 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管，移送ポンプ等）

(1) 1号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	2
容量	12m ³ /h（1台あたり）
揚程	30m
(追設)台数	4
容量	18m ³ /h（1台あたり）
揚程	46m

(2) 2号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	2
容量	12m ³ /h（1台あたり）
揚程	30m
(追設)台数	2
容量	18m ³ /h（1台あたり）
揚程	46m

(3) 3号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	3
容量	12m ³ /h（1台あたり）
揚程	30m
(追設)台数	2
容量	18m ³ /h（1台あたり）
揚程	46m

(4) 4号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	3
容量	12m ³ /h（1台あたり）
揚程	30m
(追設)台数	2
容量	18m ³ /h（1台あたり）
揚程	46m

(5) サイトバンカ排水ポンプ (完成品)

台 数	1
容 量	12 m ³ /h
揚 程	30 m

(6) プロセス主建屋滞留水移送ポンプ (完成品)

台 数	2 (高濃度滞留水受タンク移送ポンプと共用)
容 量	50 m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	38.5~63m

(7) 高温焼却炉建屋滞留水移送ポンプ (完成品)

台 数	2
容 量	50m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	38.5m

(8) 油分分離装置処理水移送ポンプ (完成品)

台 数	2
容 量	50m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	65m

(9) 第二セシウム吸着装置ブースターポンプ (完成品)

台 数	2
容 量	50m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	108m

(10) セシウム吸着処理水移送ポンプ (完成品)

台 数	2
容 量	50m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	41m

(11) S P T 廃液拔出ポンプ (完成品)

台 数	2
容 量	50m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	30m

(12) S P T 受入水移送ポンプ (完成品)

台 数	2
容 量	50m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	75m

(13) 廃液R O供給ポンプ (完成品)

台 数	2
容 量	70m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	30m

(14) R O処理水供給ポンプ (完成品)

台 数	2
容 量	50m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	75m

(15) R O処理水移送ポンプ (完成品)

台 数	2
容 量	50m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	75m

(16) R O濃縮水供給ポンプ (完成品)

台 数	2
容 量	50m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	75m

(17) R O濃縮水移送ポンプ (完成品)

台 数	12
容 量	50m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	50~75m

(18) 濃縮水移送ポンプ (完成品)

台 数	2
容 量	40m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	50m

(19) 高濃度滞留水受タンク移送ポンプ (完成品)

台 数	2
容 量	30m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	65m

(20) 油分分離装置処理水タンク (完成品) ※1

合計容量 (公称)	37.5 m ³
基 数	3 基
容量 (単基)	12.5 m ³ /基

(21) セシウム吸着処理水タンク (完成品) ※1

合計容量 (公称)	37.5 m ³
基 数	3 基
容量 (単基)	12.5 m ³ /基

(22) サプレッションプール水サージタンク (既設品)

基 数	2 基
容 量	3,500 m ³ /基

(23) S P T 受入水タンク (完成品) ※1

基 数	1 基
容 量	85 m ³

(24) 廃液RO供給タンク (完成品) ※1

合計容量 (公称)	1,200m ³
基 数	34 基
容量 (単基)	35~110 m ³ /基

(25) RO処理水受タンク (完成品) ※1

基 数	1 基
容 量	85 m ³

※1 公称容量であり、運用上の容量は公称容量とは異なる。

(26) RO処理水貯槽 ※¹

合計容量 (公称)	7,000m ³
基数	7基
容量 (単基)	1,000 m ³ 以上/基※ ²
材 料	SS400
板厚 (側板)	15mm

(27) RO濃縮水受タンク (完成品) ※¹

基数	1基
容 量	85 m ³

(28) RO濃縮水貯槽 ※¹

合計容量 (公称)	187,000 m ³ (必要に応じて増設)
基数	190基 (必要に応じて増設)
容量 (単基)	700 m ³ 以上, 1,000 m ³ 以上/基※ ²
材 料	SS400
板厚 (側板)	16mm (700m ³), 12mm (1,000m ³), 15mm (1,000m ³)

(29) 蒸発濃縮処理水貯槽 ※¹

合計容量 (公称)	5,000m ³
基数	5基
容量 (単基)	1,000m ³ 以上/基※ ²
材 料	SS400
板厚 (側板)	15mm

(30) 濃縮水タンク (完成品) ※¹

合計容量 (公称)	150m ³
基数	5基
容量 (単基)	40m ³ /基

(31) 濃縮廃液貯槽 (完成品) ※¹

合計容量 (公称)	300m ³
基数	3基
容量 (単基)	100m ³ /基

※¹ 公称容量であり、運用上の容量は公称容量とは異なる。

※² 運用上の容量は、水位計 100%までの容量とする。

(32) 多核種処理水貯槽 ※1,3,4

合計容量 (公称)	1,153,489 m ³ (必要に応じて増設)
基 数	820 基 (必要に応じて増設)
容量 (単基)	700m ³ , 1,000m ³ , 1,060m ³ , 1,140m ³ , 1,160m ³ , 1,200m ³ , 1,220 m ³ , 1,235m ³ , 1,330m ³ , 1,356m ³ , 2,400m ³ , 2,900m ³ /基※2
材 料	SS400, SM400A, SM400B, SM400C, SM490A, SM490C
板厚 (側板)	12mm (700m ³ , 1,000m ³ , 1,160m ³ , 1,200m ³ , 1,220m ³ , 1,235m ³ , 1,330m ³ , 1,356m ³), 18.8mm (2,400m ³), 15mm (1,000 m ³ , 1,060m ³ , 1,140m ³ , 1,330m ³ , 2,900m ³), 16mm (700m ³)

(33) 地下貯水槽 ※1

合計容量 (公称)	56,000 m ³
基 数	6 基
容 量	4,000~14,000m ³
材 料	ポリエチレン, ベントナイト
厚 さ	1.5mm (ポリエチレン), 6.4mm (ベントナイト)

(34) ろ過水タンク (既設品)

基 数	1 基
容 量	8,000 m ³

(35) 油分分離装置 (完成品)

台 数	3
容 量	1,200 m ³ /日 (1 台で 100%容量)
性 能	出口にて浮遊油 100ppm 以下 (目標値)

※1 公称容量であり、運用上の容量は公称容量とは異なる。

※2 運用上の容量は、水位計 100%までの容量とする。

※3 今後増設するタンク (J 6,K 1 北,K 2,K 1 南,H 1, J 7, J 4 (1,160m³), H 1 東, J 8,K 3, J 9,K 4,H 2, H 4 北,H 4 南,G 1 南,H 5,H 6 (I), B,B 南, H 3, H 6 (II), G 6, G 1, G 4 南, G 4 北, G 5 エリア) は、公称容量を運用水位上限とする。

※4 K 4 エリアタンクの一部を「II 2.50 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設」の測定・確認用タンクと兼用する。

(36) セシウム吸着装置

系列数	4 系列 (Cs 吸着運転) 2 系列 (Cs/Sr 同時吸着運転)
処理量 (定格)	1,200 m ³ /日 (4 系列 : Cs 吸着運転) 600 m ³ /日 (2 系列 : Cs/Sr 同時吸着運転)
除染係数 (設計目標値)	・ Cs 吸着運転 放射性セシウム : 10 ³ ~10 ⁵ 程度 ・ Cs/Sr 同時吸着運転 放射性セシウム : 10 ³ ~10 ⁵ 程度 放射性ストロンチウム : 10~10 ³ 程度

(37) 第二セシウム吸着装置

系列数	2
処理量	1,200 m ³ /日
除染係数 (設計目標値)	10 ⁴ ~10 ⁶ 程度

(38) 第三セシウム吸着装置

系列数	1
処理量	600 m ³ /日
除染係数 (設計目標値)	10 ³ ~10 ⁵ 程度

(39) 第三セシウム吸着装置ブースターポンプ (完成品)

台数	2
容量	25m ³ /h (1 台あたり)
揚程	110m

(40) 除染装置 (凝集沈殿法)

系列数	1
処理量	1,200 m ³ /日
除染係数 (設計目標値)	10 ³ 程度

(41) 淡水化装置（逆浸透膜装置）（完成品）

(RO-3)	処 理 量	1,200 m ³ /日
	淡水化率	約 40%
(RO-TA)	処 理 量	800 m ³ /日
	淡水化率	約 50%
(RO-TB)	処 理 量	800 m ³ /日
	淡水化率	約 50%

(42) 淡水化装置（蒸発濃縮装置）（完成品）

(蒸発濃縮-1A)	処 理 量	12.7 m ³ /日
	淡水化率	約 30%
(蒸発濃縮-1B)	処 理 量	27 m ³ /日
	淡水化率	約 30%
(蒸発濃縮-1C)	処 理 量	52 m ³ /日
	淡水化率	約 30%
(蒸発濃縮-2A/2B)	処 理 量	80 m ³ /日
	淡水化率	約 30%
(蒸発濃縮-3A/3B/3C)	処 理 量	250 m ³ /日
	淡水化率	約 70%

(43) Sr 処理水貯槽^{※1, 3}

合計容量（公称）	55,596 m ³	（必要に応じて増設）
基 数	50 基	（必要に応じて増設）
容量（単基）	1,057m ³ 以上, 1,160m ³ 以上, 1,200m ³ 以上/基 ^{※2}	
材 料	SS400, SM400A, SM400C	
板厚（側板）	15mm (1,057m ³) , 12mm (1,160m ³) , 12mm (1,200m ³)	

※1 公称容量であり、運用上の容量は公称容量とは異なる。

※2 運用上の容量は、水位計 100%までの容量とする。

※3 今後増設するタンク（J 6,K 1 北,K 2,K 1 南,H 1,J 7,J 4 (1,160m³) ,H 1 東,J 8,K 3,J 9,K 4,H 2, H 4 北,H 4 南,G 1 南,H 5,H 6 (I) ,B,B 南,H 3,H 6 (II) ,G 6, G 1, G 4 南, G 4 北, G 5 エリア）は、公称容量を運用水位上限とする。

(44) 濃縮廃液貯槽

合計容量 (公称)	10,000 m ³
基数	10 基
容量 (単基)	1,000m ³ 以上/基 ^{※2}
材 料	SS400
板厚 (側板)	15mm (1,000m ³)

(45) 1号機原子炉建屋滞留水移送ポンプ (完成品)

台 数	2
容 量	18m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	46m

(46) 2号機原子炉建屋滞留水移送ポンプ (完成品)

台 数	2
容 量	18m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	46m

(47) 2号機廃棄物処理建屋滞留水移送ポンプ (完成品)

台 数	2
容 量	18m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	46m

(48) 3号機原子炉建屋滞留水移送ポンプ (完成品)

台 数	4
容 量	18m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	46m

(49) 3号機廃棄物処理建屋滞留水移送ポンプ (完成品)

台 数	2
容 量	18m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	46m

※2 運用上の容量は、水位計 100%までの容量とする。

(50) 4号機原子炉建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	2
容量	18m ³ /h（1台あたり）
揚程	46m

(51) 4号機廃棄物処理建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	2
容量	18m ³ /h（1台あたり）
揚程	46m

(52) S P T 廃液移送ポンプ（完成品）

台数	2
容量	35m ³ /h（1台あたり）
揚程	75m

(53) S P T 廃液昇圧ポンプ（完成品）

台数	2
容量	35m ³ /h（1台あたり）
揚程	30m

(54) ろ過処理水移送ポンプ（完成品）

台数	2
容量	35m ³ /h（1台あたり）
揚程	30m

(55) ろ過処理水昇圧ポンプ（完成品）

台数	2
容量	35m ³ /h（1台あたり）
揚程	300m

(56) C S T 移送ポンプ（完成品）

台数	2
容量	20m ³ /h（1台あたり）
揚程	70m

(57) ろ過処理水受タンク

基 数	2 基
容 量	10 m ³ /基
材 料	強化プラスチック (FRP)
厚 さ	胴板 9.0mm

(58) 淡水化処理水受タンク

基 数	2 基
容 量	10 m ³ /基
材 料	SM400C
厚 さ	胴板 9.0mm

(59) ろ過器

基 数	2 基
容 量	35 m ³ /h/基
材 料	SM400A (ゴムライニング)
厚 さ	胴板 9.0mm

(60) 第二セシウム吸着装置第二ブースターポンプ (完成品)

台 数	2
容 量	50m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	103m

(61) セシウム吸着装置ブースターポンプ (完成品)

台 数	2
容 量	50m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	103m

(62) 1号機廃棄物処理建屋床ドレンサンプ (B) 滞留水移送ポンプ (完成品)

台 数	2
容 量	12m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	55m

(63) 2号機タービン建屋床ドレンサンプ滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	2
容量	12m ³ /h（1台あたり）
揚程	55m

(64) 2号機廃棄物処理建屋床ドレンサンプ（A）滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	2
容量	12m ³ /h（1台あたり）
揚程	55m

(65) 2号機廃棄物処理建屋床ドレンサンプ（B）滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	2
容量	12m ³ /h（1台あたり）
揚程	55m

(66) 3号機タービン建屋床ドレンサンプ滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	2
容量	12m ³ /h（1台あたり）
揚程	55m

(67) 3号機タービン建屋サービスエリアストームドレンサンプ滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	2
容量	12m ³ /h（1台あたり）
揚程	55m

(68) 3号機廃棄物処理建屋床ドレンサンプ（A）滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	2
容量	12m ³ /h（1台あたり）
揚程	55m

(69) 3号機廃棄物処理建屋床ドレンサンプ（B）滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	2
容量	12m ³ /h（1台あたり）
揚程	55m

(70) 4号機タービン建屋床ドレンサンプ滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	2
容量	12m ³ /h（1台あたり）
揚程	55m

(71) 4号機原子炉建屋床ドレンサンプ（A）滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	2
容量	12m ³ /h（1台あたり）
揚程	55m

(72) 4号機原子炉建屋床ドレンサンプ（B）滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	2
容量	12m ³ /h（1台あたり）
揚程	55m

(73) 4号機廃棄物処理建屋床ドレンサンプ（A）滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	2
容量	12m ³ /h（1台あたり）
揚程	55m

(74) 4号機廃棄物処理建屋床ドレンサンプ（B）滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	2
容量	12m ³ /h（1台あたり）
揚程	55m

(75) 建屋内 RO 濃縮水受タンク

基数	1基
容量	30 m ³ /基
材料	ポリエチレン（PE）
厚さ	胴板 16.0mm

(76) 増設 RO 濃縮水受タンク（RO 濃縮水処理設備*から用途変更）

基数	1基
容量	30 m ³ /基
材料	SUS316L
厚さ	胴板 9.0mm

※II-2.38 RO 濃縮水処理設備 2.38.2.2 機器仕様（1）容器

(77) 建屋内 RO 濃縮水移送ポンプ (完成品)

台 数	2
容 量	15m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	76m

(78) 増設 RO 濃縮水供給ポンプ (完成品)

台 数	2
容 量	15m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	76m

表 2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (1/28)

名 称	仕 様	
1号機タービン建屋から 1号機廃棄物処理建屋まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
1号機原子炉建屋から 1号機集合ヘッダー入口まで (耐圧ホース) (ポリエチレン管) (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 合成ゴム 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPT410 0.96MPa 40℃
1号機タービン建屋から 1号機集合ヘッダー入口まで (耐圧ホース) (ポリエチレン管) (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 合成ゴム 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPT410 0.96MPa 40℃
1号機廃棄物処理建屋床ドレンサンプ (B) から1号機タービン建屋ストレ ーナユニット分岐部まで (耐圧ホース) (ポリエチレン管) (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 合成ゴム 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPT410 0.96MPa 40℃

表 2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (2/28)

名 称	仕 様	
1号機集合ヘッダー (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 STPT410 0.96MPa 40℃
1号機集合ヘッダー出口から 2号機タービン建屋取り合いまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
2号機原子炉建屋から 2号機集合ヘッダー入口まで (耐圧ホース) (ポリエチレン管) (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリ塩化ビニル 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 40, 80A/Sch. 40, 100A/Sch. 40 STPG370 0.96MPa 40℃
2号機タービン建屋から 2号機集合ヘッダー入口まで (耐圧ホース) (ポリエチレン管) (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリ塩化ビニル 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 40, 80A/Sch40, 100A/Sch. 40 STPG370 0.96MPa 40℃
2号機タービン建屋床ドレンサンプから 2号機タービン建屋ポンプ出口弁スキッド分岐部まで (耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 合成ゴム 0.96MPa 40℃

表 2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (3/28)

名 称	仕 様	
2号機タービン建屋床ドレンサンプから 2号機タービン建屋ポンプ出口弁スキッド分岐部まで (ポリエチレン管) (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPT410 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 40 STPG370 0.96MPa 40℃
2号機廃棄物処理建屋から 2号機集合ヘッダー入口まで (耐圧ホース) (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリ塩化ビニル 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 40, 80A/Sch. 40, 100A/Sch. 40 STPG370 0.96MPa 40℃
2号機廃棄物処理建屋床ドレンサンプ (A) から2号機廃棄物処理建屋ポンプ 出口弁スキッド分岐部まで (耐圧ホース) (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 合成ゴム 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPT410 0.96MPa 40℃

表 2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (4/28)

名 称	仕 様	
2号機廃棄物処理建屋床ドレンサンプ (A) から2号機廃棄物処理建屋ポンプ 出口弁スキッド分岐部まで (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 40 STPG370 0.96MPa 40℃
2号機廃棄物処理建屋床ドレンサンプ (B) から2号機廃棄物処理建屋床ドレ ンサンプ (A) まで (耐圧ホース) (ポリエチレン管) (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 合成ゴム 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 80A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPT410 0.96MPa 40℃
2号機集合ヘッダー (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 STPG370 0.96MPa 40℃
2号機集合ヘッダー出口から 2号機タービン建屋取り合いまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
2号機タービン建屋から 3号機タービン建屋まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
2号機タービン建屋から 4号機弁ユニットまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
3号機原子炉建屋から 3号機集合ヘッダー入口まで (耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリ塩化ビニル 0.96MPa 40℃

表 2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (5/28)

名 称	仕 様	
3号機原子炉建屋から 3号機集合ヘッダー入口まで (ポリエチレン管) (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 40, 80A/Sch. 40, 100A/Sch. 40 STPG370 0.96MPa 40℃
3号機原子炉建屋トラス室から3号機 原子炉建屋ポンプ出口弁スキッド分岐部 まで (耐圧ホース) (ポリエチレン管) (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリ塩化ビニル 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 40 STPG370 0.96MPa 40℃
3号機タービン建屋から 3号機集合ヘッダー入口まで (耐圧ホース) (ポリエチレン管) (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリ塩化ビニル 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 40, 80A/Sch. 40, 100A/Sch. 40 STPG370 0.96MPa 40℃
3号機タービン建屋床ドレンサンプから 3号機タービン建屋ポンプ出口弁スキッド 分岐部まで (耐圧ホース) (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 合成ゴム 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃

表 2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (6/28)

名 称	仕 様	
3号機タービン建屋床ドレンサンプから 3号機タービン建屋ポンプ出口弁スキッド分岐部まで (鋼管) (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPT410 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 40 STPG370 0.96MPa 40℃
3号機タービン建屋サービスエリアストームドレンサンプから3号機タービン建屋床ドレンサンプまで (耐圧ホース) (ポリエチレン管) (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 合成ゴム 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 80A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPT410 0.96MPa 40℃
3号機廃棄物処理建屋から 3号機集合ヘッダー入口まで (耐圧ホース) (ポリエチレン管) (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリ塩化ビニル 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 40, 80A/Sch. 40, 100A/Sch. 40 STPG370 0.96MPa 40℃
3号機廃棄物処理建屋床ドレンサンプ(A)から3号機廃棄物処理建屋床ドレンサンプ(B)まで (耐圧ホース) (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 合成ゴム 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃

表 2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (7/28)

名 称	仕 様	
3号機廃棄物処理建屋床ドレンサンプ (A) から3号機廃棄物処理建屋床ドレンサンプ (B) まで (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPT410 0.96MPa 40℃
3号機廃棄物処理建屋床ドレンサンプ (B) から3号機廃棄物処理建屋ポンプ 出口弁スキッド分岐部まで (耐圧ホース) (ポリエチレン管) (鋼管) (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 合成ゴム 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPT410 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 40 STPG370 0.96MPa 40℃
3号機集合ヘッダー (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 STPG370 0.96MPa 40℃
3号機集合ヘッダー出口から 3号機タービン建屋取り合いまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
3号機タービン建屋から 4号機弁ユニットまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
3号機タービン建屋から 4号機タービン建屋まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
4号機原子炉建屋から 4号機集合ヘッダー入口まで (耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 80A 相当 EPDM 合成ゴム 0.96MPa 40℃

表 2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (8/28)

名 称	仕 様	
4号機原子炉建屋から 4号機集合ヘッダー入口まで (ポリエチレン管) (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A相当, 80A相当, 100A相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPT410 0.96MPa 40℃
4号機原子炉建屋床ドレンサンプ(A) から4号機原子炉建屋床ドレンサンプ (B)まで (耐圧ホース) (ポリエチレン管) (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A相当 EPDM合成ゴム 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A相当, 80A相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPT410 0.96MPa 40℃
4号機原子炉建屋床ドレンサンプ(B) から4号機原子炉建屋ストレナユニッ ト分岐部まで (耐圧ホース) (ポリエチレン管) (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A相当 EPDM合成ゴム 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A相当, 100A相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPT410 0.96MPa 40℃
4号機タービン建屋から 4号機集合ヘッダー入口まで (耐圧ホース) (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A相当 EPDM合成ゴム 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A相当, 100A相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃

表 2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (9/28)

名 称	仕 様	
4号機タービン建屋から 4号機集合ヘッダー入口まで (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPT410 0.96MPa 40℃
4号機タービン建屋床ドレンサンプから 4号機タービン建屋ストレナユニット分岐部まで (耐圧ホース) (ポリエチレン管) (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 合成ゴム 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPT410 0.96MPa 40℃
4号機廃棄物処理建屋から 4号機集合ヘッダー入口まで (耐圧ホース) (ポリエチレン管) (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 合成ゴム 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPT410 0.96MPa 40℃
4号機廃棄物処理建屋床ドレンサンプ (A) から4号機廃棄物処理建屋ストレ ーナユニット分岐部まで (耐圧ホース) (ポリエチレン管) (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 合成ゴム 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPT410 0.96MPa 40℃

表 2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (10/28)

名 称	仕 様	
4号機廃棄物処理建屋床ドレンサンプ (B) から4号機廃棄物処理建屋床ドレンサンプ (A) まで (耐圧ホース) (ポリエチレン管) (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 合成ゴム 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 80A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPT410 0.96MPa 40℃
4号機集合ヘッダー (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 STPT410 0.96MPa 40℃
4号機集合ヘッダー出口から 4号機タービン建屋取り合いまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0.96MPa 40℃
4号機タービン建屋取り合いから 4号機弁ユニットまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
4号機弁ユニットから プロセス主建屋切替弁スキッド入口, 高温焼却炉建屋弁ユニット入口まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
サイトバンカ建屋から プロセス主建屋まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
プロセス主建屋3階取り合いから 油分離装置入口ヘッダーまで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃

表2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (11/28)

名 称	仕 様	
油分分離装置入口ヘッダーから 油分分離装置処理水タンクまで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
油分分離装置処理水タンクから セシウム吸着装置入口まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
油分分離装置処理水タンクから 第二セシウム吸着装置入口まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
セシウム吸着装置入口から セシウム吸着装置出口まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A/Sch. 40 SUS316L 0.97MPa 66℃
セシウム吸着装置出口から セシウム吸着処理水タンクまで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
セシウム吸着処理水タンクから 除染装置入口まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
除染装置入口から 除染装置出口まで (鋼管)	呼び径 /厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A, 100A, 150A, 200A /Sch. 20S SUS316L 0.3MPa 50℃
除染装置出口から サイトバンカ建屋取り合い(除染装置 側)まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
セシウム吸着処理水タンクから SPT建屋取り合いまで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃

表 2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (12/28)

名 称	仕 様	
SPT建屋取り合いから SPT (B) まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
高温焼却炉建屋1階ハッチから 高温焼却炉建屋1階取り合いまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
高温焼却炉建屋1階取り合いから 第二セシウム吸着装置入口まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
第二セシウム吸着装置入口から 第二セシウム吸着装置出口まで (鋼管)	呼び径 /厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A, 100A, 150A/ Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
第二セシウム吸着装置入口から 第二セシウム吸着装置出口まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A/Sch. 40 SUS316L ASME SA312 S31603 ASME SA790 S32205 ASME SA790 S32750 1.37MPa 66℃
第二セシウム吸着装置入口から 第二セシウム吸着装置出口まで (耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 合成ゴム (EPDM) 1.37MPa 66℃
第二セシウム吸着装置出口から SPT (B) まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃

表2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (13/28)

名 称	仕 様	
SPT (B) から 淡水化装置 (RO) まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
淡水化装置 (RO) から RO 処理水貯槽及び蒸発濃縮処理水貯 槽まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
RO 処理水貯槽及び蒸発濃縮処理水貯 槽から 処理水バッファタンク及びCSTまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃

表 2. 5 - 1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (1 4 / 2 8)

名 称	仕 様	
淡水化装置 (RO) から RO濃縮水貯槽まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 65A 相当, 80A 相当, 100A 相当 150A 相当 ポリエチレン 1. 0MPa, 0. 98MPa 40℃
(鋼管)	呼び径 / 厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A / Sch. 40 150A / Sch. 40 STPT410, STPT370, SUS316L 0. 98MPa 40℃
(鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A SGP 1. 0MPa 40℃
	呼び径 / 厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A / Sch. 10 80A / Sch. 10 50A / Sch. 10 SUS304 0. 98MPa 40℃

表 2. 5 - 1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (1 5 / 2 8)

名 称	仕 様	
中低濃度タンクから RO濃縮水移送ポンプ配管分岐部 まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1. 0MPa, 0. 98MPa 40℃
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当 ポリエチレン 0. 98MPa 40℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 STPT370 0. 98MPa 40℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 20 SUS304 1. 0MPa 40℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40, 80A/Sch. 40, 50A/Sch. 80 STPT410+ライニング 0. 98MPa 40℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 10, 80A/Sch. 10, 50A/Sch. 10 SUS304 0. 98MPa 40℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 10, 65A/Sch. 10, 40A/Sch. 10 SUS316L 0. 98MPa 40℃
蒸発濃縮装置から 濃縮水タンクまで (耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 100A 相当 EPDM 合成ゴム 0. 98MPa 74℃

表 2. 5 - 1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (16 / 28)

名 称	仕 様	
濃縮水タンクから 濃縮廃液貯槽まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
水中ポンプ出口 (耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 80A 相当, 100A 相当 ポリ塩化ビニル 0.98MPa 50℃
プロセス主建屋内取り合いから プロセス主建屋出口取り合いまで (戻り系統含む) (鋼管)	呼び径 / 厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 100A / Sch80 STPG370 0.5MPa 66℃

表 2. 5 - 1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (1 7 / 2 8)

名 称	仕 様	
セシウム吸着装置南側取り合いから セシウム吸着装置入口まで	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 80 STPG370 1. 37MPa 66℃
高温焼却炉建屋 1 階東側取り合いから 高温焼却炉建屋 1 階ハッチまで	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 80 STPG370 1. 37MPa 66℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1. 0MPa 40℃

表 2. 5 - 1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (1 8 / 2 8)

名 称	仕 様	
SPT 廃液移送ポンプ出口からろ過処理水受タンク入口まで	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch. 80 STPT410 0. 98MPa 40℃
	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A／Sch. 40 STPT410 0. 98MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 0. 98MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 合成ゴム 0. 98MPa 40℃
ろ過処理水受タンク出口から建屋内 RO 入口まで	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch. 80 STPT410 0. 98MPa 40℃
	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A／Sch. 40 STPT410 4. 5MPa 40℃
	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A, 150A／Sch. 40 STPT410 静水頭 40℃
	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A, 100A／Sch. 40 STPT410 0. 98MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当 ポリエチレン 静水頭 40℃

表 2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (19/28)

名 称	仕 様	
建屋内 RO 出口から淡水化処理水受タンク入口まで	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPT410 0.98MPa 40℃
	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch. 40 STPT410 0.98MPa 40℃
	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch. 40 SUS316LTP 0.98MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃
淡水化処理水受タンク出口から CST 移送ライン操作弁ユニット入口まで	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch. 40 SUS316LTP 静水頭, 0.98MPa 40℃
	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A, 50A/Sch. 80 SUS316LTP 0.98MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリエチレン 静水頭, 0.98MPa 40℃
建屋内 RO 出口から建屋内 RO 濃縮水受タンク入口まで及びろ過処理水受タンク入口まで	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch. 40 STPT410 0.98MPa 40℃
	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A, 80A/Sch. 40 STPT410 4.5MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃

表2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (20/28)

名 称	仕 様	
建屋内 R0 入口から建屋内 R0 出口まで	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A/Sch. 80 STPT410 4.5MPa 40℃
	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A, 80A, 100A/Sch. 40 STPT410 4.5MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A 相当 合成ゴム 4.5MPa 40℃
	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A, 50A/Sch. 80 STPT410 0.98MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A 相当 合成ゴム 0.98MPa 40℃
4号機弁ユニット入口分岐から 4号機弁ユニット出口合流まで	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 STPG370 1.0MPa 40℃
高温焼却炉建屋弁ユニット入口から 高温焼却炉建屋弁ユニット出口まで	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 80 STPG370 1.0MPa 40℃
高温焼却炉建屋弁ユニット出口から 高温焼却炉建屋北側取り合いまで	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃

表2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (21/28)

名 称	仕 様	
高温焼却炉建屋1階取り合いから 高温焼却炉建屋弁ユニット出口まで	呼び径	100A相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	1.0MPa
	最高使用温度	40℃
	呼び径/厚さ	100A/Sch. 80
	材質	STPG370
	最高使用圧力	1.37MPa
	最高使用温度	66℃
高温焼却炉建屋弁ユニット出口から 高温焼却炉建屋1階東側取り合いまで	呼び径	100A相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	1.0MPa
	最高使用温度	40℃
	呼び径/厚さ	80A/Sch. 80, 100A/Sch. 80
	材質	STPG370
	最高使用圧力	1.37MPa
	最高使用温度	66℃
高温焼却炉建屋弁ユニット出口から 高温焼却炉建屋1階ハッチまで	呼び径	100A相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	1.0MPa
	最高使用温度	40℃
高温焼却炉建屋弁ユニット出口から 第二セシウム吸着装置入口まで	呼び径	100A相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	1.0MPa
	最高使用温度	40℃
	呼び径/厚さ	80A/Sch. 80, 100A/Sch. 80
	材質	STPG370
	最高使用圧力	1.37MPa
	最高使用温度	66℃
プロセス主建屋1階西側取り合いから プロセス主建屋地下階まで	呼び径/厚さ	100A/Sch. 80
	材質	STPG370, STPT370
	最高使用圧力	1.37MPa
	最高使用温度	66℃

※ 現場施工状況により、配管仕様の一部を使用しない場合もある。

表2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (22/28)

名 称	仕 様	
プロセス主建屋切替弁スキッド入口からプロセス主建屋切替弁スキッド出口まで (鋼管) (ポリエチレン管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A/Sch80, 100A/Sch80, 50A/Sch80 STPG370 1.0 MPa 40 °C
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当 ポリエチレン 1.0 MPa 40 °C
プロセス主建屋切替弁スキッド出口からプロセス主建屋まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0 MPa 40 °C
プロセス主建屋切替弁スキッド出口から第三セシウム吸着装置入口まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0 MPa 40 °C

表 2. 5 - 1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (2 3 / 2 8)

名 称	仕 様	
第三セシウム吸着装置入口から第三セシウム吸着装置出口まで (鋼管)	呼び径/厚さ	100A/Sch40, 80A/Sch40, 65A/Sch40, 50A/Sch40, 40A/Sch40
	材質	SUS316L ASME SA790 S32205 ASME SA790 S32750
	最高使用圧力 最高使用温度	1.37 MPa 40 °C
(ポリエチレン管)	呼び径	100A 相当
(耐圧ホース)	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力 最高使用温度	1.37 MPa 40 °C
	呼び径	65A 相当
第三セシウム吸着装置出口から S P T (B) まで (ポリエチレン管)	材質	合成ゴム (NBR, EPDM)
	最高使用圧力 最高使用温度	1.37 MPa 40 °C
	呼び径	100A 相当
第三セシウム吸着装置出口から S P T (B) まで (ポリエチレン管)	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力 最高使用温度	1.0 MPa 40 °C
	呼び径	100A 相当
プロセス主建屋 1 階西側分岐からプロセス主建屋切替弁スキッドまで (鋼管)	呼び径/厚さ	100A/Sch80
	材質	STPG370
	最高使用圧力 最高使用温度	1.37MPa 66°C
(ポリエチレン管)	呼び径	100A 相当
(ポリエチレン管)	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力 最高使用温度	1.0 MPa 40°C
	呼び径	100A 相当

表 2. 5 - 1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (2 4 / 2 8)

名 称	仕 様	
高温焼却炉建屋切替弁スキッドから S P T 建屋 1 階中央南側分岐まで (鋼管) (ポリエチレン管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch80 STPG370 1.37MPa 66℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0 MPa 40℃
S P T 建屋 1 階中央南側分岐からプロ セス主建屋切替弁スキッドまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0 MPa 40℃

表 2. 5 - 1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (2 5 / 2 8)

名称	仕様	
建屋内 RO 出口側ライン 分岐から 1 号機原子炉建屋 まで	呼び径	100A 相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	0.98MPa
	呼び径 / 厚さ	50A / Sch. 40
	材質	SUS316LTP
	最高使用圧力	0.98MPa
	呼び径 / 厚さ	50A / Sch. 80, 80A / Sch. 40,
	材質	100A / Sch. 40
	最高使用圧力	STPT410
建屋内 RO 出口側ライン 分岐から 2 号機タービン 建屋まで	呼び径	100A 相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	0.98MPa
	呼び径 / 厚さ	40℃
	呼び径 / 厚さ	50A / Sch. 40
	材質	SUS316LTP
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	40℃
	呼び径 / 厚さ	50A / Sch. 80, 80A / Sch. 40,
	材質	100A / Sch. 40
	最高使用圧力	STPT410
	最高使用温度	0.98MPa
	最高使用温度	40℃

表 2. 5 - 1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (2 6 / 2 8)

名称	仕様	
建屋内 RO 入口側 タイライン分岐から 3・4号機タービン建屋 まで	呼び径	100A 相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	40℃
	呼び径/厚さ	80A/Sch. 40, 100A/Sch. 40, 150A/Sch. 40
	材質	STPT410
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	40℃

表 2. 5 - 1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (2 7 / 2 8)

名 称	仕 様	
SPT 廃液移送ポンプ出口分岐から建屋内 RO 濃縮水受タンク入口まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃
建屋内 RO 濃縮水受タンク出口から 8.5m 盤 SPT 受入水移送ポンプ出口ライン合 流まで (ポリエチレン管) (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃
	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch. 40 STPT410 0.98MPa 40℃
33.5m 盤 SPT 受入水移送ポンプ出口分岐 から増設 RO 濃縮水受タンク入口まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃
増設 RO 濃縮水受タンク出口から 33.5m 盤 RO 濃縮水供給ポンプ出口ライン合流 まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃

表2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (28/28)

名称	仕様	
CST 移送ポンプ出口分岐から RO 処理水供給ポンプ出口ライン合流まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃

表2. 5-2 放射線監視装置仕様

項目	仕様		
名称	放射線モニタ	エリア放射線モニタ	
基数	5 基	2 基	3 基
種類	半導体検出器	半導体検出器	半導体検出器
取付箇所	滞留水移送ライン 屋外敷設箇所	第三セシウム吸着装置 設置エリア	ろ過水タンク周辺
計測範囲	0.01mSv/h~100mSv/h	0.001mSv/h~10mSv/h	0.001mSv/h~99.99mSv/h

2.5.2.1.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

(1) 使用済セシウム吸着塔仮保管施設

吸着塔保管体数

308 体 (セシウム吸着装置吸着塔, モバイル式処理装置吸着塔,
モバイル型ストロンチウム除去装置フィルタ・吸着塔,
第二モバイル型ストロンチウム除去装置吸着塔,
放水路浄化装置吸着塔)

9 体 (第二セシウム吸着装置吸着塔)

(2) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設 (第一施設)

吸着塔保管体数

544 体 (セシウム吸着装置吸着塔, モバイル式処理装置吸着塔,
サブドレン他浄化装置吸着塔,
高性能多核種除去設備検証試験装置吸着塔,
モバイル型ストロンチウム除去装置フィルタ・吸着塔,
第二モバイル型ストロンチウム除去装置吸着塔,
放水路浄化装置吸着塔, 浄化ユニット吸着塔)

230 体 (第二セシウム吸着装置吸着塔, 第三セシウム吸着装置吸着塔,
多核種除去設備処理カラム, 高性能多核種除去設備吸着塔, RO
濃縮水処理設備吸着塔, サブドレン他浄化装置吸着塔)

(3) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設 (第二施設)

吸着塔保管体数

736 体 (セシウム吸着装置吸着塔, 多核種除去設備高性能容器,
増設多核種除去設備高性能容器)

(4) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設 (第三施設)

吸着塔保管体数

4,032 体 (多核種除去設備高性能容器, 増設多核種除去設備高性能容器)

(5) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設 (第四施設)

吸着塔保管体数

680 体 (セシウム吸着装置吸着塔, モバイル式処理装置吸着塔,
サブドレン他浄化装置吸着塔,
高性能多核種除去設備検証試験装置吸着塔
モバイル型ストロンチウム除去装置フィルタ・吸着塔,
第二モバイル型ストロンチウム除去装置吸着塔,
放水路浄化装置吸着塔, 浄化ユニット吸着塔)

345 体 (第二セシウム吸着装置吸着塔, 第三セシウム吸着装置吸着塔,
多核種除去設備処理カラム, 高性能多核種除去設備吸着塔,
RO 濃縮水処理設備吸着塔, サブドレン他浄化装置吸着塔)

(6) 造粒固化体貯槽(D) (既設品)

スラッジ保管容量 700m³

(7) 廃スラッジ一時保管施設

スラッジ保管容量 720m³ (予備機含む)

スラッジ貯層基数 8 基

スラッジ貯層容量 90m³/基

表 2. 5-3 廃スラッジ貯蔵施設の主要配管仕様

名 称	仕 様	
除染装置から 造粒固化体貯槽 (D) (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A / Sch20S SUS316L 0.3MPa 50℃
造粒固化体貯槽 (D) から プロセス主建屋壁面取合まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A / Sch20S SUS316L 0.98MPa 50℃
プロセス主建屋壁面取合から 廃スラッジ一時保管施設取合まで (二重管ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 0.72MPa 82.2℃
廃スラッジ一時保管施設取合から スラッジ貯槽まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A, 50A / Sch40 SUS316L 0.98MPa 50℃
廃スラッジ一時保管施設内 上澄み移送ライン (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A, 100A, 80A / Sch40 SUS329J4L 0.98MPa 50℃
廃スラッジ一時保管施設内 スラッジ移送ライン (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A, 80A, 50A / Sch40 SUS316L 0.98MPa 50℃

2.5.3 添付資料

- 添付資料－1 系統概要
- 添付資料－2 主要設備概要図
- 添付資料－3 汚染水処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果
- 添付資料－4 廃スラッジ一時保管施設の耐震性に関する検討結果
- 添付資料－5 汚染水処理設備等の具体的な安全確保策について
- 添付資料－6 セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の吸着塔の温度評価
- 添付資料－7 廃スラッジ一時保管施設の崩壊熱評価
- 添付資料－8 廃スラッジ一時保管施設の遮へい設計
- 添付資料－9 汚染水処理設備等の工事計画及び工程について
- 添付資料－10 No.1ろ過水タンクへの逆浸透膜装置廃水の貯留について
- 添付資料－11 中低濃度タンクの設計・確認の方針について
- 添付資料－12 使用済セシウム吸着塔一時保管施設（第三施設）
- 添付資料－13 建屋内RO循環設備および追設する関連機器の設計・確認の方針について
- 添付資料－14 滞留水移送装置の設計・確認方法について
- 添付資料－15 セシウム吸着装置におけるストロンチウムの除去について
- 添付資料－16 セシウム吸着装置により高温焼却炉建屋の滞留水を浄化するために使用する配管について
- 添付資料－17 第二セシウム吸着装置におけるCs及びSrの除去について
- 添付資料－18 廃止（RO濃縮塩水を移送する配管の追設について）
- 添付資料－19 滞留水移送装置による水位調整が不可能なエリアの対応について
- 添付資料－20 プロセス主建屋，高温焼却炉建屋の地下階を介さずに滞留水を処理装置へ移送する設備について
- 添付資料－21 使用済セシウム吸着塔一時保管施設の架台とボックスカルバートについて
- 添付資料－22 SPT建屋の構造強度及び耐震性について
- 添付資料－23 濃縮廃液貯槽（完成品）の安全確保策について
- 添付資料－24 滞留水浄化設備の設計・確認方法について
- 添付資料－25 第三セシウム吸着装置について
- 添付資料－26 主要配管の確認事項について
- 添付資料－27 汚染水処理設備等に係る確認項目

汚染水処理設備等に係る確認項目

汚染水処理設備等の工事に係る主要な確認項目を表－ 1 に示す。

表－ 1 淡水化装置（R0-1A/B, R0-2）の主配管の撤去に係る確認事項

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
機能	外観・据付確認	実施計画の通り施工されていることを確認する。	実施計画の通りであること。
	漏えい確認※1	運転圧力で保持した後、閉止部からの漏えいが無いことを確認する。	閉止部からの漏えいが無いこと。

※1 閉止部に運転圧力がかかる箇所に対して実施。

以 上

2.10 放射性固体廃棄物等の管理施設

2.10.1 基本設計

2.10.1.1 設置の目的

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の管理施設は、作業員の被ばく低減、公衆被ばくの低減及び安定化作業の安全確保のために、放射性固体廃棄物等を適切に管理することを目的として設置する。

2.10.1.2 要求される機能

放射性固体廃棄物等の処理・貯蔵に当たり、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、遮蔽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。

2.10.1.3 設計方針等

2.10.1.3.1 放射性固体廃棄物等の管理施設

(1) 貯蔵及び保管

放射性固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵庫、サイトバンカ、使用済燃料プール、使用済燃料共用プール、使用済樹脂貯蔵タンク、造粒固化体貯槽等に貯蔵、または保管する。

発電所敷地内において、発災以降に発生した瓦礫や放射性物質に汚染した資機材、除染を目的に回収する土壌等の瓦礫類は、固体廃棄物貯蔵庫、屋外等に一時保管エリアを設定し、一時保管する。

伐採木は、屋外の一時保管エリアに一時保管する。

使用済保護衣等は、固体廃棄物貯蔵庫、屋外の一時保管エリアに一時保管する。

(2) 被ばく低減

放射性固体廃棄物の管理施設は、作業員及び公衆の被ばくを達成できる限り低減できるように、必要に応じて十分な遮蔽を行う設計とする。

瓦礫等の管理施設については、保管物の線量に応じた適切な遮蔽や設置場所を考慮することにより、被ばく低減を図る設計とする。

(3) 飛散等の防止

放射性固体廃棄物の管理施設は、処理過程における放射性物質の散逸等を防止する設計とする。

瓦礫等の管理施設については、発電所敷地内の空間線量率を踏まえ、周囲への汚染拡大の影響の恐れのある場合には、容器、固体廃棄物貯蔵庫、覆土式一時保管施設に収納、またはシートによる養生等を実施する。

(4) 貯蔵能力

放射性固体廃棄物や発災以降に発生した瓦礫等を適切に管理するため、今後の発生量に応じて保管場所を計画的に追設し、保管容量を十分に確保する（Ⅲ. 3. 2. 1 参照）。

(5) 津波への対応

固体廃棄物貯蔵庫、瓦礫等一時保管エリア（1カ所除く）は、アウターライズ津波が到達しないと考えられる標高に設置する。また、敷地北側の標高の低い1カ所（T.P.+約11m）の一時保管エリアについてもアウターライズ津波が遡上しない位置に設置する。

サイトバンカ、使用済燃料プール、使用済燃料共用プール、使用済樹脂貯蔵タンク、造粒固化体貯槽等の貯蔵設備についても仮設防潮堤によりアウターライズ津波が遡上しない位置に設置する（Ⅲ. 3. 1. 3 参照）。

(6) 外部人為事象への対応

外部人為事象に対する設計上の考慮については、発電所全体の外部人為事象への対応に従う（Ⅱ. 1. 14 参照）。

(7) 火災への対応

火災に対する設計上の考慮については、発電所全体の火災への対応に従う（Ⅱ. 1. 14 及びⅢ. 3. 1. 2 参照）。

2. 10. 1. 3. 2 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫は、固体廃棄物貯蔵庫（第1棟～第8棟）、固体廃棄物貯蔵庫第9棟及び固体廃棄物貯蔵庫第10棟で構成され、特定原子力施設に対する規制基準を満たすため、以下の設計及び対策を行う。

ただし、固体廃棄物貯蔵庫（第1棟～第8棟）の設計等については、原則、発災前に許可及び認可を受けた原子炉設置許可申請書及び工事計画認可申請書に従うものとする。

(1) 放射性固体廃棄物等の貯蔵

固体廃棄物貯蔵庫は、放射性固体廃棄物等の貯蔵に当たり、廃棄物の性状に応じ、十分な保管容量を確保し、遮蔽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設計とする。

(2) 放射性気体廃棄物の処理・管理

固体廃棄物貯蔵庫は、同施設で発生が想定される放射性気体廃棄物の処理に当たり、廃棄物の性状に応じ、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設計及び運用とする。

(3) 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

固体廃棄物貯蔵庫は、同施設から大気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設計とする。特に同施設内に保管される発災以降に発生した瓦礫類による敷地境界における実効線量が、その他の施設等の寄与分を含めて1mSv/年未満となるような設計とする。

(4) 作業者の被ばく線量の管理等

固体廃棄物貯蔵庫は、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、貯蔵容器の配置、換気、除染等の所要の放射線防護上の措置に加え、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設計及び運用とする。

(5) 緊急時対策

固体廃棄物貯蔵庫には、事故時において必要な安全避難通路等の他、事故時に施設内に居るすべての人に対する指示が出来る適切な警報系及び通信連絡設備を整備する設計とする。

(6) 設計上の考慮

固体廃棄物貯蔵庫は、その安全上の重要度を踏まえ、以下に掲げる事項を適切に考慮した設計とする。

① 準拠規格及び基準

固体廃棄物貯蔵庫の設計、材料の選定、製作及び検査については、日本産業規格（JIS）等の適切と認められる規格及び基準によるものとする。

② 自然現象に対する設計上の考慮

a. 地震に対する設計上の考慮

固体廃棄物貯蔵庫は、2021年9月8日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方（2022年11月16日一部改訂）を踏まえ、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。

ただし、2021年9月8日以前に認可された固体廃棄物貯蔵庫については、この限りでない。

b. 地震以外に想定される自然現象（津波、豪雨、台風、竜巻等）に対する設計上の考慮

固体廃棄物貯蔵庫は、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よう設計する。

③ 外部人為事象に対する設計上の考慮

固体廃棄物貯蔵庫は、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とする。また、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とする。

④ 火災に対する設計上の考慮

固体廃棄物貯蔵庫は、火災の発生を防止し、火災の検知及び消火を行い、並びに火災の影響を軽減するための対策を適切に組み合わせることにより、火災により施設の安全性を損なうことのない設計とする。

⑤ 環境条件に対する設計上の考慮

固体廃棄物貯蔵庫は、経年事象を含む想定されるすべての環境条件に適合できる設計とする。

⑥ 運転員操作に対する設計上の考慮

固体廃棄物貯蔵庫は、運転員の誤操作を防止するための適切な措置を講じた設計とする。

⑦ 信頼性に対する設計上の考慮

固体廃棄物貯蔵庫は、その安全上の重要度等を考慮して、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計とする。

⑧ 検査可能性に対する設計上の考慮

固体廃棄物貯蔵庫は、その健全性及び能力を確認するために、適切な方法によりその機能を検査できる設計とする。

2.10.1.4 主要な設備

(1) 固体廃棄物貯蔵庫

a. 固体廃棄物貯蔵庫（第1棟～第8棟）

固体廃棄物貯蔵庫（第1棟～第8棟）は、原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書に基づく設備であり、1～6号機で発生したドラム缶に収納された放射性固体廃棄物、ドラム缶以外の容器に収納された放射性固体廃棄物、開口部閉止措置を実施した大型廃棄物であるドラム缶等の他、使用済保護衣等や原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書にて許可されていない瓦礫類を一時保管する。

瓦礫類は、材質により可能な限り分別し、容器に収納して一時保管エリアとしての固体廃棄物貯蔵庫内に一時保管する。また、容器に収納できない大型瓦礫類は、飛散抑制対策を講じて一時保管する。

固体廃棄物貯蔵庫（第1棟～第8棟）は、第1棟～第8棟の8つの棟からなり、第6棟～第8棟については、地上1階、地下2階で構成している。固体廃棄物貯蔵庫（第1棟～第8棟）に一時保管する瓦礫類のうち、目安線量として表面30mSv/hを超える高線量の瓦礫類は地下階に保管する。地下階に高線量の瓦礫類を保管した場合には、コンクリート製の1階の床及び天井や壁による遮蔽効果により固体廃棄物貯蔵庫（第

1 棟～第 8 棟) 表面またはエリア境界の線量は十分低減されるが、この場合には、固体廃棄物貯蔵庫(第 1 棟～第 8 棟) 表面またはエリア境界において法令で定められた管理区域の設定基準線量(1.3mSv/3 ヶ月(2.6 μ Sv/h) 以下) を満足するよう運用管理を実施する。ただし、バックグラウンド線量の影響を除く。なお、最大線量と想定している表面線量率 10Sv/h の瓦礫類を地下 2 階一面に収納したと仮定した場合でも、固体廃棄物貯蔵庫(第 1 棟～第 8 棟) の建屋表面線量率は約 $4 \times 10^{-7} \mu$ Sv/h となり、法令で定められた管理区域の設定基準線量を満足することを評価し、確認している。

震災後の固体廃棄物貯蔵庫(第 1 棟～第 8 棟) の建物調査の結果、第 1 棟については屋根や壁、柱の一部、第 2 棟については柱の一部に破損があり、第 3 棟と第 4 棟については、床の一部に亀裂がみられたが、工事計画認可申請書記載の機能を満足するよう復旧して使用する。なお、第 5 棟～第 8 棟については、大きな損傷はみられていない。

また、固体廃棄物貯蔵庫(第 1 棟～第 8 棟) のうち、第 4 棟～第 8 棟については遮蔽機能、第 5 棟～第 8 棟については耐震性を以下の工事計画認可申請書により確認している。

- 第 1 棟 建設時第 1 7 回工事計画認可申請書(45 公第 3715 号 昭和 45 年 5 月 11 日認可)
- 第 2 棟 建設時第 1 9 回工事計画認可申請書(47 公第 577 号 昭和 47 年 2 月 28 日認可)
- 第 3 棟 建設時第 1 5 回工事計画認可申請書(48 資庁第 1626 号 昭和 48 年 10 月 22 日認可)
- 第 4 棟 建設時第 1 4 回工事計画認可申請書(50 資庁第 12545 号 昭和 51 年 1 月 31 日認可)
建設時第 2 1 回工事計画軽微変更届出書(総官第 860 号 昭和 51 年 11 月 4 日届出)
建設時第 2 5 回工事計画軽微変更届出書(総官第 1293 号 昭和 52 年 2 月 7 日届出)
- 第 5 棟 工事計画認可申請書(平成 11・09・06 資第 11 号 平成 11 年 10 月 6 日認可)
建設時第 1 4 回工事計画認可申請書(51 資庁第 11247 号 昭和 51 年 10 月 22 日認可)
建設時第 2 1 回工事計画軽微変更届出書(総官第 1341 号 昭和 52 年 2 月 15 日届出)
- 第 6 棟 建設時第 1 4 回工事計画認可申請書(52 資庁第 2942 号 昭和 52 年 4 月 12 日認可)
- 第 7 棟 工事計画認可申請書(55 資庁第 9548 号 昭和 55 年 8 月 28 日認可)
工事計画軽微変更届出書(総文発官 56 第 430 号 昭和 56 年 6 月 26 日届出)
- 第 8 棟 工事計画認可申請書(56 資庁第 14021 号 昭和 56 年 11 月 30 日認可)

b. 固体廃棄物貯蔵庫第9棟

固体廃棄物貯蔵庫第9棟は、固体廃棄物貯蔵庫第8棟の西側に位置する鉄筋コンクリート造で、平面が約125m（東西方向）×約48m（南北方向）、地上高さが約9mの建物及び平面が約27m（東西方向）×約33m（南北方向）、地上高さが約15mの建物から成り、共に地上2階、地下2階である。

1～6号機で発生したドラム缶に収納された放射性固体廃棄物、ドラム缶以外の容器に収納された放射性固体廃棄物、開口部閉止措置を実施した大型廃棄物であるドラム缶等及び雑固体廃棄物焼却設備より発生する焼却灰を保管する。

瓦礫類は、材質により可能な限り分別し、容器に収納して一時保管する。また、容器に収納できない大型瓦礫類は、飛散抑制対策を講じて一時保管する。

放射性固体廃棄物等からの放射線に対し、放射線業務従事者等を保護するため、また、敷地周辺の線量を達成できる限り低減するため、コンクリート製の壁及び天井により遮蔽を行う。

c. 固体廃棄物貯蔵庫第10棟

固体廃棄物貯蔵庫第10棟は、A棟、B棟及びC棟の3棟で構成され、各棟は廃炉作業で発生する瓦礫類を収納した貯蔵容器を保管する建屋と換気空調設備及び電気設備等を設置する別棟で構成される。建屋は、大型廃棄物保管庫の西側に位置する鉄骨造で、A棟及びB棟の建屋として、平面が約50m（東西方向）×約90m（南北方向）、地上高さが約20mの建物が2棟、またC棟の建屋として、平面が約50m（東西方向）×約180m（南北方向）、地上高さが約20mの建物が1棟から成り、共に地上1階である。

固体廃棄物貯蔵庫第10棟に搬入する瓦礫類については、専用の貯蔵容器に収納し、当該容器に対して適切な固縛措置等を行った状態で建屋内に保管する。

瓦礫類を収納した貯蔵容器からの放射線に対し、放射線業務従事者等を保護するため、また、敷地周辺の線量を合理的に達成可能な限り低減するため、建屋内に設置するコンクリート製の遮蔽壁及び貯蔵容器上部に設置する遮蔽蓋により遮蔽を行うとともに、収納する瓦礫類の線量に応じて、貯蔵容器を適切に配置する。

保管する貯蔵容器の表面線量について、一時的運用(1mSv/h)と、耐震クラスを満足する将来的運用(20 μ Sv/h)を設定し、一時的運用の期間は、A棟の単独運用の開始を目的とした使用前検査が終了した時点から9年以内とする。

換気空調設備は、送風機、排風機、排気フィルタユニット等で構成され、送風機より建屋内に供給された空気は、建屋内で発生する粒子状の放射性物質を排気フィルタユニットで除去した後、排風機により大気へ放出する。

(2) サイトバンカ

サイトバンカは、原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書に基づく設備であり、

1～6号機で発生した原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等を保管する。ただし，サイトバンカに保管する前段階において，原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等は使用済燃料プールに貯蔵するか，原子炉内で照射されたチャンネルボックス等は運用補助共用施設内の使用済燃料共用プールに貯蔵する。

また，構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書（53資庁第7311号 昭和53年8月18日認可）

工事計画軽微変更届出書（総文発官53第994号 昭和53年11月4日届出）

(3) 使用済樹脂，フィルタスラッジ，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））の貯蔵設備

使用済樹脂，フィルタスラッジ，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））の貯蔵設備は，原子炉設置許可申請書，工事計画認可申請書に基づく設備であり，1～5号機廃棄物処理建屋（廃棄物地下貯蔵設備建屋を含む），6号機原子炉建屋付属棟，廃棄物集中処理建屋，運用補助共用施設内にある使用済樹脂貯蔵タンク，地下使用済樹脂貯蔵タンク，機器ドレン廃樹脂タンク，廃スラッジ貯蔵タンク，地下廃スラッジ貯蔵タンク，沈降分離タンク，造粒固化体貯槽等である。

現状において1～4号機廃棄物処理建屋及び廃棄物集中処理建屋設置分については，水没や汚染水処理設備の設置等により高線量となっており貯蔵設備へアクセスできないが，仮に放射性廃液等が漏えいしたとしても滞留水に対する措置により系外へ漏えいする可能性は十分低く抑えられている（I.2.3.7，II.2.6参照）。

なお，点検が可能な液体廃棄物処理系または5，6号機のタンク等について，定期的に外観点検または肉厚測定等を行い，漏えいのないことを確認することにより，当該貯蔵設備の状態を間接的に把握する。

今後，滞留水の処理状況が進み，環境が改善されれば確認を実施していく。

6号機原子炉建屋付属棟の地下を除いた5号機廃棄物処理建屋，6号機原子炉建屋付属棟及び運用補助共用施設の貯蔵設備については，大きな損傷がないこと並びに工事計画認可申請書等により構造強度，耐震性及び建屋内壁による遮蔽機能を確認している。

6号機原子炉建屋付属棟の地下は，滞留水により没水しアクセスできないことから，貯蔵設備に対する滞留水の影響について確認しており（II.2.33 添付資料-3参照），今後，滞留水の処理状況が進み，環境が改善されれば確認を実施していく。

主要な設備・機器について以下に示す。

a. 5号機

(a) 廃棄物地下貯蔵設備使用済樹脂貯蔵タンク

工事計画認可申請書（57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可）

(b) 廃棄物地下貯蔵設備廃スラッジ貯蔵タンク

工事計画認可申請書（57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可）

(c) 液体・固体廃棄物処理系浄化系スラッジ放出混合ポンプ

- 建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
建設時第23回工事計画変更認可申請書（52資庁第519号 昭和52年3月1日認可）
- (d) 液体・固体廃棄物処理系浄化系スラッジブースタポンプ
建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
建設時第23回工事計画変更認可申請書（52資庁第519号 昭和52年3月1日認可）
- (e) 液体・固体廃棄物処理系床ドレン系廃スラッジサージポンプ
建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
建設時第23回工事計画変更認可申請書（52資庁第519号 昭和52年3月1日認可）
建設時第28回工事計画軽微変更届出書（総官第303号 昭和52年5月30日届出）
- (f) 液体・固体廃棄物処理系使用済樹脂貯蔵タンク
建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
- (g) 液体・固体廃棄物処理系濃縮廃液貯蔵タンク
建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
建設時第8回工事計画軽微変更届出書（総官第534号 昭和49年7月29日届出）
建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
建設時第23回工事計画変更認可申請書（52資庁第519号 昭和52年3月1日認可）
- (h) 液体・固体廃棄物処理系機器ドレン系廃スラッジサージタンク
建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）
建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
- (i) 液体・固体廃棄物処理系床ドレン系廃スラッジサージタンク
建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）
建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
- (j) 液体・固体廃棄物処理系原子炉冷却材浄化系廃樹脂貯蔵タンク
建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）
建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
- (k) 液体・固体廃棄物処理系廃スラッジ貯蔵タンク
建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
- (l) 液体・固体廃棄物処理系フェイズセパレータ
建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）

建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

(m) 廃棄物地下貯蔵設備建屋

工事計画認可申請書（57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可）

(n) 廃棄物処理建屋内壁

建設時第30回工事計画軽微変更届出書（総官第961号 昭和52年10月8日届出）

b. 6号機

(a) 液体固体廃棄物処理系原子炉浄化系フィルタスラッジ貯蔵タンク

建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(b) 液体固体廃棄物処理系機器ドレンフィルタスラッジ貯蔵タンク

建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(c) 液体固体廃棄物処理系使用済樹脂貯蔵タンク

建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(d) 液体固体廃棄物処理系濃縮廃液貯蔵タンク

建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

建設時第7回工事計画変更認可申請書（51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可）

(e) 廃棄物処理建屋内壁

建設時第16回工事計画認可申請書（53資庁第5742号 昭和53年6月27日認可）

(4) 覆土式一時保管施設

一時保管エリアの中に設置する覆土式一時保管施設には、瓦礫類を一時保管することができる。

覆土式一時保管施設は、線量低減対策として覆土による遮蔽機能を有する一時保管施設である。

覆土式一時保管施設は、地面を掘り下げ、底部にベントナイトシート、遮水シート、保護土を設置し、瓦礫類を収納して上から保護シート、緩衝材、遮水シート、土で覆う構造である。遮水シートにより雨水等の浸入を防止し、飛散、地下水汚染を防止する。また、保管施設内に溜まった水をくみ上げる設備を設ける。

なお、覆土式一時保管施設に用いる遮水シートは、覆土の変形並びに地盤変状に追従できるよう、引張伸び率が大きいものを使用する。

覆土による遮蔽機能が万が一損傷した場合には、損傷の程度に応じて、遮蔽の追加、施設の修復や瓦礫類の取り出しを行う。

(5) 伐採木一時保管槽

一時保管エリアの中に設置する伐採木一時保管槽には、伐採木を一時保管することができる。

伐採木一時保管槽は、防火対策や線量低減対策として覆土をする一時保管槽である。火災に対しては、双葉地方広域市町村圏組合火災予防条例を考慮している。

伐採木一時保管槽は、擁壁または築堤等にて保管槽を設置し、収納効率を上げるために伐採木（枝葉根）を減容し保管槽に収納して、保護シート、土、遮水シートで覆う構造である。また、伐採木（枝葉根）は、保管中の腐食による沈下を考慮する。

なお、伐採木一時保管槽に用いる遮水シートは、覆土の変形に追従できるよう、引張伸び率が大きいものを使用する。

覆土による遮蔽機能が万が一損傷した場合には、損傷の程度に応じて、遮蔽の追加、保管槽の修復や伐採木の取り出しを行う。

2.10.2 基本仕様

2.10.2.1 主要仕様

(1) 固体廃棄物貯蔵庫（第1棟～第8棟）

棟数：8

容量：約 284,500 本（ドラム缶相当）

(2) サイトバンカ

基数：1

容量：約 4,300m³

(3) 覆土式一時保管施設

大きさ：約 80m×約 20m

高さ：約 5m（最大）

設置個数：4

保管容量：約 4000m³/箇所

上部：覆土（厚さ 1m 以上）、遮水シート、緩衝材、保護シート

底部、法面部：保護土、遮水シート、ベントナイトシート

(4) 伐採木一時保管槽

大きさ：1 槽あたり、200m² 以内

高さ：約 3m

保管容量：1 槽あたり、約 600m³ 以内

上部：遮水シート、覆土（厚さ 0.5m 以上）、保護シート

槽間の隔離距離：2m 以上

(5) 固体廃棄物貯蔵庫第9棟

大きさ：約 125m（東西方向）×約 48m（南北方向）、地上高さ約 9m

約 27m (東西方向) × 約 33m (南北方向), 地上高さ約 15m

棟数 : 1

容量 : 約 61, 200m³ (ドラム缶約 110, 000 本相当)

(6) 固体廃棄物貯蔵庫第 10 棟

i. 貯蔵エリア

大きさ : 約 50m (東西方向) × 約 90m (南北方向), 地上高さ約 20m, 2 棟

約 50m (東西方向) × 約 180m (南北方向), 地上高さ約 20m, 1 棟

棟数 : 3

容量 : 約 146, 000m³ (貯蔵容器 (約 14m³) 約 6264 基相当*)

※全て 20 フィートハーフハイトコンテナで保管した場合。

10 フィートハーフハイトコンテナは 20 フィートハーフハイトコンテナに対して
2 倍の数量を保管可能。

ii. 換気空調設備

a-1. 10-A / 10-B

(a) 送風機

容 量	21, 000m ³ /h/基
基 数	2

(b) 排気フィルタユニット

容 量	42, 000m ³ /h/基
基 数	1

(c) 排風機

容 量	21, 000m ³ /h/基
基 数	2

※ 10-A 棟単独運用時においては, 以下の主要仕様とする。

a-2. 10-A

(a) 送風機

容 量	21, 000m ³ /h/基
基 数	2 (うち予備 1 基)

(b) 排気フィルタユニット

容 量	21, 000m ³ /h/基
基 数	1

(c) 排風機
容 量 21,000m³/h/基
基 数 2 (うち予備1基)

b. 10-C

(a) 送風機
容 量 21,000m³/h/基
基 数 2

(b) 排気フィルタユニット
容 量 42,000m³/h/基
基 数 1

(c) 排風機
容 量 21,000m³/h/基
基 数 2

補助遮蔽：

種類			主要寸法 (mm)	冷却 方法	材料	
補助遮蔽	固体廃棄物貯蔵庫第9棟	貯蔵室	天井 (地下2階)	300	自然 冷却	普通コンクリート (密度 2.1g/cm ³ 以上)
			北壁 (地下1階)	650		
			西壁 (地下1階)	650		
			南壁 (地下1階)	600		
			天井 (地下1階)	300		
			北壁 (1階)	650		
			西壁 (1階)	650		
			南壁 (1階)	500		
			天井 (1階)	300		
			北壁 (2階)	400		
			西壁 (2階)	400		
			南壁 (2階)	200		

種類		主要寸法 (mm)	冷却 方法	材料	
補助遮蔽	固体廃棄物貯蔵庫第9棟	天井 (地下2階)	600	自然 冷却	普通コンクリート (密度 2.1g/cm ³ 以上)
		北壁 (地下1階)	600		
		北壁 (1階)	600		
		西壁 (1階)	300		
		南壁 (1階)	300		
		北壁 (2階)	300		
		西壁 (2階)	300		
		南壁 (2階)	300		
		北壁 (屋上階)	300		
		西壁 (屋上階)	300		
		南壁 (屋上階)	300		
		天井 (屋上階)	300		

種類			主要寸法 (mm)	冷却 方法	材料	
補助遮蔽	固体廃棄物貯蔵庫第10棟	10-A 貯蔵庫	遮蔽蓋 (1階)	500	自然 冷却	普通コンクリート (密度 2.15g/cm ³ 以上)
			西壁 (1階)	300		
			南壁 (1階)	300		
		10-B 貯蔵庫	遮蔽蓋 (1階)	500		
			西壁 (1階)	300		
			南壁 (1階)	300		
		10-C 貯蔵庫	遮蔽蓋 (1階)	500		
			西壁 (1階)	300		
			南壁 (1階)	300		

2.10.3 添付資料

- 添付資料－1 覆土式一時保管施設の主要仕様
- 添付資料－2 覆土式一時保管施設の仕様と安全管理
- 添付資料－3 伐採木一時保管槽の主要仕様
- 添付資料－4 伐採木一時保管槽の仕様と安全管理
- 添付資料－5 放射性固体廃棄物等の管理施設設置工程
- 添付資料－6 放射性固体廃棄物等の管理施設に係る確認項目
- 添付資料－7 固体廃棄物貯蔵庫の全体概要図，平面図及び系統構成図
- 添付資料－8 固体廃棄物貯蔵庫の具体的な安全確保策等
- 添付資料－9 固体廃棄物貯蔵庫に係る確認事項

放射性固体廃棄物等の管理施設に係る確認項目

放射性固体廃棄物等の管理施設（覆土式一時保管施設，伐採木一時保管槽，一時保管エリアA1，A2）の工事に係る主要な確認項目を表－1，表－2，表－3に示す。

表－1 覆土式一時保管施設の工事に係る確認項目

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
遮蔽機能	寸法確認	実施計画に記載されている覆土の厚さを確認する。	覆土厚さ1m以上であること。
遮水機能	材料確認	実施計画に記載されている遮水シートの材料を確認する。	実施計画のとおりであること。
	施工確認	実施計画に記載されている遮水シートの施工状態を確認する。	実施計画のとおりであること。
保管容量	寸法確認	実施計画に記載されている保管容量であることを確認する。	約4,000m ³ /箇所であること。
性能	外観確認	実施計画に記載されている覆土の状態など施設に異常がないことを確認する。	覆土表面に亀裂や陥没がなく平滑であること。

表－2 伐採木一時保管槽の工事に係る確認項目

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
遮蔽機能	寸法確認	実施計画に記載されている覆土の厚さを確認する。	覆土厚さ0.5mまたは0.7m以上であること。
防火対策	材料確認	実施計画に記載されている遮水シートを確認する。	実施計画のとおりであること。
	施工確認	実施計画に記載されている遮水シートの施工状態を確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載されている保管槽の面積と高さ，離隔距離を確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・1槽あたり，200m²以内 ・高さ約3m ・槽間の離隔距離2m以上
	外観確認	実施計画に記載されている防火対策設備（ガス抜き管，温度計）が設置されていることを確認する。	ガス抜き管，温度計が設置されていること。
保管容量	寸法確認	実施計画に記載されている保管容量であることを確認する。	1槽あたり，約600m ³ 以内であること。
性能	外観確認	実施計画に記載されている遮水シートに破損や覆土の異常な沈下がないことを確認する。	遮水シートに破損がなく，覆土表面に亀裂や陥没がなく平滑であること。

表-3 一時保管エリアA1, A2に係る確認項目

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
遮蔽機能	寸法確認	実施計画Ⅲ3.2.2に記載されている遮蔽の高さ, 厚さを確認する。	高さ3m以上, 厚さ120mm以上であること。
	密度確認	実施計画Ⅲ3.2.2に記載されている遮蔽の密度を確認する。	密度2.1g/cm ³ 以上であること。
	外観確認	遮蔽機能を損なう異常がないことを確認する。	高さ3m以上, 厚さ120mm以上を確保できない陥没・欠けがないこと。
	据付状況	遮蔽壁の設置間隔を確認する。	遮蔽壁設置間隔20mm以下であること。
保管容量	寸法確認	必要なエリア面積※を有していること。	エリア面積A1: 863 +19m ² , A2: 1,902 +40m ² であること。

※: 一時保管エリアA1: 863m², 一時保管エリアA2: 1,902m²

固体廃棄物貯蔵庫の具体的な安全確保策等

固体廃棄物貯蔵庫については、「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。）」等の規制基準を満たすため、以下に掲げる設計及び対策を行う。なお、固体廃棄物貯蔵庫（第 1 棟～第 8 棟）の設計等については、原則、発災前に許可及び認可を受けた原子炉設置許可申請書及び工事計画認可申請書に従うものとする。

1. 放射性固体廃棄物等の保管・管理

瓦礫類等の放射性固体廃棄物等の貯蔵に当たり、廃棄物の性状に応じ、十分な保管容量を確保し、遮蔽等の適切な管理を行う固体廃棄物貯蔵庫を設置することにより、敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。

廃炉活動において発生が想定される固体廃棄物の性状、発生量等を踏まえて、固体廃棄物貯蔵庫を設置することにより、十分な保管容量を確保する。固体廃棄物貯蔵庫における廃棄物の保管に当たっては、廃棄物の性状・形状に応じて、専用の貯蔵容器へ収納することを基本とするが、当該容器に収納できない大型瓦礫類は、飛散抑制対策を講じて一時保管する。また、固体廃棄物貯蔵庫第 10 棟は、9 段積みまで可能な専用の貯蔵容器を使用する（別紙－ 8）。

放射性固体廃棄物等からの放射線に対し、放射線業務従事者等を保護するため、また、敷地周辺への線量を達成できる限り低減するため、コンクリート製の壁及び天井又は建屋内に設置する遮蔽壁及び遮蔽蓋により遮蔽を行う（別紙－ 1）。

2. 放射性気体廃棄物の処理・管理

固体廃棄物貯蔵庫は、同施設で発生が想定される放射性気体廃棄物の処理に当たり、廃棄物の性状に応じ、貯蔵容器への収納等により当該廃棄物の放出量を抑制し、換気空調設備の設置や定期的な放射性気体廃棄物の放出管理により適切な処理・管理を行い、敷地周辺の線量を達成できる限り低減する設計とする（添付資料－ 7）。

3. 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

固体廃棄物貯蔵庫は、同施設から大気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設計とする。特に同施設内に保管される発災以降に発生した瓦礫類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）が、その他の施設等の寄与

分を含めて1mSv/年未満となるような設計とする（実施計画Ⅲ.3.2.2参照）。

なお、排気中に含まれる放射性物質は、フィルタを通すことにより十分低い濃度になるまで除去し、排気口において告示で定める周辺監視区域外で満足すべき濃度限度を下回ることから、放射性物質の放出の影響は極めて小さい。

4. 作業者の被ばく線量の管理等

固体廃棄物貯蔵庫は、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、遮蔽、貯蔵容器の配置（比較的表面線量が低い貯蔵容器を外側に配置するなど）、換気空調設備による換気、除染等の所要の放射線防護上の措置に加え、作業時における放射線被ばく管理措置（防護具の着用等）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被ばく線量を達成できる限り低減する設計及び運用とする。

5. 緊急時対策

固体廃棄物貯蔵庫には、事故時において必要な安全避難通路等の他、事故時に施設内に居るすべての人に対する確に指示が出来る適切な警報系（スピーカ等）及び通信連絡設備（PHS等）を整備する（別紙-2）。

6. 設計上の考慮

固体廃棄物貯蔵庫は、その安全上の重要度を踏まえ、以下に掲げる事項を適切に考慮した設計とする。

① 準拠規格及び基準

固体廃棄物貯蔵庫の設計、材料の選定、製作及び検査については、日本産業規格（JIS）等の適切と認められる規格及び基準によるものとする（別紙-3，別紙-5）。

具体的に準拠する規格・基準は主に以下の通り。

- ・ JIS G 3112 鉄筋コンクリート用棒鋼
- ・ JIS G 3106 溶接構造用圧延鋼材
- ・ JIS G 3138 建築構造用圧延棒鋼
- ・ JIS A 5308 レディミクストコンクリート
- ・ JIS R 5210 普通ポルトランドセメント
- ・ JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事
- ・ JASS 6 鉄骨工事
- ・ 2001年版耐火性能検証法の解説及び計算例とその解説（「建設省告示第1443号耐火性能検証法に関する算出方法等を定める件」講習会テキスト（国土交通省住宅局建築指導課））

② 自然現象に対する設計上の考慮

a. 地震に対する設計上の考慮

固体廃棄物貯蔵庫は、2021年9月8日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方（2022年11月16日一部改訂）を踏まえ、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。

ただし、2021年9月8日以前に認可された固体廃棄物貯蔵庫については、この限りではない。

a-1. 固体廃棄物貯蔵庫第9棟

固体廃棄物を貯蔵する施設（固化処理装置より下流の固体廃棄物取扱い設備（貯蔵庫を含む））は、「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）」上、耐震Cクラスと分類されることから、固体廃棄物貯蔵庫第9棟についても耐震設計上の区分を耐震Cクラスにするとともに、当該クラスに適用される設計用地震力（水平方向の静的地震力1.0Ci）に対して十分耐えられる設計とする（別紙-3）。

a-2. 固体廃棄物貯蔵庫第10棟

固体廃棄物貯蔵庫第10棟は、2021年9月8日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方（2022年11月16日一部改訂）を踏まえ、その安全機能が喪失した場合における公衆への放射線影響を評価した結果、直接線・スカイシャイン線による外部被ばく線量と、固体廃棄物が粉じんとして大気中に移行した場合の内部被ばく線量を合わせたとしても、その実効線量は $50\mu\text{Sv}$ /事象以下と評価されることから、耐震Cクラスと位置付けるとともに、当該クラスに適用される設計用地震力（水平方向の静的地震力1.0Ci）に対して十分耐えられる設計とする（別紙-5）。

なお、屋外に残置された固体廃棄物の屋内保管を速やかに進めるため、耐震Bクラスの判定値（ $50\mu\text{Sv}$ 以上かつ 5mSv 以下）に相当する固体廃棄物を、固体廃棄物貯蔵庫第10棟の運用開始後の9年間、一時的に保管することとなるが、同期間以降、当該固体廃棄物については、固体廃棄物貯蔵庫第10棟の運用開始以降に設置される、耐震性を有する別の固体廃棄物貯蔵庫に保管する（別紙-4）。

b. 地震以外に想定される自然現象（津波、豪雨、台風、竜巻等）に対する設計上の考慮

固体廃棄物貯蔵庫は、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よう設計する。

具体的に、津波、豪雨、強風（台風等）に対しては、津波の到達が想定されない

位置に設置すること、建築基準法及び関係法令等に基づく荷重に耐えられる設計とすること等により、施設の安全性が損なわれないよう設計する。また、その他竜巻等の自然現象に対しては、施設の破損等の発生を想定して、搬出入作業を中断し、計画を立てて速やかに復旧することにより、施設の安全性を確保する（別紙－3，別紙－5，別紙－6）。

③ 外部人為事象に対する設計上の考慮

固体廃棄物貯蔵庫は、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とする。また、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とする。

④ 火災に対する設計上の考慮

固体廃棄物貯蔵庫は、火災の発生を防止し、火災の検知及び消火を行い、並びに火災の影響を軽減するための対策を適切に組み合わせることにより、火災により施設の安全性を損なうことのない設計とする（別紙－7）。

⑤ 環境条件に対する設計上の考慮

固体廃棄物貯蔵庫は、経年事象を含む想定されるすべての環境条件に適合できる設計とする。

具体的には、固体廃棄物貯蔵庫の設計においては、通常時に想定される圧力、温度、放射性廃棄物からの吸収線量等を踏まえて、適切な材料、機器等を選定する。さらに、貯蔵容器については、収納する放射性廃棄物に水分が含まれることを想定し、その内面に塗装を施すことにより、腐食の発生を抑制する設計とする。

⑥ 運転員操作に対する設計上の考慮

固体廃棄物貯蔵庫は、運転員の誤操作を防止するための適切な措置を講じた設計とする。

瓦礫類の搬入は、保管物の表面線量率、体積等が、配置するエリアの受入線量率上限や保管容量を超過しないことを確認した上で、配置に係る記録を残す。

⑦ 信頼性に対する設計上の考慮

固体廃棄物貯蔵庫は、その安全上の重要度等を考慮して、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計とする。

排気口近傍に設ける排気サンプリング設備を並列に2系統を設置することで、1系統が故障した場合でも欠測が生じないようにする。

⑧ 検査可能性に対する設計上の考慮

固体廃棄物貯蔵庫は、その健全性及び能力を確認するために、適切な方法によりその機能を検査できる設計とする（添付資料－9）。

別紙：

- 別紙－1 固体廃棄物貯蔵庫の補助遮蔽の放射線の遮蔽及び熱除去についての説明書
- 別紙－2 固体廃棄物貯蔵庫の安全避難通路に関する説明書及び安全避難通路を明示した図面
- 別紙－3 固体廃棄物貯蔵庫第9棟の構造強度に関する検討結果
- 別紙－4 固体廃棄物貯蔵庫第10棟の耐震クラスの位置付けについて
- 別紙－5 固体廃棄物貯蔵庫第10棟の構造強度及び耐震性に関する検討結果
- 別紙－6 固体廃棄物貯蔵庫の地震以外に想定される自然現象（津波，豪雨，台風，竜巻等）に対する設計上の考慮について
- 別紙－7 固体廃棄物貯蔵庫の火災防護に関する説明書並びに消火設備の取付箇所を明示した図面
- 別紙－8 固体廃棄物貯蔵庫第10棟の貯蔵形態について

固体廃棄物貯蔵庫の補助遮蔽の放射線の遮蔽及び熱除去についての説明書

1. 固体廃棄物貯蔵庫第9棟

1.1. 一般事項

本計算書は、固体廃棄物貯蔵庫第9棟における補助遮蔽の放射線の遮蔽及び熱除去に関する評価について説明するものである。

1.1.1 遮蔽設計評価の基本方針

固体廃棄物貯蔵庫第9棟は、建屋躯体を用いた補助遮蔽で区画し、その補助遮蔽の厚さに対し、建屋内各線源からの線量率計算結果が、外部放射線に係る設計基準線量率を満足していることを確認することにより遮蔽設計が十分であるものと評価する。

1.1.2 遮蔽設計の設計基準線量率

固体廃棄物貯蔵庫第9棟における保管時の放射線業務従事者の受ける線量が「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規制の規定に基づく線量限度等を定める告示」（経済産業省告示第187号）に定めた線量限度を超えないようにするとともに、放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減するように、放射線防護上の措置を講じた設計とする。遮蔽設計に際しては、建屋内の各線源からの外部放射線に係る線量率が、設計基準線量率 $2.6 \mu\text{Sv/h}$ 以下を満足する設計とする。

1.1.3 遮蔽設計の方法

固体廃棄物貯蔵庫第9棟の補助遮蔽の設計方法は、以下のとおりである。

- (1) 線源となる、1～6号機で発生したドラム缶に収納された放射性固体廃棄物、ドラム缶以外の容器に収納された放射性固体廃棄物、開口部閉止措置を実施した大型廃棄物であるドラム缶等、瓦礫類及び雑固体廃棄物焼却設備より発生する焼却灰は、原則としてコンクリートの遮蔽壁で区画された貯蔵室に收容する。
- (2) 固体廃棄物貯蔵庫第9棟の保管容量満杯時かつ実効線量率が最大となる時の線源強度を計算する。
- (3) 遮蔽計算は、対象となる線源の線源強度及び幾何学的形状を勘案し適切な計算コードを用いて行う。

1.1.4 遮蔽設計の前提条件

補助遮蔽の遮蔽設計に用いる前提条件は、以下のとおりである。

- (1) コンクリートの密度は 2.1g/cm^3 とする。
- (2) 遮蔽計算に用いる壁の厚さは、公称値からマイナス側許容差（5mm）を引いた値を用いる。
- (3) 計算モデル化に際しては、保守的な評価となるようにする。

1.1.5 熱除去に関する設計

補助遮蔽は、そのコンクリート壁に入射するガンマ線エネルギー束が低く、コンクリート壁での発熱量は小さいので、放射線による温度上昇は自然冷却で十分おさえることができる。

1.2. 補助遮蔽の計算に用いる線源強度

固体廃棄物貯蔵庫第9棟における補助遮蔽の対象となる線源は、1～6号機で発生したドラム缶に収納された放射性固体廃棄物、ドラム缶以外の容器に収納された放射性固体廃棄物、開口部閉止措置を実施した大型廃棄物であるドラム缶等、瓦礫類及び雑固体廃棄物焼却設備より発生する焼却灰である。線源が一様分布する直方体とし、線源核種はCo-60で代表した。

1.3. 補助遮蔽計算

1.3.1 計算方法

固体廃棄物貯蔵庫第9棟の遮蔽計算には、MCNPを用いる。主な入力条件は以下の項目である。

- ・線源の放射能濃度
- ・線源核種
- ・線源形状
- ・遮蔽厚さ
- ・線源からの距離
- ・遮蔽体の材料

1.3.2 線量率計算

線量率計算は、3.1に示した入力条件を計算コードに入力して行う。

1.3.2.1 線量率計算モデル

線量率の評価位置は、補助遮蔽の外側表面（南壁については、外側表面から南3mの位置）において、線量率が最大となる箇所とする。

線源の表面線量率は表-1とし、線源の形状は各保管レーン毎に、直方体（幅6,000(mm)×長さ113,750(mm)×高さ3,280(mm)）とした。

表-1 線源の表面線量率

階	線量率
地上2階	0.05(mSv/h)
地上1階	1(mSv/h)
地下1階	30(mSv/h)
地下2階	10(Sv/h)

1.3.2.2 線量率計算結果

線量率の計算結果を表-2に示す。

線量率は、いずれの箇所も設計基準線量率 $2.6 \mu\text{Sv/h}$ 以下を満足することを確認した。東側は、固体廃棄物貯蔵庫第8棟に隣接するため評価対象外とした。

表-2 線量率計算結果

評価箇所	線量率計算結果	設計基準線量率
1階貯蔵室北壁外側表面	$0.5 \mu\text{Sv/h}$	$2.6 \mu\text{Sv/h}$ 以下
1階貯蔵室西壁外側表面	$0.5 \mu\text{Sv/h}$	
1階貯蔵室南壁外側表面から南へ3mの位置	$2.6 \mu\text{Sv/h}$	

1.4 補助遮蔽の熱除去計算

1.4.1 補助遮蔽の熱除去計算方法

補助遮蔽であるコンクリート中のガンマ発熱密度はコンクリート中のガンマ線フラックスの減衰に応じて減少する。しかし、安全側にガンマ線の減衰を無視して入射面の最大のガンマ発熱密度でコンクリート全体が均一に発熱するものと仮定すると、コンクリート中の温度と表面温度の差の最大値 ΔT_{max} は、内部発熱が均一とした平板の温度分布の計算式(5. 引用文献(1)参照)を引用した下式により求められる。

$$\Delta T_{\text{max}} = T_{\text{max}} - T_{\text{s}} = Q' \cdot L^2 / 2\lambda$$

ここで、 T_{max} : コンクリート厚さ中心での最高温度 (°C)

T_{s} : コンクリート表面温度 (°C)

Q' : コンクリートの発熱密度 (W/m^3)

L : コンクリートの厚さの1/2 (m)

λ : コンクリートの熱伝導率 ($\text{W/m} \cdot \text{°C}$)

また、上記のコンクリートの発熱密度は、下式により求められる。

$$Q' = 10^6 \cdot \rho \cdot Q$$

ここで、 ρ : コンクリート密度 (g/cm^3)

Q : ガンマ発熱密度 (W/g)

$$= K \cdot \phi$$

K : ガンマ発熱密度換算係数 ($\text{W} \cdot \text{s} \cdot \text{cm}^2 / \text{g}$)

$$= C \cdot E \cdot (\mu \text{en} / \rho)$$

C : 換算係数 ($\text{W} \cdot \text{s} / \text{MeV}$)

E : ガンマ線エネルギー (MeV)

$(\mu \text{en} / \rho)$: コンクリートの質量エネルギー吸収係数 (cm^2 / g)

ϕ : ガンマ線フラックス ($\text{photons/cm}^2 \cdot \text{s}$)

ガンマ線フラックスは、貯蔵室の補助遮蔽壁の最大となる点について計算コードQADにて

計算を行う。

1.4.2 補助遮蔽の熱除去計算結果

補助遮蔽のコンクリート発熱密度は、約 5.6W/m^3 となり、温度上昇は 0.21°C となることから、自然冷却で十分である。

1.5. 引用文献

- (1) 日本機械学会「伝熱工学資料 改訂第5版」(2009)

2. 固体廃棄物貯蔵庫第10棟

2.1. 遮蔽設計の基本方針

固体廃棄物貯蔵庫第10棟は、福島第一原子力発電所の敷地境界近傍に設置されている。これにより、敷地周辺への影響低減を主目的とする遮蔽を行う事としており、最も近い敷地境界(BP78 付近)に対して、効果的な遮蔽となるように検討する。

2.2. 遮蔽設置位置

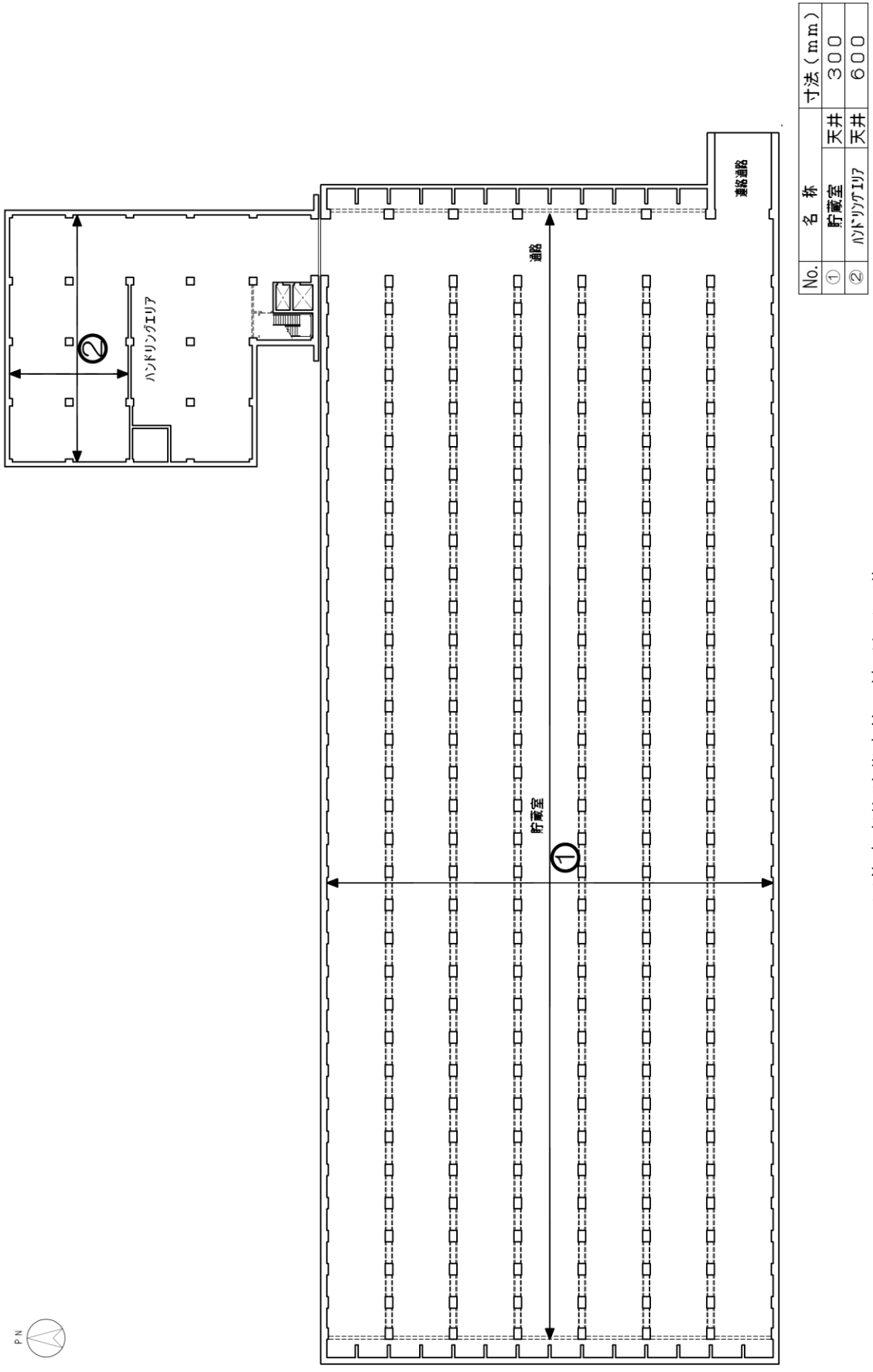
瓦礫類を格納した貯蔵容器を線源とし、直接線の低減を目的として、10-A~10-C 貯蔵庫内の西側及び南側に厚さ 300mm のコンクリート遮蔽を設置する。加えて、スカイシャイン線の低減を主目的として、貯蔵容器最上段に厚さ 500mm のコンクリート遮蔽を設置する。

2.3. 線量率計算結果

固体廃棄物貯蔵庫第10棟から、敷地境界への影響について、表面線量 1mSv/h までの貯蔵容器を格納する一時的運用の期間にて評価を実施。最も高い評価結果はBP82 で、約 $3.71 \times 10^{-2}\text{mSv/y}$ となっており、最も距離が近いBP78 は効果的に低減出来ていることが確認できた。

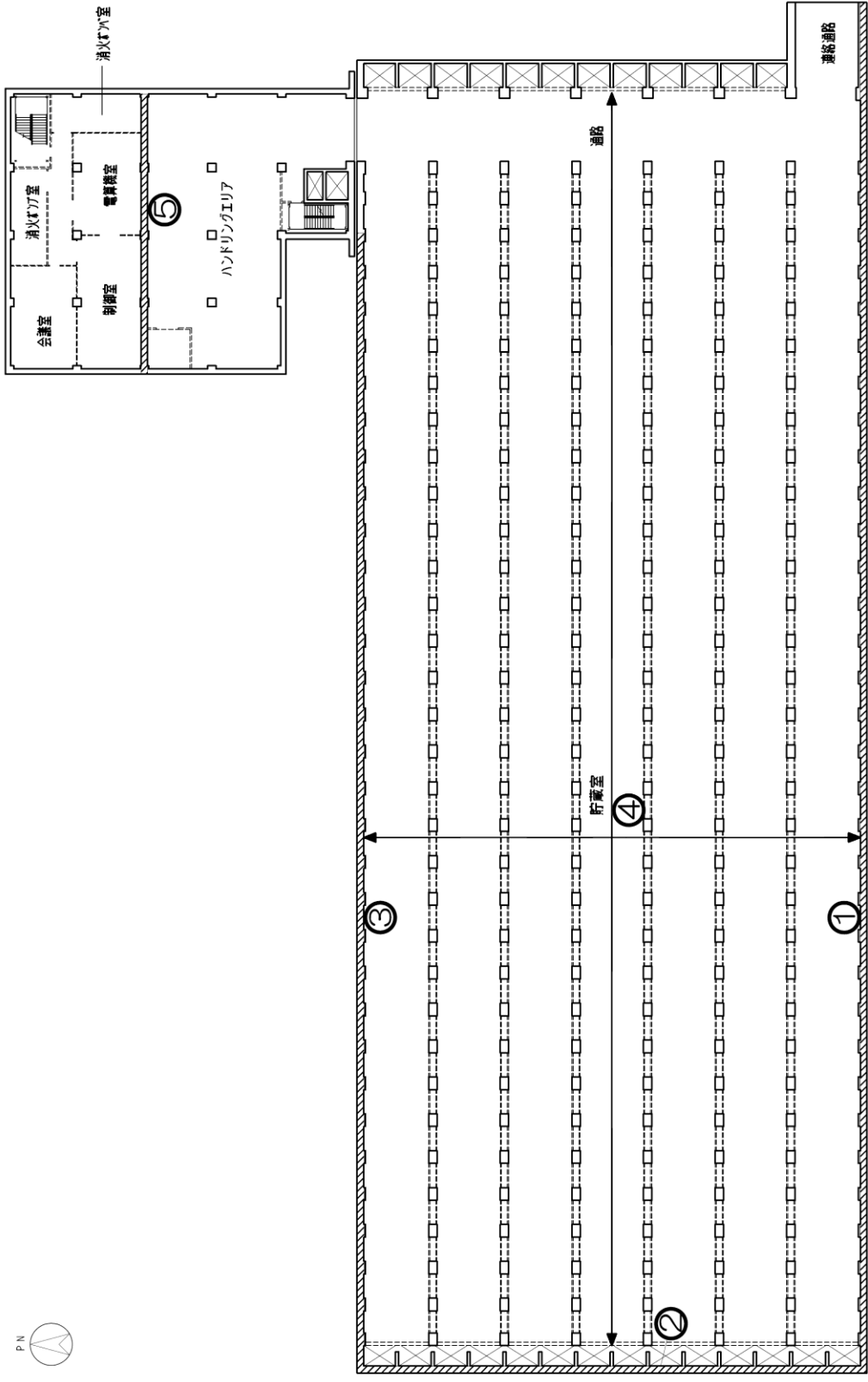
2.4. 熱除去に関する設計

固体廃棄物貯蔵庫第10棟は、固体廃棄物貯蔵庫第9棟に比べ、入射するガンマ線エネルギー束がより低く、コンクリート壁での発熱量はより小さいことから、放射線による温度上昇は自然冷却で十分おさえることができる。



固体廃棄物貯蔵庫第9棟 地下2階

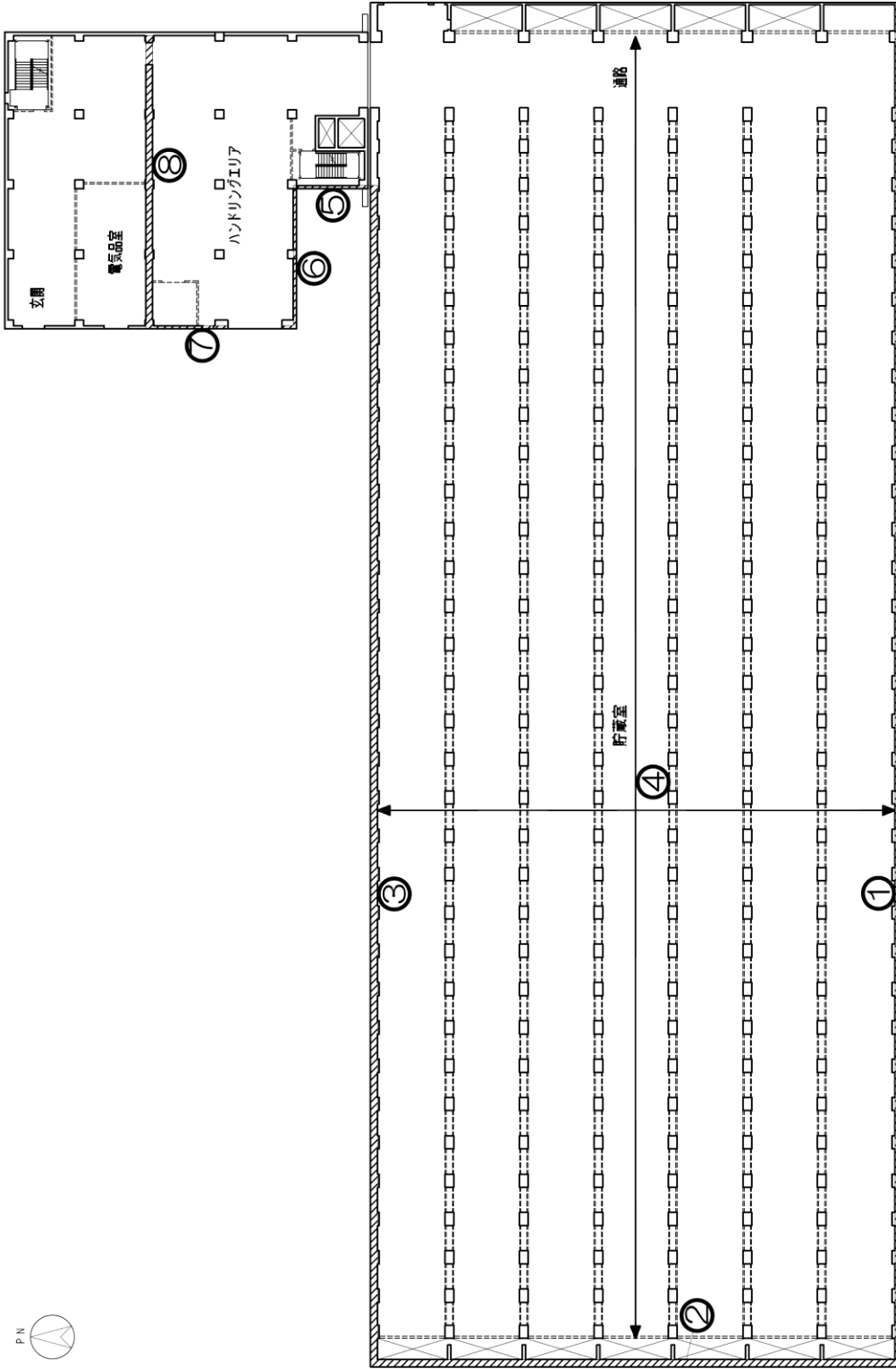
図-1 固体廃棄物貯蔵庫第9棟の補助遮蔽に関する構造図 (1/5)



No.	名称	寸法 (mm)
①	貯蔵室 南壁	600
②	貯蔵室 西壁	650
③	貯蔵室 北壁	650
④	貯蔵室 天井	300
⑤	ハンドリングエリア 北壁	600

固体廃棄物貯蔵庫第9棟 地下1階

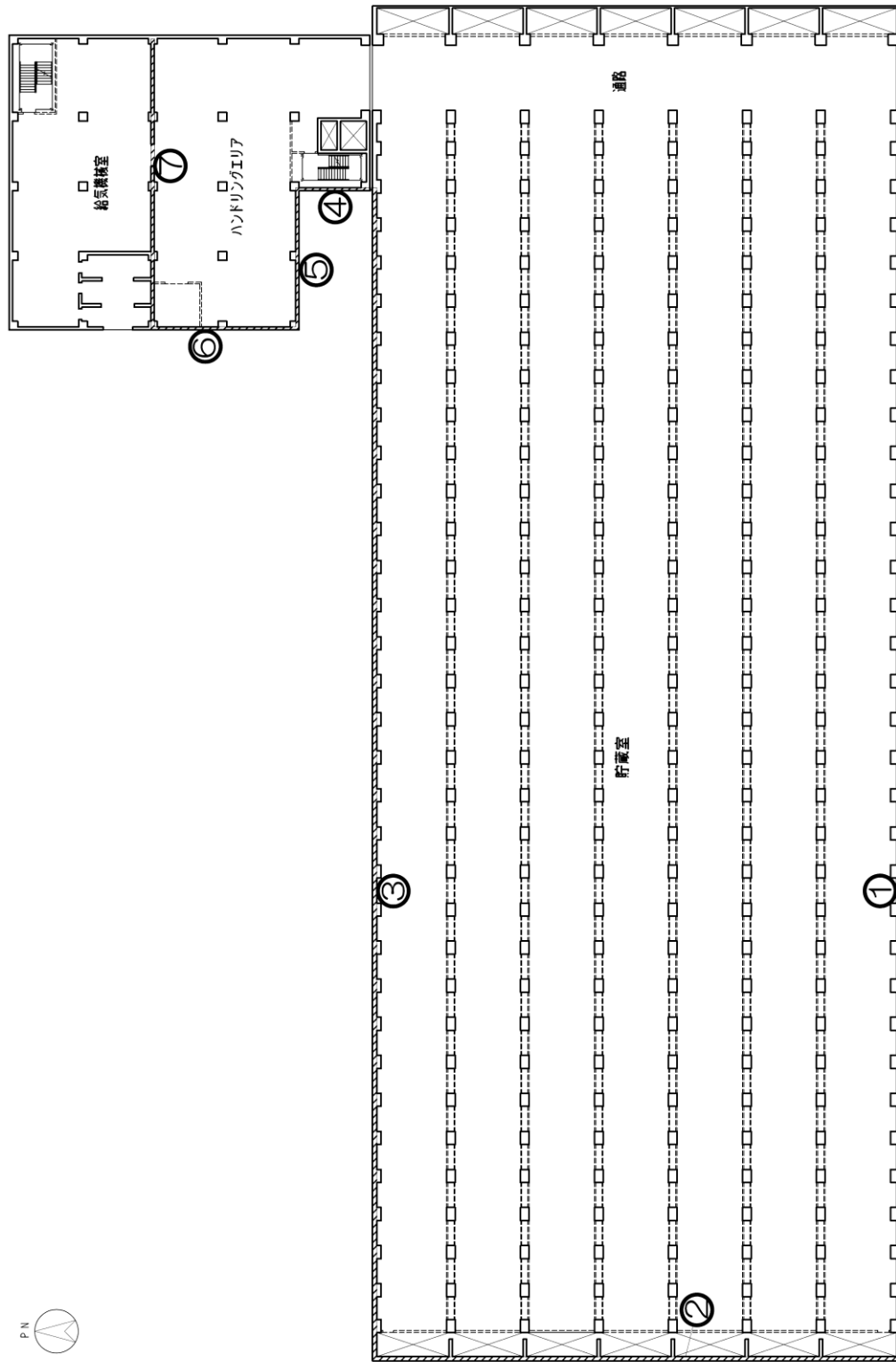
図-1 固体廃棄物貯蔵庫第9棟の補助遮蔽に関する構造図 (2/5)



No.	名称		寸法 (mm)
	南壁	西壁	
①	貯蔵室	南壁	500
②	貯蔵室	西壁	650
③	貯蔵室	北壁	650
④	貯蔵室	天井	300
⑤	ハンドリングエリア	西壁	300
⑥	ハンドリングエリア	南壁	300
⑦	ハンドリングエリア	西壁	300
⑧	ハンドリングエリア	北壁	600

固体廃棄物貯蔵庫第9棟 1階

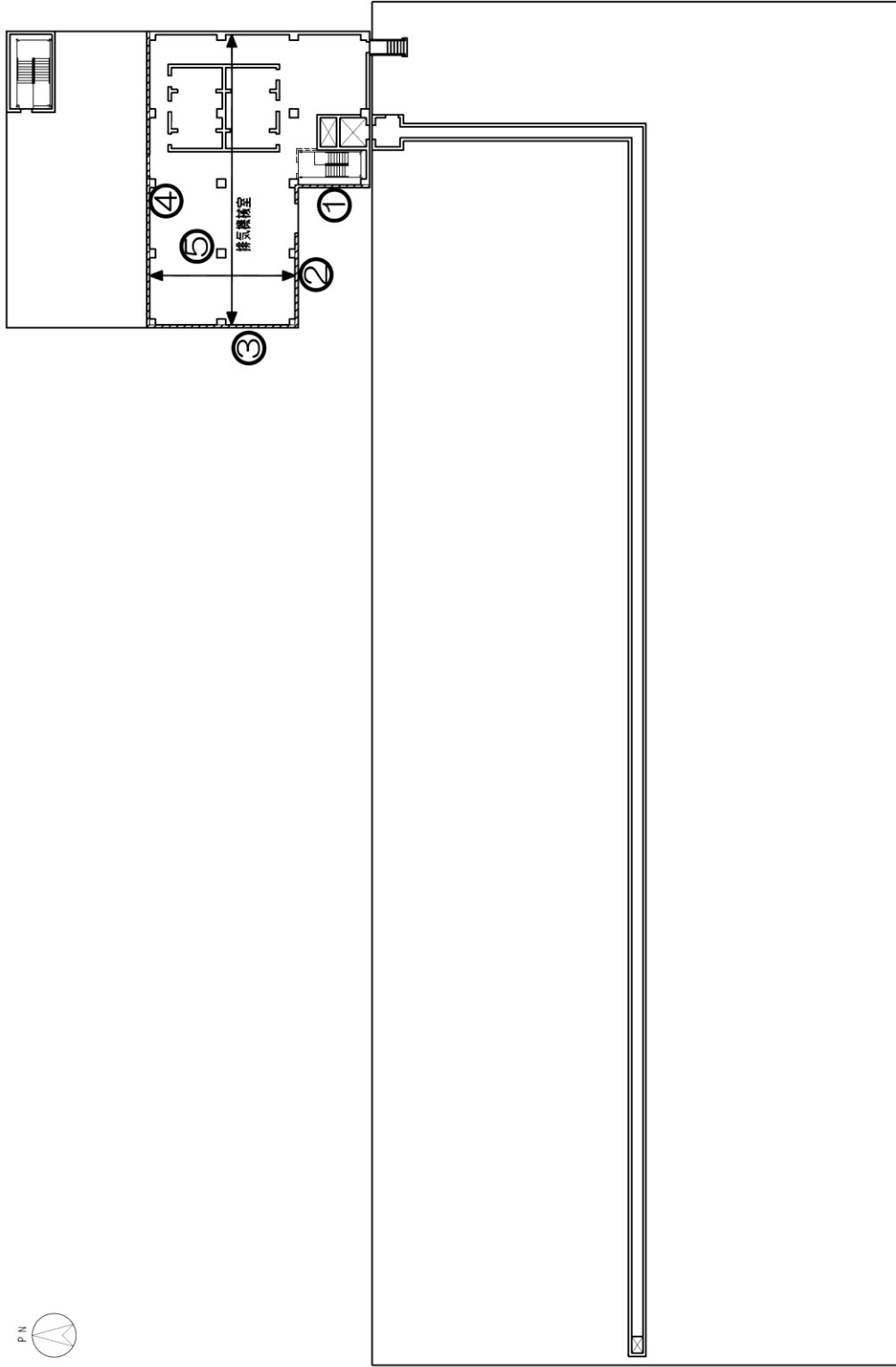
図-1 固体廃棄物貯蔵庫第9棟の補助遮蔽に関する構造図 (3/5)



No.	名称	寸法 (mm)	
		南壁	200
①	貯蔵室	西壁	400
②	貯蔵室	北壁	400
③	貯蔵室	西壁	300
④	ハンドリングエリア	南壁	300
⑤	ハンドリングエリア	西壁	300
⑥	ハンドリングエリア	北壁	300
⑦	ハンドリングエリア	南壁	300

固体廃棄物貯蔵庫第9棟 2階

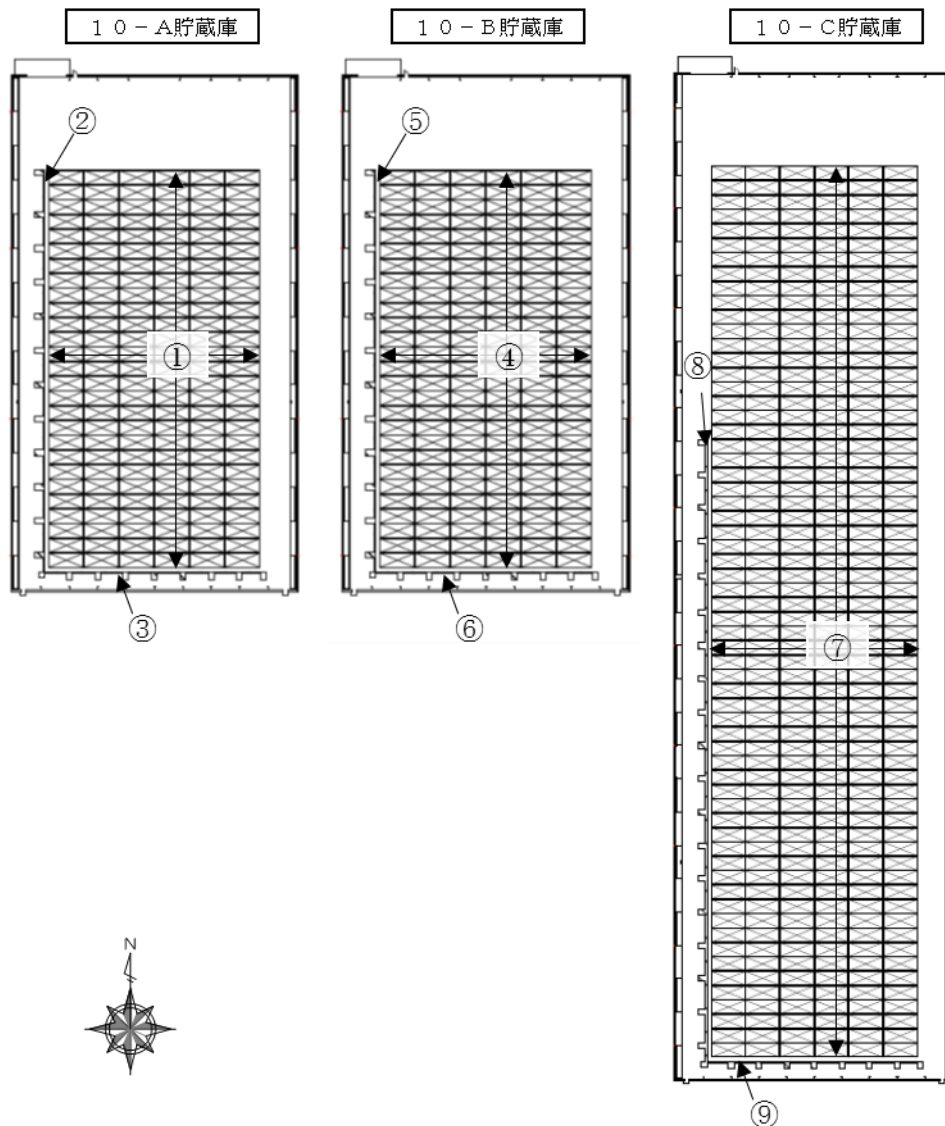
図-1 固体廃棄物貯蔵庫第9棟の補助遮蔽に関する構造図 (4 / 5)



No.	名称	寸法 (mm)
①	排気機補室 西壁	300
②	排気機補室 南壁	300
③	排気機補室 西壁	300
④	排気機補室 北壁	300
⑤	排気機補室 天井	300

固体廃棄物貯蔵庫第9棟 屋上階

図-1 固体廃棄物貯蔵庫第9棟の補助遮蔽に関する構造図 (5 / 5)



No.	種類		寸法			基数	材料
			厚さ	高さ	長さ/大きさ		
①	10-A 貯蔵庫	遮蔽蓋	500	—	6100×2500 ^{※1}	162	普通コンクリート (密度：2.15g/cm ³ 以上)
②		西壁	300	13450	70655	—	
③		南壁	300	13450	39010	—	
④	10-B 貯蔵庫	遮蔽蓋	500	—	6100×2500 ^{※1}	162	
⑤		西壁	300	13450	70655	—	
⑥		南壁	300	13450	39010	—	
⑦	10-C 貯蔵庫	遮蔽蓋	500	—	6100×2500 ^{※1}	372	
⑧		西壁	300	13450	111910	—	
⑨		南壁	300	13450	39010	—	

注1：寸法は、mmを示す。

※1：遮蔽蓋一つ当たりの大きさ

図-2 固体廃棄物貯蔵庫第10棟の遮蔽に関する構造図

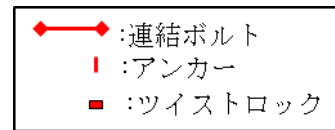
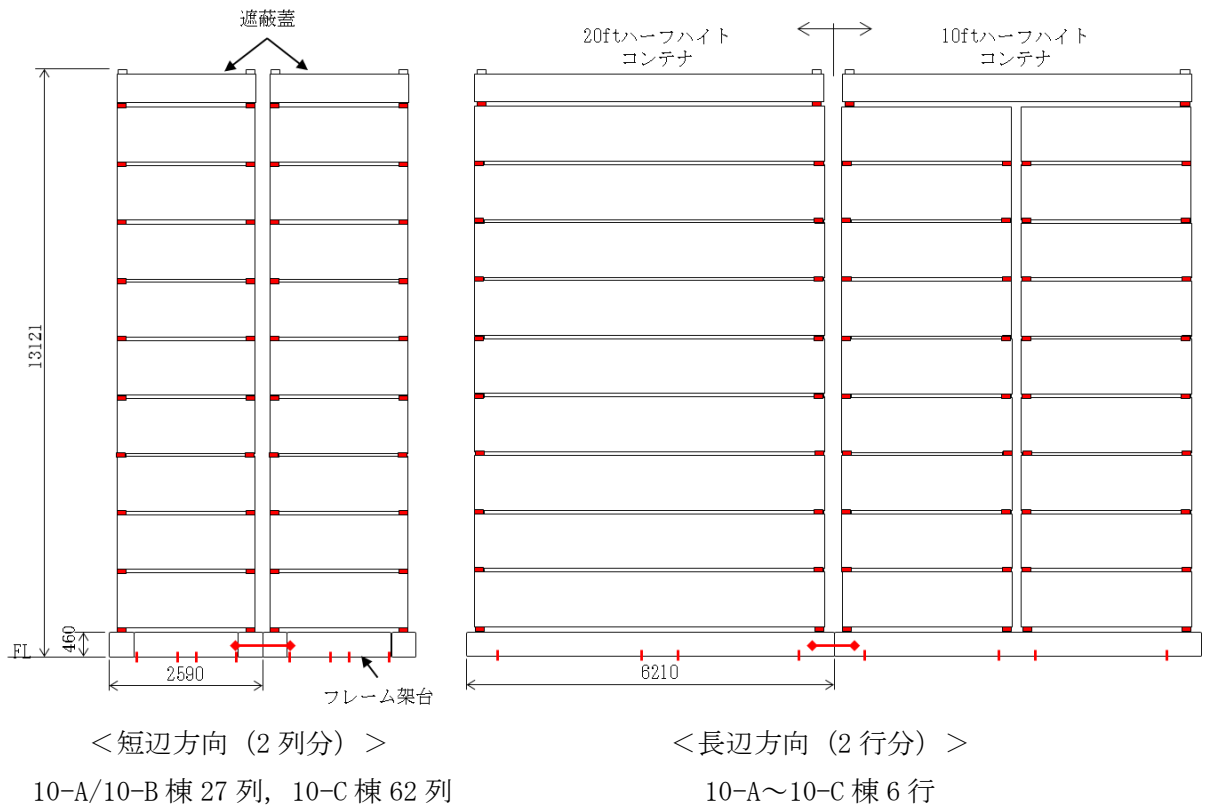


図-3 貯蔵容器段積みイメージ図

固体廃棄物貯蔵庫の安全避難通路に関する説明書及び安全避難通路を明示した図面

1. 固体廃棄物貯蔵庫第 9 棟

(1) 安全避難通路の設置方針

固体廃棄物貯蔵庫第 9 棟には、定期的な放射線測定、建物及び貯蔵品等の巡視点検のための出入りを行うことから、建築基準法及び関係法令並びに消防法及び関係法令に基づく安全避難通路を設定する。

避難経路は、建築基準法及び関係法令に基づき、安全な歩行距離を遵守する。また、消防法及び関係法令に基づき、火災時や電源喪失時等にも安全な避難が行えるよう避難方向を示す誘導灯（電池内蔵）及び非常用照明（電池内蔵）を設置し、容易に識別できる安全避難通路を設定する。

安全避難経路を図－ 1、非常用照明の取付箇所を図－ 2 に示す。

(2) 緊急時対応

緊急時の通信設備として、PHS が使用可能であること及び各階毎にスピーカを設置し、免震重要棟より建屋内にいる作業員等に指示・連絡ができるよう設計している。

2. 固体廃棄物貯蔵庫第 10 棟

(1) 安全避難通路の設置方針

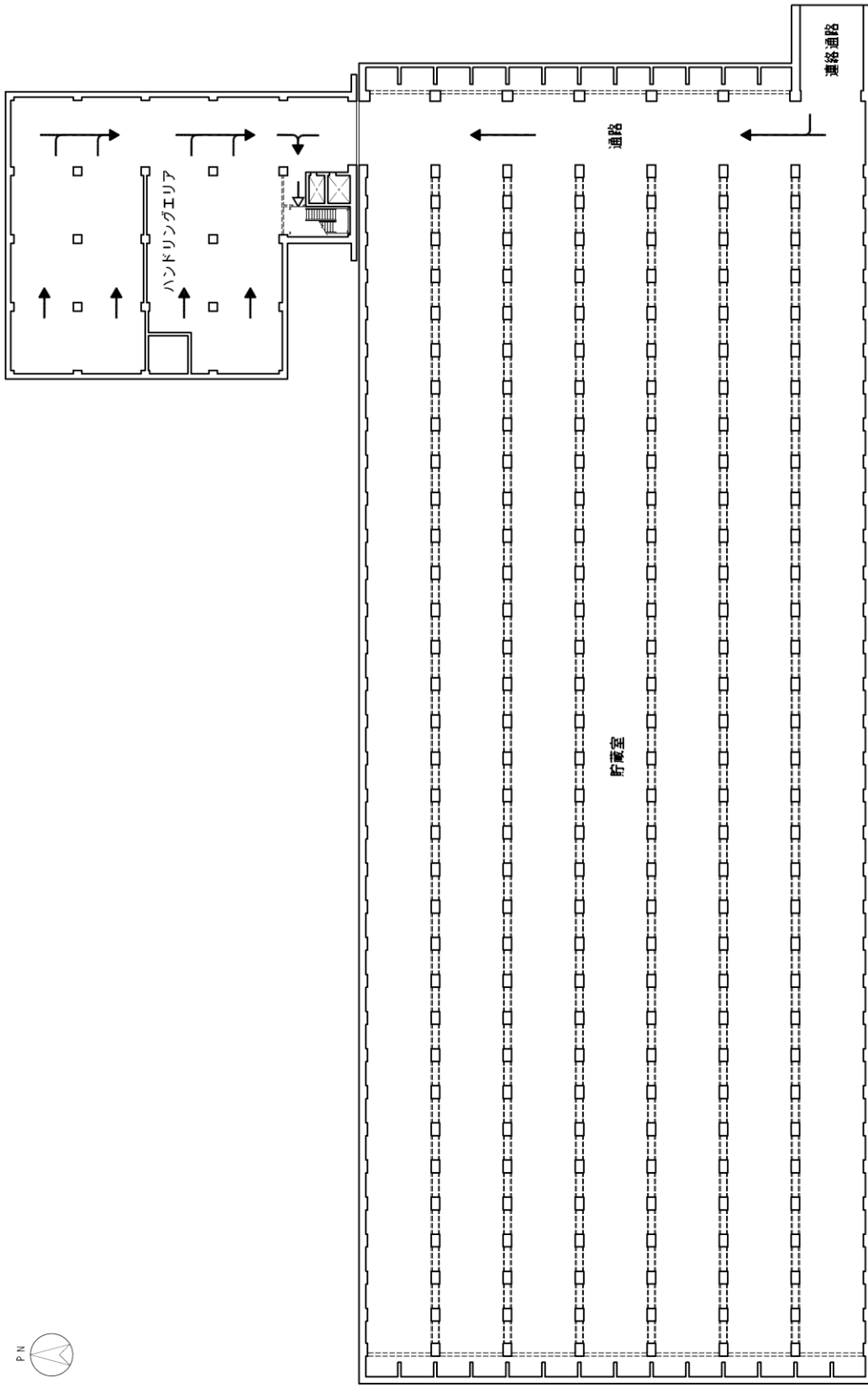
固体廃棄物貯蔵庫第 10 棟には、定期的な放射線測定、建物及び貯蔵品等の巡視点検のための出入りを行うことから、建築基準法及び関係法令並びに消防法及び関係法令に基づく安全避難通路を設定する。

避難経路は、建築基準法及び関係法令に基づき、安全な歩行距離を遵守する。また、消防法及び関係法令に基づき、火災時や電源喪失時等にも安全な避難が行えるよう避難方向を示す誘導灯（電池内蔵）及び非常用照明（電池内蔵）を設置し、容易に識別できる安全避難通路を設定する。

安全避難経路を図－ 3、非常用照明の取付箇所を図－ 4 に示す。

(2) 緊急時対応

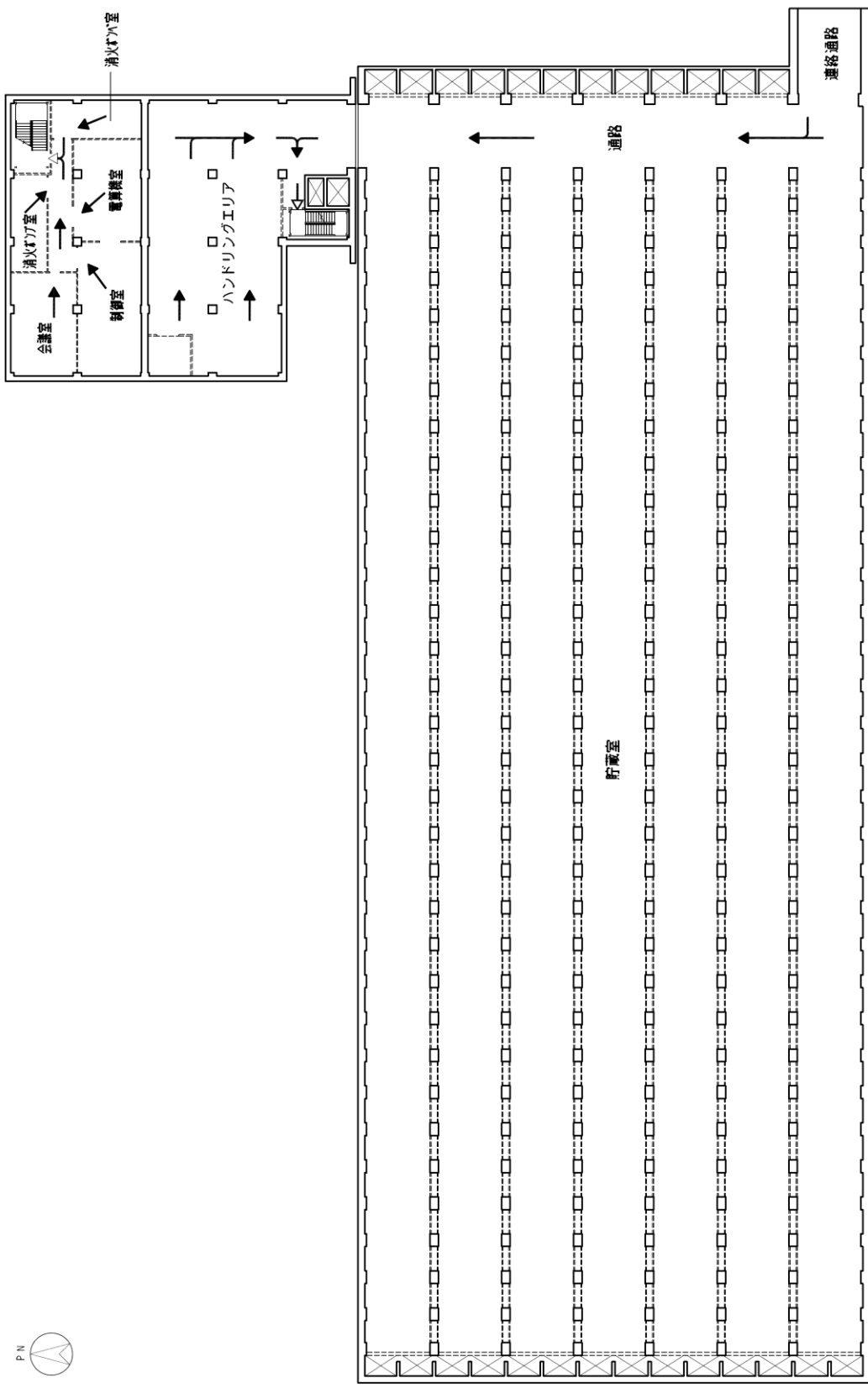
緊急時の通信設備として、PHS が使用可能であること及び各棟毎にスピーカを設置し、免震重要棟より建屋内にいる作業員等に指示・連絡ができるよう設計している。



凡例	
	非常口
	避難経路

固体廃棄物貯蔵庫第9棟 地下2階

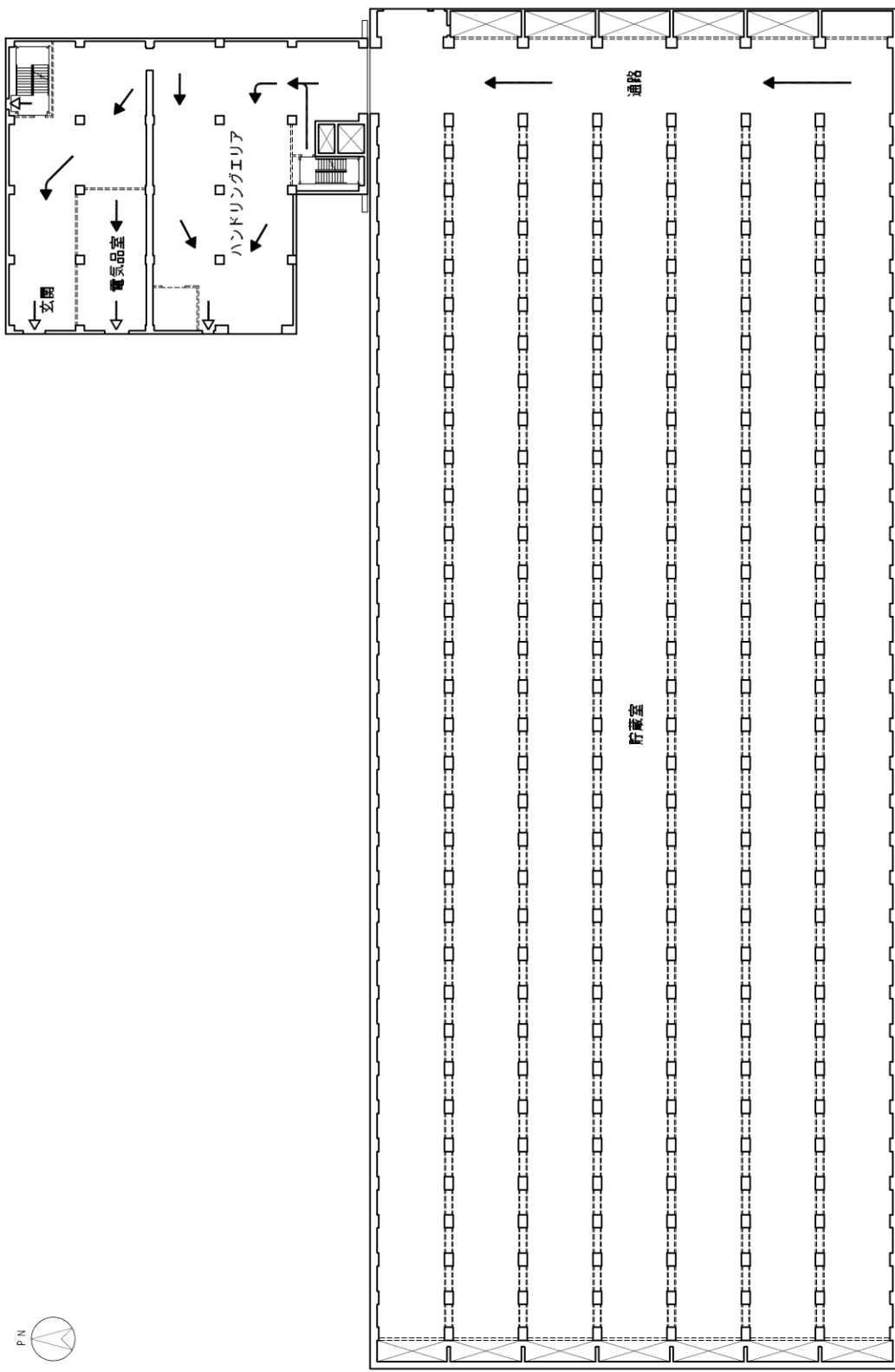
図-1 安全避難通路を明示した図面 (1 / 5)



固体廃棄物貯蔵庫第9棟 地下1階

凡例	
◀	非常口
▶	避難経路

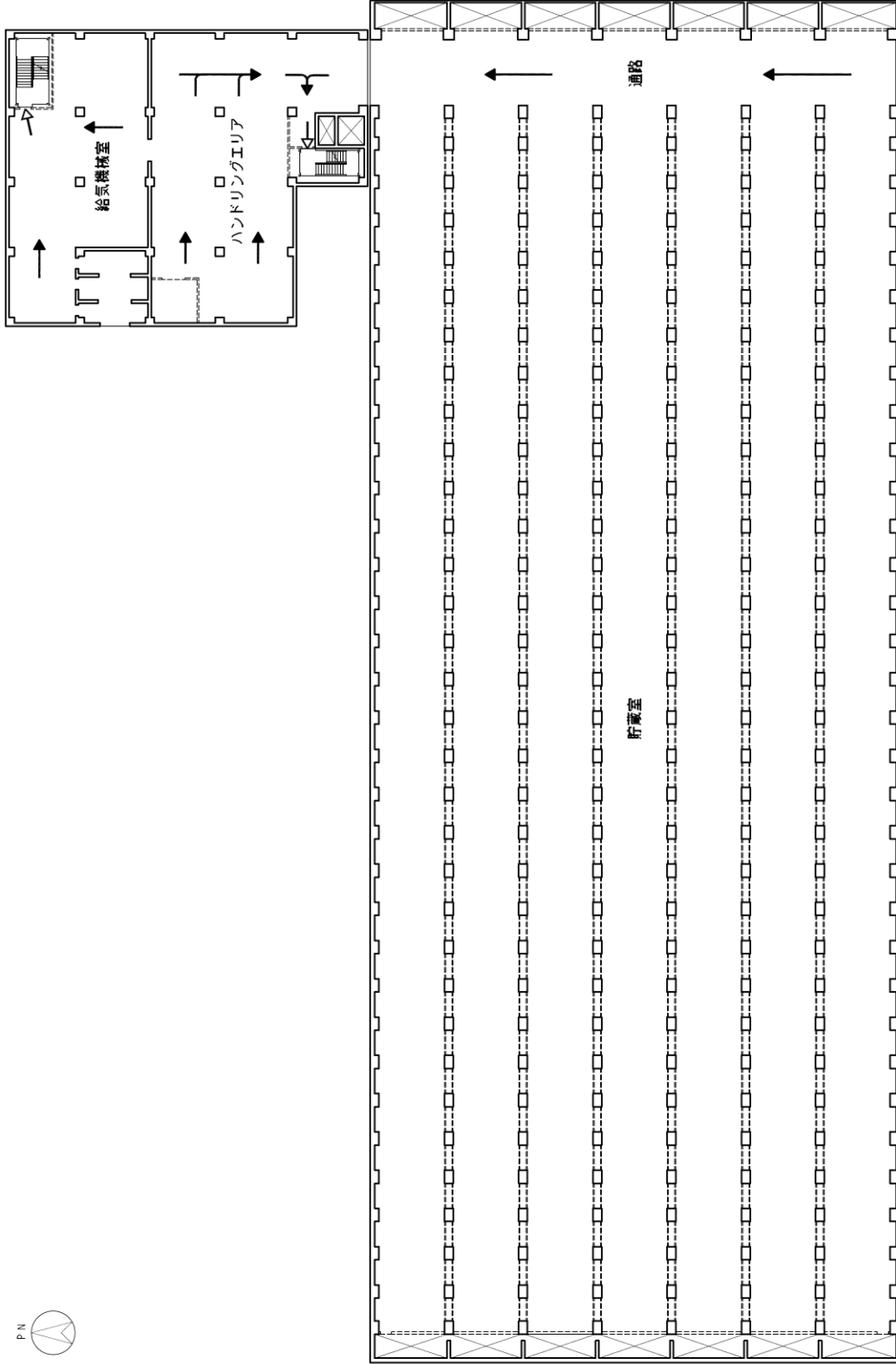
図-1 安全避難通路を明示した図面 (2/5)



凡例	
◀	非常口
▶	避難経路

固体廃棄物貯蔵庫第9棟 1階

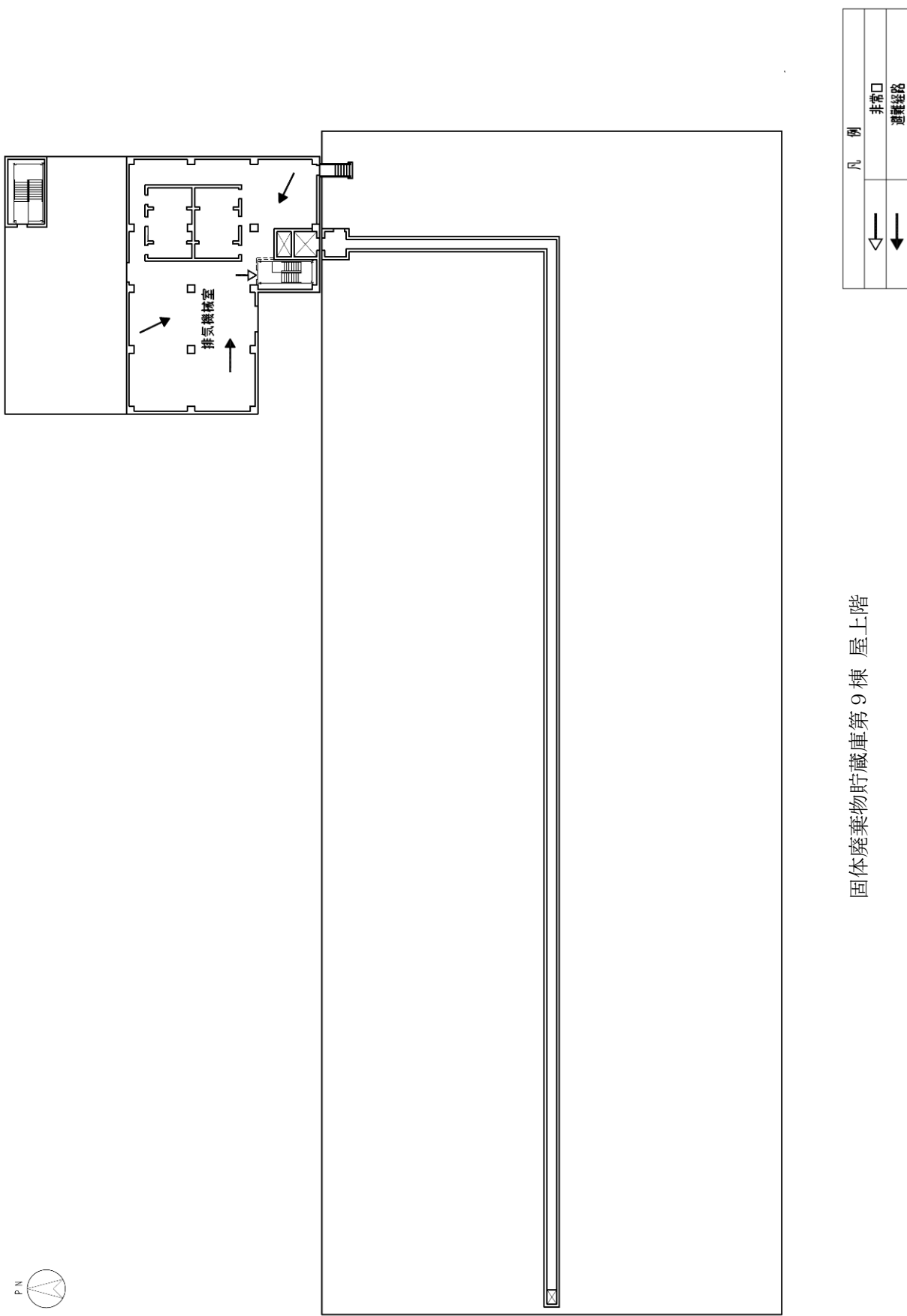
図-1 安全避難通路を明示した図面 (3/5)



凡例	非常口
	避難経路

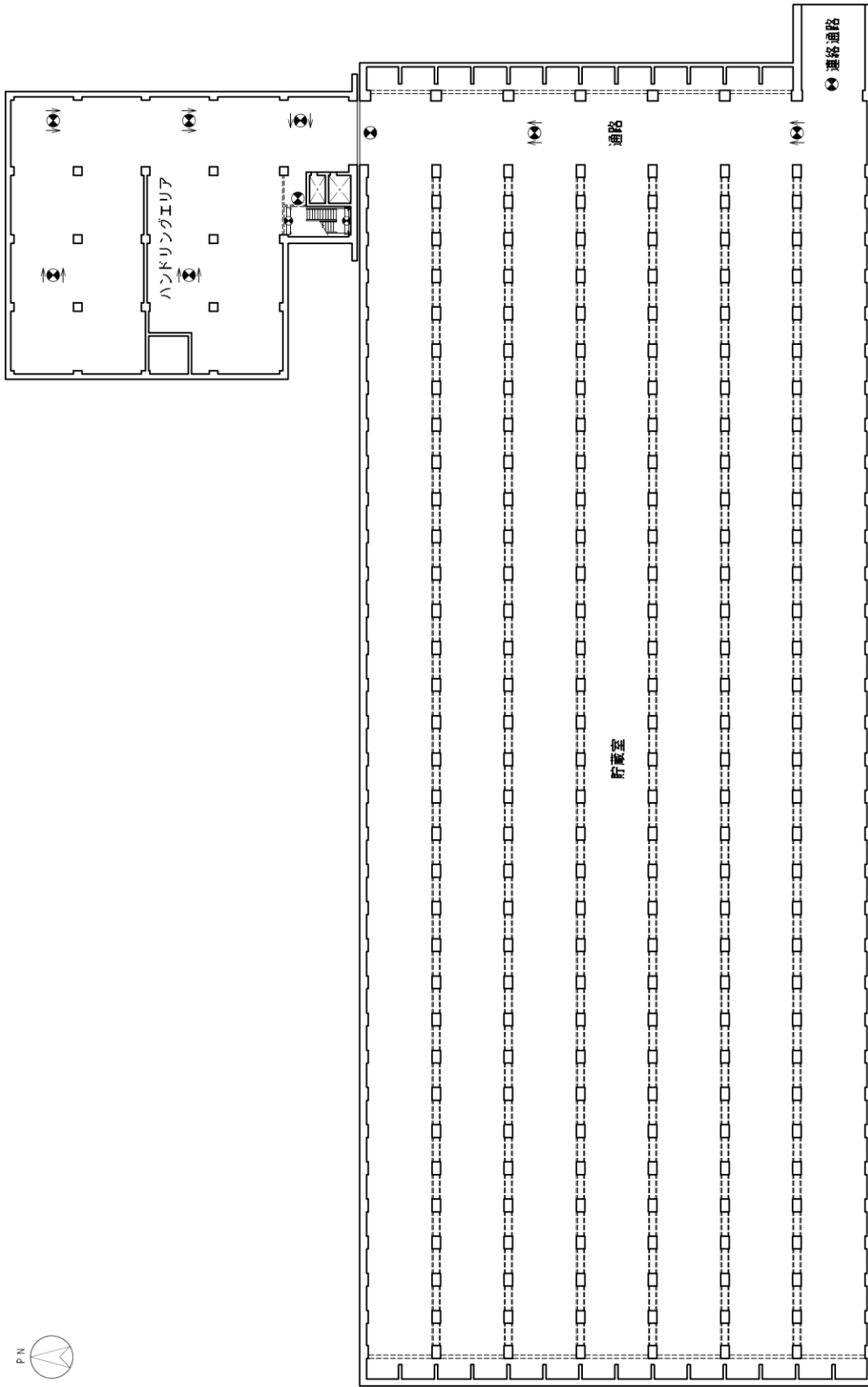
固体廃棄物貯蔵庫第9棟 2階

図一1 安全避難通路を明示した図面 (4/5)



固体廃棄物貯蔵庫第9棟 屋上階

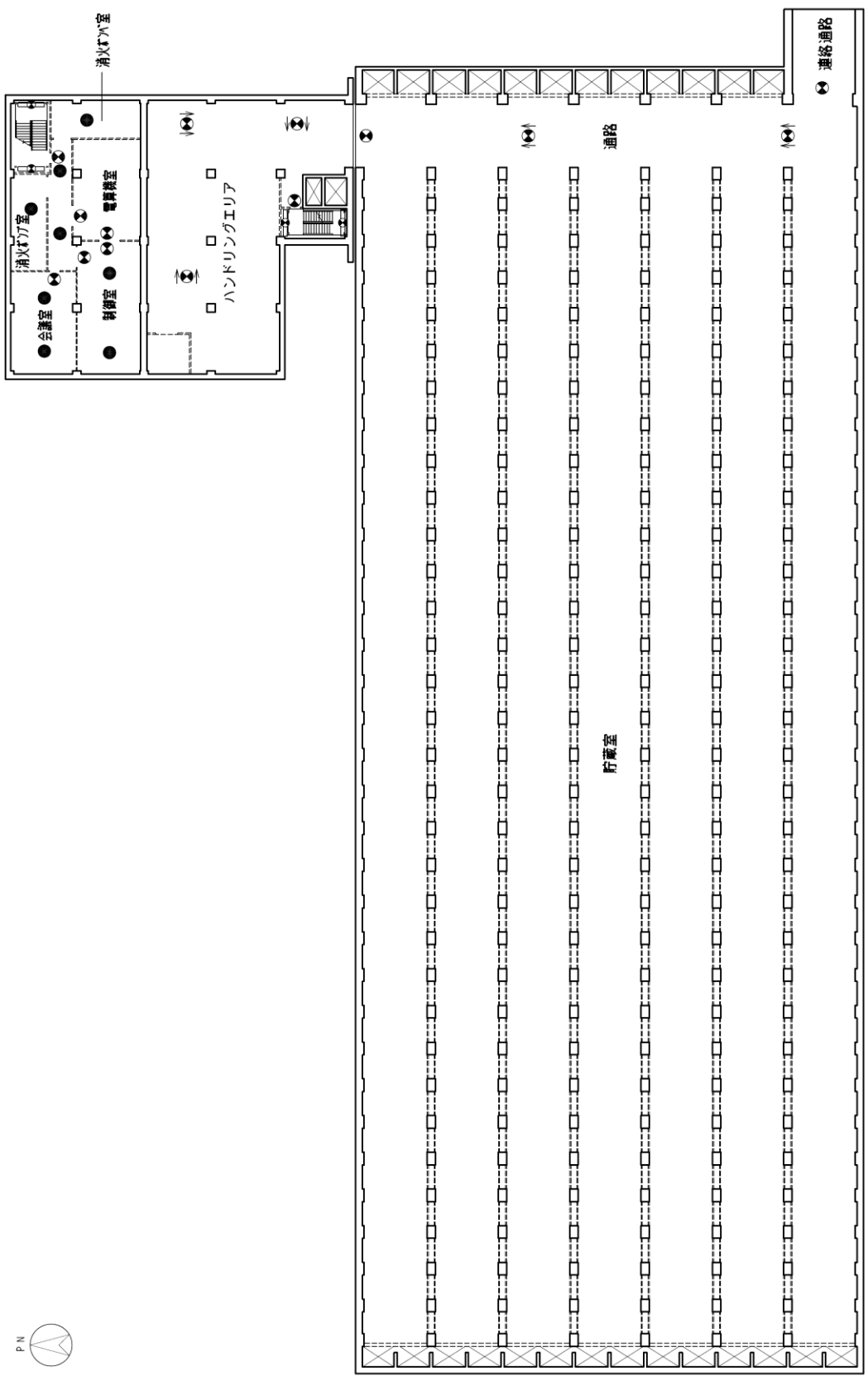
図-1 安全避難通路を明示した図面 (5 / 5)



凡 例	
⊕	避難口誘導灯 (電池内蔵型)
⊖	通路誘導灯 (電池内蔵型)
●	非常用照明器具 (電池内蔵型)
□	階段通路誘導灯 (電池内蔵型)

固体廃棄物貯蔵庫第9棟 地下2階

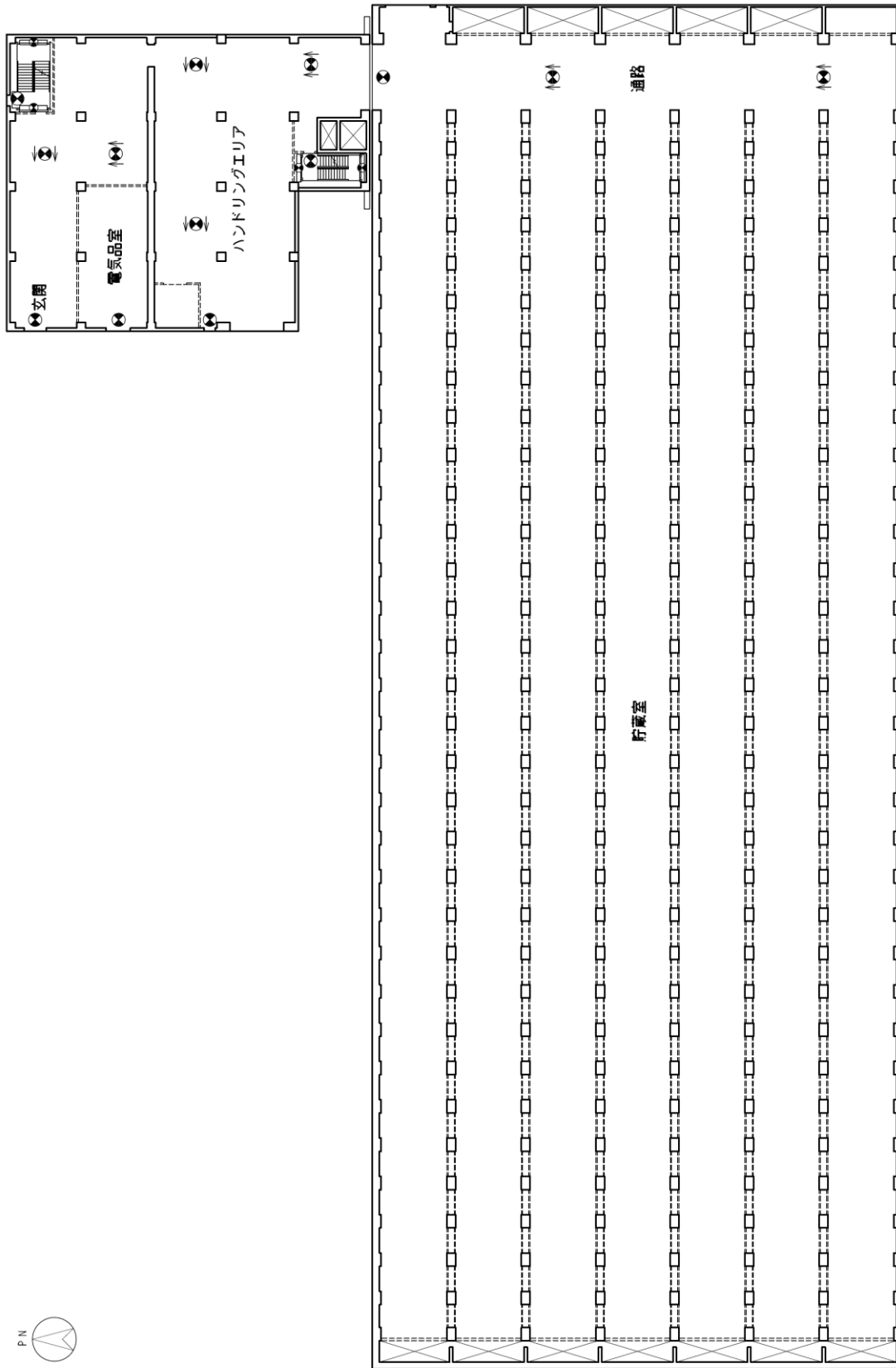
図-2 非常用照明の取付箇所を明示した図面 (1 / 5)



凡 例	
●	避難口誘導灯 (電池内蔵型)
○	通路誘導灯 (電池内蔵型)
●	非常用照明器具 (電池内蔵型)
□	階段通路誘導灯 (電池内蔵型)

固体廃棄物貯蔵庫第9棟 地下1階

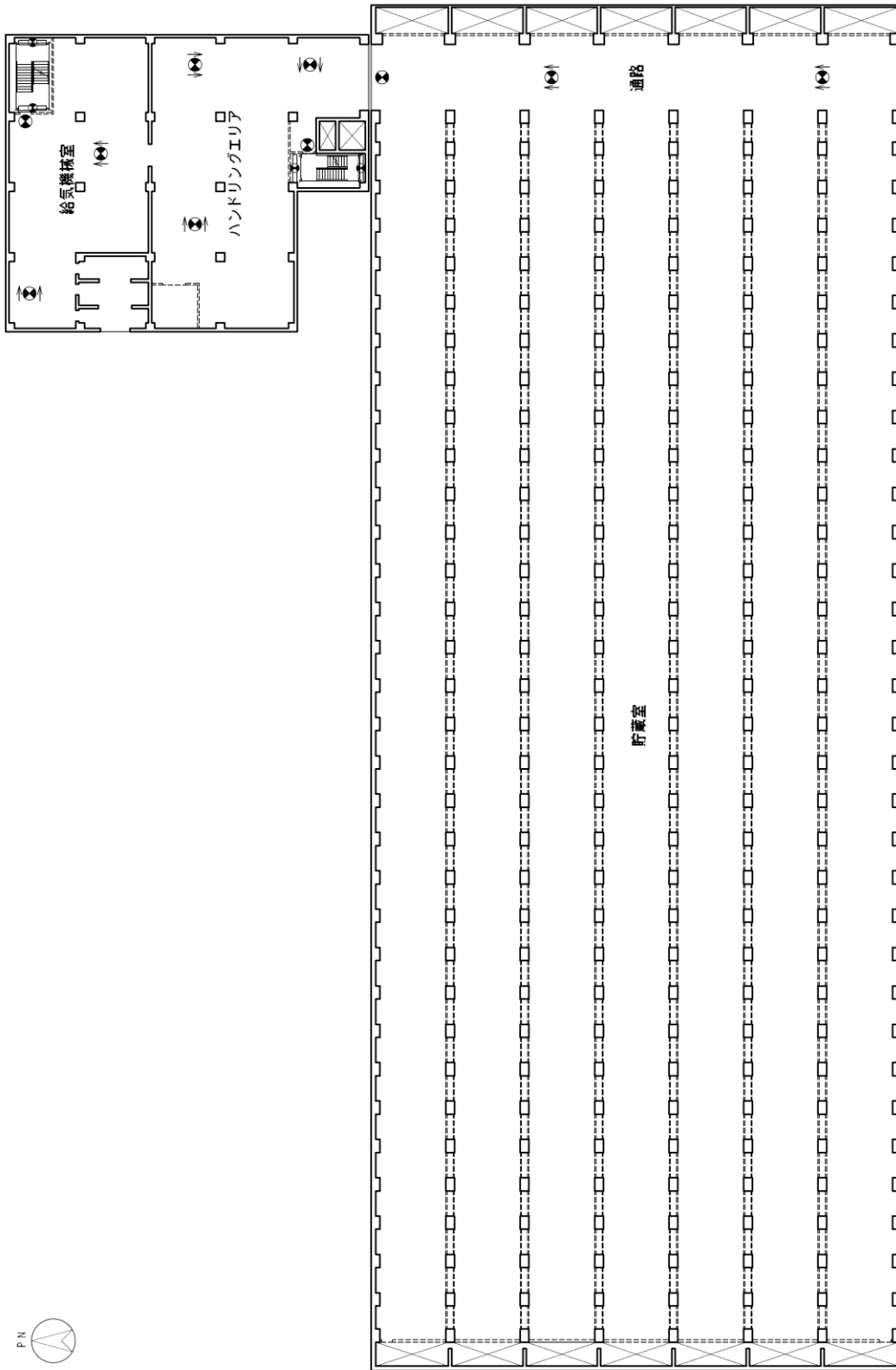
図-2 非常用照明の取付箇所を明示した図面 (2 / 5)



凡 例	
	避難口誘導灯 (電池内蔵型)
	通路誘導灯 (電池内蔵型)
	非常用照明器具 (電池内蔵型)
	階段通路誘導灯 (電池内蔵型)

固体廃棄物貯蔵庫第9棟 1階

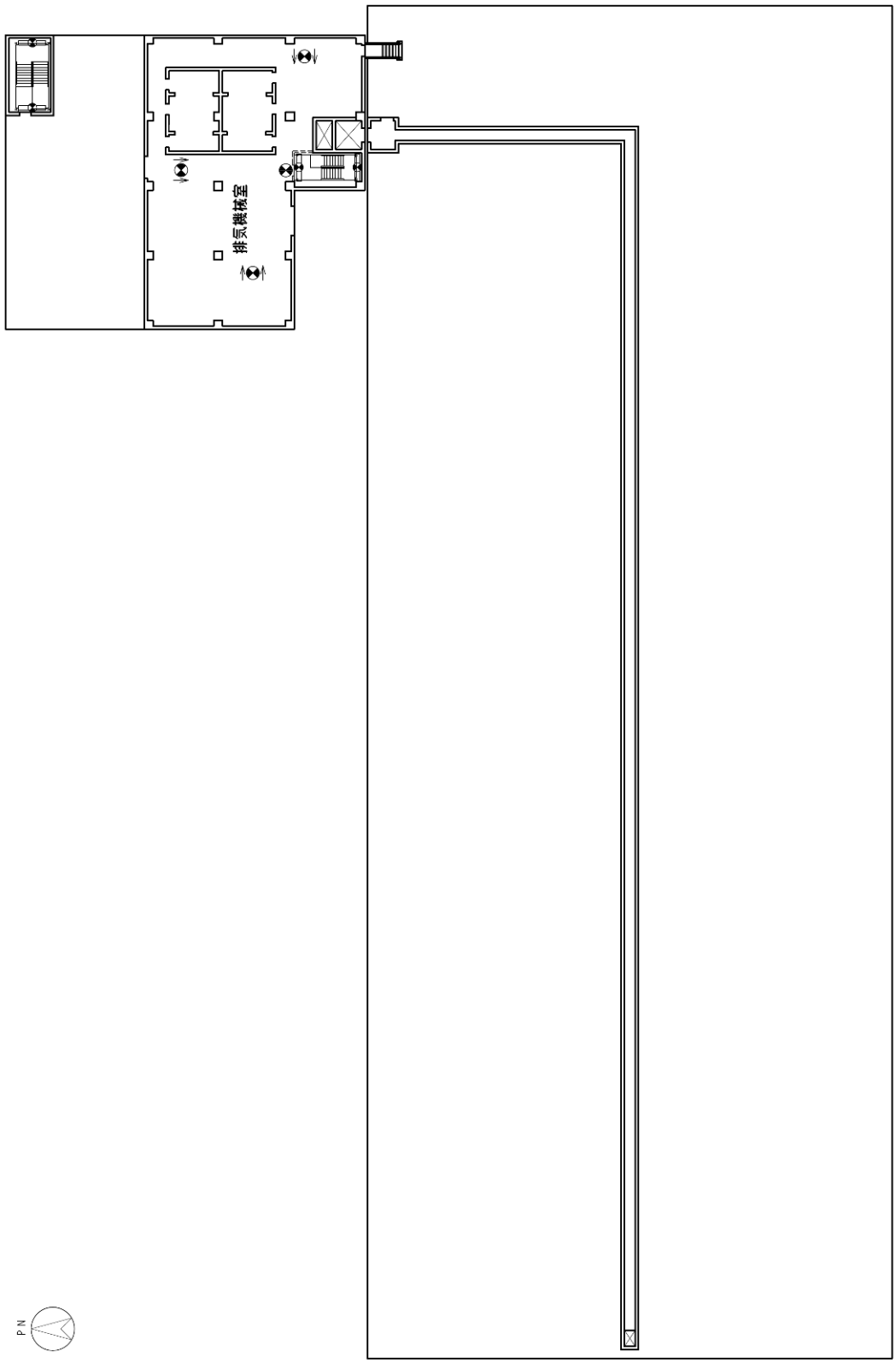
図-2 非常用照明の取付箇所を明示した図面 (3 / 5)



凡 例	
	避難口誘導灯 (電池内蔵型)
	通路誘導灯 (電池内蔵型)
	非常用照明器具 (電池内蔵型)
	避難口誘導灯 (電池内蔵型)

固体廃棄物貯蔵庫第9棟 2階

図一2 非常用照明の取付箇所を明示した図面 (4 / 5)



凡 例	
●	避難口誘導灯 (電池内蔵型)
○	通路誘導灯 (電池内蔵型)
●	非常用照明器具 (電池内蔵型)
□	階段通路誘導灯 (電池内蔵型)

固体廃棄物貯蔵庫第9棟 屋上階

図-2 非常用照明の取付箇所を明示した図面 (5 / 5)



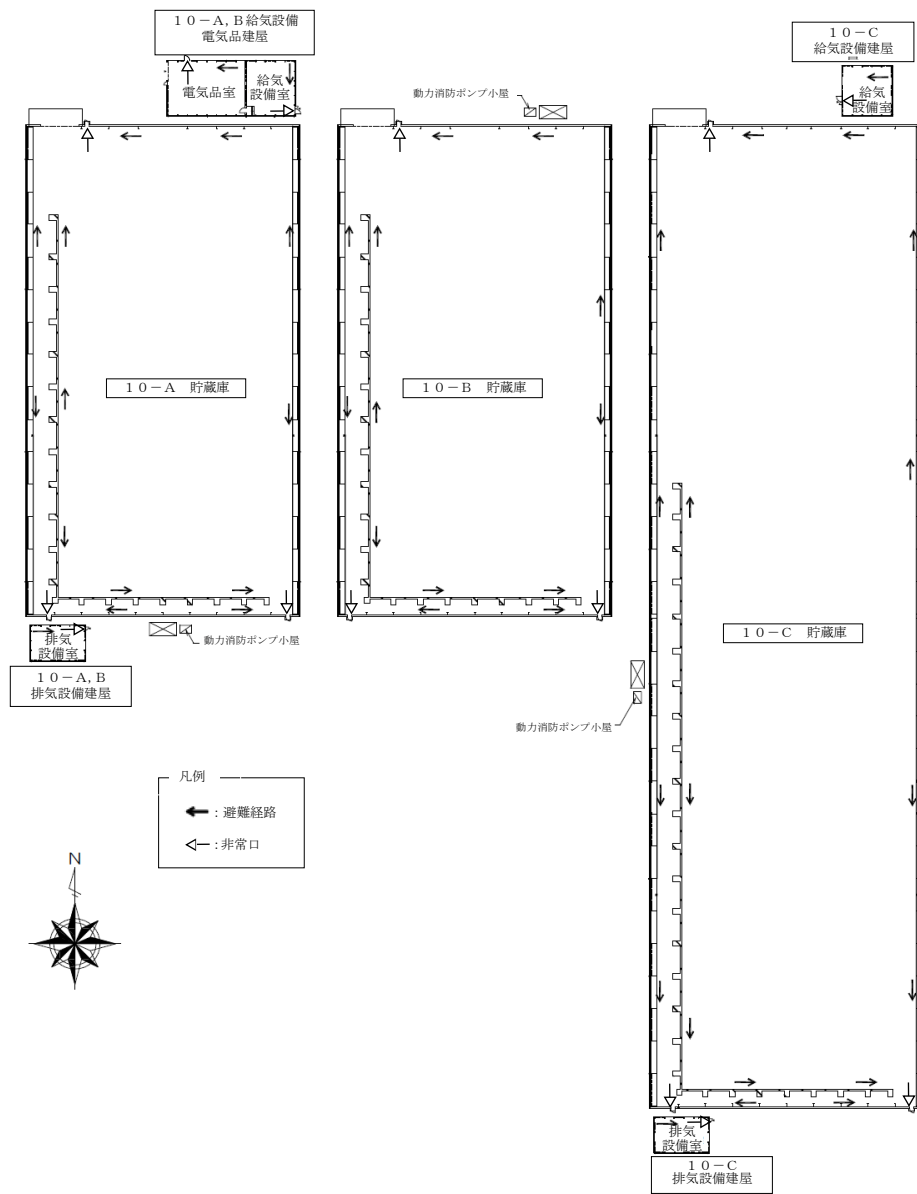


図-3 安全避難通路を明示した図面

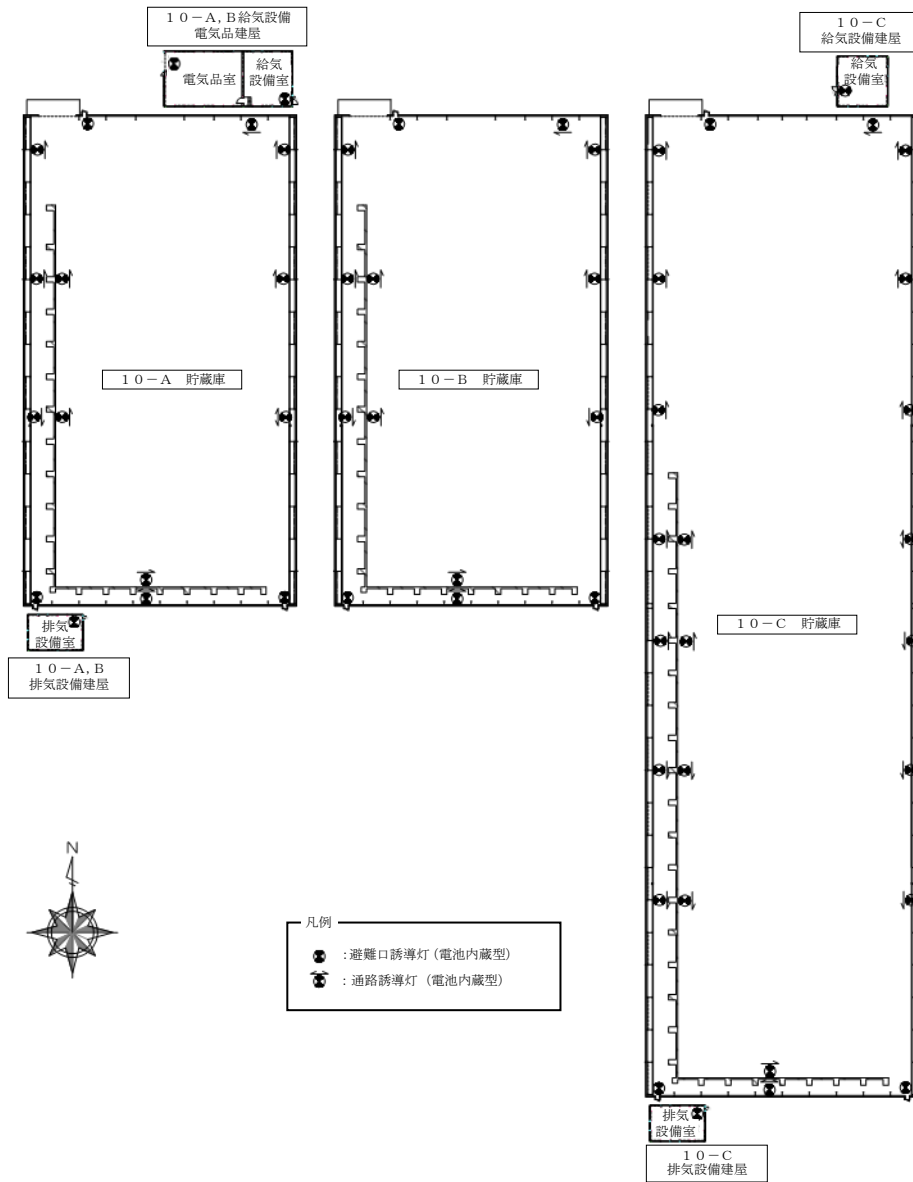


図-4 非常用照明の取付箇所を明示した図面

固体廃棄物貯蔵庫第9棟の構造強度に関する検討結果

固体廃棄物貯蔵庫第9棟を構成する貯蔵庫棟及び付帯設備棟は、耐震Cクラスとしての評価を実施した。

ただし、従来の固体廃棄物貯蔵庫（固化処理装置より下流の固体廃棄物取扱い設備（貯蔵庫を含む））は、「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）」上、耐震Cクラスと分類できるが、固体廃棄物貯蔵庫第9棟は、震災前に発生した放射性固体廃棄物を保管する他に、震災後に発生した高線量の瓦礫類を一時保管するという特殊性がある。

よって、固体廃棄物貯蔵庫第9棟の構造設計では、耐震安全性に余裕のある設計とした。

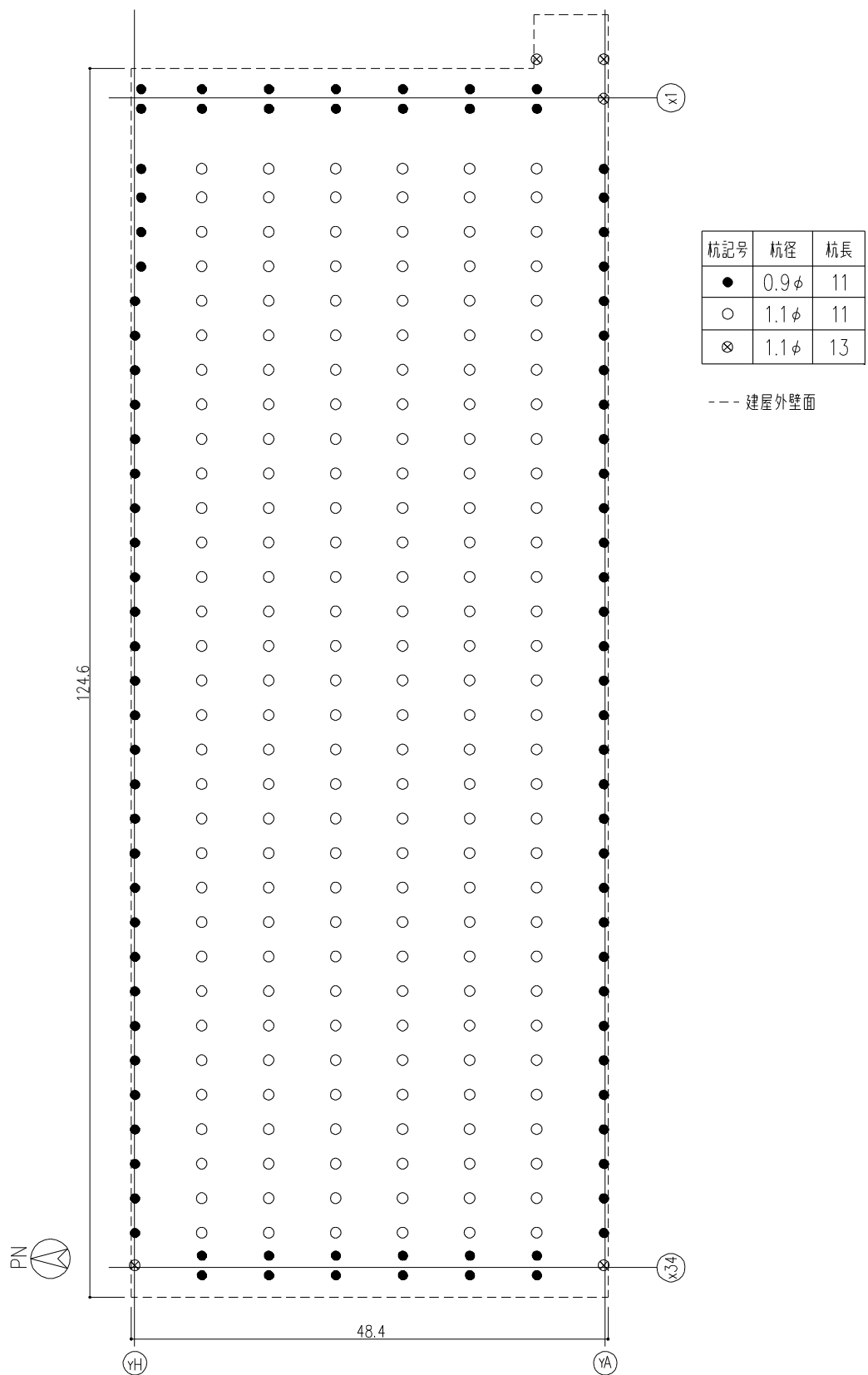
1. 貯蔵庫棟の耐震性評価

1.1 評価方針

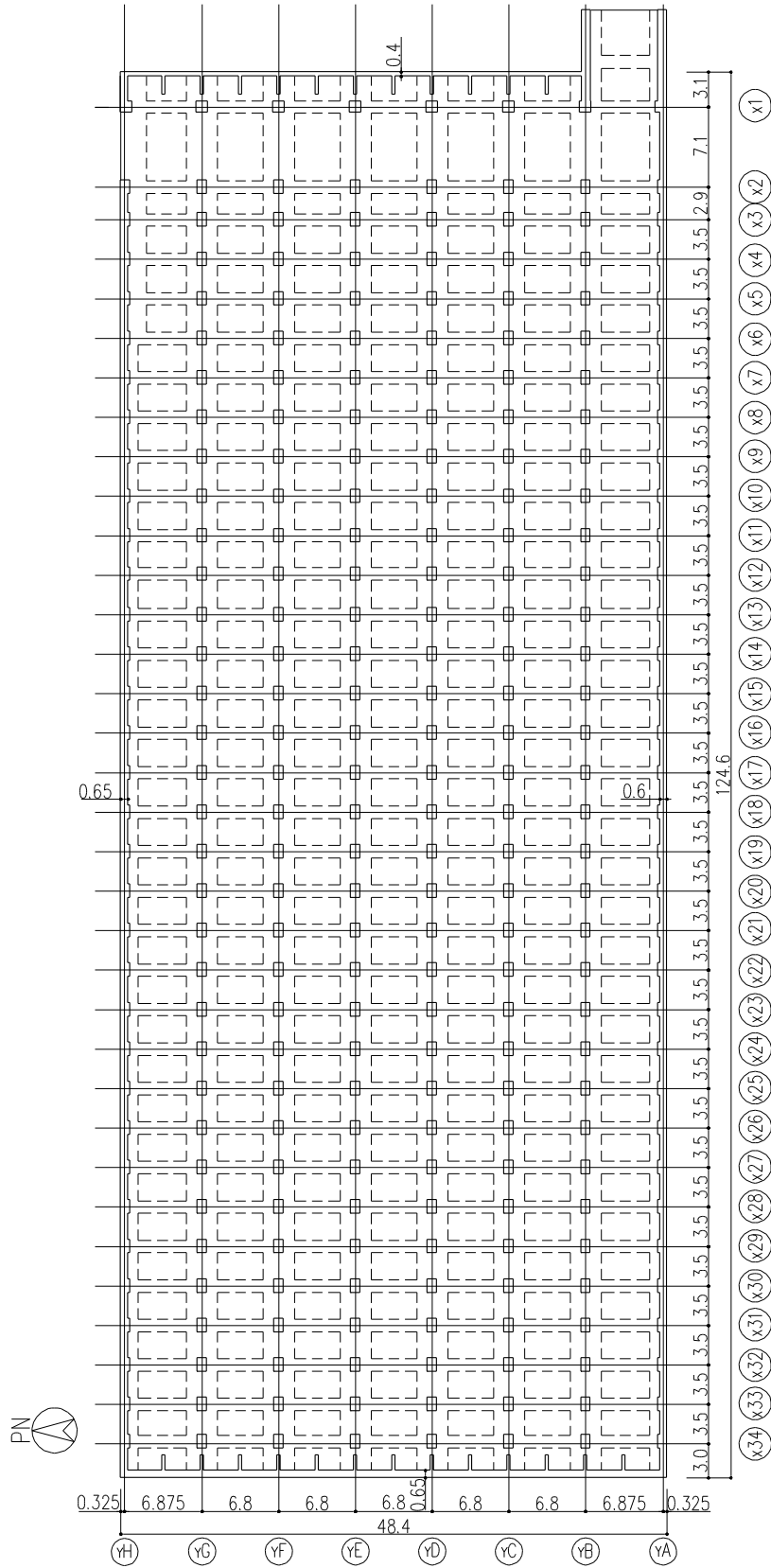
貯蔵庫棟は、鉄筋コンクリート造の地下2階地上2階で、平面が124.6m（EW）×48.4m（NS）であり、地上高さは9.1mである。

貯蔵庫棟は、杭を介してG.L.-21m～-18mに位置するN値50以上の富岡層（泥岩）に支持させる。貯蔵庫棟の杭配置図、平面図及び断面図を図－1～図－8に示す。

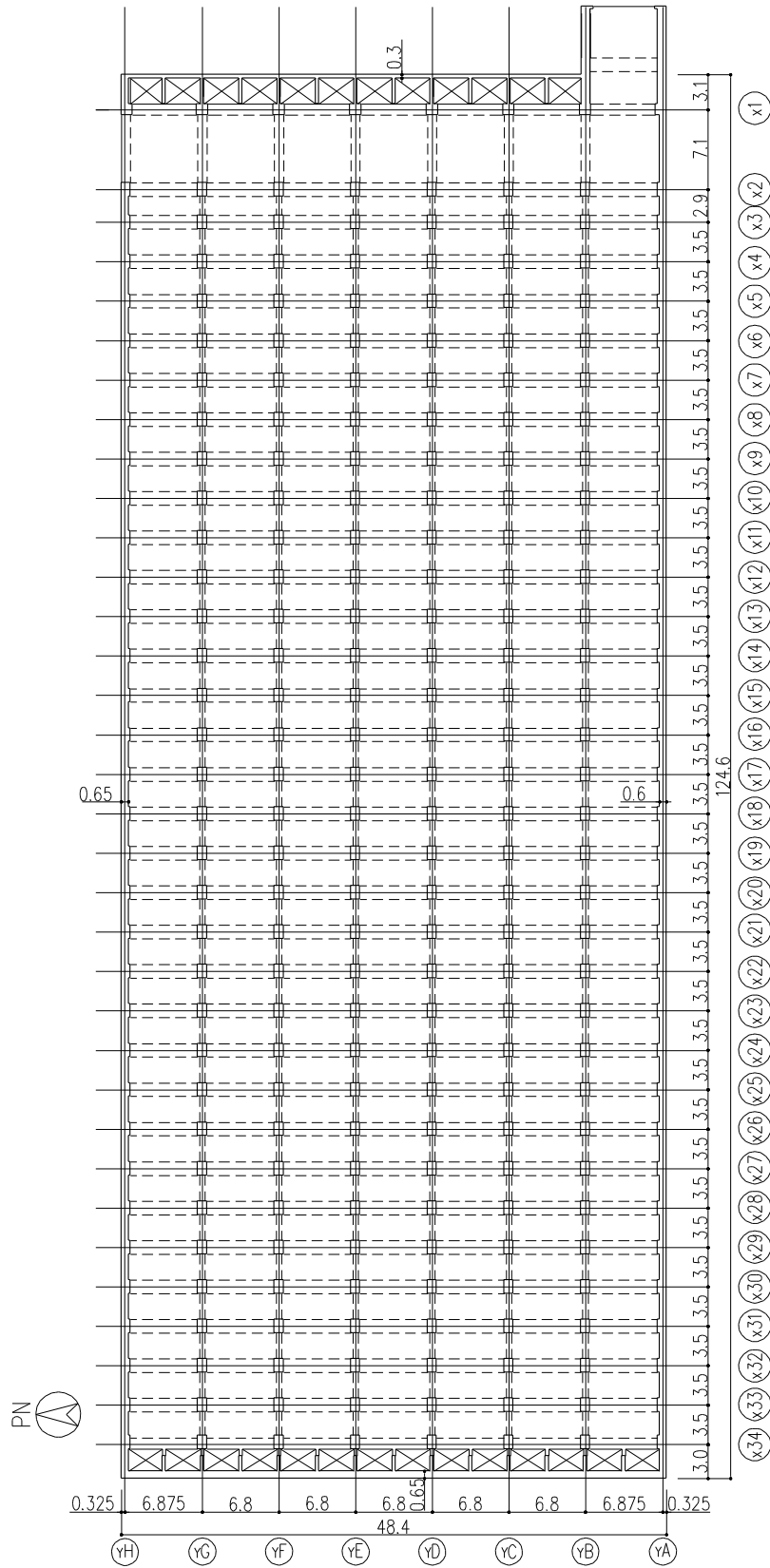
貯蔵庫棟に加わる地震時の水平力は、耐震壁及び柱とはりからなるラーメン構造で負担する。耐震性の評価は、地震層せん断力係数として $1.0 \cdot C_i$ を採用した場合の当該部位の応力に対して行う。貯蔵庫棟の評価手順を図－9に示す。



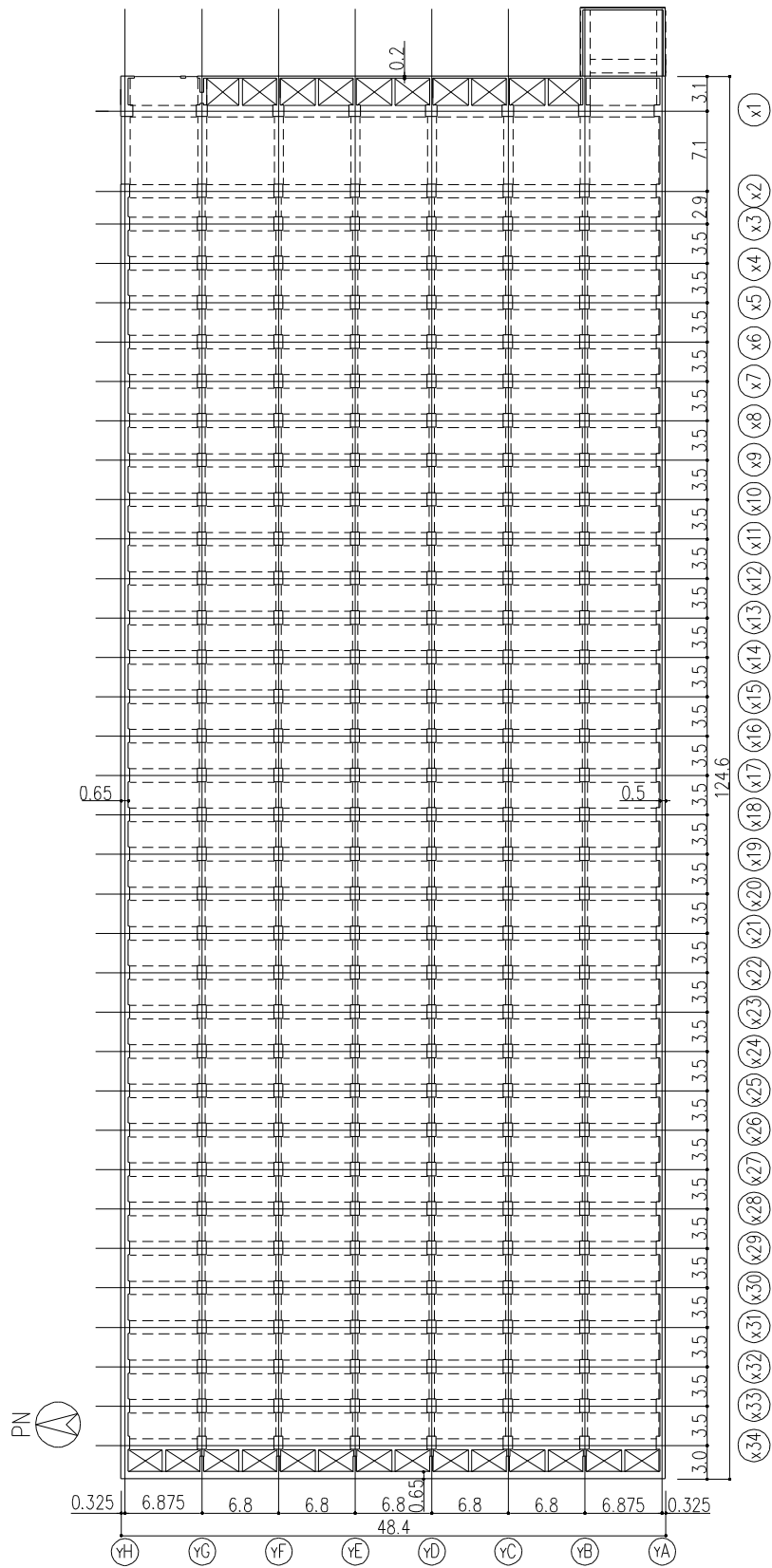
图一 杭配置图 (G.L. -11.0) (单位 : m)



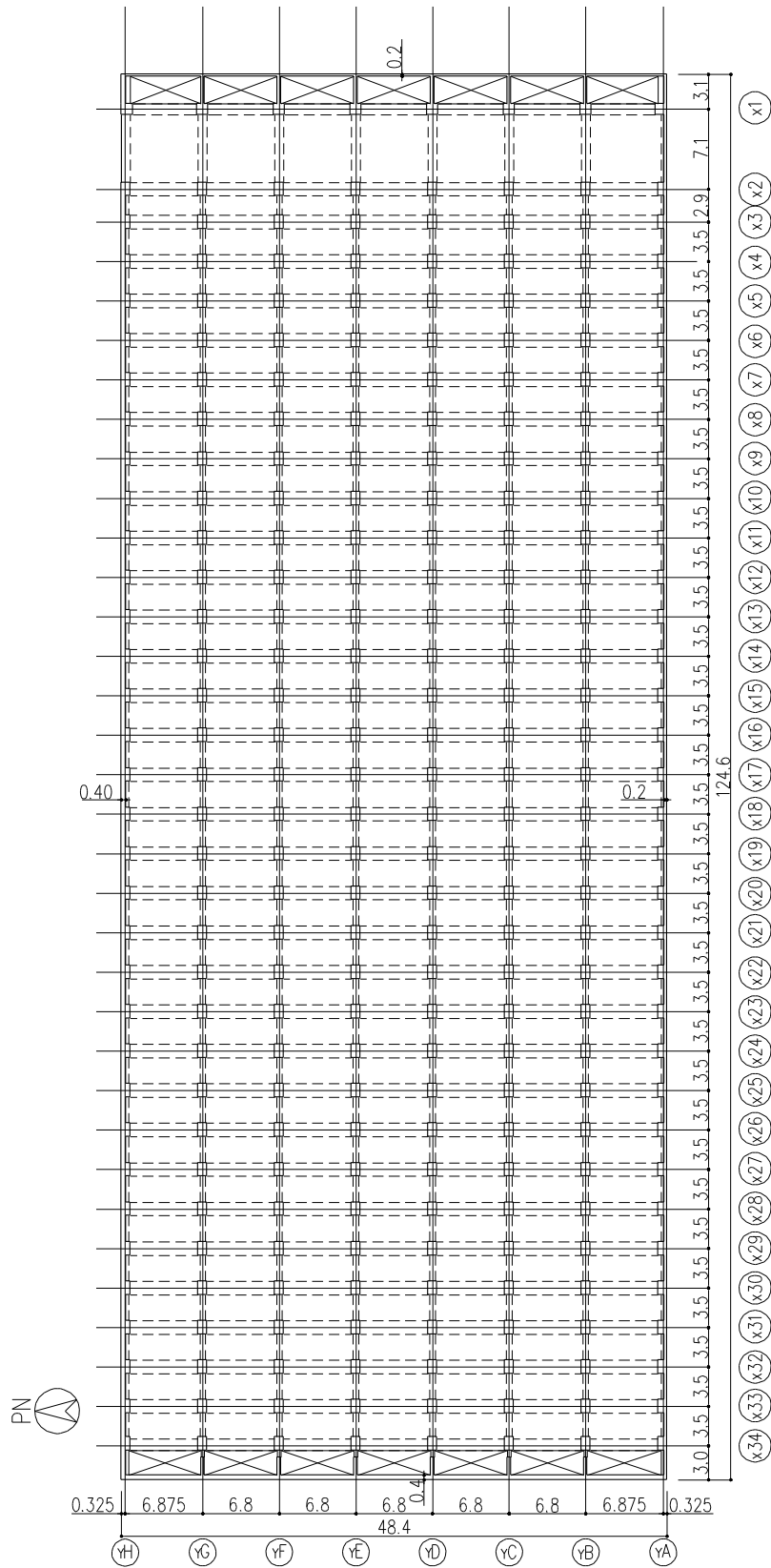
图一 2 地下 2 階平面图 (G.L. -8.7) (单位 : m)



图一 3 地下 1 階平面図 (G.L. -4.2) (单位 : m)



图一 4 地上1階平面図 (G.L. +0.3) (单位 : m)



图一五 地上2階平面図 (G. L. +4.7) (单位 : m)

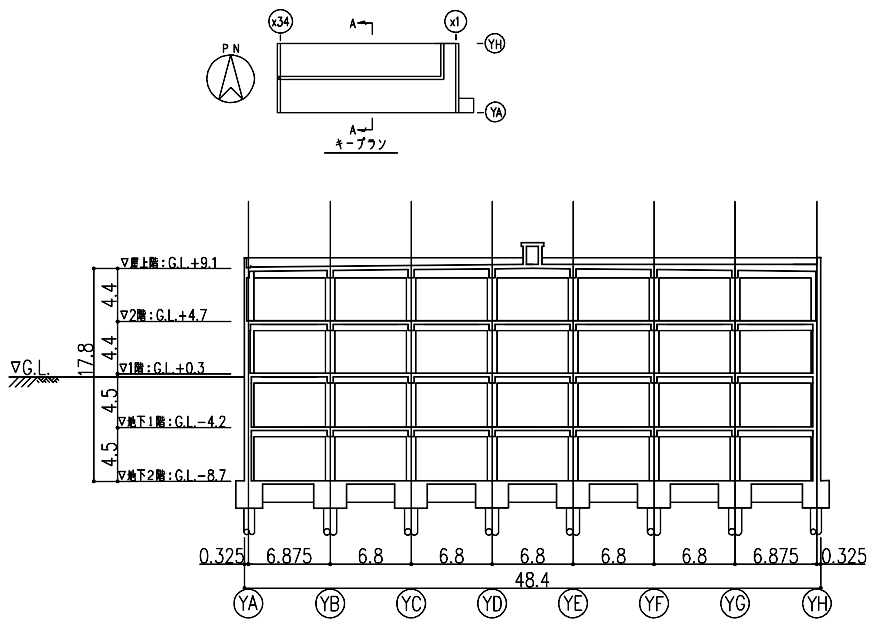


図-7 A-A断面図 (単位: m)

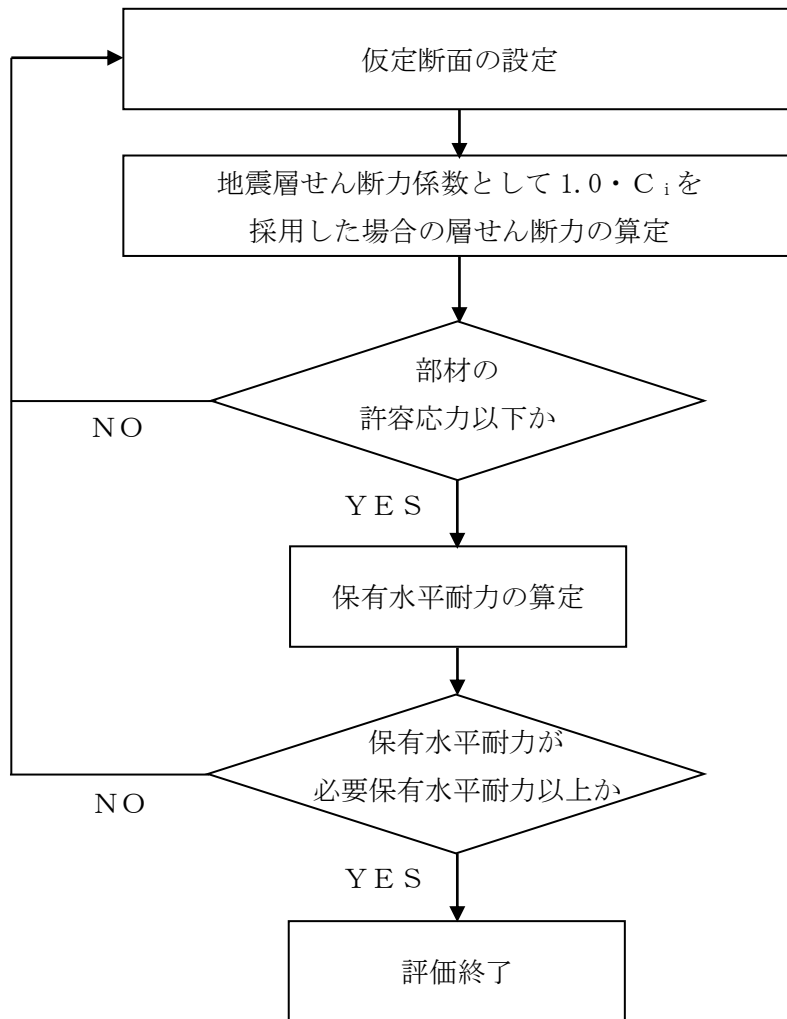


図-9 Cクラス施設としての建屋の耐震安全性評価手順

1.2 評価条件

1.2.1 使用材料並びに材料の許容応力度

貯蔵庫棟に用いる材料のうち、コンクリートは普通コンクリートとし、設計基準強度 F_c は 36N/mm^2 とする。鉄筋はSD295A、SD345及びSD390とする。杭は既製杭とし、杭径は 900ϕ 及び 1100ϕ とする。

各使用材料の許容応力度及び杭の許容支持力を表-1～表-3に示す。

表-1 コンクリートの許容応力度*

(単位： N/mm^2)

	長期		短期	
	圧縮	せん断	圧縮	せん断
$F_c = 36$	12	0.85	24	1.28

※：日本建築学会「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による。

表-2 鉄筋の許容応力度*

(単位： N/mm^2)

	長期		短期	
	引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD295A	195	195	295	295
SD345	D25 以下	195	345	345
	D29 以上			
SD390	D25 以下	195	390	390
	D29 以上			

※：日本建築学会「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による。

表-3 杭の許容支持力*

(単位： kN/本)

杭径 (mm)	杭長 (m)	長期	短期
900ϕ	11	5040	10080
1100ϕ	11	7170	14340
1100ϕ	13	7540	15080

※：許容支持力の算定方法は、別添-1による。

1.2.2 荷重及び荷重の組合せ

1.2.2.1 荷重

設計で考慮する荷重を以下に示す。

(1) 鉛直荷重 (V L)

鉛直荷重は、固定荷重、機器荷重、配管荷重及び積載荷重とする。

(2) 積雪荷重 (S N L)

積雪荷重は、建築基準法施行令第 86 条、福島県建築基準法施行細則第 19 条に準拠し以下の条件とする。

- ・積雪量：30 cm
- ・単位荷重：20 N/m²/cm

(3) 風荷重 (W L)

風荷重は、建築基準法施行令第 87 条、建設省告示第 1454 号に基づく速度圧及び風力係数を用いて算定する。

- ・基準風速：30 m/s
- ・地表面粗度区分：II

(4) 地震荷重 (S E L)

地震荷重は、発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針に準拠し、算定する際の基準面を地盤面として算定する。地上部分の水平地震力は下式により算定する。

$$Q_i = n \cdot C_i \cdot W_i$$
$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

ここで、

- Q_i ：地上部分の水平地震力 (kN)
- n ：施設の重要度分類に応じた係数 ($n=1.0$)
- C_i ：地震層せん断力係数
- W_i ：当該層以上の重量 (kN)
- Z ：地震地域係数 ($Z=1.0$)
- R_t ：振動特性係数 ($R_t=1.0$)
- A_i ：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数
- C_0 ：標準せん断力係数 ($C_0=0.2$)

地下部分の水平地震力は、下式により算定する。

$$P_k = n \cdot k \cdot W_k$$

ここで、

P_k : 地下部分の水平地震力 (kN)

n : 施設の重要度分類に応じた係数 ($n = 1.0$)

k : 水平震度 ($k = 0.1$)

W_k : 当該部分の固定荷重, 機器荷重, 配管荷重及び積載荷重の和 (kN)

水平地震力の算定結果を表-4に示す。

表-4 水平地震力の算定結果

G. L. (m)	当該層以上の重量 W_i (kN)	地震層せん断力係数 $1.0 \cdot C_i$	設計用地震力 (kN)
+9.10	105200	0.280	29500
+4.70	405200	0.200	81100
+0.30	710900	0.157 ($k=0.1$) ※	111700
-4.20	1020800	0.140 ($k=0.1$) ※	142600
-8.70			

※：() 内は地下部分の水平震度を示す。

1.2.2.2 荷重の組合せ

荷重の組合せについて表-5に示す。

表-5 荷重の組合せ

荷重状態	荷重ケース	荷重の組合せ	許容応力度
常時	A	$V L^{*1}$	長期
積雪時	B	$V L + S N L$	短期
地震時	C 1	$V L + S E L$ (W→E 方向)	
	C 2	$V L + S E L$ (E→W 方向)	
	C 3	$V L + S E L$ (S→N 方向)	
	C 4	$V L + S E L$ (N→S 方向)	
暴風時	D 1	$V L + W L$ (W→E 方向) *2	
	D 2	$V L + W L$ (E→W 方向) *2	
	D 3	$V L + W L$ (S→N 方向) *2	
	D 4	$V L + W L$ (N→S 方向) *2	

※1：鉛直荷重（VL）は固定荷重，機器荷重，配管荷重及び積載荷重を加え合わせたものである。

※2：風荷重（WL）は地震荷重（SEL）に比べて小さいため，荷重の組合せにおいては地震荷重によって代表させる。

図-10に暴風時と地震時の層せん断力の比較結果を示す。

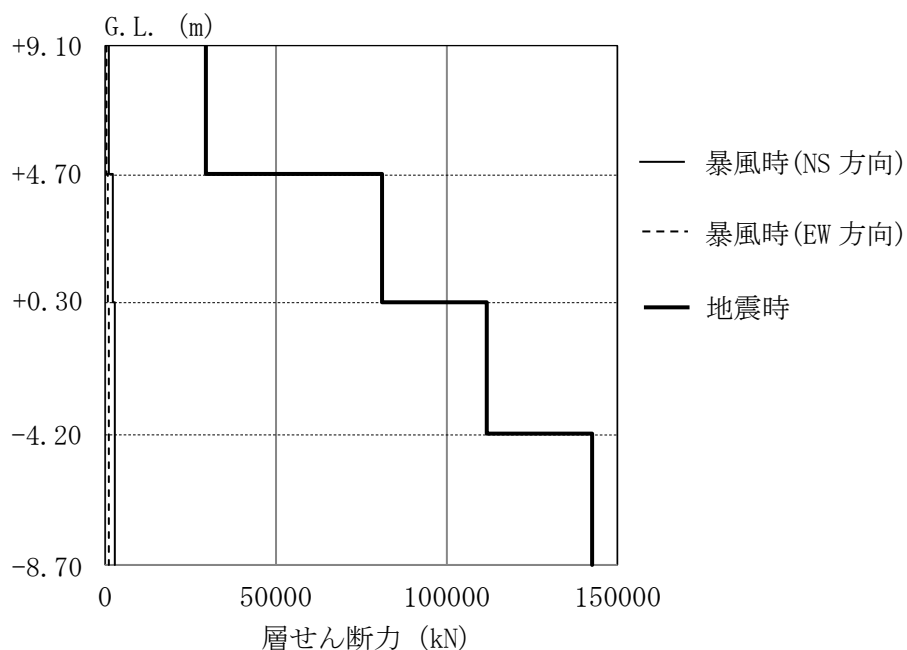


図-10 暴風時と地震時の層せん断力の比較結果

1.3 評価結果

上部構造の応力解析は、柱とはりを線材置換、耐震壁をエレメント置換とした立体フレームモデルにより行う。

図-11に解析モデルを示す。解析モデルに鉛直荷重、積雪荷重及び地震荷重を作用させ、これらの荷重に対して建屋が耐えうるように柱はり及び耐震壁を設計する。

各部材は、曲げ、せん断及び軸変形を考慮する。杭については、最下層の節点位置に杭頭ばねとして考慮する。

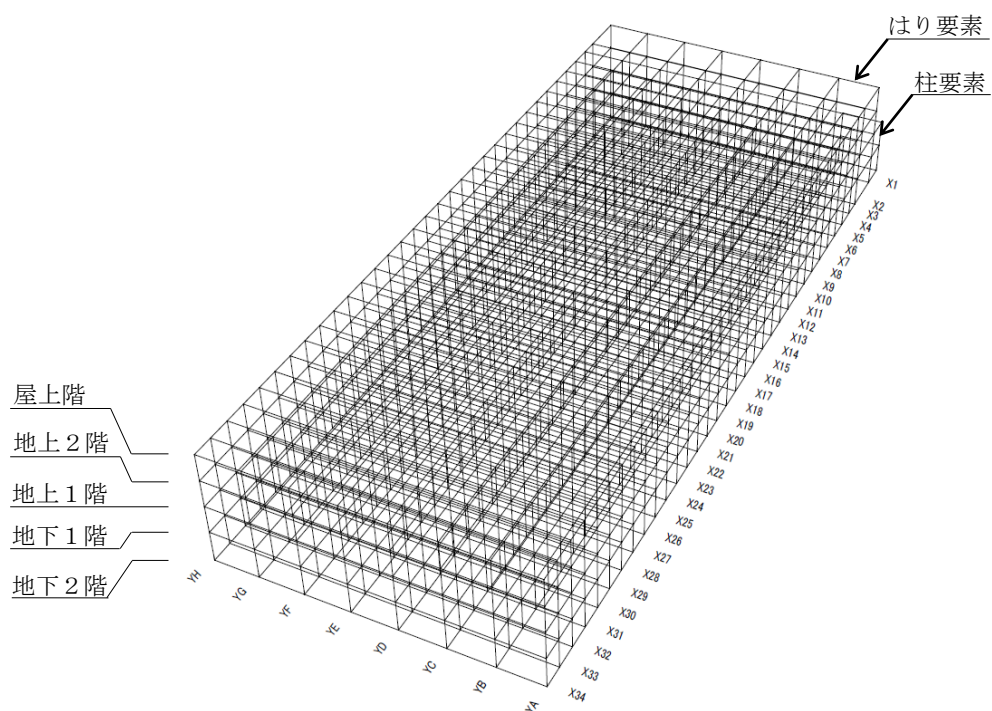


図-11 解析モデル図

1.3.1 耐震壁の評価結果

検討により求められた耐震壁の作用応力を許容応力と比較し、検定比が最大となる部位を表-6に示し、配筋図を図-12に示す。

これより、耐震壁の作用応力は、許容応力以下であることを確認した。

表-6 耐震壁の作用応力と許容応力

検討箇所	断面	荷重ケース	応力	作用応力 (kN)	許容応力 (kN)	検定比
地下1階 YH通り X17~X18 通り間	壁厚 650mm タテ, ヨコ共 屋内側 D16@200 屋外側 D19@200	地震時 C1	せん断力	1878	3283	0.58

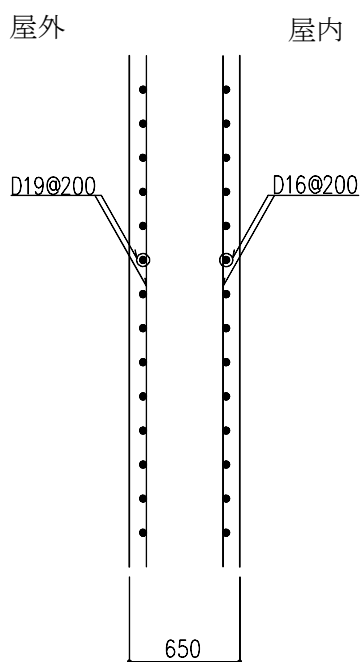


図-12 耐震壁の配筋図 (地下1階, YH通り X17~X18 通り間) (単位: mm)

1.3.2 ラーメン構造部の評価結果

検討により求められたラーメン構造部の作用応力を許容応力と比較し、検定比が最大となる部位を表-7及び表-8に示し、配筋図を図-13から図-16に示す。

これより、各部材の作用応力は、許容応力以下であることを確認した。

表-7 大ばりの作用応力と許容応力

検討箇所	断面 (単位: mm)	荷重 ケース	応力	作用応力	許容応力	検定比
地下1階 YC通り X33~X34 通り間	B×D =500×800 主筋上端 6-D32 主筋下端 3-D32 あばら筋 3-D16@125 (端部)	常時 A	曲げモーメント	242 kN・m	274 kN・m	0.89
			せん断力	322 kN	457 kN	0.71
屋上階 X3通り YD~YE 通り間	B×D =500×800 主筋上端 5-D29 主筋下端 3-D29 あばら筋 3-D13@200 (端部)	地震時 C3	曲げモーメント	491 kN・m	723 kN・m	0.68
			せん断力	335 kN	440 kN	0.77

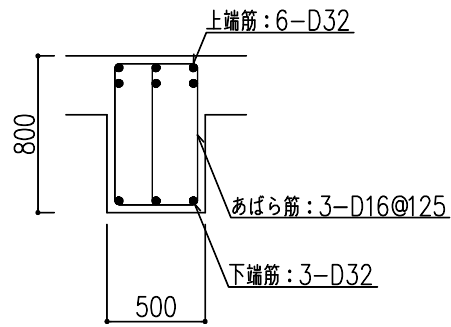


図-13 大ばりの配筋図（地下1階，YC通り X33～X34通り間，端部）（単位：mm）

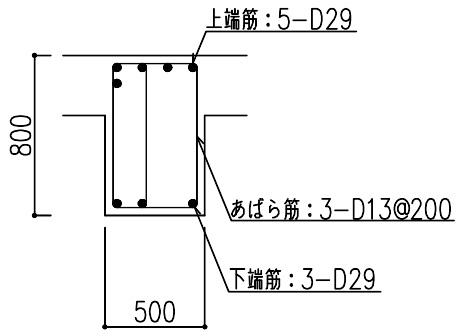


図-14 大ばりの配筋図（屋上階，X3通り YD～YE通り間，端部）（単位：mm）

表-8 柱の作用応力と許容応力

検討箇所	断面 (単位: mm)	荷重 ケース	応力	作用応力	許容応力	検定比
地下2階 X34/YC 通り	B×D =800×1200 主筋 32-D38 帯筋 2-D16@100 (柱脚部)	常時 A	曲げモーメント	1500 kN・m	2370 kN・m	0.64
			せん断力	395 kN	637 kN	0.63
地下2階 X3/YF 通り	B×D =1200×800 主筋 18-D38 帯筋 7-D13@100 (柱脚部)	地震時 C3	曲げモーメント	1375 kN・m	2638 kN・m	0.53
			せん断力	957 kN	1688 kN	0.57

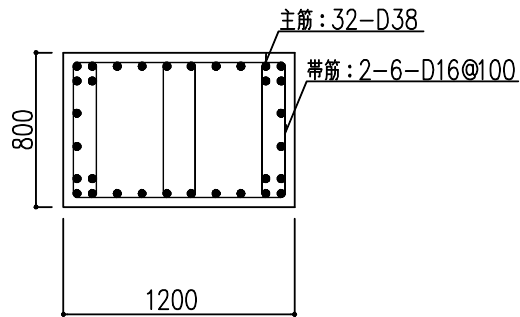


図-15 柱の配筋図 (地下2階, X34/YC 通り, 柱脚部) (単位: mm)

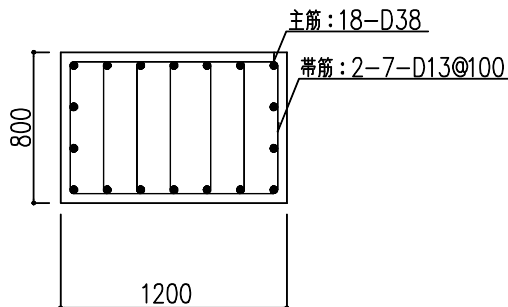


図-16 柱の配筋図 (地下2階, X3/YF 通り, 柱脚部) (単位: mm)

1.3.3 杭の評価結果

検討により求められた杭に作用する鉛直力と許容支持力を比較し、検定比が最大となる部位を表-9に示す。

これより、杭の鉛直力が許容支持力以下であることを確認した。

表-9 杭の鉛直力と許容支持力

検討箇所	断面	荷重ケース	鉛直力 (kN)	許容支持力 (kN)	検定比
X34/YE 通り	杭径 900mm	常時 A	4152	5040	0.83
X8/YH 通り	杭径 900mm	地震時 C 3	5119	10080	0.51

また、杭の作用応力を許容応力と比較し、検定比が最大となる部位を表-10に示す。

これより、杭の作用応力が許容応力以下であることを確認した。

表-10 杭の作用応力と許容応力

検討箇所	断面	荷重ケース	応力	作用応力	許容応力	検定比
X1/YH 通り	杭径 900mm	地震時 C 4	曲げモーメント	1035kN・m	3320 kN・m	0.32
			せん断力	563 kN	3391 kN	0.17

1.4 保有水平耐力の検討

保有水平耐力 (Q_u) が、必要保有水平耐力 (Q_{un}) 以上であることを確認する。

各層の保有水平耐力は、建築基準法・同施行令第82条の3及び平成19年国土交通省告示第594号に基づき算出する。各層の必要保有水平耐力と保有水平耐力の算定結果を表-11に示す。

これより、貯蔵庫棟は必要保有水平耐力以上の保有水平耐力を有していることを確認した。

表-11 必要保有水平耐力と保有水平耐力の比較

(1) EW 方向

G. L. (m)	必要保有水平耐力 Q_{un} (kN)	保有水平耐力 Q_u (kN)	安全余裕 $\frac{Q_u}{Q_{un}}$
+4.70~+9.10	81070	98641	1.21
+0.30~+4.70	222860	271164	1.21
-4.20~+0.30	306955	373487	1.21
-8.70~-4.20	392150	477148	1.21

(2) NS 方向

G. L. (m)	必要保有水平耐力 Q_{un} (kN)	保有水平耐力 Q_u (kN)	安全余裕 $\frac{Q_u}{Q_{un}}$
+4.70~+9.10	58960	70968	1.20
+0.30~+4.70	162080	195089	1.20
-4.20~+0.30	223240	268705	1.20
-8.70~-4.20	285200	343284	1.20

1.5 まとめ

耐震壁，ラーメン構造部及び杭について，作用応力が許容応力以下であることを確認した。

保有水平耐力について，必要保有水平耐力以上の保有水平耐力を有していることを確認した。

以上より，貯蔵庫棟の耐震安全性を確認した。

2. 付帯設備棟の耐震性評価

2.1 評価方針

付帯設備棟は、鉄筋コンクリート造の地下2階地上2階塔屋1階で、平面が27.1m (EW) ×33.15m (NS) であり、地上高さは15.4mである。

付帯設備棟は杭を介して G.L. -21m~-18m に位置する N 値 50 以上の富岡層（泥岩）に支持させる。付帯設備棟の杭配置図、平面図及び断面図を図-17~図-25に示す。

付帯設備棟に加わる地震時の水平力は、耐震壁及び柱とはりからなるラーメン構造で負担する。耐震性の評価は、地震層せん断力係数として $1.0 \cdot C_i$ を採用した場合の当該部位の応力に対して行う。付帯設備棟の評価手順を図-26に示す。

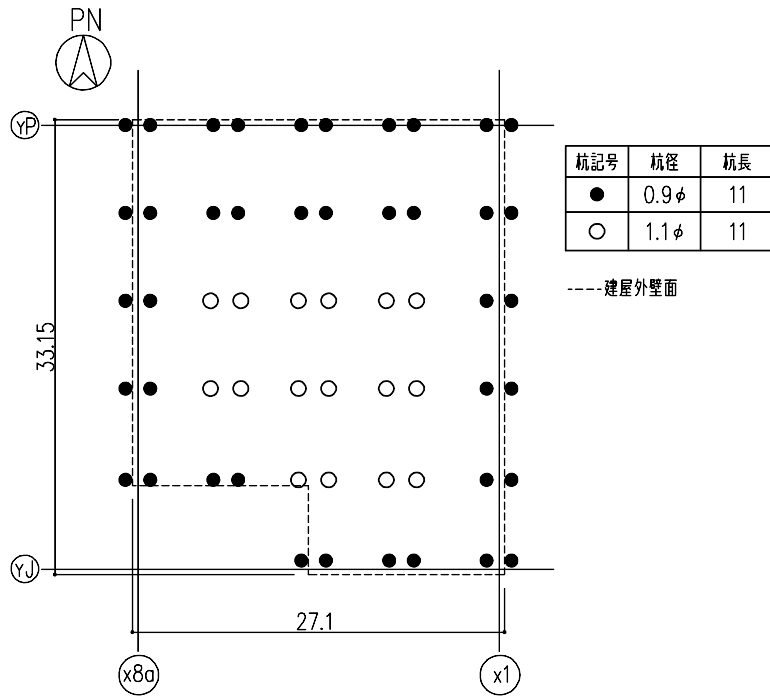


図-17 杭配置図 (G.L. -11.0) (単位 : m)

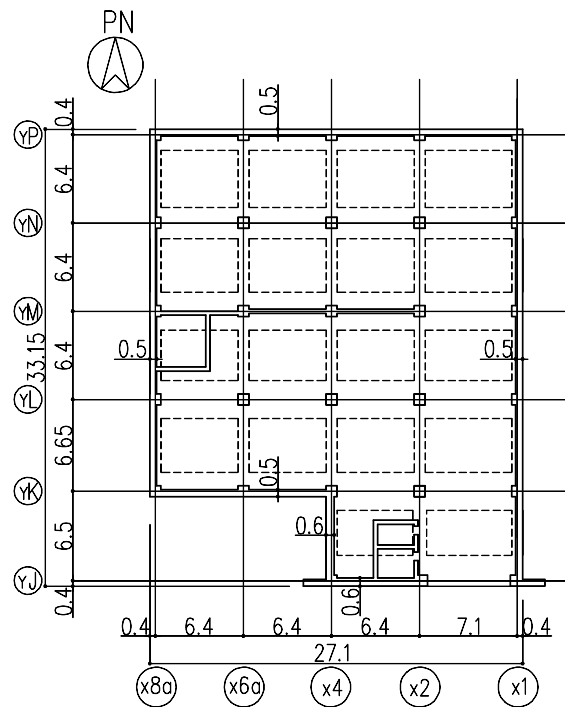


図-18 地下2階平面図 (G.L. -8.7) (単位 : m)

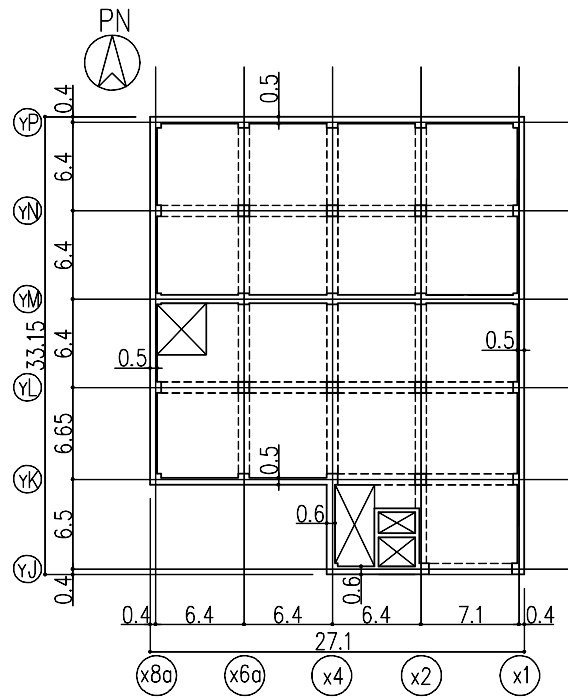


图-19 地下1階平面図 (G.L. -4.2) (单位 : m)

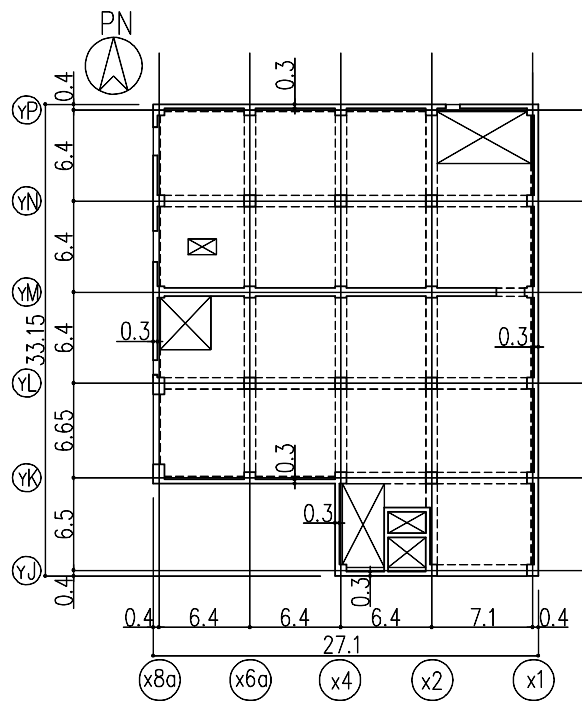


图-20 地上1階平面図 (G.L. +0.3) (单位 : m)

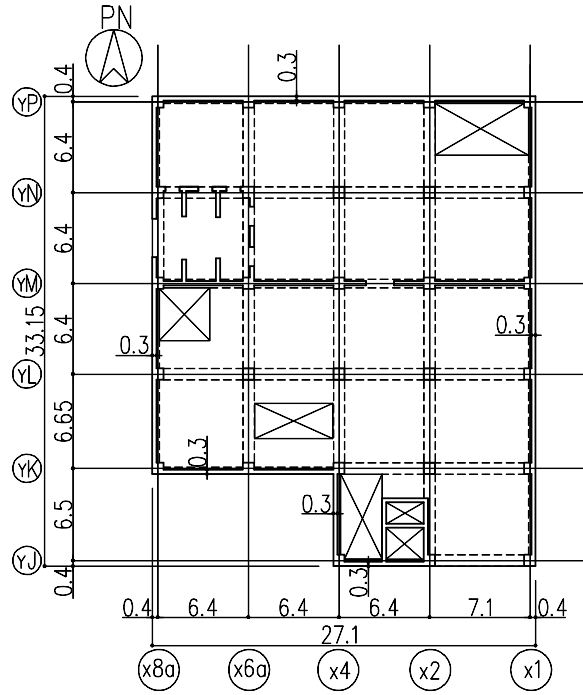


图-21 地上2階平面図 (G.L.+4.7) (单位:m)

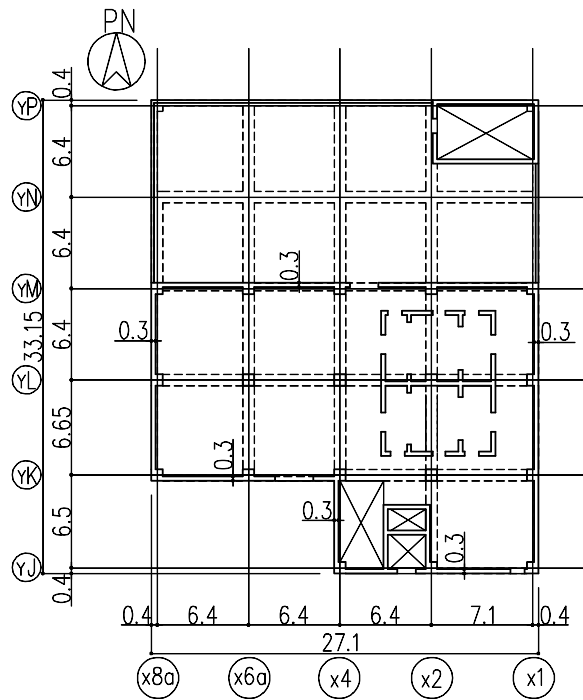


图-22 塔屋階平面図 (G.L.+11.0) (单位:m)

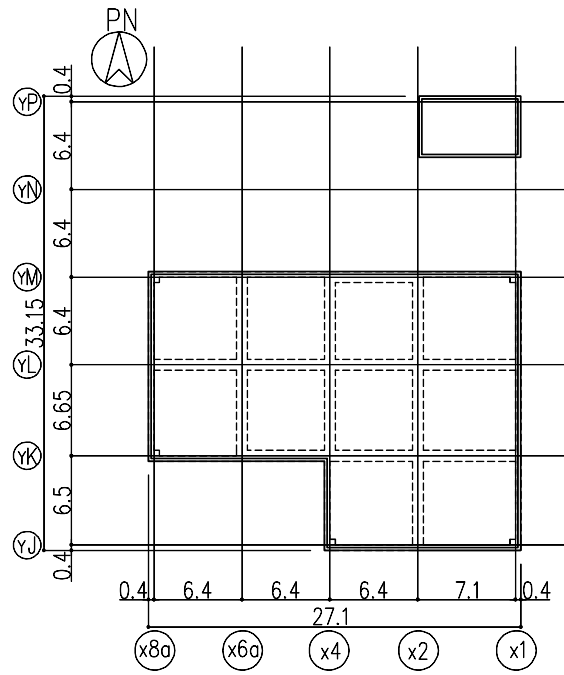


图-23 屋上階平面図 (G. L. +15.4) (单位: m)

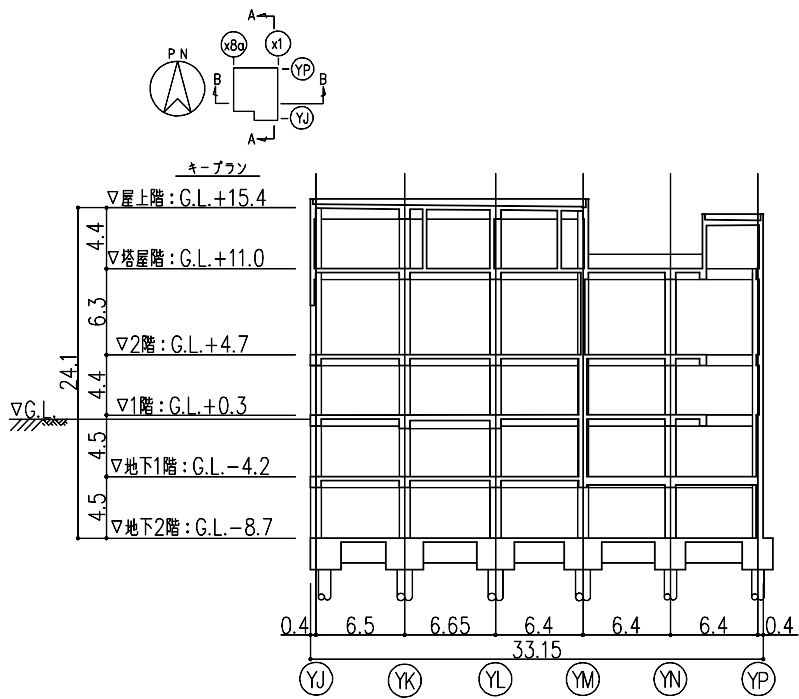


図-24 A-A断面図 (単位: m)

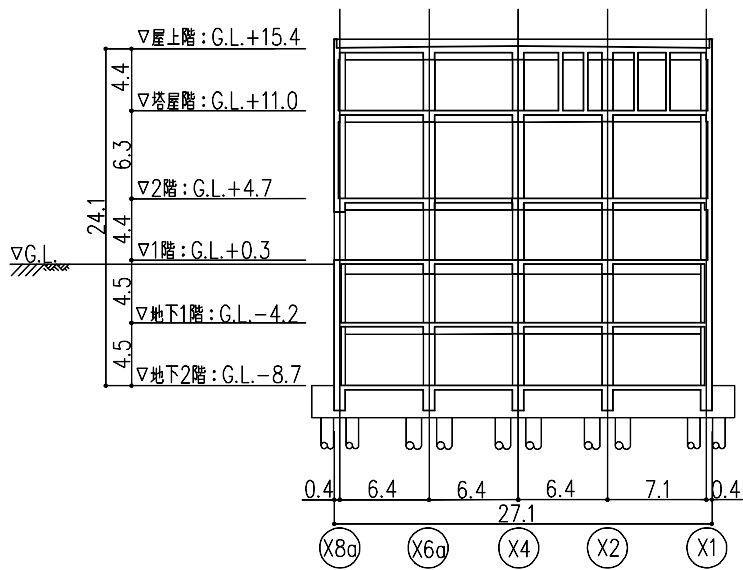


図-25 B-B断面図 (単位: m)

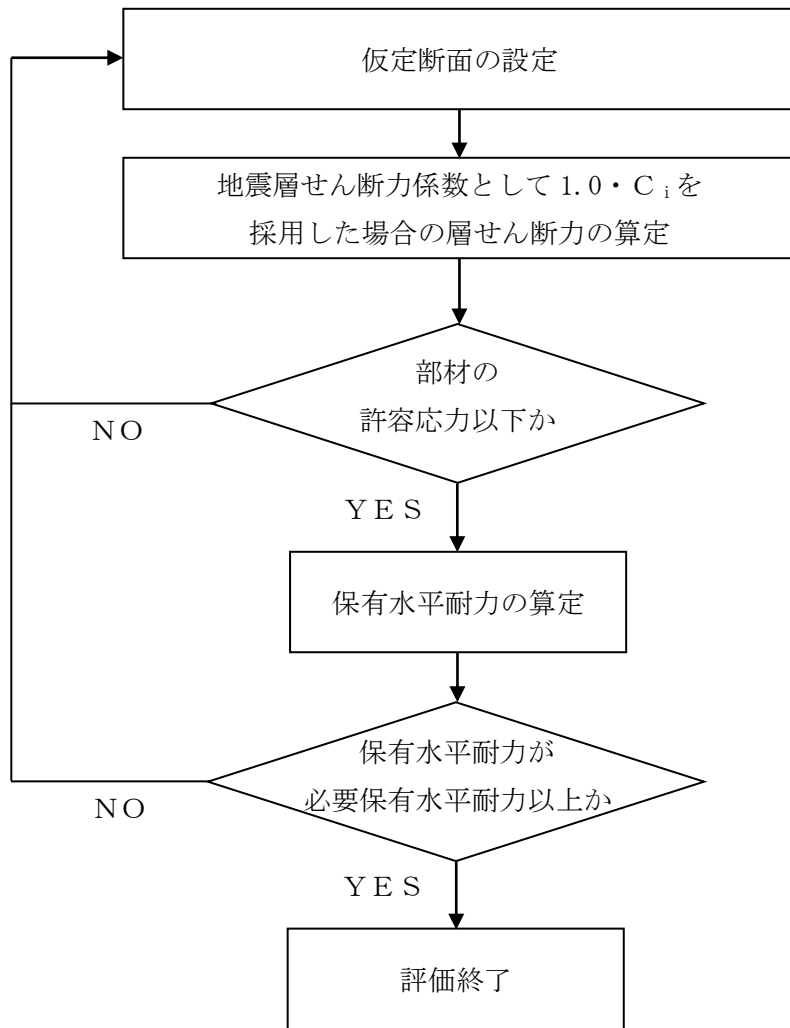


図-26 Cクラス施設としての建屋の耐震安全性評価手順

2.2 評価条件

2.2.1 使用材料並びに材料の許容応力度

付帯設備棟に用いる材料のうち、コンクリートは普通コンクリートとし、設計基準強度 F_c は 36N/mm^2 とする。鉄筋は SD295A, SD345 及び SD390 とする。杭は既製杭とし、杭径は 900ϕ 及び 1100ϕ とする。

各使用材料の許容応力度及び杭の許容支持力を表-12～表-14に示す。

表-12 コンクリートの許容応力度*

(単位: N/mm^2)

	長期		短期	
	圧縮	せん断	圧縮	せん断
$F_c = 36$	12	0.85	24	1.28

※: 日本建築学会「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による。

表-13 鉄筋の許容応力度*

(単位: N/mm^2)

	長期		短期	
	引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD295A	195	195	295	295
SD345	D25 以下	195	345	345
	D29 以上			
SD390	D25 以下	195	390	390
	D29 以上			

※: 日本建築学会「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による。

表-14 杭の許容支持力*

(単位: kN/本)

杭径 (mm)	杭長 (m)	長期	短期
900ϕ	11	5040	10080
1100ϕ	11	7170	14340

※: 許容支持力の算定方法は、別添-1による。

2.2.2 荷重及び荷重の組合せ

2.2.2.1 荷重

設計で考慮する荷重を以下に示す。

(1) 鉛直荷重 (V L)

鉛直荷重は、固定荷重、機器荷重、配管荷重及び積載荷重とする。

(2) 積雪荷重 (S N L)

積雪荷重は、建築基準法施行令第 86 条及び福島県建築基準法施行細則第 19 条に準拠し以下の条件とする。

- ・積雪量：30 cm
- ・単位荷重：20 N/m²/cm

(3) 風荷重 (W L)

風荷重は、建築基準法施行令第 87 条、建設省告示第 1454 号に基づく速度圧及び風力係数を用いて算定する。

- ・基準風速：30 m/s
- ・地表面粗度区分：II

(4) 地震荷重 (S E L)

地震荷重は、発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針に準拠し、算定する際の基準面を地盤面として算定する。地上部分の水平地震力は下式により算定する。

$$Q_i = n \cdot C_i \cdot W_i$$

$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

ここで、

- Q_i ：地上部分の水平地震力 (kN)
- n ：施設の重要度分類に応じた係数 ($n=1.0$)
- C_i ：地震層せん断力係数
- W_i ：当該層以上の重量 (kN)
- Z ：地震地域係数 ($Z=1.0$)
- R_t ：振動特性係数 ($R_t=1.0$)
- A_i ：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数
- C_0 ：標準せん断力係数 ($C_0=0.2$)

地下部分の水平地震力は、下式により算定する。

$$P_k = n \cdot k \cdot W_k$$

ここで、

P_k : 地下部分の水平地震力 (kN)

n : 施設の重要度分類に応じた係数 ($n = 1.0$)

k : 水平震度 ($k = 0.1$)

W_k : 当該部分の固定荷重, 機器荷重, 配管荷重及び積載荷重の和 (kN)

水平地震力の算定結果を表-15に示す。

表-15 水平地震力の算定結果

G. L. (m)	当該層以上の重量 W_i (kN)	地震層せん断力係数 $1.0 \cdot C_i$	設計用地震力 (kN)
+15.40	9500	0.334	3200
+11.00	30200	0.243	7400
+4.70	49400	0.200	9900
+0.30	71100	0.169 ($k=0.1$) ※	12100
-4.20	92900	0.153 ($k=0.1$) ※	14300
-8.70			

※：() 内は地下部分の水平震度を示す。

2.2.2.2 荷重の組合せ

荷重の組合せについて表-16に示す。

表-16 荷重の組合せ

荷重状態	荷重ケース	荷重の組合せ	許容応力度
常時	A	VL ^{※1}	長期
積雪時	B	VL + SNL	短期
地震時	C1	VL + SEL (W→E 方向)	
	C2	VL + SEL (E→W 方向)	
	C3	VL + SEL (S→N 方向)	
	C4	VL + SEL (N→S 方向)	
暴風時	D1	VL + WL (W→E 方向) ^{※2}	
	D2	VL + WL (E→W 方向) ^{※2}	
	D3	VL + WL (S→N 方向) ^{※2}	
	D4	VL + WL (N→S 方向) ^{※2}	

※1：鉛直荷重 (VL) は固定荷重，機器荷重，配管荷重及び積載荷重を加え合わせたものである。

※2：風荷重 (WL) は地震荷重 (SEL) に比べて小さいため，荷重の組合せにおいては地震荷重によって代表させる。

図-27に暴風時と地震時の層せん断力の比較結果を示す。

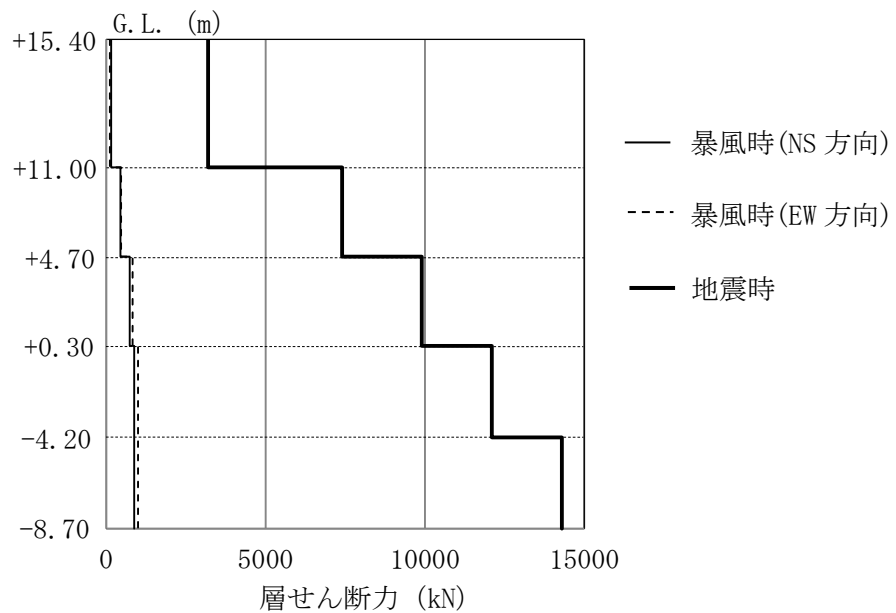


図-27 暴風時と地震時の層せん断力の比較結果

2.3.1 耐震壁の評価結果

検討により求められた耐震壁の作用応力を許容応力と比較し、検定比が最大となる部位を表-17に示し、配筋図を図-29に示す。

これより、耐震壁の作用応力は、許容応力以下であることを確認した。

表-17 耐震壁の作用応力と許容応力

検討箇所	断面	荷重ケース	応力	作用応力 (kN)	許容応力 (kN)	検定比
1階 YM通り X1~X2 通り間	壁厚 600mm タテ, ヨコ共 2-D16@200	地震時 C1	せん断力	1460	2841	0.52

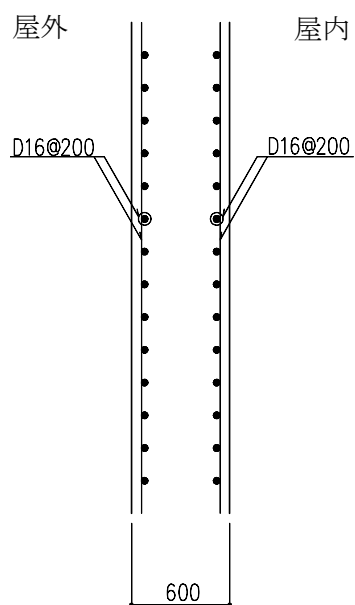


図-29 耐震壁の配筋図 (1階, YM通り X1~X2通り間) (単位: mm)

2.3.2 ラーメン構造部の評価結果

検討により求められたラーメン構造部の作用応力を許容応力と比較し、検定比が最大となる部位を表-18及び表-19に示し、配筋図を図-30から図-33に示す。

これより、各部材の作用応力は、許容応力以下であることを確認した。

表-18 大ばりの作用応力と許容応力

検討箇所	断面 (単位:mm)	荷重 ケース	応力	作用応力	許容応力	検定比
屋上階 X2 通り YK~YL 通り間	B×D =800×800 主筋上端 5-D29 主筋下端 4-D29 あばら筋 3-D13@200 (端部)	常時 A	曲げモーメント	342 kN・m	370 kN・m	0.93
			せん断力	251 kN	459 kN	0.55
2階 X8a 通り YM~YN 通り間	B×D =800×800 主筋上端 5-D38 主筋下端 4-D38 あばら筋 4-D13@150 (端部)	地震時 C3	曲げモーメント	725 kN・m	1274 kN・m	0.57
			せん断力	461 kN	679 kN	0.68

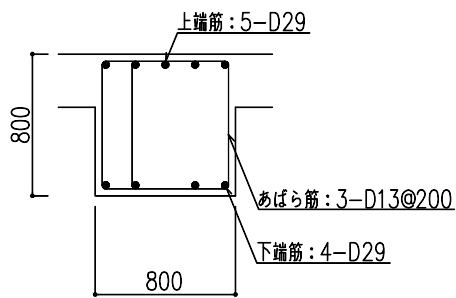


図-30 大ばりの配筋図（屋上階，X2 通り YK～YL 通り間，端部）（単位：mm）

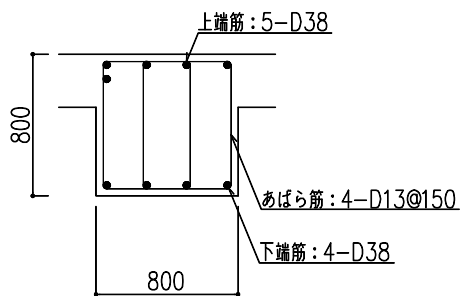


図-31 大ばりの配筋図（2階，X8a 通り YM～YN 通り間，端部）（単位：mm）

表-19 柱の作用応力と許容応力

検討箇所	断面 (単位:mm)	荷重 ケース	応力	作用応力	許容応力	検定比
地下2階 X6a/YP 通り	B×D =800×800 主筋 12-D38 帯筋 3-D13@100 (柱頭部)	常時 A	曲げモーメント	604 kN・m	775 kN・m	0.78
			せん断力	513 kN	585 kN	0.88
地下2階 X4/YP 通り	B×D =800×800 主筋 12-D38 帯筋 3-D13@100 (柱頭部)	地震時 C4	曲げモーメント	662 kN・m	1573 kN・m	0.43
			せん断力	618 kN	857 kN	0.73

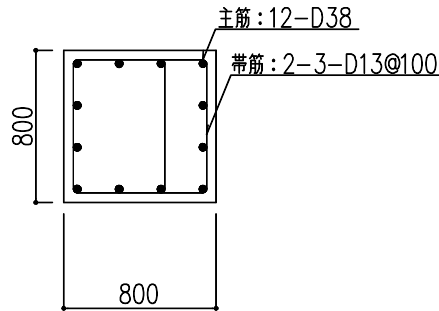


図-32 柱の配筋図 (地下2階, X6a/YP 通り, 柱頭部) (単位:mm)

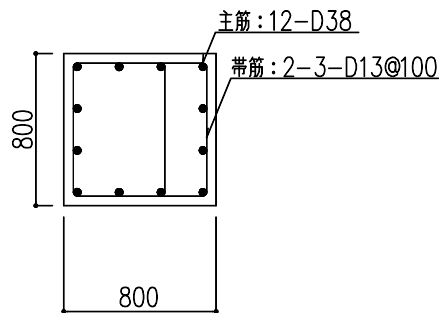


図-33 柱の配筋図 (地下2階, X4/YP 通り, 柱頭部) (単位:mm)

2.3.3 杭の評価結果

検討により求められた杭に作用する鉛直力と許容支持力を比較し、検定比が最大となる部位を表-20に示す。

これより、杭の鉛直力が許容支持力以下であることを確認した。

表-20 杭の鉛直力と許容支持力

検討箇所	断面	荷重ケース	鉛直力 (kN)	許容支持力 (kN)	検定比
X6a/YN 通り	杭径 900mm	常時 A	2889	5040	0.58
X1/YJ 通り	杭径 900mm	地震時 C 4	3703	10080	0.37

また、杭の作用応力を許容応力と比較し、検定比が最大となる部位を表-21に示す。

これより、杭の作用応力が許容応力以下であることを確認した。

表-21 杭の作用応力と許容応力

検討箇所	断面	荷重ケース	応力	作用応力	許容応力	検定比
X1/YP 通り	杭径 900mm	地震時 C 2	曲げモーメント	573kN・m	2760 kN・m	0.21
			せん断力	332 kN	2876 kN	0.12

2.4 保有水平耐力の検討

保有水平耐力 (Q_u) が、必要保有水平耐力 (Q_{un}) 以上であることを確認する。

各層の保有水平耐力は、建築基準法・同施行令第82条の3及び平成19年国土交通省告示第594号に基づき算出する。各層の必要保有水平耐力と保有水平耐力の算定結果を表-22に示す。

これより、付帯設備棟は必要保有水平耐力以上の保有水平耐力を有していることを確認した。

表-22 必要保有水平耐力と保有水平耐力の比較

(1) EW 方向

G.L. (m)	必要保有水平耐力 Q_{un} (kN)	保有水平耐力 Q_u (kN)	安全余裕 $\frac{Q_u}{Q_{un}}$
+11.00~+15.40	8745	10694	1.22
+4.70~+11.00	20185	24685	1.22
+0.30~ +4.70	27170	33227	1.22
-4.20~ +0.30	37212	45507	1.22
-8.70~ -4.20	41353	50572	1.22

(2) NS 方向

G.L. (m)	必要保有水平耐力 Q_{un} (kN)	保有水平耐力 Q_u (kN)	安全余裕 $\frac{Q_u}{Q_{un}}$
+11.00~+15.40	8745	10691	1.22
+4.70~+11.00	20185	24678	1.22
+0.30~ +4.70	40755	49826	1.22
-4.20~ +0.30	33165	40547	1.22
-8.70~ -4.20	39160	47876	1.22

2.5 まとめ

耐震壁，ラーメン構造部及び杭について，作用応力が許容応力以下であることを確認した。

保有水平耐力について，必要保有水平耐力以上の保有水平耐力を有していることを確認した。

以上より，付帯設備棟の耐震安全性を確認した。

3. 別添

別添－1 杭の許容支持力の算定に関する説明書

別添－2 耐震Bクラス相当の地震力に対する参考評価について

杭の許容支持力の算定に関する説明書

1. 杭の許容支持力の算定

1.1 設計方針

杭は外殻鋼管付コンクリート杭（以下、SC杭という）を使用し、杭工法はハイエフビー（HiFB）工法（先端地盤：粘土質地盤）（国住指第1823-1号、平成19年10月5日、認定番号：TACP-0259）とする。

杭の許容支持力は、平成13年国土交通省告示第1113号に従い地盤の許容支持力又は杭の許容耐力のうちいずれか小さい値とする。

1.2 使用材料

SC杭に使用するコンクリートは $F_c 105 \text{ N/mm}^2$ 、鋼管はSKK490とする。杭の諸元を表-1及び表-2に示す。

表-1 杭の諸元（貯蔵庫棟）

杭径 (mm)	杭長 ^{※1} (m)	コンクリートの 設計基準強度 F_c (N/mm ²)	鋼管の 基準強度 F (N/mm ²)	板厚 ^{※2} t (mm)	鋼管厚 t_s (mm)
900	11.0	105	325	120	14
1100	11.0	105	325	140	12
1100	13.0	105	325	140	16

※1：杭長は全長を示す。

※2：板厚 t は、鋼管厚 t_s を含む値

表-2 杭の諸元（付帯設備棟）

杭径 (mm)	杭長 ^{※1} (m)	コンクリートの 設計基準強度 F_c (N/mm ²)	鋼管の 基準強度 F (N/mm ²)	板厚 ^{※2} t (mm)	鋼管厚 t_s (mm)
900	11.0	105	325	120	12
1100	11.0	105	325	140	12

※1：杭長は全長を示す。

※2：板厚 t は、鋼管厚 t_s を含む値

1.3 杭の許容支持力

1.3.1 地盤から決まる許容支持力

地盤から求まる許容支持力は、平成13年国土交通省告示第1113号に従い算定する。

- (1) 長期に生じる力に対する地盤の許容支持力

$$R_a = \frac{1}{3} \cdot \left\{ \alpha \cdot \bar{N} \cdot A_p + (\beta \cdot \bar{N}_s \cdot L_s + \gamma \cdot \bar{q}_u \cdot L_c) \cdot \phi \right\} \text{ (kN)}$$

- (2) 短期に生じる力に対する地盤の許容支持力

$$R_a = \frac{2}{3} \cdot \left\{ \alpha \cdot \bar{N} \cdot A_p + (\beta \cdot \bar{N}_s \cdot L_s + \gamma \cdot \bar{q}_u \cdot L_c) \cdot \phi \right\} \text{ (kN)}$$

ここで、

α : くい先端支持力係数 ($\alpha = 315$)

β : 砂質地盤におけるくい周面摩擦力係数 ($\beta = 6.2$)

γ : 粘性土地盤におけるくい周面摩擦力係数 ($\gamma = 0.8$)

\bar{N} : 基礎ぐいの先端より下方に $1 D_1$ (D_1 : 基礎ぐい先端部の直径), 上方に $1 D_1$ の間の地盤の標準貫入試験による打撃回数の平均値 (回)
ただし, \bar{N} が 60 を超える場合は 60 とする。

A_p : 基礎ぐい先端の有効断面積 (m^2)

$$A_p = \pi \cdot D_1^2 / 4$$

\bar{N}_s : 基礎ぐいの周囲の地盤のうち砂質地盤の標準貫入試験による打撃回数の平均値 (回)

ただし, \bar{N}_s が 30 を超える場合は 30 とする。

\bar{q}_u : 基礎ぐいの周囲の地盤のうち粘土質地盤の一軸圧縮強度の平均値 (kN/m^2)

ただし, \bar{q}_u が 200 を超える場合は 200 とする。

L_s : 基礎ぐいの周囲の地盤のうち砂質地盤に接する有効長さの合計 (m)

有効長さは根固め部上端より上の地盤についての長さとする。

L_c : 基礎ぐいの周囲の地盤のうち粘土質地盤に接する有効長さの合計 (m)

有効長さは根固め部上端より上の地盤についての長さとする。

ϕ : 基礎ぐい周囲の有効長さ (m)

$$\phi = \pi \cdot D_1$$

1.3.2 杭材から決まる許容耐力

杭材から求まる許容耐力は、平成13年国土交通省告示第1113号に従い算定する。

- (1) 長期に生じる力に対する杭材の許容耐力

$$N_a = L f_c \cdot A_e \cdot (1 - \alpha_1 - \alpha_2) \text{ (kN)}$$

- (2) 短期に生じる力に対する杭材の許容耐力

$$N_a = s f_c \cdot A_e \cdot (1 - \alpha_1 - \alpha_2) \text{ (kN)}$$

ここで、

$L f_c$: コンクリートの長期許容圧縮応力度 (kN/m²)

$s f_c$: コンクリートの短期許容圧縮応力度 (kN/m²)

A_e : SC杭の換算断面積 (m²)

α_1 : 継手による低減係数 (継手1ヶ所について0.05)

α_2 : 細長比による低減係数 ($\alpha_2 = (L/d - 85)/100$)

L : 杭長 (m)

d : 杭径 (m)

耐震Bクラス相当の地震力に対する参考評価について

貯蔵庫棟及び付帯設備棟について、参考評価として、耐震Bクラス相当の地震力（ $1.5 \cdot C_i$ ）に対する耐震安全性を確認した。

以下に、耐震壁、ラーメン構造部及び杭の評価結果のうち、検定比が最大となる部材の断面検討結果を示す。

貯蔵庫棟の断面検討結果を表-1に、付帯設備棟の断面検討結果を表-2に示す。

これより、耐震Bクラス相当の地震力に対して、作用応力が許容応力以下であることを確認した。

表-1 耐震Bクラス相当の地震力に対する断面検討結果（大ばり，貯蔵庫棟）

検討箇所	断面 (単位: mm)	荷重 ケース	応力	作用応力	許容応力	検定比
屋上階 X3 通り YD~YE 通り間	B×D =500×800 主筋上端 5-D29 主筋下端 3-D29 あばら筋 3-D13@200 (端部)	地震時 C3	曲げモーメント	579 kN・m	723 kN・m	0.81
			せん断力	379 kN	421 kN	0.91

表-2 耐震Bクラス相当の地震力に対する断面検討結果（大ばり，付帯設備棟）

検討箇所	断面 (単位: mm)	荷重 ケース	応力	作用応力	許容応力	検定比
2階 X8a 通り YM~YN 通り間	B×D =800×800 主筋上端 5-D38 主筋下端 4-D38 あばら筋 4-D13@150 (端部)	地震時 C3	曲げモーメント	924 kN・m	1274 kN・m	0.73
			せん断力	566 kN	679 kN	0.84

固体廃棄物貯蔵庫第１０棟の耐震クラスの位置付けについて

固体廃棄物貯蔵庫第１０棟については、廃炉作業で発生する瓦礫類のうち、比較的線量の低い瓦礫類を保管する施設（耐震Ｃクラス施設）であるが、屋外一時保管のリスク低減の観点から、一時的にその耐震クラスを設定する上での判定値（ $50\mu\text{Sv/事象}$ ）を超えると評価される表面線量率の廃棄物を保管する。それらの表面線量率の廃棄物については、一時的な保管期間を経過後、固体廃棄物貯蔵庫第１１棟以降に移送し、将来的には耐震Ｃクラスの判定値（ $50\mu\text{Sv/事象未満}$ ）相当の廃棄物のみを保管する運用とする。

1. 安全機能喪失による公衆への放射線影響の程度について

将来的運用の固体廃棄物貯蔵庫第１０棟について、2021年9月8日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方（2022年11月16日一部改訂）を踏まえ、安全機能喪失による公衆への放射線影響の程度の線量評価を実施する。

1.1 閉じ込め機能喪失による影響評価

地震時に段積みした貯蔵容器の閉じ込め機能が喪失するとともに、10-A～10-C棟それぞれの建屋の閉じ込め機能が喪失し、粒子状の放射性物質が大気中に飛散したと仮定した場合における敷地境界への影響評価を実施する。

1.2 遮蔽機能喪失による影響評価

地震時に遮蔽壁及び、遮蔽蓋の遮蔽機能が喪失したと仮定した場合における敷地境界への影響評価を実施する。

閉じ込め機能及び、遮蔽機能喪失時の影響評価の合算値は、将来的運用において $50\mu\text{Sv/事象}$ を下回ることから、本設備は耐震Ｃクラスとした上で、一般構造物と同等の耐震性を有する設計とする。

以上

固体廃棄物貯蔵庫第10棟の耐震クラス分類に関する補足説明

1. 耐震評価の基本方針

固体廃棄物貯蔵庫第10棟の耐震評価の考え方は、「耐震クラス分類と施設等の特徴に応じた地震動の設定及び必要な対策を判断する流れ」*1に従うと以下の通り。

*1：2021年9月8日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方（2022年11月16日一部改訂）より

①（イ）地震により安全機能を失った際の公衆への被ばく影響によりS、B、Cを分類

⇒実施計画変更申請書記載の保管対象（最大表面線量1mSv/h）の場合、地震等により安全機能が全喪失時（遮へい壁、遮へい蓋、容器等が“消失”した場合）の公衆への被ばく線量は、50 μ Sv/事象を超過

①（ロ）長期的に使用するもの、又は地震により運転できないこと若しくは作業員への被ばく影響が生じることによりリスク低減活動への影響が大きい設備か

⇒固体廃棄物貯蔵庫第10棟は、長期的に使用



固体廃棄物貯蔵庫第10棟は、B+クラス
 【動的地震力】1/2Ss450機能維持・1/2Sd225弾性範囲（共振時のみ）
 【静的地震力】水平：1.5Ci（0.3G）・鉛直：-

②. ①の耐震クラスを踏まえて、廃炉活動への影響、上位クラスへの波及的影響、供用期間、設計の進捗状況、内包する液体の放射線量等を考慮した上で、施設等の特徴に応じた地震動の設定及び必要な対策（耐震性の確保の代替策等）を判断する



○固体廃棄物貯蔵庫第10棟については、

- ・②のうち「設計の進捗状況」、「廃炉活動への影響」、「供用期間」について総合的に考慮し、屋外一時保管解消による早期リスク低減のため、耐震Cクラスで設置する。
- ・屋外一時保管に対する固体廃棄物貯蔵庫第10棟の優位性については、建屋で囲う事により想定した自然現象に対して有利となる。また、建屋に加えて、換気空調系で除湿する事により、容器の腐食対策に対して有利であり、排気フィルタを有していることにより、飛散漏洩対策に対して有利となる。
- ・当初保管対象とした廃棄物（最大表面線量 1mSv/h）を保管することで、敷地境界における公衆被ばく線量は、①の耐震Cクラスの判定値を超える結果となるが、その期間は一時的なものとし、固体廃棄物貯蔵庫第11棟以降の新設固体庫へ移送するまでの期間に限定する。
- ・移送完了後は、①の耐震Cクラスの判定値を超えない範囲で廃棄物を受け入れる運用とする。

表－1 屋外一時保管と固体廃棄物貯蔵庫第10棟との比較

	屋外一時保管		固体廃棄物貯蔵庫第10棟
放射線影響 (敷地境界への影響)	<ul style="list-style-type: none"> 位置や保管容量を考慮し、エリアごとに瓦礫等の受入表面線量率を設定し、敷地境界への影響を低減 	=	<ul style="list-style-type: none"> 遮蔽壁と遮蔽蓋を設置することで、敷地境界への影響をより低減
容器の腐食対策	<ul style="list-style-type: none"> シート養生や容器収納を実施 定期的な巡視を実施 シートや容器の劣化時は、補修等を実施 	<	<ul style="list-style-type: none"> 建屋内のため、雨水と接触しない 定期的な巡視を実施 建屋の換気空調設備による除湿を実施
飛散・漏えい対策	<ul style="list-style-type: none"> シート養生や容器収納を実施 シートや容器の劣化時は、補修を実施 定期的にエリアの空気中のダスト測定を実施 	<	<ul style="list-style-type: none"> 建屋の換気空調設備にHEPAフィルタを設置し放出管理 仮に容器に破損が生じた場合でも、建屋やHEPAフィルタにより系外放出を防止
地震時の貯蔵容器の転倒対策	<ul style="list-style-type: none"> 2.13および3.16地震を受け、表面線量率0.1mSv/h以上の瓦礫等を収納した容器は転倒していない 2.13の地震で転倒した除染済みの金属を収納した20ftコンテナについては段数変更(4→3段)を実施 低汚染の使用済保護衣等の収納に用いている1m³容器はネット掛け、もしくは、道路に近い場所の積み上げ段数の制限等を実施 	=	<ul style="list-style-type: none"> フレーム架台、容器同士の連結により、9段積みの貯蔵容器は、耐震Cクラスで転倒しない 上記に加えて補助的な対策として、ラッシング等の追加の転倒防止対策を実施
その他自然現象への対策	<ul style="list-style-type: none"> シート養生や容器収納を実施 シートや容器の劣化時は、補修を実施 	<	<p>以下のように設計</p> <ul style="list-style-type: none"> 暴風：法令に基づき、基準風速30m/sに耐える 豪雨：屋根および樋により、適切に排水される 積雪：法令及び細則に基づき30cmの積雪に耐える 落雷：法令に基づき避雷設備を設ける

2. 固体廃棄物貯蔵庫第10棟の安全機能喪失の影響評価

2.1. 安全機能（遮蔽機能）が喪失した場合における、瓦礫類からの敷地境界での直接線・スカイシャイン線の影響評価

○評価条件

- ・遮蔽壁および遮蔽蓋はモデル化しない。（建屋およびコンテナは遮蔽機能を持たない）
- ・その他構造物の遮蔽は考慮しないが、勾配による土壌の遮蔽は考慮。

・線源

核種は平常時の汚染由来を考慮した核種組成^{※1}とし、配置についても平常時と同様に、10-A/B/Cごとに外側に線量の低いコンテナを配置する。

- ・評価期間については、安全機能の喪失を想定する期間として、7日間とする。なお、当該評価期間以降、遮蔽機能については覆土により復旧するものとする。

※1 汚染土：Cs-134, 137（フォールアウトによる汚染を考慮）

瓦礫：Co-60（代表核種として設定）

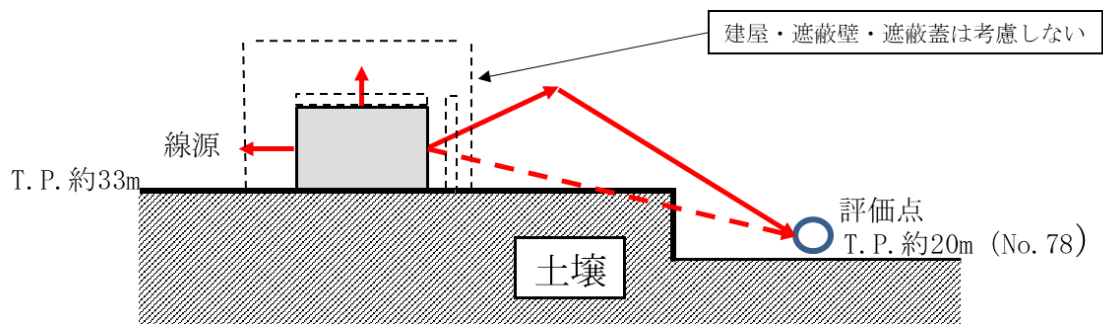


図-1 敷地境界への影響の考え方（イメージ）

2.2. 安全機能（閉じ込め機能）が喪失した場合における，瓦礫類からの敷地境界での放出放射能による影響評価

○評価条件

- ・ 建屋およびコンテナは考慮しない。
- ・ 線源

核種組成は，直接線及びスカイシャイン線と同様の汚染由来を考慮した核種組成^{※2}とし， 保守的にインベントリは全て暴露。

- ・ 閉じ込め条件

建屋，コンテナおよびHEPA フィルタは考慮せず，すべて喪失するものとし，DFは1とする。（裸の状態）

- ・ 飛散率

保守的に全てのコンテナに格納されている瓦礫類から飛散をするものとし，地震による倒壊時の飛散率は「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック」の，コンクリートの機械的破砕時（Part1の付録4-1の分類3-4）より， $9 \times 10^{-4}[-]$ とする。また，地震から一定時間後静置した際の飛散率については，固体廃棄物貯蔵庫第10棟に貯蔵する廃棄物の表面線量率が極低線量であることから，評価結果に影響を及ぼさないと考える。なお，この飛散率の考え方は固体廃棄物貯蔵庫第10棟の条件のみに適用する。

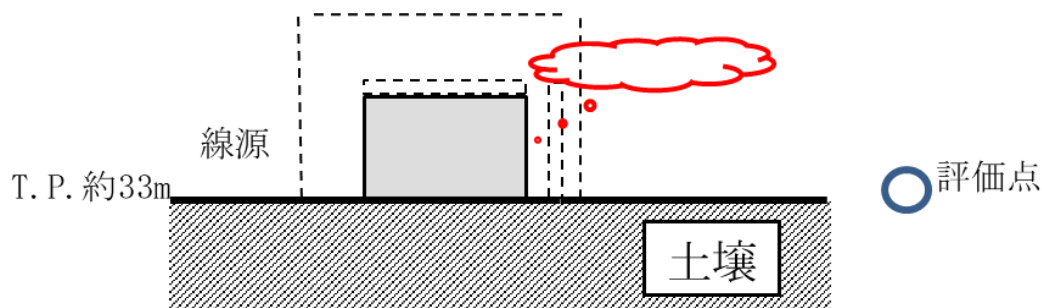
- ・ 安全機能の喪失時の評価期間については，遮蔽機能と同様に7日間とする。

- ・ その他

クラウドシャイン外部被ばく，グランドシャイン外部被ばく，クラウド吸入被ばくを評価する。

※2 汚染土：Cs-134, 137（フォールアウトによる汚染を考慮）

瓦礫：Co-60（代表核種として設定）



図ー2 敷地境界への影響の考え方（イメージ）

2.3. 安全機能喪失時の放射能インベントリ

(1) 一時的運用

表－3 安全機能喪失時の放射能インベントリ（一時的運用）

	性状	単位	A棟	B棟	C棟	備考
(A)放射性物質 量	瓦礫	Bq	約 1.0×10^{13}	約 1.0×10^{13}	約 9.8×10^{11}	汚染土(Cs134, 137)と瓦礫(Co60)のコンテナ数は1：1の比率とする。 (2021年度の保管管理計画より) 1：1の比率に対して、汚染土が多い場合、非保守的になるため、運用においては、汚染土の総インベントリが左の表を超えないような管理方法を検討する。
	汚染土	Bq	約 4.0×10^{13}	約 4.0×10^{13}	約 3.9×10^{12}	
(B)飛散率	瓦礫・ 汚染土	-	約 9.0×10^{-4}			
	瓦礫	Bq	約 9.1×10^9	約 9.1×10^9	約 8.9×10^8	
(C)放射性物質 放出量 (A)×(B)	汚染土	Bq	約 3.6×10^{10}	約 3.6×10^{10}	約 3.5×10^9	

(2) 将来的運用

表－4 安全機能喪失時の放射能インベントリ（将来的運用）

	性状	単位	A棟	B棟	C棟	備考
(A)放射性物質 量	瓦礫	Bq	約 4.2×10^{11}	約 4.2×10^{11}	約 9.8×10^{11}	汚染土(Cs134, 137)と瓦礫(Co60)のコンテナ数は1：1の比率とする。 (2021年度の保管管理計画より) 1：1の比率に対して、汚染土が多い場合、非保守的になるため、運用においては、汚染土の総インベントリが左の表を超えないような管理方法を検討する。
	汚染土	Bq	約 1.7×10^{12}	約 1.7×10^{12}	約 3.9×10^{12}	
(B)飛散率	瓦礫・ 汚染土	-	約 9.0×10^{-4}			
	瓦礫	Bq	約 3.8×10^9	約 3.8×10^9	約 8.9×10^8	
(C)放射性物質 放出量 (A)×(B)	汚染土	Bq	約 1.5×10^9	約 1.5×10^9	約 3.5×10^8	

2.4. 評価結果

遮蔽機能および閉じ込め機能の喪失による影響評価結果は以下となる。

(1) 一時的運用

表－5 安全機能喪失時の評価結果（一時的運用）

	遮蔽機能 喪失	閉じ込め機能 喪失	合計
10-A棟	約0.0018mSv	約0.29mSv	約0.30mSv
10-B棟	約0.00099mSv	約0.29mSv	約0.30mSv
10-C棟	約0.0015mSv	約0.015mSv	約0.017mSv

<5mSv

(2) 将来的運用

表－6 安全機能喪失時の評価結果（将来的運用）

	遮蔽機能 喪失	閉じ込め機能 喪失	合計
10-A棟	約 $1.7 \mu\text{Sv}$	約 $12 \mu\text{Sv}$	約 $14 \mu\text{Sv}$
10-B棟	約 $0.95 \mu\text{Sv}$	約 $12 \mu\text{Sv}$	約 $13 \mu\text{Sv}$
10-C棟	約 $1.5 \mu\text{Sv}$	約 $15 \mu\text{Sv}$	約 $17 \mu\text{Sv}$

<50 μSv

固体廃棄物貯蔵庫第10棟の構造強度及び耐震性に関する検討結果

1. 固体廃棄物貯蔵庫第10棟（10-A, 10-B）の構造強度及び耐震性に関する検討結果

1.1. 建屋の耐震性評価

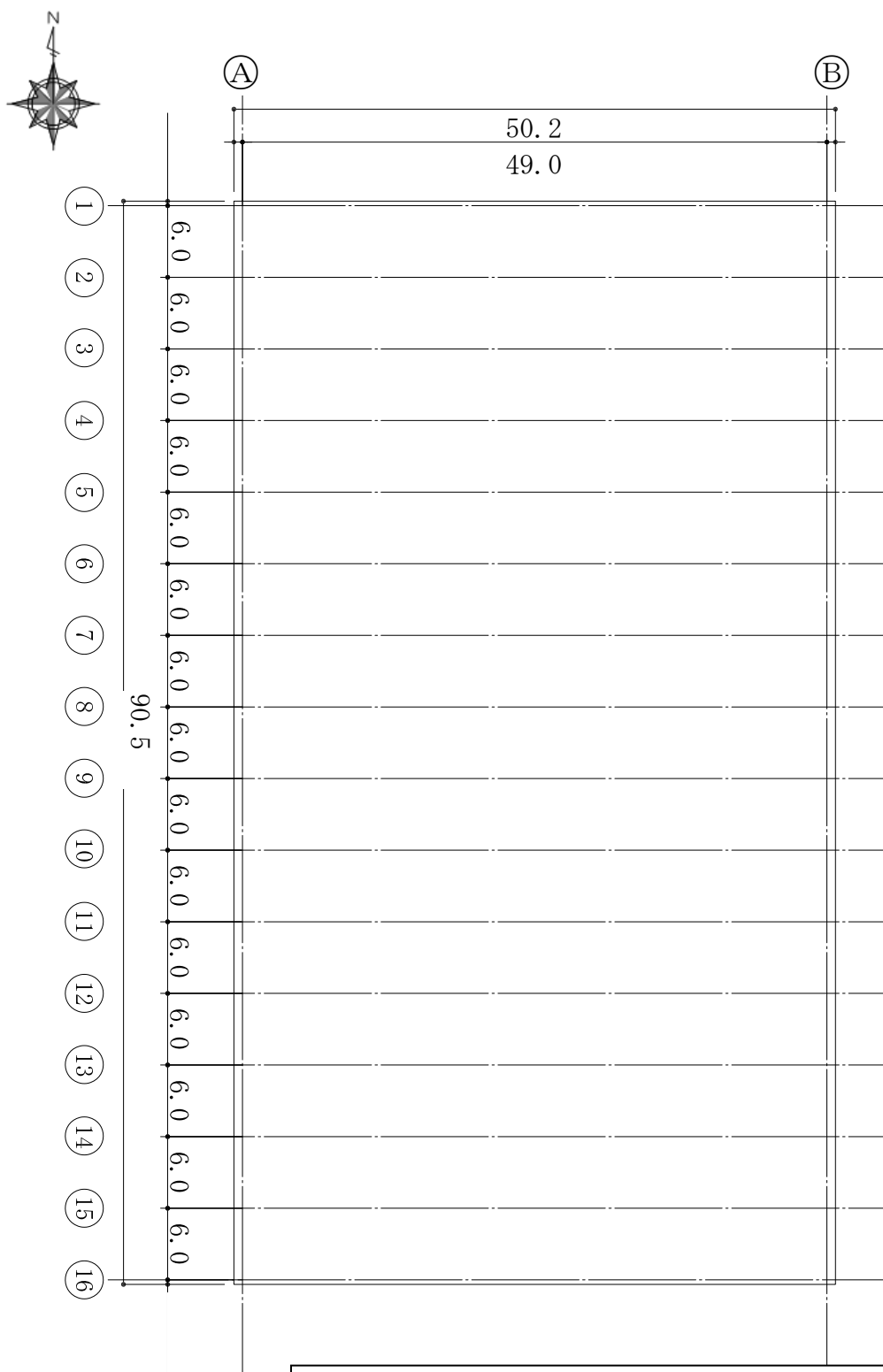
1.1.1 評価方針

建屋は、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（公衆への被ばく影響）や廃炉活動への影響度を考慮した上で、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適切な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。なお、設計は建築基準法に準拠し、積雪荷重及び風荷重についても評価する。

建屋は、鉄骨造の地上1階で、平面が50.2m(EW)×90.5m(NS)であり、地上高さは18.40m(水鉄骨天端レベル)である。

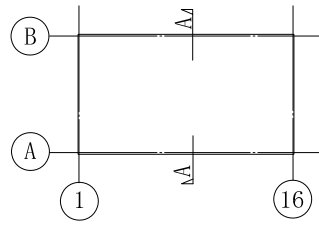
建屋は、基礎梁を設けないべた基礎で、改良地盤を介して設置する。建屋の平面図及び断面図を図-1～図-3に示す。

建屋に加わる地震時の水平力は、大梁、柱及びブレースからなるラーメン構造で負担する。耐震性の評価は、地震層せん断力係数として $1.0 \cdot C_i$ を採用した場合の当該部位の応力に対して行う。建屋の評価手順を図-4に示す。



別紙-5では、G.L. ±0.0m=T.P. 33.0m (※) とする。
 (※) 2019年8月の実測した測量結果による。

図-1 平面図 (G.L. +0.1) (単位 : m)



キープラン

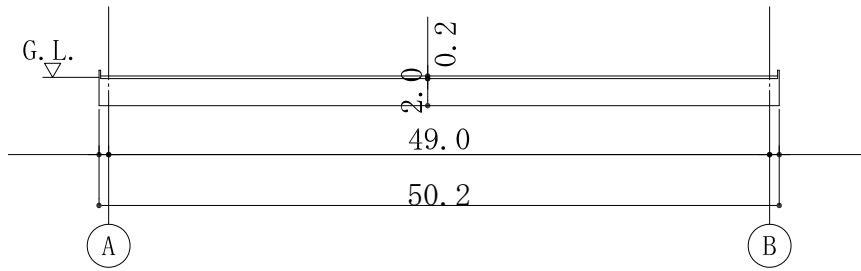


図-2 A-A 断面図 (EW 方向) (単位 : m)

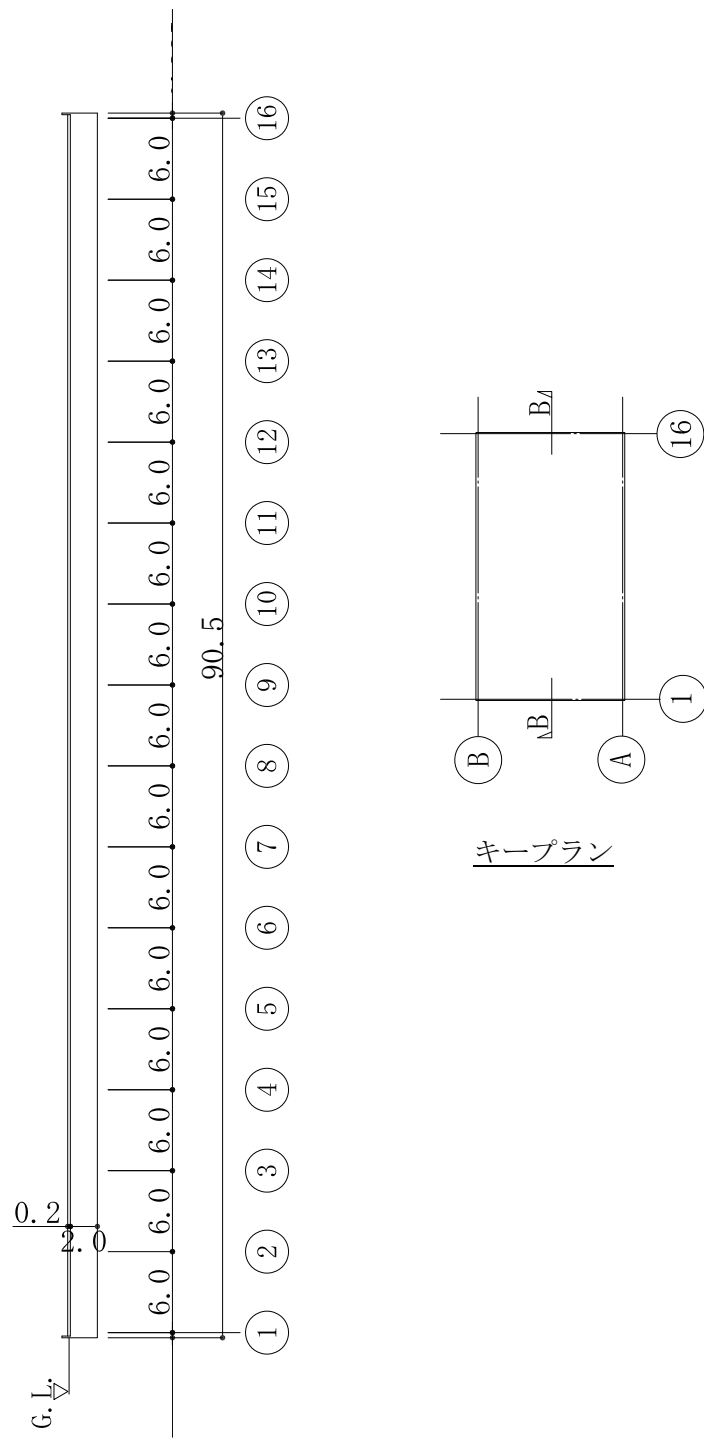


図-3 B-B断面図 (NS方向) (単位:m)

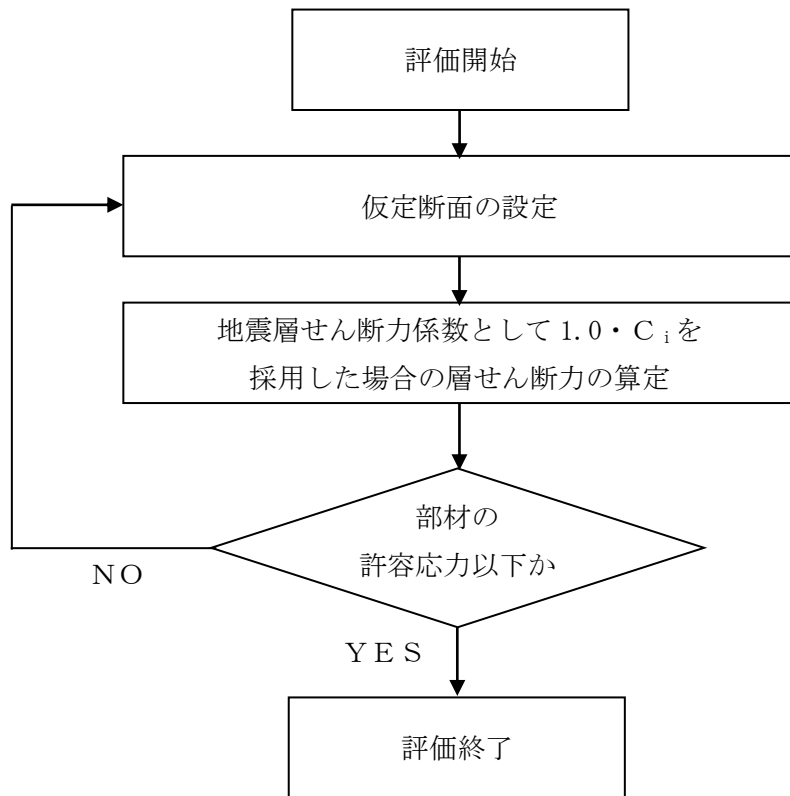


図-4 Cクラス施設としての建屋の耐震安全性評価手順

1.1.2 評価条件

1.1.2.1 使用材料並びに材料の許容応力度及び材料強度

建屋に用いられる材料のうち、コンクリートは普通コンクリートとし、コンクリートの設計基準強度 F_c は 24N/mm^2 とする。鉄筋は SD295, SD345 とする。各使用材料の許容応力度を表-1～表-2 に示す。

表-1 コンクリートの許容応力度* (単位: N/mm^2)

	長 期		短 期	
	圧縮	せん断	圧縮	せん断
$F_c = 24$	8	0.73	16	1.09

※: 日本建築学会「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による。

表-2 鉄筋の許容応力度* (単位: N/mm^2)

		長 期		短 期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD295		195	195	295	295
SD345	D25 以下	215	195	345	345
	D29 以上	195			

※: 日本建築学会「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による。

1.1.2.2 荷重及び荷重の組合せ

1.1.2.2.1 荷重

設計で考慮する荷重を以下に示す。

1) 鉛直荷重 (VL)

鉛直荷重は、固定荷重、及び積載荷重とする。

2) 積雪荷重 (SNL)

積雪荷重は、建築基準法施行令第 86 条、福島県建築基準法施行細則第 19 条に準拠し以下の条件とする。

- ・積雪量：30 cm
- ・単位荷重：20 N/m²/cm

3) 風荷重 (WL)

風荷重は、建築基準法施行令第 87 条、建設省告示第 1454 号に基づく速度圧及び風力係数を用いて算定する。

- ・基準風速：30 m/s
- ・地表面粗度区分：II

暴風時の検討ケースは、内圧を考慮するケース及び内圧を考慮しないケースの 2 ケースとする。風荷重 (WL) の算定結果を表-3 及び表-4 に示す。

表-3 風荷重の算定結果 (NS 方向)

G. L. (m)	階	N→S 方向		S→N 方向	
		内圧考慮	内圧未考慮	内圧考慮	内圧未考慮
18.4 0.1	1	1991	1989	2000	2002

表-4 風荷重の算定結果 (EW 方向)

G. L. (m)	階	W→E 方向		E→W 方向	
		内圧考慮	内圧未考慮	内圧考慮	内圧未考慮
18.4 0.1	1	3338	3338	3338	3338

4) 地震荷重 (SEL)

地震力を算定する際の基準面は、地盤面として、建屋の高さに応じた当該部分に作用する全体の地震力を算定する。水平地震力は下式により算定し、算定結果を表-5に示す。

$$Q_i = n \cdot C_i \cdot W_i$$

$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

ここで、

Q_i : 地上部分の水平地震力 (kN)

n : 施設の重要度分類に応じた係数 ($n=1.0$)

C_i : 地震層せん断力係数

W_i : 当該層以上の重量 (kN)

Z : 地震地域係数 ($Z=1.0$)

R_t : 振動特性係数 ($R_t=1.0$)

A_i : 地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数

C_0 : 標準せん断力係数 ($C_0=0.2$)

表-5 水平地震力の算定結果

G. L. (m)	階	当該層以上の重量 W_i (kN)	地震層せん断力係数 $1.0 \cdot C_i$	設計用地震力 (kN)
18.4 0.1	1	9525	0.2	1905

1.1.2.2.2 荷重の組合せ

荷重の組合せについて表-6 に示す。

表-6 荷重の組合せ

荷重状態	荷重ケース	荷重の組合せ	許容応力度
常時	A	VL [*]	長期
積雪時	B	VL+SNL	短期
地震時	C1	VL+SEL (N→S 方向)	
	C2	VL+SEL (S→N 方向)	
	C3	VL+SEL (W→E 方向)	
	C4	VL+SEL (E→W 方向)	
暴風時 (内圧未考慮)	D1	VL+W _L (N→S 方向)	
	D2	VL+W _L (S→N 方向)	
	D3	VL+W _L (W→E 方向)	
	D4	VL+W _L (E→W 方向)	
暴風時 (内圧考慮)	E1	VL+w _L (N→S 方向)	
	E2	VL+w _L (S→N 方向)	
	E3	VL+w _L (W→E 方向)	
	E4	VL+w _L (E→W 方向)	

※：鉛直荷重 (VL) は、固定荷重 (DL) 及び積載荷重 (LL) を加え合わせたものである。

1.1.3 評価結果

1.1.3.1 基礎スラブの評価結果

必要鉄筋比及び面外せん断力について、検定比が最大となる部位の断面検討結果を表-7及び表-8に示す。

これより、設計鉄筋比は必要鉄筋比を上回り、また短期許容せん断力が面外せん断力を上回ることを確認した。

表-7 軸力及び曲げモーメントに対する検討結果

荷重 ケース	軸力※ (kN/m)	曲げモーメント (kN・m/m)	必要鉄筋比 (%)	設計鉄筋比 (%)	検定比
常時 A	9	2334	0.397	0.855	0.47
地震時 C3	184	5635	0.561	0.855	0.66

※：軸力は、引張を正とする。

表-8 面外せん断力に対する検討結果

荷重 ケース	面外せん断力 (kN/m)	許容せん断力 (kN/m)	検定比
常時 A	715	1085	0.66
地震時 C2	1260	1621	0.78

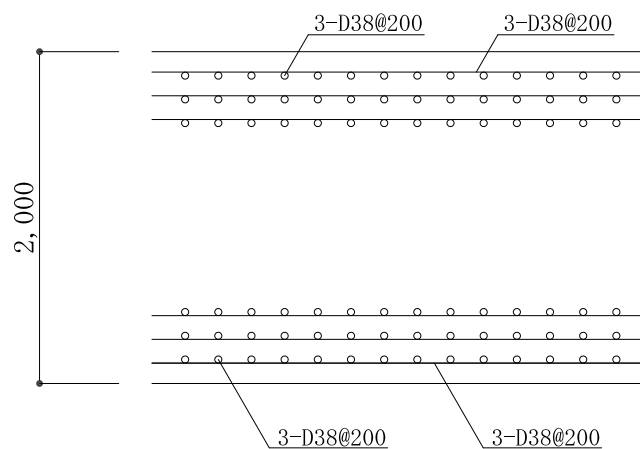


図-5 基礎スラブの配筋図（単位：mm）

1.1.3.2 改良地盤の評価結果

(1) 設計方針

建屋を支持する改良地盤は、基礎直下の地盤を南北方向に約 92.2m、東西方向に約 52.0m とする。また、改良体厚さは 10-A が約 10.4m (G. L. -12.5m の泥岩に支持)、10-B が約 12.0m (G. L. -14.1m の泥岩に支持) とする。

検討は「改訂版 建築物のための改良地盤設計及び品質管理指針 日本建築センター」に準拠し、改良地盤の支持力に対して、常時及び地震時の改良地盤に生じる最大接地圧が許容支持力度以下であることを確認する。

(2) 常時における改良地盤の検討

常時における改良地盤に生じる最大応力と許容支持力度の比較を、検定比が最大となる位置について表-9 に示す。

これより、改良地盤に生じる最大応力が許容支持力度以下であることを確認した。

表-9 改良地盤の接地圧と許容支持力度の比較

検討位置	接地圧 (kN/m ²)	許容支持力度 (kN/m ²)	検定比
A-B 通り/8-9 通り間	487	600	0.82

(3) 地震時における改良地盤の検討

地震時における改良地盤に生じる最大応力と許容支持力度の比較を、検定比が最大となる位置について表-10 に示す。

これより、改良地盤に生じる最大応力が許容支持力度以下であることを確認した。

表-10 改良地盤の接地圧と許容支持力度の比較

検討位置	接地圧 (kN/m ²)	許容支持力度 (kN/m ²)	検定比
A-B 通り/8-9 通り間	1044	1200	0.87

2. 固体廃棄物貯蔵庫第10棟（10-C）の構造強度及び耐震性に関する検討結果

2.1. 建屋の耐震性評価

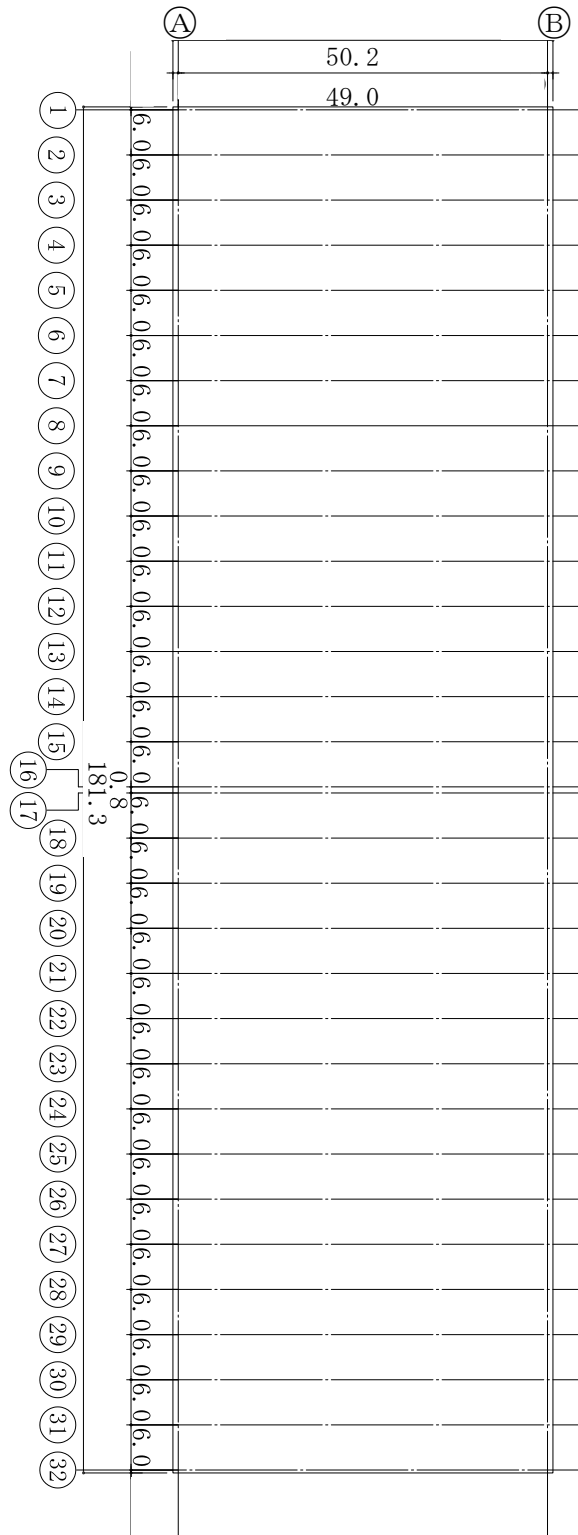
2.1.1 評価方針

建屋は、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（公衆への被ばく影響）や廃炉活動への影響度を考慮した上で、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適切な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。なお、設計は建築基準法に準拠し、積雪荷重及び風荷重についても評価する。

建屋は、鉄骨造の地上1階で、平面が50.2m（EW）×181.3m（NS）であり、地上高さは18.40m（水下鉄骨天端レベル）である。

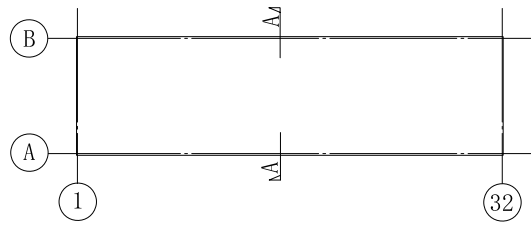
建屋は、基礎梁を設けないべた基礎で、改良地盤を介して設置する。建屋の平面図及び断面図を図-6～図-8に示す。

建屋に加わる地震時の水平力は、大梁、柱及びブレースからなるラーメン構造で負担する。耐震性の評価は、地震層せん断力係数として $1.0 \cdot C_i$ を採用した場合の当該部位の応力に対して行う。建屋の評価手順を図-9に示す。



別紙-5では、G.L. ±0.0m=T.P. 33.0m (※) とする。
 (※) 2019年8月の実測した測量結果による。

図-6 平面図 (G.L. +0.1) (単位 : m)



キープラン

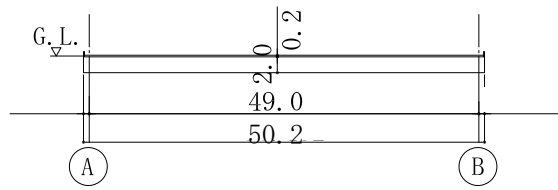


図-7 A-A 断面図 (EW 方向) (単位 : m)

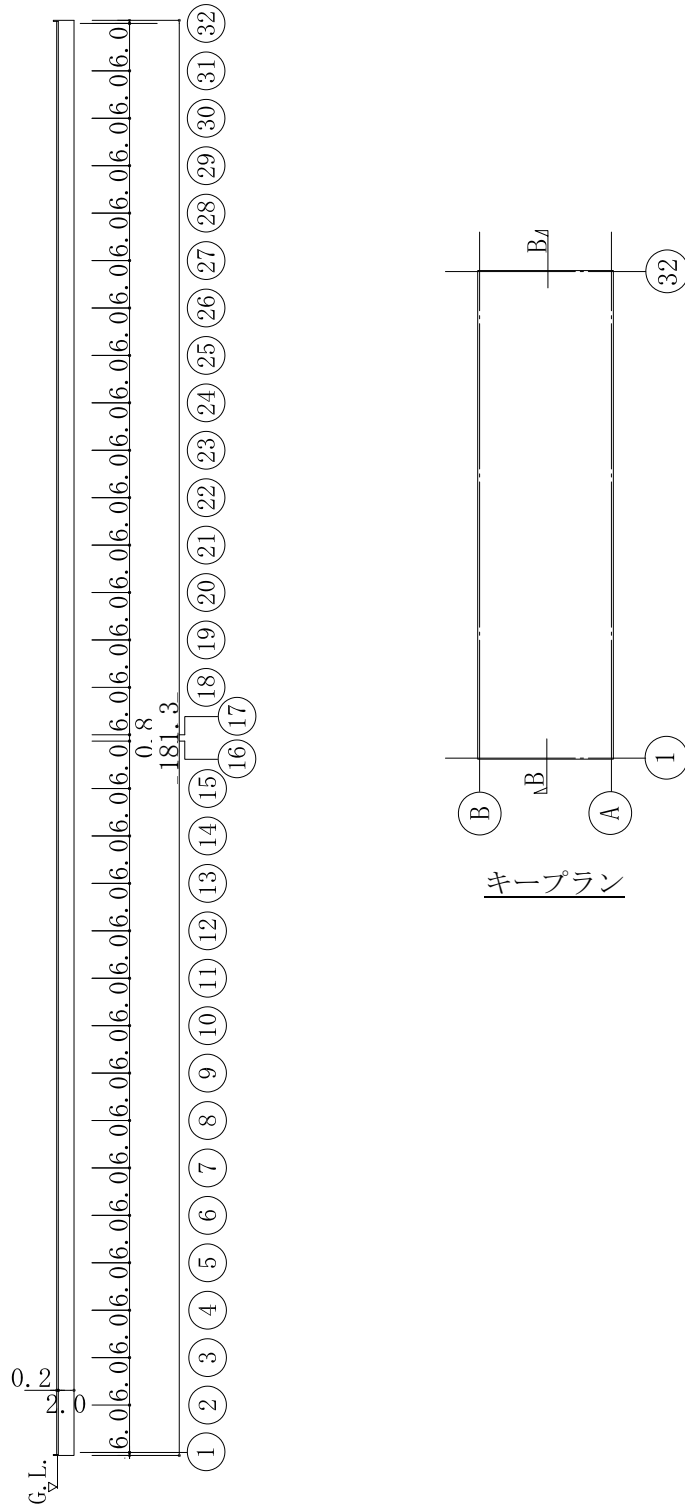


図-8 B-B断面図 (NS 方向) (単位 : m)

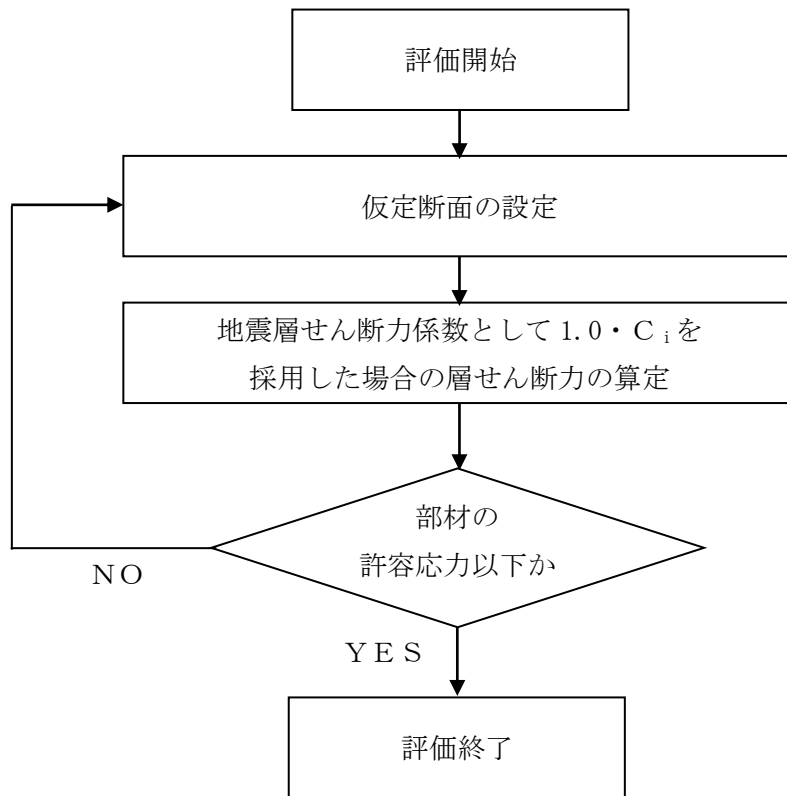


図-9 Cクラス施設としての建屋の耐震安全性評価手順

2.1.2 評価条件

2.1.2.1 使用材料並びに材料の許容応力度及び材料強度

建屋に用いられる材料のうち、コンクリートは普通コンクリートとし、コンクリートの設計基準強度 F_c は 24N/mm^2 とする。鉄筋は SD295, SD345 とする。各使用材料の許容応力度を表-11～表-12 に示す。

表-11 コンクリートの許容応力度※ (単位： N/mm^2)

	長 期		短 期	
	圧縮	せん断	圧縮	せん断
$F_c = 24$	8	0.73	16	1.09

※：日本建築学会「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による。

表-12 鉄筋の許容応力度※ (単位： N/mm^2)

	長 期		短 期	
	引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD295	195	195	295	295
SD345	D25 以下	195	345	345
	D29 以上			

※：日本建築学会「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による。

2.1.2.2 荷重及び荷重の組合せ

2.1.2.2.1 荷重

設計で考慮する荷重を以下に示す。

1) 鉛直荷重 (VL)

鉛直荷重は、固定荷重、及び積載荷重とする。

2) 積雪荷重 (SNL)

積雪荷重は、建築基準法施行令第 86 条、福島県建築基準法施行細則第 19 条に準拠し以下の条件とする。

- ・積雪量：30 cm
- ・単位荷重：20 N/m²/cm

3) 風荷重 (WL)

風荷重は、建築基準法施行令第 87 条、建設省告示第 1454 号に基づく速度圧及び風力係数を用いて算定する。

- ・基準風速：30 m/s
- ・地表面粗度区分：II

暴風時の検討ケースは、内圧を考慮するケース及び内圧を考慮しないケースの 2 ケースとする。風荷重 (WL) の算定結果を表-13 及び表-14 に示す。

表-13 風荷重の算定結果 (NS 方向)

G. L. (m)	階	N→S 方向		S→N 方向	
		内圧考慮	内圧未考慮	内圧考慮	内圧未考慮
18.4 0.1	1	1991	1989	2000	2002

表-14 風荷重の算定結果 (EW 方向)

G. L. (m)	階	W→E 方向		E→W 方向	
		内圧考慮	内圧未考慮	内圧考慮	内圧未考慮
18.4 0.1	1	6676	6676	6676	6676

4) 地震荷重 (SEL)

地震力を算定する際の基準面は、地盤面として、建屋の高さに応じた当該部分に作用する全体の地震力を算定する。水平地震力は下式により算定し、算定結果を表-15に示す。

$$Q_i = n \cdot C_i \cdot W_i$$

$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

ここで、

Q_i : 地上部分の水平地震力 (kN)

n : 施設の重要度分類に応じた係数 ($n=1.0$)

C_i : 地震層せん断力係数

W_i : 当該層以上の重量 (kN)

Z : 地震地域係数 ($Z=1.0$)

R_t : 振動特性係数 ($R_t=1.0$)

A_i : 地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数

C_0 : 標準せん断力係数 ($C_0=0.2$)

表-15 水平地震力の算定結果

G. L. (m)	階	当該層以上の重量 W_i (kN)	地震層せん断力係数 $1.0 \cdot C_i$	設計用地震力 (kN)
18.4 0.1	1	16863	0.2	3373

2.1.2.2.2 荷重の組合せ

荷重の組合せについて表-16に示す。

表-16 荷重の組合せ

荷重状態	荷重ケース	荷重の組合せ	許容応力度
常時	A	VL [*]	長期
積雪時	B	VL+SNL	短期
地震時	C1	VL+SEL (N→S 方向)	
	C2	VL+SEL (S→N 方向)	
	C3	VL+SEL (W→E 方向)	
	C4	VL+SEL (E→W 方向)	
暴風時 (内圧未考慮)	D1	VL+W _L (N→S 方向)	
	D2	VL+W _L (S→N 方向)	
	D3	VL+W _L (W→E 方向)	
	D4	VL+W _L (E→W 方向)	
暴風時 (内圧考慮)	E1	VL+w _L (N→S 方向)	
	E2	VL+w _L (S→N 方向)	
	E3	VL+w _L (W→E 方向)	
	E4	VL+w _L (E→W 方向)	

※：鉛直荷重 (VL) は、固定荷重 (DL) 及び積載荷重 (LL) を加え合わせたものである。

2.1.3 評価結果

2.1.3.1 基礎スラブの評価結果

必要鉄筋比及び面外せん断力について、検定比が最大となる部位の断面検討結果を表-17 及び表-18 に示す。

これより、設計鉄筋比は必要鉄筋比を上回り、また短期許容せん断力が面外せん断力を上回ることを確認した。

表-17 軸力及び曲げモーメントに対する検討結果

荷重 ケース	軸力※ (kN/m)	曲げモーメント (kN・m/m)	必要鉄筋比 (%)	設計鉄筋比 (%)	検定比
常時 A	9	2591	0.442	0.855	0.52
地震時 C3	202	6266	0.627	0.855	0.74

※：軸力は、引張を正とする。

表-18 面外せん断力に対する検討結果

荷重 ケース	面外せん断力 (kN/m)	許容せん断力 (kN/m)	検定比
常時 A	774	1085	0.72
地震時 C1	1382	1621	0.86

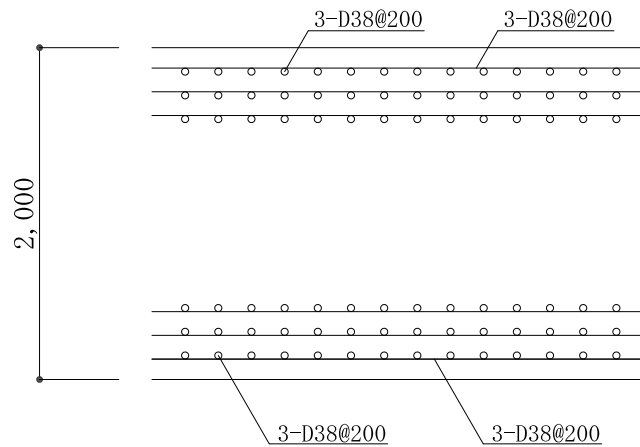


図-10 基礎スラブの配筋図（単位：mm）

2.1.3.2 改良地盤の評価結果

(1) 設計方針

建屋を支持する改良地盤は、基礎直下の地盤を南北方向に約 183.0m、東西方向に約 52.0m、改良体厚さ約 12.0m とし、G.L. -14.1m の泥岩に支持させる。

検討は「改訂版 建築物のための改良地盤設計及び品質管理指針 日本建築センター」に準拠し、改良地盤の支持力に対して、常時及び地震時の改良地盤に生じる最大接地圧が許容支持力度以下であることを確認する。

(2) 常時における改良地盤の検討

常時における改良地盤に生じる最大応力と許容支持力度の比較を、検定比が最大となる位置について表-19 に示す。

これより、改良地盤に生じる最大応力が許容支持力度以下であることを確認した。

表-19 改良地盤の接地圧と許容支持力度の比較

検討位置	接地圧 (kN/m ²)	許容支持力度* (kN/m ²)	検定比
A-B 通り/13-14 通り間	487	600	0.82

(3) 地震時における改良地盤の検討

地震時における改良地盤に生じる最大応力と許容支持力度の比較を、検定比が最大となる位置について表-20 に示す。

これより、改良地盤に生じる最大応力が許容支持力度以下であることを確認した。

表-20 改良地盤の接地圧と許容支持力度の比較

検討位置	接地圧 (kN/m ²)	許容支持力度* (kN/m ²)	検定比
A-B 通り/13-14 通り間	1044	1200	0.87

固体廃棄物貯蔵庫の地震以外に想定される自然現象（津波，豪雨，台風，竜巻等）
に対する設計上の考慮について

固体廃棄物貯蔵庫は，地震以外に想定される自然現象（津波，豪雨，台風，竜巻等）に対し，その安全性が損なわれないよう，個々の自然現象による影響を受けにくい建屋内で瓦礫類を保管する他，以下の事項を考慮した設計及び対策を行う。

1. 津波

固体廃棄物貯蔵庫は，津波が到達しないと考えられる高さ（T.P. +24.9m 以上）に設置することにより，その安全性が損なわれない設計とする。固体廃棄物貯蔵庫のうち，固体廃棄物貯蔵庫第9棟については，T.P. +約 42m に，また，固体廃棄物貯蔵庫第10棟については，T.P. +約 33m に設置することにより，津波の影響を受けない設計とする。

2. 豪雨

固体廃棄物貯蔵庫は，屋根面，建屋周囲の排水溝等により，雨水を適切に排水することにより，豪雨に対して，その安全性が損なわれない設計とする。

3. 強風（台風等）

固体廃棄物貯蔵庫は，建築基準法及び関係法令等に準拠した風荷重に耐えられる構造とすることにより，強風（台風等）に対して，その安全性が損なわれない設計とする。

4. 積雪

固体廃棄物貯蔵庫は，建築基準法及び関係法令，福島県建築基準法施行細則に準拠した積雪荷重に耐えられる構造とすることにより，積雪に対して，その安全性が損なわれない設計とする。

5. 落雷

固体廃棄物貯蔵庫は，建築基準法及び関係法令に従い，以下の落雷対策を行うことにより，その安全性が損なわれない設計とする。

5.1. 固体廃棄物貯蔵庫第9棟

固体廃棄物貯蔵庫第9棟は，建築基準法及び関係法令に基づく避雷設備を必要としない高さの建屋（地上高さ約 15m）とする。

5.2. 固体廃棄物貯蔵庫第10棟

固体廃棄物貯蔵庫第10棟は，建築基準法及びその関連法令に従い避雷設備を設ける。

6. 凍結

固体廃棄物貯蔵庫は，火災時に必要とされる消火水配管等に対して，保温材の設置等の対策を講じることにより，凍結に対して，その安全性が損なわれない設計とする。

7. 紫外線及び塩害

固体廃棄物貯蔵庫は，建屋外壁への塗装等により，紫外線及び塩害に対して，その安全性が損なわれない設計とする。

8. 高温

固体廃棄物貯蔵庫は、福島第一原子力発電所近傍の気象観測記録として過去に計測された最高気温を踏まえて、適切な材料、機器等を選定することにより、高温に対して、その安全性が損なわれない設計とする。

9. 生物学的事象

固体廃棄物貯蔵庫は、建屋貫通孔や電路端部等に対してシール材を施工することにより、電気品室等への小動物の侵入に対して、その安全性を損なわれない設計とする。

10. その他（竜巻等）

その他上記以外に、福島第一原子力発電所で想定される自然現象（竜巻等）により破損等が生じるおそれがあると判断した場合又は破損等が生じた場合は、作業を中断するとともに計画を立てて速やかに復旧を行うことにより、固体廃棄物貯蔵庫の安全性を確保する。

固体廃棄物貯蔵庫の火災防護に関する説明書
並びに消火設備の取付箇所を明示した図面

1. 固体廃棄物貯蔵庫第9棟

1.1. 火災防護に関する基本方針

固体廃棄物貯蔵庫第9棟は、火災により安全性が損なわれることを防止するために、火災の発生防止対策、火災の検知及び消火対策、火災の影響の軽減対策の3方を適切に組み合わせた措置を講じる。

1.2. 火災の発生防止

1.2.1 不燃性材料、難燃性材料の使用

固体廃棄物貯蔵庫第9棟は、主要構造部である壁、柱、床、梁、屋根は、不燃性材料である鉄筋コンクリートを使用し、間仕切り壁及び天井材は、建築基準法及び関係法令に基づき、不燃性材料を使用する。

また、建屋内の機器、配管、ダクト、トレイ、電線路、盤の筐体、及びこれらの支持構造物は、全て不燃性材料とし、幹線ケーブル及び動力ケーブルは難燃ケーブルを使用する他、消防設備用のケーブルは消防法に基づき、耐火ケーブルや耐熱ケーブルを使用する。

なお、電灯及びコンセントのケーブルは、付帯設備棟の一部エリア（会議室、制御室、電算機室）を除いて、電線管（不燃性材料）に収める。

1.2.2 自然現象による火災発生防止

固体廃棄物貯蔵庫第9棟の建物、系統及び機器は、落雷、地震等の自然現象により火災が生じることがないように防護した設計とするが、固体廃棄物貯蔵庫第9棟は高さが20mを超えないため、建築基準法及び関係法令に従い避雷設備は設置しない。また、防火帯の内側に設置することにより、外部火災の影響を防止する設計とする。

固体廃棄物貯蔵庫第9棟は「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（平成18年9月19日）（以下、「耐震設計審査指針」という。）に従い設計を行い、破壊又は倒壊を防ぐことにより、火災発生を防止する設計とする。

1.3. 火災の検知及び消火

1.3.1 火災検出設備及び消火設備

火災検出設備及び消火設備は、固体廃棄物貯蔵庫第9棟に対する火災の悪影響を限定し、早期消火を行えるよう消防法及び関係法令に基づいた設計とする。

① 火災検出設備

放射線，取付面高さ，温度，湿度，空気流等の環境条件や予想される火災の性質を考慮して感知器の型式（熱・煙）を選定する。ただし，貯蔵室は可燃物を保管しないため，感知器は設置しない。なお，火災検出設備は，外部電源喪失時に機能を失わないよう電池を内蔵した設計とするとともに，火災検出時は，常時人のいる免震重要棟に移報する設計とする。

② 消火設備

消火設備は，屋内・屋外消火栓設備，ハロゲン化物消火設備及び消火器で構成する。

なお，外部電源喪失時に機能を失わないよう，消火ポンプは非常用電源に接続し，ハロゲン化物消火設備は電池を内蔵した設計とする。ただし，貯蔵室は可燃物を保管しないため，消火設備は設置せず，貯蔵室で火災が発生した場合は，通路部に設置する消火器を使用する。

消防法上の消火水槽の容量は約 16.6m³であるが，これは屋内消火栓においては約 2 時間の放水量に相当し，屋外消火栓においては約 50 分の放水量に相当する。また，固体廃棄物貯蔵庫第 9 棟の付近に容量約 40m³の防火水槽を設置するため，消防車を連結することにより，固体廃棄物貯蔵庫第 9 棟の消火が可能である。

1.3.2 自然現象に対する消火装置の性能維持

火災検出設備及び消火設備は地震等の自然現象によっても，その性能が著しく阻害されることがないように措置を講じる。消火設備は，消防法及び関係法令に基づいた設計とし，耐震設計は耐震設計審査指針に基づいて適切に行う。

1.4 火災の影響の軽減

固体廃棄物貯蔵庫第 9 棟は，建築基準法及び関係法令に従い防火区画を設置し，消防設備と組み合わせることにより，火災の影響を軽減する設計とする。

なお，主要構造部の外壁（鉄筋コンクリート造）は，3 時間耐火性能*を有する設計とする。外壁面には，シャッター及び扉を取り付けるが，隣接する固体廃棄物貯蔵庫第 8 棟の主要構造部の外壁は，固体廃棄物貯蔵庫第 9 棟と同様の 3 時間耐火性能を有しているため，延焼の恐れは少ない。

*：「2001 年版耐火性能検証法の解説及び計算例とその解説（「建設省告示第 1433 号 耐火性能検証法に関する算出方法等を定める件」講習会テキスト（国土交通省住宅局建築指導課）」によりコンクリート壁の屋内火災保有耐火時間（遮熱性）の算定方法が示されており，これにより最小壁厚を算出することができる。当該算定方法を用いると，屋内火災保有耐火時間 3 時間に必要な壁厚は普通コンクリート壁で 123mm と算出できる。固体廃棄物貯蔵庫第 9 棟の外壁面の最小壁厚は，鉄筋コンクリート造（普通コンクリート）で 200mm あることから，3 時間耐火性能を有する。

1.5. 消火設備の取付箇所を明示した図面

消火設備の取付箇所について、図-1に示す。

2. 固体廃棄物貯蔵庫第10棟

2.1. 火災防護に関する基本方針

固体廃棄物貯蔵庫第10棟は、火災により安全性が損なわれることを防止するために、火災の発生防止対策、火災の検知及び消火対策、火災の影響の軽減対策の3方策を適切に組み合わせた措置を講じる。

2.2. 火災の発生防止

2.2.1 不燃性材料、難燃性材料の使用

固体廃棄物貯蔵庫第10棟の主要構造部である壁、柱、床、梁、屋根は、実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する。また、間仕切り壁についても、建築基準法及び関係法令に基づき、実用上可能な限り不燃性材料を使用する。

更に、建屋内の機器、配管、ダクト、トレイ、電線路、盤の筐体、及びこれらの支持構造物についても、実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用し、幹線ケーブル及び動力ケーブルは難燃ケーブルを使用する他、消防設備用のケーブルは消防法に基づき、耐火ケーブルや耐熱ケーブルを使用する。

2.2.2 自然現象による火災発生防止

固体廃棄物貯蔵庫第10棟の建物、系統及び機器は、落雷、地震等の自然現象により火災が生じることがないように防護した設計とし、建築基準法及び関連法令に基づき避雷設備を設置する。また、建屋の耐火性能により外部火災の影響を軽減する設計とする。

固体廃棄物貯蔵庫第10棟は、2021年9月8日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方（2022年11月16日一部改訂）に基づき設計を行い、破壊又は倒壊を防ぐことにより、火災発生を防止する設計とする。

2.3. 火災の検知及び消火

2.3.1 火災検出設備及び消火設備

火災検出設備及び消火設備は、固体廃棄物貯蔵庫第10棟の早期消火を行えるよう消防法及び関係法令に基づいた設計とする。

① 火災検出設備

放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件や予想される火災の性質を考慮して感知器の型式を選定する。なお、貯蔵庫は可燃物を保管しないため、感知器を設置する必要はないが、貯蔵庫内の一部エリアについては、一時的に重機の搬出入等があること

を踏まえ、火災感知の確実性をより向上させる観点から、感知器を設置する。また、火災検出設備は外部電源喪失時に機能を失わないよう電池を内蔵した設計とする。

② 消火設備

消火設備は、動力消防ポンプ設備及び消火器で構成する。

消防法に基づき、動力消防ポンプ設備の消火水槽（容量：20m³）を設置し早期消火が行える設計とする。また、福島第一原子力発電所内の消防水利に消防車を連結することにより、固体廃棄物貯蔵庫第10棟の消火が可能である。

2.3.2 自然現象に対する消火装置の性能維持

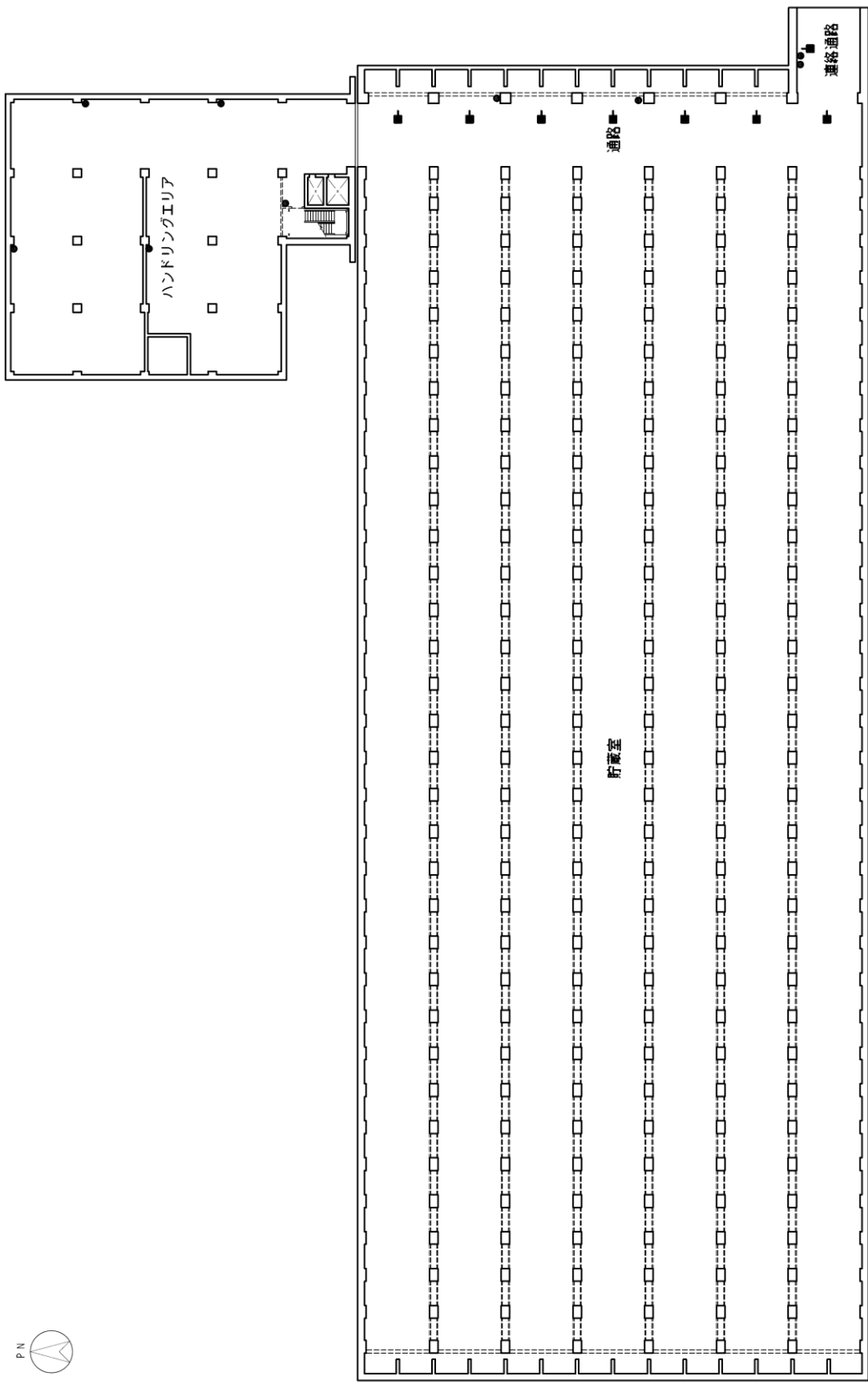
火災検出設備及び消火設備は地震等の自然現象によっても、その性能が著しく阻害されることがないように措置を講じる。消火設備は、消防法及び関係法令に基づいた設計とし、耐震設計は耐震クラス分類と地震動の適用の考え方に基づいた設計とする。

2.4 火災の影響の軽減

電気品等に使用するケーブルについては、その延焼による影響を軽減するため、消防法等に基づき、難燃性、耐火性又は耐熱性を有する設計とする。また、主要構造部の外壁は、建築基準法及び関係法令に基づき、必要な耐火性能を有する設計とする。

2.5 消火設備の取付箇所を明示した図面

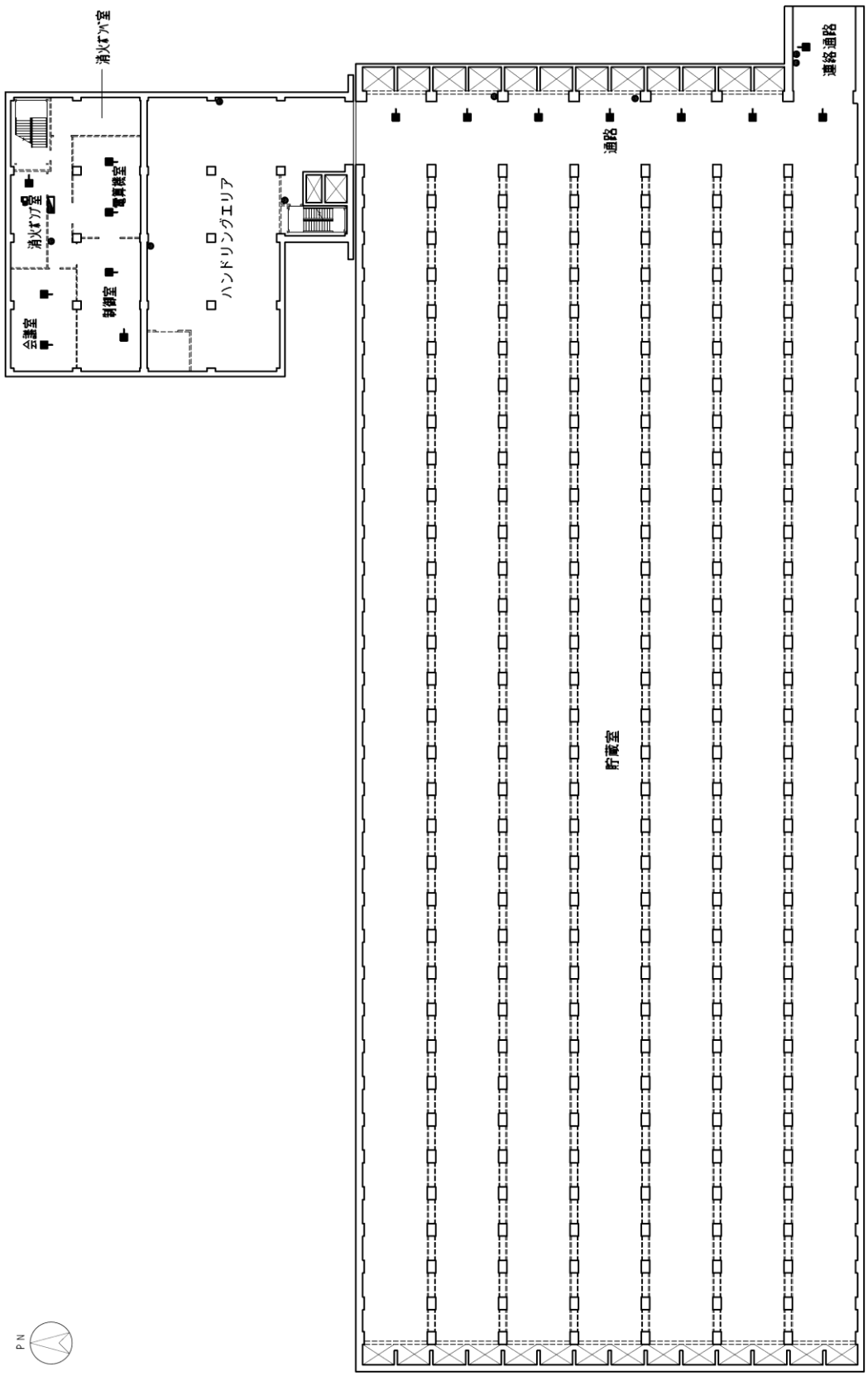
消火設備の取付箇所について、図-2に示す。



固体廃棄物貯蔵庫第9棟 地下2階

図-1 消火設備の取付箇所を明示した図面 (1/5)

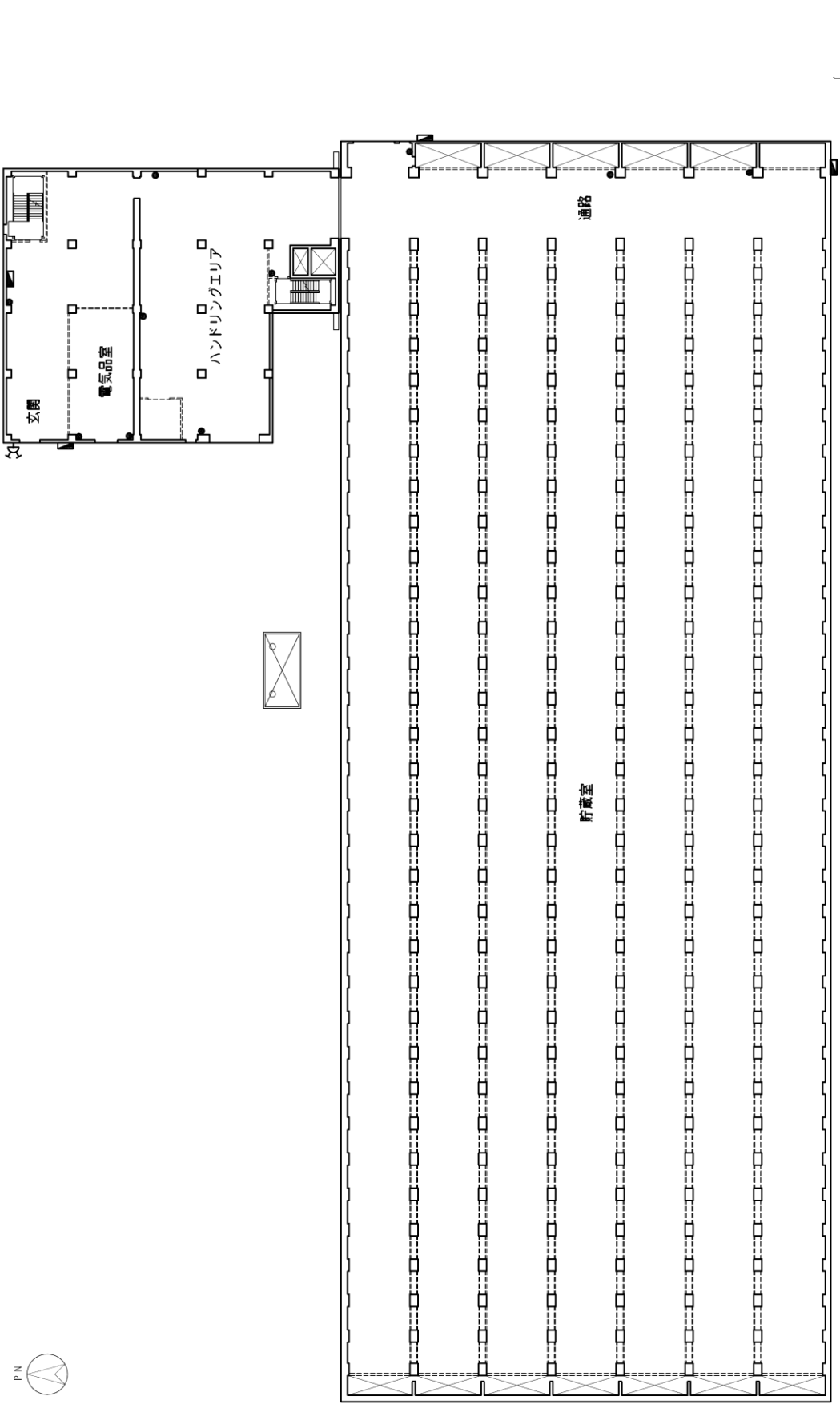
●	消火器
■	ハロゲン化物消火設備



凡 例	
■	屋内消火栓設備
●	消火器
■	ハロゲン化物消火設備

固体廃棄物貯蔵庫第9棟 地下1階

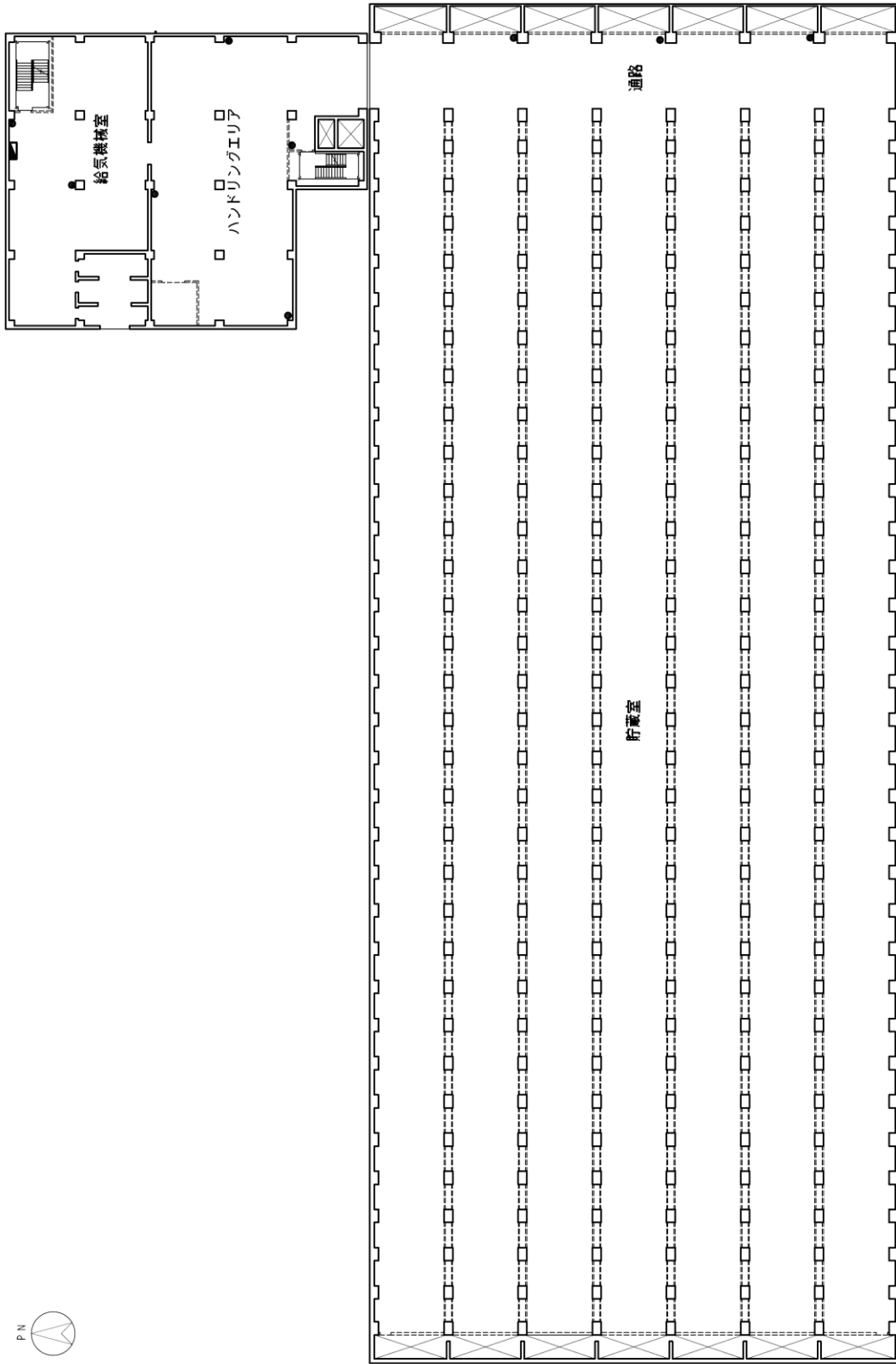
図一1 消火設備の取付箇所を明示した図面 (2 / 5)



凡 例	
■	屋外・屋内消火栓設備
●	消火器
□	送水口
⊗	防火水槽

固体廃棄物貯蔵庫第9棟 1階

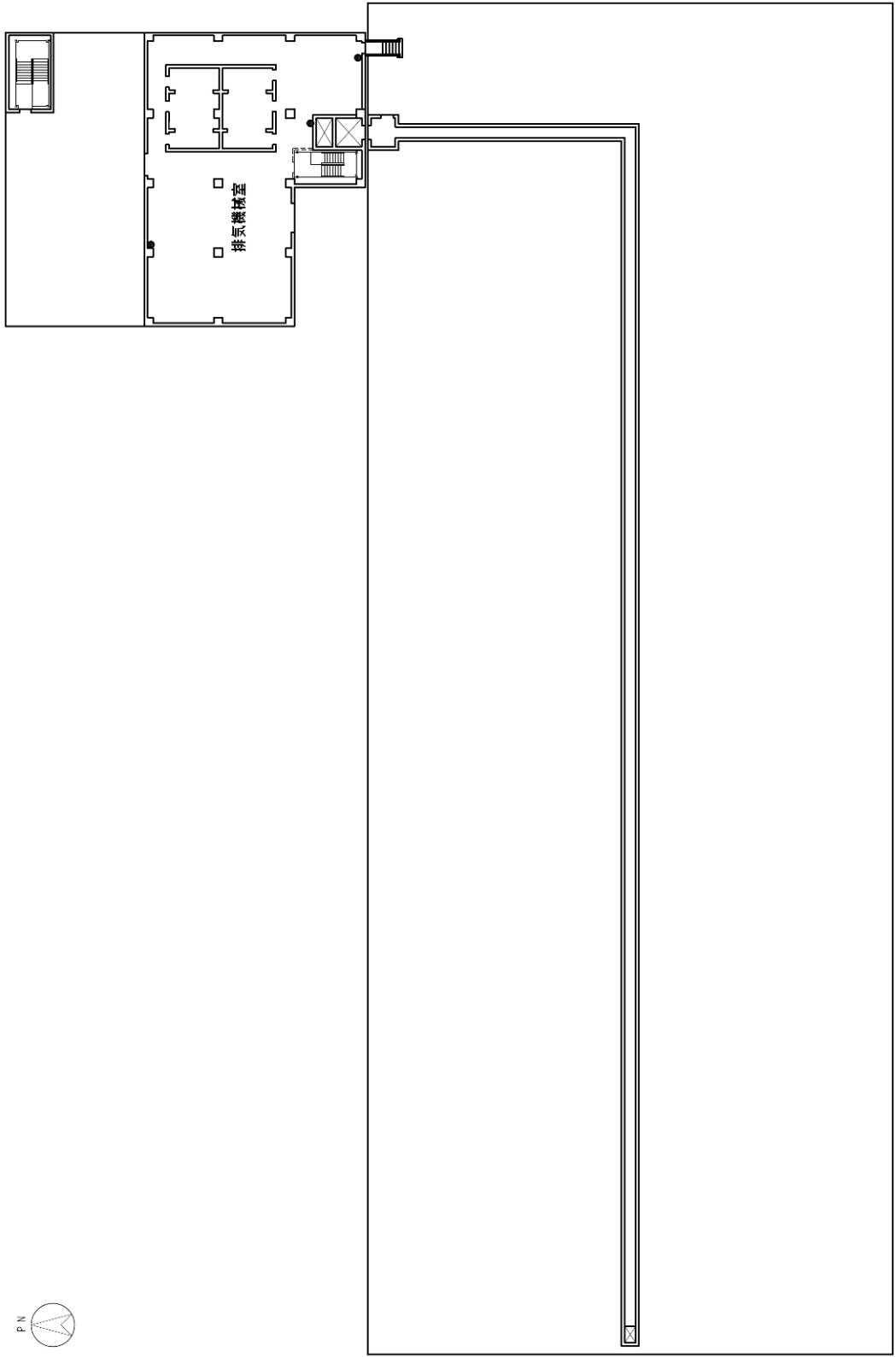
図-1 消火設備の取付箇所を明示した図面 (3 / 5)



固体廃棄物貯蔵庫第9棟 2階

凡 例	
	屋内消火栓設備
	消火器

図-1 消火設備の取付箇所を明示した図面 (4 / 5)



固体廃棄物貯蔵庫第9棟 屋上階

●	凡例
	消火器

図-1 消火設備の取付箇所を明示した図面 (5 / 5)

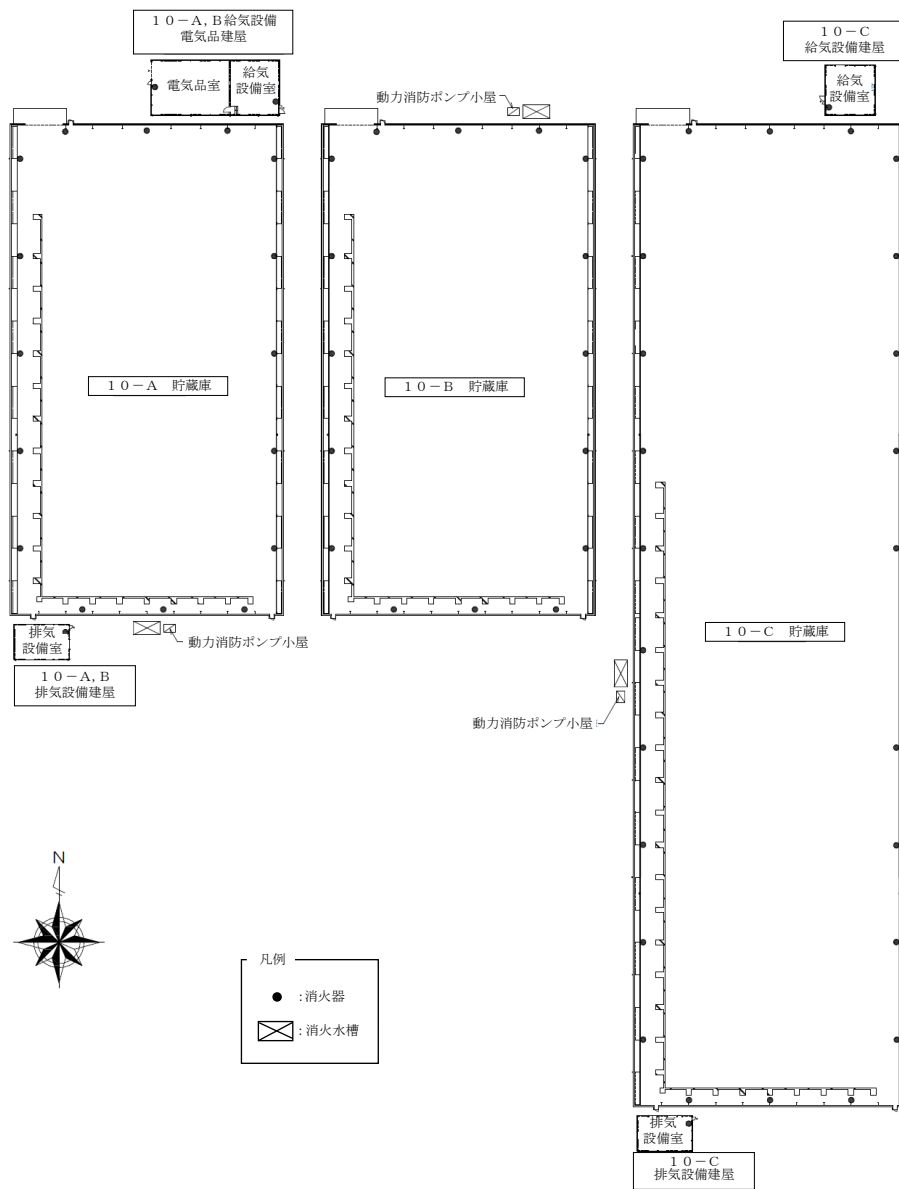


図-2 消火設備の取付箇所を明示した図面

固体廃棄物貯蔵庫第10棟の貯蔵形態について

1. 貯蔵容器に関する基本方針

固体廃棄物貯蔵庫第10棟は、廃炉作業にて発生した汚染土や減容処理設備にて減容処理した瓦礫類（金属瓦礫及びコンクリート瓦礫）を貯蔵容器に収納した状態で一時保管する。

瓦礫類を収納した貯蔵容器は、多段積み可能な20ft ハーフハイトコンテナ、10ft ハーフハイトコンテナを採用し、貯蔵室内に9段積みで保管することとし、運用については、海上輸送のための港湾施設で多用されているリーチスタッカーにて取扱うこととする。

2. 貯蔵容器の仕様

貯蔵容器は、福島第一原子力発電所で使用実績のあるISO規格のコンテナを採用し、20ft ハーフハイトコンテナ、10ft ハーフハイトコンテナの2つのサイズを使用する。

a. 20ft ハーフハイトコンテナ

大きさ：たて約 6,100mm × よこ約 2,400mm × 高さ約 1,300mm

内寸：たて約 5,950mm × よこ約 2,350mm × 高さ約 1,000mm

容量：約 14m³

b. 10ft ハーフハイトコンテナ

大きさ：たて約 3,000mm × よこ約 2,400mm × 高さ約 1,300mm

内寸：たて約 2,900mm × よこ約 2,350mm × 高さ約 1,000mm

容量：約 7m³

3. 貯蔵形態について

20ft ハーフハイトコンテナは、フレーム架台に設置し、9段積みの上部に遮蔽蓋を設置する（別紙－1参照）。

10ft ハーフハイトコンテナは2基を1セットとしてフレーム架台に設置し、9段積みの上部に遮蔽蓋を設置する（別紙－1参照）。

また、遮蔽蓋を設置後には、遮蔽蓋固縛治具の設置やラッシングにより、段積み状態の貯蔵容器が転倒しにくくするための措置を講じる。

2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備

2.11.1 基本設計

2.11.1.1 設置の目的

使用済燃料プールからの燃料取り出しは、燃料取り出し用カバー（構台及び換気設備含む）の設置による作業環境の整備、燃料等を取り扱う燃料取扱設備の設置を行い、燃料を使用済燃料プール内の使用済燃料貯蔵ラックから取り出し原子炉建屋から搬出することを目的とする。

使用済燃料プールからの燃料取り出し設備（以下、「燃料取り出し設備」という。）は、燃料取扱設備、構内用輸送容器、燃料取り出し用カバーで構成される。燃料取扱設備は、燃料取扱機、クレーンで構成され、燃料取り出し用カバーにより支持される。なお、燃料の原子炉建屋外への搬出には、構内用輸送容器を使用する。

また、クレーンはオペレーティングフロア上での資機材運搬や揚重等にも使用する。

2.11.1.2 要求される機能

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、二重のワイヤなどにより落下防止を図る他、駆動源喪失時にも燃料集合体を落下させない設計とする。

また、遮蔽、臨界防止を考慮した設計とする。

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は、除熱、密封、遮蔽、臨界防止を考慮した設計とする。また、破損燃料集合体を収納して輸送する容器については、燃料集合体の破損形態に応じて輸送中に放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

(3) 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは、燃料取扱設備の支持、作業環境の整備及び放射性物質の飛散・拡散防止ができる設計とする。

2.11.1.3 設計方針

燃料取り出し設備は、「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。）」等の規制基準を満たす設計とする。

その上で、燃料取り出し設備の設計において特に留意すべき点は、以下のとおり。

(1) 燃料取扱設備

a. 落下防止

(a) 使用済燃料貯蔵ラック上には、重量物を吊ったクレーンを通過できないようにインターロックを設け、貯蔵燃料への重量物の落下を防止できる設計とする。

(b) 燃料取扱機の燃料把握機は、二重のワイヤや種々のインターロックを設け、また、

クレーンの主要要素は、二重化を施すことなどにより、燃料移送操作中の燃料集合体等の落下を防止できる設計とする。

b. 遮蔽

燃料取扱設備は、使用済燃料プールから構内用輸送容器への燃料集合体の収容操作を、燃料の遮蔽に必要な水深を確保した状態で、水中で行うことができる設計とするか、放射線防護のための適切な遮蔽を設けて行う設計とする。

c. 臨界防止

燃料取扱設備は、燃料集合体を一体ずつ取り扱う構造とすることにより、燃料の臨界を防止する設計とする。

d. 放射線モニタリング

燃料取扱エリアの放射線モニタリングのため、放射線モニタを設け放射線レベルを測定し、これを免震重要棟集中監視室に表示すると共に、過度の放射線レベルを検出した場合には警報を発し、放射線業務従事者に伝える設計とする。

e. 単一故障

(a) 燃料取扱機の燃料把握機は、二重のワイヤや燃料集合体を確実につかんでいない場合には吊上げができない等のインターロックを設け、圧縮空気等の駆動源が喪失した場合にも、フックから燃料集合体が外れない設計とする。

(b) 燃料取扱機の安全運転に係わるインターロックは電源喪失、ケーブル断線で安全側になる設計とする。

(c) クレーンの主要要素は、二重化を施すことなどにより、移送操作中の構内用輸送容器等の落下を防止できる設計とする。

f. 試験検査

燃料取扱設備のうち安全機能を有する機器は、適切な定期的試験及び検査を行うことができる設計とする。

また、破損燃料を取り扱う場合、燃料取扱設備は、破損形態に応じた適切な取扱手法により、移送中の放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

(2) 構内用輸送容器

a. 除熱

使用済燃料の健全性及び構内用輸送容器構成部材の健全性が維持できるように、使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。

b. 密封

周辺公衆及び放射線業務従事者に対し、放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。

c. 遮蔽

内部に燃料を入れた場合に放射線障害を防止するため、使用済燃料の放射線を適切に遮蔽する設計とする。

d. 臨界防止

想定されるいかなる場合にも、燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。

また、破損燃料集合体を収納して輸送する容器は燃料集合体の破損形態に応じて輸送中に放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

(3) 燃料取り出し用カバー

a. 燃料取り出し作業環境の整備

燃料取り出し用カバーは、燃料取り出し作業に支障が生じることのないよう、風雨を遮る設計とする。

また、必要に応じ燃料取り出し用カバー内にローカル空調機を設置し、カバー内の作業環境の改善を図るものとする。

b. 放射性物質の飛散・拡散防止

燃料取り出し用カバーは、原子炉建屋から大気への開放部分を低減するとともに、換気設備を設け、排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出することにより、カバー内の放射性物質の大気への放出を抑制し、敷地周辺の線量への影響を達成できる限り低減できる設計とする。

(4) 大型カバー（燃料取り出し用カバー）

大型カバーは、その必要な安全機能について、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計とする。

大型カバーは、その健全性及び能力を確認するため、適切な方法により、その必要な安全機能を検査ができる設計とする。

2.11.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、動力源がなくなった場合においても吊り荷を保持し続けること。

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は、除熱、密封、遮蔽、臨界防止の安全機能が維持されていること。

(3) 燃料取り出し用カバー

対象外とする。

2.11.1.5 主要な機器

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、燃料取扱機、クレーンで構成する。なお、2号機の燃料取扱設備には、これらに加えてジブクレーンを備える。

a. 燃料取扱機

燃料取扱機は、使用済燃料プール及びキャスクピット上を水平に移動するブリッジ並びにその上を移動するトロリで構成する。なお、2号機の燃料取扱機は、低床ジブクレーンとし、原子炉建屋オペレーティングフロア、燃料取り出し用カバー間を水平に移動する走行台車とその上に設置する旋回体で構成する。

b. クレーン

クレーンは、オペレーティングフロア上部を水平に移動するガーダ及びその上を移動するトロリで構成する。なお、2号機のクレーンは、低床ジブクレーンとし、原子炉建屋オペレーティングフロア、燃料取り出し用カバー間を水平に移動する走行台車とその上に設置する旋回体で構成する。

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は、容器本体、蓋、バスケット等で構成する。

(3) 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは、2号機を除き使用済燃料プールを覆う構造としており、必要により、燃料取扱機支持用架構及びクレーン支持用架構を有する。

なお、2号機については、燃料取扱機支持用架構及びクレーン支持用架構を有する燃料取り出し用構台を新設し、既存の原子炉建屋に新たに設ける開口部から、燃料取扱設備を出し入れする構造とする。

また、燃料取り出し用カバーは換気設備及びフィルタユニットを有する。

1号機の燃料取り出し用カバーは、大型カバーとその内部に設ける内部カバーで構成する。

なお、換気設備の運転状態やフィルタユニット出入口で監視する放射性物質濃度等の監視状態は現場制御盤及び免震重要棟集中監視室に表示され、異常時は警報を発するなどの管理を行う。

2.11.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

燃料取扱設備は、東北地方太平洋沖地震津波相当の津波が到達しないと考えられる原子炉建屋オペレーティングフロア上（地上からの高さ約30m）に設置する。

燃料取り出し用カバーは鉄骨構造と鋼製の外装材により構成されているが、閉空間になっておらず、津波襲来時には、水は燃料取り出し用カバーの裏側に回り込み、津波による影響を受けない。

(2) 豪雨，台風，竜巻，落雷

燃料取り出し用カバーは，建築基準法及び関係法令に基づいた風圧力に対し耐えられるよう設計する。

燃料取扱設備は，建築基準法及び関係法令に基づいた風圧力に対し耐えられるよう設計している燃料取り出し用カバー内に設置する。

燃料取り出し用カバーは外装材で覆うことにより風雨を遮る設計とする。燃料取扱設備は，風雨を遮る設計である燃料取り出し用カバー内に設置する。

燃料取扱設備および燃料取り出し用構台は建築基準法及び関連法令に従い必要に応じて避雷設備を設ける。

(3) 外部人為事象

外部人為事象に対する設計上の考慮については，Ⅱ.1.14 参照。

(4) 火災

燃料取り出し用カバー及び燃料取り出し用カバー内外の主要構成部材は不燃性のものを使用し，電源盤については不燃性又は難燃性，ケーブルについては難燃性のものを可能な限り使用し，火災が発生することを防止する。火災の発生が考えられる箇所について，火災の早期検知に努めるとともに，消火器を設置することで初期消火活動を可能にし，火災による影響を軽減する。

(5) 環境条件

燃料取扱設備については，燃料取り出し用カバーに換気設備を設け，排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出することとしている。

燃料取り出し用カバーの外部にさらされている鉄骨部及び機器等は，劣化防止を目的に，塗装を施す。

(6) 被ばく低減対策

放射線業務従事者が立ち入る場所の外部放射線に係る線量率を把握し，作業時間等を管理することで，作業時の被ばく線量が法令に定められた線量限度を超えないようにする。

また，放射線業務従事者の被ばく線量低減策として，大組した構造物をクレーンにてオペレーティングフロアへ吊り込むことにより，オペレーティングフロア上での有人作業の削減を図る。

2.11.1.7 運用

(1) 燃料集合体の健全性確認

使用済燃料プールに貯蔵されている燃料集合体について，移送前に燃料集合体の機械的健全性を確認する。

(2) 破損燃料の取り扱い

燃料集合体の機械的健全性確認において，破損が確認された燃料集合体を移送する

場合には、破損形態に応じた適切な取扱手法及び収納方法により、放射性物質の飛散・拡散を防止する。

2.11.1.8 構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

a. 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、設計、材料の選定、製作及び検査について、適切と認められる規格及び基準による。

燃料取扱設備は、地震荷重等の適切な組合せを考慮しても強度上耐え得る設計とする。

b. 構内用輸送容器

構内用輸送容器は取扱中における衝撃、熱等に耐え、かつ、容易に破損しない設計とする。

構内用輸送容器は、設計、材料の選定、製作及び検査について適切と認められる規格及び基準によるものとする。

c. 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは、設計、材料の選定、製作及び検査について、適切と認められる規格及び基準を原則とするが、特殊な環境下での設置となるため、必要に応じ解析や試験等を用いた評価により確認する。

燃料取り出し用カバーは、燃料取扱設備を支持するために必要な構造強度を有する設計とする。

(2) 耐震性

a. 燃料取扱設備

(a) 燃料取扱機

燃料取扱機は、2021年9月8日及び2022年11月16日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ、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（公衆への被ばく影響）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適切な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。

ただし、2021年9月8日以前に認可された設備については、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして耐震クラスを分類している。

(b) クレーン

クレーンは、2021年9月8日及び2022年11月16日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ、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（公衆への被ばく影響）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適切な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。

ただし、2021年9月8日以前に認可された設備については、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして耐震クラスを分類している。

b. 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは、2021年9月8日及び2022年11月16日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ、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（公衆への被ばく影響）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適切な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。

ただし、2021年9月8日以前に認可された設備については、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして耐震クラスを分類している。

2.11.2 基本仕様

2.11.2.1 主要仕様

(1) 燃料取扱設備

(2号機, 3号機及び4号機を除く)

a. 燃料取扱機

個数 1 式

b. クレーン

個数 1 式

(4号機)

a. 燃料取扱機

型式 燃料把握機付移床式

基数 1 基

定格荷重 燃料把握機 : 450kg

補助ホイスト : 450kg

b. クレーン

型式 天井走行式

基数 1 基

定格荷重 主巻 : 100t

補巻 : 5t

ホイスト : 10t

c. エリア放射線モニタ

検出器の種類 半導体検出器

計測範囲 10^{-3} ~10mSv/h

個数 2 個

取付箇所 4号機 原子炉建屋 5FL (燃料取り出し用カバーオペフロ階)

(3号機)

a. 燃料取扱機

型式	燃料把握機付移床式		
基数	1基		
定格荷重	燃料把握機	:	1t
	西側補助ホイス	:	4.9t
	東側補助ホイス	:	4.9t
	テンシルトラス	:	1.5t

b. クレーン

型式	床上走行式		
基数	1基		
定格荷重	主巻	:	50t
	補巻	:	5t

c. エリア放射線モニタ

検出器の種類	半導体検出器		
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^2 \text{mSv/h}$		
個数	2個		
取付箇所	3号機 燃料取り出し用カバー 燃料取り出し作業フロア		

(2号機)

a. 燃料取扱機

型式	低床ジブクレーン		
基数	1基		
定格荷重	: 1t		

b. クレーン

型式	低床ジブクレーン		
基数	1基		
定格荷重	: 47t		

c. ジブクレーン

型式	低床ジブクレーン		
基数	1基		
定格荷重	: 3.9t		

d. エリア放射線モニタ

検出器の種類	半導体検出器
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^2 \text{mSv/h}$
個数	2 個
取付箇所	2 号機 燃料取り出し用構台作業エリア

(2) 構内用輸送容器

(3号機及び4号機を除く)

基数	1 式
----	-----

(4号機)

型式	NFT-22B 型
収納体数	22 体
基数	2 基

型式	NFT-12B 型
収納体数	12 体
基数	2 基

(3号機)

種類	密封式円筒形
収納体数	7 体
基数	2 基

種類	密封式円筒形
収納体数	2 体
基数	1 基

(3) 燃料取り出し用カバー（構台及び換気設備含む）

（4号機）

a. 燃料取り出し用カバー

種類	鉄骨造
寸法	約 69m（南北）×約 31m（東西）×約 53m（地上高） （作業環境整備区画） 約 55m（南北）×約 31m（東西）×約 23m（オペレーティングフロア上部高さ）
個数	1 個

b. 送風機（給気フィルタユニット）

種類	遠心式
容量	25,000m ³ /h
台数	3 台

c. プレフィルタ（給気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ（袋型）
容量	25,000m ³ /h
台数	3 台

d. 高性能粒子フィルタ（給気フィルタユニット）

種類	高性能粒子フィルタ
容量	25,000m ³ /h
効率	97%（粒径 0.3 μm）以上
台数	3 台

e. 排風機（排気フィルタユニット）

種類	遠心式
容量	25,000m ³ /h
台数	3 台

f. プレフィルタ（排気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ（袋型）
容量	25,000m ³ /h
台数	3 台

g. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

種類	高性能粒子フィルタ
容量	25,000m ³ /h
効率	97%（粒径 0.3 μm）以上
台数	3 台

h. 放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

(a) 排気フィルタユニット入口

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10 ⁰ ~10 ⁴ s ⁻¹
台数	1 台

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については、Ⅱ2.15 放射線管理関係設備等参照

i. ダクト

(a) カバー内ダクト

種類	長方形はげ折りダクト／鋼板ダクト
材質	溶融亜鉛めっき鋼板（SGCC 又は SGHC）／SS400

(b) 屋外ダクト

種類	長方形はげ折りダクト／鋼板ダクト
材質	溶融亜鉛めっき鋼板 （SGCC 又は SGHC，ガルバニウム付着）／SS400

(c) 柱架構ダクト

種類	柱架構
材質	鋼材

（3号機）

a. 燃料取り出し用カバー

種類	鉄骨造
寸法	約 19m（南北）×約 57m（東西）×約 54m（地上高） （作業環境整備区画） 約 19m（南北）×約 57m（東西）×約 24m（オペレーテ ィングフロア上部高さ）
個数	1 個

b. 排風機

種類	遠心式
容量	30,000m ³ /h
台数	2台

c. プレフィルタ（排気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ
容量	10,000m ³ /h
台数	4台

d. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

種類	高性能粒子フィルタ
容量	10,000m ³ /h
効率	97%（粒径0.3μm）以上
台数	4台

e. 放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

(a) 排気フィルタユニット入口

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10 ⁻¹ ～10 ⁵ s ⁻¹
台数	1台

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については、Ⅱ2.15 放射線管理関係設備等参照

f. ダクト

種類	はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	ガルバリウム鋼板／SS400

(2号機)

a. 燃料取り出し用構台

種類	鉄骨造
寸法	約33m（南北）×約27m（東西）×約45m（地上高） （作業環境整備区画） 約33m（南北）×約27m（東西）×約17m（オペレーティングフロア上部高さ）
個数	1個

b. 排風機

種類	遠心式
容量	30,000m ³ /h
台数	2台

c. プレフィルタ（排気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ
容量	10,000m ³ /h
台数	4台

d. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

種類	高性能粒子フィルタ
容量	10,000m ³ /h
効率	97%（粒径 0.3 μm）以上
台数	4台

e. 放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

(a) 排気フィルタユニット入口

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10 ⁻¹ ～10 ⁵ s ⁻¹
台数	4台

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については、Ⅱ2.15 放射線管理関係設備等参照

f. ダクト

種類	はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	ガルバリウム鋼板／SS400

(1号機)

a. 大型カバー

種類	鉄骨造
寸法	約 66m（南北）×約 56m（東西）×約 68m（地上高） （作業環境整備区画）

約 66m（南北）×約 56m（東西）×約 40m（オペレーティングフロア上部高さ）

個数 1 個

b. 排風機

種類	遠心式
容量	30,000m ³ /h
台数	2台（うち1台予備）

c. プレフィルタ（排気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ
容量	30,000m ³ /h
台数	2台（うち1台予備）

d. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

種類	高性能粒子フィルタ
容量	30,000m ³ /h
効率	97%（粒径0.3μm）以上
台数	2台（うち1台予備）

e. 放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

(a) 排気フィルタユニット入口

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10 ⁰ ~10 ⁴ s ⁻¹
台数	2台

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については、Ⅱ2.15 放射線管理関係設備等参照

f. ダクト

種類	はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	ガルバリウム鋼板／SS400

2.11.3 添付資料

添付資料－1 燃料取扱設備の設計等に関する説明書

添付資料－1－1 燃料の落下防止，臨界防止に関する説明書※¹

添付資料－1－2 放射線モニタリングに関する説明書※¹

添付資料－1－3 燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書※²

添付資料－2 構内用輸送容器の設計等に関する説明書

添付資料－2－1 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書※²

添付資料－2－2 破損燃料用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書※²

添付資料－2－3 構内輸送時の措置に関する説明書※²

添付資料－3 燃料取り出し用カバーの設計等に関する説明書

添付資料－3－1 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能に関する説明書

添付資料－3－2 移送操作中の燃料集合体の落下※¹

添付資料－4 構造強度及び耐震性に関する説明書

添付資料－4－1 燃料取扱設備の構造強度及び耐震性に関する説明書※¹

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

添付資料－4－3 燃料取り出し用カバー換気設備の構造強度及び耐震性に関する説明書

添付資料－5 使用済燃料プールからの燃料取り出し工程表※¹

添付資料－6 福島第一原子力発電所第1号機原子炉建屋カバーに関する説明書

添付資料－7 福島第一原子力発電所第2号機原子炉建屋外壁の開口設置について

添付資料－7－1 福島第一原子力発電所第2号機原子炉建屋西側外壁の開口設置について

添付資料－7－2 福島第一原子力発電所第2号機原子炉建屋南側外壁の開口設置について

※¹（2号機，3号機及び4号機を除く）及び※²（3号機及び4号機を除く）の説明書については，別途申請する。

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 本説明書の記載範囲

本説明書は、1号機、2号機、3号機及び4号機燃料取り出し用カバーの放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について記載するものである。

2 4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

2.1 燃料取り出し用カバーについて

2.1.1 概要

燃料取り出し用カバーは、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、使用済燃料プール内がれき撤去時の放射性物質の舞い上がり、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、燃料取り出し用カバー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。

2.1.2 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーの大きさは、約 69m（南北）×約 31m（東西）×約 53m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり、壁面及び屋根面は風雨を遮る外装材で覆う計画である。屋根面及び壁面上部には勾配を設けて、雨水の浸入を防止する構造とする。（図 2-1 燃料取り出し用カバー概略図参照）

2.1.3 換気設備

2.1.3.1 系統構成

換気設備は、燃料取り出し用カバー内気体を吸引し、排気ダクトを經由して燃料取り出し用カバーの外部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、排風機等で構成され、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、換気風量約 25,000m³/h のユニットを 3 系列（うち 1 系列は予備）設置し、約 50,000m³/h の換気風量で運転する。

また、燃料取り出し用カバー内の放射性物質や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。（図 2-2 燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図、図 2-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図、図 2-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図参照）

燃料取り出し用カバー換気設備の電源は、異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。(図 2-5 燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図参照)

なお、4号機での燃料取り出し作業は、有人での作業を計画していることから、燃料取り出し用カバー内の放射性物質濃度の低減のため、給気フィルタユニットを有する構造とする。給気フィルタユニットは、プレフィルタ、送風機、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燃料取り出し用カバー内へ放出する。

給気フィルタユニットは、換気風量約 25,000m³/h のユニットを 3 系列 (うち 1 系列は予備) 設置し、約 50,000m³/h の換気風量で運転する。

表 2-1 換気設備構成

設備名	構成・配置等
給気フィルタユニット	配置：原子炉建屋南側の屋外に 3 系列 (うち予備 1 系列) 設置 構成：プレフィルタ 送風機 高性能粒子フィルタ (効率 97% (粒径 0.3 μm) 以上) フィルタ線量計 (高性能粒子フィルタに設置) フィルタ差圧計 (プレフィルタ, 高性能粒子フィルタに設置)
給気吹出口	配置：カバー内の側部に設置
排気吸込口	配置：カバー内の天井部に設置
排気フィルタユニット	配置：原子炉建屋南側の屋外に 3 系列 (うち予備 1 系列) 設置 構成：プレフィルタ 高性能粒子フィルタ (効率 97% (粒径 0.3 μm) 以上) 排風機 フィルタ線量計 (高性能粒子フィルタに設置) フィルタ差圧計 (プレフィルタ, 高性能粒子フィルタに設置)
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置
放射性物質濃度測定器	測定対象：カバー内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様：検出器種類 シンチレーション検出器 計測範囲 10 ⁰ ~10 ⁴ s ⁻¹ 台数 排気フィルタユニット入口 1 台 排気フィルタユニット出口 2 台

2.1.3.2 換気風量について

燃料取り出し用カバー内の環境は、燃料取扱機、クレーン及び電源盤の設備保護のため40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。また、カバー内での燃料取り出し作業は、有人による作業を計画していることから、作業エリアには、局所的にローカル空調機を設け夏期及び冬期の作業環境の向上を図るものとする。

燃料取り出し用カバー内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は、下式により求められ約50,000m³/hとなる。

$$Q=q/(C_p \cdot \rho \cdot (t_1-t_2) \cdot 1/3600)$$

Q : 換気（排気）風量（m³/h）

q : 設計用熱負荷，約143（kW）（機器発熱）※1

C_p : 定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ : 密度，1.2（kg/m³）

t₁ : カバー内温度，40（℃）

t₂ : 設計用外気温度，31.5（℃）※2

※1 10%の余裕を含む

※2 28.5℃（小名浜気象台で観測された1971年～1975年の5年間の観測データにおける累積出現率が99%となる最高温度）+約3℃（送風機のヒートアップによる温度上昇）

2.1.3.3 運転管理および保守管理

(1) 運転管理

送風機・排風機の起動/停止操作は、屋外地上部に設置した現場制御盤で行うものとし、故障等により送風機・排風機が停止した場合には、予備機が自動起動する。

現場制御盤では、送風機・排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの異常を検知した場合には、警報を発する。また、免震重要棟でも同様に、送風機・排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの情報に異常を検知した場合は、警報を発するシステムとなっている。

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し、燃料取り出し用カバー内から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

(2) 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。なお、排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については、外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し、機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また、フィルタについては、差圧計（プレフィルタ、高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら、必要な時期に交換する。

2.1.3.4 異常時の措置

燃料取り出し用カバー換気設備が停止しても、セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は、 $1 \times 10^{-3} \sim 1 \times 10^{-5} \%$ 程度であり、4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（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから、放射性物質の異常な放出とならないと考えられる。また、4号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は、Cs-134： $4.5 \times 10^0 \text{Bq/cm}^3$ 、Cs-137： $6.6 \times 10^0 \text{Bq/cm}^3$ （平成24年1月30日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果）である。

なお、燃料取り出し用カバー換気設備は、機器の単一故障が発生した場合を想定して、送風機、排風機及び電源の多重化を実施しており、切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また、排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については、2台の連続運転とし、1台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。

2.2 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

2.2.1 排気フィルタによる低減効果

燃料取り出し用カバー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、高性能粒子フィルタ（効率97%（粒径 $0.3 \mu\text{m}$ 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、 $1 \times 10^{-3} \sim 1 \times 10^{-5} \%$ 程度であり、4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。（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）

表2-2に発電所敷地内で測定された放射性物質濃度を示す。仮に、燃料取り出し用カバー内が表2-2に示す放射性物質濃度のうち、濃度の高い4号機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、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2-3の通りとなる。

表 2-2 発電所敷地内の放射性物質濃度 (Bq/cm³)

核種	4号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の濃度 (平成23年6月18日測定)	福島第一原子力発電所西門の濃度 (平成23年6月18日測定) ※
Cs-134	約 1.2×10^{-4}	約 5.4×10^{-6}
Cs-137	約 1.1×10^{-4}	約 6.2×10^{-6}

※現在は、検出限界値以下であるが、4号機オペレーティングフロア上の測定値との比較のため、平成23年6月18日の測定値とした。

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

Q : フィルタ通過後の放射性物質濃度 (Bq/cm³)

C : カバー内に吸い込まれる外気の放射性物質濃度 (Bq/cm³) (表 2-2 参照)

f : フィルタ効率 (高性能粒子フィルタ 97%)

表 2-3 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 3.6×10^{-6}
Cs-137	約 3.3×10^{-6}

以上の結果、表 2-2 及び表 2-3 より、フィルタ通過後の放射性物質濃度は西門での放射性物質濃度よりも低いレベルとなる。

2.2.2 敷地境界線量 (本換気設備は、2013年11月に運用開始しており、運用後の放出管理及び線量評価は「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」により行っている。)

2.2.2.1 評価条件

- (1) 燃料取り出し用カバー内が、表 2-2 に示す4号機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) 燃料取り出し用カバーの供用期間である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。

2.2.2.2 評価方法

燃料取り出し用カバー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。

- (1) 放射性雲からの γ 線に起因する実効線量
- (2) 吸入摂取による実効線量
- (3) 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

2.2.2.3 放射性雲からの γ 線に起因する実効線量

放射性物質の γ 線に起因する実効線量については、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の放射性雲からの γ 線による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

- (1) 計算地点における空気カーマ率の計算

計算地点 (x, y, 0) における空気カーマ率は、次式により計算する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4 \pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots \quad 2-1$$

ここで、 D : 計算地点(x, y, 0)における空気カーマ率 (μ Gy/y)

K_1 : 空気カーマ率への換算係数 ($4.46 \times 10^{-4} \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{ Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$)

E : γ 線の実効エネルギー (0.5MeV/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。

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

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

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

なお、 $\chi(x', y', z')$ は、次式により計算する。

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

- ここで、 Q : 放射性物質の放出率 (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)

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。

(2) 実効線量の計算

計算地点における年間の実効線量は、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、次式により計算する。

$$H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot (\bar{D}_L + \bar{D}_{L-1} + \bar{D}_{L+1}) \cdots \cdots \cdots 2-3$$

- ここで、 H_γ : 放射性物質の γ 線に起因する年間の実効線量 (μ Sv/y)
 K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 (0.8μ Sv/ μ Gy)
 f_h : 家屋の遮蔽係数 (1.0)
 f_0 : 居住係数 (1.0)

($\bar{D}_L + \bar{D}_{L-1} + \bar{D}_{L+1}$) : 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/y)。これらは 2-1 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。

2.2.2.4 吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量については、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の吸入摂取による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地表空気中濃度の計算

計算地点における年平均地表空気中濃度 $\bar{\chi}$ は、2-2 式を用い、隣接方位からの寄与も考慮して、次式により計算する。

$$\bar{\chi} = \sum_j \bar{\chi}_{jL} + \sum_j \bar{\chi}_{jL-1} + \sum_j \bar{\chi}_{jL+1} \cdots \cdots \cdots 2-4$$

- ここで、 j : 大気安定度 (A~F)

L : 計算地点を含む方位

(2) 線量の計算

放射性物質の呼吸による実効線量は、次式により計算する。

$$H_i = 365 \cdot \sum_i K_{Li} \cdot A_{Li} \quad \dots \dots \dots \quad 2-5$$

$$A_{Li} = M_a \cdot \bar{\chi}_i \quad \dots \dots \dots \quad 2-6$$

ここで、 H_i : 吸入摂取による年間の実効線量 (μ Sv/y)
 365 : 年間日数への換算係数 (d/y)
 K_{Li} : 核種 i の吸入摂取による成人実効線量換算係数 (μ Sv/Bq)
 A_{Li} : 核種 i の吸入による摂取率 (Bq/d)
 M_a : 人間の呼吸率 (m^3/d)
 (成人の1日平均の呼吸率: 22.2 m^3/d を使用)
 $\bar{\chi}_i$: 核種 i の年平均地表空气中濃度 (Bq/ m^3)

表 2-4 吸入摂取による成人の実効線量換算係数 (μ Sv/Bq)

核種	Cs-134	Cs-137
K_{Li}	2.0×10^{-2}	3.9×10^{-2}

2.2.2.5 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については、「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」の地面に沈着した放射性物質濃度を計算し、放射性物質濃度からの実効線量への換算係数を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地上空气中濃度の計算

計算地点における年平均地上空气中濃度 $\bar{\chi}$ は、2-4 式により計算する。

(2) 線量の計算

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、次式により計算する。

$$H_G = \sum_i K_{Gi} \cdot S_{Oi} \quad \dots \dots \dots \quad 2-7$$

$$S_{Oi} = \bar{\chi}_i \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{\lambda_i} \cdot (1 - e^{-\lambda_i \cdot T_o}) \quad \dots \dots \dots \quad 2-8$$

ここで、 H_G : 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する
 年間の実効線量 (μ Sv/y)
 K_{Gi} : 核種 i の地表沈着による外部被ばく線量換算係数 ($\frac{\mu$ Sv/y / Bq/ m^2)

- S_{0i} : 核種 i の地表濃度 (Bq/m²)
 \bar{x}_i : 核種 i の年平均地表空気中濃度 (Bq/m³)
 V_g : 沈着速度 (0.01m/s)
 λ_i : 核種 i の物理的減衰係数 (s⁻¹)
 T_0 : 放射性物質の放出期間 (s) (カバー供用期間の5年を想定)
 f_1 : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (保守的に1を用いる)

表 2-5 核種 i の地表沈着による外部被ばく線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m²))

核種	Cs-134	Cs-137
K_{Gi}	1.5×10^{-15}	5.8×10^{-16}

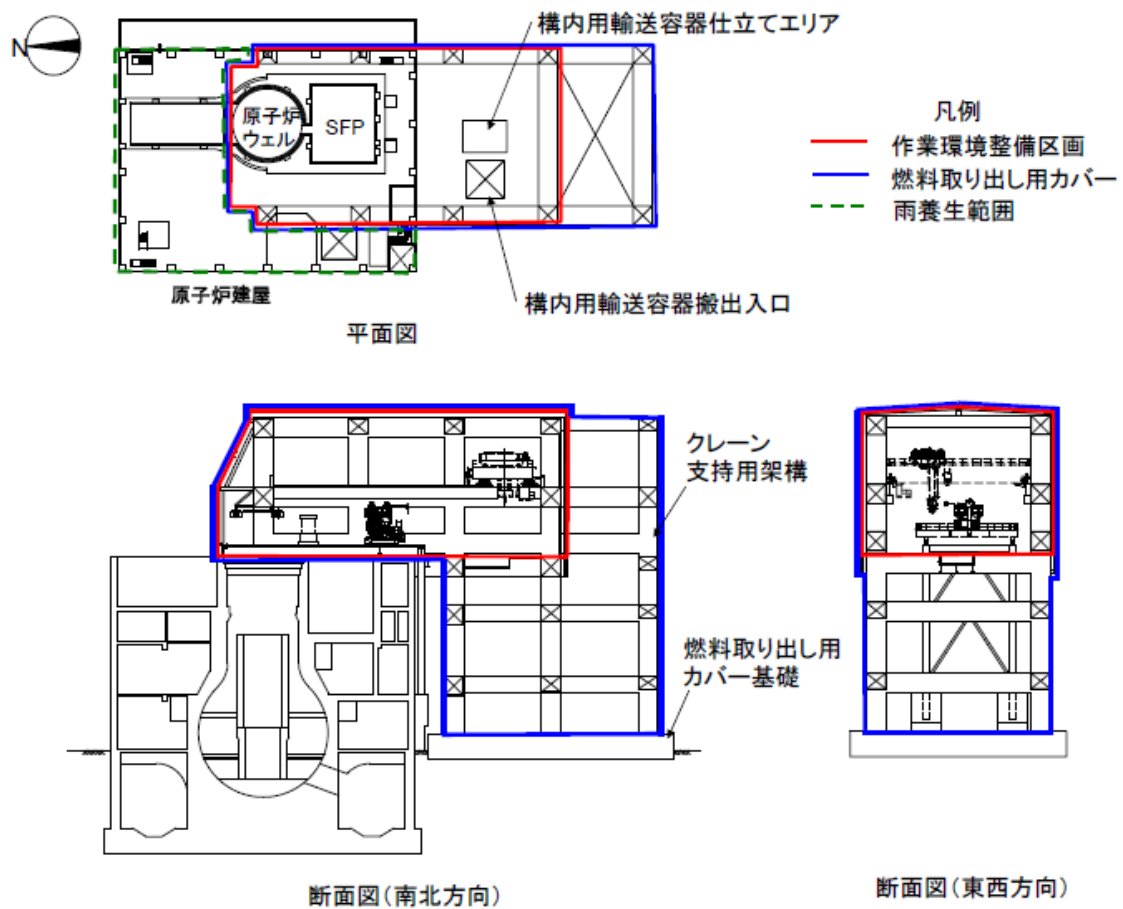
2.2.2.6 評価結果

表 2-3 に示す濃度の放射性物質の放出が燃料取り出し用カバーの供用期間である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0.008mSv/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 2-6 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)に比べても十分に低いと評価される。

表 2-6 燃料取り出し用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 1.3×10^{-7}	約 5.4×10^{-5}	約 7.4×10^{-3}	約 7.5×10^{-3}



【燃料取り出し用カバー】

- ・ 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- ・ 燃料取り出し用カバーのうち、作業環境整備区画は外装材等により区画し、換気対象範囲とする。

【雨養生範囲】

- ・ 燃料取り出し用カバー以外のオペレーティングフロアエリアは雨水対策を施す。
- ・ 換気対象範囲外とする。

図 2-1 燃料取り出し用カバー概略図

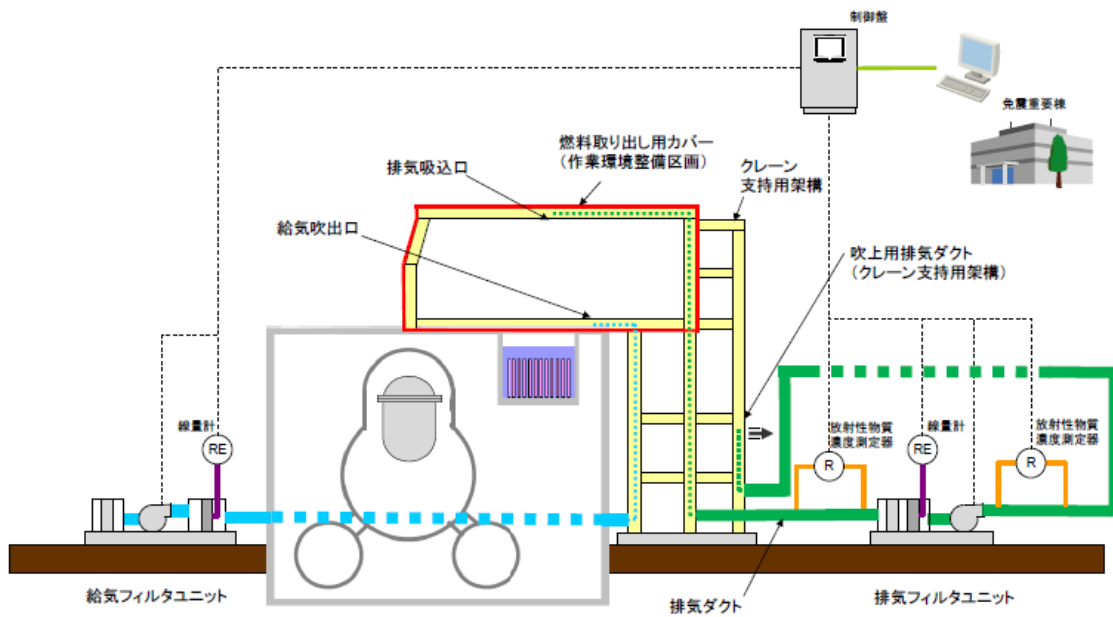


図 2-2 燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

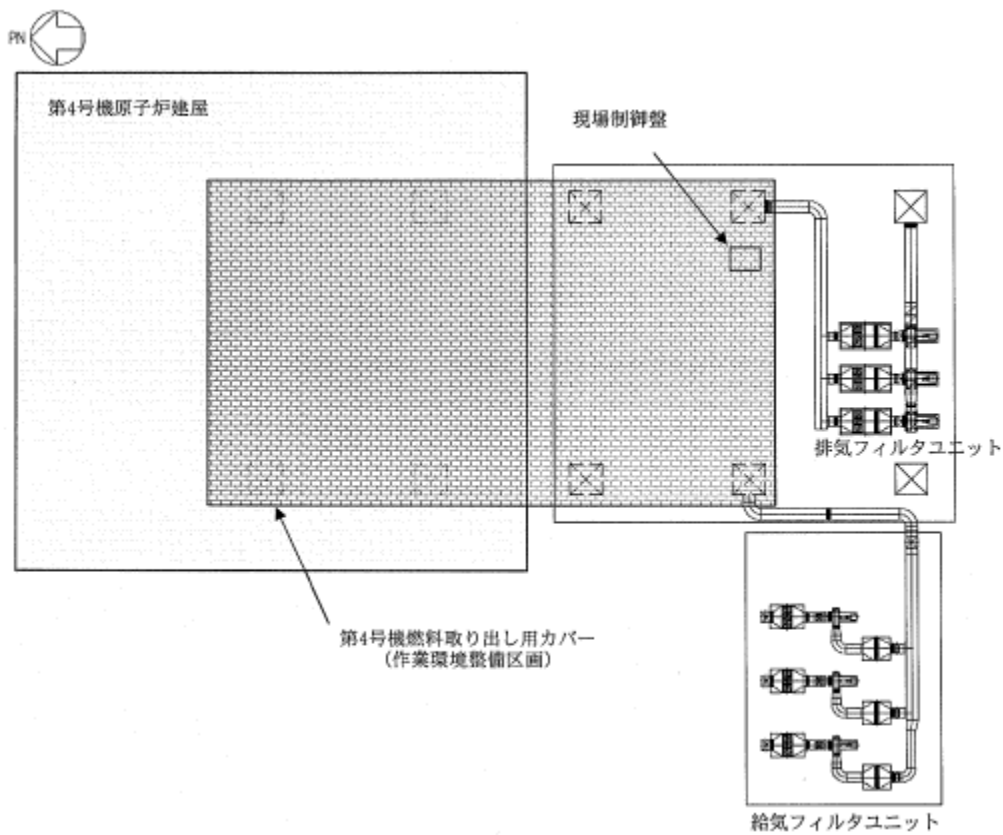


図 2-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図

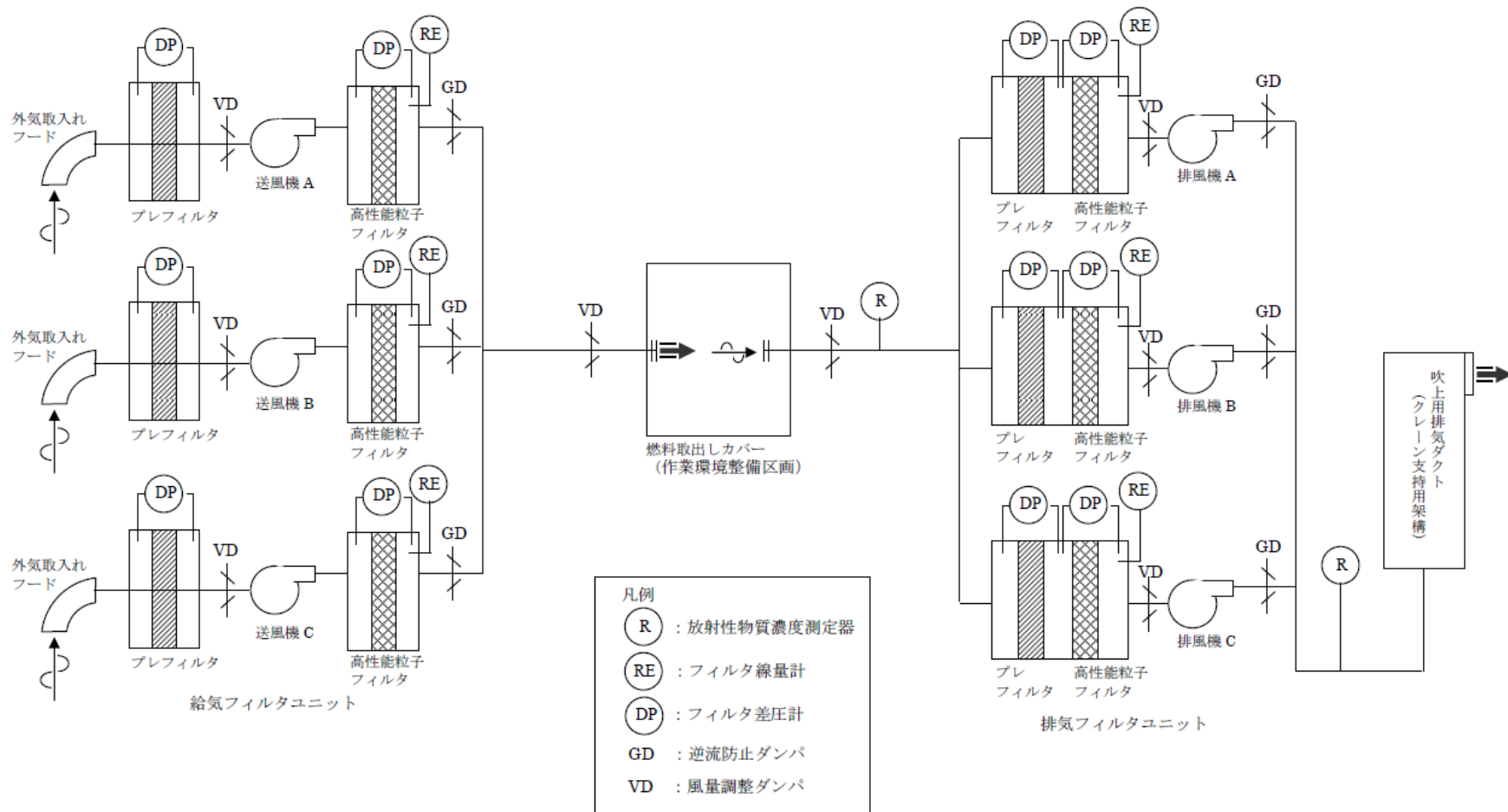
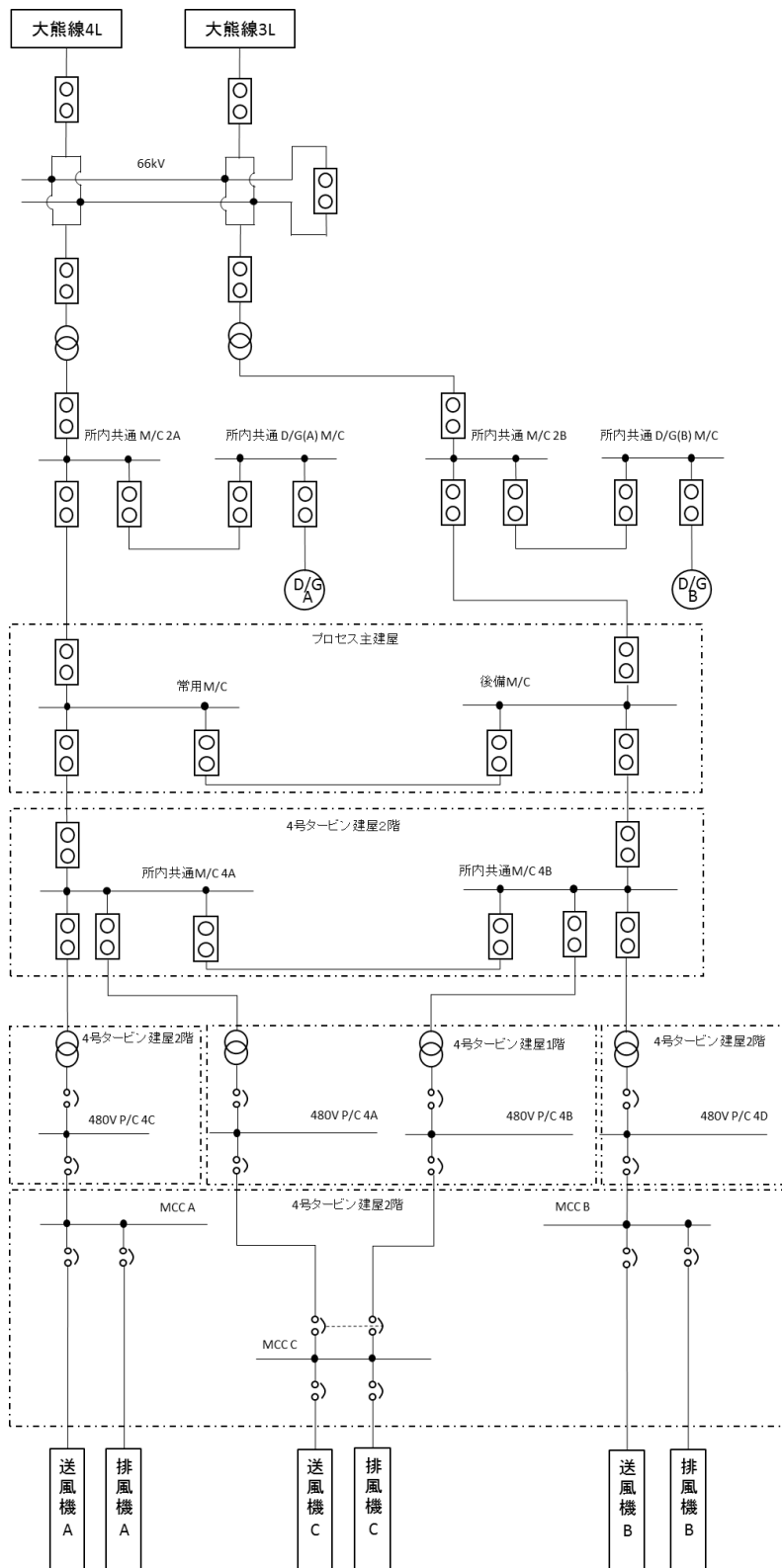


図 2-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図



※平成 29 年 9 月時点

図 2-5 燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図

3 3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

3.1 燃料取り出し用カバーについて

3.1.1 概要

燃料取り出し用カバーは、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、使用済燃料プール内がれき撤去時の放射性物質の舞い上がり、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、燃料取り出し用カバー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。

3.1.2 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーの大きさは、約 19m（南北）×約 57m（東西）×約 54m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり、ドーム状の屋根を外装材で覆い、風雨を遮る構造とする。（図 3-1 燃料取り出し用カバー概略図参照）

3.1.3 換気設備

3.1.3.1 系統構成

換気設備は、燃料取り出し用カバー内気体を吸引し、排気ダクトを経由して燃料取り出し用カバーの外部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、約 30,000m³/h の換気風量で運転する。

また、燃料取り出し用カバー内の放射性物質や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。（図 3-2 燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図、図 3-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図、図 3-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図参照）

燃料取り出し用カバー換気設備の電源は、異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。（図 3-5 燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図参照）

表 3-1 換気設備構成

設備名	構成・配置等
排気吸込口	配置：カバー内の天井部に設置
排気フィルタユニット	配置：原子炉建屋西側の屋外に 4 系列（うち予備 1 系列）設置 構成：プレフィルタ 高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3 μm）以上） フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置） フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
排風機	配置：原子炉建屋西側の屋外に 2 系列（うち予備 1 系列）設置
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置
放射性物質濃度測定器	測定対象：カバー内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様：検出器種類 シンチレーション検出器 計測範囲 $10^{-1} \sim 10^5 \text{s}^{-1}$ 台数 排気フィルタユニット入口 1 台 排気フィルタユニット出口 2 台

3.1.3.2 換気風量について

燃料取り出し用カバー内の環境は、燃料取扱機、クレーン及び電源盤の設備保護のため 40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。

燃料取り出し用カバー内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は、下式により求められる風量に余裕をみた約 30,000m³/h とする。

$$Q=q/(C_p \cdot \rho \cdot (t_1-t_2) \cdot 1/3600)$$

Q：換気（排気）風量（m³/h）

q：設計用熱負荷，約 60（kW）

（機器発熱，日射，使用済燃料プールからの熱，原子炉からの熱）※¹

C_p：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ：密度，1.2（kg/m³）

t₁：カバー内温度，40（℃）

t₂：設計用外気温度，28.5（℃）※²

※¹ 約 10%の余裕を含む

※² 小名浜気象台で観測された 1972 年～1976 年の 5 年間の観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度

3.1.3.3 運転管理および保守管理

(1) 運転管理

排風機の起動/停止操作は、屋外地上部に設置したコンテナハウス内の現場制御盤で行うものとし、故障等により排風機が停止した場合には、予備機が自動起動する。

現場制御盤では、排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの異常を検知した場合には、警報を発する。また、免震重要棟でも同様に、排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの情報に異常を検知した場合は、警報を発するシステムとなっている。

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し、燃料取り出し用カバー内から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

(2) 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。なお、排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については、外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し、機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また、フィルタについては、差圧計（プレフィルタ、高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら、必要な時期に交換する。

3.1.3.4 異常時の措置

燃料取り出し用カバー換気設備が停止しても、セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は、 $1 \times 10^{-3} \sim 1 \times 10^{-5} \%$ 程度であり、3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（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから、放射性物質の異常な放出とならないと考えられる。また、3号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は、Cs-134： $2.4 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ 、Cs-137： $3.9 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ （平成24年9月24日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果）である。

なお、燃料取り出し用カバー換気設備は、機器の単一故障が発生した場合を想定して、送風機、排風機及び電源の多重化を実施しており、切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また、排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については、2台の連続運転とし、1台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。

3.2 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

3.2.1 排気フィルタによる低減効果

燃料取り出し用カバー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、高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 $0.3\mu\text{m}$ ）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、 $1\times 10^{-3}\sim 1\times 10^{-5}\%$ 程度であり、3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。（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）

表 3-2 に 3号機原子炉建屋上部で測定された放射性物質濃度を示す。仮に、燃料取り出し用カバー内が表 3-2 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 3-3 の通りとなる。

表 3-2 3号機原子炉建屋上部の放射性物質濃度（ Bq/cm^3 ）

核種	原子炉上北東側（横方向）※
Cs-134	約 5.2×10^{-4}
Cs-137	約 8.0×10^{-4}

※平成 24 年 9 月 6 日測定

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

Q : フィルタ通過後の放射性物質濃度（ Bq/cm^3 ）

C : カバー内に吸い込まれる外気の放射性物質濃度（ Bq/cm^3 ）（表 3-2 参照）

f : フィルタ効率（高性能粒子フィルタ 97%）

表 3-3 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 1.6×10^{-5}
Cs-137	約 2.4×10^{-5}

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

3.2.2 敷地境界線量（本換気設備は、2018 年 8 月に運用開始しており、運用後の放出管理及び線量評価は「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」により行っている。）

3.2.2.1 評価条件

(1) 燃料取り出し用カバー内が、表 3-2 に示す 3号機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) 燃料取り出し用カバーの供用期間である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。

3.2.2.2 評価方法

燃料取り出し用カバー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。

- (1) 放射性雲からの γ 線に起因する実効線量
- (2) 吸入摂取による実効線量
- (3) 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

3.2.2.3 放射性雲からの γ 線に起因する実効線量

放射性物質の γ 線に起因する実効線量については、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の放射性雲からの γ 線による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

- (1) 計算地点における空気カーマ率の計算

計算地点(x, y, 0)における空気カーマ率は、次式により計算する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4 \pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots \quad 3-1$$

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 ($4.46 \times 10^{-4} \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{ Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$)

E : γ 線の実効エネルギー (0.5MeV/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。

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

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

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

なお, $\chi(x', y', z')$ は, 次式により計算する。

$$\chi(x', y', z') = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot e^{-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}} \cdot \left\{ e^{-\frac{(z' - H)^2}{2\sigma_z^2}} + e^{-\frac{(z' + H)^2}{2\sigma_z^2}} \right\} \cdot 3-2$$

ここで, Q : 放射性物質の放出率 (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)

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。

(2) 実効線量の計算

計算地点における年間の実効線量は, 計算地点を含む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, 次式により計算する。

$$H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \bar{D}_L \quad \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad 3-3$$

ここで, H_γ : 放射性物質の γ 線に起因する年間の実効線量 (μ Sv/y)

K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 (0.8μ Sv/ μ Gy)

f_h : 家屋の遮蔽係数 (1.0)

f_0 : 居住係数 (1.0)

\bar{D}_L : 計算地点を含む方位(L)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/y)。

3.2.2.4 吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量については, 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の吸入摂取による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地表空気中濃度の計算

計算地点における年平均地表空気中濃度 $\bar{\chi}$ は, 3-2 式を用い, 隣接方位からの寄与も考慮して, 次式により計算する。

$$\bar{\chi} = \sum_j \bar{\chi}_{jL} + \sum_j \bar{\chi}_{jL-1} + \sum_j \bar{\chi}_{jL+1} \dots \dots \dots 3-4$$

ここで、 j : 大気安定度 (A~F)
L : 計算地点を含む方位

(2) 線量の計算

放射性物質の呼吸による実効線量は、次式により計算する。

$$H_i = 365 \cdot \sum_i K_{Li} \cdot A_{Li} \dots \dots \dots 3-5$$

$$A_{Li} = M_a \cdot \bar{\chi}_i \dots \dots \dots 3-6$$

ここで、 H_i : 吸入摂取による年間の実効線量 (μ Sv/y)
365 : 年間日数への換算係数 (d/y)
 K_{Li} : 核種 i の吸入摂取による成人実効線量換算係数 (μ Sv/Bq)
 A_{Li} : 核種 i の吸入による摂取率 (Bq/d)
 M_a : 人間の呼吸率 (m^3/d)
(成人の1日平均の呼吸率: $22.2m^3/d$ を使用)
 $\bar{\chi}_i$: 核種 i の年平均地表空气中濃度 (Bq/ m^3)

表 3-4 吸入摂取による成人の実効線量換算係数 (μ Sv/Bq)

核種	Cs-134	Cs-137
K_{Li}	2.0×10^{-2}	3.9×10^{-2}

3.2.2.5 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については、「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」の地面に沈着した放射性物質濃度を計算し、放射性物質濃度からの実効線量への換算係数を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地上空气中濃度の計算

計算地点における年平均地上空气中濃度 $\bar{\chi}$ は、3-4 式により計算する。

(2) 線量の計算

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、次式により計算する。

$$H_G = \sum_i K_{Gi} \cdot S_{Oi} \dots \dots \dots 3-7$$

$$S_{Oi} = \bar{\chi}_i \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{\lambda_i} \cdot (1 - e^{-\lambda_i \cdot T_o}) \dots \dots \dots 3-8$$

- ここで、 H_G : 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する
年間の実効線量 ($\mu Sv/y$)
- K_{Gi} : 核種 i の地表沈着による外部被ばく線量換算係数 ($\frac{\mu Sv/y}{Bq/m^2}$)
- S_{0i} : 核種 i の地表濃度 (Bq/m^2)
- $\bar{\chi}_i$: 核種 i の年平均地表空气中濃度 (Bq/m^3)
- V_g : 沈着速度 (0.01m/s)
- λ_i : 核種 i の物理的減衰係数 (s^{-1})
- T_0 : 放射性物質の放出期間 (s) (カバー供用期間の5年を想定)
- f_1 : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (保守的に1を用いる)

表 3-5 核種 i の地表沈着による外部被ばく線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m²))

核種	Cs-134	Cs-137
K_{Gi}	1.5×10^{-15}	5.8×10^{-16}

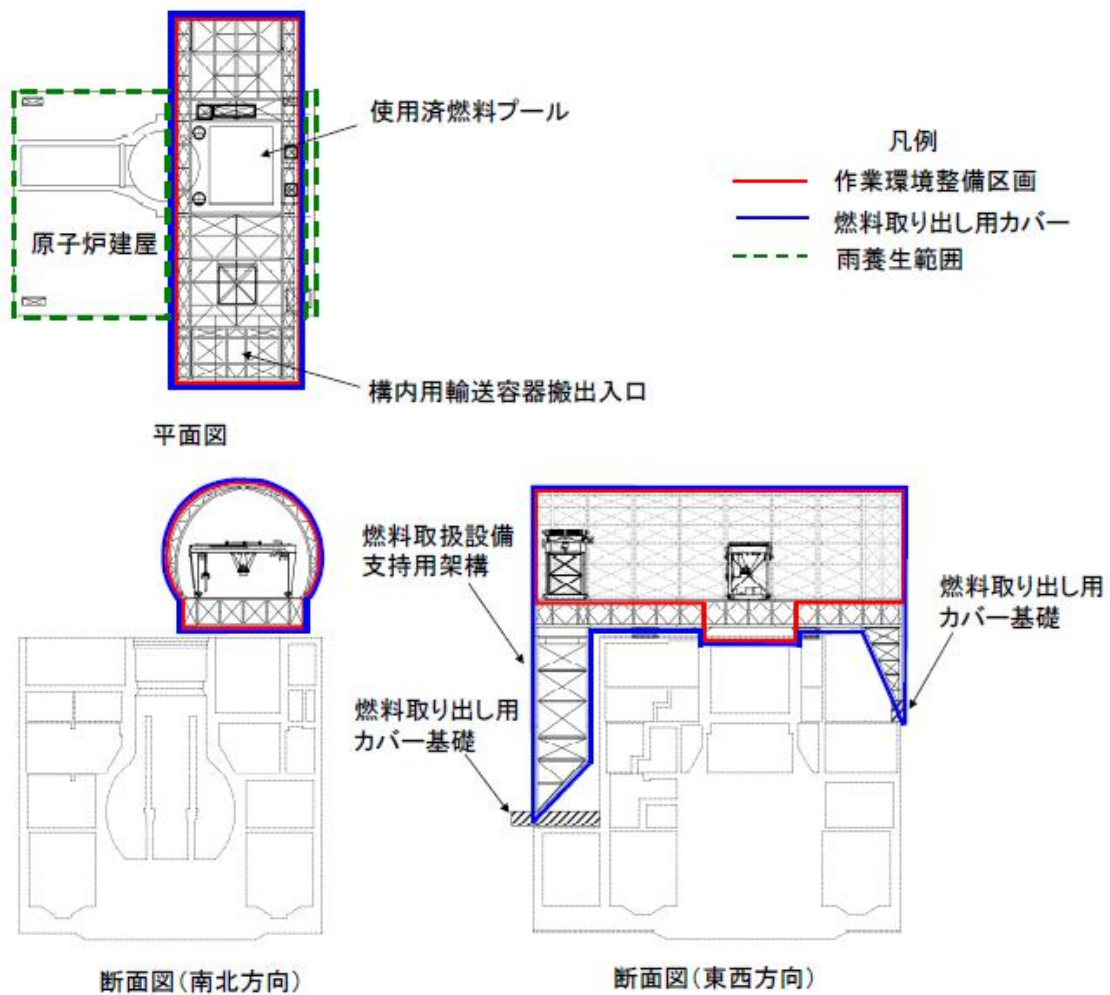
3.2.2.6 評価結果

表 3-3 に示す濃度の放射性物質の放出が燃料取り出し用カバーの供用期間である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0.015mSv/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 3-6 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 3-6 燃料取り出し用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 4.5×10^{-7}	約 1.3×10^{-4}	約 1.5×10^{-2}	約 1.5×10^{-2}



【燃料取り出し用カバー】

- ・ 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- ・ 燃料取り出し用カバーのうち、作業環境整備区画は外装材等により区画し、換気対象範囲とする。

【雨養生範囲】

- ・ 燃料取り出し用カバー以外のオペレーティングフロアエリアは雨水対策を施す。
- ・ 換気対象範囲外とする。

図 3-1 燃料取り出し用カバー概略図

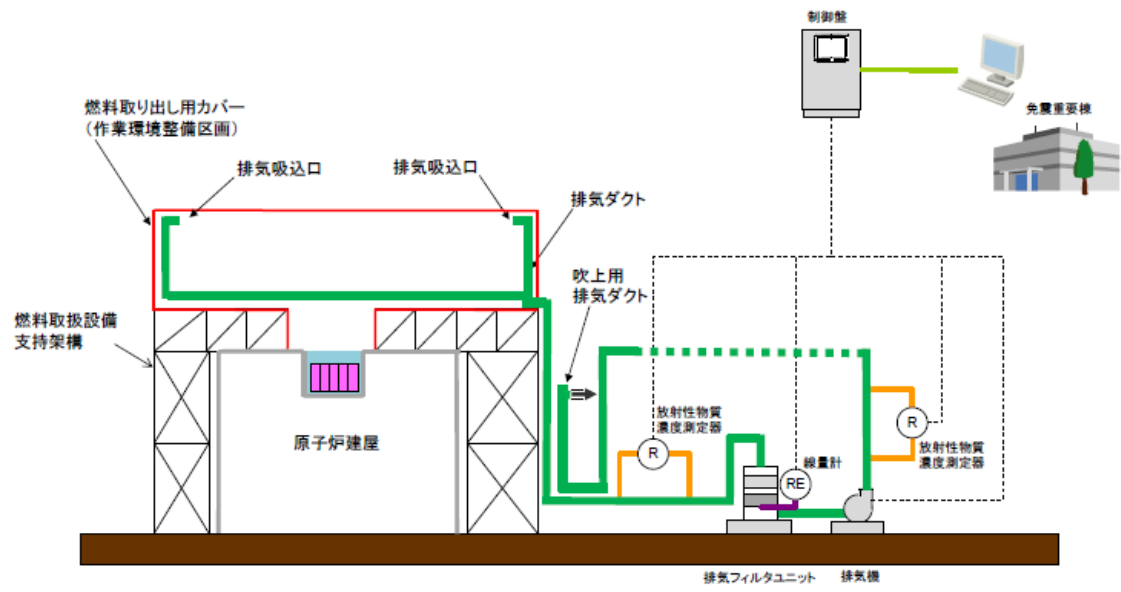


図 3-2 燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

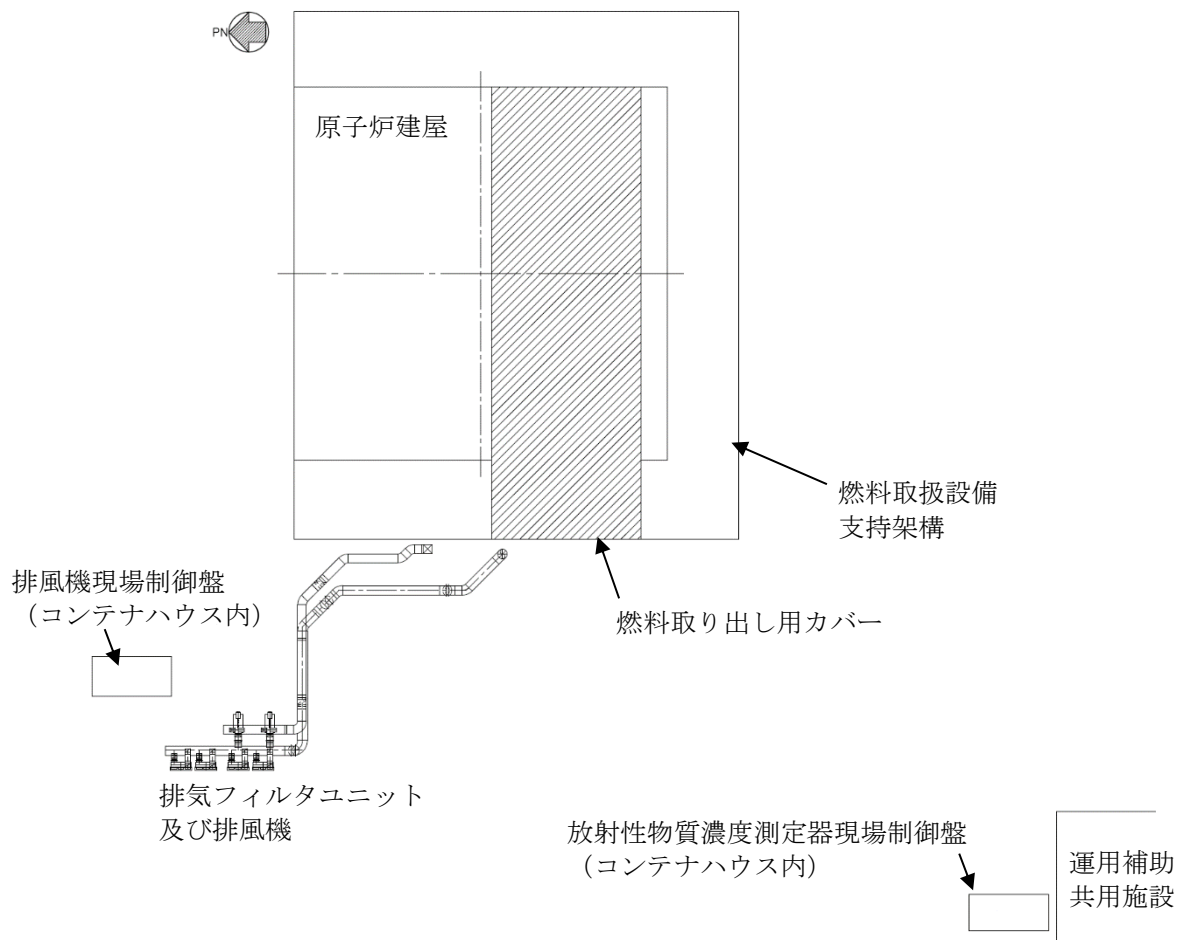


図 3-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図

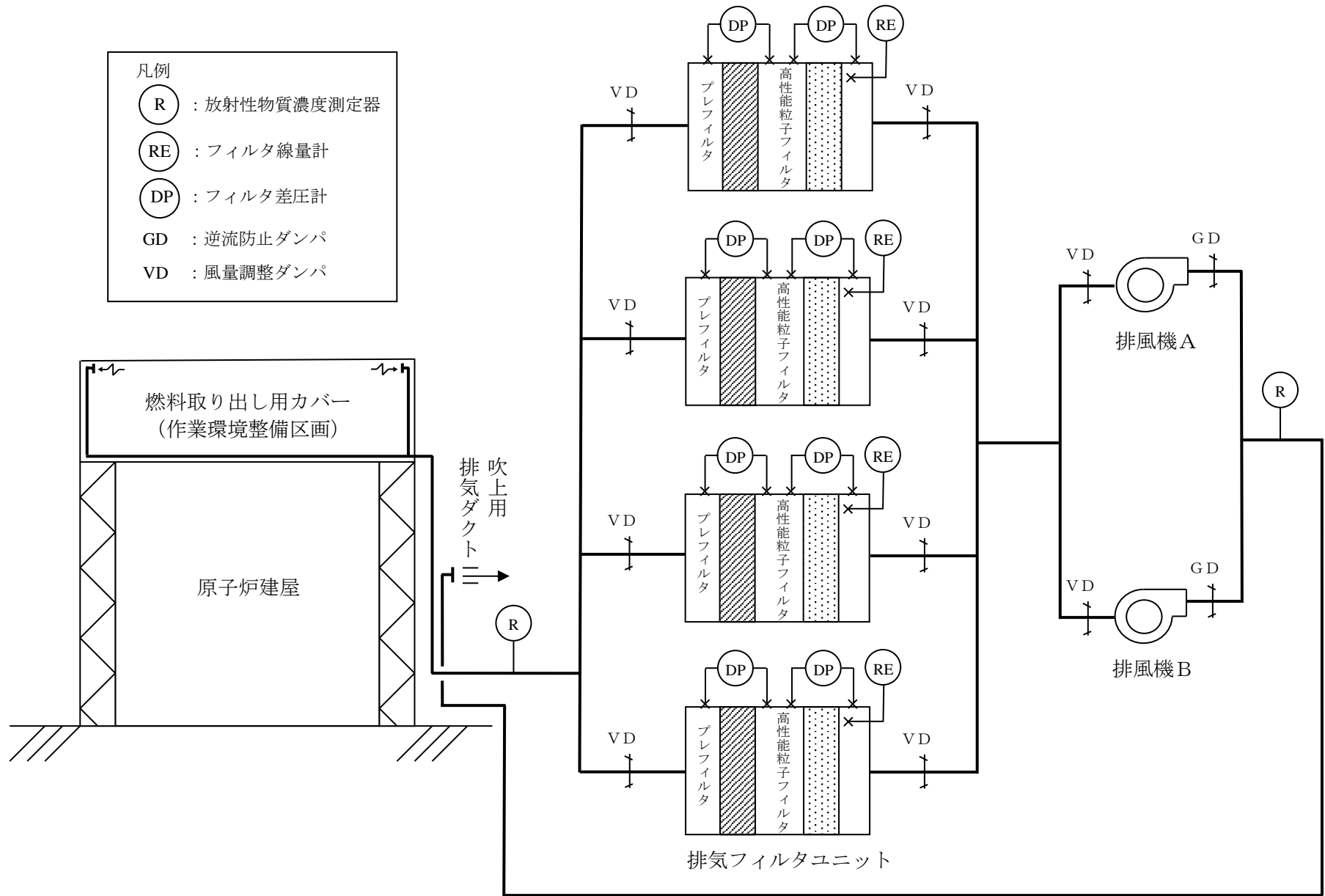
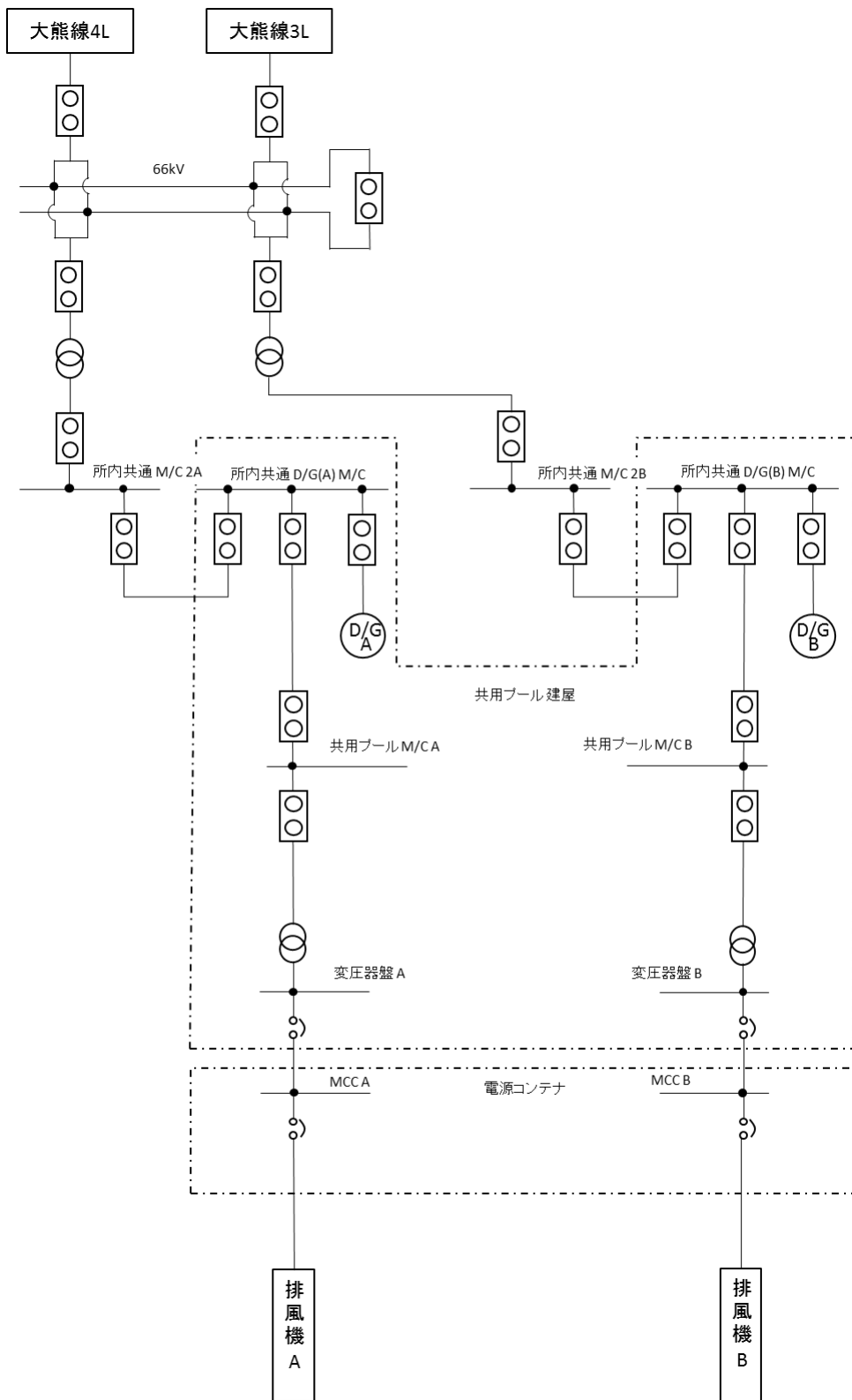


図 3-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図



※平成 29 年 9 月時点

図 3-5 燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図

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。

4.1.2 燃料取り出し用構台

燃料取り出し用構台の大きさは、約 33m (南北) × 約 27m (東西) × 約 45m (地上高) である。主体構造は鉄骨造であり、燃料取り出し用構台作業エリアの壁面及び屋根面を外装材で覆い、風雨を遮る構造とする。(図 4-1 燃料取り出し用構台概略図参照)

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へ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。(図 4-2 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換気設備概略構成図、図 4-3 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換気設備配置図、図 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換気設備系統図参照)

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換気設備の電源は、異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。(図 4-5 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換気設備電源系統図参照)

表 4-1 換気設備構成

設備名	構成・配置等
排気吸込口	配置：原子炉建屋オペレーティングフロア壁面及び燃料取り出し用構台床上に設置
排気フィルタユニット	配置：燃料取り出し用構台地上階に 4 系列（うち予備 1 系列）設置 構成：プレフィルタ／高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3 μm）以上） フィルタ線量計（各排気フィルタユニットに設置） フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
排風機	配置：燃料取り出し用構台地上階に 2 系列（うち予備 1 系列）設置
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置
放射性物質濃度測定器	測定対象：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大気放出前の放射性物質濃度 仕様：検出器種類 シンチレーション検出器 計測範囲 $10^{-1} \sim 10^5 \text{s}^{-1}$ 台数 排気フィルタユニット入口 4 台（原子炉建屋側，燃料取り出し用構台側 2 台ずつ） 排気フィルタユニット出口 2 台

4.1.3.2 換気風量について

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環境は，燃料取扱機，クレーン及び電源盤の設備保護のため 40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。

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熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は，下式により求められる風量に余裕をみた約 30,000m³/h とする。

$$Q=q/(C_p \cdot \rho \cdot (t_1-t_2) \cdot 1/3600)$$

Q：換気（排気）風量（m³/h）

q：設計用熱負荷，約 80（kW）

（機器発熱，日射，使用済燃料プールからの熱，原子炉からの熱）※1

C_p：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ : 密度, 1.2 (kg/m³)

t1 : 燃料取り出し用構台内温度, 40 (°C)

t2 : 設計用外気温度, 28.5 (°C) ※2

※1 約 10%の余裕を含む

※2 小名浜気象台で観測された 1972 年～1976 年の 5 年間の観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度

4.1.3.3 運転管理および保守管理

(1) 運転管理

排風機の起動/停止操作は、免震重要棟集中監視室で行うものとし、故障等により排風機が停止した場合には、予備機が自動起動する。

免震重要棟集中監視室では、排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの異常を検知した場合には、警報を発する。

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から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

(2) 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。なお、排気フィルタユニット出入口の放射性物質濃度測定器については、現場の放射性物質監視及び外部への放射性物質飛散抑制の観点から多重化し、機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また、フィルタについては、差圧計（プレフィルタ、高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（排気フィルタユニットに設置）の値を確認しながら、必要な時期に交換する。

4.1.3.4 異常時の措置

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換気設備が停止しても、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（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから、放射性物質の異常な放出とされないと考えられる。また、2号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は、Cs-134 : 1.42×10^4 Bq/L, Cs-137 : 5.89×10^5 Bq/L(令和2年10月15日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果)である。

なお、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換気設備は、機器の単一故障が発生した場合を想定して、排風機及び電源の多重化を実施しており、切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また、排気フィルタユニット出入口の放射性物質濃度測定器については、2台の連続運転とし、1台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。

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 $0.3\mu\text{m}$ ）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。（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）

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（地表沈着を除く）。
- (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、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2.2 線量評価」で示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。

- (1) 放射性雲からの γ 線に起因する実効線量
- (2) 吸入摂取による実効線量
- (3) 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。

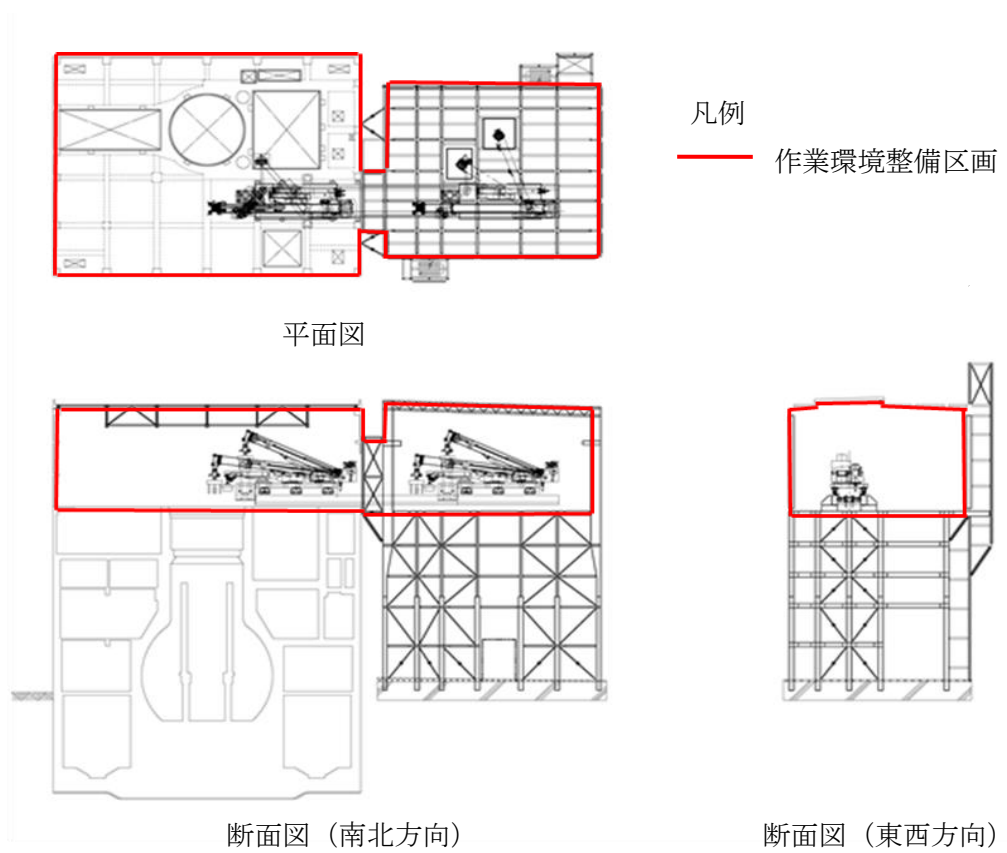
4.2.2.3 評価結果

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 0.00029mSv/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 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 0.0088mSv/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 1.9×10^{-8}	約 1.4×10^{-5}	約 2.8×10^{-4}	約 2.9×10^{-4}



【燃料取り出し用構台】

- ・ 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- ・ 燃料取り出し用構台のうち、作業環境整備区画は外装材等により区画し、換気対象範囲とする。

図 4-1 燃料取り出し用構台概略図

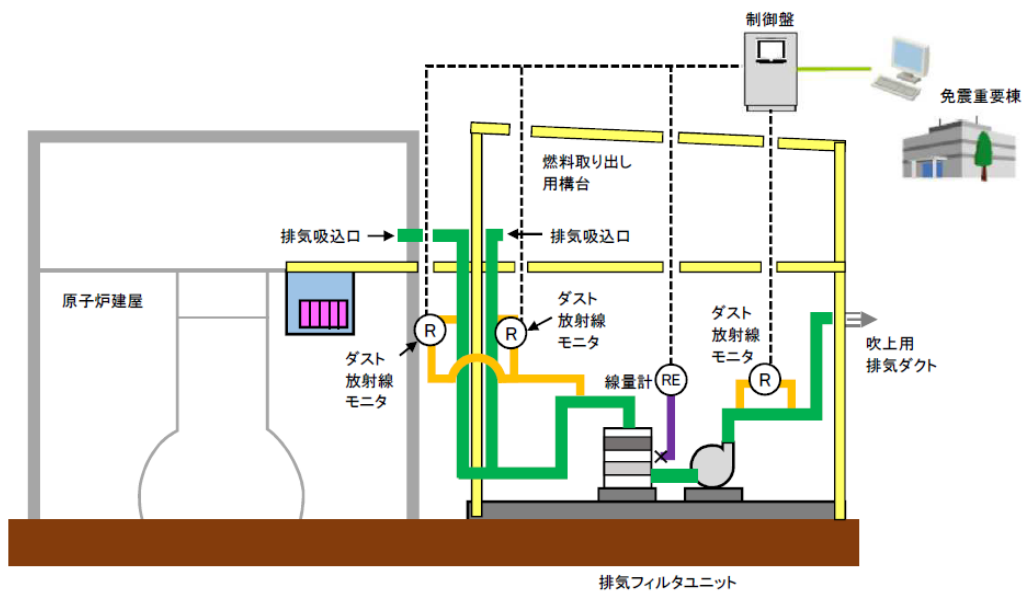


図 4-2 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備 概略構成図

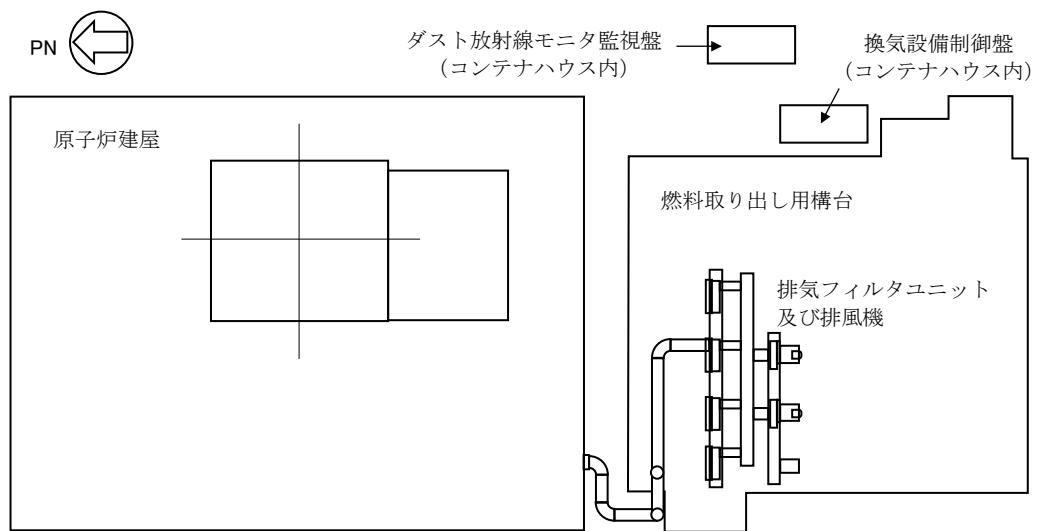


図 4-3 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備配置図

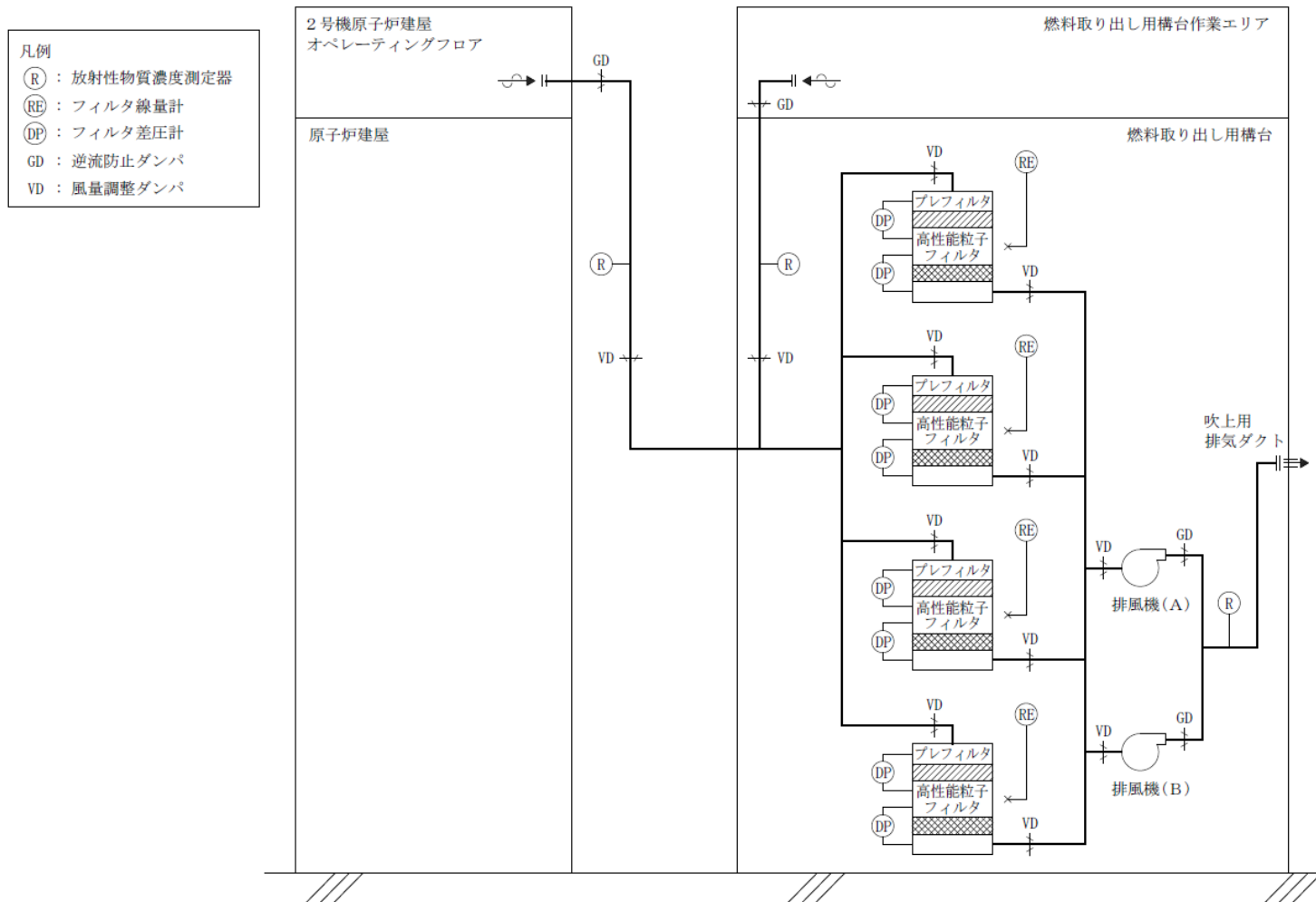
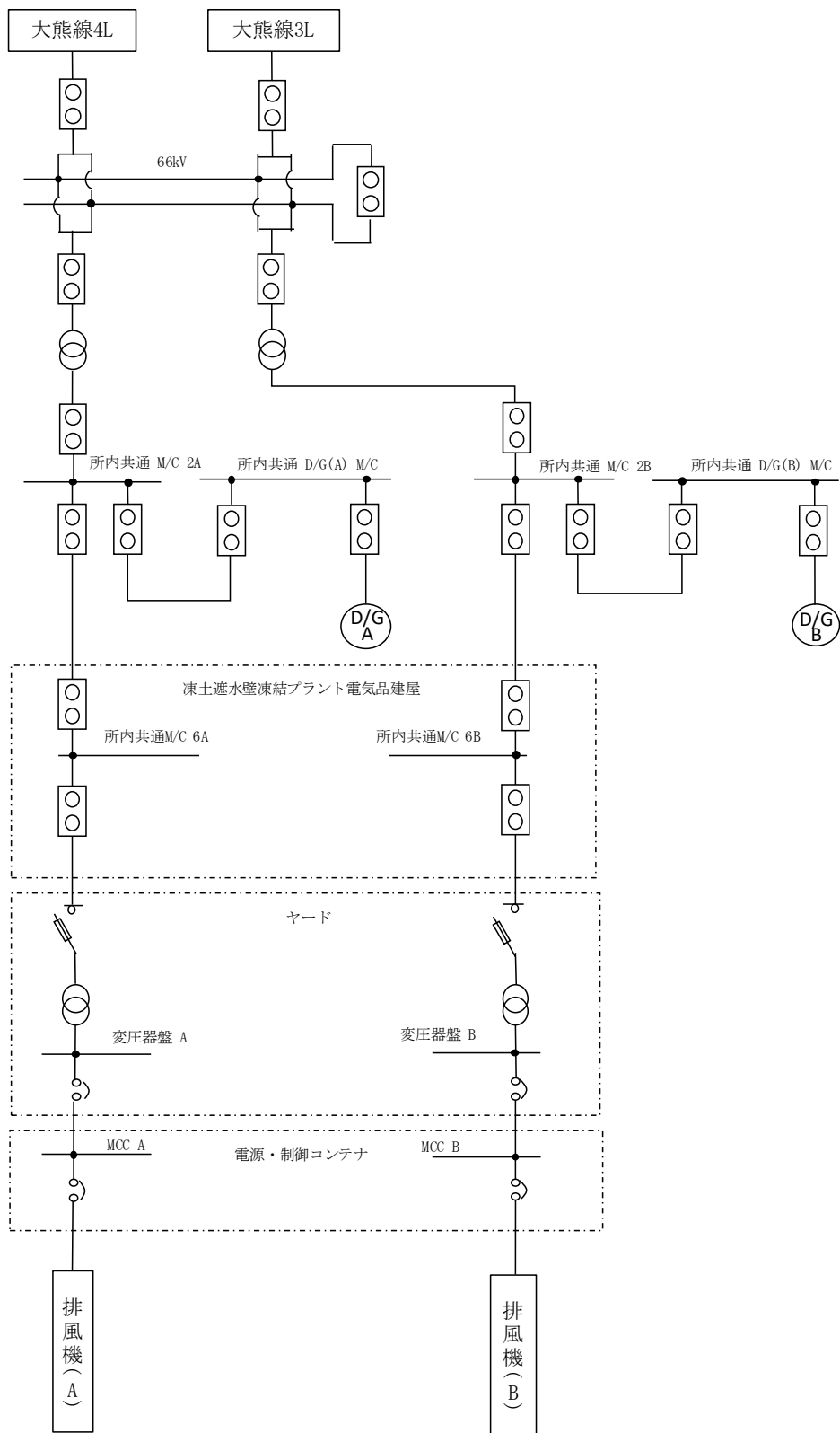


図 4-4 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備系統図



※令和4年7月時点

図 4-5 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換気設備電源系統図

5 1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

5.1 大型カバーについて

5.1.1 概要

大型カバーは、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、オペレーティングフロア上にあるガレキ撤去時の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、大型カバー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。

5.1.2 大型カバー

大型カバーの大きさは、約 66m（南北）×約 56m（東西）×約 68m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり、作業エリアの壁面及び屋根面は風雨を遮る外装材で覆う計画である。屋根面及び壁面上部には勾配を設けて、雨水の浸入を防止する構造とする。（図 5-1 大型カバー概略図参照）

5.1.3 換気設備

5.1.3.1 系統構成

換気設備は、大型カバー内の気体を吸引し、排気ダクトを経由して大型カバーの外部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、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、約 30,000m³/h の換気風量で運転する。

また、大型カバー内の放射性物質や吹上用排気ダクトから大気へ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。（図 5-2 大型カバー換気設備概略構成図、図 5-3 大型カバー換気設備配置図、図 5-4 大型カバー換気設備系統図参照）

大型カバー換気設備の電源は、異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。（図 5-5 大型カバー換気設備電源系統図参照）

表 5-1 換気設備構成

設備名	構成・配置等
排気吸込口	配置：大型カバー壁面に設置
排気フィルタユニット	配置：原子炉建屋北側の屋外に 2 系列（うち予備 1 系列）設置 構成：プレフィルタ 高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3 μm）以上） フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置） フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
排風機	配置：原子炉建屋北側の屋外に 2 系列（うち予備 1 系列）設置
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置
放射性物質濃度測定器	測定対象：大型カバー内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様：検出器種類 シンチレーション検出器 計測範囲 10 ⁰ ～10 ⁴ s ⁻¹ 台数 排気フィルタユニット入口 2 台 排気フィルタユニット出口 2 台

5.1.3.2 換気風量について

大型カバー内の環境は、ガレキ撤去用天井クレーン及び電源盤等の設備保護のため 40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。

大型カバー内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は、下式により求められる風量に余裕をみた約 30,000m³/h とする。

$$Q=q/(C_p \cdot \rho \cdot (t_1-t_2) \cdot 1/3600)$$

Q : 換気（排気）風量 (m³/h)

q : 設計用熱負荷，約 103 (kW)（機器発熱）※1

C_p : 定圧比熱，1.004652 (kJ/kg・℃)

ρ : 密度，1.2 (kg/m³)

t₁ : カバー内温度，40 (℃)

t₂ : 設計用外気温度，29.7 (℃) ※2

※1 約 10%の余裕を含む

※2 小名浜気象台で観測された 2015 年～2019 年の 5 年間の観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度

5.1.3.3 運転管理および保守管理

(1) 運転管理

排風機の起動/停止操作は、免震重要棟集中監視室で行うものとし、故障等により排風機が停止した場合には、予備機が自動起動する。

免震重要棟集中監視室では、排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの異常を検知した場合には、警報を発する。

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し、大型カバー内から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

(2) 保守管理

換気設備についてはオペレーティングフロア上のガレキ撤去作業時に運転が必要な設備であり、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。なお、排気フィルタユニット出入口の放射性物質濃度測定器については、現場の放射性物質濃度監視及び外部への放射性物質飛散抑制の観点から多重化し、機器の故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また、フィルタについては、差圧計（プレフィルタ、高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら、必要な時期に交換する。

5.1.3.4 異常時の措置

大型カバー換気設備が停止しても、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、1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（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから、放射性物質の異常な放出としないと考えられる。また、1号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は、Cs-134： $2.32 \times 10^5 \text{Bq/L}$ 、Cs-137： $7.02 \times 10^6 \text{Bq/L}$ （令和3年4月23日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果）である。

なお、大型カバー換気設備は、機器の故障が発生した場合を想定して、排風機及び電源の多重化を実施しており、切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また、排気フィルタユニット出入口の放射性物質濃度測定器については、2台の連続運転とし、1台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。

5.2 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

5.2.1 排気フィルタによる低減効果

大型カバー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 $0.3 \mu\text{m}$ 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、1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。(II.2.3 使用済燃料プール設備参照)

1号機原子炉建屋オペレーティングフロア上のガレキ撤去実施に伴う大型カバー内での放射性物質の放出率は、下式により求められ表 5-2 の通りとなる。

$$R_1 = S_d \cdot A \cdot S / h$$

R_1 : ガレキ撤去実施に伴う大型カバー内での放射性物質の放出率 (Bq/h)

S_d : 崩落屋根鉄骨の表面汚染密度, 1.69×10^8 (Bq/cm²) ※¹

A : ガレキ撤去 (鉄骨切断) に伴う欠損面積, 約 190 (cm²)

S : 飛散率, 0.02 (%) ※²

h : 1 切断にかかる作業時間, 0.23 (h)

※¹ 2016 年 10 月に実施した 1 号機オペレーティングフロア上の空間線量率の測定結果から遮蔽計算コードにて表面汚染密度へ換算

※² (財) 電力中央研究所「廃止措置工事環境影響ハンドブック (第 3 次版)」(平成 19 年 3 月) より引用

表 5-2 1号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の
ガレキ撤去時の放射性物質の放出率 (Bq/h)

放出率
約 2.8×10^7

仮に、ガレキ撤去実施に伴い大型カバー内で放射性物質が表 5-2 に示す放出率で飛散する場合、排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質の放出率は下式により求められ表 5-3 の通りとなる。

$$R_2 = R_1 \cdot (1-f) \cdot h_1 / h_2$$

R_2 : フィルタ通過後の放射性物質の放出率 (Bq/h)

R_1 : 大型カバー内の放射性物質の放出率 (Bq/h) (表 5-2 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%)

h_1 : 1 月あたりのガレキ撤去作業時間, 約 100 (h/月)

h_2 : 1 月の総時間数, 720 (h/月)

表 5-3 フィルタ通過後の放射性物質の放出率 (Bq/h)

核種	放出率※
Cs-134	約 6.8×10^3
Cs-137	約 1.1×10^5

※核種比を考慮して算出

5.2.2 敷地境界線量

5.2.2.1 評価条件

- (1) ガレキ撤去実施時において、大型カバー内が、表 5-2 に示す放出率で放射性物質が飛散し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（地表沈着を除く）。
- (3) 地上放出と仮定する。
- (4) 大型カバーの供用期間である 6 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、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2.2 線量評価」で示したものと同一気象データを使用する。

5.2.2.2 評価方法

大型カバー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。

- (1) 放射性雲からの γ 線に起因する実効線量
- (2) 吸入摂取による実効線量
- (3) 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。

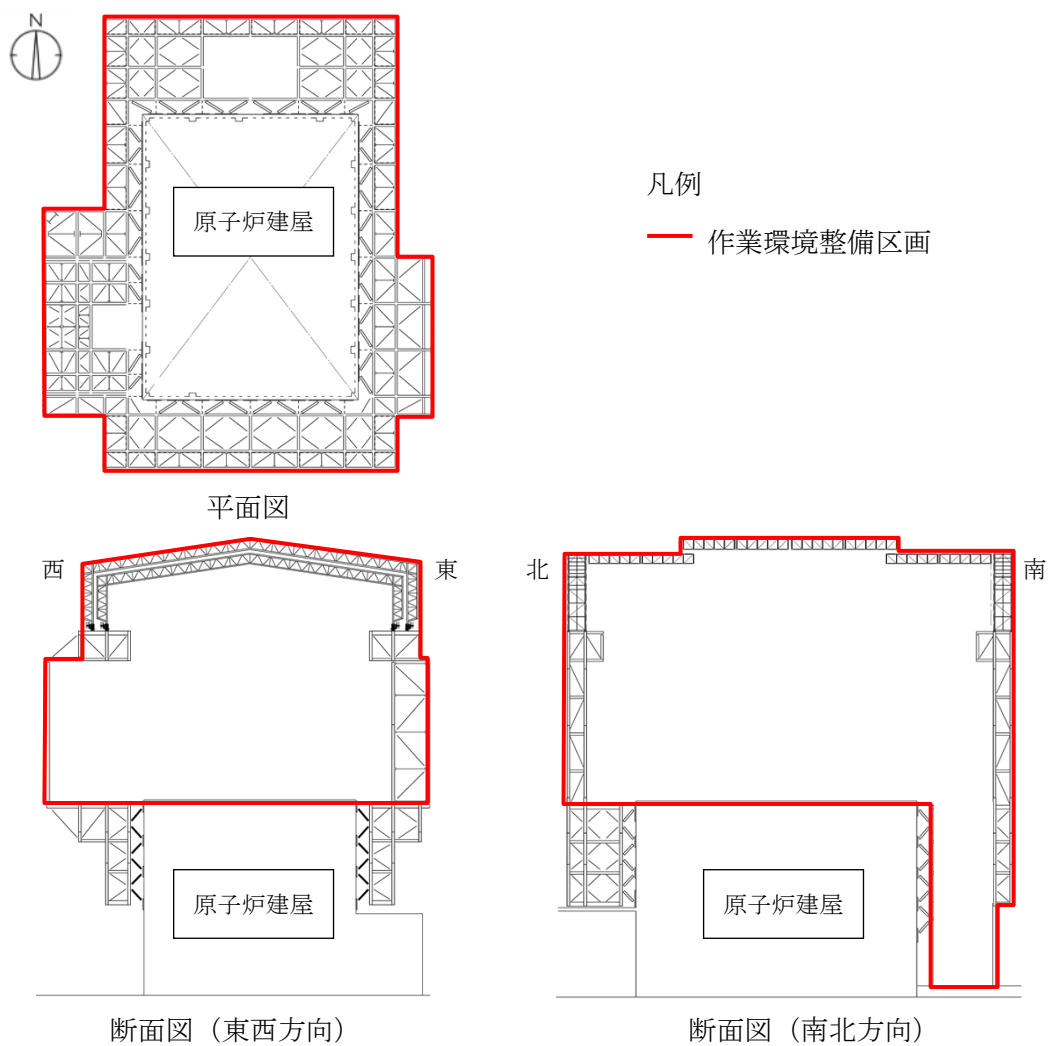
5.2.2.3 評価結果

表 5-3 に示す放出率で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、年間被ばく線量は敷地境界で約 $0.00070\text{mSv}/\text{年}$ であり、法令の線量限度 $1\text{mSv}/\text{年}$ に比べても十分低いと評価される（表 5-4 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 $0.0088\text{mSv}/\text{年}$ ）に比べても低いと評価される。

表 5-4 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}



【大型カバー】

- 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- 大型カバーのうち、作業環境整備区画は外装材等により区画し、換気対象範囲とする。

図 5-1 大型カバー概略図

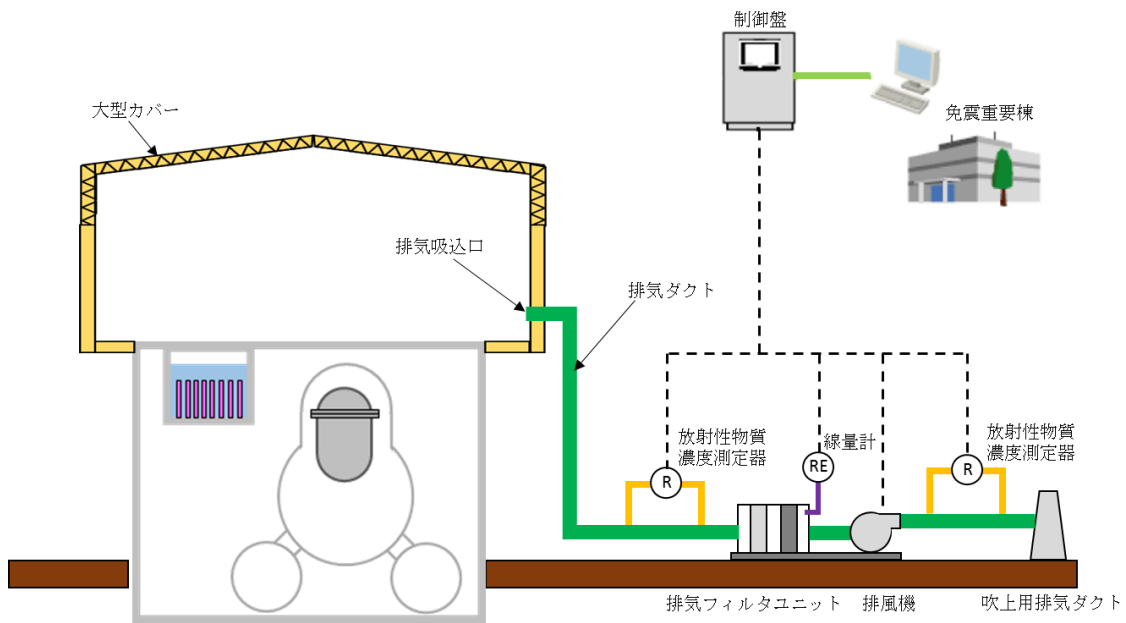


図 5-2 大型カバー換気設備概略構成図

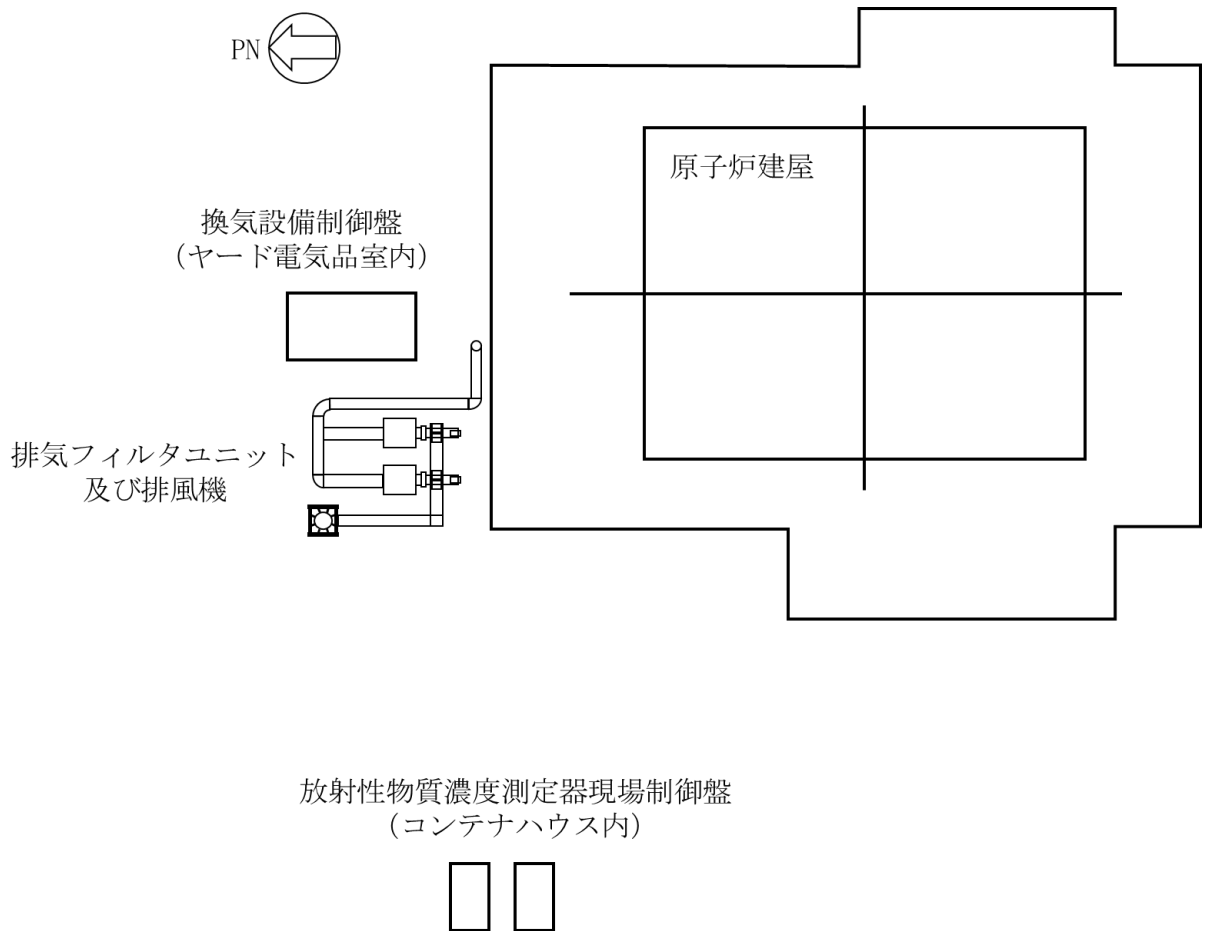


図 5-3 大型カバー換気設備配置図

凡例

(R)	: 放射性物質濃度測定器
(RE)	: フィルタ線量計
(DP)	: フィルタ差圧計
GD	: 逆流防止ダンパ
VD	: 風量調整ダンパ

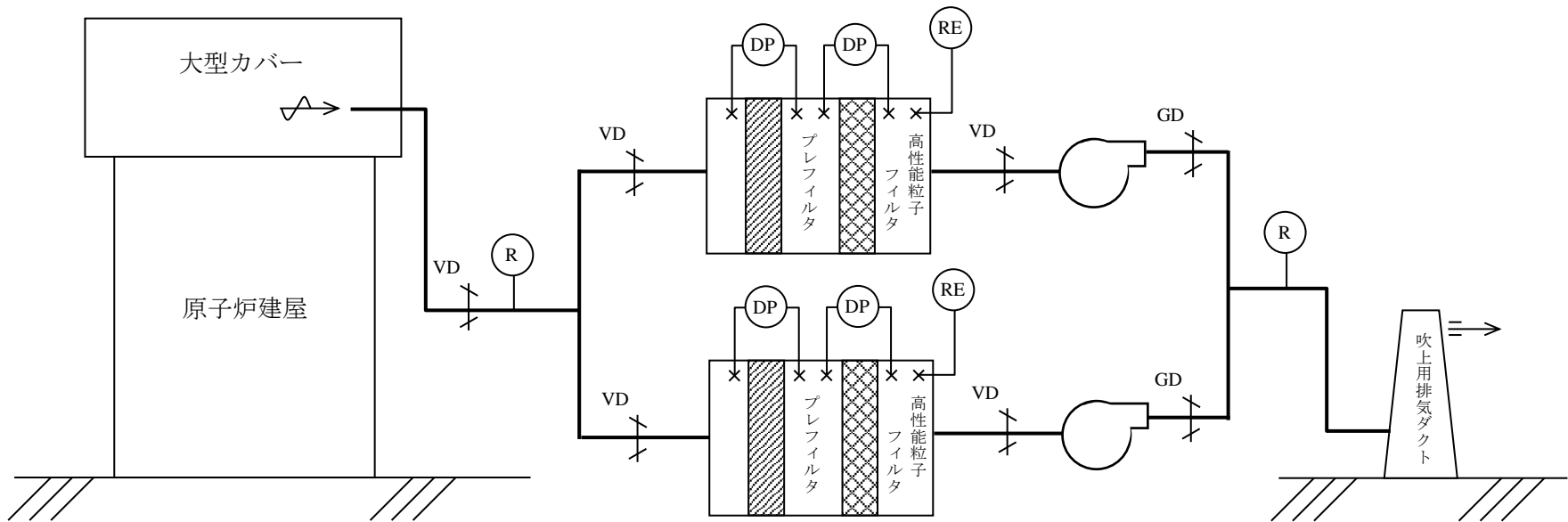
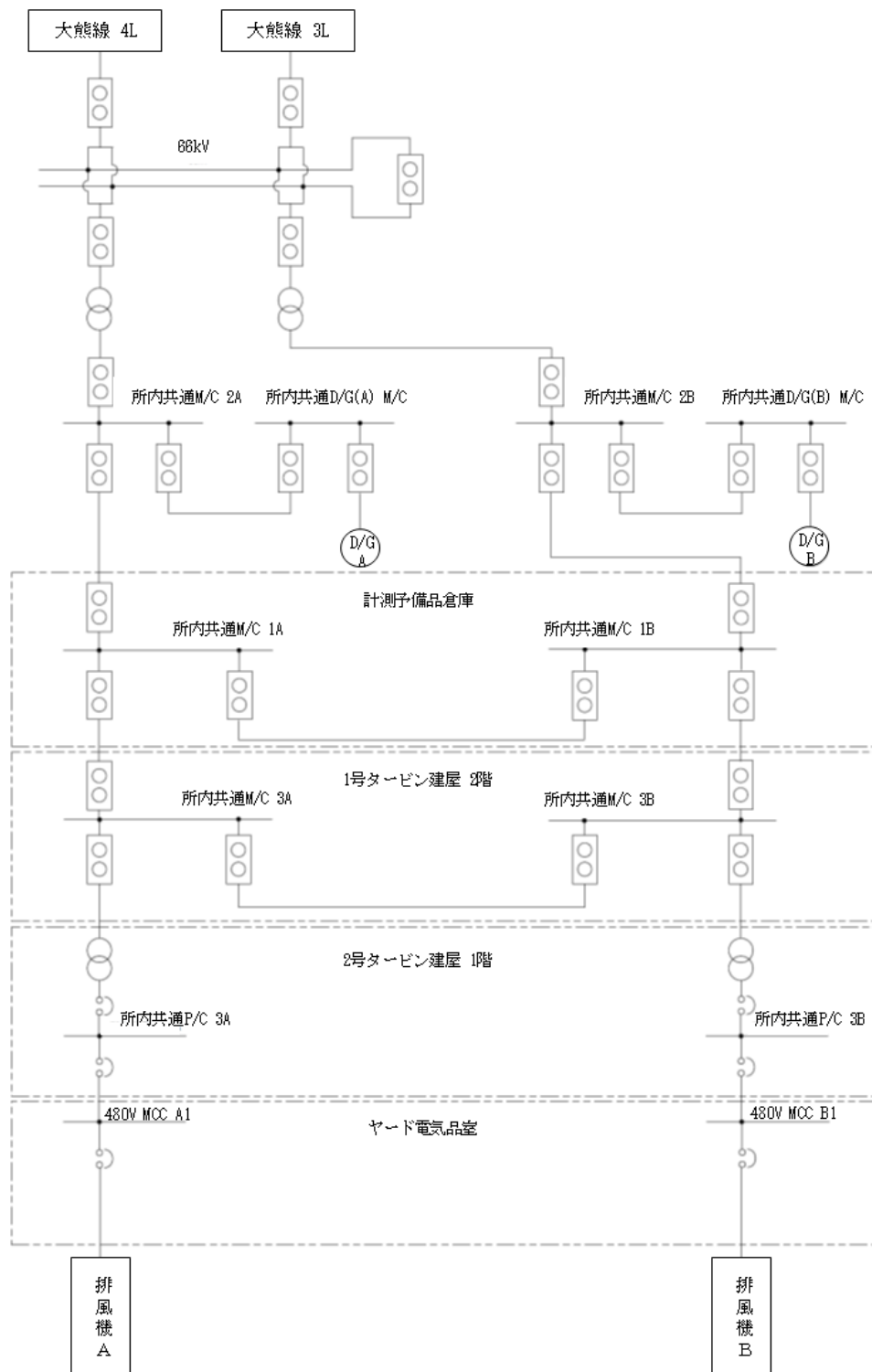


図 5-4 大型カバー換気設備系統図



※令和3年8月時点

図 5-5 大型カバー換気設備電源系統図

6 別添

- 別添－1 4号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項
- 別添－2 3号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項
- 別添－3 2号機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換気設備に係る確認事項
- 別添－4 1号機大型カバー換気設備に係る確認事項

4号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

4号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る主要な確認事項を表－1に示す。

表－1 4号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
放出抑制	機能確認	風量確認	送風機・排風機の換気風量を 確認する。	送風機・排風機が1台当たり 25,000m ³ /h以上であること。 送風機・排風機が定格運転 (2台運転1台予備)におい て、50,000m ³ /h以上であるこ と。
		フィルタ 性能確認	フィルタの放射性物質の除去 効率を確認する。	放射性物質の除去効率が97% 以上であること。
	構造確認	据付確認	放射性物質濃度の測定箇所を 確認する。	放射性物質濃度測定箇所が実 施計画通りであること。
監視	機能確認	監視機能 確認	監視設備により運転状態等が 監視できることを確認する。	送風機・排風機の運転状態、 放射性物質濃度が免震重要棟 内のモニタに表示され監視可 能であること。

3号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

3号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る主要な確認事項を表－1に示す。

表－1 3号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
放出抑制	機能確認	風量確認	排風機の出口風量を確認する。	排風機が1台当たり30,000m ³ /h以上であること。
		フィルタ性能確認	フィルタの放射性物質の除去効率を確認する。	放射性物質の除去効率が97%以上であること。
	構造確認	据付確認	放射性物質濃度の測定箇所を確認する。	放射性物質濃度測定箇所が実施計画通りであること。
監視	機能確認	監視機能確認	監視設備により運転状態等が監視できることを確認する。	排風機の運転状態、放射性物質濃度が免震重要棟内のモニタに表示され監視可能であること。
			設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。
			標準線源を用いて検出器性能を確認する。	計数効率が規定値以上であること。
			放射性物質濃度が現場と免震重要棟に表示されることを確認する。	各指示値が許容値範囲以内に入っていること。

2号機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換気設備に係る確認事項

2号機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換気設備に係る主要な確認事項を表－1に示す。また、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換気設備の系統図、排風機の外形図及び排気フィルタユニットの外形図を図－1、図－2、図－3に示す。

表－1 2号機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換気設備に係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準	検査場所	
放射抑制・監視	構造確認	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。	現地	
		据付確認	系統構成を確認する。	系統構成が図－1の通りであること。	現地	
	機能確認	風量確認	排風機の出口風量を確認する。	排風機が1台当たり30,000m ³ /h以上であること。	現地	
		フィルタ性能確認	フィルタの放射性物質の除去効率を確認する。	放射性物質の除去効率が97%(粒径0.3μm)以上であること。	現地	
		監視機能確認		監視設備により運転状態等が監視できることを確認する。	排風機の運転状態、放射性物質濃度が免震重要棟内のモニタに表示され監視可能であること。	現地
				設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。	現地
				標準線源を用いて検出器性能を確認する。	計数効率が規定値以上であること。	現地
				放射性物質濃度が現場と免震重要棟に表示されることを確認する。	放射性物質濃度が現地と免震重要棟に表示され監視可能であること。	現地

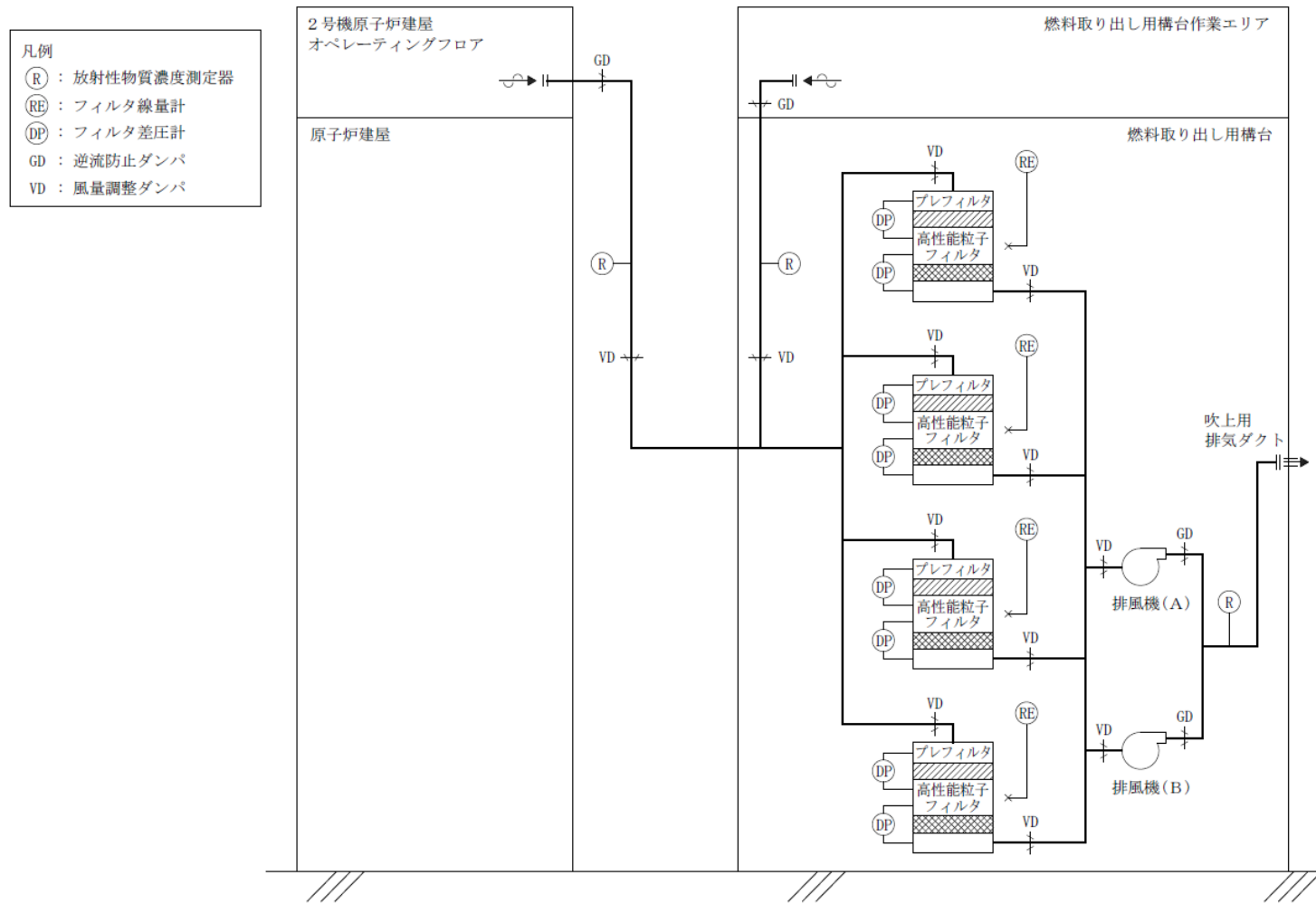


図-1 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備系統図（添付3-1 図4-4再掲）

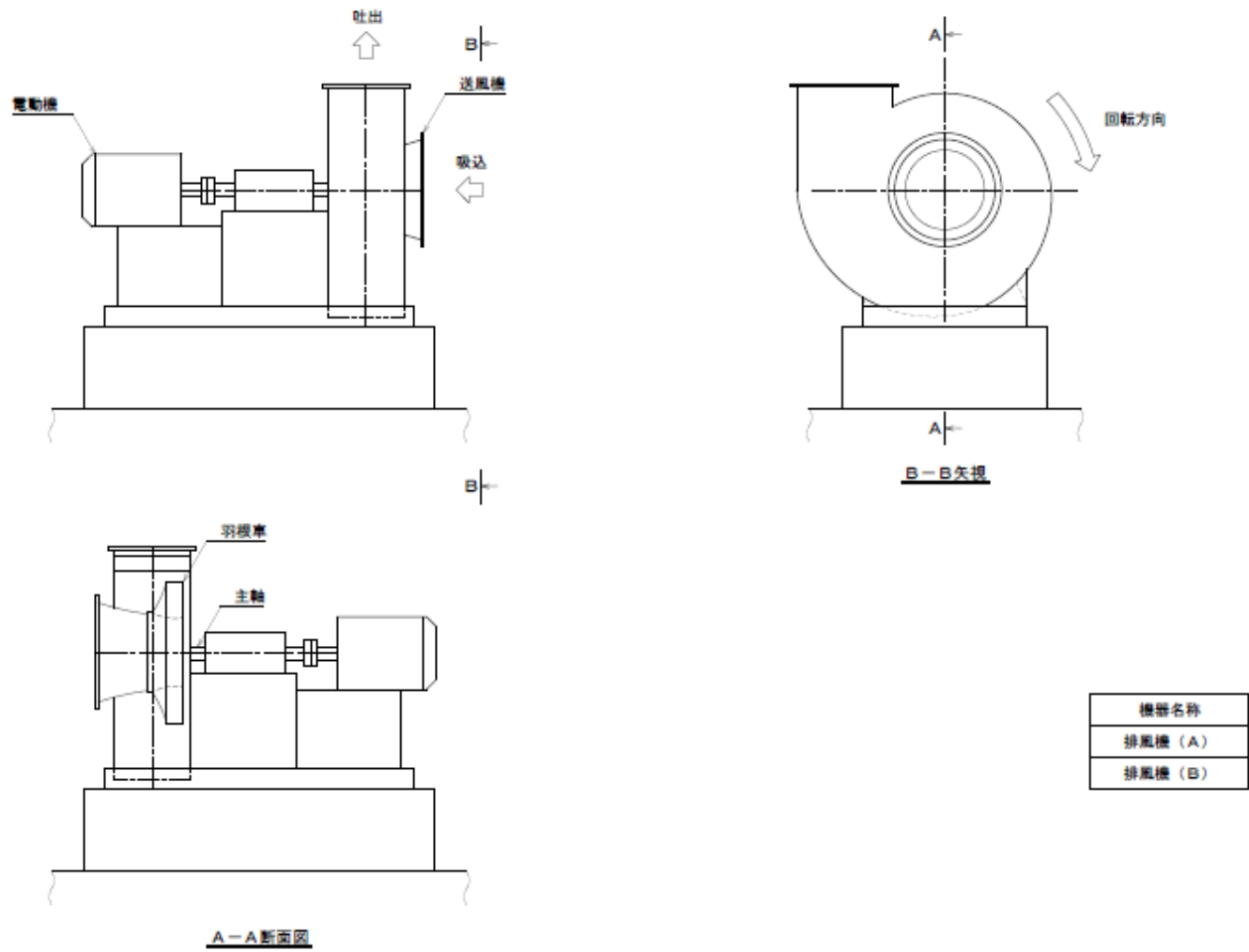


図-2 排風機 外形図

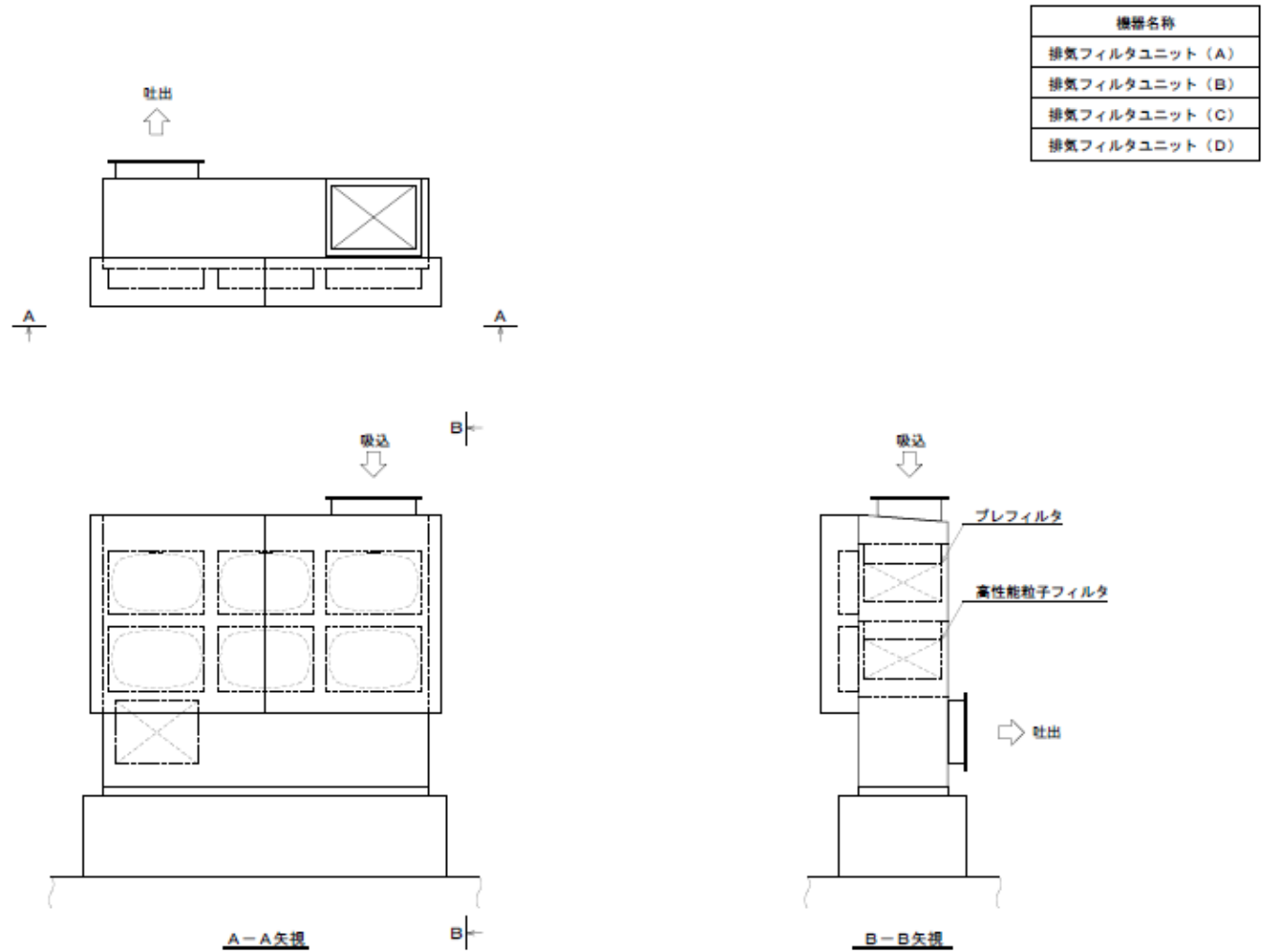


図-3 排気フィルタユニット 外形図

1号機大型カバー換気設備に係る確認事項

1号機大型カバー換気設備に係る主要な確認事項を表－1に示す。また、大型カバー換気設備の系統図、排風機の外形図及び排気フィルタユニットの外形図を図－1、図－2、図－3に示す。

表－1 1号機大型カバー換気設備に係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準	検査場所	
放出抑制 ・監視	構造確認	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。	現地	
		据付確認	系統構成を確認する。	系統構成が図－1の通りであること。		
	機能確認	風量確認	排風機の出口風量を確認する。	排風機が1台当たり30,000m ³ /h以上であること。		
		フィルタ性能確認	フィルタの放射性物質の除去効率を確認する。	放射性物質の除去効率が97%(粒径0.3μm)以上であること。		
		監視機能確認		監視設備により運転状態等が監視できることを確認する。		排風機の運転状態、放射性物質濃度が免震重要棟内のモニタに表示され監視可能であること。
				設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。		許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。
				標準線源を用いて検出器性能を確認する。		計数効率が規定値以上であること。
				放射性物質濃度が現場と免震重要棟に表示されることを確認する。		放射性物質濃度が現地と免震重要棟に表示され監視可能であること。

凡例

(R)	: 放射性物質濃度測定器
(RE)	: フィルタ線量計
(DP)	: フィルタ差圧計
GD	: 逆流防止ダンパ
VD	: 風量調整ダンパ

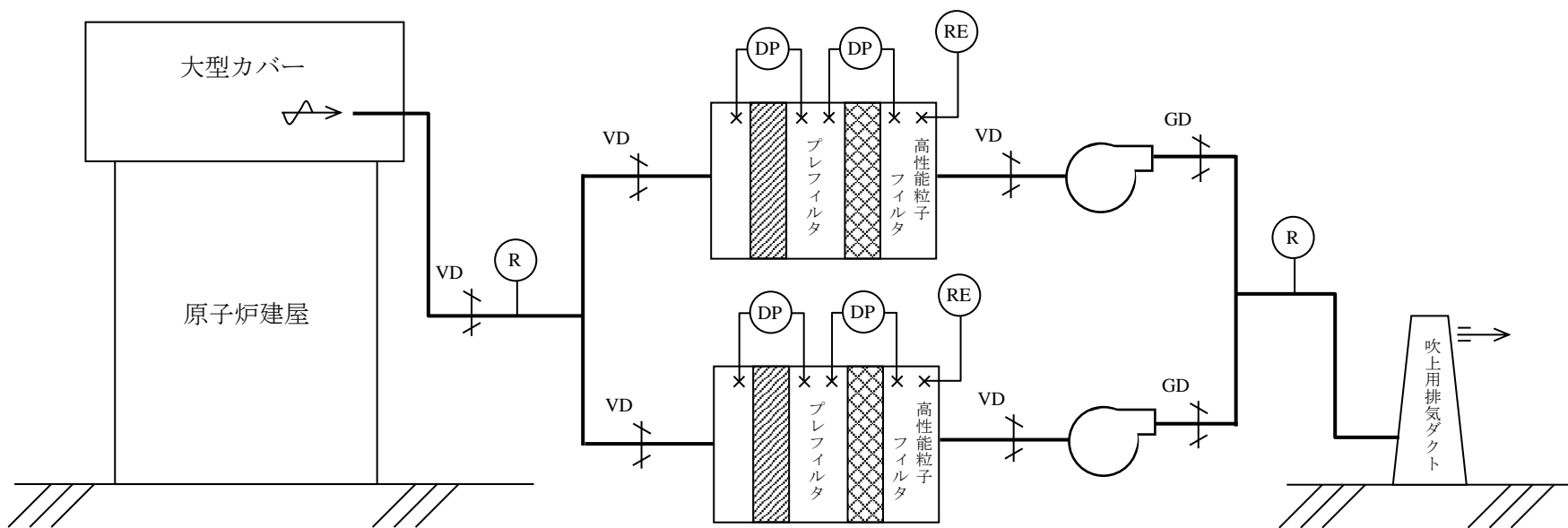


図-1 大型カバー換気設備系統図 (添付3-1 図5-4再掲)

機器名称
排風機 (A)
排風機 (B)

II-2-11-添3-1-54

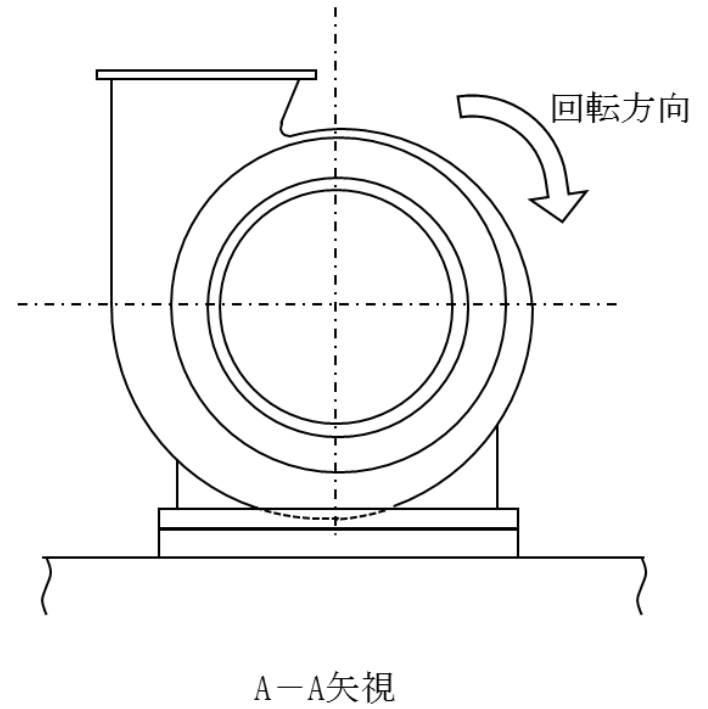
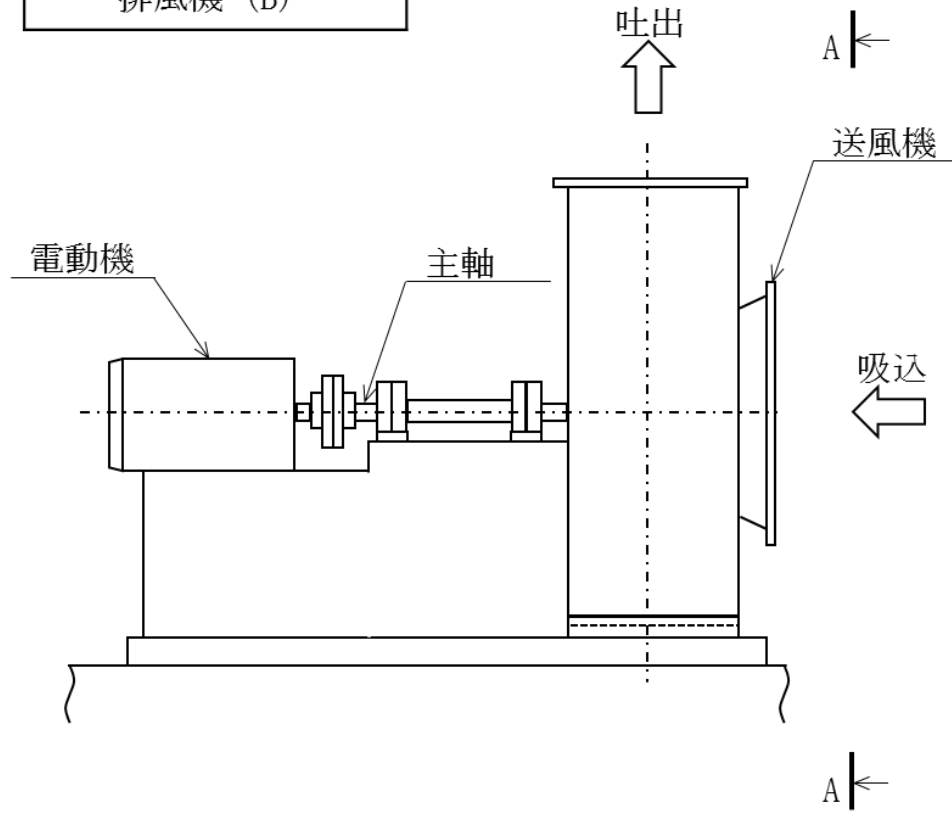


图-2 排風機 外形图

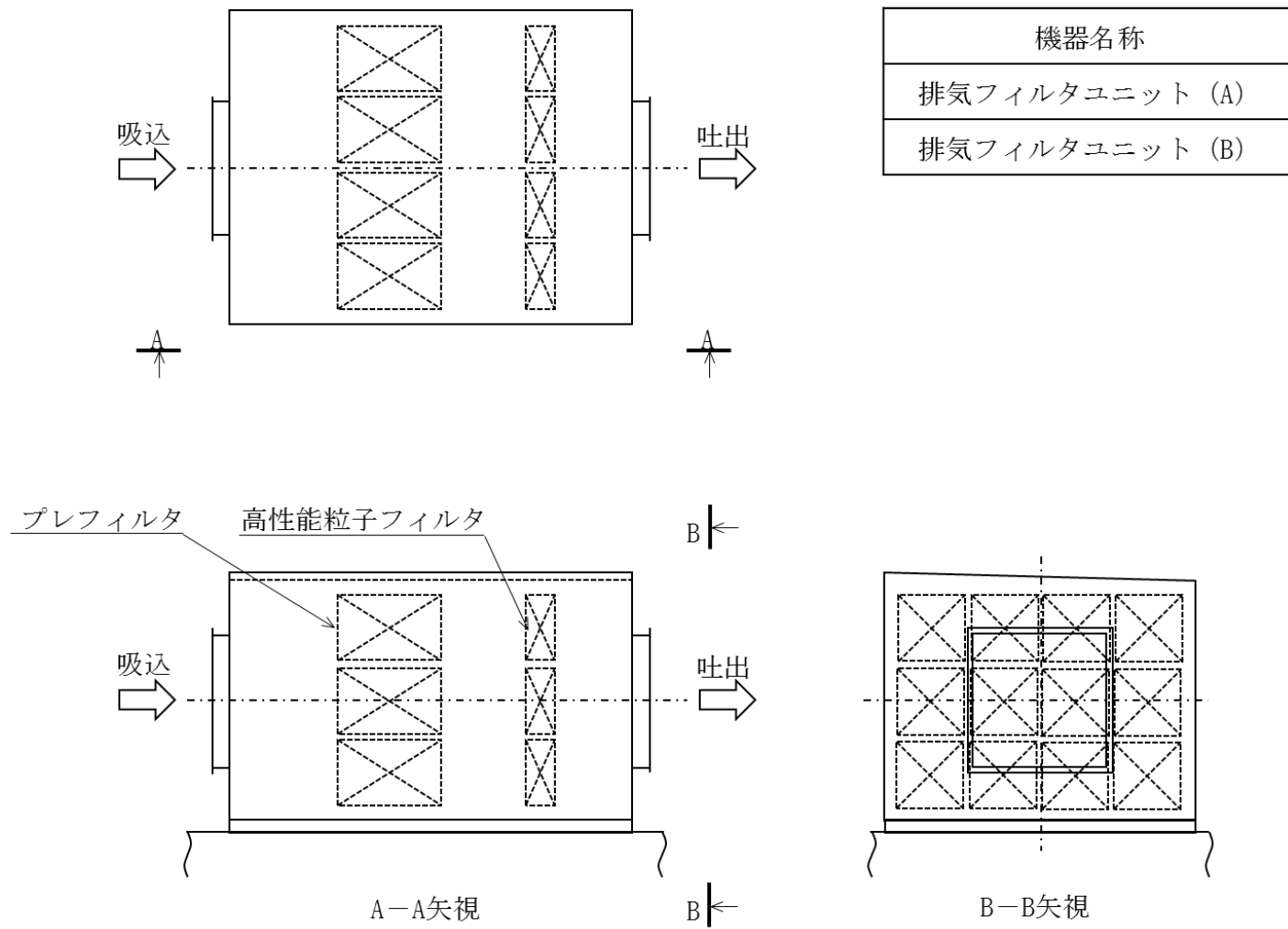


図-3 排気フィルタユニット 外形図

移送操作中の燃料集合体の落下

1. 原因

福島第一 2～4 号機使用済燃料プール内における燃料の移送操作中に、何らかの原因で燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される。

2. 事故防止対策

燃料集合体の落下を防止するため、次のような設計及び運転管理上の対策を講じる。

- (1) 燃料取扱機は、燃料集合体の総重量を十分上回る重量に耐えることのできる強度に設計する。
- (2) 燃料把握機のワイヤを二重化する。
- (3) 燃料把握機は、圧縮空気等の駆動源が喪失した場合、燃料集合体が外れないフェイル・セーフ設計とする。
- (4) 燃料把握機が燃料集合体を確実につかんでいない場合には、吊上げができないようなインターロックを設ける。
- (5) 運転要領を十分整備し、よく訓練された監督者の直接指揮下で燃料取扱作業を行う運転管理体制をとる。
- (6) 使用済燃料プールに貯蔵されている燃料集合体について、移送前に燃料集合体の機械的健全性を確認する。
- (7) 燃料集合体の機械的健全性確認において、破損が確認された燃料集合体を移送する場合には、破損形態に応じた適切な取扱手法及び収納方法により、放射性物質の飛散・拡散を防止する。

3. 第 4 号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価

3.1. 核分裂生成物の放出量

(1) 破損燃料棒の評価

本事故時に破損する燃料棒の本数は、次の仮定に基づいて評価する。

- a. 燃料取り出し作業に際し、使用済燃料貯蔵ラックの上部で取扱中の燃料集合体 1 体が使用済燃料貯蔵ラックに落下するものと仮定する。
- b. 落下による燃料集合体の破損体数は、炉心での落下を想定した設置許可申請書の評価と同様の 2.3 体とする。

なお、炉心での落下高さ 10m に対し、使用済燃料プールでの落下高さは使用済燃料貯蔵ラックへの落下及び構内用輸送容器への落下共に 1m 以下であり、装荷・貯蔵されている燃料集合体の配置密度も炉心と比較して使用済燃料プール及び構内用輸

送容器の方が低いため、使用済燃料プールでの落下を想定した場合の破損体数が、炉心での落下を想定した場合の破損体数を上回ることはない。

(2) 評価条件

事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の約 105%（熱出力 2,483MW）で十分長時間（2,000 日）運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力燃料集合体について行う。
- b. 燃料取り出し作業は、原子炉停止後 365 日冷却された後に行われるものとし、原子炉停止後の放射能の減衰は考えるものとする。
 なお、第 4 号機の発電停止は 2010 年 11 月 30 日であり、使用済燃料プールからの燃料取り出しはステップ 2 終了から 2 年以内の 2013 年 11 月頃の開始を目標としている。この場合の冷却日数は約 1100 日となる。
- c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス及びよう素それぞれ 30%とする。
- d. 放出された希ガスは、全量が水中から燃料取り出し用カバーの空气中へ移行するものとする。
- e. 燃料取り出し作業開始時には、燃料及び冷却材温度は低下しているため、放出されたよう素のうち 1%は有機状とし、すべて燃料取り出し用カバー内に移行するものとする。
- f. 水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は 500 とする。

(3) 評価結果

上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表 3.1 の通りである。

表 3.1 核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス(γ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値) 大気放出量	約 5.0×10^{11} Bq
よう素(I-131 等価量(小児実効)) 大気放出量	約 3.3×10^6 Bq
よう素(I-131 等価量(成人実効)) 大気放出量	約 1.3×10^7 Bq

3.2. 線量の評価

(1) 評価の前提

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

- a. 敷地境界外の地表空气中濃度は、「II 2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載の計算方法により求めた相対濃度 ($\chi/Q : 9.7 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$) に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。
- b. 敷地境界外の希ガスからの γ 線による空気吸収線量は、「II 2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載の計算方法により求めた相対線量 ($D/Q : 8.2 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$) に希ガスの全放出量を乗じて求める。

(2) 評価方法

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

よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量 H_I (Sv) は、(3.2-1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots \cdots \cdots (3.2-1)$$

ここで、

R : 呼吸率 (m^3/s)

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率 (小児 : $0.31 \text{m}^3/\text{h}$, 成人 : $1.2 \text{m}^3/\text{h}$) を秒当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 : $1.6 \times 10^{-7} \text{Sv/Bq}$, 成人 : $2.0 \times 10^{-8} \text{Sv/Bq}$)

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_γ (Sv) は、(3.2-2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \cdots \cdots \cdots (3.2-2)$$

ここで、

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_β (Sv) は、(3.2-3)式で計算する。

$$H_\beta = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \cdots \cdots \cdots (3.2-3)$$

ここで、

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)

(3) 評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 3.2 の通りである。

表 3.2 燃料集合体の落下時の実効線量

実効線量 (小児)	実効線量 (成人)
約 2.1×10^{-3} mSv	約 2.1×10^{-3} mSv

上記の値から判断して、本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

今回評価した実効線量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十に記載の燃料集合体落下事故での評価 (6.8×10^{-2} mSv) と比較して 1 桁以上減少しているが、その原因は、原子炉設置許可申請書の評価で排気筒放出であったものが、今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの、冷却が進んだことによる希ガス及びヨウ素の減少効果がそれ以上に大きいことである。

3.3. 判断基準への適合性の検討

3.1, 3.2 に示した通り、周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

4. 第3号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価

4.1. 核分裂生成物の放出量

(1) 破損燃料棒の評価

本事故時に破損する燃料棒の本数は、次の仮定に基づいて評価する。

- a. 燃料取り出し作業に際し、使用済燃料貯蔵ラックの上部で取扱中の燃料集合体1体が使用済燃料貯蔵ラックに落下するものと仮定する。
- b. 落下による燃料集合体の破損体数は、炉心での落下を想定した設置許可申請書の評価と同様の2.3体とする。

なお、炉心での落下高さ10mに対し、使用済燃料プールでの落下高さは使用済燃料貯蔵ラックへの落下及び構内用輸送容器への落下共に1m以下であり、装荷・貯蔵されている燃料集合体の配置密度も炉心と比較して使用済燃料プール及び構内用輸送容器の方が低いため、使用済燃料プールでの落下を想定した場合の破損体数が、炉心での落下を想定した場合の破損体数を上回ることはない。

(2) 評価条件

事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の約105%（熱出力2,483MW）で十分長時間（2,000日）運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力燃料集合体について行う。
- b. 燃料取り出し作業は、原子炉停止後365日冷却された後に行われるものとし、原子炉停止後の放射能の減衰は考えるものとする。

なお、第3号機の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料は2010年6月18日に発電停止したものであり、使用済燃料プールからの燃料取り出しはステップ2終了から3年程度後の2014年末の開始を目標としている。この間の冷却日数は約1600日となる。

- c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス及びよう素それぞれ30%とする。
- d. 放出された希ガスは、全量が水中から燃料取り出し用カバーの空气中へ移行するものとする。
- e. 燃料取り出し作業開始時には、燃料及び冷却材温度は低下しているため、放出されたよう素のうち1%は有機状とし、すべて燃料取り出し用カバー内に移行するものとする。
- f. 水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は500とする。

(3) 評価結果

上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表4.1の通

りである。

表 4.1 核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス(γ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値) 大気放出量	約 5.0×10^{11} Bq
よう素(I-131 等価量(小児実効))大気放出量	約 3.3×10^6 Bq
よう素(I-131 等価量(成人実効))大気放出量	約 1.3×10^7 Bq

4.2. 線量の評価

(1) 評価の前提

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

- a. 敷地境界外の地表空気中濃度は、「Ⅱ2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載の相対濃度 ($\chi/Q : 8.1 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$) に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。
- b. 敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は、「Ⅱ2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載の相対線量 ($D/Q : 7.3 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$) に希ガスの全放出量を乗じて求める。

(2) 評価方法

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

よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量 H_I (Sv) は、(4.2-1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots \cdots \cdots (4.2-1)$$

ここで、

R : 呼吸率 (m^3/s)

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率(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吸入した場合の小児の実効線量
(I-131, 小児: $1.6 \times 10^{-7} \text{Sv/Bq}$, 成人: $2.0 \times 10^{-8} \text{Sv/Bq}$)

χ / Q : 相対濃度 (s/m^3)

Q_I : 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_γ (Sv) は、(4.2-2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \cdots \cdots \cdots (4.2-2)$$

ここで、

- K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (K=1Sv/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_β (Sv) は、(4.2-3)式で計算する。

$$H_{\beta} = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_{\beta} \cdot E_{\beta} \cdot W_{TS} \dots \dots \dots (4.2-3)$$

ここで、

- χ/Q : 相対濃度 (s/m³)
- 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)

(3) 評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表4.2の通りである。

表4.2 燃料集合体の落下時の実効線量

実効線量 (小児)	実効線量 (成人)
約 1.8×10 ⁻³ mSv	約 1.8×10 ⁻³ mSv

上記の値から判断して、本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

今回評価した実効線量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十に記載の燃料集合体落下事故での評価 (6.8×10⁻²mSv) と比較して1桁以上減少しているが、その原因は、原子炉設置許可申請書の評価で排気筒放出であったものが、今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの、冷却が進んだことによる希ガス及びよう素の減少効果がそれ以上に大きいことである。

4.3. 判断基準への適合性の検討

4.1, 4.2 に示した通り、周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

5. 第2号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価

5.1. 核分裂生成物の放出量

(1) 破損燃料棒の評価

本事故時に破損する燃料棒の本数は、次の仮定に基づいて評価する。

- a. 燃料取り出し作業に際し、使用済燃料貯蔵ラックの上部で取扱中の燃料集合体1体が使用済燃料貯蔵ラックに落下するものと仮定する。
- b. 落下による燃料集合体の破損体数は、炉心での落下を想定した設置許可申請書の評価と同様の2.3体とする。

なお、炉心での落下高さ10mに対し、使用済燃料プールでの落下高さは使用済燃料貯蔵ラックへの落下及び構内用輸送容器への落下共に2m以下であり、装荷・貯蔵されている燃料集合体の配置密度も炉心と比較して使用済燃料プール及び構内用輸送容器の方が低いため、使用済燃料プールでの落下を想定した場合の破損体数が、炉心での落下を想定した場合の破損体数を上回ることはない。

(2) 評価条件

事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉熱出力2483MW(定格出力の約105%)で2000日運転を行った9×9燃料集合体について行う。
- b. 燃料集合体の冷却期間は365日とする。
- c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス(Kr-85)及びよう素(I-129)それぞれ30%とする。
- d. 放出された希ガスは、全量が水中から原子炉建屋および燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとする。
- e. 燃料取り出し作業開始時には、燃料及び冷却材温度は低下しているため、放出されたよう素のうち1%は有機状とし、すべて原子炉建屋および燃料取り出し用構台内へ移行するものとする。
- f. 水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は500とする。

(3) 評価結果

上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表5.1の通りである。

表 5.1 核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス(γ線実効エネルギー0.5MeV換算値)大気放出量	約 5.0×10^{11} Bq
よう素(I-131等価量(小児実効))大気放出量	約 3.4×10^6 Bq
よう素(I-131等価量(成人実効))大気放出量	約 1.3×10^7 Bq

5.2. 線量の評価

(1) 評価の前提

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

- a. 敷地境界外の地表空气中濃度は、「II 2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載の相対濃度 ($\chi/Q : 6.9 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$) に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。
- b. 敷地境界外の希ガスからの γ 線による空気吸収線量は、「II 2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載の相対線量 ($D/Q : 6.6 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$) に希ガスの全放出量を乗じて求める。

(2) 評価方法

福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」並びに「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様の方法で評価する。

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

よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量 H_I (Sv) は、(5.2-1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots \cdots \cdots (5.2-1)$$

ここで、

R : 呼吸率 (m^3/s)

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

(小児 : $0.31 \text{m}^3/\text{h}$, 成人 : $1.2 \text{m}^3/\text{h}$)

H_∞ : よう素 (I-131) を 1Bq 吸入した場合の実効線量

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

χ / Q : 相対濃度 (s/m^3)

Q_I : よう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)

希ガスからの γ 線による外部被ばく実効線量 H_γ (Sv) は、(5.2-2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \cdots \cdots \cdots (5.2-2)$$

ここで、

K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (1Sv/Gy)

D / Q : 相対線量 (Gy/Bq)

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

また、希ガスからの β 線による外部被ばく実効線量 H_β (Sv) は、(5.2-3)式で計算する。

$$H_\beta = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \cdots \cdots \cdots (5.2-3)$$

ここで、

- x/Q : 相対濃度 (s/m³)
 Q_{β} : 希ガスの大気放出量 (Bq)
 E_{β} : β 線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV Kr-85 実効エネルギー)
 W_{TS} : 皮膚の組織荷重係数は ICRP Publ. 60 の値を用いる。(0.01)

(3) 評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 5.2 の通りである。

表 5.2 燃料集合体の落下時の実効線量

実効線量 (小児)	実効線量 (成人)
約 1.6×10^{-3} mSv	約 1.6×10^{-3} mSv

上記の値から判断して、本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

今回評価した実効線量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十に記載の燃料集合体落下事故での評価 (6.4×10^{-2} mSv) と比較して 1 桁以上減少しているが、その原因は、原子炉設置許可申請書の評価で排気筒放出であったものが、今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの、冷却が進んだことによる希ガス及びよう素の減少効果がそれ以上に大きいことである。

5.3. 判断基準への適合性の検討

5.1, 5.2 に示した通り、周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

福島第一原子力発電所第2号機原子炉建屋南側外壁の開口設置について

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。

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。

2. 開口概要

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。

○位置：原子炉建屋の南側外壁

○高さ：原子炉建屋の5階（開口下端レベル 地上約30m）

○大きさ：①ランウェイガーダ用開口 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

3. 開口設置方法

開口位置に附帯する設備等を図面や現場調査により確認し、安全を確保した計画を立案する。この計画に基づき、解体機械等により開口を設置する。代表例としてランウェイガーダ用開口における作業手順を以下に記載する。（図1）

(1) 仮囲いを設置し、飛散防止剤を散布する。

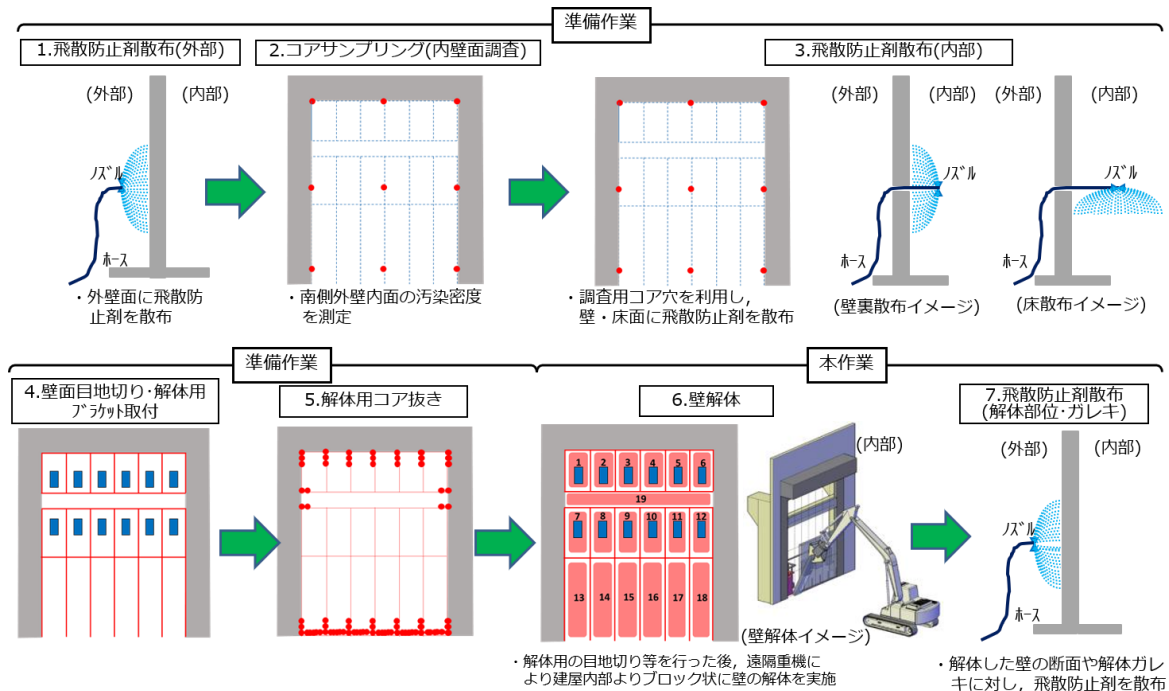
(2) 外壁へコア抜き、ウォールソーを使用し、切り込みを入れる。

（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。



※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、詳細検討のため変更する可能性あり。

図1 ランウェイガード用開口における作業手順

4. 廃棄物の保管

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

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。

5. 開口設置作業に伴う放射性物質の飛散抑制策

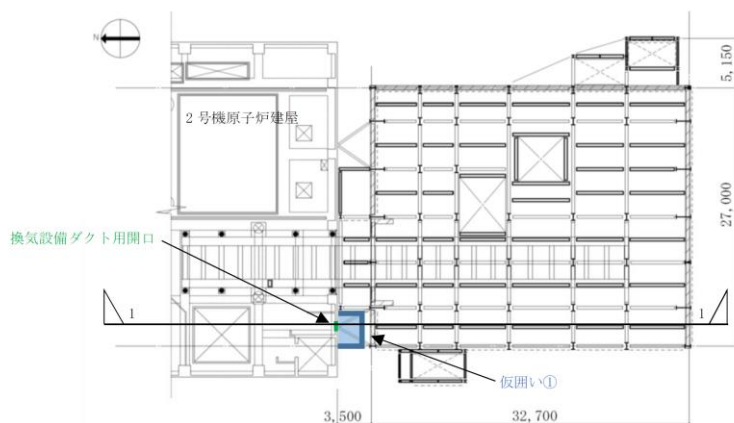
○開口を設置する原子炉建屋南側に構台を設置し、開口全体を覆う前室又は仮囲いを設置する。(図1, 2)

(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)

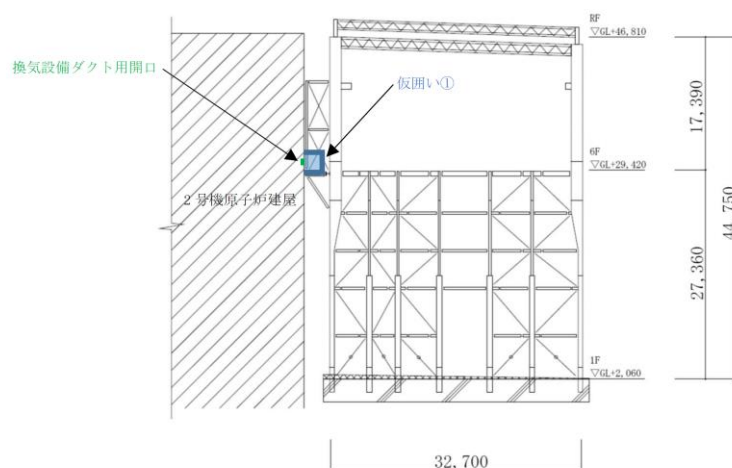
【仮囲い①仕様】

- 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]

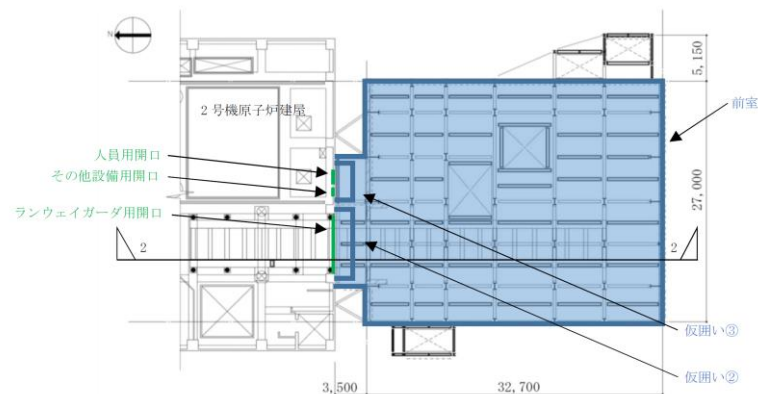
(2) ランウェイガード用開口，人員用開口及びその他設備用開口設置時（作業予定時期：2024年8月～10月）

【前室仕様】

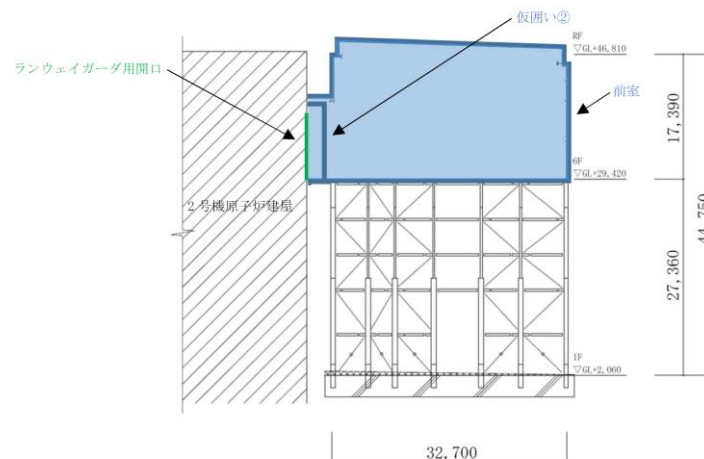
- ・壁材：鋼製パネル t=0.6mm
- ・屋根材：折板屋根(H=150mm) t=0.8mm
- ・前室寸法：東西方向 約27m，南北方向 約37m，高さ方向 約18m
- ・隙間処理：前室の壁，屋根に生じる隙間は必要に応じてシーリング材等を使用し，極力小さくなるよう処理する。

【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。
- 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。（図3、4、表1）



図3 福島第一原子力発電所構内の監視点

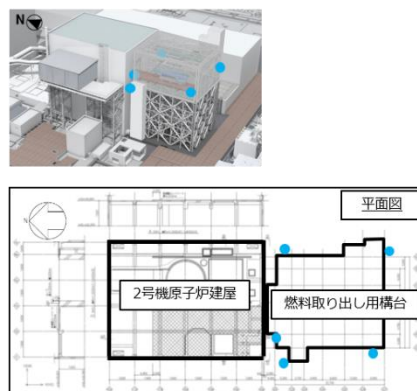


図4 2号機燃料取り出し用構台前室周囲の監視点

表1 各監視点における警報設定値

		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	-

- 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。

6. 開口設置に伴う放射性物質の環境影響

2号機原子炉建屋南側外壁の開口設置作業に伴い、開口部からの放射性物質の飛散が懸念される。このため、放射性物質の放出量について評価を行った結果、敷地境界における被ばく評価への影響は少ないと評価される。（詳細は別添-1を参照）

7. 作業員の被ばく線量の管理

放射線業務従事者が立ち入る場所では、外部放射線に係わる線量率を把握し、放射線業務従事者等の立入頻度や滞在時間等を管理することで、作業時における放射線業務従事者が受ける線量が労働安全衛生法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。

- ・2号機原子炉建屋内：R装備
 - ・2号機原子炉建屋外（仮囲い内）：開口貫通前__Y装備，開口貫通後__R装備
- ※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。

8. 緊急時の対策

○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）

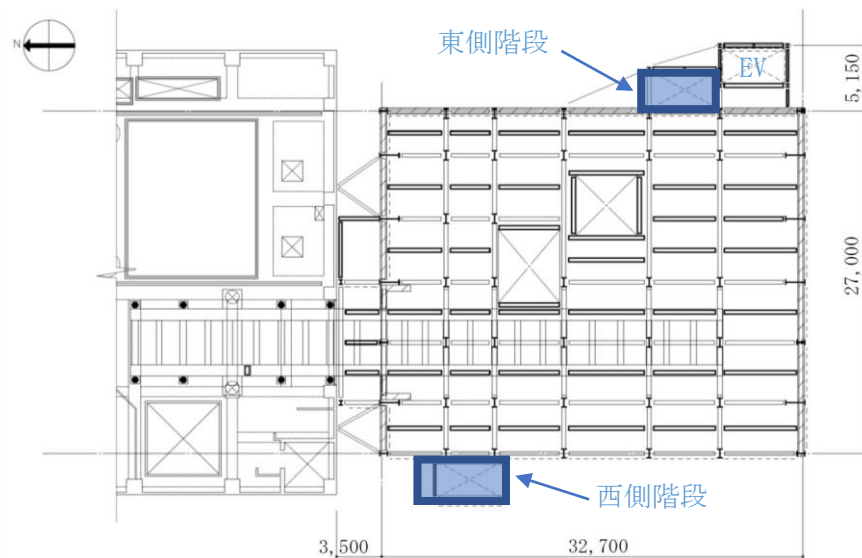


図1 前室床伏図 (G. L. +29, 420)

○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。

○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。

9. 耐震安全性

○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)

- また、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}) から概算評価した結果、上記と同様に耐震壁の終局耐力 (4.0×10^{-3}) に対して十分に余裕があると考えられる。(図 1)

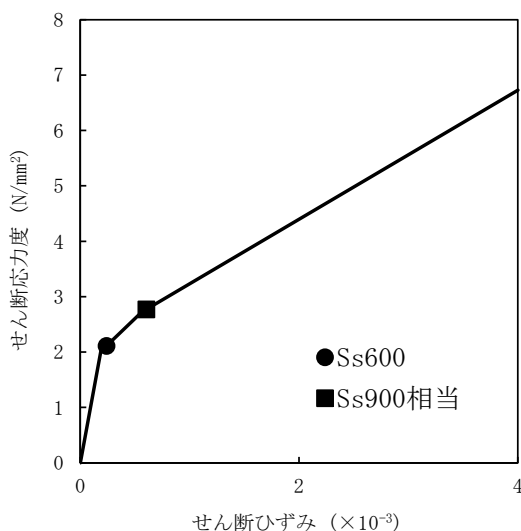


図 1 せん断スケルトン曲線上の最大応答値

- 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。

10. 外部人為事象に対する設計上の考慮

- 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。

11. 火気に対する設計上の考慮

- 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。

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：2020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時間を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桁に切り上げた。

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 1.1×10^{-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 2.6×10^{-7}
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 9.1×10^{-4}
吸入摂取による実効線量	約 2.3×10^{-4}
合計の実効線量	約 1.1×10^{-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。

2.16.2 増設多核種除去設備

2.16.2.1 基本設計

2.16.2.1.1 設置の目的

増設多核種除去設備は、『2.5 汚染水処理設備等』で処理した液体状の放射性物質の処理を早期に完了させる目的から設置するものとし、汚染水処理設備の処理済水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）を『東京電力株式会社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』に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度（以下、「告示濃度限度」という。）を下回る濃度まで低減する。

なお、増設多核種除去設備の性能を確認する試験（以下、「確認試験」という。）において、増設多核種除去設備が上記性能を有する設備であることについて確認した。

2.16.2.1.2 要求される機能

『2.16.1 多核種除去設備 2.16.1.1.2 「要求される機能」』に同じ。

2.16.2.1.3 設計方針

『2.16.1 多核種除去設備 2.16.1.1.3 「設計方針」』に同じ。

2.16.2.1.4 供用期間中に確認する項目

増設多核種除去設備処理済水に含まれる除去対象の放射性核種濃度（トリチウムを除く）が告示濃度限度未満であること。

2.16.2.1.5 主要な機器

増設多核種除去設備は、3系列から構成し、各系列は前処理設備と多核種除去装置で構成する。さらに共通設備として、前処理設備及び多核種除去装置へ薬品を供給する薬品供給設備、処理済水のサンプリング、多核種処理水タンクへ移送する多核種移送設備、放射性物質を吸着した吸着材等を収容して貯蔵する高性能容器、増設多核種除去設備の運転監視を行う監視・制御装置、電源を供給する電源設備等で構成する。また、装置の処理能力を確認するための試料採取が可能な構成とする。

増設多核種除去設備の除去対象とする核種は、『2.16.1 多核種除去設備 添付資料－6』と同じとする。

増設多核種除去設備の主要な機器は、免震重要棟集中監視室またはシールド中央制御室の監視・制御装置により遠隔操作及び運転状況の監視を行う。更に、特に重要な運転操作についてはダブルアクションを要する等の設計とする。また、増設多核種除去設備の設置エリアには、エリア放射線モニタを設置し、放射線レベルを監視する。

増設多核種除去設備で処理された水は、処理済水貯留用のタンクで貯留する。

(1) 前処理設備

前処理設備は、多核種除去装置での吸着材によるストロンチウムの除去を阻害するマグネシウム、カルシウム等の2価の金属を炭酸塩沈殿処理により除去することを目的とし、炭酸ソーダと苛性ソーダを添加する。

炭酸塩沈殿処理による生成物は、クロスフローフィルタまたは沈殿槽により濃縮し、高性能容器に排出する。

(2) 多核種除去装置

多核種除去装置は、1系列あたり18塔の吸着塔で構成する。

多核種除去装置は、除去対象核種に応じて吸着塔に収容する吸着材の種類が異なり、処理対象水に含まれるコロイド状及びイオン状の放射性物質を分離・吸着処理する機能を有する。吸着塔に収容する吸着材の構成は、処理対象水の性状に応じて変更する。また、吸着材は、所定の容量を通水した後、高性能容器へ排出する。

なお、吸着塔は2塔分の増設が可能である。

(3) 高性能容器 (HIC ; High Integrity Container)

高性能容器は、使用済みの吸着材、沈殿処理生成物を収容するもので、『2.16.1 多核種除去設備』で使用する高性能容器と同じである。高性能容器の仕様及び健全性評価等を『2.16.1 多核種除去設備 添付資料-5』に示す。

使用済みの吸着材は、収容効率を高めるために脱水装置 (SEDS ; Self-Engaging Dewatering System) により脱水処理される。脱水した水は増設多核種除去設備の系統内に移送する。

沈殿処理生成物の高性能容器への移送は自動制御で行い、使用済みの吸着材の移送は現場で状況を確認しながら手動操作によって行う。高性能容器への収容量は、水位センサにて監視する。

沈殿処理生成物及び使用済みの吸着材を収容した高性能容器は、使用済セシウム吸着塔一時保管施設で貯蔵する。

また、高性能容器は、取扱い時の落下による漏えいを防止するため、補強体等を取り付ける。

(4) 薬品供給設備

薬品供給設備は、各添加薬液に対してそれぞれタンクを有し、沈殿処理やpH調整のため、ポンプにより薬品を前処理設備や多核種除去装置へ供給する。添加する薬品は、苛性ソーダ、炭酸ソーダ、塩酸とするが、何れも不燃性であり、装置内での反応熱、反応ガスも有意には発生しない。なお、炭酸ソーダについては、増設多核種除去設備の処理済み水に粉体を溶解させ生成することも可能な設計とする。

(5) 多核種移送設備

多核種移送設備は、増設多核種除去設備で処理された水を採取し、分析後の水を処理済水貯留用のタンクに移送するための設備で、サンプルタンク、増設多核種除去設備用移送ポンプおよび移送配管等で構成する。なお、増設多核種除去設備で処理された水は、サンプルタンクをバイパスして処理済水貯留用のタンクに移送することも可能な構成となっている。

また、サンプルタンクは、『2.16.1 多核種除去設備』で処理された水を受け入れることも可能な構成とする。

(6) 電源設備

電源は、異なる2系統の所内高圧母線から受電できる構成とする。なお、電源が喪失した場合でも、設備からの外部への漏えいは発生することはない。

(7) 橋形クレーン

高性能容器を取り扱うための橋形クレーンを設ける。

(8) 増設多核種除去設備基礎

増設多核種除去設備基礎は、平面が約6.1m（南北方向）×約8.1m（東西方向）、厚さ約0.3mの鉄筋コンクリート造で、段丘堆積層に直接支持されている。

なお、上屋は、地上高さが約1.6mの鉄骨造で、構造上、基礎から独立した構造となっている。

2.16.2.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

増設多核種除去設備は、アウトラーイズ津波が到達しないと考えられる T.P. 約 28m 以上の場所に設置する。

(2) 台風

台風による設備の損傷を防止するため、建屋は建築基準法施行令に基づく風荷重に対して設計する。

(3) 積雪

積雪による設備の損傷を防止するため、建屋は建築基準法施行令および福島県建築基準法施行規則細則に基づく積雪荷重に対して設計する。

(4) 落雷

接地網を設け、落雷による損傷を防止する。

(5) 竜巻

竜巻の発生の可能性が予見される場合は、設備の停止・隔離弁の閉止操作等を行い、汚染水の漏えい防止及び漏えい水の拡大防止を図る。

(6) 火災

火災発生を防止するため、実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する。また、火災検知性を向上させるため、消防法基準に準拠した火災検出設備を設置するとともに、初期消火のために近傍に消火器を設置する。さらに、避難時における誘導用のために誘導灯を設置する。

2.16.2.1.7 構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

増設多核種除去設備を構成する主要な機器は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)」において、廃棄物処理設備に相当すると位置付けられる。これに対する適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(以下、「設計・建設規格」という。)で規定され、機器区分クラス3の規定を適用することを基本とする。設計・建設規格の適用が困難な機器については、設計・建設規格適用品と同等の構造強度を有することを基本とする。

また、材料調達性の観点から、JSME 規格で規定される材料の日本産業規格(JIS)年度指定を考慮しない場合は、技術的妥当性を確認する。溶接部については、「JSME S NB-1 発電用原子力設備規格 溶接規格」(以下、「溶接規格」という。)の規定を適用することを基本とし、一部の国内製作機器については、JIS や高圧ガス保安協会基準等に準拠する。また、一部の海外製作機器については、「欧州統一規格(European Norm)」(以下、「EN 規格」という。), CODAP(仏国圧力容器規格)等に準拠する。

なお、クラス3機器に該当しないその他の機器は、JIS 等規格適合品を用いることとし、ポリエチレン管は、JWWA または ISO 規格に準拠する。

また、原子力発電所での使用実績がない材料を使用する場合は、他産業での使用実績等を活用しつつ、必要に応じて試験等を行うことで、経年劣化等の影響についての評価を行う。

(2) 耐震性

増設多核種除去設備を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、2021年9月8日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ、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（公衆への被ばく影響）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適切な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。

ただし、2021年9月8日以前に認可された機器については、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして耐震クラスを分類している。

耐震性を評価するにあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」等に準拠する。要求される地震力に対して耐震性を確保できない場合は、その影響について評価を行う。

2.16.2.1.8 機器の故障への対応

(1) 機器の単一故障

増設多核種除去設備は、3つの処理系列を有し、電源についても多重化している。そのため、動的機器、電源系統の単一故障が発生した場合においても、その他の処理系列の運転による処理が可能である。

(2) 高性能容器の落下

万一の高性能容器からの漏えい時の対応として、回収作業に必要な吸引車等を配備し、吸引車を操作するために必要な要員を確保する。また、漏えい回収訓練及び吸引車の点検を定期的に行う。

2.16.2.2 基本仕様

2.16.2.2.1 系統仕様

(1) 増設多核種除去設備

処理方式 沈殿方式+吸着材方式
 処理容量・処理系列 250m³/日 /系列×3 系列 ※

※ 構内に貯留している RO 濃縮塩水を早期に処理するため、運用上可能な範囲（最大で 1.1 倍程度）において処理量を増加して運転する。

2.16.2.2.2 機器仕様

(1) 容器

a. 処理水受入タンク

名 称		処理水受入タンク	
種 類	—	たて置円筒形	
容 量	m ³ /個	25	
最高使用圧力	MPa	静水頭	
最高使用温度	℃	60	
主 要 寸 法	胴 内 径	mm	3100
	胴 板 厚 さ	mm	9
	下 部 鏡 板 厚 さ	mm	9
	高 さ	mm	4740
材 料	胴 板	—	SS400・内面ゴムライニング
	下 部 鏡 板	—	SS400・内面ゴムライニング
個 数	個	2	

b. 共沈タンク

名 称		共沈タンク	
種 類	—	たて置円筒形	
容 量	m ³ /個	5	
最高使用圧力	MPa	静水頭	
最高使用温度	℃	60	
主 要 寸 法	胴 内 径	mm	1750
	胴 板 厚 さ	mm	6
	下 部 鏡 板 厚 さ	mm	6
	高 さ	mm	4257
材 料	胴 板	—	SS400・内面ゴムライニング
	下 部 鏡 板	—	SS400・内面ゴムライニング
個 数	個	1 (1 系列あたり)	

c. 供給タンク

名 称		供給タンク	
種 類	—	たて置円筒形	
容 量	m ³ /個	5	
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭	
最 高 使 用 温 度	℃	60	
主 要 寸 法	胴 内 径	mm	1750
	胴 板 厚 さ	mm	6
	下 部 鏡 板 厚 さ	mm	6
	高 さ	mm	3837
材 料	胴 板	—	SS400・内面ゴムライニング
	下 部 鏡 板	—	SS400・内面ゴムライニング
個 数	個	1 (1 系列あたり)	

d. 吸着塔入口バッファタンク

名 称		吸着塔入口バッファタンク	
種 類	—	たて置円筒形	
容 量	m ³ /個	6	
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭	
最 高 使 用 温 度	℃	60	
主 要 寸 法	胴 内 径	mm	2000
	胴 板 厚 さ	mm	6
	底 板 厚 さ	mm	20
	高 さ	mm	2826
材 料	胴 板	—	SUS316L
	底 板	—	SUS316L
個 数	個	1 (1 系列あたり)	

e. 多核種吸着塔 1～18

名 称		多核種吸着塔 1～5	
種 類	—	たて置円筒形	
容 量	m ³ /個	1	
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.37	
最 高 使 用 温 度	℃	60	
主 要 寸 法	胴 内 径	mm	1054
	胴 板 厚 さ	mm	18
	上 部 ・ 下 部 鏡 板 厚 さ	mm	20
	高 さ	mm	2550
材 料	胴 板	—	SUS316L
	鏡 板	—	SUS316L
個 数	個	5 (1 系列あたり)	

名 称		多核種吸着塔 6～14	
種 類	—	たて置円筒形	
容 量	m ³ /個	1	
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.37	
最 高 使 用 温 度	℃	60	
主 要 寸 法	胴 内 径	mm	1050
	胴 板 厚 さ	mm	16
	さ ら 形 ふ た 板 厚 さ	mm	16
	下 部 鏡 板 厚 さ	mm	16
	高 さ	mm	2553
材 料	胴 板	—	SM490A・内面ゴムライニング
	さ ら 形 ふ た 板	—	SM490A・内面ゴムライニング
	下 部 鏡 板	—	SM490A・内面ゴムライニング
個 数	個	9 (1 系列あたり)	

名 称		多核種吸着塔 15～18	
種 類	—	たて置円筒形	
容 量	m ³ /個	2.4	
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	60	
主 要 寸 法	胴 内 径	mm	1350
	胴 板 厚 さ	mm	16
	さら形ふた板厚さ	mm	19
	下部鏡板厚さ	mm	19
	高 さ	mm	3011
材 料	胴 板	—	SM490A・内面ゴムライニング
	さら形ふた板	—	SM490A・内面ゴムライニング
	下 部 鏡 板	—	SM490A・内面ゴムライニング
個 数	個	4 (1系列あたり)	

f. 移送タンク

名 称		移送タンク	
種 類	—	たて置円筒形	
容 量	m ³ /個	27	
最高使用圧力	MPa	静水頭	
最高使用温度	℃	60	
主 要 寸 法	胴 内 径	mm	3100
	胴 板 厚 さ	mm	9
	底 板 厚 さ	mm	22
	高 さ	mm	4131
材 料	胴 板	—	SS400・内面ゴムライニング
	底 板	—	SS400・内面ゴムライニング
個 数	個	2	

g. サンプルタンク（増設多核種除去設備用処理済水一時貯留タンク）

名 称		サンプルタンク	
種 類	—	たて置円筒形	
容 量	m ³ /個	1235	
最高使用圧力	MPa	静水頭	
最高使用温度	℃	40	
主要寸法	胴 内 径	mm	11000
	胴 板 厚 さ	mm	12
	底 板 厚 さ	mm	12
	高 さ	mm	13000
材 料	胴 板	—	SM400C
	底 板	—	SM400C
個 数	個	3	

h. 炭酸ソーダ溶解槽

名 称		炭酸ソーダ溶解槽	
種 類	—	角形	
容 量	m ³ /個	1.3	
最高使用圧力	MPa	静水頭	
最高使用温度	℃	60	
主要寸法	内 寸	mm	1188 × 1188
	側 板 厚 さ	mm	6
	底 板 厚 さ	mm	6
	高 さ	mm	1200
材 料	側 板	—	SS400・内面ゴムライニング
	底 板	—	SS400・内面ゴムライニング
個 数	個	3	

i. 炭酸ソーダ貯槽

名 称		炭酸ソーダ貯槽	
種 類	—	たて置円筒形	
容 量	m ³ /個	33	
最高使用圧力	MPa	静水頭	
最高使用温度	℃	60	
主 要 寸 法	胴 内 径	mm	3100
	胴 板 厚 さ	mm	9
	底 板 厚 さ	mm	22
	高 さ	mm	5022
材 料	胴 板	—	SUS316L
	底 板	—	SUS316L
個 数	個	2	

j. 反応／凝集槽

名 称		反応／凝集槽	
種 類	—	たて置円筒形	
容 量	m ³ /個	11	
最高使用圧力	MPa	静水頭	
最高使用温度	℃	60	
主 要 寸 法	胴 内 径	mm	2300
	胴 板 厚 さ	mm	6
	鏡 板 厚 さ	mm	6
	高 さ	mm	4400
材 料	胴 板	—	SS400・内面ゴムライニング
	鏡 板	—	SS400・内面ゴムライニング
個 数	個	1 個／系列（2 系列に設置）	

k. 沈殿槽

名 称		沈殿槽	
種 類	—	たて置円筒形	
容 量	m ³ /個	12	
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭	
最 高 使 用 温 度	℃	60	
主 要 寸 法	胴 内 径	mm	2300
	胴 板 厚 さ	mm	6
	鏡 板 厚 さ	mm	6
	高 さ	mm	4400
材 料	胴 板	—	SUS316L
	鏡 板	—	SUS316L
個 数	個	1 個/系列 (2 系列に設置)	

1. 上澄み水タンク

名 称		上澄み水タンク	
種 類	—	たて置円筒形	
容 量	m ³ /個	2	
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭	
最 高 使 用 温 度	℃	60	
主 要 寸 法	胴 内 径	mm	1200
	胴 板 厚 さ	mm	6
	鏡 板 厚 さ	mm	6
	高 さ	mm	3800
材 料	胴 板	—	SUS316L
	鏡 板	—	SUS316L
個 数	個	1 個/系列 (2 系列に設置)	

(2) ポンプ

a. 供給ポンプ 1 (完成品)

台 数 1 台 (1 系列あたり)

容 量 10.5 m³/h

b. 供給ポンプ 2 (完成品)

台 数 1 台 (1 系列あたり)

容 量 11.0 m³/h

c. 循環ポンプ (完成品)

台 数 1 台 (1 系列あたり)

容 量 313 m³/h

d. ブースタポンプ 1 (完成品)

台 数 1 台 (1 系列あたり)

容 量 11.0 m³/h

e. ブースタポンプ 2 (完成品)

台 数 1 台 (1 系列あたり)

容 量 11.5 m³/h

f. 移送ポンプ (完成品)

台 数 2 台

容 量 35 m³/h

g. 増設多核種除去設備用移送ポンプ (完成品)

台 数 2 台

容 量 50 m³/h

h. 炭酸ソーダ溶解槽移送ポンプ (完成品)

台 数 3 台

容 量 1.8 m³/h

i. 炭酸ソーダ貯槽 1 供給ポンプ (完成品)

台 数 3 台

容 量 0.2 m³/h

j. 炭酸ソーダ貯槽 2 移送ポンプ (完成品)

台 数 2 台
容 量 20 m³/h

k. スラリー循環ポンプ

台 数 1 台/系列 (2 系列に設置)
容 量 13 m³/h

l. 上澄み水ポンプ

台 数 1 台/系列 (2 系列に設置)
容 量 12 m³/h

(3) その他機器

a. クロスフローフィルタ

最高使用圧力		MPa	0.98
最高使用温度		℃	60
主要寸法	外径	mm	340
	高さ	mm	1126
材料		—	1.4404 (海外製品) SUS316L (国内製品)
台数 (1 系列あたり)		台	6

b. 出口フィルタ

台 数 1 台 (1 系列あたり)

(4) 配管

主要配管仕様 (1 / 8)

名 称	仕 様	
RO後濃縮塩水系受タンク移送流路分岐部から処理水受入タンク入口まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 STPG370 + ライング 0.98MPa 60℃ 40℃
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 EPDM 0.98MPa 60℃
処理水受入タンク出口から 共沈タンク入口まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 STPG370 + ライング 静水頭 60℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 50A/Sch. 40 32A/Sch. 40 STPG370 + ライング 0.98MPa 60℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 EPDM 静水頭 60℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 0.98MPa 60℃
共沈タンク出口から 供給タンク入口まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A/Sch. 40 SUS316L 静水頭 60℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当 EPDM 静水頭 60℃

主要配管仕様 (2 / 8)

名 称	仕 様	
供給タンク出口から クロスフローフィルタ循環ラインまで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 40 SUS316L 静水頭 60℃
(鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 40 32A/Sch. 40 SUS316L 0.98MPa 60℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 静水頭 0.98MPa 60℃
クロスフローフィルタ循環ライン (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A/Sch. 40 150A/Sch. 40 200A/Sch. 40 250A/Sch. 40 300A/Sch. 40 300A 相当/3mm SUS316L 0.98MPa 60℃
クロスフローフィルタ出口から 吸着塔入口バッファタンク入口まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 40 50A/Sch. 80 SUS316L 0.98MPa 60℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 0.98MPa 60℃
吸着塔入口バッファタンク出口から 多核種吸着塔 5 下流 塩酸供給点まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 40 SUS316L 静水頭 60℃
(鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	32A/Sch. 40 50A/Sch. 40 SUS316L 1.37MPa 60℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 静水頭 1.37MPa 60℃

主要配管仕様 (3 / 8)

名 称	仕 様	
多核種吸着塔5下流 塩酸供給点から 移送タンクまで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	32A/Sch. 40 50A/Sch. 40 50A/Sch. 80 80A/Sch. 40 STPG370 + ライニング 1. 37MPa 60℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 1. 37MPa 60℃
移送タンク出口から サンプルタンク入口まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch. 40 STPG370 + ライニング 静水頭 60℃
(鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A/Sch. 40 65A/Sch. 40 80A/Sch. 40 100A/Sch. 40 STPG370 + ライニング 0. 98MPa 60℃
(鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 SUS316L 0. 98MPa 60℃
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0. 98MPa 40℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 EPDM 静水頭 60℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A 相当 EPDM 0. 98MPa 60℃

主要配管仕様（４／８）

名 称	仕 様	
サンプルタンク出口から 多核種処理水貯槽，RO 濃縮水貯槽また は Sr 処理水貯槽まで*2 (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 80A/Sch. 40 50A/Sch. 40 SUS316L 0.98MPa 40℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 SUS316L 0.98MPa 60℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 STPG370 + ライニング 0.98MPa 40℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 20S SUS316LTP 0.98MPa 40℃
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 100A 相当 ポリエチレン 静水頭 40℃
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 合成ゴム 0.98MPa 40℃
増設多核種除去設備用移送ポンプスキ ッドから 増設多核種除去設備入口弁スキッドま で (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃

主要配管仕様 (5 / 8)

名 称	仕 様	
移送ポンプ出口分岐部から 炭酸ソーダ溶解槽まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A/Sch. 40 40A/Sch. 40 20A/Sch. 40 STPG370 + ライニング 0.98MPa 60℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	20A/Sch. 40 15A/Sch. 40 SUS316L 0.98MPa 60℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A 相当 EPDM 0.98MPa 60℃
炭酸ソーダ溶解槽から 炭酸ソーダ貯槽まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 40 40A/Sch. 40 SUS316L 静水頭 60℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A/Sch. 40 40A/Sch. 80 15A/Sch. 40 SUS316L 0.5MPa 60℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A 相当 PTFE 静水頭 0.5MPa 60℃

主要配管仕様 (6 / 8)

名 称	仕 様	
炭酸ソーダ貯槽から 共沈タンクまで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A/Sch. 40 65A/Sch. 40 SUS316L 静水頭 60℃
(鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A/Sch. 40 40A/Sch. 40 25A/Sch. 40 SUS316L 0.5MPa 60℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A 相当 PTFE 静水頭 60℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A 相当 PTFE 0.5MPa 60℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A 相当 EPDM 0.5MPa 60℃

主要配管仕様（7 / 8）

名 称	仕 様	
炭酸ソーダ貯槽から 多核種除去設備建屋入口まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A/Sch. 40 SUS316L 静水頭 60℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch. 40 65A/Sch. 40 50A/Sch. 40 SUS316L 0.5MPa 60℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A 相当 PTFE 静水頭 60℃
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当 ポリエチレン 0.5MPa 60℃
処理水受入タンク移送流路分岐部から 反応／凝集槽入口まで* ³ (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 40 STPG370 + ライニング* 0.98MPa 60℃
反応／凝集槽出口から沈殿槽入口 まで* ³ (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A/Sch. 40 SUS316L 静水頭 60℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当 EPDM 静水頭 60℃
沈殿槽出口から 上澄み水タンク入口まで* ³ (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A/Sch. 40 SUS316L 静水頭 60℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当 EPDM 静水頭 60℃

主要配管仕様（8 / 8）

名 称	仕 様	
上澄み水タンク出口から供給タンク移送流路合流部まで※ ³ (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 40 SUS316L 静水頭 60℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 静水頭 60℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 40 32A/Sch. 40 SUS316L 0.98MPa 60℃
沈殿槽出口から反応／凝集槽まで※ ³ (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 40 SUS316L 静水頭 60℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 40 40A/Sch. 40 32A/Sch. 40 25A/Sch. 40 SUS316L 0.98MPa 60℃
クロスフローフィルタ循環ライン分岐部から反応／凝集槽まで※ ³ (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A/Sch. 40 25A/Sch. 40 15A/Sch. 40 SUS316L 0.98MPa 60℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A 相当 40A 相当 EPDM 0.98MPa 60℃
炭酸ソーダ貯槽移送流路分岐部から反応／凝集槽入口まで※ ³ (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A/Sch. 40 SUS316L 0.5MPa 60℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A 相当 EPDM 0.5MPa 60℃

※1：現場施工状況により、配管仕様（呼び径、厚さ、材質）の一部を使用しない場合がある。

※2：K4 エリアタンクへの配管の一部は、「Ⅱ 2.50 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設」と兼用する。

※3：2系列に設置

(5) 放射線監視装置

放射線監視装置仕様

項目	仕様
名称	エリア放射線モニタ
基数	2基
種類	半導体検出器
取付箇所	増設多核種除去設備設置エリア
計測範囲	10^{-3} mSv/h ~ 10^1 mSv/h

2.16.2.3 添付資料

添付資料－1：全体概要図及び系統構成図

添付資料－2：増設多核種除去設備基礎の構造強度に関する検討結果

添付資料－3：増設多核種除去設備の耐震性に関する説明書

添付資料－4：増設多核種除去設備の強度に関する説明書

添付資料－5：流体状の放射性廃棄物の施設外への漏えい防止に関する計算書

添付資料－6：工事工程表

添付資料－7：増設多核種除去設備の具体的な安全確保策

添付資料－8：増設多核種除去設備の確認試験結果について

添付資料－9：増設多核種除去設備に係る確認事項

増設多核種除去設備の耐震性に関する計算書

1. 耐震設計の基本方針

申請設備に係る耐震設計は、次の基本方針に基づいて行う。

(1) 設備の重要度による耐震クラス別分類

耐震クラス別 系統設備	主要設備、補助設備 及び直接支持構造物	間接支持構造物及び相互 影響を考慮すべき設備	
	B	設 備	検討用地 震動等
2.16.2 増設多核種除 去設備			
(1) 容器	処理水受入タンク 1, 2	処理水受入タンク 1, 2 スキッド	S _B
	共沈タンク A, B, C	共沈タンク A, B, C スキッド	S _B
	供給タンク A, B, C	供給タンク A, B, C スキッド	S _B
	吸着塔入口バッファタンク A, B, C	吸着塔入口バッファタンク A, B, C スキッド	S _B
	多核種吸着塔 1 ~ 18 A, B, C	多核種吸着塔 A, B, C スキッド 1 ~ 6	S _B
	移送タンク 1, 2	移送タンク 1, 2 スキッド	S _B
	サンプルタンク A, B, C	サンプルタンクエリア	S _B
	炭酸ソーダ溶解槽 1, 2, 3	炭酸ソーダ製造スキッド 1, 2, 3	S _B
	炭酸ソーダ貯槽 1, 2	増設多核種除去設備基礎	S _B
(2) ポンプ	供給ポンプ 1 A, B, C	供給ポンプ 1 スキッド	S _B
	供給ポンプ 2 A, B, C	供給ポンプ 2 A, B, C スキッド	S _B
	循環ポンプ A, B, C	クロスフローフィルタ A, B, C スキッド	S _B

耐震クラス別 系統設備	主要設備, 補助設備 及び直接支持構造物	間接支持構造物及び相互 影響を考慮すべき設備		
	B	設備	検討用地 震動等	
(つづき: ポンプ)	ブースターポンプ 1 A,B,C	ブースターポンプ 1 A,B,C スキッド	S _B	
	ブースターポンプ 2 A,B,C	ブースターポンプ 2 A,B,C スキッド	S _B	
	移送ポンプ 1, 2	出口移送スキッド	S _B	
	増設多核種除去設備用移送 ポンプ A,B	増設多核種除去設備用移送 ポンプ用スキッド	S _B	
	炭酸ソーダ溶解槽 1, 2, 3 移送ポンプ	炭酸ソーダ溶解槽 1, 2, 3 移送スキッド	S _B	
	炭酸ソーダ貯槽 1 供給ポンプ A,B,C	炭酸ソーダ貯槽 1 供給スキッド	S _B	
	炭酸ソーダ貯槽 2 移送ポンプ 1, 2	炭酸ソーダ貯槽 2 移送スキッド	S _B	
	(3) その他機器	出口フィルタ A,B,C	出口フィルタスキッド	S _B
	(4) 配管	主配管	増設多核種除去設備基礎, スキッド等	S _B
	(5) スキッド	増設多核種除去設備入口弁 スキッド	増設多核種除去設備基礎	S _B
	処理水受入タンク 1, 2 スキッド	増設多核種除去設備基礎	S _B	
	供給ポンプ 1 スキッド	増設多核種除去設備基礎	S _B	
	共沈タンク A,B,C スキッド	増設多核種除去設備基礎	S _B	
	供給タンク A,B,C スキッド	増設多核種除去設備基礎	S _B	
	供給ポンプ 2 A,B,C スキッド	増設多核種除去設備基礎	S _B	
	供給ポンプ 2 弁 A,B,C スキッド	増設多核種除去設備基礎	S _B	
	クロスフローフィルタ A,B,C ス キッド	増設多核種除去設備基礎	S _B	

耐震クラス別 系統設備	主要設備, 補助設備 及び直接支持構造物	間接支持構造物及び相互 影響を考慮すべき設備	
	B	設備	検討用地 震動等
(つづき:スキッド)	吸着塔入口バッファタンク A,B,Cスキッド	増設多核種除去設備基礎	S _B
	ブースターポンプ1 A, B, C スキッド	増設多核種除去設備基礎	S _B
	多核種吸着塔 A,B,Cスキッド1 ～6	増設多核種除去設備基礎	S _B
	ブースターポンプ2 A, B, C スキッド	増設多核種除去設備基礎	S _B
	出口フィルタスキッド	増設多核種除去設備基礎	S _B
	移送タンク1, 2スキッド	増設多核種除去設備基礎	S _B
	出口移送スキッド	増設多核種除去設備基礎	S _B
	増設多核種除去設備用移送 ポンプスキッド	多核種移送設備基礎	S _B
	炭酸ソーダ製造スキッド 1,2,3	増設多核種除去設備基礎	S _B
	炭酸ソーダ溶解槽1,2,3移送 スキッド	増設多核種除去設備基礎	S _B
	炭酸ソーダ貯槽1供給スキッド	増設多核種除去設備基礎	S _B
	炭酸ソーダ貯槽2移送スキッド	増設多核種除去設備基礎	S _B
備考	・ 増設多核種除去設備上屋は設備を支持しておらず, 間接支持構造物及び相互影響を考慮すべき設備には該当しない。		

耐震クラス別 系統設備	主要設備, 補助設備 及び直接支持構造物	間接支持構造物及び相互 影響を考慮すべき設備	
	B+	設 備	検討用地 震動等
2.16.2 増設多核種除去設備			
(1) 容器	反応/凝集槽 A, C	反応/凝集・沈殿槽 A, C スキッド	S _{B+}
	沈殿槽 A, C	反応/凝集・沈殿槽 A, C スキッド	S _{B+}
	上澄み水タンク A, C	上澄み水タンク A, C スキッド	S _{B+}
(2) ポンプ	スラリー循環ポンプ A, C	凝集沈殿ポンプ A, C スキッド	S _{B+}
	上澄み水ポンプ A, C	凝集沈殿ポンプ A, C スキッド	S _{B+}
(4) 配管	主配管	増設多核種除去設備基礎, スキッド等	S _{B+}
(5) スキッド	反応/凝集・沈殿槽 A, C スキッド	増設多核種除去設備基礎	S _{B+}
	上澄み水タンク A, C スキッド	増設多核種除去設備基礎	S _{B+}
	凝集沈殿ポンプ A, C スキッド	増設多核種除去設備基礎	S _{B+}
備考	・ 増設多核種除去設備上屋は設備を支持しておらず, 間接支持構造物及び相互影響を考慮すべき設備には該当しない。		

(2) 構造計画

a. 機器

主要区分	計画の概要		概略構造図	摘要
	基礎・支持構造	主体構造		
(1) スカート支持たて置円筒形容器	胴をスカートで支持し、スカートを取付ボルトでスキッドに据え付ける。	上面に平板,下面に鏡板を有するたて置円筒形 上面及び下面に鏡板を有するたて置円筒形		<ul style="list-style-type: none"> ・ 処理水受入タンク 1, 2 ・ 共沈タンク A, B, C ・ 供給タンク A, B, C ・ 反応/凝集槽 A, C ・ 沈殿槽 A, C ・ 上澄み水タンク A, C ・ 多核種吸着塔 1 ~ 18 A, B, C

主要区分	計画の概要		概略構造図	摘要
	基礎・支持構造	主体構造		
(2) 平底たて置円筒形容器	<p>底板を取付ボルトでスキッドに据え付ける。</p> <p>b. 自立 (非固定)</p>	<p>下面に底板を有するたて置円筒形</p>		<ul style="list-style-type: none"> 吸着塔入口バッファタンク A, B, C 移送タンク 1, 2 炭酸ソーダ溶解槽 1, 2, 3 炭酸ソーダ貯槽 1, 2 <ul style="list-style-type: none"> サンプルタンク A, B, C

主要区分	計画の概要		概略構造図	摘要
	基礎・支持構造	主体構造		
(3) 三脚たて置円筒形容器	胴を3個の脚で支持し,脚を取付ボルトでスキッドに据え付ける。	上面及び下面に鏡板を有するたて置円筒形		<ul style="list-style-type: none"> • 出口フィルタ A, B, C

主要区分	計画の概要		概略構造図	摘要
	基礎・支持構造	主体構造		
(4) 横軸ポンプ	ポンプはポンプベースに固定され、ポンプベースは取付ボルトによりスキッドに据え付ける。	うず巻形		<ul style="list-style-type: none"> • 供給ポンプ 1 A, B, C • 供給ポンプ 2 A, B, C • 循環ポンプ A, B, C • ブースターポンプ 1 A, B, C • ブースターポンプ 2 A, B, C • 移送ポンプ 1, 2 • 増設多核種除去設備用移送ポンプ A, B • 炭酸ソーダ溶解槽 1, 2, 3 移送ポンプ • 炭酸ソーダ貯槽 1 供給ポンプ A, B, C • 炭酸ソーダ貯槽 2 移送ポンプ 1, 2 • スラリー循環ポンプ A, C • 上澄み水ポンプ A, C

主要区分	計画の概要		概略構造図	摘要
	基礎・支持構造	主体構造		
(5) スキッド	スキッド架構を基礎ボルトで基礎に据え付ける。	垂直自立形		<ul style="list-style-type: none"> ・増設多核種除去設備入口弁スキッド ・処理水受入タンク 1, 2 スキッド ・供給ポンプ 1 スキッド ・共沈タンク A, B, C スキッド ・供給タンク A, B, C スキッド ・供給ポンプ 2 A, B, C スキッド ・供給ポンプ 2 弁 A, B, C スキッド ・クロスフローフィルタ A, B, C スキッド ・吸着塔入口バッファタンク A, B, C スキッド ・ブースターポンプ 1 A, B, C スキッド ・多核種吸着塔 A, B, C スキッド 1~6 ・ブースターポンプ 2 A, B, C スキッド ・出口フィルタスキッド ・移送タンク 1, 2 スキッド ・出口移送スキッド ・増設多核種除去設備用移送ポンプスキッド ・炭酸ソーダ製造スキッド 1, 2, 3 ・炭酸ソーダ溶解槽 1, 2, 3 移送スキッド ・炭酸ソーダ貯槽 1 供給スキッド ・炭酸ソーダ貯槽 2 移送スキッド ・反応/凝集・沈殿槽 A, C スキッド ・上澄み水タンク A, C スキッド ・凝集沈殿ポンプ A, C スキッド

b. 配管系

a) 配管（鋼管）

配管はサポートにより建屋（建屋で支持されるスキッドを含む）等の構造物から支持される。サポートの位置を決定するにあたっては、原子力発電所の耐震設計に用いられている定ピッチスパン法により適正なサポートスパンを確保する。

(3) 設計用地震力

項目	耐震 クラス	静的地震力		動的地震力	
		水 平	鉛 直	水 平	鉛 直
機 器 ・ 配 管 系	B	$1.8 \cdot C_i^{*1}$	—	$1/2S_d225^{*2}$	$1/2S_d225^{*3}$
	B+	$1.8 \cdot C_i$	—	$1/2S_s450$ $1/2S_d225$	$1/2S_s450$ $1/2S_d225$

注記 *1: C_i は、標準せん断力係数を 0.2 とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

*2: 水平方向の地震動に対して共振のおそれのある施設に適用する。

*3: 鉛直方向の地震動に対して共振のおそれのある施設に適用する。

ただし、2021年9月8日以前に認可された機器については、以下の通りとする。

項目	耐震 クラス	適用する地震動等		設計用地震力
		水 平	鉛 直	
機 器 ・ 配 管 系	B	静的震度 ($1.8 \cdot C_i^{*1}$)	—	設計用地震力は、静的地震力とする。

注記 *1: C_i は、標準せん断力係数を 0.2 とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

(4) 荷重の組合せと許容限界

荷重の組合せと許容限界は、原子力発電所耐震設計技術指針(重要度分類・許容応力編 J E A G 4 6 0 1・補-1984, J E A G 4 6 0 1-1987及び J E A G 4 6 0 1-1991追補版)

(日本電気協会 電気技術基準調査委員会 昭和59年9月, 昭和62年8月及び平成3年6月)(以下「JEAG 4601」という。)及び発電用原子力設備規格(設計・建設規格 JSME S NC 1-2005 (2007年追補版含む)) (日本機械学会 2005年9月, 2007年9月) (以下「設計・建設規格」という。)に準拠する。

記号の説明

- D : 死荷重
- P_d : 当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
- M_d : 当該設備に設計上定められた機械的荷重
- S_B : Bクラスの設備に適用される地震動より求まる地震力又はBクラス設備に適用される静的地震力
- S_{B+} : B+クラスの設備に適用される地震動より求まる地震力又はB+クラス設備に適用される静的地震力
- B_{AS} : Bクラス設備 (B+クラス設備含む) の地震時許容応力状態
- S_y : 設計降伏点 設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 8 に規定される値
- S_u : 設計引張強さ 設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 9 に規定される値
- S : 許容引張応力 設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 5 又は表 6 に規定される値。
- f_t : 許容引張応力 支持構造物 (ボルト等を除く。) に対して設計・建設規格 SSB-3121.1 により規定される値。ボルト等に対して設計・建設規格 SSB-3131 により規定される値。
- f_s : 許容せん断応力 同 上
- f_c : 許容圧縮応力 支持構造物 (ボルト等を除く。) に対して設計・建設規格 SSB-3121.1 により規定される値。
- f_b : 許容曲げ応力 同 上
- τ_b : 取付ボルトに生じるせん断応力
- ASS : オーステナイト系ステンレス鋼
- HNA : 高ニッケル合金

また、「供用状態C」とは、「対象とする機器等が構造不連続部等においては大変形を生じてよい」と設計仕様書等で規定された圧力及び機械的荷重が負荷された条件下にある状態をいう。

a. 容器

耐震クラス	荷重の組合せ	供用状態 (許容応力状態)	許容限界		適用範囲
			一次一般膜応力	一次膜応力+一次曲げ応力	
B B+	D+Pd+Md+SB ただし、SBについては適用する耐震評価方針に応じてSB+に読み替える。	C (BAS)	S _y と0.6・S _u の小さい方。 ただし、ASS及びHNAについては上記の値と1.2・Sのうち大きい方とする。	S _y ただし、ASS及びHNAについてはS _y と1.2・Sのうち大きい方とする。	<ul style="list-style-type: none"> 処理水受入タンク1, 2 共沈タンクA, B, C 供給タンクA, B, C 多核種吸着塔1~18A, B, C 吸着塔入口バフファタンクA, B, C 移送タンク1, 2 炭酸ソーダ貯槽1, 2 反応/凝集槽A, C 沈殿槽A, C 上澄み水タンクA, C

b. 支持構造物 (注1, 注2)

耐震クラス	荷重の組合せ	供用状態 (許容応力状態)	許容限界 (ボルト等以外)					許容限界 (ボルト等)			適用範囲
			一次応力					一次応力			
			引張	せん断	圧縮	曲げ	組合せ	引張	せん断	組合せ	
B B+	D+Pd+Md+SB ただし、SBについては適用する耐震評価方針に応じてSB+に読み替える。	C (BAS)	1.5・f _t	1.5・f _s	1.5・f _c	1.5・f _b	1.5・f _t	1.5・f _t	1.5・f _s	Min{1.5・f _t , (2.1・f _t -1.6・τ _b)}	<ul style="list-style-type: none"> 基礎ボルト 取付ボルト スカート 脚

注1: 耐圧部に溶接により直接取り付けられる支持構造物であって、耐圧部と一体の応力解析を行うものについては、耐圧部と同じ許容応力とする。

注2: 鋼構造設計規準 (日本建築学会 2005年改定) 等の幅厚比の規定を満足する。

2. 耐震性評価

本評価は、「付録1 スカート支持たて置円筒形容器の耐震性についての計算書作成の基本方針」、「付録2 平底たて置円筒形容器の耐震性についての計算書作成の基本方針」及び「付録3 横軸ポンプ及びスキッドの耐震性についての計算書作成の基本方針」に基づいて、以下の耐震性の計算を行う。また評価方法が同付録に依らないものは以下に特記する。

- (1) 処理水受入タンク 1, 2
- (2) 共沈タンク A, B, C
- (3) 供給タンク A, B, C
- (4) 吸着塔入口バッファタンク A, B, C
- (5) サンプルタンク A, B, C
- (6) 多核種吸着塔 1～5 A, B, C
- (7) 多核種吸着塔 6～14 A, B, C
- (8) 多核種吸着塔 15～18 A, B, C
- (9) 移送タンク 1, 2
- (10) 供給ポンプ 1 A, B, C
- (11) 供給ポンプ 2 A, B, C
- (12) 循環ポンプ A, B, C
- (13) ブースターポンプ 1 A, B, C
- (14) ブースターポンプ 2 A, B, C
- (15) 移送ポンプ 1, 2
- (16) 増設多核種除去設備用移送ポンプ A, B
- (17) 出口フィルタ A, B, C

……………「JPI-7R-71-96 石油学会規格 堅形容器用レグ」に準拠し評価する。

- (18) 増設多核種除去設備入口弁スキッド
- (19) 処理水受入タンク 1, 2 スキッド
- (20) 供給ポンプ 1 スキッド
- (21) 共沈タンク A, B, C スキッド
- (22) 供給タンク A, B, C スキッド
- (23) 供給ポンプ 2 A, B, C スキッド
- (24) 供給ポンプ 2 弁 A, B, C スキッド
- (25) クロスフローフィルタ A, B, C スキッド
- (26) 吸着塔入口バッファタンク A, B, C スキッド
- (27) ブースターポンプ 1 A, B, C スキッド
- (28) 多核種吸着塔 A, B, C スキッド 1
- (29) 多核種吸着塔 A, B, C スキッド 2
- (30) 多核種吸着塔 A, B, C スキッド 3
- (31) 多核種吸着塔 A, B, C スキッド 4
- (32) 多核種吸着塔 A, B, C スキッド 5
- (33) 多核種吸着塔 A, B, C スキッド 6
- (34) ブースターポンプ 2 A, B, C スキッド

- (35) 出口フィルタスキッド
- (36) 移送タンク 1, 2 スキッド
- (37) 出口移送スキッド
- (38) 増設多核種除去設備用移送ポンプスキッド
- (39) 主配管……………配管標準支持間隔評価(定ピッチスパン法)により評価する。
- (40) 炭酸ソーダ溶解槽 1, 2, 3
- (41) 炭酸ソーダ貯槽 1, 2
- (42) 炭酸ソーダ溶解槽 1, 2, 3 移送ポンプ
- (43) 炭酸ソーダ貯槽 1 供給ポンプ A, B, C
- (44) 炭酸ソーダ製造スキッド 1, 2, 3
- (45) 炭酸ソーダ溶解槽 1, 2, 3 移送スキッド
- (46) 炭酸ソーダ貯槽 1 供給スキッド
- (47) 炭酸ソーダ貯槽 2 移送ポンプ 1, 2
- (48) 炭酸ソーダ貯槽 2 移送スキッド
- (49) 反応／凝集槽 A, C
- (50) 沈殿槽 A, C
- (51) 上澄み水タンク A, C
- (52) スラリー循環ポンプ A, C
- (53) 上澄み水ポンプ A, C
- (54) 反応／凝集・沈殿槽 A, C スキッド
- (55) 上澄み水タンク A, C スキッド
- (56) 凝集沈殿ポンプ A, C スキッド
- (57) 主配管 (固有振動数 20Hz 以上)
 ……配管標準支持間隔評価 (定ピッチスパン法) により評価する。

なお、機器（配管の一部を除く）の固有周期について確認した結果、固有振動数が 20Hz 以上のため、以下では剛体として扱う。

添付資料 3 では、設計 GL. 0m= T.P. 36.2m(※)とする。

(※) 震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P. から T.P. への換算値(-727mm)を用いて、下式に基づき換算している。

<換算式> T.P.=旧 O.P. -1,436mm

(1) 処理水受入タンク

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)	比重
処理水受入タンク 1, 2	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	$C_H = 0.36$	—	静水頭	60	40	1.00

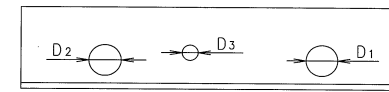
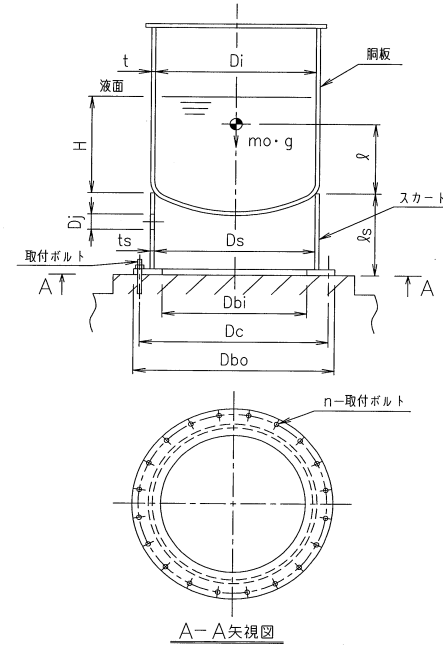
b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
胴板	SS400	組合せ	$\sigma_o = 9$	$S_o = 233$
スカート	SS400	組合せ	$\sigma_s = 12$	$f_t = 245$
		圧縮と曲げの組合せ (坐屈の評価)	$\frac{\eta \cdot \sigma_{s1}}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{s2}}{f_b} \leq 1$ 0.07 (無次元)	
取付ボルト	SS400	引張り	$\sigma_b = -$	$f_{ts} = 176^*$
		せん断	$\tau_b = 13$	$f_{sb} = 135$

注記 * : (3.2.3.2) 式より算

すべて許容応力以下である。



スカート開口部の形状を示す。

(2) 共沈タンク

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)	比重
共沈タンク A, B, C	B	増設多種除去設備建屋 T.P.36.2	$C_H=0.36$	—	静水頭	60	40	1.01

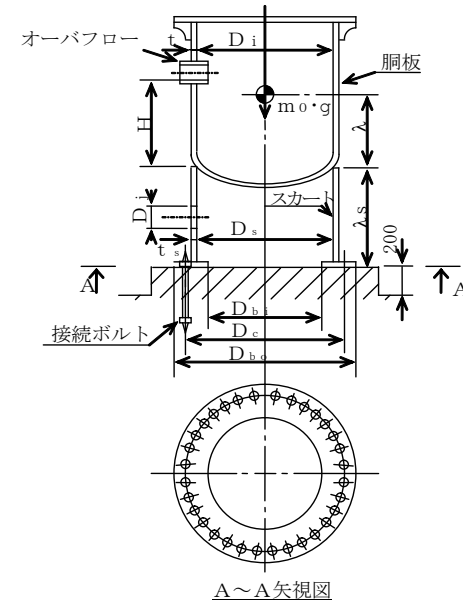
b. 評価結果

(単位: MPa)

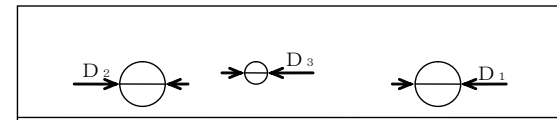
部材	材料	応力	算出応力	許容応力
胴板	SS400	組合せ	$\sigma_0=7$	$S_a=233$
スカート	SS400	組合せ	$\sigma_s=12$	$f_t=245$
		圧縮と曲げの組合せ (座屈の評価)	$\frac{\eta \cdot \sigma_{s1}}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{s2}}{f_b} \leq 1$ 0.1 (無次元)	
接続ボルト	SS400	引張り	$\sigma_b=6$	$f_{ts}=176*$
		せん断	$\tau_b=6$	$f_{sb}=135$

注記*: (3.2.3.2) 式より算出

すべて許容応力以下である。



A~A 矢視図



スカート開口部の形状を示す。

(3) 供給タンク

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)	比重
供給タンク A, B, C	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C _H =0.36	—	静水頭	60	40	1.17

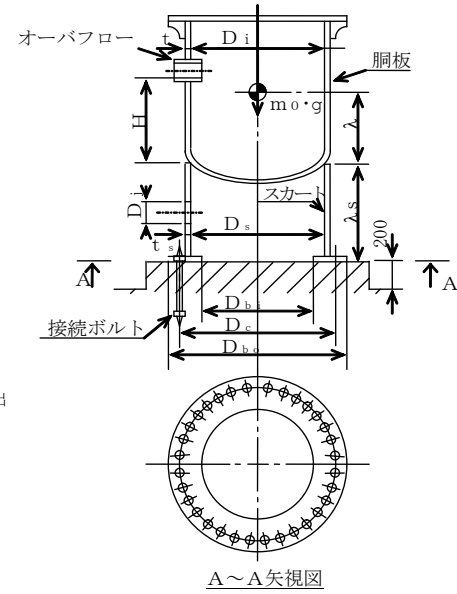
b. 評価結果

(単位: MPa)

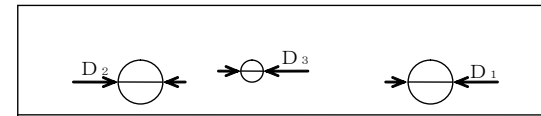
部材	材料	応力	算出応力	許容応力
胴板	SS400	組合せ	$\sigma_0=7$	$S_a=233$
スカート	SS400	組合せ	$\sigma_s=11$	$f_t=245$
		圧縮と曲げの組合せ (座屈の評価)	$\frac{\eta \cdot \sigma_{s1}}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{s2}}{f_b} \leq 1$ 0.1 (無次元)	
接続ボルト	SS400	引張り	$\sigma_b=4$	$f_{ts}=176*$
		せん断	$\tau_b=6$	$f_{sb}=135$

注記*: (3.2.3.2) 式より算出

すべて許容応力以下である。



A~A 矢視図



スカート開口部の形状を示す。

(4) 吸着塔入口バッファタンク

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)	比重
吸着塔入口 バッファタンク A, B, C	B	増設多核種除去設備建屋 T. P. 36. 2	$C_H = 0.36$	—	静水頭	60	40	1.00

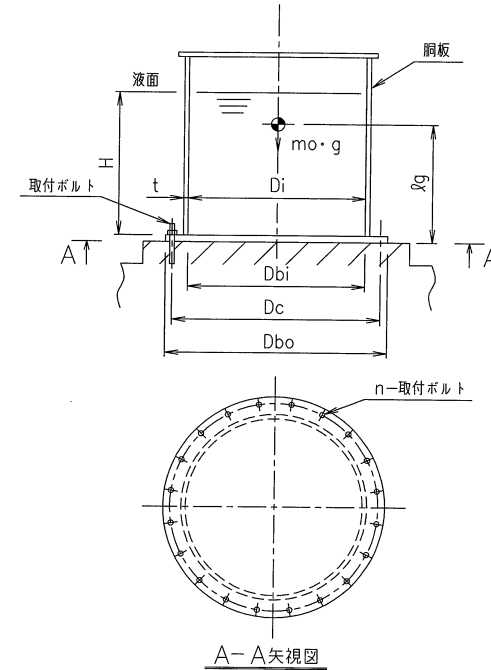
b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
胴板	SUS316L	組合せ	$\sigma_0 = 6$	$S_a = 163$
		圧縮と曲げ の組合せ (坐屈の評価)	$\frac{\eta \cdot (\sigma_{x2} + \sigma_{x3})}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{x4}}{f_b} \leq 1$ 0.03 (無次元)	
取付ボルト	SS400	引張り	$\sigma_b = -$	$f_{ts} = 176*$
		せん断	$\tau_b = 8$	$f_{sb} = 135$

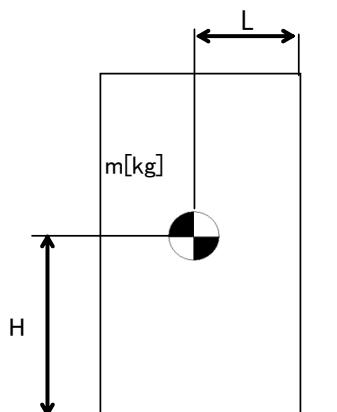
注記 *: (3.2.3.2) 式より算出

すべて許容応力以下である。



(5) サンプルタンク

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから、転倒しないことを確認した。



- m : 機器質量
- g : 重力加速度
- H : 据付面からの重心までの距離
- L : 転倒支点から機器重心までの距離
- C_H : 水平方向設計震度

地震による転倒モーメント : $M_1 [N \cdot m] = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント : $M_2 [N \cdot m] = m \times g \times L$

評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平地震動	算出値	許容値	単位
サンプルタンク A, B, C	本体	転倒	0.36	3.1×10^4	7.1×10^4	kN・m

(6) 多核種吸着塔 1～5

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)	比重
多核種吸着塔 1～5 A, B, C	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	$C_H=0.36$	—	1.37	60	40	—

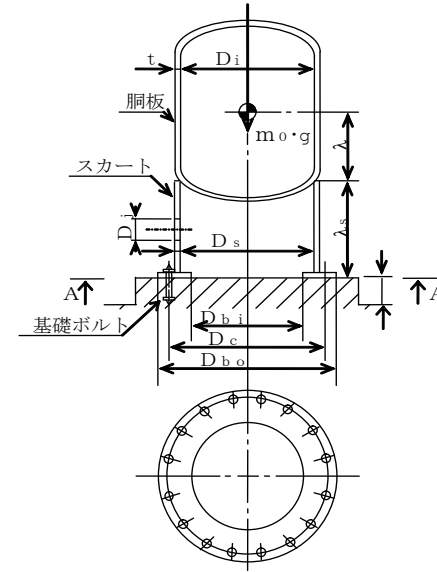
b. 評価結果

(単位: MPa)

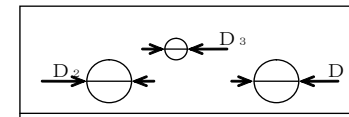
部材	材料	応力	算出応力	許容応力
胴板	SUS316L	組合せ	$\sigma_o=41$	$S_a=163$
スカート	SUS304	組合せ	$\sigma_s=7$	$f_t=205$
		圧縮と曲げの組合せ (座屈の評価)	$\frac{\eta \cdot \sigma_{s1}}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{s2}}{f_b} \leq 1$ 0.03 (無次元)	
基礎ボルト	SUS316L	引張り	$\sigma_b=2$	$f_{ts}=131^*$
		せん断	$\tau_b=4$	$f_{sb}=101$

すべて許容応力以下である。

注記 *: (3.2.3.2) 式より算出



A～A矢視図



スカート開口部の形状を示す。

(7) 多核種吸着塔 6～14

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)	比重
多核種吸着塔 6～14 A, B, C	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	$C_H=0.36$	—	1.37	60	40	—

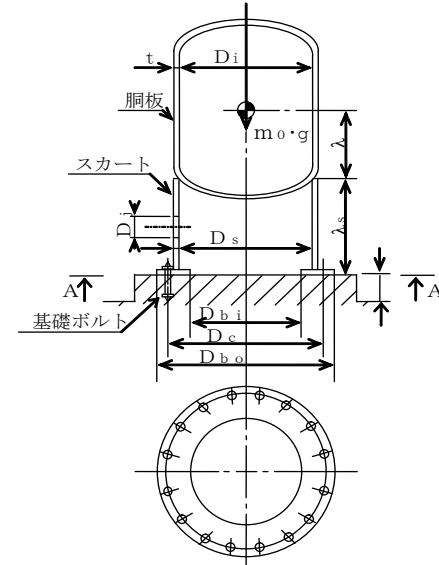
b. 評価結果

(単位: MPa)

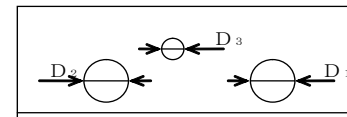
部材	材料	応力	算出応力	許容応力
胴板	SM490A	組合せ	$\sigma_o=46$	$S_o=313$
スカート	SM490A	組合せ	$\sigma_s=14$	$f_t=325$
		圧縮と曲げの組合せ (座屈の評価)	$\frac{\eta \cdot \sigma_{s1}}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{s2}}{f_b} \leq 1$ 0.05 (無次元)	
基礎ボルト	SS400	引張り	$\sigma_b=3$	$f_{ts}=161^*$
		せん断	$\tau_b=4$	$f_{sb}=124$

すべて許容応力以下である。

注記 * : (3.2.3.2) 式より算出



A～A 矢視図



スカート開口部の形状を示す。

(8) 多核種吸着塔 15～18

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ設計G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)	比重
多核種吸着塔 15～18 A, B, C	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	$C_H=0.36$	—	1.37	60	40	—

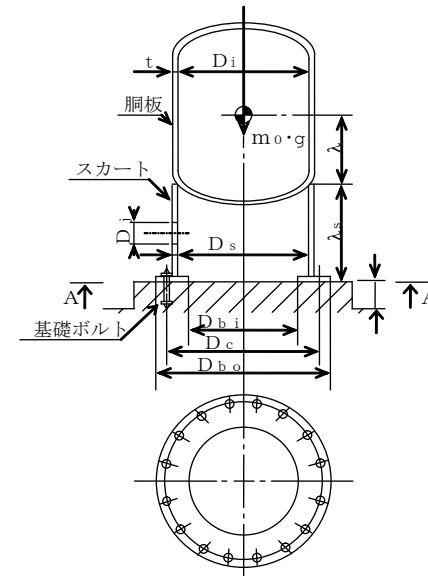
b. 評価結果

(単位: MPa)

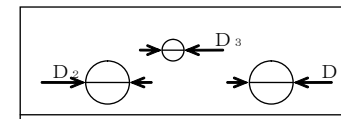
部材	材料	応力	算出応力	許容応力
胴板	SM490A	組合せ	$\sigma_o=59$	$S_a=313$
スカート	SM490A	組合せ	$\sigma_s=8$	$f_{ts}=325$
		圧縮と曲げの組合せ (座屈の評価)	$\frac{\eta \cdot \sigma_{s1}}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{s2}}{f_b} \leq 1$ 0.03 (無次元)	
基礎ボルト	SS400	引張り	$\sigma_b=2$	$f_{ts}=161^*$
		せん断	$\tau_b=7$	$f_{sb}=124$

すべて許容応力以下である。

注記 * : (3.2.3.2) 式より算出



A～A 矢視図



スカート開口部の形状を示す。

(9) 移送タンク

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)	比重
移送タンク 1, 2	B	増設多核種除去設備建屋 T.P. 36.2	$C_H = 0.36$	—	静水頭	60	40	1.00

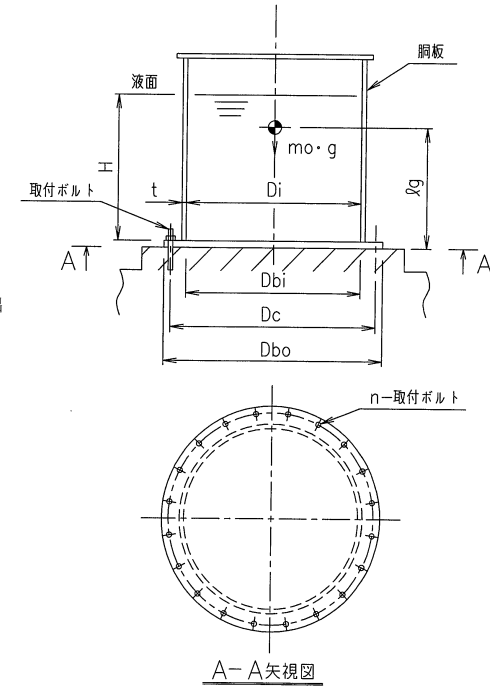
b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
胴板	SS400	組合せ	$\sigma_0 = 8$	$S_a = 233$
		圧縮と曲げの組合せ (坐屈の評価)	$\frac{\eta \cdot (\sigma_{x2} + \sigma_{x3})}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{xt}}{f_b} \leq 1$	
			0.03 (無次元)	
取付ボルト	SS400	引張り	$\sigma_b = -$	$f_{ts} = 176*$
		せん断	$\tau_b = 14$	$f_{sb} = 135$

注記 *: (3.2.3.2) 式より算出

すべて許容応力以下である。



(10) 供給ポンプ1

a. 条件

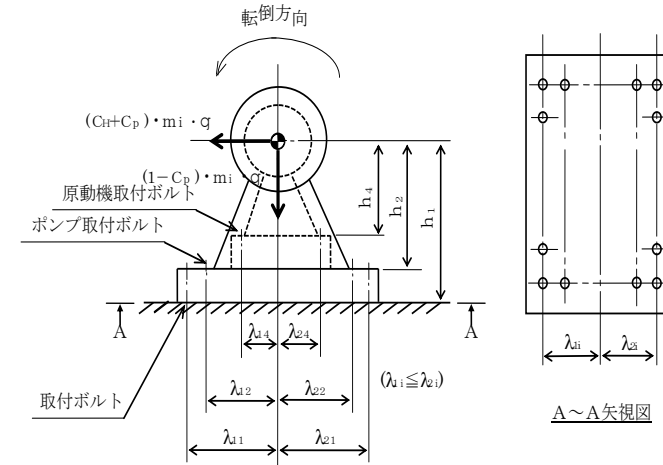
機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
供給ポンプ1 A, B, C	B	増設多層除設設備建屋 T.P. 36.2	$C_H=0.36$	—	$C_P=0.18$	60	40

b. 評価結果

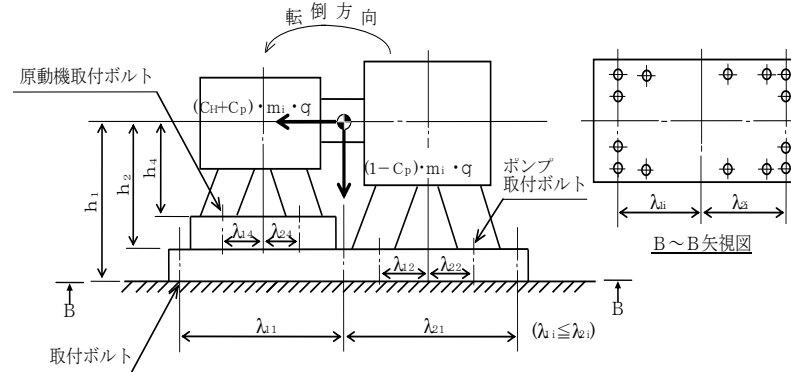
(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
取付ボルト ($i=1$)	SUS304	引張り	—	$f_{ts1}=153^*$
		せん断	$\tau_{b1}=2$	$f_{sb1}=118$
ポンプ取付ボルト ($i=2$)	SUS304	引張り	$\sigma_{b2}=6$	$f_{ts2}=153^*$
		せん断	$\tau_{b2}=1$	$f_{sb2}=118$
原動機取付ボルト ($i=4$)	SUS304	引張り	$\sigma_{b4}=1$	$f_{ts4}=153^*$
		せん断	$\tau_{b4}=1$	$f_{sb4}=118$

すべて許容応力以下である。



注記*: (3.1.2) 式より算出



(11) 供給ポンプ2

a. 条件

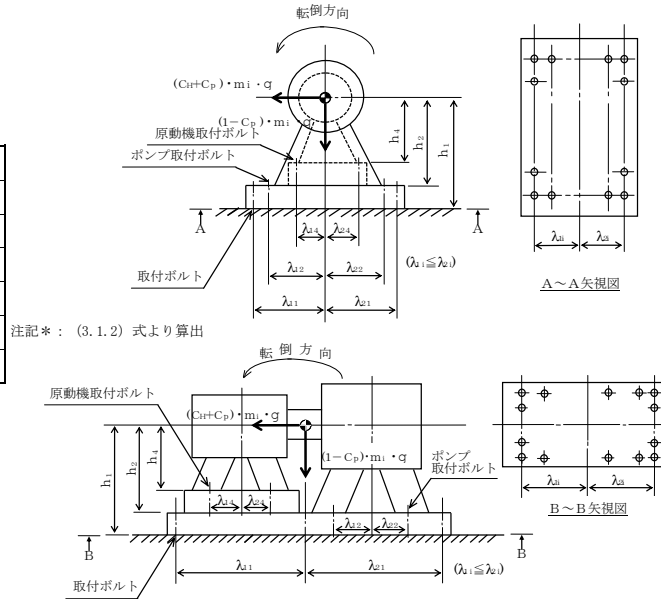
機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
供給ポンプ2 A, B, C	B	増設多層種除去設備棟屋 T. P. 36. 2	$C_H=0.36$	—	$C_P=0.26$	60	40

b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
取付ボルト ($i=1$)	SUS304	引張り	—	$f_{ts1}=153^*$
		せん断	$\tau_{s1}=2$	$f_{ss1}=118$
ポンプ取付ボルト ($i=2$)	SUS304	引張り	$\sigma_{ts2}=7$	$f_{ts2}=153^*$
		せん断	$\tau_{ss2}=1$	$f_{ss2}=118$
原動機取付ボルト ($i=4$)	SUS304	引張り	$\sigma_{ts4}=1$	$f_{ts4}=153^*$
		せん断	$\tau_{ss4}=2$	$f_{ss4}=118$

すべて許容応力以下である。



(12) 循環ポンプ

a. 条件

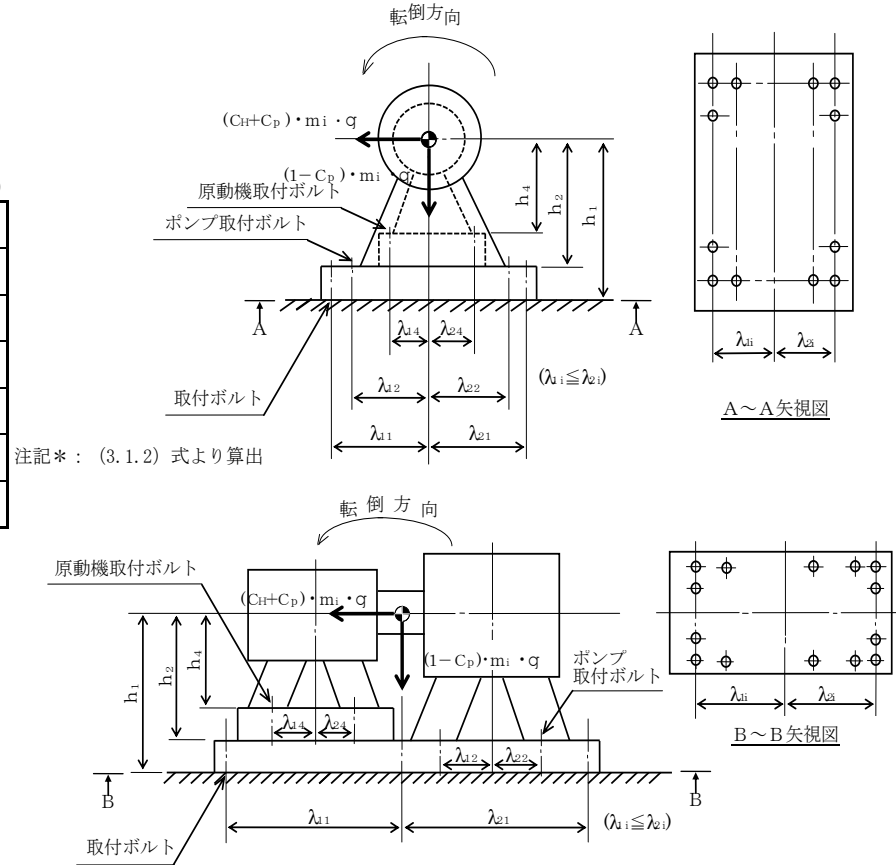
機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
循環ポンプA, B, C	B	増設多核種除去設備建屋 T. P. 36. 2	$C_H=0.36$	—	$C_P=0.10$	60	40

b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
取付ボルト ($i=1$)	SUS304	引張り	—	$f_{ts1}=153^*$
		せん断	$\tau_{b1}=5$	$f_{sb1}=118$
ポンプ取付ボルト ($i=2$)	SUS304	引張り	$\sigma_{b2}=4$	$f_{ts2}=153^*$
		せん断	$\tau_{b2}=1$	$f_{sb2}=118$
原動機取付ボルト ($i=4$)	SUS304	引張り	$\sigma_{b4}=1$	$f_{ts4}=153^*$
		せん断	$\tau_{b4}=3$	$f_{sb4}=118$

すべて許容応力以下である。



(13) ブースタポンプ 1

a. 条件

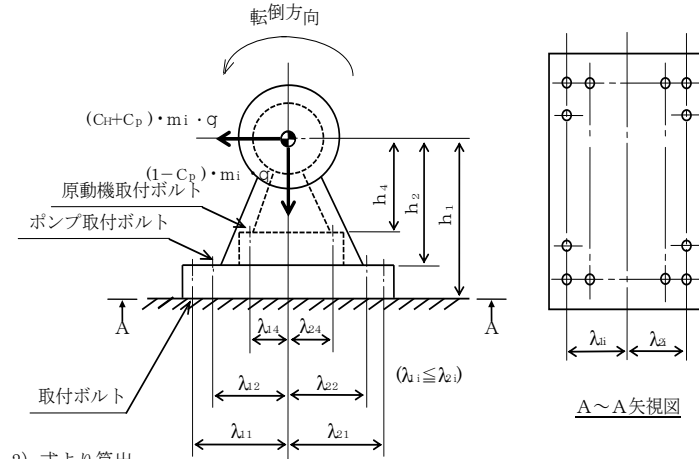
機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
ブースターポンプ 1 A, B, C	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	$C_H=0.36$	—	$C_P=0.26$	60	40

b. 評価結果

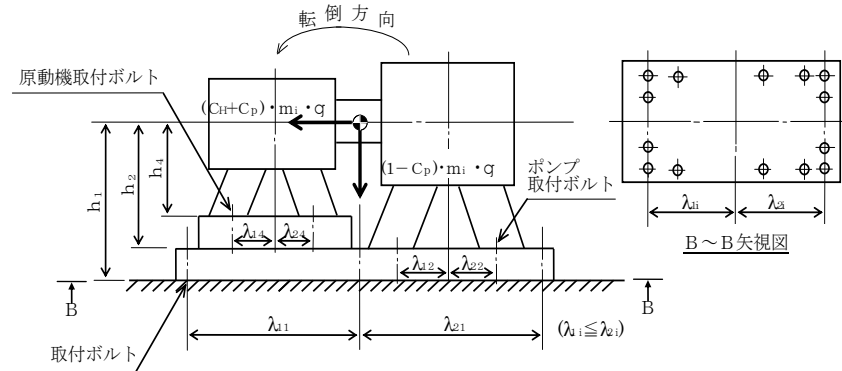
(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
取付ボルト (i=1)	SUS304	引張り	$\sigma_{b1}=1$	$f_{ts1}=153^*$
		せん断	$\tau_{b1}=3$	$f_{sb1}=118$
ポンプ取付ボルト (i=2)	SUS304	引張り	$\sigma_{b2}=11$	$f_{ts2}=153^*$
		せん断	$\tau_{b2}=2$	$f_{sb2}=118$
原動機取付ボルト (i=4)	SUS304	引張り	$\sigma_{b4}=1$	$f_{ts4}=153^*$
		せん断	$\tau_{b4}=2$	$f_{sb4}=118$

すべて許容応力以下である。



注記*: (3.1.2) 式より算出



(14) ブースタポンプ2

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
ブースターポンプ2 A, B, C	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	$C_H=0.36$	—	$C_P=0.26$	60	40

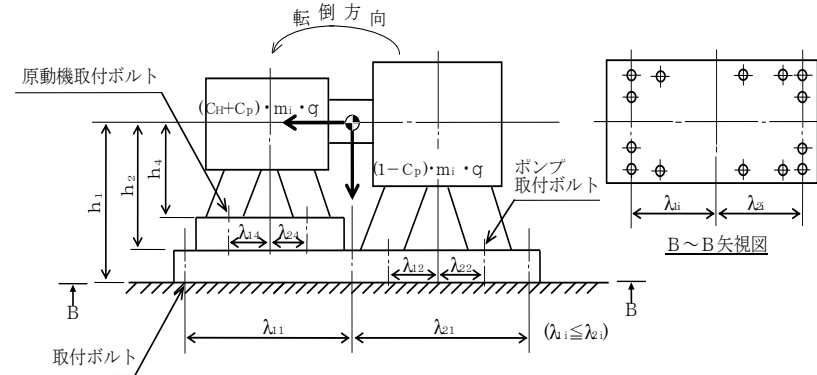
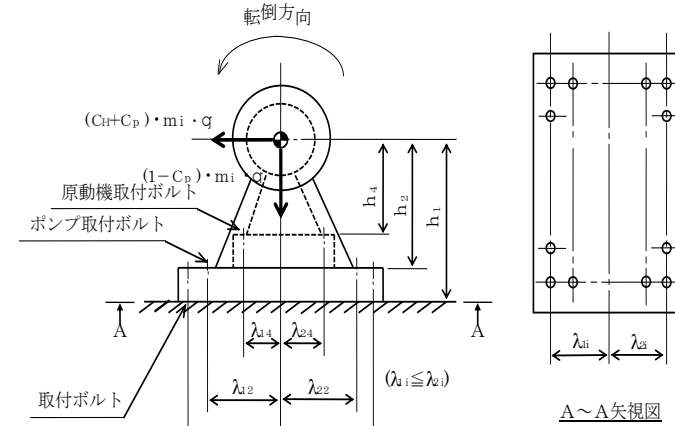
b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
取付ボルト (i = 1)	SUS304	引張り	$\sigma_{b1}=1$	$f_{ts1}=153^*$
		せん断	$\tau_{sb1}=3$	$f_{sb1}=118$
ポンプ取付ボルト (i = 2)	SUS304	引張り	$\sigma_{b2}=11$	$f_{ts2}=153^*$
		せん断	$\tau_{sb2}=2$	$f_{sb2}=118$
原動機取付ボルト (i = 4)	SUS304	引張り	$\sigma_{b4}=1$	$f_{ts4}=153^*$
		せん断	$\tau_{sb4}=2$	$f_{sb4}=118$

注記*: (3.1.2) 式より算出

すべて許容応力以下である。



(15) 移送ポンプ

a. 条件

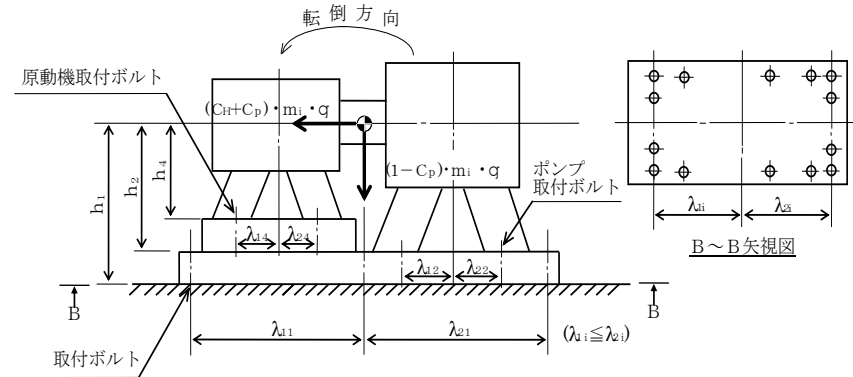
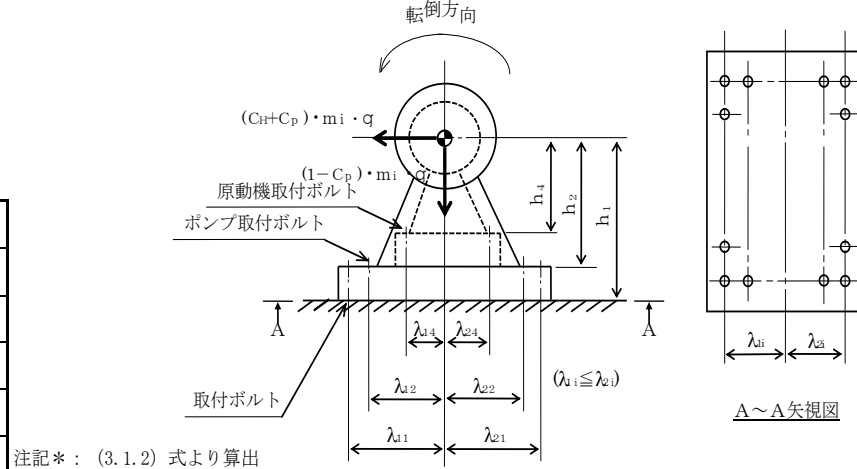
機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
移送ポンプ1, 2	B	増設多核種除去設備建屋 T.P. 36.2	$C_H=0.36$	—	$C_P=0.26$	60	40

b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
取付ボルト (i=1)	SUS304	引張り	—	$f_{ts1}=153^*$
		せん断	$\tau_{b1}=3$	$f_{sb1}=118$
ポンプ取付ボルト (i=2)	SUS304	引張り	$\sigma_{b2}=7$	$f_{ts2}=153^*$
		せん断	$\tau_{b2}=1$	$f_{sb2}=118$
原動機取付ボルト (i=4)	SUS304	引張り	$\sigma_{b4}=1$	$f_{ts4}=153^*$
		せん断	$\tau_{b4}=3$	$f_{sb4}=118$

すべて許容応力以下である。



(16) 増設多核種除去設備用移送ポンプ

a. 条件

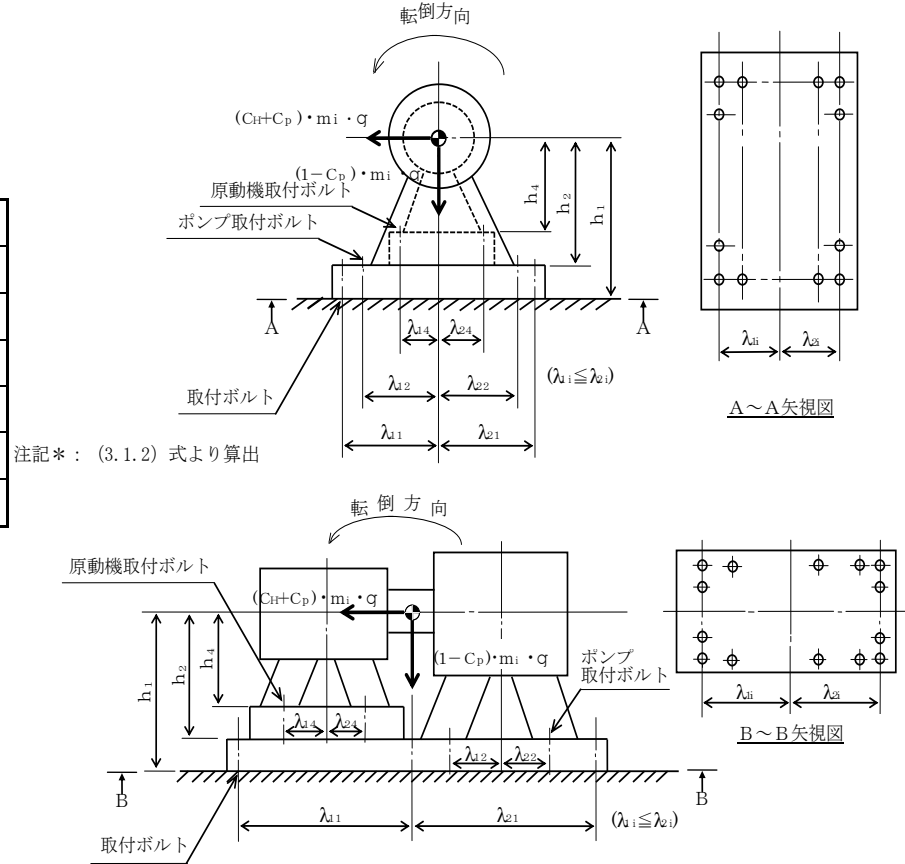
機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
増設多核種除去設備用移送ポンプ A, B	B	増設多核種除去設備建屋 T.P. 36.2	$C_H=0.36$	—	$C_P=0.18$	40	40

b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
取付ボルト ($i=1$)	SUS304	引張り	$\sigma_{b1}=1$	$f_{ts1}=153^*$
		せん断	$\tau_{b1}=4$	$f_{sb1}=118$
ポンプ取付ボルト ($i=2$)	SUS304	引張り	$\sigma_{b2}=11$	$f_{ts2}=153^*$
		せん断	$\tau_{b2}=2$	$f_{sb2}=118$
原動機取付ボルト ($i=4$)	SUS304	引張り	$\sigma_{b4}=3$	$f_{ts4}=153^*$
		せん断	$\tau_{b4}=3$	$f_{sb4}=118$

すべて許容応力以下である。



(17) 出口フィルタ

a. 条件

機 器 名 称	耐 震 設 計 上 の 重 要 度 分 類	据 付 場 所 及 び 床 面 高 さ 設 計 G.L. (m)	水 平 方 向 設 計 震 度	鉛 直 方 向 設 計 震 度
出口フィルタ A, B, C	B	増設多層種除去設備建屋 T.P.36.2	C _H =0.36	—

b. 評価方法

三脚たて置き円筒型容器

(a) 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程並びに「JPI-7R-71-96 石油学会規格 整形容器用レグ」の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した。

$$\text{基礎ボルトの引張応力: } \sigma_b = \frac{1}{3 \times A_b} \left(\frac{4 \times m \times g \times C_H \times H}{L} - m \times g \times (1 - C_V) \right)$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力: } \tau_v = \frac{1}{3 \times A_s} (m \times g \times C_H - 0.1 \times m \times g \times (1 - C_V))$$

(b) 脚の強度評価

耐震設計技術規程並びに「JPI-7R-71-96 石油学会規格 整形容器用レグ」の強度評価方法に準拠して、脚の強度評価を実施した。

組合せ応力 σ_s を下記の通り評価し、許容値を下回ることを確認した。

$$\sigma_s = \sqrt{(\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3)^2 + 3 \cdot \tau^2}$$

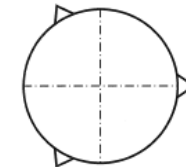
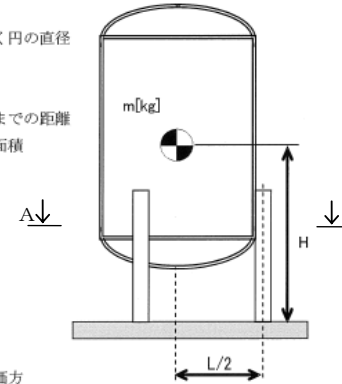
- σ_1 : 脚の質量による軸方向応力
- σ_2 : 脚の鉛直方向地震による軸方向応力
- σ_3 : 脚の曲げモーメントによる軸方向応力
- τ : 地震による脚に生じるせん断応力

また、座屈評価を下記の式により行い、脚に座屈が発生しないことを確認した。

$$\frac{\eta \cdot (\sigma_1 + \sigma_2)}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_3}{f_b} \leq 1$$

- σ_1 : 脚の質量による軸方向応力
- σ_2 : 脚の鉛直方向地震による軸方向応力
- σ_3 : 脚の曲げモーメントによる軸方向応力
- f_c : 軸圧縮荷重に対する許容座屈応力
- f_b : 曲げモーメントに対する許容座屈応力
- η : 座屈応力に対する安全率

- L : 脚断面の図心の描く円の直径
- m : 機器重量
- g : 重力加速度
- H : 据付面からの重心までの距離
- A_b : 基礎ボルトの軸断面積
- C_H : 水平方向設計震度



A~A矢視図

(c) 胴板の強度評価

耐震設計技術規程並びに「JPI-7R-71-96 石油学会規格 整形容器用レグ」の強度評価方法に準拠して、胴板の強度評価を実施した。

一次一般膜応力 σ_0 を下記の通り評価し、許容値を下回ることを確認した。

$$\sigma_0 = \text{Max}\{\sigma_{0\theta}, \sigma_{0r}\}$$

$$\sigma_{0r} = \sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x5} + \sigma_{x7}$$

$$\sigma_{0\theta} = \sigma_{\theta1} + \sigma_{\theta7}$$

- $\sigma_{0\theta}$: 一次一般膜応力 (周方向)
- σ_{0r} : 一次一般膜応力 (軸方向)
- $\sigma_{\theta1}$: 内圧による周方向応力
- σ_{x1} : 内圧による軸方向応力
- σ_{x2} : 運転時質量による軸方向応力
- σ_{x5} : 地震力により生じる転倒モーメントによる軸方向応力
- $\sigma_{\theta7}$: 胴の鉛直方向地震による周方向応力
- σ_{x7} : 胴の鉛直方向地震による軸方向応力

c. 評価結果

(単位: MPa)

部 材	材 料	応 力	算 出 応 力	許 容 応 力
胴 板	SUS316L	一次一般膜	$\sigma_0 = 37$	163
脚	SUS304	組合せ	$\sigma_s = 57$	205
		座屈	0.29 (無次元)	1 (無次元)
基 礎 ボ ル ト	SUS304	引張り	$\sigma_b = 37$	153
		せん断	$\tau_b = 3$	118

すべて許容応力以下である。

(18) 増設多核種除去設備入口弁スキッド

a. 条件

機器名称	耐震設計上の 重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動 による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
増設多核種除去設備 入口弁スキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P. 36.2	$C_H = 0.36$	—	—	60	40

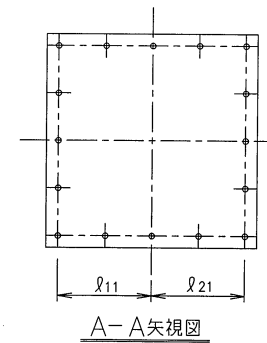
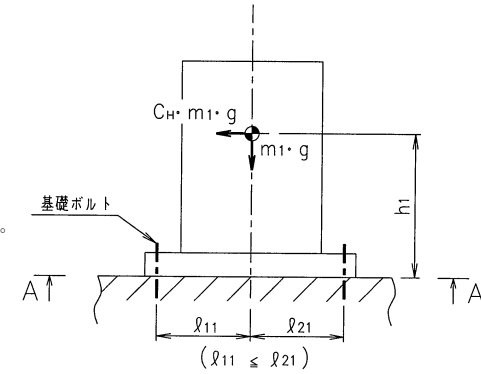
b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト ($i = 1$)	SS400	引張り	$\sigma_{b1} = -$	30 *
		せん断	$\tau_{b1} = 16$	38 *

すべて許容応力以下である。

注記 *: 後打ちアンカー耐力による。



(19) 処理水受入タンク 1, 2 スキッド

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
処理水受入タンク 1, 2 スキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	$C_H = 0.36$	—	—	60	40

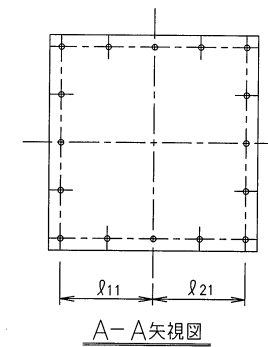
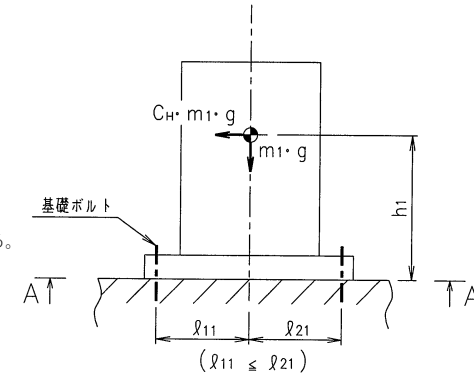
b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト ($i = 1$)	SS400	引張り	$\sigma_{b1} = -$	65 *
		せん断	$\tau_{b1} = 24$	70 *

すべて許容応力以下である。

注記 *: 後打ちアンカー耐力による。



(20) 供給ポンプ1スキッド

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
供給ポンプ1スキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	$C_H = 0.36$	—	—	60	40

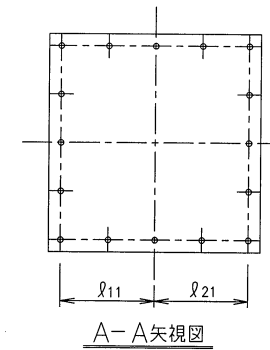
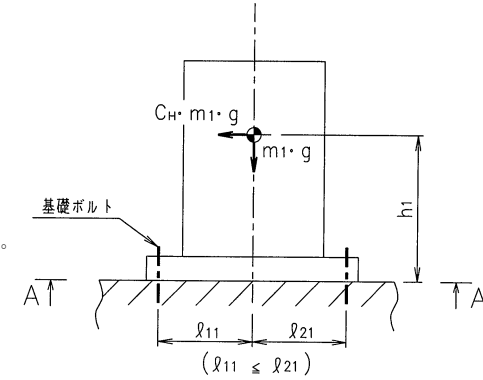
b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト ($i = 1$)	SS400	引張り	$\sigma_{b1} = -$	30 *
		せん断	$\tau_{b1} = 8$	38 *

すべて許容応力以下である。

注記*: 後打ちアンカー耐力による。



(21) 共沈タンク A, B, C スキッド

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
共沈タンク A, B, C スキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P. 36.2	$C_H=0.36$	—	—	60	40

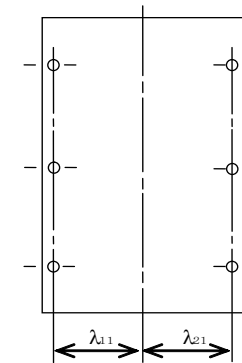
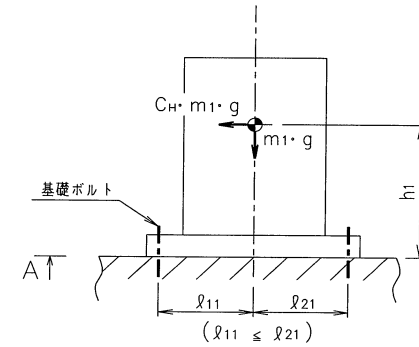
b. 評価結果

(単位: MPa)

部 材	材 料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト ($i = 1$)	SS400	引張り	$\sigma_{b1} = -$	65 *
		せん断	$\tau_{b1} = 16$	70 *

注記 *: 後打ちアンカー耐力による。

すべて許容応力以下である。



A~A 矢視図

(22) 供給タンク A, B, C スキッド

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
供給タンク A, B, C スキッド	B	増設多種除去設備建屋 T.P. 36.2	$C_H=0.36$	—	—	60	40

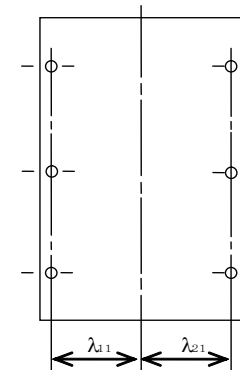
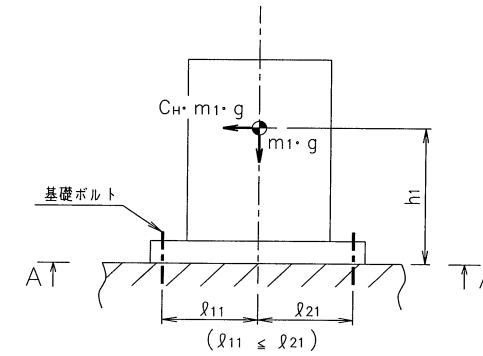
b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト ($i = 1$)	SS400	引張り	$\sigma_{bl} = -$	65 *
		せん断	$\tau_{bl} = 16$	70 *

注記 *: 後打ちアンカー耐力による。

すべて許容応力以下である。



A~A 矢視図

(23) 供給ポンプ2 A, B, Cスキッド

a. 条件

機器名称	耐震設計上の 重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動 による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
供給ポンプ2 A, B, Cスキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	$C_H = 0.36$	—	—	60	40

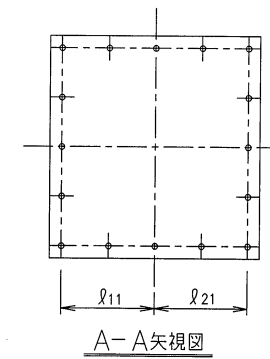
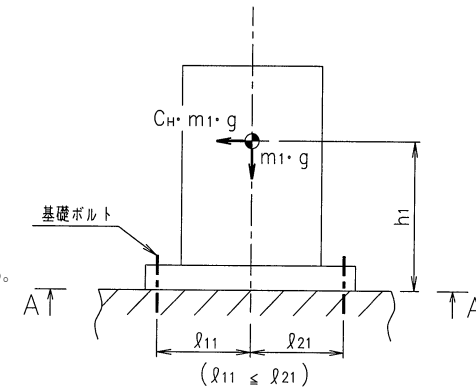
b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト ($i = 1$)	SS400	引張り	$\sigma_{b1} = -$	30 *
		せん断	$\tau_{b1} = 6$	38 *

すべて許容応力以下である。

注記 *: 後打ちアンカー耐力による。



(24) 供給ポンプ2弁A, B, Cスキッド

a. 条件

機器名称	耐震設計上の 重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G. L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動 による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
供給ポンプ2弁 A, B, Cスキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P. 36.2	$C_H = 0.36$	—	—	60	40

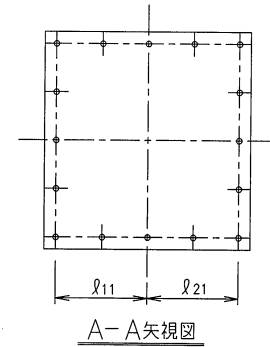
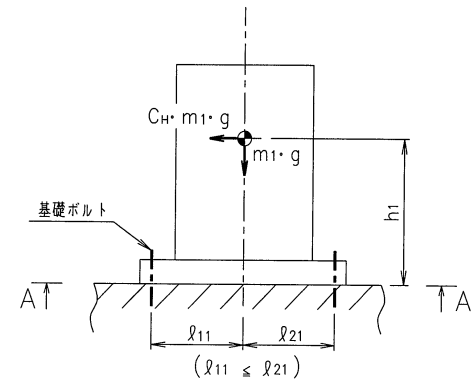
b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト ($i = 1$)	SS400	引張り	$\sigma_{b1} = -$	30 *
		せん断	$\tau_{b1} = 4$	38 *

すべて許容応力以下である。

注記 *: 後打ちアンカー耐力による。



(25) クロスフローフィルタ A, B, Cスキッド

a. 条件

機 器 名 称	耐震設計上の 重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動 による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
クロスフローフィルタ A, B, Cスキッド	B	増設多種除去設備建屋 T.P.36.2	$C_H=0.36$	—	—	60	40

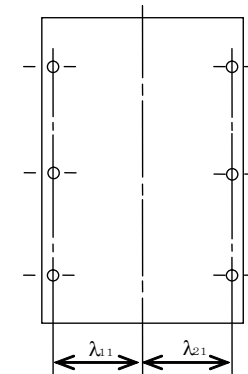
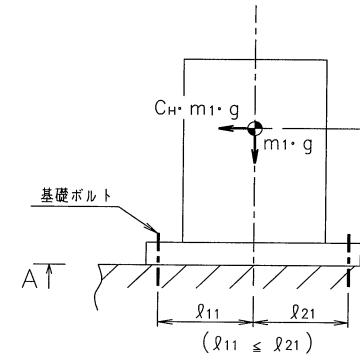
b. 評価結果

(単位: MPa)

部 材	材 料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト (i = 1)	SS400	引張り	$\sigma_{bi} = -$	65 *
		せん断	$\tau_{bi} = 31$	70 *

注記 *: 後打ちアンカー耐力による。

すべて許容応力以下である。



A~A矢視図

(26) 吸着塔入口バッファタンク A, B, C スキッド

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
吸着塔入口バッファタンク A, B, C スキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P. 36.2	$C_H = 0.36$	—	—	60	40

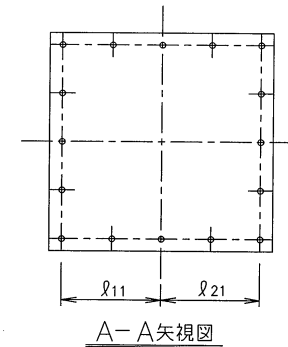
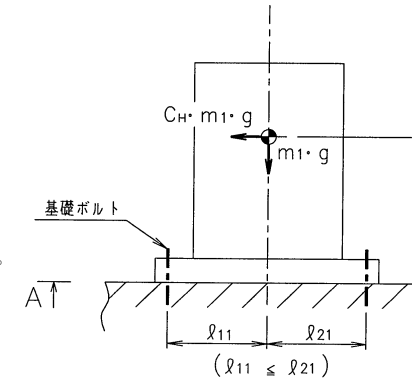
b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト ($i = 1$)	SS400	引張り	$\sigma_{b1} = -$	65 *
		せん断	$\tau_{b1} = 13$	70 *

注記 *: 後打ちアンカー耐力による。

すべて許容応力以下である。



(27) ブースターポンプ1 A, B, Cスキッド

a. 条件

機器名称	耐震設計上の 重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動 による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
ブースターポンプ1 A, B, Cスキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	$C_H = 0.36$	—	—	60	40

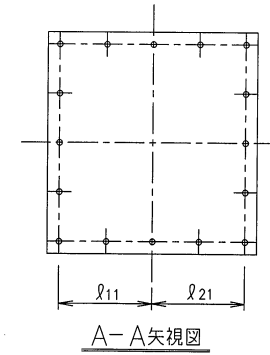
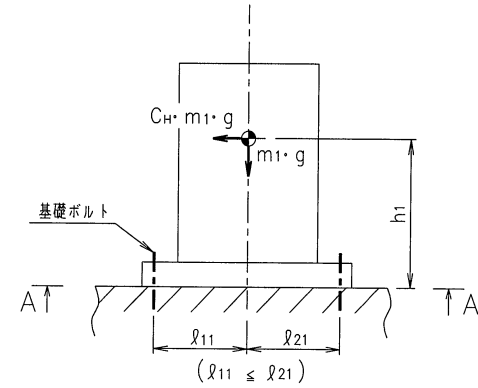
b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト ($i=1$)	SS400	引張り	$\sigma_{b1} = -$	30 *
		せん断	$\tau_{b1} = 6$	38 *

すべて許容応力以下である。

注記 *: 後打ちアンカー耐力による。



(28) 多核種吸着塔A, B, Cスキッド1

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
多核種吸着塔A, B, C スキッド1	B	増設多核種除去設備建屋 T.P. 36.2	$C_H = 0.36$	—	—	60	40

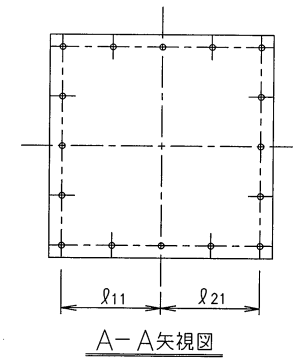
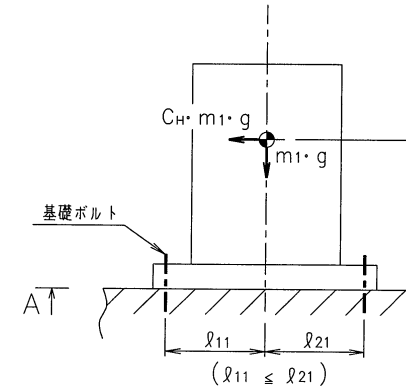
b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト ($i = 1$)	SS400	引張り	$\sigma_{b1} = -$	65 *
		せん断	$\tau_{b1} = 21$	70 *

すべて許容応力以下である。

注記 *: 後打ちアンカー耐力による。



(29) 多核種吸着塔A, B, Cスキッド2

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G. L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
多核種吸着塔A, B, C スキッド2	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	$C_H = 0.36$	—	—	60	40

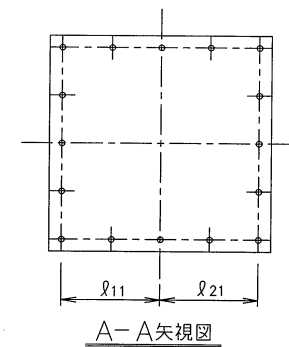
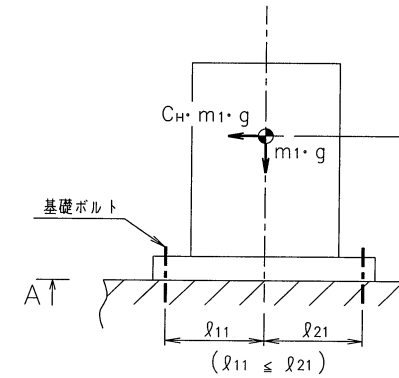
b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト ($i = 1$)	SS400	引張り	$\sigma_{b1} = -$	65 *
		せん断	$\tau_{b1} = 19$	70 *

すべて許容応力以下である。

注記 *: 後打ちアンカー耐力による。



(30) 多核種吸着塔A, B, Cスキッド3

a. 条件

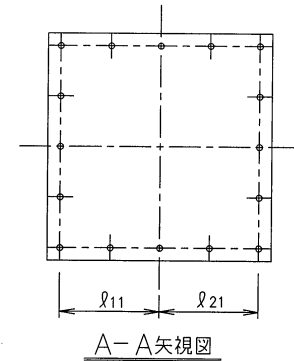
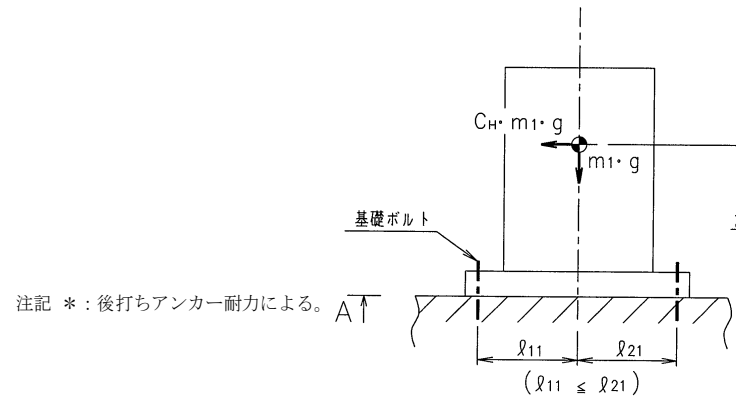
機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
多核種吸着塔A, B, C スキッド3	B	増設多核種除去設備建屋 T.P. 36.2	$C_H = 0.36$	—	—	60	40

b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト ($i = 1$)	SS400	引張り	$\sigma_{b1} = -$	65 *
		せん断	$\tau_{b1} = 17$	70 *

すべて許容応力以下である。



(31) 多核種吸着塔A, B, Cスキッド4

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
多核種吸着塔A, B, C スキッド4	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	$C_H = 0.36$	—	—	60	40

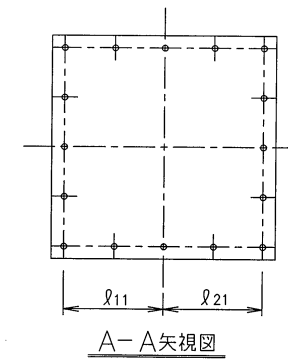
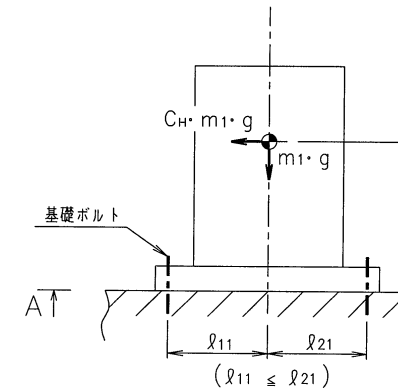
b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト ($i = 1$)	SS400	引張り	$\sigma_{b1} = -$	65 *
		せん断	$\tau_{b1} = 18$	70 *

すべて許容応力以下である。

注記 *: 後打ちアンカー耐力による。



(32) 多核種吸着塔A, B, Cスキッド5

a. 条件

機器名称	耐震設計上の 重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動 による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
多核種吸着塔A, B, C スキッド5	B	増設多核種除去設備建屋 T.P. 36.2	$C_H = 0.36$	—	—	60	40

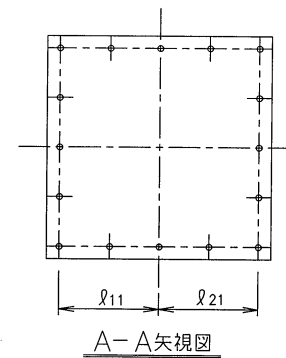
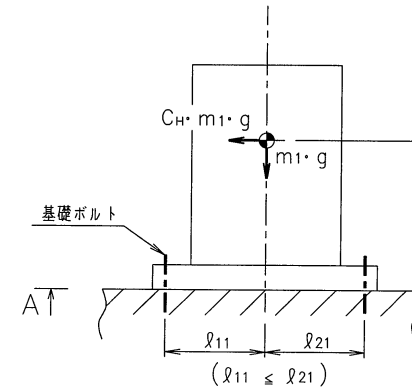
b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト ($i = 1$)	SS400	引張り	$\sigma_{b1} = -$	65 *
		せん断	$\tau_{b1} = 22$	70 *

すべて許容応力以下である。

注記 *: 後打ちアンカー耐力による。



A-A矢視図

(33) 多核種吸着塔A, B, Cスキッド6

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
多核種吸着塔A, B, C スキッド6	B	増設多核種除去設備建屋 T.P. 36.2	$C_H = 0.36$	—	—	60	40

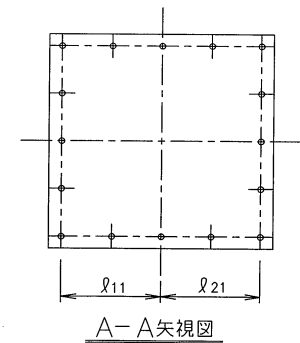
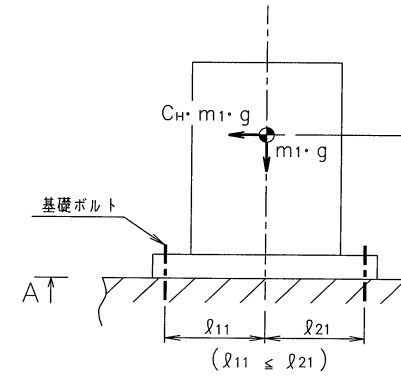
b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト ($i = 1$)	SS400	引張り	$\sigma_{b1} = -$	65 *
		せん断	$\tau_{b1} = 22$	70 *

すべて許容応力以下である。

注記 *: 後打ちアンカー耐力による。



(34) ブースターポンプ2 A, B, Cスキッド

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
ブースターポンプ2 A, B, Cスキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	$C_H = 0.36$	—	—	60	40

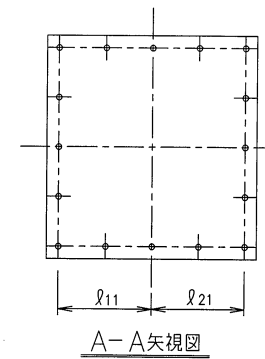
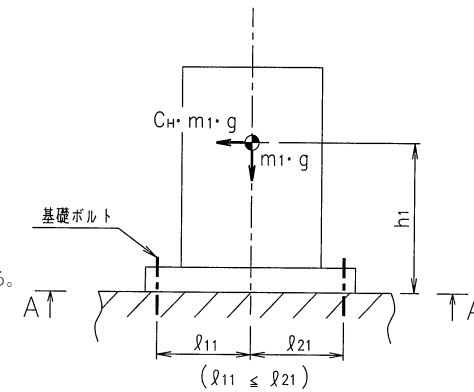
b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト ($i = 1$)	SS400	引張り	$\sigma_{b1} = -$	30 *
		せん断	$\tau_{b1} = 5$	38 *

すべて許容応力以下である。

注記 *: 後打ちアンカー耐力による。



(35) 出口フィルタスキッド

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ設計G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
出口フィルタスキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P. 36.2	$C_H = 0.36$	—	—	60	40

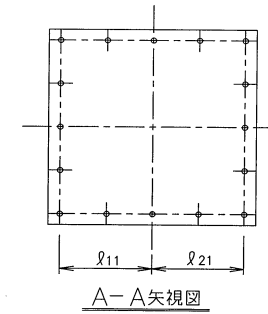
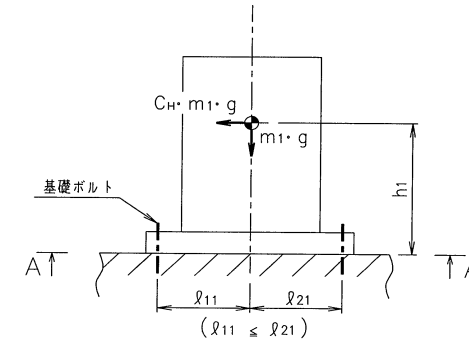
b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト (i = 1)	SS400	引張り	$\sigma_{b1} = -$	30 *
		せん断	$\tau_{b1} = 9$	38 *

すべて許容応力以下である。

注記 *: 後打ちアンカー耐力による。



(36) 移送タンク 1, 2 スキッド

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
移送タンク 1, 2 スキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	$C_H = 0.36$	—	—	60	40

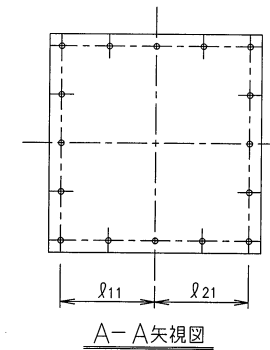
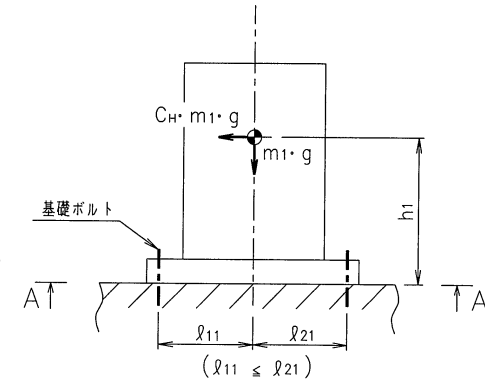
b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト ($i = 1$)	SS400	引張り	$\sigma_{b1} = -$	65 *
		せん断	$\tau_{b1} = 25$	70 *

すべて許容応力以下である。

注記 *: 後打ちアンカー耐力による。



(37) 出口移送スキッド

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
出口移送スキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P. 36.2	$C_H = 0.36$	—	—	60	40

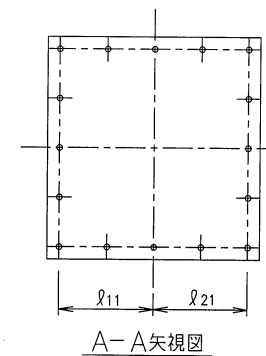
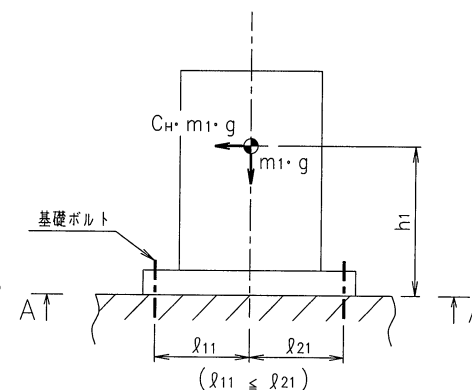
b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト ($i = 1$)	SS400	引張り	$\sigma_{b1} = -$	30 *
		せん断	$\tau_{b1} = 10$	38 *

すべて許容応力以下である。

注記 *: 後打ちアンカー耐力による。



(38) 増設多核種除去設備用移送ポンプスキッド

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
増設多核種除去設備用移送ポンプスキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	$C_H = 0.36$	—	—	40	40

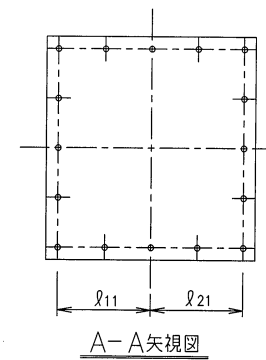
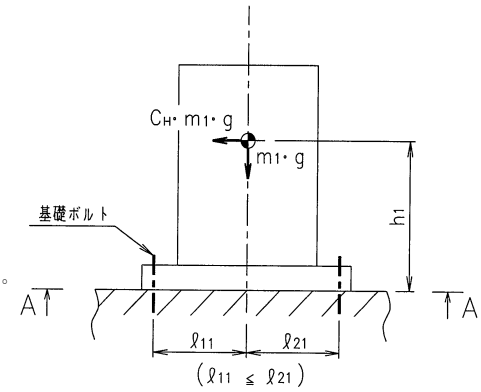
b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト ($i = 1$)	SS400	引張り	$\sigma_{b1} = -$	30 *
		せん断	$\tau_{b1} = 11$	38 *

すべて許容応力以下である。

注記 *: 後打ちアンカー耐力による。



(39) 主配管

配管標準支持間隔評価 (定ピッチスパン法)

1. 評価方法

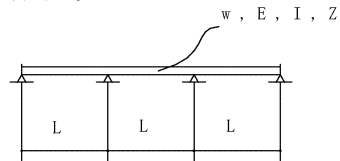
配管系を定められたピッチで支持することにより、配管系の固有周期を設定し、地震応力が過大とならないようにする。

応力基準による定ピッチスパンの設定方法 (耐震Bクラス配管)

(1) 直管部スパン

①一次応力評価

3スパン連続梁において発生する一次応力が許容値以下であることを確認する。



②自重応力の制限

自重による応力は39MPaを超えないものとする。

③1次固有周期の制限

支持スパンは建屋の一次固有周期より短周期側となるように設定する。

上記による直管部 最大支持間隔を、2. 評価結果に示す。

(2) 集中質量部

集中質量部に発生する応力 及び 固有周期が、直管部における値を上回らないものとする。

(3) 曲り部

曲り部の面外方向について、応力 及び 固有周期が直管部のそれを上回らない支持スパンとする。

曲り部の面内方向は、上記の縮小率を超えず、且つ (2) 集中質量部の方法を準用し縮小率を決定するものとする。

(4) 分岐部

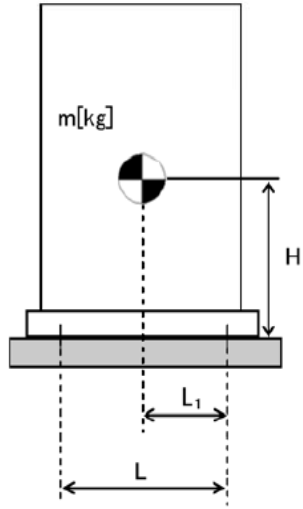
分岐部に発生する応力 及び 固有周期が、直管部における値を上回らないものとする。

2. 評価結果

		配管設計条件								
耐震クラス		B	B	B	B	B	B	B	B	
保温		有	無	無	無	無	有	無	無	
しゃへい		無	無	無	無	有	無	無	無	
流体		液体	液体	液体	気体	液体	液体	液体	液体	
内圧 (MPa)		静水頭~1.37	静水頭	静水頭~1.37	大気圧	0.98	静水頭~1.37	静水頭~1.37	静水頭~1.37	
最高使用温度 (°C)		~60	~60	~60	~60	~60	~60	~60	~60	
比重 (g/cm ³)		1.00~1.17	~1.00	1.00~1.17	0.001	1.17	1.00	1.00~1.05	1.00~1.05	
材質		ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼	炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼	
直管部 最大支持間隔	口径	sch	(mm)							
	10A	40	2570	2520	-	-	-	-	-	
	15A	40	3210	2940	3690	-	-	3240	-	
	20A	40	3770	3420	-	-	-	3820	-	
	25A	40	4430	3960	4610	-	-	4500	4700	
	32A	40	5070	4590	-	-	-	5170	-	
	40A	40	5420	4980	5460	-	-	5540	-	
	50A	40	6060	5700	6030	6630	-	-	6170	
	65A	40	6930	6680	-	-	-	-	6950	
	80A	40	7470	-	-	-	-	-	7470	
	100A	40	8400	-	8170	9170	-	-	8360	
	125A	40	-	-	8950	-	-	-	9000	
	150A	40	-	-	9640	-	-	-	9600	
200A	40	-	-	10890	-	-	-	-		
250A	40	-	-	11990	-	9600	-	-		
300A	40	-	-	12970	-	-	-	-		

(40) 炭酸ソーダ溶解槽 1, 2, 3

原子力発電所耐震設計技術指針の評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した。



- m : 機器質量
- g : 重力加速度 (9.80665 m/s²)
- H : 据付面からの重心までの距離
- L : 基礎ボルト間の水平方向距離
- L₁ : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- n_f : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- n : 基礎ボルトの本数
- A_b : 基礎ボルトの軸断面積
- C_H : 水平方向設計震度
- C_V : 鉛直方向設計震度

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

$$\text{基礎ボルトの引張応力} : \sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力} : \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)	比重
炭酸ソーダ溶解槽 1, 2, 3	B	増設多核種炉設備建屋 T.P. 36.2	C _g =0.36	—	60	40	1.05

b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト (i=1)	SUS304	引張り	σ _{bt} =-	f _{tbt} =153
		せん断	τ _{bt} =26	f _{tbt} =118

すべて許容応力以下である。

(4 1) 炭酸ソーダ貯槽 1, 2

a. 条件

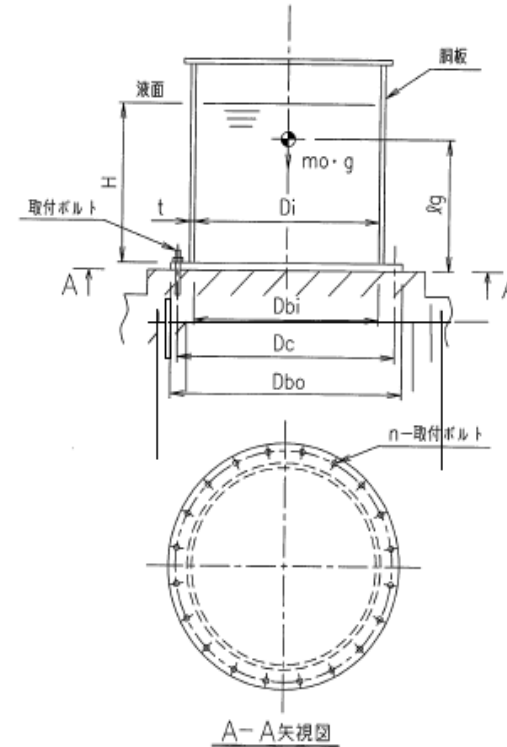
機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)	比重
炭酸ソーダ貯槽 1, 2	B	増設多核種除去設備建屋 T.P. 36.2	0.36	-	静水頭	60	40	1.05

b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
胴板	SUS316L	組合せ	$\sigma_o = 11$	$S_a = 278$
		圧縮と曲げの組合せ (座屈の評価)	$\frac{n \cdot (\sigma_{x2} + \sigma_{x3})}{f_c} + \frac{n \cdot \sigma_{x4}}{f_b} \leq 1$ 0.04 (無次元)	
取付ボルト	SS400	引張り	$\sigma_b = -$	$f_{ts} = 176^*$
		せん断	$\tau_b = 18$	$f_{sb} = 135$

注記 * : (3.2.2.2) 式より算出



すべて許容応力以下である。

(4 2) 炭酸ソーダ溶解槽 1, 2, 3 移送ポンプ

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
炭酸ソーダ溶解槽 1, 2, 3 移送ポンプ	B	増設多核種除去設備建屋 T.P. 36.2	$C_H=0.36$	—	$C_P=0.30$	60	40

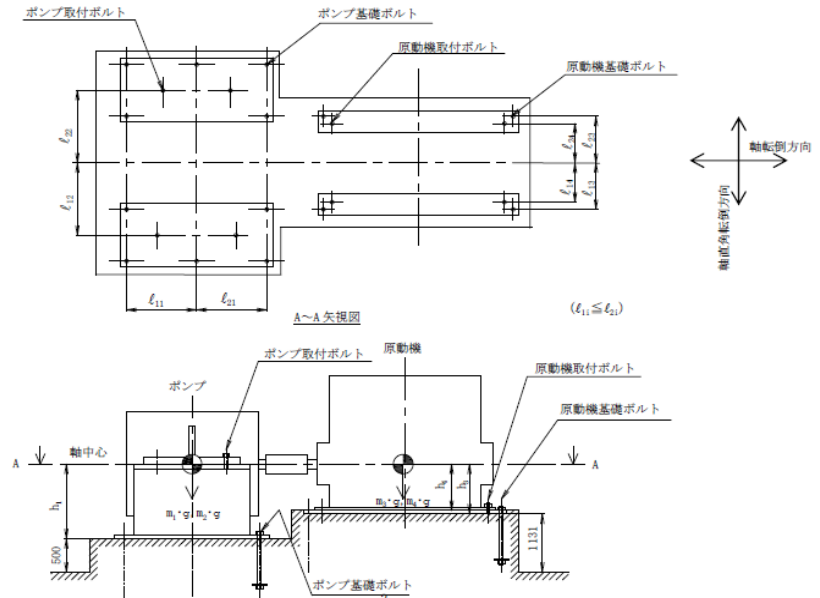
b. 評価結果

(単位: MPa)

部 材	材 料	応 力	算出応力	許容応力
ポンプ基礎ボルト (i=1)	SUS304	引張り	$\sigma_{b1}=2$	$f_{t,b1}=153^*$
		せん断	$\tau_{b1}=1$	$f_{s,b1}=118$
ポンプ取付ボルト (i=2)	SS400	引張り	$\sigma_{b2}=4$	$f_{t,b2}=183^*$
		せん断	$\tau_{b2}=2$	$f_{s,b2}=141$
原動機基礎ボルト (i=3)	—	引張り	—	$f_{t,b3}=—$
		せん断	$\tau_{b3}=—$	$f_{s,b3}=—$
原動機取付ボルト (i=4)	—	引張り	—	$f_{t,b4}=—$
		せん断	$\tau_{b4}=—$	$f_{s,b4}=—$

すべて許容応力以下である。

注記*: (3.1.2) 式より算出



(4 3) 炭酸ソーダ貯槽 1 供給ポンプ A, B, C

a. 条件

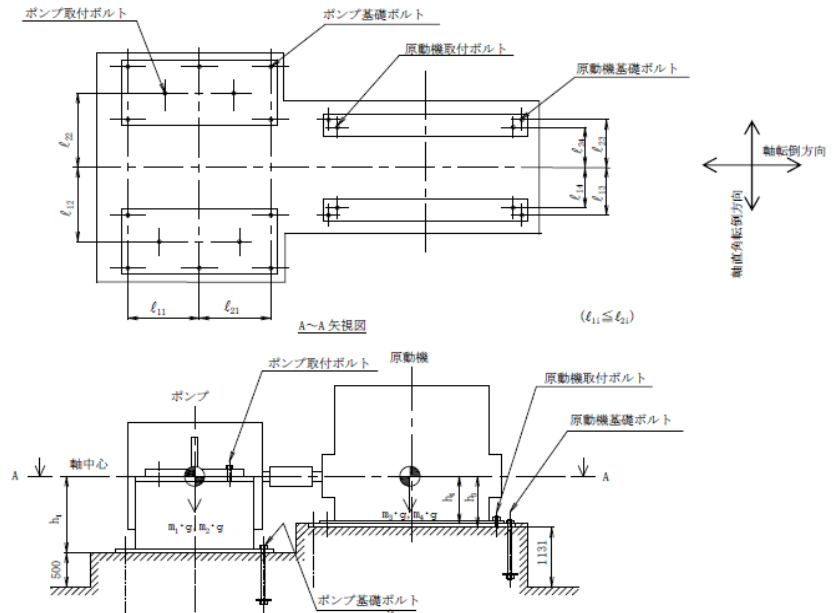
機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
炭酸ソーダ貯槽 1 供給ポンプ A, B, C	B	増設多核種除去設備建屋 T.P. 36.2	$C_H=0.36$	—	$C_P=0.00$	60	40

b. 評価結果

部 材	材 料	(単位 : MPa)		
		応 力	算出応力	許容応力
ポンプ基礎ボルト (i=1)	SUS304	引張り	$\sigma_{b1}=9$	$f_{tb1}=153^*$
		せん断	$\tau_{b1}=3$	$f_{sb1}=118$
ポンプ取付ボルト (i=2)	—	引張り	—	$f_{ts2}=—$
		せん断	$\tau_{s2}=—$	$f_{ss2}=—$
原動機基礎ボルト (i=3)	—	引張り	—	$f_{ts3}=—$
		せん断	$\tau_{s3}=—$	$f_{ss3}=—$
原動機取付ボルト (i=4)	—	引張り	—	$f_{ts4}=—$
		せん断	$\tau_{s4}=—$	$f_{ss4}=—$

すべて許容応力以下である。

注記* : (3.1.2) 式より算出



(4 4) 炭酸ソーダ製造スキッド1, 2, 3

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
炭酸ソーダ製造スキッド1, 2, 3	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	$C_H=0.36$	—	60	40

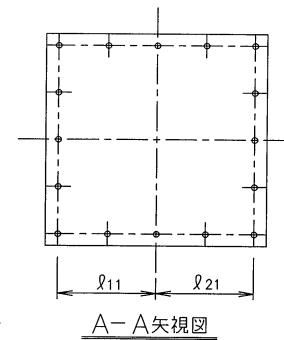
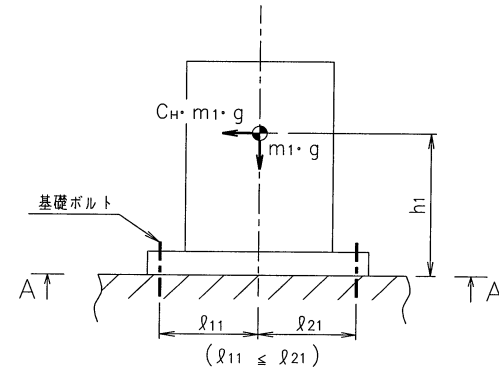
b. 評価結果

(単位: MPa)

部 材	材 料	応 力	算出応力	許容応力
基礎ボルト (i=1)	SS400	引張り	$\sigma_{bt} = -$	$f_{ts1} = 39^*$
		せん断	$\tau_{bt} = 19$	$f_{ts1} = 49^*$

注記 * : 後打ちアンカー耐力による

すべて許容応力以下である。



(45) 炭酸ソーダ溶解槽 1, 2, 3 移送スキッド

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
炭酸ソーダ溶解槽 1, 2, 3 移送スキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P. 36. 2	$C_H = 0.36$	—	60	40

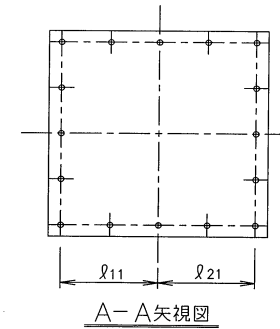
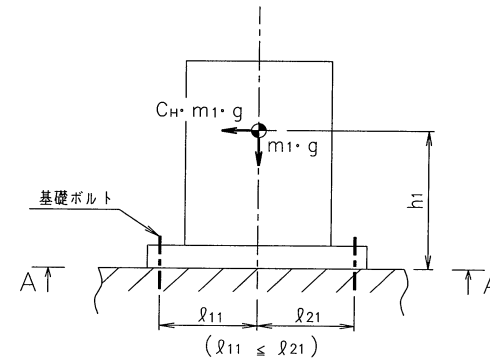
b. 評価結果

(単位: MPa)

部 材	材 料	応 力	算出応力	許容応力
基礎ボルト (i=1)	SS400	引張り	$\sigma_{s1} = -$	$f_{ts1} = 39^*$
		せん断	$\tau_{s1} = 3$	$f_{ts1} = 49^*$

注記 * : 後打ちアンカー耐力による

すべて許容応力以下である。



(46) 炭酸ソーダ貯槽1 供給スキッド

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
炭酸ソーダ貯槽1 供給スキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	$C_H=0.36$	—	60	40

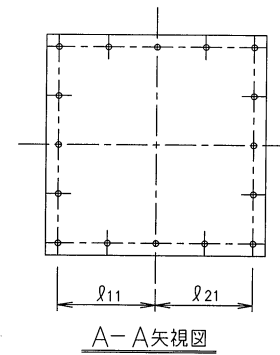
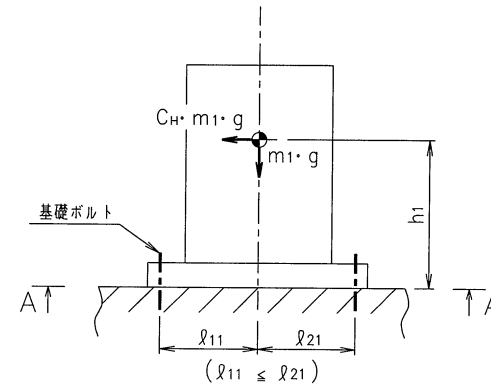
b. 評価結果

(単位: MPa)

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト (i=1)	SS400	引張り	$\sigma_{s1} = -$	$f_{ts1} = 39^*$
		せん断	$\tau_{s1} = 5$	$f_{ss1} = 49^*$

注記 * : 後打ちアンカー耐力による

すべて許容応力以下である。



(47) 炭酸ソーダ貯槽 2 移送ポンプ 1, 2

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
炭酸ソーダ貯槽 2 移送ポンプ 1, 2	B	増設多量種除去設備建屋 T.P. 36.2	$C_H=0.36$	—	$C_P=0.30$	60	40

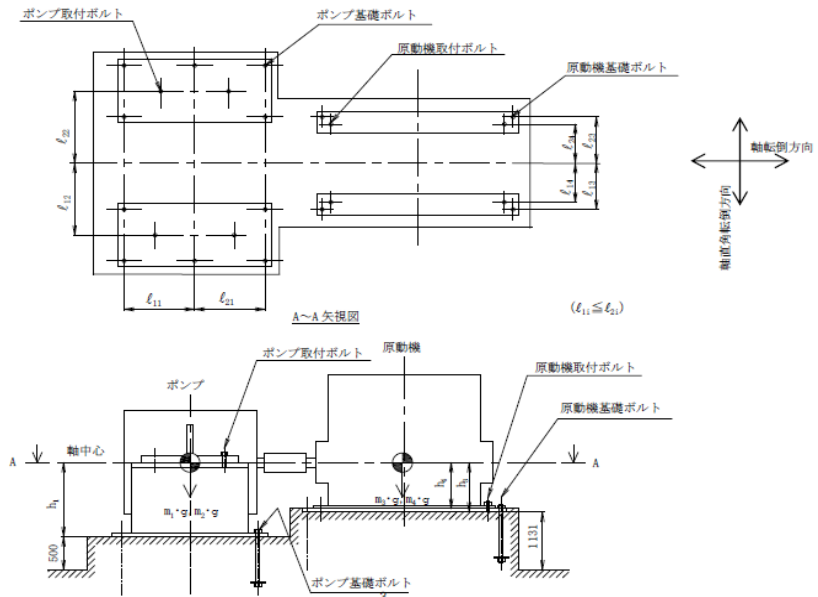
b. 評価結果

(単位: MPa)

部 材	材 料	応 力	算出応力	許容応力
ポンプ基礎ボルト (i=1)	SUS304	引張り	$\sigma_{b1}=2$	$f_{ts1}=153^*$
		せん断	$\tau_{b1}=2$	$f_{sb1}=118$
ポンプ取付ボルト (i=2)	SS400	引張り	$\sigma_{b2}=2$	$f_{ts2}=183^*$
		せん断	$\tau_{b2}=3$	$f_{sb2}=141$
原動機基礎ボルト (i=3)	—	引張り	—	$f_{ts3}=—$
		せん断	$\tau_{b3}=—$	$f_{sb3}=—$
原動機取付ボルト (i=4)	—	引張り	—	$f_{ts4}=—$
		せん断	$\tau_{b4}=—$	$f_{sb4}=—$

すべて許容応力以下である。

注記*: (3.1.2) 式より算出



(48) 炭酸ソーダ貯槽 2 移送スキッド

a. 条件

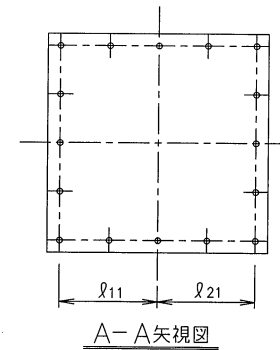
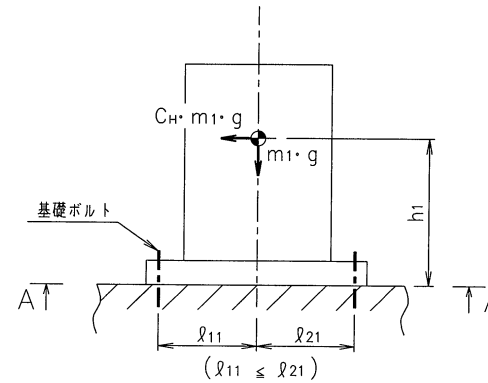
機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L. (m)	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
炭酸ソーダ貯槽 2 移送スキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P. 36.2	$C_H=0.36$	—	60	40

b. 評価結果

部 材	材 料	応 力	(単位: MPa)	
			算出応力	許容応力
基礎ボルト (i=1)	SS400	引張り	$\sigma_{bi} = -$	$f_{ts1} = 39^*$
		せん断	$\tau_{bi} = 4$	$f_{sb1} = 49^*$

注記 * : 後打ちアンカー耐力による

すべて許容応力以下である。



(49) 反応／凝集槽 A, C

機器名称	評価部位	材料	評価項目	震度	算出値	許容値	単位
反応／凝集槽 A, C	胴板	SS400	組合せ	水平 0.70	19	208	MPa
	スカート	SS400	組合せ		17	215	MPa
			圧縮と曲げの組合せ (座屈の評価)		0.08	1	-
	取付 ボルト	SS400	引張り	鉛直 0.40	76	161	MPa
			せん断		37	124	MPa

(50) 沈殿槽 A, C

機器名称	評価部位	材料	評価項目	震度	算出値	許容値	単位
沈殿槽 A, C	胴板	SUS316L	組合せ	水平 0.70	21	160	MPa
	スカート	SUS304	組合せ		17	205	MPa
			圧縮と曲げの組合せ (座屈の評価)		0.09	1	-
	取付 ボルト	SS400	引張り	鉛直 0.40	72	161	MPa
			せん断		39	124	MPa

(51) 上澄み水タンク A, C

機器名称	評価部位	材料	評価項目	震度	算出値	許容値	単位
上澄み水タンク A, C	胴板	SUS316L	組合せ	水平 0.70	13	160	MPa
	スカート	SUS304	組合せ		20	205	MPa
			圧縮と曲げの組合せ (座屈の評価)		0.10	1	-
	取付 ボルト	SS400	引張り	鉛直 0.40	48	161	MPa
			せん断		9	124	MPa

(52) スラリー循環ポンプ A, C

機器名称	評価部位	材料	評価項目	震度	算出値	許容値	単位
スラリー循環 ポンプ A, C	取付 ボルト	SS400	引張り	水平 0.70	3	161	MPa
			せん断	鉛直 0.40	3	124	MPa

(53) 上澄み水ポンプA, C

機器名称	評価部位	材料	評価項目	震度	算出値	許容値	単位
上澄み水ポンプA, C	取付ボルト	SS400	引張り	水平 0.70	3	161	MPa
			せん断	鉛直 0.40	3	124	MPa

(54) 反応/凝集・沈殿槽A, Cスキッド

機器名称	評価部位	材料	評価項目	震度	算出値	許容値	単位
反応/凝集・沈殿槽A, Cスキッド	基礎ボルト	SS400	引張り	水平 0.70	51	60*	MPa
			せん断	鉛直 0.40	36	70*	MPa

注記 *後打ちアンカー耐力による

(55) 上澄み水タンクA, Cスキッド

機器名称	評価部位	材料	評価項目	震度	算出値	許容値	単位
上澄み水タンクA, Cスキッド	基礎ボルト	SS400	引張り	水平 0.70	45	60*	MPa
			せん断	鉛直 0.40	15	70*	MPa

注記 *後打ちアンカー耐力による

(56) 凝集沈殿ポンプA, Cスキッド

機器名称	評価部位	材料	評価項目	震度	算出値	許容値	単位
凝集沈殿ポンプA, Cスキッド	基礎ボルト	SS400	引張り	水平 0.70	4	60*	MPa
			せん断	鉛直 0.40	14	70*	MPa

注記 *後打ちアンカー耐力による

(57) 主配管 (固有振動数 20Hz 以上)

1. 評価方法

増設多核種除去設備の主配管のうち追設するものは、建屋との共振による加速度増大の防止を目的とし、はりモデルを使用して、配管系の固有振動数が 20Hz 以上となるスパンを解析で算出し、配管系をこの定ピッチスパンで支持するように設計する。

2. 評価結果

		配管設計条件				
耐震クラス		B	B	B	B	B
保温		無	無	有	有	無
遮へい		無	無	無	無	無
流体		液体	液体	液体	液体	液体
内 圧 (MPa)		0.98	静水頭~0.98	0.5	0.98	静水頭
最高使用温度 (°C)		~60	~60	~60	~60	~60
比重(g/cm3)		1.0	1.0~1.2	1.0	1.0~1.2	1.1
材 質		炭素鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼
直管部最大支持間隔	口径	sch	(mm)	(mm)	(mm)	(mm)
	15A	40			1400	
	25A	40			1850	1800
	32A	40				2000
	40A	40				2100
	50A	40	2550	2500		
	150A	40				4000

増設多核種除去設備の各機器について、参考評価として、耐震 S クラス相当の水平震度に対して、健全性が維持されることを確認した。評価結果を表 1 に示す。

表 1 増設多核種除去設備 各機器に対する耐震評価結果 (1 / 4)

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
処理水受入れタンク 1, 2	取付ボルト	引張	0.8	19	176	MPa
		せん断	0.8	29	135	MPa
共沈タンク A, B, C	取付ボルト	引張	0.8	32	176	MPa
		せん断	0.8	12	135	MPa
供給タンク A, B, C	取付ボルト	引張	0.8	27	176	MPa
		せん断	0.8	13	135	MPa
吸着塔入口バッファタンク A, B, C	取付ボルト	引張	0.8	5	176	MPa
		せん断	0.8	16	135	MPa
サンプルタンク A, B, C	本体	転倒	0.8	6.7×10^4	7.1×10^4	kN・m
多核種吸着塔 1～5 A, B, C	取付ボルト	引張	0.8	18	131	MPa
		せん断	0.8	8	101	MPa
多核種吸着塔 6～14 A, B, C	取付ボルト	引張	0.8	21	158	MPa
		せん断	0.8	9	121	MPa
多核種吸着塔 15～18 A, B, C	取付ボルト	引張	0.8	32	158	MPa
		せん断	0.8	16	121	MPa
移送タンク 1, 2	取付ボルト	引張	0.8	6	176	MPa
		せん断	0.8	31	135	MPa
供給ポンプ 1 A, B, C	取付ボルト	引張	0.8	1	153	MPa
		せん断	0.8	3	118	MPa
	ポンプ取付ボルト	引張	0.8	8	153	MPa
		せん断	0.8	2	118	MPa
	原動機取付ボルト	引張	0.8	2	153	MPa
		せん断	0.8	2	118	MPa

表1 増設多核種除去設備 各機器に対する耐震評価結果 (2/4)

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
供給ポンプ 2A, B, C	取付ボルト	引張	0.8	2	153	MPa
		せん断	0.8	3	118	MPa
	ポンプ取付ボルト	引張	0.8	9	153	MPa
		せん断	0.8	2	118	MPa
	原動機取付ボルト	引張	0.8	3	153	MPa
		せん断	0.8	3	118	MPa
循環ポンプ A, B, C	取付ボルト	引張	0.8	3	153	MPa
		せん断	0.8	9	118	MPa
	ポンプ取付ボルト	引張	0.8	8	153	MPa
		せん断	0.8	2	118	MPa
	原動機取付ボルト	引張	0.8	3	153	MPa
		せん断	0.8	5	118	MPa
ブースターポンプ 1A, B, C	取付ボルト	引張	0.8	3	153	MPa
		せん断	0.8	5	118	MPa
	ポンプ取付ボルト	引張	0.8	15	153	MPa
		せん断	0.8	3	118	MPa
	原動機取付ボルト	引張	0.8	3	153	MPa
		せん断	0.8	3	118	MPa
ブースターポンプ 2A, B, C	取付ボルト	引張	0.8	3	153	MPa
		せん断	0.8	5	118	MPa
	ポンプ取付ボルト	引張	0.8	15	153	MPa
		せん断	0.8	3	118	MPa
	原動機取付ボルト	引張	0.8	3	153	MPa
		せん断	0.8	3	118	MPa
移送ポンプ 1, 2	取付ボルト	引張	0.8	2	153	MPa
		せん断	0.8	5	118	MPa
	ポンプ取付ボルト	引張	0.8	10	153	MPa
		せん断	0.8	2	118	MPa
	原動機取付ボルト	引張	0.8	3	153	MPa
		せん断	0.8	4	118	MPa

表1 増設多核種除去設備 各機器に対する耐震評価結果 (3/4)

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
増設多核種除去設備用 移送ポンプ A, B	取付ボルト	引張	0.8	4	153	MPa
		せん断	0.8	6	118	MPa
	ポンプ取付 ボルト	引張	0.8	14	153	MPa
		せん断	0.8	3	118	MPa
	原動機取付 ボルト	引張	0.8	5	153	MPa
		せん断	0.8	5	118	MPa
出口フィルタ A, B, C	取付ボルト	引張	0.8	92	153	MPa
		せん断	0.8	6	118	MPa
増設多核種除去設備 入口弁スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	—	30	MPa
		せん断	0.8	36	38	MPa
処理水受入タンク 1, 2 スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	37	65	MPa
		せん断	0.8	52	70	MPa
供給ポンプ1 スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	—	30	MPa
		せん断	0.8	16	38	MPa
共沈タンク A, B, C ス キッド	基礎ボルト	引張	0.8	44	65	MPa
		せん断	0.8	34	70	MPa
供給タンク A, B, C ス キッド	基礎ボルト	引張	0.8	32	65	MPa
		せん断	0.8	36	70	MPa
供給ポンプ2A, B, C スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	—	30	MPa
		せん断	0.8	12	38	MPa
供給ポンプ2弁 A, B, C スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	—	30	MPa
		せん断	0.8	9	38	MPa
クロスフローフィルタ A, B, C スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	34	65	MPa
		せん断	0.8	68	70	MPa
吸着塔入口バッファ タンク A, B, C スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	5	65	MPa
		せん断	0.8	28	70	MPa
ブースターポンプ1A, B, C スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	—	30	MPa
		せん断	0.8	13	38	MPa
多核種吸着塔 A, B, C スキッド1	基礎ボルト	引張	0.8	36	65	MPa
		せん断	0.8	45	70	MPa
多核種吸着塔 A, B, C スキッド2	基礎ボルト	引張	0.8	31	65	MPa
		せん断	0.8	41	70	MPa
多核種吸着塔 A, B, C スキッド3	基礎ボルト	引張	0.8	27	65	MPa
		せん断	0.8	37	70	MPa

表1 増設多核種除去設備 各機器に対する耐震評価結果 (4 / 4)

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
多核種吸着塔 A, B, C スキッド4	基礎ボルト	引張	0.8	32	65	MPa
		せん断	0.8	39	70	MPa
多核種吸着塔 A, B, C スキッド5	基礎ボルト	引張	0.8	20	65	MPa
		せん断	0.8	49	70	MPa
多核種吸着塔 A, B, C スキッド6	基礎ボルト	引張	0.8	20	65	MPa
		せん断	0.8	49	70	MPa
ブースターポンプ 2 A, B, C スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	—	30	MPa
		せん断	0.8	10	38	MPa
出口フィルタスキッド	基礎ボルト	引張	0.8	—	30	MPa
		せん断	0.8	18	38	MPa
移送タンク 1, 2 スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	—	65	MPa
		せん断	0.8	55	70	MPa
出口移送スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	—	30	MPa
		せん断	0.8	22	38	MPa
増設多核種除去設備用 移送ポンプスキッド	基礎ボルト	引張	0.8	—	30	MPa
		せん断	0.8	25	38	MPa

以上

耐震クラスの設定について

増設多核種除去設備を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、2021年9月8日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ、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（公衆への被ばく影響）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適切な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。

本資料では、上記の方針に基づく耐震クラスの設定について記載する。

ただし、本資料に記載が無い、2021年9月8日以前に認可された機器については、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして耐震クラスを分類している。

1. B＋クラスに設定する設備

(1) 対象設備

反応／凝集槽、沈殿槽、上澄み水タンク、スラリー循環ポンプ、上澄み水ポンプ、反応／凝集・沈殿槽スキッド、上澄み水タンクスキッド、凝集沈殿ポンプスキッド及びこれらに接続する主配管。

(2) 設定の理由

a. 破損シナリオ

地震により安全機能を失った際の公衆への被ばく影響を評価するため、増設多核種除去設備の各機器が破損して内包する液体放射性物質が漏えいすることを想定する。なお、破損を想定する各機器には、(1)対象設備に加えて、2021年9月8日以前に認可された機器を含む。

b. 影響評価

敷地境界線量評価の対象としている機器に設置している遮蔽等（各タンクの厚さ含む）が消失することを想定し、これにより放射線量が増大する影響を簡易的に評価した結果、最寄りの敷地境界（評価点 No. 70）の線量は年間 1.36mSv 程度になると評価した。

なお、敷地境界線量評価の対象としている機器は、処理水受入タンク、共沈供給タンクスキッド、クロスフローフィルタスキッド、吸着塔、HIC（スラリー用及び吸着材用）、反応／凝集槽、沈殿槽、上澄み水タンクであり、これらの鉄遮蔽が 5cm 消失することで線量が 10 倍になると設定して評価した。

また、各機器の破損により漏出した放射性物質を最寄りの敷地境界にいる公衆が吸引することにより、0.22mSv 程度の線量影響が有ると評価した（表 1 参照）。

なお、1年の間に線源の除去もしくは遮蔽による線量低減は十分可能であること、安全機能を失うような地震が発生したとしても、機器が全て破損することは無いと想定されることから、評価シナリオは保守性を有している。

c. 耐震クラス

破損シナリオによる公衆への被ばく影響は 1.58mSv 程度であり 50 μ Sv \sim 5mSv の範囲であること、増設多核種除去設備は供用期間が長期間であることから、耐震クラスはB+クラスと評価する。

表 1 漏出した放射性物質を公衆が吸引した場合の線量簡易評価

項目	記号	単位	値	備考
放射性物質質量	MAR	Bq	4.10E+14	実施計画記載の敷地境界線量評価条件より設定。核種は Sr-90
MAR のうち事故の影響を受ける割合	DR	-	1	全機器が損傷するとして保守側に設定
雰囲気中に放出され浮遊する割合	ARF	-	5.00E-05	出典 ^{※1} より
肺に吸入され得る微粒子の割合	RF	-	1	知見となるデータが無いため保守側に設定
環境中へ漏れ出る割合	LPF	-	1	機器・建物の損傷の程度を考慮せず保守側に設定
五因子法 ^{※2} による放射性物質放出量	ST	Bq	2.05E+10	MAR \times DR \times ARF \times RF \times LPF
一般公衆の呼吸率	Ma	m ³ /s	2.57E-04	出典 ^{※3} より 2.22E+07cm ³ /日を換算
実効線量係数	H	mSv/Bq	1.6E-04	出典 ^{※4} より Sr-90 の値
発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針による相対濃度	χ/Q	s/m ³	2.63E-04	大気安定度: D ^{※5} , 風速 2.3m/s ^{※5} , 敷地境界まで 440m
公衆が漏出した放射性物質を吸引することによる内部被ばく線量	Di	mSv	2.22E-01	ST \times (χ/Q) \times Ma \times H

※1 : U. S. Department of Energy, AIRBORNE RELEASE FRACTIONS/RATES AND RESPIRABLE FRACTIONS FOR NONREACTOR NUCLEAR FACILITIES, Volume I - Analysis of Experimental Data, DOE-HDBK-3010-94 December 1994

※2 : 五因子法とは、核燃料サイクル施設の事故解析ハンドブック (NUREG/CR-6410) に記載された簡易的に放射性物質の放出量を評価する手法である。

※3 : 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標に対する評価指針

※4 : ICRP Publication 72:Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides;Part 5 Complitation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients, 1996

※5 : 2020 年 4 月 \sim 2021 年 3 月の気象データから設定

(3) B+クラスの設計震度

2021 年 9 月 8 日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方では、B クラスに対する静的地震力の評価と、動的地震力の評価として 1/2Sd225 弾性範囲 (共振時のみ) の評価を求めており、B+クラスでは B クラスの評価に加えて、動的地震力の評価として 1/2Ss450 機能維持の評価を求めている。

a. 静的地震力の評価

機器に対する静的地震力の評価は、水平 0.3G に 1.2 を乗じて水平震度は 0.36 として評価を行う。この評価は、後述する c. に包絡されることから、a. の評価を

省略する。

b. 1/2Sd225 弾性範囲（共振時のみ）

1/2Sd225 における機器に対する評価では、後述する c. に記載する値（水平震度 0.70, 鉛直震度 0.40）に 1/2 を乗じて求め、水平震度は 0.35, 鉛直震度は 0.20 とし評価を行う。

c. 1/2Ss450 機能維持

増設多核種除去設備では 1/2Ss450 に対する、基礎（GL-0.1m）での最大応答加速度は水平（2方向）にて 556cm/s^2 および 549cm/s^2 , 鉛直にて 321cm/s^2 である。また水平 2 方向の各時刻の応答加速度を重ね合わせたところ、最大応答加速度は 570cm/s^2 である。

このため、機器に対する評価では最大応答加速度に 1.2 を乗じて重力加速度で除した値を評価に用いる震度とし、水平震度 0.70, 鉛直震度 0.40 にて評価を行う。

以上

付録1 スカート支持たて置円筒形容器の耐震性について
の計算書作成の基本方針

1. 一般事項

本基本方針は、スカート支持たて置円筒形容器（耐震設計上の重要度分類BクラスおよびB+クラス）の耐震性についての計算方法を示す。

1.1 適用基準

本基本方針における計算方法は、原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1987（日本電気協会 電気技術基準調査委員会 昭和62年8月）に準拠する。

1.2 計算条件

- (1) 容器及び内容物の質量は重心に集中するものとする。
- (2) 地震力は容器に対して水平方向および鉛直方向に作用するものとする。
- (3) 容器はスカートで支持され、スカートは下端のベースプレートを円周上等ピッチの多数の基礎ボルトで基礎に固定された固定端とする。ここで、基礎については剛となるように設計する。
- (4) 胴とスカートをはりと考え、変形モードは曲げ及びせん断変形を考慮する。
- (5) 容器頂部に水平方向変位を拘束する構造物を設ける場合は、その部分をピン支持とする。
- (6) スカート部材において、マンホール等の開口部があつて補強をしていない場合は、欠損の影響を考慮する。

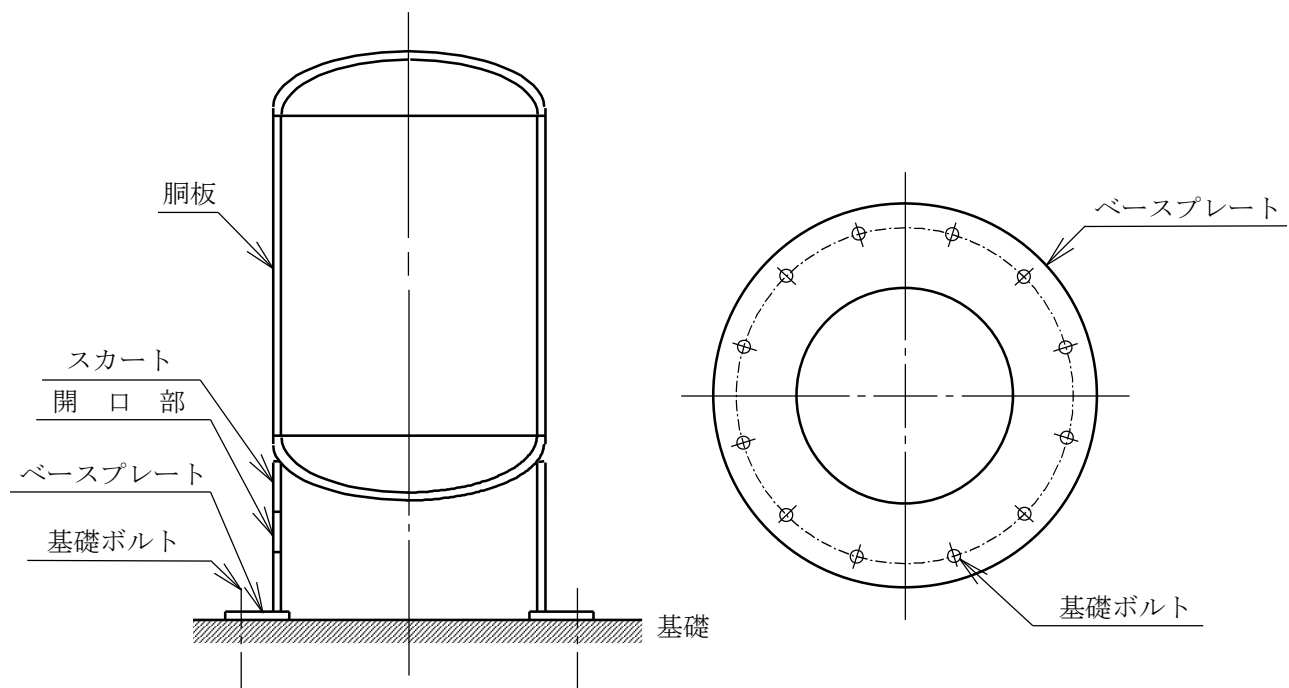


図1-1 概要図

1.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
A	胴の軸断面積	mm ²
A _b	基礎ボルトの軸断面積	mm ²
A _e	胴の有効せん断断面積	mm ²
A _s	スカートの軸断面積	mm ²
A _{s e}	スカートの有効せん断断面積	mm ²
C _c	基礎ボルト計算における係数	—
C _H	水平方向設計震度	—
C _t	基礎ボルト計算における係数	—
C _v	鉛直方向設計震度	—
D _{b i}	ベースプレートの内径	mm
D _{b o}	ベースプレートの外径	mm
D _c	基礎ボルトのピッチ円直径	mm
D _i	胴の内径	mm
D _j	スカートに設けられた各開口部の穴径 (j = 1, 2, 3… j ₁)	mm
D _s	スカートの内径	mm
E	胴の縦弾性係数	MPa
E _s	スカートの縦弾性係数	MPa
e	基礎ボルト計算における係数	—
F	設計・建設規格 SSB-3121.1又はSSB-3131に定める値	MPa
F _c	基礎に作用する圧縮力	N
F _t	基礎ボルトに作用する引張力	N
f _b	曲げモーメントに対する許容座屈応力	MPa
f _c	軸圧縮荷重に対する許容座屈応力	MPa
f _{s b}	せん断力のみを受ける基礎ボルトの許容せん断応力	MPa
f _t	スカートの許容引張応力	MPa
f _{t o}	引張力のみを受ける基礎ボルトの許容引張応力	MPa
f _{t s}	引張力とせん断力を同時に受ける基礎ボルトの許容引張応力	MPa
G	胴のせん断弾性係数	MPa
G _s	スカートのせん断弾性係数	MPa
g	重力加速度 (=9.80665)	m/s ²
H	水頭	mm
I	胴の断面二次モーメント	mm ⁴
I _s	スカートの断面二次モーメント	mm ⁴
j ₁	スカートに設けられた開口部の穴の個数	—

記号	記号の説明	単位
K_H	水平方向ばね定数	N/m
K_V	鉛直方向ばね定数	N/m
k	基礎ボルト計算における中立軸の荷重係数	—
l	胴のスカート接合点から重心までの距離	mm
l_1, l_2	基礎ボルト計算における中立軸から荷重作用点までの距離 (図2-4に示す距離)	mm
l_r	容器の重心から上端支持部までの長さ	mm
l_s	スカートの長さ	mm
M_s	スカートに作用する転倒モーメント	N・mm
M_{s1}	スカートの上端部に作用する転倒モーメント	N・mm
M_{s2}	スカートの下端部に作用する転倒モーメント	N・mm
m_o	容器の運転時質量	kg
m_e	容器のスカート接合部から上部の空質量	kg
n	基礎ボルトの本数	—
P_r	最高使用圧力	MPa
Q	重心に作用する任意の水平力	N
Q'	Qにより上端の支持部に作用する反力	N
S	設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表5に定める値	MPa
S_a	胴の許容応力	MPa
S_u	設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表9に定める値	MPa
S_y	設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表8に定める値	MPa
s	基礎ボルトと基礎の縦弾性係数比	—
T_H	水平方向固有周期	s
T_V	鉛直方向固有周期	s
t	胴板の厚さ	mm
t_1	基礎ボルト面積相当板幅	mm
t_2	圧縮側基礎相当幅	mm
t_s	スカートの厚さ	mm
Y	スカート開口部の水平断面における最大円周長さ	mm
z	基礎ボルト計算における係数	—
α	基礎ボルト計算における中立軸を定める角度	rad
δ	荷重Qによる容器の上端での変位量	mm
δ'	荷重Q'による容器の上端での変位量	mm
δ_o	荷重Q, Q'による容器の重心での変位量	mm
η	座屈応力に対する安全率	—
π	円周率	—

記号	記号の説明	単位
ρ'	液体の密度 (=比重 $\times 10^{-6}$)	kg/mm ³
σ_0	胴の一次一般膜応力の最大値	MPa
σ_{0c}	胴の組合せ圧縮応力	MPa
σ_{0t}	胴の組合せ引張応力	MPa
σ_b	基礎ボルトに生じる引張応力	MPa
σ_c	基礎に生じる圧縮応力	MPa
σ_s	スカートの組合せ応力	MPa
σ_{s1}	スカートの運転時質量による軸方向応力	MPa
σ_{s2}	スカートの曲げモーメントによる軸方向応力	MPa
σ_{s3}	スカートの鉛直方向地震による軸方向応力	MPa
$\sigma_{x1}, \sigma_{\phi 1}$	静水頭又は内圧により胴に生じる軸方向及び周方向応力	MPa
σ_{x2}	胴の運転時質量による軸方向引張応力	MPa
σ_{x3}	胴の空質量による軸方向圧縮応力	MPa
σ_{x4}	地震により胴に生じる軸方向応力	MPa
σ_{x5}	胴の鉛直方向地震による軸方向引張応力	MPa
σ_{x6}	胴の鉛直方向地震による軸方向圧縮応力	MPa
σ_{xc}	胴の軸方向応力の和 (圧縮側)	MPa
σ_{xt}	胴の軸方向応力の和 (引張側)	MPa
σ_{ϕ}	胴の周方向応力の和	MPa
$\sigma_{\phi 2}$	静水頭に鉛直方向地震が加わり胴に生じる周方向応力	MPa
τ	地震により胴に生じるせん断応力	MPa
τ_b	基礎ボルトに生じるせん断応力	MPa
τ_s	地震によりスカートに生じるせん断応力	MPa
$\phi_1(x)$	圧縮荷重に対する許容座屈応力の関数	MPa
$\phi_2(x)$	曲げモーメントに対する許容座屈応力の関数	MPa

注：「設計・建設規格」とは、発電用原子力設備規格（設計・建設規格 J S M E S N C 1 - 2005 (2007年追補版含む。)）（日本機械学会 2007年9月）（以下「設計・建設規格」という。）をいう。

2. 計算方法

2.1 固有周期の計算方法

(1) 計算モデル

本容器は、1.2項より図2-1に示す下端固定の1質点系振動モデルあるいは下端固定上端支持の1質点系振動モデルとして考える。

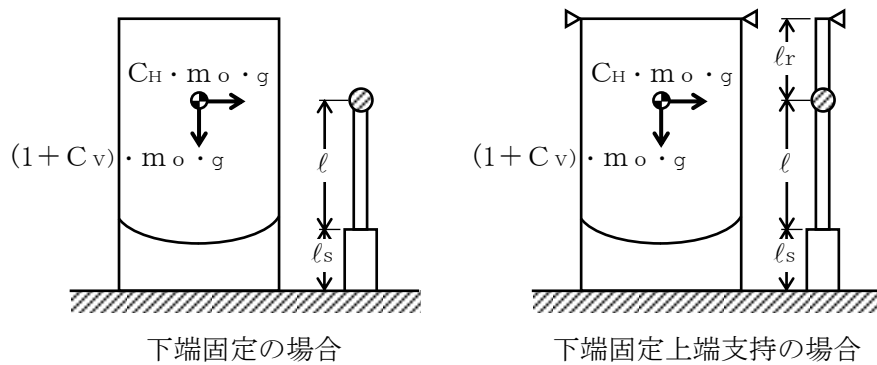


図2-1 固有周期の計算モデル

(2) 水平方向固有周期

a. 下端固定の場合

曲げ及びせん断変形によるばね定数 K_H は次式で求める。

$$K_H = 1000 \left\{ \frac{l^3}{3 \cdot E \cdot I} + \frac{1}{3 \cdot E_s \cdot I_s} \cdot (3 \cdot l^2 \cdot l_s + 3 \cdot l \cdot l_s^2 + l_s^3) + \frac{l}{G \cdot A_e} + \frac{l_s}{G_s \cdot A_{s_e}} \right\} \dots \dots \dots (2.1.1)$$

ここで、スカートの開口部（図2-2参照）による影響を考慮し、胴及びスカートの断面性能は次のように求める。

胴の断面性能は

$$I = \frac{\pi}{8} \cdot (D_i + t)^3 \cdot t \dots \dots \dots (2.1.2)$$

$$A_e = \frac{2}{3} \cdot \pi \cdot (D_i + t) \cdot t \dots \dots \dots (2.1.3)$$

スカートの断面性能は

$$I_s = \frac{\pi}{8} \cdot (D_s + t_s)^3 \cdot t_s - \frac{1}{4} \cdot (D_s + t_s)^2 \cdot t_s \cdot Y \dots \dots \dots (2.1.4)$$

スカート開口部の水平断面における最大円周長さは、

(図2-2及び図2-3参照)

$$Y = \sum_{j=1}^{j_1} (D_s + t_s) \cdot \sin^{-1} \left(\frac{D_j}{D_s + t_s} \right) \dots\dots\dots (2.1.5)$$

$$A_{se} = \frac{2}{3} \cdot \{ \pi \cdot (D_s + t_s) - Y \} \cdot t_s \dots\dots\dots (2.1.6)$$

したがって、固有周期 T_H は次式で求める。

$$T_H = 2 \cdot \pi \cdot \sqrt{\frac{m_0}{K_H}} \dots\dots\dots (2.1.7)$$

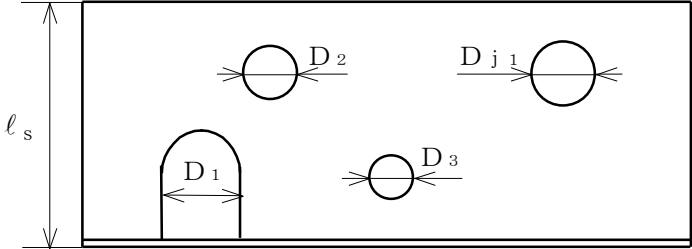


図2-2 スカート開口部の形状

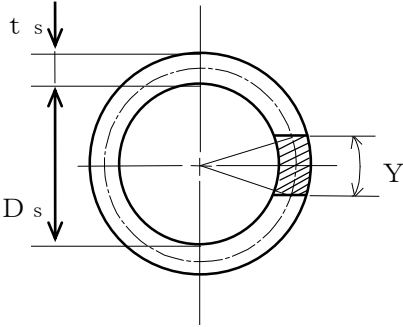


図2-3 スカート開口部の水平断面における最大円周長さ

b. 下端固定上端支持の場合

重心の位置に水平方向の荷重Qが作用したときに上端の支持部に生じる反力Q'は、図2-4に示すように荷重Q及び反力Q'による上端の変位量δとδ'が等しいとして求める。

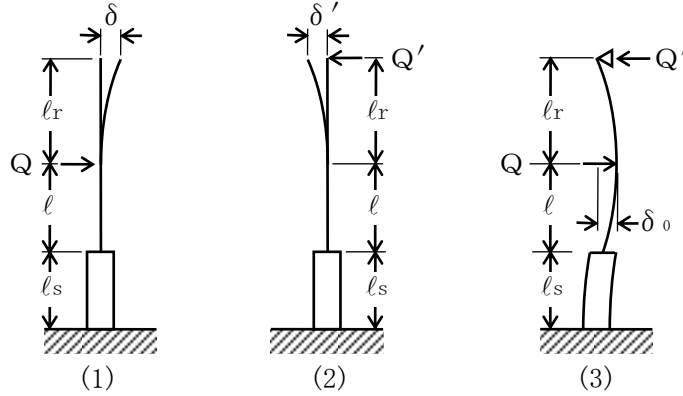


図2-4 下端固定上端支持の場合の変形モデル

図2-4の(1)の場合

$$\delta = \frac{Q \cdot l^2}{6 \cdot E \cdot I} \cdot (2 \cdot l + 3 \cdot l_r) + \frac{Q}{6 \cdot E_s \cdot I_s} \cdot \{2 \cdot l_s^3 + 3 \cdot l_s^2 \cdot l_r + 6 \cdot l_s \cdot l \cdot (l_s + l + l_r)\} + \frac{Q \cdot l}{G \cdot A_e} + \frac{Q \cdot l_s}{G_s \cdot A_{se}} \quad \dots \quad (2.1.8)$$

図2-4の(2)の場合

$$\delta' = \frac{Q' \cdot (l + l_r)^3}{3 \cdot E \cdot I} + \frac{Q'}{3 \cdot E_s \cdot I_s} \cdot \{3 \cdot (l + l_r)^2 \cdot l_s + 3 \cdot (l + l_r) \cdot l_s^2 + l_s^3\} + \frac{Q' \cdot (l + l_r)}{G \cdot A_e} + \frac{Q' \cdot l_s}{G_s \cdot A_{se}} \quad \dots \quad (2.1.9)$$

(2.1.8) 式と (2.1.9) 式を等しく置くことにより、

$$Q' = Q \cdot \left\{ \frac{l^2 \cdot (2 \cdot l + 3 \cdot l_r)}{6 \cdot E \cdot I} + \frac{2 \cdot l_s^3 + 3 \cdot l_s^2 \cdot l_r + 6 \cdot l_s \cdot l \cdot (l_s + l + l_r)}{6 \cdot E_s \cdot I_s} + \frac{l}{G \cdot A_e} + \frac{l_s}{G_s \cdot A_{se}} \right\} \cdot \left\{ \frac{(l + l_r)^3}{3 \cdot E \cdot I} + \frac{3 \cdot (l + l_r)^2 \cdot l_s + 3 \cdot (l + l_r) \cdot l_s^2 + l_s^3}{3 \cdot E_s \cdot I_s} + \frac{l + l_r}{G \cdot A_e} + \frac{l_s}{G_s \cdot A_{se}} \right\} \quad \dots \quad (2.1.10)$$

したがって、図 2-4 の(3)に示す重心位置での変位量 δ_0 は図 2-4 の(1)及び(2)の重心位置での変位量の重ね合せから求めることができ、ばね定数 K_H は次式で求める。

$$K_H = \frac{Q}{\delta_0} = 1000 \left/ \left\{ \frac{l^3}{3 \cdot E \cdot I} + \frac{3 \cdot l^2 \cdot l_s + 3 \cdot l \cdot l_s^2 + l_s^3}{3 \cdot E_s \cdot I_s} \right. \right. \\ \left. \left. + \left(1 - \frac{Q'}{Q} \right) \left(\frac{l}{G \cdot A_e} + \frac{l_s}{G_s \cdot A_{se}} \right) - \frac{Q'}{Q} \cdot \left(\frac{2 \cdot l^3 + 3 \cdot l^2 \cdot l_r}{6 \cdot E \cdot I} \right. \right. \right. \\ \left. \left. \left. + \frac{3 \cdot l_s^2 \cdot l + l_s^3 + 3 \cdot l_s \cdot l^2 + 3 \cdot l_s \cdot l \cdot l_r + \frac{3}{2} \cdot l_s^2 \cdot l_r}{3 \cdot E_s \cdot I_s} \right) \right\} \right. \quad \dots \quad (2.1.11)$$

固有周期は (2.1.7) 式により求める。

(3) 鉛直方向固有周期

軸方向変形によるばね定数 K_V は次式で求める。

$$K_V = 1000 \left/ \left\{ \frac{l}{A \cdot E} + \frac{l_s}{A_s \cdot E_s} \right\} \right. \quad \dots \quad (2.1.12)$$

$$A = \pi \cdot (D_i + t) \cdot t \quad \dots \quad (2.1.13)$$

$$A_s = \{ \pi \cdot (D_s + t_s) - Y \} \cdot t_s \quad \dots \quad (2.1.14)$$

したがって、固有周期 T_V は次式で求める。

$$T_V = 2 \cdot \pi \cdot \sqrt{\frac{m_0}{K_V}} \quad \dots \quad (2.1.15)$$

2.2 応力の計算方法

応力計算において、静的地震力を用いる場合は、絶対値和を用い、動的地震力を用いる場合は、SRSS法を用いることができる。

2.2.1 胴の応力

(1) 静水頭又は内圧による応力

静水頭による場合（鉛直方向地震時を含む。）

$$\sigma_{\phi 1} = \frac{\rho' \cdot g \cdot H \cdot D_i}{2 \cdot t} \quad \dots \quad (2.2.1.1)$$

$$\sigma_{\phi 2} = \frac{\rho' \cdot g \cdot H \cdot D_i \cdot C_v}{2 \cdot t} \quad \dots \quad (2.2.1.2)$$

$$\sigma_{x 1} = 0 \quad \dots \quad (2.2.1.3)$$

内圧による場合

$$\sigma_{\phi 1} = \frac{P_r \cdot (D_i + 1.2 \cdot t)}{2 \cdot t} \quad \dots \quad (2.2.1.4)$$

$$\sigma_{\phi 2} = 0 \quad \dots \quad (2.2.1.5)$$

$$\sigma_{x 1} = \frac{P_r \cdot (D_i + 1.2 \cdot t)}{4 \cdot t} \quad \dots \quad (2.2.1.6)$$

(2) 運転時質量及び鉛直方向地震による応力

胴がスカートと接合する点を境界として、上部には胴自身の質量による圧縮応力が、下部には下部の胴自身の質量と内容物の質量による引張応力が生じる。

下部の胴について

$$\sigma_{x 2} = \frac{(m_o - m_e) \cdot g}{\pi \cdot (D_i + t) \cdot t} \quad \dots \quad (2.2.1.7)$$

$$\sigma_{x 5} = \frac{(m_o - m_e) \cdot g \cdot C_v}{\pi \cdot (D_i + t) \cdot t} \quad \dots \quad (2.2.1.8)$$

上部の胴について

$$\sigma_{x 3} = \frac{m_e \cdot g}{\pi \cdot (D_i + t) \cdot t} \quad \dots \quad (2.2.1.9)$$

$$\sigma_{x 6} = \frac{m_e \cdot g \cdot C_v}{\pi \cdot (D_i + t) \cdot t} \quad \dots \quad (2.2.1.10)$$

(3) 水平方向地震による応力

水平方向の地震力により胴はスカート接合部で最大となる曲げモーメントを受ける。この曲げモーメントによる軸方向応力と地震力によるせん断応力は次のように求める。

a. 下端固定の場合

$$\sigma_{x4} = \frac{4 \cdot C_H \cdot m_o \cdot g \cdot \ell}{\pi \cdot (D_i + t)^2 \cdot t} \dots\dots\dots (2.2.1.11)$$

$$\tau = \frac{2 \cdot C_H \cdot m_o \cdot g}{\pi \cdot (D_i + t) \cdot t} \dots\dots\dots (2.2.1.12)$$

b. 下端固定上端支持の場合

$$\sigma_{x4} = \frac{4 \cdot C_H \cdot m_o \cdot g \cdot \left| \ell - \frac{Q'}{Q} \cdot (\ell + \ell_r) \right|}{\pi \cdot (D_i + t)^2 \cdot t} \dots\dots\dots (2.2.1.13)$$

$$\tau = \frac{2 \cdot C_H \cdot m_o \cdot g \cdot \left(1 - \frac{Q'}{Q}\right)}{\pi \cdot (D_i + t) \cdot t} \dots\dots\dots (2.2.1.14)$$

(4) 組合せ応力

(1)～(3)によって求めた胴の応力は以下のように組み合わせる。

a. 一次一般膜応力

(a) 組合せ引張応力

$$\sigma_\phi = \sigma_{\phi 1} + \sigma_{\phi 2} \dots\dots\dots (2.2.1.15)$$

$$\sigma_{ot} = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_\phi + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xt})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\} \dots\dots\dots (2.2.1.16)$$

ここで、

【絶対値和】

$$\sigma_{xt} = \sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x4} + \sigma_{x5} \dots\dots\dots (2.2.1.17)$$

【SRS S法】

$$\sigma_{xt} = \sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sqrt{\sigma_{x4}^2 + \sigma_{x5}^2} \dots\dots\dots (2.2.1.18)$$

(b) 組合せ圧縮応力

σ_{xc} が正の値（圧縮側）のとき、次の組合せ圧縮応力を求める。

$$\sigma_\phi = -\sigma_{\phi 1} - \sigma_{\phi 2} \dots\dots\dots (2.2.1.19)$$

$$\sigma_{oc} = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_\phi + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xc})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\} \dots\dots\dots (2.2.1.20)$$

ここで,

【絶対値和】

$$\sigma_{xc} = -\sigma_{x1} + \sigma_{x3} + \sigma_{x4} + \sigma_{x6} \quad \dots\dots\dots (2.2.1.21)$$

【SRSS法】

$$\sigma_{xc} = -\sigma_{x1} + \sigma_{x3} + \sqrt{\sigma_{x4}^2 + \sigma_{x6}^2} \quad \dots\dots\dots (2.2.1.22)$$

したがって、胴の組合せ一次一般膜応力の最大値は、絶対値和、SRSS法それぞれに対して、

$$\sigma_o = \text{Max} \{ \text{組合せ引張応力} (\sigma_{ot}), \text{組合せ圧縮応力} (\sigma_{oc}) \} \quad \dots\dots\dots (2.2.1.23)$$

とする。

一次応力は一次一般膜応力と同じになるので省略する。

2.2.2 スカートの応力

(1) 運転時質量及び鉛直方向地震による応力

スカート底部に生じる運転時質量及び鉛直方向地震による圧縮応力は次式で求める。

$$\sigma_{s1} = \frac{m_o \cdot g}{\{ \pi \cdot (D_s + t_s) - Y \} \cdot t_s} \quad \dots\dots\dots (2.2.2.1)$$

$$\sigma_{s3} = \frac{m_o \cdot g \cdot C_v}{\{ \pi \cdot (D_s + t_s) - Y \} \cdot t_s} \quad \dots\dots\dots (2.2.2.2)$$

(2) 水平方向地震による応力

水平方向の地震力によりスカートには曲げモーメントが作用する。この曲げモーメントによる軸方向応力と地震力によるせん断応力は次式で求める。

a. 下端固定の場合

$$\sigma_{s2} = \frac{M_s}{(D_s + t_s) \cdot t_s \cdot \left\{ \frac{\pi}{4} \cdot (D_s + t_s) - \frac{Y}{2} \right\}} \quad \dots\dots\dots (2.2.2.3)$$

$$\tau_s = \frac{2 \cdot C_H \cdot m_o \cdot g}{\{ \pi \cdot (D_s + t_s) - Y \} \cdot t_s} \quad \dots\dots\dots (2.2.2.4)$$

ここで,

$$M_s = C_H \cdot m_o \cdot g \cdot (l_s + l) \quad \dots\dots\dots (2.2.2.5)$$

b. 下端固定上端支持の場合

軸方向応力は (2.2.2.3) 式で表されるが、曲げモーメント M_s は次の M_{s1} 又は M_{s2} のいずれか大きい方の値とする。

$$M_{s1} = C_H \cdot m_0 \cdot g \cdot \left| l - \frac{Q'}{Q} \cdot (l + l_r) \right| \dots\dots\dots (2.2.2.6)$$

$$M_{s2} = C_H \cdot m_0 \cdot g \cdot \left| l_s + l - \frac{Q'}{Q} \cdot (l_s + l + l_r) \right| \dots\dots\dots (2.2.2.7)$$

$$\tau_s = \frac{2 \cdot C_H \cdot m_0 \cdot g \cdot \left(1 - \frac{Q'}{Q} \right)}{\{ \pi \cdot (D_s + t_s) - Y \} \cdot t_s} \dots\dots\dots (2.2.2.8)$$

(3) 組合せ応力

組合せ応力は次式で求める。

【絶対値和】

$$\sigma_s = \sqrt{(\sigma_{s1} + \sigma_{s2} + \sigma_{s3})^2 + 3 \cdot \tau_s^2} \dots\dots\dots (2.2.2.9)$$

【SRSS法】

$$\sigma_s = \sqrt{(\sigma_{s1} + \sqrt{\sigma_{s2}^2 + \sigma_{s3}^2})^2 + 3 \cdot \tau_s^2} \dots\dots\dots (2.2.2.10)$$

2.2.3 基礎ボルトの応力

(1) 引張応力

基礎に作用する転倒モーメント M_s は、下端固定の場合、(2.2.2.5)式を、下端固定上端支持の場合は(2.2.2.6)式又は(2.2.2.7)式を用いる。

転倒モーメントが作用した場合に生じる基礎ボルトの引張荷重と基礎部の圧縮荷重については、荷重と変位量の釣合い条件を考慮することにより求める。(図2-5参照)

以下にその手順を示す。

- a. σ_b 及び σ_c を仮定して基礎ボルトの応力計算における中立軸の荷重係数 k を求める。

$$k = \frac{1}{1 + \frac{\sigma_b}{s \cdot \sigma_c}} \dots\dots\dots (2.2.3.1)$$

- b. 基礎ボルトの応力計算における中立軸を定める角度 α を求める。

$$\alpha = \cos^{-1} (1 - 2 \cdot k) \dots\dots\dots (2.2.3.2)$$

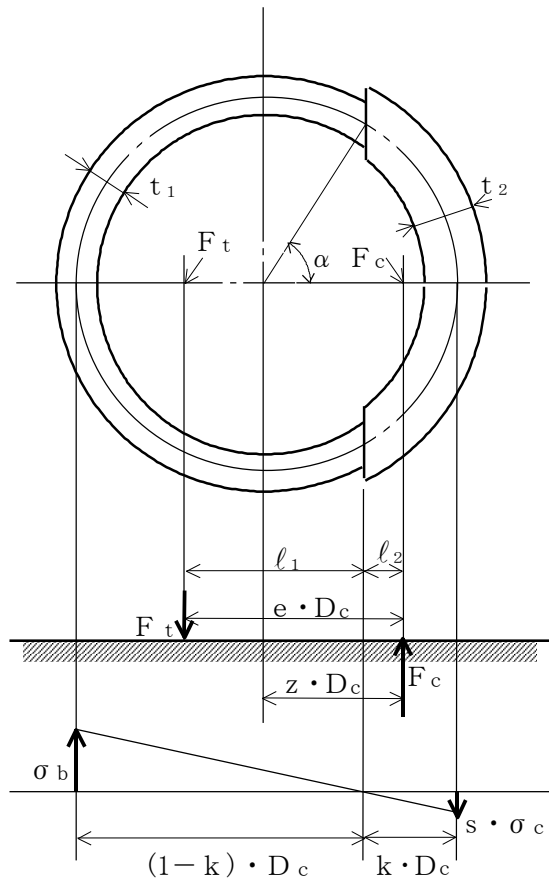


図2-5 基礎の荷重説明図

c. 各定数 e , z , C_t 及び C_c を求める。

$$e = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \frac{(\pi - \alpha) \cdot \cos^2 \alpha + \frac{1}{2} \cdot (\pi - \alpha) + \frac{3}{2} \cdot \sin \alpha \cdot \cos \alpha}{(\pi - \alpha) \cdot \cos \alpha + \sin \alpha} + \frac{\frac{1}{2} \cdot \alpha - \frac{3}{2} \cdot \sin \alpha \cdot \cos \alpha + \alpha \cdot \cos^2 \alpha}{\sin \alpha - \alpha \cdot \cos \alpha} \right\} \dots \dots \dots (2.2.3.3)$$

$$z = \frac{1}{2} \cdot \left(\cos \alpha + \frac{\frac{1}{2} \cdot \alpha - \frac{3}{2} \cdot \sin \alpha \cdot \cos \alpha + \alpha \cdot \cos^2 \alpha}{\sin \alpha - \alpha \cdot \cos \alpha} \right) \dots \dots \dots (2.2.3.4)$$

$$C_t = \frac{2 \cdot \{(\pi - \alpha) \cdot \cos \alpha + \sin \alpha\}}{1 + \cos \alpha} \dots \dots \dots (2.2.3.5)$$

$$C_c = \frac{2 \cdot (\sin \alpha - \alpha \cdot \cos \alpha)}{1 - \cos \alpha} \dots \dots \dots (2.2.3.6)$$

d. 各定数を用いて F_t 及び F_c を求める。

【絶対値和】

$$F_t = \frac{M_s - (1 - C_v) \cdot m_0 \cdot g \cdot z \cdot D_c}{e \cdot D_c} \dots \dots \dots (2.2.3.7)$$

$$F_c = F_t + (1 - C_v) \cdot m_0 \cdot g \dots \dots \dots (2.2.3.8)$$

【SRS法】

$$F_t = \frac{\sqrt{M_s^2 + (C_v \cdot m_0 \cdot g \cdot z \cdot D_c)^2}}{e \cdot D_c} - \frac{z}{e} \cdot m_0 \cdot g \dots \dots (2.2.3.9)$$

$$F_c = \frac{\sqrt{M_s^2 + (C_v \cdot m_0 \cdot g \cdot (z - e) \cdot D_c)^2}}{e \cdot D_c} + \left(1 - \frac{z}{e}\right) \cdot m_0 \cdot g \dots \dots \dots (2.2.3.10)$$

基礎ボルトに引張力が作用しないのは、 α が π に等しくなったときであり、(2.2.3.3) 式及び (2.2.3.4) 式において α を π に近づけた場合の値 $e = 0.75$ 及び $z = 0.25$ を (2.2.3.7) 式又は (2.2.3.9) 式に代入し、得られる F_t の値によって引張力の有無を次のように判定する。

$F_t \leq 0$ ならば引張力は作用しない。

$F_t > 0$ ならば引張力が作用しているので次の計算を行う。

e. σ_b 及び σ_c を求める。

$$\sigma_b = \frac{2 \cdot F_t}{t_1 \cdot D_c \cdot C_t} \dots\dots\dots (2.2.3.11)$$

$$\sigma_c = \frac{2 \cdot F_c}{(t_2 + s \cdot t_1) \cdot D_c \cdot C_c} \dots\dots\dots (2.2.3.12)$$

ここで、

$$t_1 = \frac{n \cdot A_b}{\pi \cdot D_c} \dots\dots\dots (2.2.3.13)$$

$$t_2 = \frac{1}{2} \cdot (D_{bo} - D_{bi}) - t_1 \dots\dots\dots (2.2.3.14)$$

σ_b 及び σ_c が a 項にて仮定した値と十分に近似していることを確認する。この場合の σ_b 及び σ_c を基礎ボルトと基礎に生じる応力とする。

(2) せん断応力

a. 下端固定の場合

$$\tau_b = \frac{C_H \cdot m_o \cdot g}{n \cdot A_b} \dots\dots\dots (2.2.3.15)$$

b. 下端固定上端支持の場合

$$\tau_b = \frac{C_H \cdot m_o \cdot g \cdot \left(1 - \frac{Q'}{Q}\right)}{n \cdot A_b} \dots\dots\dots (2.2.3.16)$$

3. 評価方法

3.1 固有周期の評価

2.1項で求めた固有周期から、水平方向及び鉛直方向の設計震度を求める。

3.2 応力の評価

3.2.1 胴の応力評価

2.2.1項で求めた組合せ応力が胴の最高使用温度における許容応力 S_a 以下であること。

応力の種類	許容応力 S_a
一次一般膜応力	設計降伏点 S_y と設計引張強さ S_u の0.6倍のいずれか小さい方の値。ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金にあつては許容引張応力 S の1.2倍の方が大きい場合は、この大きい方の値とする。

一次応力の評価は算出応力が一次一般膜応力と同じ値であるので省略する。

3.2.2 スカートの応力評価

(1) 2.2.2項で求めたスカートの組合せ応力が許容引張応力 f_t 以下であること。

$$f_t = \frac{F}{1.5} \cdot 1.5 \quad \dots\dots\dots (3.2.2.1)$$

(2) 圧縮膜応力（圧縮応力と曲げによる圧縮側応力の組合せ）は次式を満足すること。
 (座屈の評価)

$$\frac{\eta \cdot (\sigma_{s1} + \sigma_{s3})}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{s2}}{f_b} \leq 1 \quad \dots\dots\dots (3.2.2.2)$$

ここで、 f_c は次による。

$$\frac{D_s + 2 \cdot t_s}{2 \cdot t_s} \leq \frac{1200 \cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$f_c = F \quad \dots\dots\dots (3.2.2.3)$$

$$\frac{1200 \cdot g}{F} < \frac{D_s + 2 \cdot t_s}{2 \cdot t_s} < \frac{8000 \cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$f_c = F \cdot \left[1 - \frac{1}{6800 \cdot g} \cdot \left\{ F - \phi_1 \left(\frac{8000 \cdot g}{F} \right) \right\} \cdot \left(\frac{D_s + 2 \cdot t_s}{2 \cdot t_s} - \frac{1200 \cdot g}{F} \right) \right] \quad \dots\dots\dots (3.2.2.4)$$

$$\frac{8000 \cdot g}{F} \leq \frac{D_s + 2 \cdot t_s}{2 \cdot t_s} \leq 800 \quad \text{のとき}$$

$$f_c = \phi_1\left(\frac{D_s + 2 \cdot t_s}{2 \cdot t_s}\right) \dots\dots\dots (3.2.2.5)$$

ただし、 $\phi_1(x)$ は次の関数とする。

$$\phi_1(x) = 0.6 \cdot \frac{E_s}{x} \cdot \left[1 - 0.901 \cdot \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{1}{16} \cdot \sqrt{x}\right) \right\} \right] \dots\dots (3.2.2.6)$$

また、 f_b は次による。

$$\frac{D_s + 2 \cdot t_s}{2 \cdot t_s} \leq \frac{1200 \cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$f_b = F \dots\dots\dots (3.2.2.7)$$

$$\frac{1200 \cdot g}{F} < \frac{D_s + 2 \cdot t_s}{2 \cdot t_s} < \frac{9600 \cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$f_b = F \cdot \left[1 - \frac{1}{8400 \cdot g} \cdot \left\{ F - \phi_2\left(\frac{9600 \cdot g}{F}\right) \right\} \right. \\ \left. \cdot \left(\frac{D_s + 2 \cdot t_s}{2 \cdot t_s} - \frac{1200 \cdot g}{F} \right) \right] \dots\dots\dots (3.2.2.8)$$

$$\frac{9600 \cdot g}{F} \leq \frac{D_s + 2 \cdot t_s}{2 \cdot t_s} \leq 800 \quad \text{のとき}$$

$$f_b = \phi_2\left(\frac{D_s + 2 \cdot t_s}{2 \cdot t_s}\right) \dots\dots\dots (3.2.2.9)$$

ただし、 $\phi_2(x)$ は次の関数とする。

$$\phi_2(x) = 0.6 \cdot \frac{E_s}{x} \cdot \left[1 - 0.731 \cdot \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{1}{16} \cdot \sqrt{x}\right) \right\} \right] \dots\dots (3.2.2.10)$$

η は安全率で次による。

$$\frac{D_s + 2 \cdot t_s}{2 \cdot t_s} \leq \frac{1200 \cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$\eta = 1 \dots\dots\dots (3.2.2.11)$$

$$\frac{1200 \cdot g}{F} < \frac{D_s + 2 \cdot t_s}{2 \cdot t_s} < \frac{8000 \cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$\eta = 1 + \frac{0.5 \cdot F}{6800 \cdot g} \cdot \left(\frac{D_s + 2 \cdot t_s}{2 \cdot t_s} - \frac{1200 \cdot g}{F} \right) \dots\dots\dots (3.2.2.12)$$

$$\frac{8000 \cdot g}{F} \leq \frac{D_s + 2 \cdot t_s}{2 \cdot t_s} \quad \text{のとき}$$

$$\eta = 1.5 \dots\dots\dots (3.2.2.13)$$

3.2.3 基礎ボルトの応力評価

2.2.3項で求めた基礎ボルトの引張応力 σ_b は次式より求めた許容引張応力 f_{ts} 以下であること。

せん断応力 τ_b はせん断力のみを受ける基礎ボルトの許容せん断応力 f_{sb} 以下であること。

$$f_{ts} = 1.4 \cdot f_{to} - 1.6 \cdot \tau_b \quad \dots\dots\dots (3.2.3.1)$$

かつ、

$$f_{ts} \leq f_{to} \quad \dots\dots\dots (3.2.3.2)$$

ただし、 f_{to} 及び f_{sb} は下表による。

	許容引張応力 f_{to}	許容せん断応力 f_{sb}
計 算 式	$\frac{F}{2} \cdot 1.5$	$\frac{F}{1.5 \cdot \sqrt{3}} \cdot 1.5$

付録2 平底たて置円筒形容器の耐震性に
ついての計算書作成の基本方針

1. 一般事項

本基本方針は、平底たて置円筒形容器（耐震設計上の重要度分類BクラスおよびB+クラス）の耐震性についての計算方法を示す。

1.1 適用基準

本基本方針における計算方法は、原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 - 1987（日本電気協会 電気技術基準調査委員会 昭和62年8月）に準拠する。

1.2 計算条件

- (1) 容器及び内容物の質量は重心に集中するものとする。
- (2) 地震力は容器に対して水平方向および鉛直方向から作用するものとする。
- (3) 容器は胴下端のベースプレートを円周上等ピッチの多数の基礎ボルトで基礎に固定された固定端とする。ここで、基礎については剛となるように設計する。
- (4) 胴をはりと考え、変形モードは曲げ及びせん断変形を考慮する。

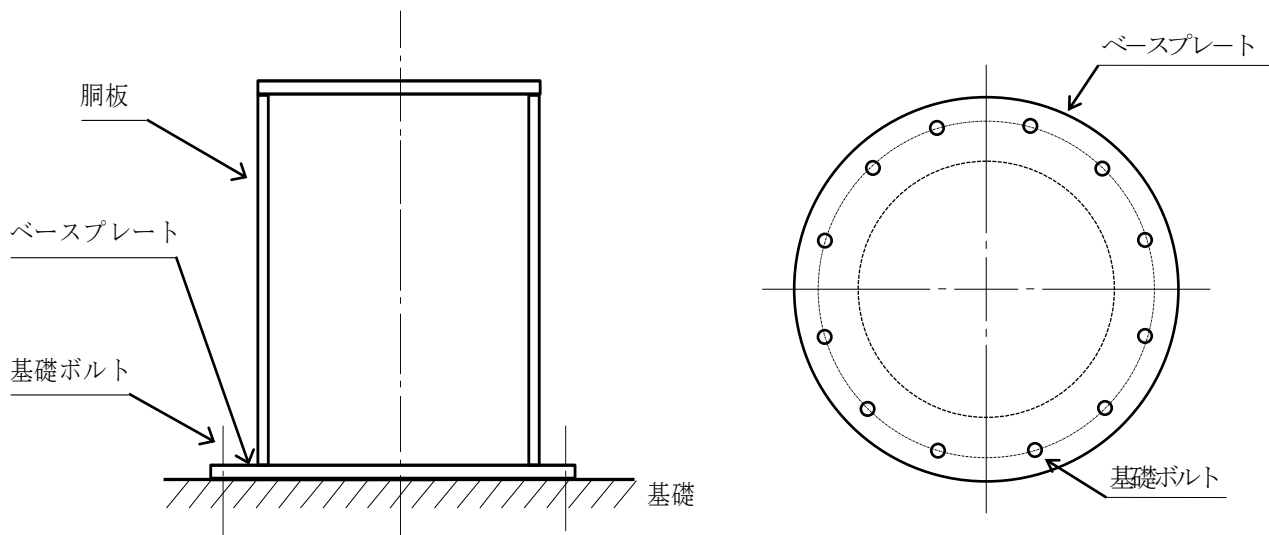


図1-1 概要図

1.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
A	胴の軸断面積	mm ²
A _b	基礎ボルトの軸断面積	mm ²
A _e	胴の有効せん断断面積	mm ²
C _c	基礎ボルト計算における係数	—
C _H	水平方向設計震度	—
C _t	基礎ボルト計算における係数	—
C _v	鉛直方向設計震度	—
D _{b i}	ベースプレートの内径	mm
D _{b o}	ベースプレートの外径	mm
D _c	基礎ボルトのピッチ円直径	mm
D _i	胴の内径	mm
E	胴の縦弾性係数	MPa
e	基礎ボルト計算における係数	—
F	設計・建設規格 SSB-3121.1又はSSB-3131に定める値	MPa
F [*]	設計・建設規格 SSB-3121.3又はSSB-3133に定める値	MPa
F _c	基礎に作用する圧縮力	N
F _t	基礎ボルトに作用する引張力	N
f _b	曲げモーメントに対する許容座屈応力	MPa
f _c	軸圧縮荷重に対する許容座屈応力	MPa
f _{s b}	せん断力のみを受ける基礎ボルトの許容せん断応力	MPa
f _{t o}	引張力のみを受ける基礎ボルトの許容引張応力	MPa
f _{t s}	引張力とせん断力を同時に受ける基礎ボルトの許容引張応力	MPa
G	胴のせん断弾性係数	MPa
g	重力加速度 (=9.80665)	m/s ²
H	水頭	mm
I	胴の断面二次モーメント	mm ⁴
K _H	水平方向ばね定数	N/m
K _V	鉛直方向ばね定数	N/m
k	基礎ボルト計算における中立軸の荷重係数	—
l ₁ , l ₂	基礎ボルト計算における中立軸から荷重作用点までの距離 (図2-2に示す距離)	mm
l _g	基礎から容器重心までの距離	mm
M _s	基礎に作用する転倒モーメント	N・mm
m _o	容器の運転時質量	kg
m _e	容器の空質量	kg
n	基礎ボルトの本数	—
S	設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表5に定める値	MPa
S _a	胴の許容応力	MPa
S _u	設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表9に定める値	MPa

記号	記号の説明	単位
S_y	設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表8に定める値	MPa
s	基礎ボルトと基礎の縦弾性係数比	—
T_H	水平方向固有周期	s
T_V	鉛直方向固有周期	s
t	胴板の厚さ	mm
t_1	基礎ボルト面積相当板幅	mm
t_2	圧縮側基礎相当幅	mm
z	基礎ボルト計算における係数	—
α	基礎ボルト計算における中立軸を定める角度	rad
η	座屈応力に対する安全率	—
π	円周率	—
ρ'	液体の密度 (=比重 $\times 10^{-6}$)	kg/mm ³
σ_0	胴の一次一般膜応力の最大値	MPa
σ_{0c}	胴の組合せ圧縮応力	MPa
σ_{0t}	胴の組合せ引張応力	MPa
σ_2	地震動のみによる胴の一次応力と二次応力の和の変動値の最大値	MPa
$\sigma_{2\phi}$	地震動のみによる胴の周方向一次応力と二次応力の和	MPa
σ_{2c}	地震動のみによる胴の一次応力と二次応力の和の変動値 (圧縮側)	MPa
σ_{2t}	地震動のみによる胴の一次応力と二次応力の和の変動値 (引張側)	MPa
σ_{2xc}	地震動のみによる胴の軸方向一次応力と二次応力の和 (圧縮側)	MPa
σ_{2xt}	地震動のみによる胴の軸方向一次応力と二次応力の和 (引張側)	MPa
σ_b	基礎ボルトに生じる引張応力	MPa
σ_c	基礎に生じる圧縮応力	MPa
$\sigma_{x1}, \sigma_{\phi 1}$	静水頭により胴に生じる軸方向及び周方向応力	MPa
σ_{x2}	胴の空質量による軸方向圧縮応力	MPa
σ_{x3}	胴の鉛直方向地震による軸方向応力	MPa
σ_{x4}	胴の水平方向地震による軸方向応力	MPa
σ_{xc}	胴の軸方向応力の和 (圧縮側)	MPa
σ_{xt}	胴の軸方向応力の和 (引張側)	MPa
σ_{ϕ}	胴の周方向応力の和	MPa
$\sigma_{\phi 2}$	静水頭に鉛直方向地震が加わり胴に生じる周方向応力	MPa
τ	地震により胴に生じるせん断応力	MPa
τ_b	基礎ボルトに生じるせん断応力	MPa
$\phi_1(x)$	圧縮荷重に対する許容座屈応力の関数	MPa
$\phi_2(x)$	曲げモーメントに対する許容座屈応力の関数	MPa

注：「設計・建設規格」とは、発電用原子力設備規格（設計・建設規格 J S M E S N C 1 - 2005（2007年追補版含む。））（日本機械学会 2007年9月）（以下「設計・建設規格」という。）をいう。

2. 計算方法

2.1 固有周期の計算方法

(1) 計算モデル

本容器は、1.2項より図2-1に示すような下端固定の1質点系振動モデルとして考える。

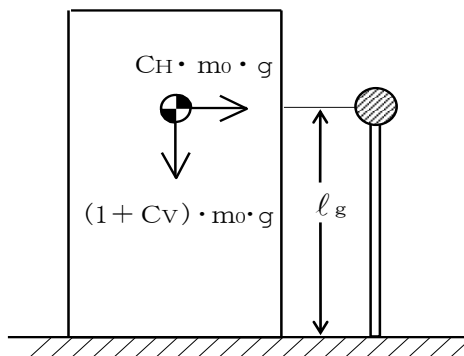


図2-1 固有周期の計算モデル

(2) 水平方向固有周期

曲げ及びせん断変形によるばね定数 K_H は次式で求める。

$$K_H = \frac{1000}{\frac{l_g^3}{3 \cdot E \cdot I} + \frac{l_g}{G \cdot A_e}} \quad \dots \quad (2.1.1)$$

ここで、胴の断面性能は次のように求める。

$$I = \frac{\pi}{8} \cdot (D_i + t)^3 \cdot t \quad \dots \quad (2.1.2)$$

$$A_e = \frac{2}{3} \cdot \pi \cdot (D_i + t) \cdot t \quad \dots \quad (2.1.3)$$

したがって、固有周期 T_H は次式で求める。

$$T_H = 2 \cdot \pi \cdot \sqrt{\frac{m_0}{K_H}} \quad \dots \quad (2.1.4)$$

(3) 鉛直方向固有周期

軸方向変形によるばね定数 K_V は次式で求める。

$$K_V = \frac{1000}{\frac{l_g}{A \cdot E}} \quad \dots \quad (2.1.5)$$

ここで、胴の断面性能は次のように求める。

$$A = \pi \cdot (D_i + t) \cdot t \quad \dots \quad (2.1.6)$$

したがって、固有周期 T_V は次式で求める。

$$T_V = 2 \cdot \pi \cdot \sqrt{\frac{m_e}{K_V}} \quad \dots \quad (2.1.7)$$

2.2 応力の計算方法

応力計算において、静的地震力を用いる場合は、絶対値和を用い、動的地震力を用いる場合は、S R S S法を用いることができる。

2.2.1 胴の応力

(1) 静水頭及び鉛直方向地震による応力

$$\sigma_{\phi 1} = \frac{\rho' \cdot g \cdot H \cdot D_i}{2 \cdot t} \dots\dots\dots (2.2.1.1)$$

$$\sigma_{\phi 2} = \frac{\rho' \cdot g \cdot H \cdot D_i \cdot C_v}{2 \cdot t} \dots\dots\dots (2.2.1.2)$$

$$\sigma_{x1} = 0 \dots\dots\dots (2.2.1.3)$$

(2) 運転時質量及び鉛直方向地震による応力

胴がベースプレートと接合する点には、胴自身の質量による圧縮応力と鉛直方向地震による軸方向応力が生じる。

$$\sigma_{x2} = \frac{m_e \cdot g}{\pi \cdot (D_i + t) \cdot t} \dots\dots\dots (2.2.1.4)$$

$$\sigma_{x3} = \frac{m_e \cdot g \cdot C_v}{\pi \cdot (D_i + t) \cdot t} \dots\dots\dots (2.2.1.5)$$

(3) 水平方向地震による応力

水平方向の地震力により胴はベースプレート接合部で最大となる曲げモーメントを受ける。この曲げモーメントによる軸方向応力と地震力によるせん断応力は次のように求める。

$$\sigma_{x4} = \frac{4 \cdot C_H \cdot m_0 \cdot g \cdot \ell_g}{\pi \cdot (D_i + t)^2 \cdot t} \dots\dots\dots (2.2.1.6)$$

$$\tau = \frac{2 \cdot C_H \cdot m_0 \cdot g}{\pi \cdot (D_i + t) \cdot t} \dots\dots\dots (2.2.1.7)$$

(4) 組合せ応力

(1)～(3)によって求めた胴の応力は以下のように組み合わせる。

a. 一次一般膜応力

(a) 組合せ引張応力

$$\sigma_{\phi} = \sigma_{\phi 1} + \sigma_{\phi 2} \dots\dots\dots (2.2.1.8)$$

$$\sigma_{ot} = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_{\phi} + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_{\phi} - \sigma_{xt})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\} \dots\dots\dots (2.2.1.9)$$

ここで、

【絶対値和】

$$\sigma_{xt} = \sigma_{x1} - \sigma_{x2} + \sigma_{x3} + \sigma_{x4} \dots\dots\dots (2.2.1.10)$$

【S R S S法】

$$\sigma_{xt} = \sigma_{x1} - \sigma_{x2} + \sqrt{\sigma_{x3}^2 + \sigma_{x4}^2} \dots\dots\dots (2.2.1.11)$$

(b) 組合せ圧縮応力

σ_{xc} が正の値（圧縮側）のとき，次の組合せ圧縮応力を求める。

$$\sigma_{\phi} = -\sigma_{\phi 1} - \sigma_{\phi 2} \dots\dots\dots (2.2.1.12)$$

$$\sigma_{oc} = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_{\phi} + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_{\phi} - \sigma_{xc})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\} \dots\dots\dots (2.2.1.13)$$

ここで，

【絶対値和】

$$\sigma_{xc} = -\sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x3} + \sigma_{x4} \dots\dots\dots (2.2.1.14)$$

【SRSS法】

$$\sigma_{xc} = -\sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sqrt{\sigma_{x3}^2 + \sigma_{x4}^2} \dots\dots\dots (2.2.1.15)$$

したがって，胴の組合せ一次一般膜応力の最大値は，絶対値和，SRSS法それぞれに対して，

$$\sigma_o = \text{Max} \left\{ \text{組合せ引張応力} (\sigma_{ot}), \text{組合せ圧縮応力} (\sigma_{oc}) \right\} \dots\dots\dots (2.2.1.16)$$

とする。

一次応力は一次一般膜応力と同じになるので省略する。

2.2.2 基礎ボルトの応力

(1) 引張応力

転倒モーメントが作用した場合に生じる基礎ボルトの引張荷重と基礎部の圧縮荷重については、荷重と変位量の釣合い条件を考慮することにより求める。(図2-2参照)
以下にその手順を示す。

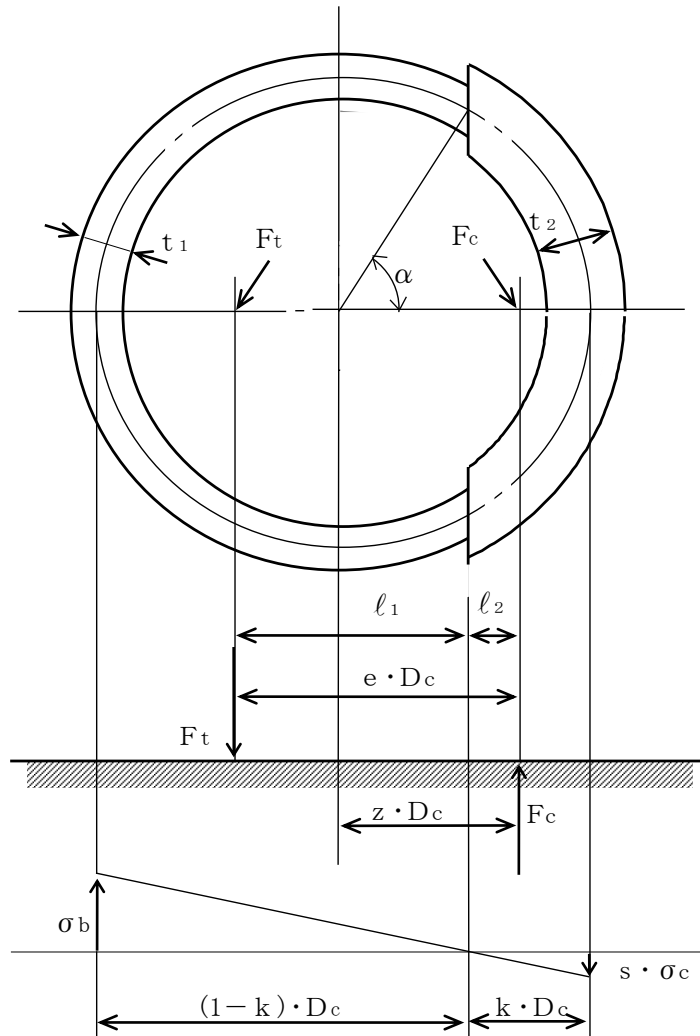


図2-2 基礎の荷重説明図

- a. σ_b 及び σ_c を仮定して基礎ボルトの応力計算における中立軸の荷重係数 k を求める。

$$k = \frac{1}{1 + \frac{\sigma_b}{s \cdot \sigma_c}} \dots\dots\dots (2.2.2.1)$$

b. 基礎ボルトの応力計算における中立軸を定める角度 α を求める。

$$\alpha = \cos^{-1}(1 - 2 \cdot k) \quad \dots\dots\dots (2.2.2.2)$$

c. 各定数 e , z , C_t 及び C_c を求める。

$$e = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \frac{(\pi - \alpha) \cdot \cos^2 \alpha + \frac{1}{2} \cdot (\pi - \alpha) + \frac{3}{2} \cdot \sin \alpha \cdot \cos \alpha}{(\pi - \alpha) \cdot \cos \alpha + \sin \alpha} + \frac{\frac{1}{2} \cdot \alpha - \frac{3}{2} \cdot \sin \alpha \cdot \cos \alpha + \alpha \cdot \cos^2 \alpha}{\sin \alpha - \alpha \cdot \cos \alpha} \right\} \dots\dots\dots (2.2.2.3)$$

$$z = \frac{1}{2} \cdot \left(\cos \alpha + \frac{\frac{1}{2} \cdot \alpha - \frac{3}{2} \cdot \sin \alpha \cdot \cos \alpha + \alpha \cdot \cos^2 \alpha}{\sin \alpha - \alpha \cdot \cos \alpha} \right) \dots\dots\dots (2.2.2.4)$$

$$C_t = \frac{2 \cdot \{ (\pi - \alpha) \cdot \cos \alpha + \sin \alpha \}}{1 + \cos \alpha} \dots\dots\dots (2.2.2.5)$$

$$C_c = \frac{2 \cdot (\sin \alpha - \alpha \cdot \cos \alpha)}{1 - \cos \alpha} \dots\dots\dots (2.2.2.6)$$

d. 各定数を用いて F_t 及び F_c を求める。

【絶対値和】

$$F_t = \frac{M_s - (1 - C_v) \cdot m_o \cdot g \cdot z \cdot D_c}{e \cdot D_c} \dots\dots\dots (2.2.2.7)$$

$$F_c = F_t + (1 - C_v) \cdot m_o \cdot g \dots\dots\dots (2.2.2.8)$$

【SRSS法】

$$F_t = \frac{\sqrt{M_s^2 + (C_v \cdot m_o \cdot g \cdot z \cdot D_c)^2}}{e \cdot D_c} - \frac{z}{e} \cdot m_o \cdot g \dots\dots (2.2.2.9)$$

$$F_c = \frac{\sqrt{M_s^2 + (C_v \cdot m_o \cdot g \cdot (z - e) \cdot D_c)^2}}{e \cdot D_c} + \left(1 - \frac{z}{e}\right) \cdot m_o \cdot g \dots\dots\dots (2.2.2.10)$$

ここで,

$$M_s = C_H \cdot m_o \cdot g \cdot l_g \dots\dots\dots (2.2.2.11)$$

基礎ボルトに引張力が作用しないのは、 α が π に等しくなったときであり、(2.2.2.3) 式及び (2.2.2.4) 式において α を π に近づけた場合の値 $e = 0.75$ 及び $z = 0.25$ を (2.2.2.7) 式又は (2.2.2.9) 式に代入し、得られる F_t の値によって引張力の有無を次のように判定する。

$F_t \leq 0$ ならば引張力は作用しない。

$F_t > 0$ ならば引張力が作用しているので次の計算を行う。

e. σ_b 及び σ_c を求める。

$$\sigma_b = \frac{2 \cdot F_t}{t_1 \cdot D_c \cdot C_t} \dots\dots\dots (2.2.2.12)$$

$$\sigma_c = \frac{2 \cdot F_c}{(t_2 + s \cdot t_1) \cdot D_c \cdot C_c} \dots\dots\dots (2.2.2.13)$$

ここで,

$$t_1 = \frac{n \cdot A_b}{\pi \cdot D_c} \dots\dots\dots (2.2.2.14)$$

$$t_2 = \frac{1}{2} \cdot (D_{bo} - D_{bi}) - t_1 \dots\dots\dots (2.2.2.15)$$

σ_b 及び σ_c が a 項にて仮定した値と十分に近似していることを確認する。この場合の σ_b 及び σ_c を基礎ボルトと基礎に生じる応力とする。

(2) せん断応力

$$\tau_b = \frac{C_H \cdot m_0 \cdot g}{n \cdot A_b} \dots\dots\dots (2.2.2.16)$$

3. 評価方法

3.1 固有周期の評価

2.1項で求めた固有周期から、水平方向及び鉛直方向の設計震度を求める。

3.2 応力の評価

3.2.1 胴の応力評価

- (1) 2.2.1項で求めた組合せ応力が胴の最高使用温度における許容応力 S_a 以下であること。

応力の種類	許容応力 S_a
一次一般膜応力	設計降伏点 S_y と設計引張強さ S_u の0.6倍のいずれか小さい方の値。ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金にあっては許容引張応力 S の1.2倍の方が大きい場合は、この大きい方の値とする。

一次応力の評価は算出応力が一次一般膜応力と同じ値であるので省略する。

- (2) 圧縮膜応力（圧縮応力と曲げによる圧縮側応力の組合せ）は次式を満足すること。
（座屈の評価）

$$\frac{\eta \cdot (\sigma_{x2} + \sigma_{x3})}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{x4}}{f_b} \leq 1 \quad \dots\dots\dots (3.2.1.1)$$

ここで、 f_c は次による。

$$\frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} \leq \frac{1200 \cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$f_c = F \quad \dots\dots\dots (3.2.1.2)$$

$$\frac{1200 \cdot g}{F} < \frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} < \frac{8000 \cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$f_c = F \cdot \left[1 - \frac{1}{6800 \cdot g} \cdot \left\{ F - \phi_1 \left(\frac{8000 \cdot g}{F} \right) \right\} \cdot \left(\frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} - \frac{1200 \cdot g}{F} \right) \right] \quad \dots\dots\dots (3.2.1.3)$$

$$\frac{8000 \cdot g}{F} \leq \frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} \leq 800 \quad \text{のとき}$$

$$f_c = \phi_1 \left(\frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} \right) \quad \dots\dots\dots (3.2.1.4)$$

ただし、 $\phi_1(x)$ は次の関数とする。

$$\phi_1(x) = 0.6 \cdot \frac{E}{x} \cdot \left[1 - 0.901 \cdot \left\{ 1 - \exp \left(-\frac{1}{16} \cdot \sqrt{x} \right) \right\} \right] \quad \dots\dots\dots (3.2.1.5)$$

また、 f_b は次による。

$$\frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} \leq \frac{1200 \cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$f_b = F \quad \dots\dots\dots (3.2.1.6)$$

$$\frac{1200 \cdot g}{F} < \frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} < \frac{9600 \cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$f_b = F \cdot \left[1 - \frac{1}{8400 \cdot g} \cdot \left\{ F - \phi_2 \left(\frac{9600 \cdot g}{F} \right) \right\} \cdot \left(\frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} - \frac{1200 \cdot g}{F} \right) \right]$$

$$\dots\dots\dots (3.2.1.7)$$

$$\frac{9600 \cdot g}{F} \leq \frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} \leq 800 \quad \text{のとき}$$

$$f_b = \phi_2 \left(\frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} \right) \quad \dots\dots\dots (3.2.1.8)$$

ただし、 $\phi_2(x)$ は次の関数とする。

$$\phi_2(x) = 0.6 \cdot \frac{E}{x} \cdot \left[1 - 0.731 \cdot \left\{ 1 - \exp \left(-\frac{1}{16} \cdot \sqrt{x} \right) \right\} \right]$$

$$\dots\dots\dots (3.2.1.9)$$

η は安全率で次による。

$$\frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} \leq \frac{1200 \cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$\eta = 1 \quad \dots\dots\dots (3.2.1.10)$$

$$\frac{1200 \cdot g}{F} < \frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} < \frac{8000 \cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$\eta = 1 + \frac{0.5 \cdot F}{6800 \cdot g} \cdot \left(\frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} - \frac{1200 \cdot g}{F} \right) \quad \dots\dots\dots (3.2.1.11)$$

$$\frac{8000 \cdot g}{F} \leq \frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} \quad \text{のとき}$$

$$\eta = 1.5 \quad \dots\dots\dots (3.2.1.12)$$

3.2.2 基礎ボルトの応力評価

2.2.2 項で求めた基礎ボルトの引張応力 σ_b は次式より求めた許容引張応力 f_{ts} 以下であること。

せん断応力 τ_b はせん断力のみを受ける基礎ボルトの許容せん断応力 f_{sb} 以下であること。

$$f_{ts} = 1.4 \cdot f_{to} - 1.6 \cdot \tau_b \quad \dots\dots\dots (3.2.2.1)$$

かつ、

$$f_{ts} \leq f_{to} \quad \dots\dots\dots (3.2.2.2)$$

ただし、 f_{to} 及び f_{sb} は下表による。

	許容引張応力 f_{to}	許容せん断応力 f_{sb}
計 算 式	$\frac{F}{2} \cdot 1.5$	$\frac{F}{1.5 \cdot \sqrt{3}} \cdot 1.5$

付録3 横軸ポンプ及びスキッドの耐震性について
の計算書作成の基本方針

1. 一般事項

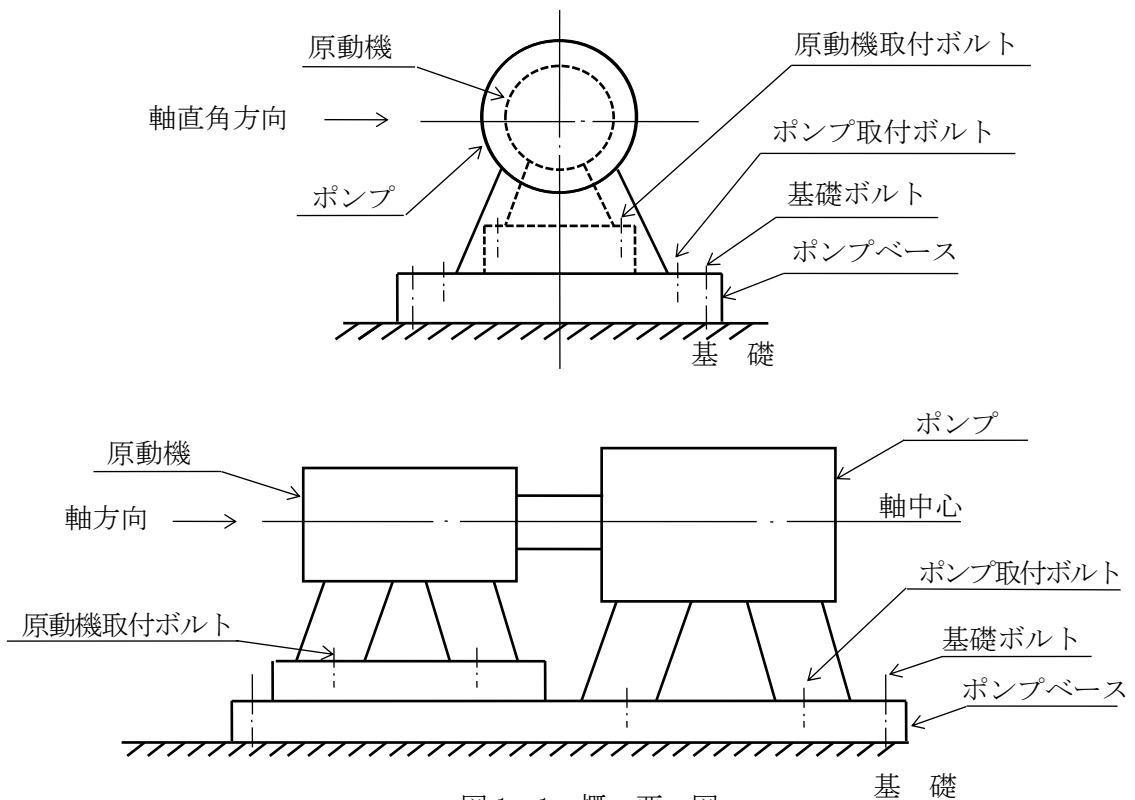
本基本方針は、横軸ポンプ（耐震設計上の重要度分類BクラスおよびB+クラス）の耐震性についての計算方法を示す。なお、本基本方針はスキッドにも適用する。（その場合は、ポンプをスキッドと読み替える。）

1.1 適用基準

本基本方針における計算方法は、原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1-1987（日本電気協会 電気技術基準調査委員会 昭和62年8月）（以下「指針」という。）に準拠する。

1.2 計算条件

- (1) ポンプ及び内容物の質量は重心に集中するものとする。
- (2) 地震力はポンプに対して水平方向および鉛直方向から作用するものとする。
- (3) ポンプは基礎ボルトで基礎に固定された固定端とする。ここで、基礎については剛となるように設計する。
- (4) 転倒方向は図1-1概要図における軸直角方向及び軸方向について検討し、計算書には計算結果の厳しい方を記載する。



1.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
A_{bi}	ボルトの軸断面積	mm^2
C_H	水平方向設計震度	—
C_v	鉛直方向設計震度	—
C_m	原動機振動による震度	—
C_p	ポンプ振動による震度	—
d_i	ボルトの呼び径	mm
F_i	設計・建設規格 SSB-3131 に定める値	MPa
F_{bi}	ボルトに作用する引張力 (1 本当たり)	N
f_{sbi}	せん断力のみを受けるボルトの許容せん断応力	MPa
f_{toi}	引張力のみを受けるボルトの許容引張応力	MPa
f_{tsi}	引張力とせん断力を同時に受けるボルトの許容引張応力	MPa
g	重力加速度 (=9.80665)	m/s^2
H_m	原動機予想最大両振幅	μm
H_p	ポンプ予想最大両振幅	μm
h_i	据付面又は取付面から重心までの距離	mm
l_{1i}	重心とボルト間の水平方向距離*	mm
l_{2i}	重心とボルト間の水平方向距離*	mm
M_m	原動機回転により作用するモーメント	$\text{N}\cdot\text{mm}$
M_p	ポンプ回転により作用するモーメント	$\text{N}\cdot\text{mm}$
m_i	運転時質量	kg
N_m	原動機回転速度 (同期回転速度)	min^{-1}
N_p	ポンプ回転速度	min^{-1}
n_i	ボルトの本数	—
n_{fi}	評価上引張力を受けるとして期待するボルトの本数	—
P	原動機出力	kW
Q_{bi}	ボルトに作用するせん断力	N
S_{ui}	設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 9 に定める値	MPa
S_{yi}	設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 8 に定める値	MPa
π	円周率	—
σ_{bi}	ボルトに生じる引張応力	MPa
τ_{bi}	ボルトに生じるせん断応力	MPa

注1: 「設計・建設規格」とは、発電用原子力設備規格 (設計・建設規格 JSME S NC1-2005 (2007年追補版含む。)) (日本機械学会 2007年9月) (以下「設計・建設規格」という。)をいう。

注2: A_{bi} , d_i , F_i , F_{bi} , f_{sbi} , f_{toi} , f_{tsi} , l_{1i} , l_{2i} , n_i , n_{fi} , Q_{bi} , S_{ui} , S_{yi} , σ_{bi} 及び τ_{bi} の添字*i*の意味は、以下のとおりとする。

$i = 1$: ポンプ基礎ボルト (ポンプと原動機のベースが共通である場合を含む。)

$i = 2$: ポンプ取付ボルト

$i = 3$: 原動機基礎ボルト

$i = 4$: 原動機取付ボルト

なお、ポンプと原動機間に増速機がある場合は、次のように定義する。

$i = 5$: 増速機基礎ボルト

$i = 6$: 増速機取付ボルト

注 3 : h_i 及び m_i の添字 i の意味は、以下のとおりとする。

$i = 1$: ポンプ据付面

$i = 2$: ポンプ取付面

$i = 3$: 原動機据付面

$i = 4$: 原動機取付面

なお、ポンプと原動機間に増速機がある場合は、次のように定義する。

$i = 5$: 増速機据付面

$i = 6$: 増速機取付面

注記 * : $l_{1i} \leq l_{2i}$

2. 計算方法

2.1 固有周期の計算方法

横軸ポンプは構造的に1個の大きなブロック状をしており、重心の位置がブロック状のほぼ中心にあり、かつ、下面が基礎ボルトにて固定されている。

したがって、全体的に一つの剛体と見なせるため、固有周期は十分に小さく、固有周期の計算は省略する。

2.2 応力の計算方法

2.2.1 ボルトの応力

ボルトの応力は地震による震度、ポンプ振動による震度及びポンプ回転により作用するモーメントによって生じる引張力とせん断力について計算する。

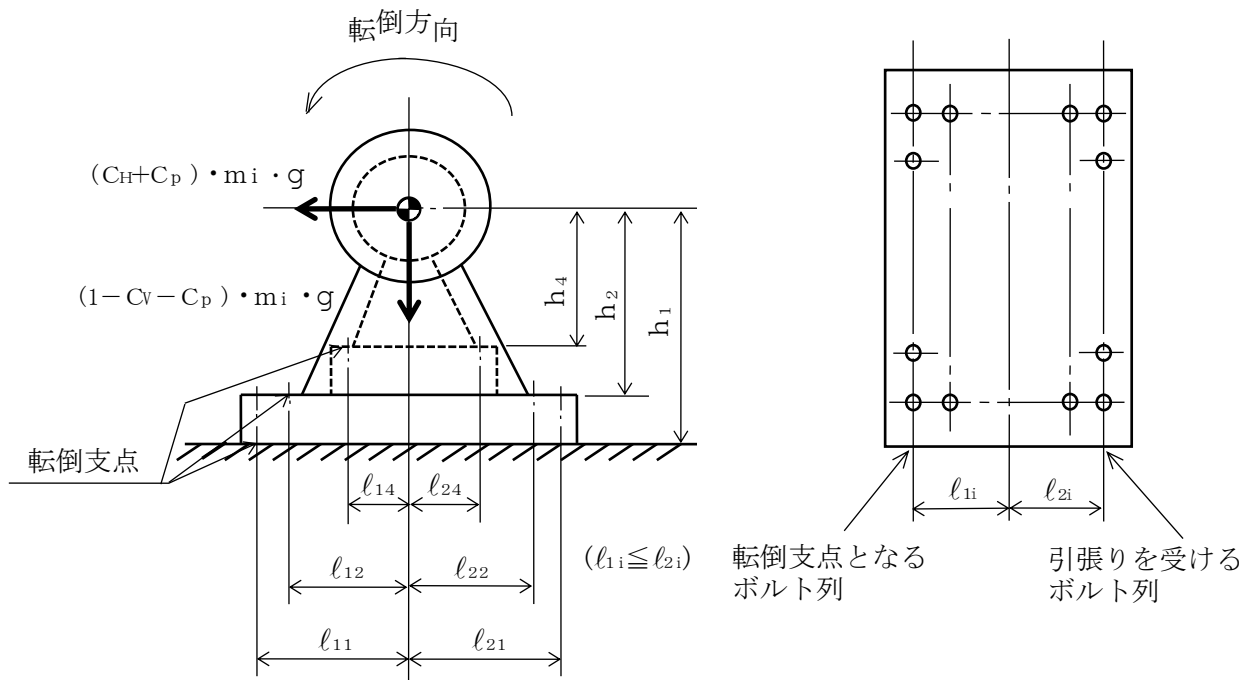


図 2-1 計算モデル (軸直角方向転倒)

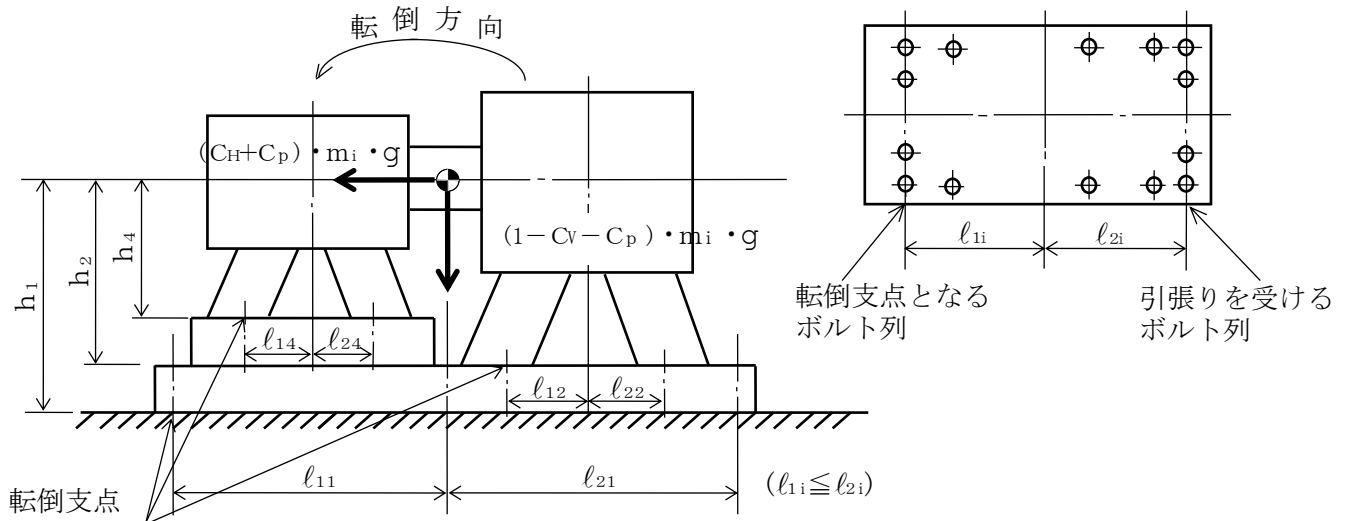


図 2-2 計算モデル (軸方向転倒)

(1) 引張応力

ボルトに対する引張力は最も厳しい条件として、図 2-1 及び図 2-2 で最外列のボルトを支点とする転倒を考え、これを片側の最外列のボルトで受けるものとして計算する。

なお、ポンプと原動機のベースが共通である場合の基礎ボルト (i=1) 及び計算モデル図 2-2 の場合のボルト (i=1~6) については、ポンプ回転によるモーメントは作用しない。

引張力

$$F_{bi} = \frac{(C_H + C_p) \cdot m_i \cdot g \cdot h_i + M_p - (1 - C_v - C_p) \cdot m_i \cdot g \cdot l_{1i}}{n_{fi} \cdot (l_{1i} + l_{2i})} \quad (2.2.1)$$

l_{1i} が負となる場合、(2.2.1) 式中の $(1 - C_v - C_p)$ を $(1 - C_v + C_p)$ に置き換える。

増速機のボルト (i=5 及び 6) の場合、(2.2.1) 式中の M_p は $(M_p + M_m)$ 、 C_p は $(C_p + C_m)$ と置き換える。

ここで、ポンプ回転により作用するモーメント M_p は次式で求める。

(M_m についても同様で、次式で求める。この場合、 N_p は N_m と置き換える。)

$$M_p = \left(\frac{60}{2 \cdot \pi \cdot N_p} \right) \cdot 10^6 \cdot P \quad (2.2.2)$$

($1\text{kW} = 10^6 \text{N} \cdot \text{mm/s}$)

また、 C_p は振動による振幅及び回転速度を考慮して定める値で、次式で求める。
(C_m についても同様で、次式で求める。この場合、 H_p は H_m 、 N_p は N_m と置き換える。)

$$C_p = \frac{\frac{1}{2} \cdot \frac{H_p}{1000} \cdot \left(2 \cdot \pi \cdot \frac{N_p}{60} \right)^2}{g \cdot 1000} \quad (2.2.3)$$

引張応力

$$\sigma_{bi} = \frac{F_{bi}}{A_{bi}} \dots\dots\dots (2.2.4)$$

ここで、ボルトの軸断面積 A_{bi} は

$$A_{bi} = \frac{\pi}{4} \cdot d_i^2 \dots\dots\dots (2.2.5)$$

ただし、 F_{bi} が負のときボルトには引張力が生じないので、引張応力の計算は行わない。

(2) せん断応力

ボルトに対するせん断力はボルト全本数で受けるものとして計算する。

せん断力

$$Q_{bi} = (C_H + C_P) \cdot m_i \cdot g \dots\dots\dots (2.2.6)$$

増速機のボルト ($i=5$ 及び 6) の場合、(2.2.6) 式中の C_P は $(C_P + C_M)$ と置き換える。

せん断応力

$$\tau_{bi} = \frac{Q_{bi}}{n_i \cdot A_{bi}} \dots\dots\dots (2.2.7)$$

3. 評価方法

3.1 応力の評価

3.1.1 ボルトの応力評価

2.2.1 項で求めたボルトの引張応力 σ_{bi} は次式より求めた許容引張応力 $f_{t si}$ 以下であること。

せん断応力 τ_{bi} はせん断力のみを受けるボルトの許容せん断応力 $f_{s bi}$ 以下であること。

$$f_{t si} = 1.4 \cdot f_{t oi} - 1.6 \cdot \tau_{bi} \dots\dots\dots (3.1.1)$$

かつ、

$$f_{t si} \leq f_{t oi} \dots\dots\dots (3.1.2)$$

ただし、 $f_{t oi}$ 及び $f_{s bi}$ は下表による。

	許容引張応力 $f_{t oi}$	許容せん断応力 $f_{s bi}$
計 算 式	$\frac{F_i}{2} \cdot 1.5$	$\frac{F_i}{1.5 \cdot \sqrt{3}} \cdot 1.5$

2.31 5・6号機 構内用輸送容器

2.31.1 設備の概要

構内用輸送容器（使用済燃料輸送容器）は、福島第一原子力発電所第5，6号機使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料（以下、「燃料」という。）を共用プールへ構内輸送する際に使用する容器である。

なお，NFT-12B型及びNFT-22B型の構内用輸送容器は，8×8燃料，新型8×8燃料，新型8×8ジルコニウムライナ燃料，高燃焼度8×8燃料及び9×9燃料の構内輸送に使用することとする。また，NFT-12B型の構内用輸送容器は震災前の原子炉運転中に被覆管から放射性物質の漏えいのあった福島第一原子力発電所第6号機の燃料（以下「6号機漏えい燃料」という。）の構内輸送に使用することとする。ここで，使用済燃料プール又は炉内で19ヶ月以上冷却した燃料を構内用輸送容器で輸送する。

2.31.2 要求される機能

構内用輸送容器は，除熱，密封，遮へい，臨界防止，構造強度を考慮した設計とする。

2.31.3 主要な機器

(1) 構内用輸送容器（NFT-12B型）

構内用輸送容器（NFT-12B型）については，以下の書類（既存評価）にて7×7燃料，8×8燃料，新型8×8燃料，新型8×8ジルコニウムライナ燃料，高燃焼度8×8燃料及び9×9燃料の運搬に係わる安全機能が評価されている。このため既存評価を適用することとする。

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-12B型）

（平成29年1月10日申請，原燃輸送株式会社）

6号機漏えい燃料の輸送については，以下の書類（既存評価）にて評価された事項が適用可能であることを確認している。

- ・福島第一原子力発電所特定原子力施設に係る実施計画Ⅱ 特定原子力施設の設計，設備 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-2-1-3）

(2) 構内用輸送容器（NFT-22B型）

構内用輸送容器（NFT-22B型）については，以下の書類（既存評価）にて7×7燃料，8×8燃料，新型8×8燃料，新型8×8ジルコニウムライナ燃料，高燃焼度8×8燃料及び9×9燃料の運搬に係わる安全機能が評価されている。このため既存評価を適用することとする。

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-22B型）

（平成22年10月28日申請，原燃輸送株式会社）

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-22B型）
（平成24年1月13日申請，原燃輸送株式会社）

2.31.4 除熱

(1) 構内用輸送容器（NFT-12B型）

除熱については，以下の既存評価により確認している。

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-12B型）
（平成29年1月10日申請，原燃輸送株式会社）

6号機漏えい燃料の輸送時の除熱については，以下の既存評価が適用可能であることを確認している。

- ・福島第一原子力発電所特定原子力施設に係る実施計画Ⅱ 特定原子力施設の設計，設備 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-2-1-3）

(2) 構内用輸送容器（NFT-22B型）

除熱については，以下の既存評価により確認している。

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-22B型）
（平成22年10月28日申請，原燃輸送株式会社）
- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-22B型）
（平成24年1月13日申請，原燃輸送株式会社）

2.31.5 密封

(1) 構内用輸送容器（NFT-12B型）

密封については，以下の既存評価により確認している。

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-12B型）
（平成29年1月10日申請，原燃輸送株式会社）

6号機漏えい燃料の輸送時の密封については，以下の既存評価が適用可能であることを確認している。

- ・福島第一原子力発電所特定原子力施設に係る実施計画Ⅱ 特定原子力施設の設計，設備 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-2-1-3）

(2) 構内用輸送容器（NFT-22B型）

密封については，以下の既存評価により確認している。

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-22B型）
（平成22年10月28日申請，原燃輸送株式会社）

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-22B 型）
（平成 24 年 1 月 13 日申請，原燃輸送株式会社）

2.31.6 遮へい

(1) 構内用輸送容器（NFT-12B 型）

遮へいについては，以下の既存評価により確認している。

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-12B 型）
（平成 29 年 1 月 10 日申請，原燃輸送株式会社）

6 号機漏えい燃料の輸送時の遮へいについては，以下の既存評価が適用可能であることを確認している。

- ・福島第一原子力発電所特定原子力施設に係る実施計画Ⅱ 特定原子力施設の設計，設備 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-2-1-3）

(2) 構内用輸送容器（NFT-22B 型）

遮へいについては，以下の既存評価により確認している。

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-22B 型）
（平成 22 年 10 月 28 日申請，原燃輸送株式会社）
- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-22B 型）
（平成 24 年 1 月 13 日申請，原燃輸送株式会社）

2.31.7 臨界防止

(1) 構内用輸送容器（NFT-12B 型）

臨界防止については，以下の既存評価により確認している。

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-12B 型）
（平成 29 年 1 月 10 日申請，原燃輸送株式会社）

6 号機漏えい燃料の輸送時の臨界防止については，以下の既存評価が適用可能であることを確認している。

- ・福島第一原子力発電所特定原子力施設に係る実施計画Ⅱ 特定原子力施設の設計，設備 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-2-1-3）

(2) 構内用輸送容器（NFT-22B 型）

臨界防止については，以下の既存評価により確認している。

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-22B 型）
（平成 22 年 10 月 28 日申請，原燃輸送株式会社）

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-22B 型）
（平成 24 年 1 月 13 日申請，原燃輸送株式会社）

2.31.8 構造強度

(1) 構内用輸送容器（NFT-12B 型）

構造強度については，以下の既存評価により確認している。

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-12B 型）
（平成 29 年 1 月 10 日申請，原燃輸送株式会社）

6 号機漏えい燃料の輸送時の構造強度については，以下の既存評価が適用可能であることを確認している。

- ・福島第一原子力発電所特定原子力施設に係る実施計画Ⅱ 特定原子力施設の設計，設備 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-2-1-3）

(2) 構内用輸送容器（NFT-22B 型）

構造強度については，以下の既存評価により確認している。

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-22B 型）
（平成 22 年 10 月 28 日申請，原燃輸送株式会社）
- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-22B 型）
（平成 24 年 1 月 13 日申請，原燃輸送株式会社）

2.31.9 添付資料

添付資料－1 6 号機漏えい燃料取り出しに用いる構内用輸送容器について

6号機漏えい燃料取り出しに用いる構内用輸送容器について

1 はじめに

「福島第一原子力発電所特定原子力施設に係る実施計画Ⅱ 特定原子力施設の設計，設備
2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備」では，構内用輸送容器（NF T－1 2 B
型）による4号機漏えい燃料取り出しについて評価をしている。

6号機使用済燃料プールに保管されている漏えい燃料取り出しにおいては，4号機漏えい燃料取り出しと同様に構内用輸送容器（NF T－1 2 B型）を用いる。

4号機漏えい燃料取り出しにおける評価を6号機漏えい燃料取り出しに適用可能か検討し，構内用輸送容器（NF T－1 2 B型）による6号機漏えい燃料取り出しが可能であるか確認した。その結果を以下に示す。

2 6号機漏えい燃料

6号機漏えい燃料（1体）は，原子炉停止後 SHIPPING 検査により漏えいが確認された燃料である。震災前に超音波装置を用いて漏えい燃料棒が特定されている。またファイバースコープ装置による漏えい燃料棒の観察の結果，異物の混入，変形，腐食や損傷等の異常は認められなかった。

3 評価項目について

4号機漏えい燃料取り出しに用いる構内用輸送容器の評価について，除熱評価，遮へい評価，臨界防止評価，構造強度評価，密封評価，構内用輸送容器の落下評価，の6項目を評価している。

上記評価について，4号機の評価条件が適用可能か検討を行った。

3.1 除熱評価

4号機漏えい燃料と6号機漏えい燃料の比較を表3.1に示す。4号機漏えい燃料棒が2本であるのに対して6号機漏えい燃料棒は1本であること，及び4号機漏えい燃料2体いずれと比較しても6号機漏えい燃料は平均燃焼度が低く冷却期間が長いことから，6号機漏えい燃料棒1本分の崩壊熱量は4号機漏えい燃料棒2本分の崩壊熱量より小さくなる。

したがって，4号機の除熱評価を6号機の除熱評価に適用可能である。

表 3.1 4号機漏えい燃料及び6号機漏えい燃料の燃料仕様の比較

	4号機漏えい燃料 (F 4 U N 4)	4号機漏えい燃料 (F 4 U N 2 2)	6号機漏えい燃料 (F 6 S N 5 5)
燃料タイプ	9×9 B型	9×9 B型	9×9 B型
漏えい燃料棒数	1本	1本	1本
平均燃焼度	33212 MWd/t	22883 MWd/t	1974 MWd/t
冷却期間	2348 日 ^{※1}	2891 日 ^{※2}	7504 日 ^{※3}
ペレット最高濃縮度	4.9 wt%		4.9 wt%

※1 炉停止日2008年3月28日から2014年9月1日までの日数

※2 炉停止日2006年10月2日から2014年9月1日までの日数

※3 炉停止日2001年5月16日から2021年12月1日までの日数

3.2 遮へい評価

4号機漏えい燃料と6号機漏えい燃料の比較を表3.1に示す。4号機漏えい燃料棒が2本であるのに対して6号機漏えい燃料棒は1本であること、及び4号機漏えい燃料2体いずれと比較しても6号機漏えい燃料は平均燃焼度が低く冷却期間が長いことから、6号機漏えい燃料棒1本分の線源強度は4号機漏えい燃料棒2本分の線源強度より小さくなる。

したがって、4号機の遮へい評価を6号機の遮へい評価に適用可能である。

3.3 臨界防止評価

4号機漏えい燃料における臨界防止評価では、漏えい燃料2体を収納した条件で評価している。6号機漏えい燃料は1体であるため、6号機漏えい燃料における臨界防止評価は4号機における評価に包含される。

したがって、4号機の臨界防止評価を6号機の臨界防止評価に適用可能である。

3.4 構造強度評価

6号機燃料輸送のハンドリングフローは、4号機燃料輸送と同様であることを確認している。また、設計事象の中で使用する衝撃加速度のパラメータにおいても、4号機燃料輸送と差異がないことを確認している。

したがって、4号機の構造強度評価を6号機の構造強度評価に適用可能である。

3.5 密封評価

密封評価にあたっては、構造強度評価及び除熱評価の結果から、構内用輸送容器の密封性能が維持されることを確認する。6号機の構造強度及び除熱評価については、それぞれ4号機の評価が適用可能であることを確認している。

したがって、4号機の密封評価を6号機の密封評価に適用可能である。

3.6 構内用輸送容器の落下評価

構内用輸送容器の取扱い中に何らかの原因で構内用輸送容器が落下して密封境界が破損し放射性物質が環境に放出されることを想定して、敷地境界外の実効線量を評価する。

3.6.1 核分裂生成物の放出量

構内用輸送容器が落下して、構内用輸送容器に収納された燃料集合体12体が破損するものと仮定する。6号機9×9健全燃料と核燃料輸送物設計承認書（以下SAR）の9×9燃料（NFT-12B型の燃料仕様）を比較検討する（表3.6-1）。6号機9×9健全燃料は平均燃焼度が低く冷却期間が長いため、SAR9×9燃料より放射能強度が小さくなる。したがって、SAR9×9燃料が安全側の評価となるため、SAR9×9燃料を元に大気中への放出量を決定する（表3.6-2）。また、以下の評価条件については4号機の評価と同様とする。

- (1) 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が構内用輸送容器内に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス（Kr-85）及びよう素（I-129）それぞれ30%とする。
- (2) 放出された希ガスは、全量が構内用輸送容器から大気中へ移行するものとする。
- (3) 放出されたよう素は、全量が構内用輸送容器から大気中へ移行するものとし、構内用輸送容器に内包する水による除去はないものとする。

上記の条件をもとに計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表3.6-2の通りである。

表3.6-1 6号機9×9健全燃料とSAR9×9燃料の比較

	SAR9×9燃料 (NFT-12B型)	6号機9×9健全燃料
最高燃焼度	55000 MWd/t	50151 MWd/t
平均燃焼度	50000 MWd/t	49087 MWd/t ^{※1}
冷却期間	760 日	4127 日 ^{※2}
放射能強度	1.19×10^{17} Bq	-

※1 6号機9×9健全燃料の燃焼度上位12体の平均値

※2 炉停止日2010年8月14日から2021年12月1日までの日数

表3.6-2 核分裂生成物の大気中への放出量

放射性ガス	放出量
希ガス	約 2.5×10^{14} Bq
よう素	約 1.1×10^9 Bq

3.6.2 線量当量の評価

敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。なお、実効線量の評価式中の相対濃度 χ/Q 及び相対線量 D/Q は、「II 2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載の主蒸気管破断（地上放出）と同じ条件で求めた値を適用する（表 3.6-3）。

よう素の内部被ばくによる実効線量 H_I (Sv) は、(3.1) 式で計算する。

$$H_I = R \cdot H \cdot \chi / Q \cdot Q_I \dots \dots \dots (3.1)$$

ここで、

- R : 呼吸率 (m³/s) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率を秒当たりに換算して用いる。
(小児：0.31 m³/h, 成人：1.2 m³/h)
- H : よう素 (I-129) を 1 Bq 吸入した場合の実効線量は ICRP Publ. 72 の値を用いる。
(小児：2.0×10⁻⁷ Sv/Bq, 成人：9.6×10⁻⁸ Sv/Bq)
- χ/Q : 相対濃度 (s/m³)
- Q_I : よう素の大気放出量 (Bq)

希ガスの γ 線外部被ばくによる実効線量 H_γ (Sv) は、(3.2) 式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D/Q \cdot Q_K \cdot E_\gamma / 0.5 \dots \dots \dots (3.2)$$

ここで、

- K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (1 Sv/Gy)
- D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)
- Q_K : 希ガスの大気放出量 (Bq)
- E_γ : γ 線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.0022 MeV)

また、希ガスの β 線外部被ばくによる実効線量 H_β (Sv) は、(3.3) 式で計算する。

$$H_\beta = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_K \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \dots \dots \dots (3.3)$$

ここで、

- χ/Q : 相対濃度 (s/m³)
- Q_K : 希ガスの大気放出量 (Bq)
- E_β : β 線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV)
- W_{TS} : 皮膚の組織荷重係数は ICRP Publ. 60 の値を用いる。(0.01)

表 3.6-3 6号機の相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

相対濃度	$4.3 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$
相対線量	$4.9 \times 10^{-19} \text{ Gy/Bq}$

敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 3.6-4 の通りである。4号機と同様、公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられることができる。

表 3.6-4 構内用輸送容器の落下時の実効線量

	小児	成人
よう素の γ 線による実効線量	$8.2 \times 10^{-4} \text{ mSv}$	$1.6 \times 10^{-3} \text{ mSv}$
希ガスの γ 線による実効線量	$5.4 \times 10^{-4} \text{ mSv}$	$5.4 \times 10^{-4} \text{ mSv}$
希ガスの β 線による実効線量	$1.7 \times 10^{-3} \text{ mSv}$	$1.7 \times 10^{-3} \text{ mSv}$
実効線量 (合計)	$3.1 \times 10^{-3} \text{ mSv}$	$3.8 \times 10^{-3} \text{ mSv}$

4 結論

「福島第一原子力発電所特定原子力施設に係る実施計画Ⅱ 特定原子力施設の設計、設備 2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備」にて評価された事項が、6号機漏えい燃料取り出しの評価に適用可能である。したがって、構内用輸送容器 (NFT-12B型) による6号機漏えい燃料取り出しが可能である。

2.33 5・6号機 放射性液体廃棄物処理系

2.33.1 5・6号機 既設設備

2.33.1.1 系統の概要

放射性液体廃棄物処理系は、機器ドレン系、床ドレン系等で構成し、原子炉施設で発生する放射性廃液及び潜在的に放射性物質による汚染の可能性のある廃液を、その性状により分離収集し、処理する。

[系統の現況]

5・6号機タービン建屋等には津波により流入した大量の海水と地下水が、震災前から建屋内で管理されていた低濃度の放射性物質と共に滞留した。（以下、これを「滞留水」という）

地下水については止水処置を実施しているが、流入を完全に抑制できないことから建屋内水位が上昇した場合、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却の維持に必要な設備への影響が懸念される。

滞留水の発生抑制については、地下水の水位を低下させることが必要であるが、地下水を汲み上げて水位を下げる設備として建屋周辺に設置されているサブドレン設備は、震災により被災したことから、設備の浄化等を行いサブドレン設備の使用に向けた準備を実施する。

放射性液体廃棄物処理系については、一部未復旧の設備があるが、5・6号機で発生する廃液については、5号機にてろ過器、脱塩器による処理後、復水貯蔵タンクに回収することができる。しかし、大量の滞留水を処理することができないため、サブドレン設備及び放射性液体廃棄物処理系が復旧するまで、仮設の滞留水貯留設備にて処理している。（添付資料－1，2，3 参照）

2.33.1.2 要求される機能

放射性液体廃棄物処理系は、原子炉施設で発生する廃液を、その性状により分離収集し、処理する機能を有すること。

2.33.1.3 主要な機器

系統概要図 添付資料－4に示す。

(1) 5号機

a. 機器ドレン系

(a) 廃液収集タンク

廃液収集タンクについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。
工事計画認可申請書(57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可)

(b) 廃液収集ポンプ

廃液収集ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。
建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

(c) 廃液ろ過器

廃液ろ過器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(62資庁第10732号 昭和62年12月4日認可)

(d) 廃液脱塩器

廃液脱塩器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

(e) 廃液サンプルタンク

廃液サンプルタンクについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(f) 廃液サンプルポンプ

廃液サンプルポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

(g) 廃液サージタンク

廃液サージタンクについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(h) 廃液サージポンプ

廃液サージポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

b. 床ドレン系

(a) 床ドレン収集タンク

床ドレン収集タンクについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可)

(b) 床ドレン収集ポンプ

床ドレン収集ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

(c)床ドレンろ過器

床ドレンろ過器については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(d)床ドレンサージタンク

床ドレンサージタンクについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

(e)床ドレン濃縮器給液ポンプ

床ドレン濃縮器給液ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(61資庁第13609号 昭和62年2月5日認可)

(f)床ドレン濃縮器

床ドレン濃縮器については、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官57第685号 昭和57年9月25日届出)

(g)床ドレン濃縮器復水器

床ドレン濃縮器復水器については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

(h)凝縮水貯蔵タンク

凝縮水貯蔵タンクについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

(i)凝縮水移送ポンプ

凝縮水移送ポンプについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

建設時第3回工事計画軽微変更届出書(総官第923号 昭和48年10月30日届出)

(j)床ドレン脱塩器

床ドレン脱塩器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

(k) 床ドレンサンプルタンク

床ドレンサンプルタンクについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(l) 床ドレンサンプルポンプ

床ドレンサンプルポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

c. 再生廃液系

(a) 廃液中和タンク

廃液中和タンクについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。
工事計画認可申請書(57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可)

(b) 廃液中和ポンプ

廃液中和ポンプについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。
建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)
建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(c) 廃液濃縮器給液ポンプ

廃液濃縮器給液ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(63資庁第13号 昭和63年5月31日認可)

(d) 廃液濃縮器

廃液濃縮器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(59資庁第10414号 昭和59年9月28日認可)

工事計画認可申請書(元資庁第4474号 平成元年6月15日認可)

(e) 廃液濃縮器復水器

廃液濃縮器復水器については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(63資庁第14698号 平成元年2月23日認可)

工事計画認可申請書(元資庁第4474号 平成元年6月15日認可)

建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

d. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(56資庁第3240号 昭和56年8月19日認可)

工事計画認可申請書(57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可)

工事計画認可申請書(61資庁第13609号 昭和62年2月5日認可)

工事計画認可申請書(62資庁第10732号 昭和62年12月4日認可)

工事計画認可申請書(63資庁第13号 昭和63年5月31日認可)

工事計画認可申請書(平成12・03・28資第17号 平成12年4月26日認可)

工事計画認可申請書(平成14・05・24原第9号 平成14年6月11日認可)

建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

建設時第2・3回工事計画変更認可申請書(52資庁第519号 昭和52年3月1日認可)

工事計画変更認可申請書(56資庁第15242号 昭和57年1月16日認可)

建設時第1・3回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

建設時第2・8回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

(2) 6号機

a. 機器ドレン系

(a) 機器ドレン収集タンク

機器ドレン収集タンクについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

(b) 機器ドレン混合ポンプ

機器ドレン混合ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第2・6回工事計画変更認可申請書(53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可)

(c) ろ過器給液ポンプ

ろ過器給液ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第2・6回工事計画変更認可申請書(53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可)

(d) 機器ドレンろ過器

機器ドレンろ過器については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第1・6回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(e) 機器ドレンろ過水タンク

機器ドレンろ過水タンクについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

(f) 機器ドレンろ過水ポンプ

機器ドレンろ過水ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第26回工事計画変更認可申請書(53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可)

(g) 機器ドレン補助ろ過器ポンプ

機器ドレン補助ろ過器ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(60資庁第8681号 昭和60年7月24日認可)

(h) 機器ドレン補助ろ過器

機器ドレン補助ろ過器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(60資庁第8681号 昭和60年7月24日認可)

(i) 機器ドレン脱塩器

機器ドレン脱塩器については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(j) 廃液サンプルタンク

廃液サンプルタンクについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

(k) 廃液サンプルポンプ

廃液サンプルポンプについては、工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

建設時第26回工事計画変更認可申請書(53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可)

b. 床ドレン化学廃液系

(a) 床ドレン化学廃液収集タンク

床ドレン化学廃液収集タンクについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

(b) 床ドレン化学廃液混合ポンプ

床ドレン化学廃液混合ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

(c) 床ドレン化学廃液ろ過器

床ドレン化学廃液ろ過器については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(d) 床ドレン化学廃液ろ過水タンク

床ドレン化学廃液ろ過水タンクについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

(e) 床ドレン化学廃液ろ過水ポンプ

床ドレン化学廃液ろ過水ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

(f) 蒸発濃縮器給液ポンプ

蒸発濃縮器給液ポンプについては、以下の工事計画届出書により確認している。
工事計画届出書(総文発官6第1066号 平成7年2月17日届出)

(g) 蒸発濃縮器

蒸発濃縮器については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(59資庁第10413号 昭和59年9月21日認可)

工事計画届出書(総文発官57第470号 昭和57年7月20日届出)

(h) 蒸発濃縮器復水器

蒸発濃縮器復水器については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(i) 蒸留水タンク

蒸留水タンクについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。
建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

(j) 蒸留水ポンプ

蒸留水ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。
建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

(k) 蒸留水脱塩器

蒸留水脱塩器については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。
建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)
建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(l) 蒸留水サンプルタンク

蒸留水サンプルタンクについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。
建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

(m) 蒸留水サンプルポンプ

蒸留水サンプルポンプについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。
建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)
建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

(n) 蒸発濃縮器循環ポンプ

蒸発濃縮器循環ポンプについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。
建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)
工事計画届出書(総文発官59第928号 昭和59年11月19日届出)

c. 洗浄廃液系

(a) 洗浄廃液収集タンク

洗浄廃液収集タンクについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。
建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)
建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(b) 洗浄廃液ポンプ

洗浄廃液ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

(c) 洗浄廃液ろ過器

洗浄廃液ろ過器については、以下の工事計画変更認可申請書等により確認している。

建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

d. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

工事計画認可申請書(58資庁第2841号 昭和58年3月28日認可)

工事計画認可申請書(60資庁第8681号 昭和60年7月24日認可)

工事計画認可申請書(61資庁第8632号 昭和61年7月11日認可)

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1193号 昭和50年2月26日届出)

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

(3) 5・6号機共用

a. シャワードレン系

(a) シャワードレン受タンク

シャワードレン受タンクについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

5号機：建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(b) シャワードレン移送ポンプ

シャワードレン移送ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

5号機：建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(c) シャワードレンタンク

シャワードレンタンクについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

5号機：建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(d) シャワードレンポンプ

シャワードレンポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

5号機：建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

2.33.1.4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5号機

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

工事計画認可申請書(59資庁第10414号 昭和59年9月28日認可)

工事計画認可申請書(61資庁第13609号 昭和62年2月5日認可)

工事計画認可申請書(62資庁第10732号 昭和62年12月4日認可)

工事計画認可申請書(63資庁第13号 昭和63年5月31日認可)

工事計画認可申請書(63資庁第14698号 平成元年2月23日認可)

工事計画認可申請書(元資庁第4474号 平成元年6月15日認可)

建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

建設時第2回工事計画変更認可申請書(52資庁第519号 昭和52年3月1日認可)

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

(2) 6号機

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

工事計画認可申請書(59資庁第10413号 昭和59年9月21日認可)

工事計画認可申請書(60資庁第8681号 昭和60年7月24日認可)

建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

建設時第26回工事計画変更認可申請書(53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可)

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

(3) 5・6号機共用

1号機：工事計画認可申請書(48公第657号 昭和48年3月3日認可)

5号機：建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

5号機：建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

5号機：建設時第23回工事計画変更認可申請書(52資庁第519号 昭和52年3月1日認可)

2.33.2 5・6号機 仮設設備（滞留水貯留設備）

2.33.2.1 基本設計

2.33.2.1.1 設置の目的

5・6号機タービン建屋等の大量の滞留水については、一部未復旧の設備がある既設放射性液体廃棄物処理系では処理できないことから、サブドレン設備復旧等による滞留水の発生量抑制及び放射性液体廃棄物処理系の復旧による滞留水の処理ができる時期（サブドレン設備復旧後3年を目途）まで、屋外に滞留水貯留設備を仮設にて設置し処理を行う。

2.33.2.1.2 要求される機能

滞留水を貯留し、放射性物質を閉じ込める機能を有すること。

2.33.2.1.3 設計方針

(1) 処理能力

地下水の流入により増加する滞留水に対して、十分対処できる貯留容量とすると共に、散水可能な放射能濃度を満足する性能を有するものとする。

(2) 規格・基準等

機器の設計、材料の選定、製作及び検査については、原則として適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(3) 滞留水の漏えい防止及び管理されない放出の防止

滞留水の漏えい及び所外への管理されない放出を防止し、信頼性を確保するため、次の各項を考慮した設計とする。

- a. 漏えいを防止するため、滞留水貯留設備は、設置環境や滞留水の性状に応じた適切な材料を使用すると共に、タンク水位の検出器を設ける。
- b. 異常のないことを巡視点検等により容易に確認できる設備とし、漏えいを停止するための適切な処置ができるようにする。
- c. タンクは漏えい水の拡大を抑制するための堰を設ける。堰の高さは、想定最大漏えい量を確保できる高さとする。
- d. 鋼材もしくはポリエチレンの移送配管継手部は、可能な限り溶接構造もしくは融着構造とする。また、屋外でフランジ構造となる移送配管継手部は、漏えい拡大防止のため堰内に設置するか、堰内に漏えい水が導かれるよう受けを設置する。
- e. タンク水位は、6号機中央操作室に表示し、異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにする。

f. 堰内に溜まった雨水のうち、その放射能濃度が排水基準（詳細は「Ⅲ 第3編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」を参照）を上回るものに対して、適切に処置できる設備とする。

(4) 遮へいに関する考慮

遮へいについては、内包する滞留水の線量が低いため設置は考慮しない。

(5) 監視

漏えいの検知及び貯留状況の確認に必要な水位を監視できる設計とする。また、設備の異常を検知できる設計とする。

(6) 設備の確認

滞留水貯留設備については、設備の健全性及び能力を確認できる設計とする。

(7) 検査可能性に対する設計上の考慮

5・6号機仮設設備（滞留水貯留設備）は、滞留水を移送できること及び処理量ならびに放射能濃度を低減できることを確認するための検査が可能な設計とする。

2.33.2.1.4 供用期間中に確認する項目

滞留水貯留設備からの有意な漏えいがないこと。

2.33.2.1.5 主要な機器

系統概要図 添付資料-4に示す。

滞留水は、6号機タービン建屋から移送設備により貯留設備に移送され、貯留する。

貯留設備に貯留された滞留水の一部は、浄化装置、浄化ユニット及び淡水化装置により放射性核種を除去した後、構内散水に使用し、滞留水を低減する。

滞留水は、これまでの実績より地下水の流入により約30m³/日で増加しており、構内散水により約25m³/日（実績）で増加を抑制している。なお、2012年11月末現在、貯留タンクの設定容量約10,000m³に対し約70%貯留している。今後、滞留水は平衡状態にあるものの、地下水流入量の変動が予想されるため、貯留タンク全体の空き容量*約2,000m³を目安に、貯留能力増強について計画する。

滞留水漏えい時の汚染拡大を防止し信頼性向上を図るため、受入タンク・油分分離装置エリア、受入タンクエリア、貯留タンクエリアの各エリアについて、堰（地面の防水処置含む）を設置する。（添付資料-5 参照）

震災以降緊急対応的に（2013年8月14日より前に）設置した淡水化装置（以下、旧淡水化装置）については、新たに浄化ユニットを設置することに伴い廃止する。

*：空き容量は、水位警報設定値の水位高までの容量とする。

(1) 貯留設備

a. タンク（受入タンク、貯留タンク及び中間タンク）

タンクは、屋外に設置された受入タンク、貯留タンク及び中間タンクで構成され、5・6号機の滞留水を貯留する。

受入タンクは、建屋からの滞留水を受け入れる。

貯留タンクは、受入タンクから必要に応じて油分除去した滞留水を受け入れた後、浄化装置又は浄化ユニットにより放射性核種を除去し、貯留する。また、淡水化装置の戻り水を貯留する。

中間タンクは、建屋からの滞留水及び浄化ユニットにより放射性核種を除去した処理水を一時的に貯留する。

(2) 移送設備

移送設備は、滞留水を貯留設備へ移送することを目的に、移送ポンプ、耐圧ホース、鋼管及びポリエチレン管で構成する。

移送ポンプは、地下水の流入により増加する滞留水に対して十分対処可能な設備容量を確保する。滞留水の移送は、移送元のタービン建屋の水位や移送先となる貯留設備の水位の状況に応じて、移送ポンプの起動時間を適宜選定して実施する。

耐圧ホース、鋼管及びポリエチレン管は、使用環境を考慮した材料を選定し、必要に応じて保温等を設置する。また、屋外で耐圧ホースを使用する箇所は、汚染拡大防止のため、継手部に抜け防止治具の取付けを実施し、継手が外れない処置をする。

(3) 油分分離装置

油分分離装置は、滞留水に含まれる油分を活性炭により除去する。

(4) 浄化装置

浄化装置は、内部に充填されたキレート樹脂及びゼオライトにより、滞留水に含まれる放射性核種を除去する。

浄化装置の使用済キレート樹脂及びゼオライトは水抜きした後、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵する。

(5) 淡水化装置

淡水化装置は、逆浸透膜の性質を利用して滞留水に含まれる放射性核種を散水可能な放射能濃度（詳細は「Ⅲ 第3編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」参照）まで除去する。

また、淡水化後は散水し滞留水の低減を実施する。

淡水化装置の使用済逆浸透膜及びフィルタ類は水抜きした後、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵する。

(6) 監視装置

滞留水貯留設備には、設備の状態を正確かつ迅速に把握できるように警報装置及び監視カメラを設置する。

警報装置は、タンク水位高・低及び移送ポンプ用電動機の過負荷を検知し、5・6号機の中央制御室に警報を発する。

(7) 電源設備

電源設備については、Ⅱ.2.32 参照。

(8) 浄化ユニット

浄化ユニットは、前置フィルタ、吸着塔タイプ1、吸着塔タイプ2、出口フィルタ、移送ポンプ、鋼管、耐圧ホースにて構成される。前置フィルタは、後に続く吸着塔の吸着性能に影響が出ないように、あらかじめ大きめの不純物を取り除き、吸着塔タイプ1に充填された活性炭により浮遊物質やコロイド状物質という比較的分子量の大きい物質を除去する。さらに、その後段の吸着塔タイプ2に充填されたセシウム/ストロンチウム同時吸着材により、滞留水に含まれる放射性核種を散水可能な放射能濃度（詳細は「Ⅲ 第3編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」参照）まで除去する。なお、出口フィルタは、前段までの吸着材が下流に流出することを防ぐために設置する。（添付資料-8 参照）

浄化ユニットの使用済セシウム/ストロンチウム同時吸着塔は水抜きした後、使用済セシウム吸着塔一時保管施設に一時的に貯蔵する。

2.33.2.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

受入タンク、貯留タンク、中間タンク、浄化装置、淡水化装置、浄化ユニットは、アウターライズ津波が到達しないと考えられる5・6号機の標高より高台に設置する。

（Ⅲ.3.1.3 参照）

なお、アウターライズ津波を上回る津波の襲来に備え、大津波警報が出た際は装置の運転を停止し、隔離弁を閉止することで、滞留水の流失を防止する。

また、メガフロートについても、アウターライズ津波の影響は小さいが、港湾内構造物に衝突する可能性は否定できないため、被害が最小限になるような場所に係留する。（添付資料-6 参照）

(2) 台風・豪雨・竜巻

滞留水貯留設備は、大雨警報、暴風警報、竜巻警報、特別警報により台風・豪雨・竜巻の発生の可能性が予見される場合には、汚染水の漏えい防止を図るため、滞留水貯留設備の停止等を行い、設備損傷による影響が最小限になるよう対策を図る。

さらに、放射性物質を吸着する浄化ユニット吸着塔は、ジャバラハウス内に収納しており、直接、雨水、強風の影響を受けない構造としている。

(3) 外部人為事象

外部人為事象に対する設計上の考慮については、Ⅱ.1.14 参照。

(4) 火災

火災発生防止の観点から基本的に不燃性又は難燃性の材料を使用し、装置周辺から可能な限り可燃物を排除する。また、浄化ユニット及び電源設備の近傍に消火器を設置することで、万一火災が発生しても早急に初期消火できるよう備える。さらに火災の検知の観点から、巡視点検、監視カメラによる監視を行う。

(5) 環境条件

滞留水貯留設備については、屋外に設置されているため、紫外線による劣化及び凍結による破損が懸念されるが、貯留設備、油分分離装置、浄化装置及び淡水化装置は、主に鋼製の材料を使用していることから、問題ないと考える。また、耐圧ホース及びポリエチレン管については、紫外線による劣化及び凍結による破損が懸念されるため、保温材を取り付ける。

また、添付資料－8 別添－4に示す増設及び取替範囲に該当する設備の環境条件対策については以下に示す。

① 腐食対策

海水による炭素鋼の腐食速度は、「材料環境学入門」（腐食防食協会編、丸善株式会社）より、0.1mm/年程度と評価される。炭素鋼を使用している配管・機器は、必要肉厚に対して十分な肉厚があり腐食代を有していることを確認している。また、炭素鋼を使用している配管及び浄化ユニット構成機器の内面に対して、ゴムライニング又はポリエチレンライニングを施す。

その他については、耐食性を有するステンレス材、ポリエチレン管等を使用する。

② 紫外線対策

屋外に設置する移送ポンプ（水中ポンプを除く）はテントハウスに、浄化ユニットはジャバラハウスに設置することにより紫外線劣化を防止する。なお、ジャバラハウス及びテントハウスの素材は紫外線に強い素材を使用する。また、屋外に設置する配管は保温材を適切に設けることにより紫外線劣化を防止する。

③ 凍結防止対策

屋外に設置する移送ポンプ（水中ポンプを除く）はテントハウスに、浄化ユニットはジャバラハウスに設置し、ヒータで加温することにより凍結を防止する。また、屋外に設置する配管には保温材等を適切に設けることにより凍結を防止する。

2.33.2.1.7 構造強度

滞留水貯留設備を構成する機器は、発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令上、廃棄物処理設備に相当するクラス3 機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME SNC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下、「設計・建設規格」という。）で規定されるものであるが、各機器については、以下のとおり個別に評価する。

(1) 貯留設備

- a. 震災以降緊急対応的に設置又は既に（2013年8月14日より前に）設計に着手したタンクは、「設計・建設規格」におけるクラス3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験を行い、有意な漏えいがないことを確認する。

また、これらは全て大気開放のため、水頭圧以上の内圧が作用することはない。

以上のことから、震災以降緊急対応的に設置又は既に（2013年8月14日より前に）設計に着手したタンクは、必要な構造強度を有するものと評価する。（添付資料－7 参照）

- b. 2013年8月14日以降に設計するタンク

2013年8月14日以降に設計するタンクは、「実用発電用原子炉及びその付属設備の技術基準に関する規則」において、廃棄物処理設備に相当するクラス3 機器の規定を適用することを基本とする。クラス3機器の適用規格は、「設計・建設規格」で規定される。

以上のことから、2013年8月14日以降に設計するタンクは、必要な構造強度を有するものと評価する。（添付資料－7 参照）

(2) 移送設備

- a. 移送ポンプ

移送ポンプについては、「設計・建設規格」におけるクラス3 機器の要求を満足するものではないが、系統の温度（常温）、圧力（約0.91MPa）を考慮して仕様を選定した上で、試運転を行い有意な漏えい、運転状態に異常がないことを確認する。

以上のことから、移送ポンプは、必要な構造強度を有するものと評価する。

- b. 耐圧ホース

「設計・建設規格」上のクラス 3 機器に対する規定を満足する材料ではないが、系統の温度（常温）、圧力（約 0.91MPa）を考慮して仕様を選定した上で、漏えい試験を行い、有意な漏えいがないことを確認する。従って、耐圧ホースは、必要な構造強度を有していると評価する。

- c. ポリエチレン管

「設計・建設規格」上のクラス 3 機器に対する規定を満足する材料ではないが、系統の温度（常温）、圧力（約 0.91MPa）を考慮して仕様を選定している。また、ポリエチレン管は、一般に耐食性、電気特性（耐電気腐食）、耐薬品性を有しており、鋼管と同等の信頼性を有している。また、以下により高い信頼性を確保している。

- ・ 日本水道協会規格（JWWA 規格）、ISO 規格に適合したポリエチレン管を採用。
- ・ 継手は可能な限り融着構造とする。
- ・ 敷設時には漏えい試験を行い、有意な漏えいがないことを確認する。

以上のことから、ポリエチレン管は、必要な構造強度を有するものと評価する。

(3) 油分分離装置及び浄化装置

油分分離装置及び浄化装置は、「設計・建設規格」におけるクラス3 機器の要求を満足するものではないが、系統の温度（常温）、圧力（約0.25MPa）を考慮して仕様を選定した上で、漏えい試験を行い、有意な漏えいがないことを確認する。

以上のことから、油分分離装置及び浄化装置は、必要な構造強度を有するものと評価する。

(4) 淡水化装置

淡水化装置は、「設計・建設規格」におけるクラス3 機器の要求を満足するものではないが、系統の温度（常温）、圧力（約0.25MPa）を考慮して仕様を選定した上で、試運転を行い、有意な漏えいがないこと及び運転状態に異常がないことを確認する。

以上のことから、淡水化装置は、必要な構造強度を有するものと評価する。

(5) 浄化ユニット

浄化ユニットは、「実用発電用原子炉及びその付属設備の技術基準に関する規則」において、廃棄物処理設備に相当するクラス3 機器に準ずるものと位置付けられる。浄化ユニットについては、「設計・建設規格」、日本産業規格（JIS 規格）等の国内外の民間規格に適合した工業製品の採用、JIS 規格またはこれらと同等の技術的妥当性を有する規格での設計・製作・検査を行う。

また、「設計・建設規格」で規定される材料の JIS 規格年度指定は、技術的妥当性の範囲において材料調達性の観点から考慮しない場合もある。

さらに、「設計・建設規格」に記載のない非金属材料（耐圧ホース）については、現場の作業環境等から採用を継続する必要があるが、非金属材料については、JIS 規格、製品の試験データ等を用いて設計を行う。

以上のことから、浄化ユニットは、必要な構造強度を有するものと評価する。

2.33.2.1.8 耐震性

滞留水貯留設備を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」上の B クラス相当の設備と位置付けられる。

耐震性を評価するにあたっては、「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」等に準拠して構造強度評価を行うことを基本とするが、評価手法、評価基準について実態に合わせたものを採用する場合もある。

支持部材がない等の理由によって、耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合においては、可撓性を有する材料の使用等により、耐震性を確保する。（添付資料－7 参照）

2.33.2.1.9 機器の故障への対応

(1) 移送ポンプの故障

移送ポンプが故障した場合は、ポンプの修理または交換を行い、1 週間程度で機能を回復する。

(2) 電源喪失

移送ポンプの電源が喪失した場合は、仮設発電機を使用することで、1週間程度で機能を回復する。

(3) 受入タンク・貯留タンク等からの漏えい

受入タンク・貯留タンク等から滞留水の漏えいが発生した場合は、タンク等の修理を行い、1ヶ月程度で機能を回復する。ただし、漏えいに伴い堰内に溜まった雨水の放射能濃度が排水基準を上回った場合、その雨水*1を処理することになるが1ヶ月以内*2で処理可能であることからタンク等の修理と合わせて2ヶ月以内で機能を回復する。

*1：発電所周辺の年間降雨量1,500mmが降雨したと仮定した場合、推定される堰内に溜まる雨水量は、最も広い面積を有する貯留タンクエリアで約1,500m³程度である。

*2：滞留水貯留設備は1ヶ月間で最大3,000m³の処理が可能である。

(4) 異常時の評価

滞留水貯留設備への移送が長期に停止した場合、地下水の流入により建屋内の水位が上昇し、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却の維持に必要な設備に電力を供給している所内高圧母線が被水する可能性がある。

移送停止後、建屋内水位が使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却の維持に必要な設備に電力を供給している所内高圧母線が被水する可能性がある水位に達するまでの水量の余裕は、約4,500m³と想定しているため、地下水が約30m³/日で流入することを考慮しても約5ヶ月の余裕がある。

したがって、滞留水貯留設備の機器が故障した場合、長くても2ヶ月程度で機能を回復（受入タンク・貯留タンク等からの漏えい時）できるため、建屋内水位が電源設備に影響するまでの期間内（約5ヶ月）に十分復旧可能である。

2.33.2.2 基本仕様

(1) 貯留設備

a. 受入タンク（完成品）

合計容量	2, 102 m ³
基 数	23 基
容 量	35 m ³ /基 × 6 基
	42 m ³ /基 × 6 基
	110 m ³ /基 × 4 基
	160 m ³ /基 × 5 基
	200 m ³ /基 × 2 基

b-1. 貯留タンク

合計容量	16,101 m ³
基数	34 基
容量	50 m ³ /基 × 4 基 (完成品)
	90 m ³ /基 × 4 基 (完成品)
	299 m ³ /基 × 3 基 (完成品)
	508 m ³ /基 × 18 基 (完成品)
	1,100 m ³ /基 × 5 基

(追 設)

b-2. 中間タンク

合計容量	5,800 m ³
基数	5 基
容量	1,160 m ³ /基 × 5 基

タンク型式		—	溶接型
タンク容量		m ³	1,160
主要寸法	内 径	mm	11,000
	胴板厚さ	mm	12.0
	底板厚さ	mm	12.0
	高 さ	mm	13,000
管台厚さ	100A	mm	6.0
	200A	mm	8.2
	650A	mm	12.0
材 料	胴板・底板	—	SM400C
	管台	—	STPG370, SM400C

c. (廃止) メガフロート (完成品)

d. 水位警報

(a) 受入タンク (35 m³, 42 m³)

設定値	水位高：底部より	1,835 mm 以下
	水位低：底部より	205 mm 以上

(b) 受入タンク (110 m³)

設定値	水位高：底部より	2,051 mm 以下
	水位低：底部より	206 mm 以上

(c) 受入タンク (160 m³, 200 m³)

設定値	水位高：底部より	4,100 mm 以下
	水位低：底部より	600 mm 以上

(d) 貯留タンク (50 m³)

設定値	水位高：底部より	2,200 mm 以下
	水位低：底部より	100 mm 以上

(e)貯留タンク (90 m³)

設定値 水位高：底部より 2,500 mm 以下
水位低：底部より 100 mm 以上

(f)貯留タンク (299 m³, 508 m³)

設定値 水位高：底部より 8,242 mm 以下
水位低：底部より 600 mm 以上

(g)貯留タンク (1,100 m³)

設定値 水位高：底部より 8,800 mm 以下
水位低：底部より 1,500 mm 以上

(追 設)

(h)中間タンク (1,160 m³)

設定値 水位高：底部より 12,060 mm 以下
水位低：底部より 1,150 mm 以上

(2)移送設備

a. 移送ポンプ (完成品)

台 数	16 台	
容量 揚程 台数	13.8 m ³ /h	20 m×3 台
	20 m ³ /h	33 m×2 台
	20 m ³ /h	54.4 m×5 台

(追 設)

容量 揚程 台数	13.8 m ³ /h	20 m×1 台
	24.2 m ³ /h	65 m×1 台
	18 m ³ /h	93 m×2 台
	13.8 m ³ /h	13 m×1 台
	35 m ³ /h	43.2 m×1 台

b. 耐圧ホース (完成品)

呼び径 75 A相当, 100 A相当, 200 A相当
材質 ポリ塩化ビニル
最高使用圧力 0.98 MP a
最高使用温度 50 °C

c. ポリエチレン管 (完成品)

呼び径 50 A相当, 75 A相当, 100 A相当
材質 ポリエチレン
最高使用圧力 0.98 MP a
最高使用温度 40 °C

(追 設)

名 称	仕 様	
6号機タービン建屋内移送ポンプ出口合流から6号機タービン建屋出口まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75 A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 °C
6号機タービン建屋出口配管分岐から受入タンク及び中間タンクまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75 A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 °C
受入タンク出口配管分岐から中間タンク入口まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50 A相当, 75 A相当, 100 A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 °C
中間タンク出口から浄化ユニット入口まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50 A相当, 75 A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 °C
貯留タンク出口から浄化ユニット入口配管合流まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75 A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 °C
浄化ユニット出口から中間タンク入口まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50 A相当, 100 A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 °C
中間タンク出口から移送ポンプ(65m)入口まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100 A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 °C
(鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100 A / S c h 40 STPG370 +ポリエチレンライニング 0.98 MPa 40 °C

名 称	仕 様	
移送ポンプ（65m）出口から中間タンク入口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch40 STPG370 +ポリエチレンライニング 0.98 MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40℃
移送ポンプ（65m）出口配管分岐から貯留タンク入口配管合流まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A相当，75A相当， 100A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40℃
中間タンク出口から移送ポンプ（43.2m）入口まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A相当，100A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch40 65A／Sch40 STPG370 +ポリエチレンライニング 0.98 MPa 40℃
移送ポンプ（43.2m）出口から配管末端まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch40 STPG370 +ポリエチレンライニング 0.98 MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40℃

(5) 淡水化装置 (完成品)

処 理 量 1 0 0 m³ / 日
基 数 1 基
最高使用圧力 静水圧～6. 0 MP a

(追 設)

(6) 浄化ユニット

吸 着 材 活性炭
 セシウム / ストロンチウム同時吸着材
処 理 量 1 0 0 m³ / 日 / 系列
系 列 数 4 系列
最高使用圧力 0. 9 8 MP a

a. 前置フィルタ

名 称		前置フィルタ	
種 類	—	たて置円筒形	
容 量	m ³ /h/個	4.2	
最高使用圧力	MPa	0.98	
最高使用温度	℃	40	
主要寸法	胴 内 径	mm	339.8
	胴 板 厚 さ	mm	7.9
	上部鏡板厚さ	mm	8.0
	下部鏡板厚さ	mm	8.0
	高 さ	mm	1380.0
材 料	胴 板	—	SGP+ゴムライニング
	鏡 板	—	SS400+ゴムライニング
個 数	個/系列	1	
系 列 数	系列	4	

b. 吸着塔タイプ1

名 称		吸着塔タイプ1	
種 類	—	たて置円筒形	
容 量	m ³ /h/個	4.2	
最高使用圧力	MPa	0.98	
最高使用温度	℃	40	
主要寸法	胴 外 径	mm	508.0
	胴 板 厚 さ	mm	9.53
	上部, 下部平板厚さ	mm	50.0
	高 さ	mm	2286.0
材 料	胴 板	—	ASTM A106Gr. B +ゴムライニング
	上部, 下部平板	—	SS400+ゴムライニング
個 数	個/系列	1	
系 列 数	系列	4	

c. 吸着塔タイプ2

名 称		吸着塔タイプ2	
種 類	—	たて置円筒形	
容 量	m ³ /h/個	4.2	
最高使用圧力	MPa	0.98	
最高使用温度	℃	40	
主 要 寸 法	胴 内 径	mm	700.0
	胴 板 厚 さ	mm	8.0
	上部鏡板厚さ	mm	8.0
	下部鏡板厚さ	mm	8.0
	高 さ	mm	1500.0 1550.0
材 料	胴 板	—	SUS316L
	鏡 板	—	SUS316L
個 数	個/系列	3	
系 列 数	系列	4	

d. 移送ポンプ（完成品）

台 数	1 台/系列
容 量	100 m ³ /日/台
揚 程	91 m

e. 出口フィルタ（完成品）

名 称		出口フィルタ	
種 類	—	たて置円筒形	
容 量	m ³ /h/個	4.2	
最高使用圧力	MPa	0.98	
最高使用温度	℃	40	
主 要 寸 法	胴 外 径	mm	219.0
	胴 板 厚 さ	mm	3.0
	上部鏡板厚さ	mm	3.0
	下部鏡板厚さ	mm	3.0
	高 さ	mm	1308.0
材 料	胴 板	—	GB S31603
	鏡 板	—	GB S31603
個 数	個/系列	1	
系 列 数	系列	4	

f. 主要配管仕様

名 称	仕 様	
浄化ユニット入口から 移送ポンプまで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch40 40A/Sch40 STPG370 +ポリエチレンライニング 0.98MPa 40℃
移送ポンプから 前置フィルタまで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A/Sch40 32A/Sch40 STPG370 +ポリエチレンライニング 0.98MPa 40℃
前置フィルタから 出口フィルタまで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A/Sch40 STPG370 +ポリエチレンライニング 0.98MPa 40℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A相当 EPDM(合成ゴム) 0.98MPa 40℃
出口フィルタから 浄化ユニット出口まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch40 40A/Sch40 STPG370 +ポリエチレンライニング 0.98MPa 40℃

(7) 堰

受入タンク・油分分離装置エリア

高 さ 510mm以上*

受入タンクエリア

高 さ 560mm以上*

貯留タンクエリア

高 さ 520mm以上*

*：高さは、以下の各エリア毎に想定最大量及び堰内の面積から算出。

受入タンク・油分分離装置エリア 想定最大量 408 m³ 堰内の面積 814 m²

受入タンクエリア 想定最大量 1,043 m³ 堰内の面積 1,865 m²

貯留タンクエリア 想定最大量 3,301 m³ 堰内の面積 6,392 m²

2.33.3 添付資料

- 添付資料－1 建屋内の滞留水による影響について
- 添付資料－2 6号機 放射性液体廃棄物処理系の未復旧期間における廃液の処理について
- 添付資料－3 6号機 原子炉建屋付属棟の一部没水機器について
- 添付資料－4 系統概要図及び全体概要図
- 添付資料－5 滞留水貯留設備の増設について
- 添付資料－6 メガフロート係留場所の津波に対する考慮について
- 添付資料－7 タンク等の構造強度及び耐震性に関する評価結果について
- 添付資料－8 滞留水貯留設備の増設及び廃止について
- 添付資料－9 浄化ユニット用ジャバラハウスの耐震評価について
- 添付資料－10 浄化ユニット吸着塔，貯留タンク及び中間タンクからの敷地境界線量評価
- 添付資料－11 廃棄物発生量に関する評価
- 添付資料－12 メガフロート津波等リスク低減対策工事について
- 添付資料－13 滞留水移送設備に係る確認事項

6号機 放射性液体廃棄物処理系の未復旧期間における廃液の処理について

5・6号機の廃液については、現状6号機の放射性液体廃棄物処理系が未復旧であることから、5号機の機器ドレン系にて全量処理後、5・6号機の復水貯蔵タンクに回収し、その全量を再使用している。

廃液の発生量は、設備の点検時に約50m³程度（月1回以内）であり、仮に、5・6号機の点検が同時期になっても廃液発生量は約100m³/月となり、処理能力45m³/hを有する5号機の機器ドレン系にて、十分処理可能である。

また、復水貯蔵タンクの容量（5号機：2,500m³、6号機：3,194m³）に対して、震災以降、5・6号機共に概ねタンクの半分程度の保管量で推移しており、廃液の回収には十分な余裕がある。

系統概要図及び全体概要図

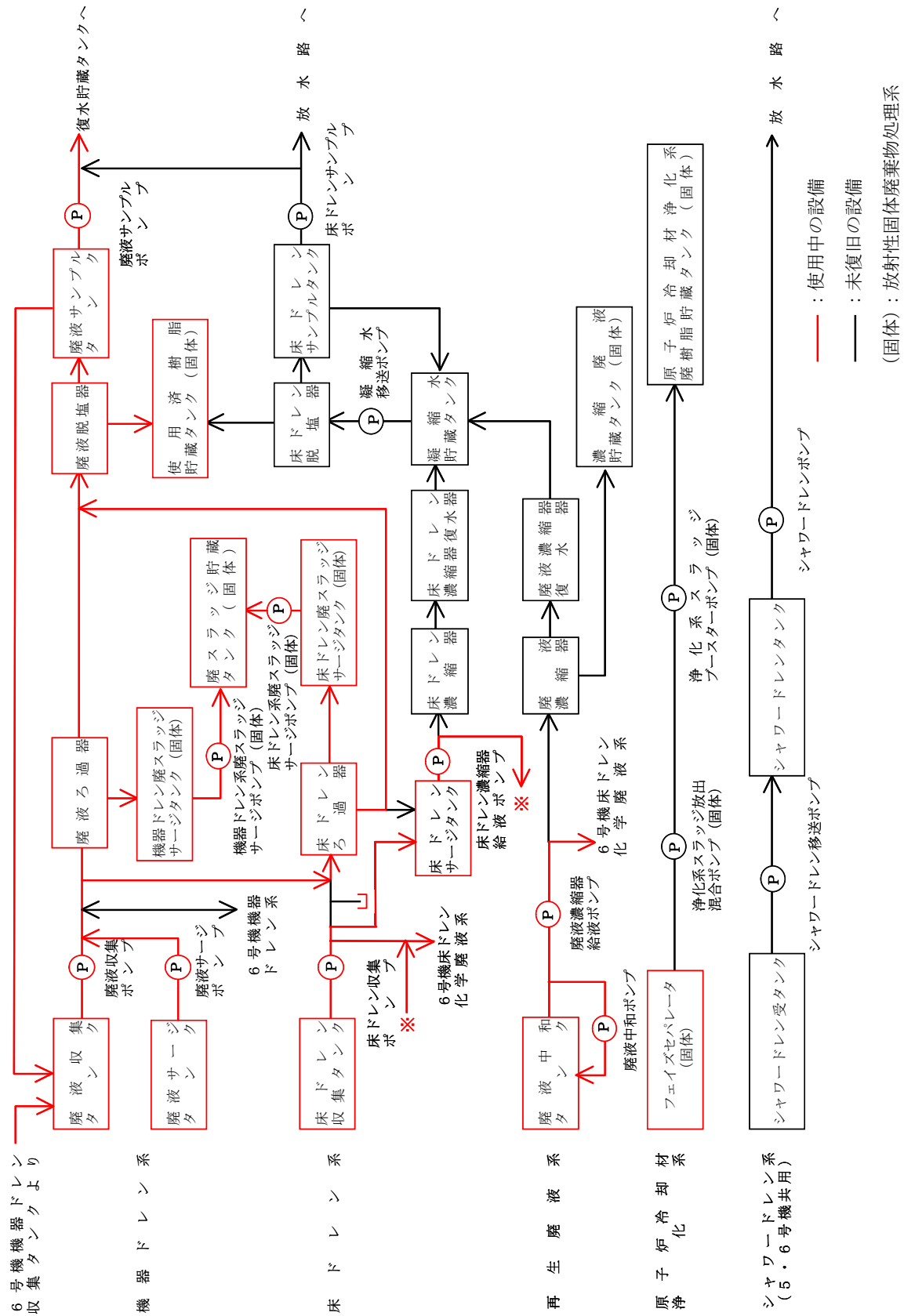
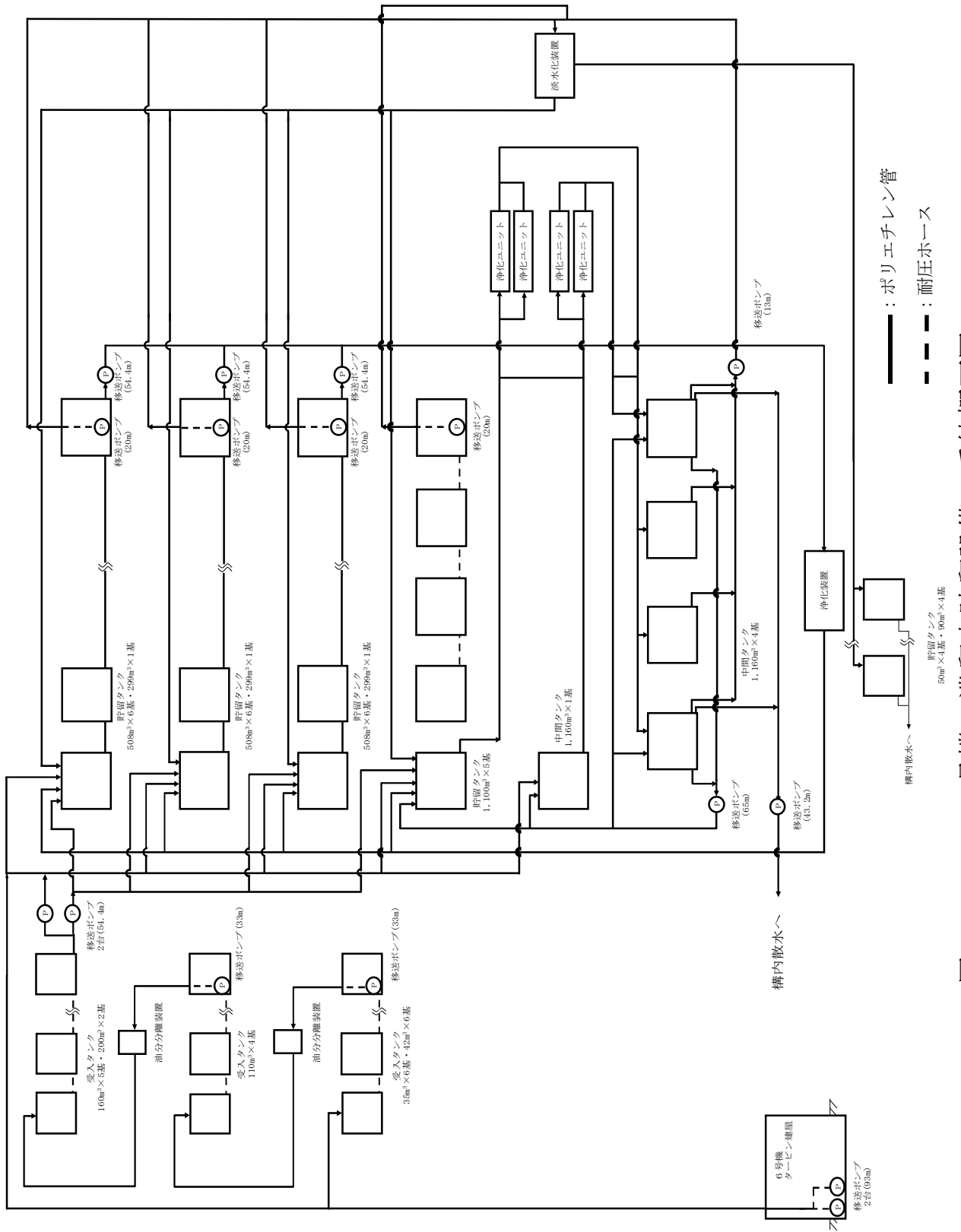
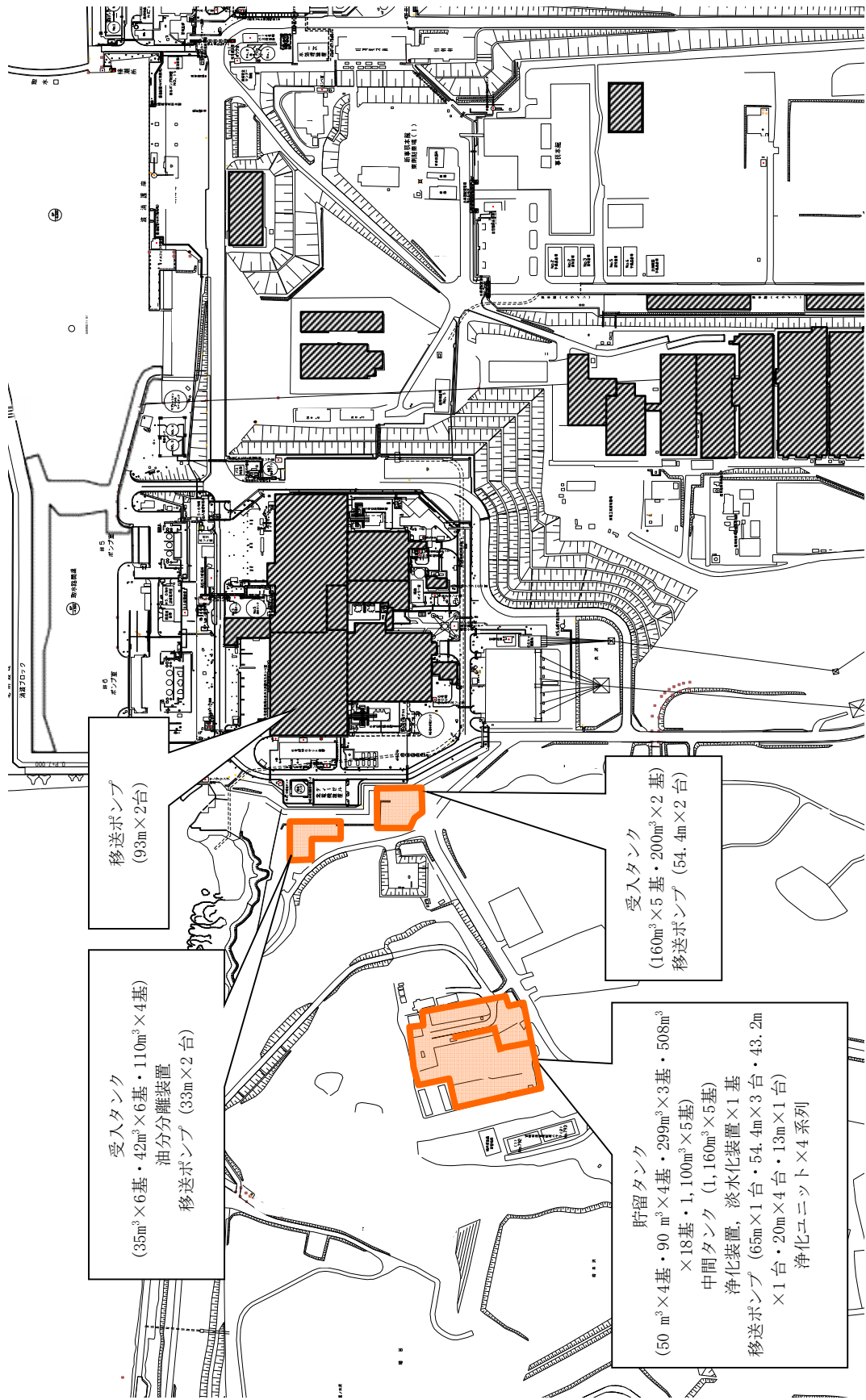


図-1 5号機 放射性液体廃棄物処理系 系統概要図



図一3 5・6号機 滞留水貯留設備 系統概要図



移送ポンプ
(93m×2台)

受入タンク
(35m³×6基・42m³×6基・110m³×4基)
油分離装置
移送ポンプ (33m×2台)

受入タンク
(160m³×5基・200m³×2基)
移送ポンプ (54.4m×2台)

貯留タンク
(50 m³×4基・90 m³×4基・299m³×3基・508m³×18基・1,100m³×5基)
中間タンク (1,160m³×5基)
浄化装置、淡水化装置×1基
移送ポンプ (65m×1台・54.4m×3台・43.2m×1台・20m×4台・13m×1台)
浄化ユニット×4系列

図-4 5・6号機 滯留水貯留設備 全体概要図

第2編

(5号炉及び6号炉に係る保安措置)

(放射性気体廃棄物の管理)

第 89 条

分析評価GMは、表 89-1 に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、測定した結果を放出・環境モニタリングGMに通知する。また、放出・環境モニタリングGMは、次の事項を管理するとともに、その結果を放出実施GMに通知する。

- (1) 排気筒等からの放射性気体廃棄物の放出による周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度の 3 ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないこと。
- (2) 排気筒等からの放射性物質（希ガス，よう素 131）の放出量が、表 89-2 に定める放出管理目標値を超えないように努めること。

2. 放出実施GMは、放射性気体廃棄物を放出する場合は、排気筒等より放出し、排気筒モニタを監視する。

表 89-1

分 類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度	放出実施GM
放射性 気体廃棄物	・ 5, 6 号炉 共用排気筒	希ガス濃度	排気筒モニタ	常時 (建屋換気空調系 運転時)	当直長
		よう素 131 濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線 放出核種)	試料放射能 測定装置	1 週間に 1 回 (建屋換気空調系 運転時)	
	・ 焼却炉建屋 排気筒 ・ 増設焼却炉 建屋排気筒	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線 放出核種, 全ベ ータ放射能)	試料放射能 測定装置	1 週間に 1 回 (建屋換気空調系 運転時)	運用支援 GM
		ストロンチウム 90 濃度	試料放射能 測定装置	3 ヶ月に 1 回 (建屋換気空調系 運転時)	

分類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度	放出実施 GM
放射性 気体廃棄物	・減容処理設備排気口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線 放出核種, 全ベ ータ放射能)	試料放射能 測定装置	1週間に1回 (建屋換気空調系 運転時)	運用支援 GM
		ストロンチウム 90濃度	試料放射能 測定装置	3ヶ月に1回 (建屋換気空調系 運転時)	
	・固体廃棄物 貯蔵庫第9棟 排気口 ・固体廃棄物 貯蔵庫第10 棟排気口 (10-A/B, 10-C)	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線 放出核種, 全ベ ータ放射能)	試料放射能 測定装置	1週間に1回 (建屋換気空調系 運転時)	廃棄物対策 プログラム 部長
		ストロンチウム 90濃度	試料放射能 測定装置	3ヶ月に1回 (建屋換気空調系 運転時)	

表 89-2

項目	放出管理目標値
放射性気体廃棄物	
希ガス	2.4×10^{14} Bq/年
よう素 131	8.4×10^7 Bq/年

附 則

附則（ ）

(施行期日)

第1条

この規定は、原子力規制委員会の認可を受けた日から10日以内に施行する。

附則（令和6年5月21日 原規規発第2405211号）

(施行期日)

第1条

この規定は、令和6年7月1日から施行する。

2. 第4条及び第5条については、原子力規制委員会の認可を受けた後、当社が定める日から適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和6年4月22日 原規規発第2404223号）

(施行期日)

第1条

2. 添付1（管理区域図）の全体図及び添付2（管理対象区域図）の全体図の変更は、化学分析棟の増床部の運用開始をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和5年5月10日 原規規発第2305107号）

(施行期日)

第1条

2. 第5条については、ALPS処理水希釈放出設備の運用を開始した時点から適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和5年4月17日 原規規発第23041712号）

(施行期日)

第1条

2. 添付1（管理区域図）の全体図及び添付2（管理対象区域図）の全体図の変更は、それぞれの区域の変更をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和5年3月7日 原規規発第2303075号）

(施行期日)

第1条

2. 添付2（管理対象区域図）の全体図における瓦礫類一時保管エリアの変更は、それぞれの区域の変更をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和5年2月21日 原規規発第2302212号）

（施行期日）

第1条

2. 第89条の表89-1における固体廃棄物貯蔵庫第10棟排気口から放出される放射性気体廃棄物の管理については、固体廃棄物貯蔵庫第10棟の運用を開始した時点から適用することとし、それまでの間は従前の例による。
3. 添付1（管理区域図）の全体図及び固体廃棄物貯蔵庫第10棟の管理区域図面並びに添付2（管理対象区域図）の全体図及び固体廃棄物貯蔵庫第10棟の管理対象区域図面の変更は、それぞれの区域の区域区分の変更をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和3年4月6日 原規規発第2104063号）

（施行期日）

第1条

2. 第5条、第87条、第87条の2及び第89条については、減容処理設備の運用を開始した時点から適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和2年8月3日 原規規発第2008037号）

（施行期日）

第1条

2. 添付1（管理区域図）の全体図における免震重要棟及び入退域管理棟、添付2（管理対象区域図）の全体図における免震重要棟及び入退域管理棟並びに免震重要棟及び入退域管理棟の管理対象区域図面の変更は、それぞれの区域の区域区分の変更をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和2年5月27日 原規規発第2005271号）

（施行期日）

第1条

2. 第5条については、大型廃棄物保管庫の運用を開始した時点から適用することとし、それまでの間は従前の例による。
3. 添付1（管理区域図）の全体図及び大型廃棄物保管庫の管理区域図面並びに添付2（管理対象区域図）の全体図及び大型廃棄物保管庫の管理対象区域図面の変更は、それぞれ

の区域の区域区分の変更をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（平成25年8月14日 原規福発第1308142号）

（施行期日）

第1条

第61条において、非常用発電機の運用を開始するまでは、必要な電力供給が可能な場合、他号炉の非常用ディーゼル発電機又は可搬式発電機を非常用発電設備とみなすことができる。

2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理

2.1.3.1 概要

1～4号機については事故の影響により排気筒の監視装置は使用不能である。5, 6号機では主排気筒放射線モニタにおいて放出を監視している。主な放出源と考えられる1～4号機原子炉建屋の上部において空气中放射性物質濃度を測定している。また、敷地内の原子炉建屋近傍、敷地境界付近で空气中放射性物質濃度の測定を行い、敷地境界付近では告示の濃度限度を下回ることを確認している。1～3号機では原子炉格納容器ガス管理設備が稼働し、格納容器内から窒素封入量と同程度の量の気体を抽出してフィルタにより放出される放射性物質を低減している。

2.1.3.2 基本方針

原子炉格納容器ガス管理設備により環境中への放出量を抑制するとともに各建屋において可能かつ適切な箇所において放出監視を行う。また、敷地境界付近で空气中放射性物質濃度の測定を行い、敷地境界付近において告示に定める周辺監視区域外の空气中の濃度限度を下回っていることを確認する。

放射性物質を内包する建屋等については放射性物質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、放出抑制を図っていく。実施の検討にあたっては、建屋や設備の損傷状況、作業場所のアクセス方法や線量率、建屋内の濃度や作業環境、今後の建屋の利用計画等を考慮し、測定データや現場調査の結果を基に、実現性を判断の上、可能な方策により計画していく。

今後設置される施設についても、内包する放射性物質のレベル等に応じて必要となる抑制対策をとるものとする。

放射性物質の新たな発生、継続した放出の可能性のある建屋等を対象として、可能かつ適切な箇所において放出監視を行っていく。連続的な監視を行うための測定方法、伝送方法について、現場状況の確認結果をもとに検討し、換気設備を設ける場合は排気口において放出監視を行う。

2.1.3.3 対象となる放射性廃棄物と管理方法

各建屋から発生する気体状（粒子状、ガス状）の放射性物質を対象とする。

(1) 発生源

a. 1～3号機原子炉建屋格納容器

格納容器内の放射性物質を含む気体については、窒素封入量と同程度の量の気体を抽出して原子炉格納容器ガス管理設備のフィルタで放出される放射性物質を低減する。

b. 1～4号機原子炉建屋

格納容器内の気体について、建屋内へ漏洩したものは原子炉格納容器ガス管理設備で処理されずに、上部開口部（機器ハッチ）への空気の流れによって放出される。

建屋内の空気の流れ及び建屋地下部の滞留水の水位低下により、建屋内の壁面、機器、瓦礫に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し、上部開口部（機器ハッチ）より放出される可能性がある。滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出については、移行試験の結果から、極めて少ないと考えている。移行試験は、濃度が高く被ばく線量への寄与も大きいCs-134, Cs-137に着目し、安定セシウムを用いて溶液から空気中への移行量を測定した結果、移行率（蒸留水のセシウム濃度／試料水中のセシウム濃度）が約 1.0×10^{-4} %と水温に依らず小さいことが判明している。

1号機については、オペレーティングフロア上ガレキ撤去時、使用済燃料プール内ガレキ撤去時及び燃料取り出し作業時における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カバーを設置し、ガレキ撤去作業時及び燃料取り出し作業時にカバー内を換気しフィルタにより放射性物質の放出低減を図る。

2号機については、使用済燃料プールからの燃料取り出しのため、燃料取り出し用構台を設置し、燃料取り出し時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を換気しフィルタにより放射性物質の放出低減を図る。

3号機については、使用済燃料プールからの燃料取り出し時の放射性物質の飛散抑制を目的として作業エリアを被うカバーを設置し、燃料取り出し作業時にカバー内を換気しフィルタにより放射性物質の放出低減を図る。

4号機については、燃料取り出し用カバーを設置している。燃料取り出し用カバーは、隙間を低減するとともに、換気設備を設け、排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出することによりカバー内の放射性物質の大気への放出を抑制する。

使用済燃料貯蔵プール水から空気中への放射性物質の直接の放出についても、Cs-134, Cs-137に着目し、上述の測定結果から、プール水からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

c. 1～4号機タービン建屋

建屋地下部の滞留水の水位低下により、壁面、機器に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し、開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが、地下開口部は閉塞されていることから、建屋からの追加的放出は少ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても、原子炉建屋と同様に、極めて少ないと評価している。

d. 1～4号機廃棄物処理建屋

タービン建屋と同様に、建屋地下部の滞留水の水位低下により、壁面、機器に付

着した放射性物質が乾燥により再浮遊し、開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが、地下開口部は閉塞されていることから、建屋からの追加的放出は少ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても、同様に極めて少ないと評価している。

e. 集中廃棄物処理施設

プロセス主建屋、サイトバンカ建屋、高温焼却炉建屋、焼却・工作建屋の各建屋について、タービン建屋と同様に、建屋地下部の滞留水の水位低下により、壁面、機器に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し、開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが、地下開口部は閉塞されていることから、建屋からの追加的放出は少ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても、同様に極めて少ないと評価している。

また、建屋内に設置されている汚染水処理設備、貯留設備の内、除染装置（セシウム凝集・沈殿）、造粒固化体貯槽（廃スラッジ貯蔵）については、内部のガスをフィルタにより放射性物質を除去して排気している。

f. 5, 6号機各建屋

各建屋地下部の滞留水について、建屋外から入ってきた海水及び地下水であり、放射性物質濃度は1～4号機に比べ低い。

原子炉建屋については、原子炉建屋常用換気系により、原子炉建屋内の空気をフィルタを通して、主排気筒から放出する。

g. 使用済燃料共用プール

共用プール水について、放射性物質濃度は1～4号機に比べ低く、プール水からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

共用プール建屋内からの排気は、フィルタを通し放射性物質を除去した後に、建屋内排気口から放出する。

h. 廃スラッジ一時保管施設

汚染水処理設備の除染装置から発生する廃スラッジを処理施設等へ移送するまでの間一時貯蔵する施設では、内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気する。

i. 焼却炉建屋

焼却設備の焼却処理からの排ガスは、フィルタを通し、排ガスに含まれる放射性物質を十分低い濃度になるまで除去した後に、焼却設備の排気筒から放出する。

なお、フィルタを通し十分低い濃度になることから、焼却炉建屋からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

j. 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫に保管される放射性固体廃棄物等は、容器やドラム缶等に収納されるため、放射性固体廃棄物等からの放射性物質の追加的放出はないものと評価している。

k. 瓦礫等の一時保管エリア

瓦礫等の一時保管エリアは、瓦礫類については周囲への汚染拡大の影響がない値として目安値を設定し、目安値を超える瓦礫類は容器、仮設保管設備、覆土式一時保管施設に収納、またはシートによる養生等による飛散抑制対策を行い保管していること、また伐採木については周囲への汚染拡大の影響がないことを予め確認していることから、放射性物質の追加的放出は極めて少ないと評価している。

l. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

セシウム吸着装置吸着塔、第二セシウム吸着装置吸着塔、第三セシウム吸着装置吸着塔、高性能容器、処理カラム、高性能多核種除去設備吸着塔は、セシウム吸着塔一時保管施設において静的に貯蔵している。使用済みの吸着材を収容する高性能容器、及び、使用済みの吸着材を収容する処理カラムは、セシウム等の主要核種を吸着塔内のゼオライト等に化学的に吸着させ、吸着塔内の放射性物質が漏えいし難い構造となっている。高性能容器は、圧縮活性炭高性能フィルタを介したベント孔を設けており、放射性物質の漏えいを防止している。また、保管中の温度上昇等を考慮しても吸着材の健全性に影響を与えるものでは無いため、吸着材からの放射性物質の離脱は無いものと評価している。このため、放射性物質の追加的放出は極めて小さいと評価している。

m. 貯留設備（タンク類、地下貯水槽）

貯留設備（タンク類、地下貯水槽）は、汚染水受入れ後は満水保管するため、水位変動が少ないこと、蒸発濃縮装置出口水の放射能濃度測定結果から空気中への放射性物質の移行は極めて低いことから放射性物質の追加的放出は極めて少ないと考えている。

n. 多核種除去設備等

多核種除去設備は、タンク開口部のフィルタにより放射性物質を除去し、排気しているため、放射性物質の追加的放出は極めて小さいと考えている。

増設多核種除去設備は、多核種除去設備と同様の設計とし、タンク開口部のフィルタにより放射性物質を除去し、排気しているため、放射性物質の追加的放出は極めて小さいものとする。

高性能多核種除去設備は、タンク開口部のフィルタにより放射性物質を除去し、排気しているため、放射性物質の追加的放出は極めて小さいものとする。

o. 大型機器除染設備

大型機器除染設備からの排気は、フィルタを通し放射性物質を除去した後に、排

気口から放出する。

フィルタを通し十分低い濃度になることから、大型機器除染設備からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

p. 油処理装置

油処理装置は、常温・湿式で油を分解するため空気中への放射性物質の移行は極めて低いと評価しており、更に排気はフィルタを通して排気する。

q. 大型廃棄物保管庫

大型廃棄物保管庫からの排気は、フィルタを通し放射性物質を除去した後に、排気口から放出する。1.（使用済セシウム吸着塔一時保管施設）と同様、保管対象である吸着塔内の吸着材からの放射性物質の離脱は無いものと評価している。このため、放射性物質の追加的放出は極めて小さいと評価している。更にフィルタを通し十分低い濃度になることから、大型廃棄物保管庫からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

r. 減容処理設備

減容処理設備からの排気は、フィルタを通し放射性物質を除去した後に、建屋換気排気口から放出する。

フィルタを通し十分低い濃度になることから、減容処理設備からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

(2) 放出管理の方法

気体廃棄物について、原子炉格納容器ガス管理設備により環境中への放出量を抑制するとともに各建屋において可能かつ適切な箇所において放出監視を行っていく。

a. 1～3号機原子炉建屋格納容器

1～3号機は原子炉格納容器ガス管理設備出口において、ガス放射線モニタ及びダスト放射線モニタにより連続監視する。

b. 1～4号機原子炉建屋

1号機については、原子炉建屋上部の空気中の放射性物質を監視するとともに、定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質濃度を測定する。また、大型カバー設置後においては、大型カバー換気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。2号機については、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換気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。3号機については、原子炉建屋上部で空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質濃度を測定する。使用済燃料プールから燃料取り出し時の放射性物質の飛散抑制を目的とした燃料取り出し用カバーが設置されており、換気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。また、4号機については、使用済燃料プールから燃料取出し時の放射性物質の飛散抑制を目的と

した燃料取出し用カバーが設置されており、換気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。

c. 1～4号機タービン建屋

追加的放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は、地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお、建屋内地上部の大物搬入口等の主な開口部付近にて、空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質の漏えいがないことを確認する。

d. 1～4号機廃棄物処理建屋

追加的放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は、地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお、建屋内地上部の主な開口部付近にて、空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質の漏えいがないことを確認する。

e. 集中廃棄物処理施設（プロセス主建屋，サイトバンカ建屋，高温焼却炉建屋，焼却・工作建屋）

追加的放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は、地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお、プロセス主建屋，サイトバンカ建屋，高温焼却炉建屋，焼却・工作建屋の各建屋内地上部の主な開口部付近にて、空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質の漏えいがないことを確認する。また、建屋内に設置されている汚染水処理設備，貯留設備の内，除染装置（セシウム凝集・沈殿），造粒固化体貯槽（廃スラッジ貯蔵）については、内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気しており，除染装置運転時や廃棄物受け入れ時等において，排気中の放射性物質濃度を必要により測定する。

f. 5，6号機各建屋

主排気筒において，放射性物質濃度をガス放射線モニタにより監視する。

g. 使用済燃料共用プール

建屋内の排気設備にて，放射性物質濃度を排気放射線モニタにより監視する。

h. 廃スラッジ一時保管施設

汚染水処理設備の除染装置から発生する廃スラッジを一時貯蔵する施設では，内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気し，ダスト放射線モニタで監視する。

i. 焼却炉建屋

焼却設備の排気筒において，放射性物質濃度をガス放射線モニタ及びダスト放射線モニタにより監視する。

j. 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫において、空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質濃度を測定する。

k. 瓦礫等の一時保管エリア

瓦礫等の一時保管エリアにおいて、空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質濃度を測定する。

l. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

使用済セシウム吸着塔一時保管施設のエリアにおいては、空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質濃度を測定する。

m. 貯留設備（タンク類，地下貯水槽）

貯留設備（タンク類，地下貯水槽）のエリアにおいては、空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質濃度を測定する。

n. 多核種除去設備等

多核種除去設備においては、内部のガスをフィルタで放射性物質を除去し、排気しているため、多核種除去設備設置エリアの放射性物質濃度を必要により測定する。また、増設多核種除去設備及び高性能多核種除去設備は、多核種除去設備と同様にフィルタで放射性物質を除去し、排気しているため、各設備の設置エリアにおける放射性物質濃度を必要により測定する。

o. 大型機器除染設備

大型機器除染設備排気口及び汚染拡大防止ハウス排気口において、空気中の放射性物質を定期的（除染設備運転時）及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質濃度（主要ガンマ線放出核種，全ベータ放射能，ストロンチウム90濃度）を測定する。なお，除染対象物のアルファ核種による汚染は極めて低いと評価しているが，念のために全アルファ放射能の放射性物質濃度も1ヶ月に1回測定する。

p. 油処理装置

油処理装置排気口において、空気中の放射性物質を定期的（油処理装置運転時）及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質濃度（主要ガンマ線放出核種，全ベータ放射能，ストロンチウム90濃度）を測定する。

q. 大型廃棄物保管庫

大型廃棄物保管庫において、空気中の放射性物質を定期的（建屋換気設備運転時）及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質濃度（主要ガンマ線放出核種，全ベータ放射能，ストロンチウム90濃度）を測定する。

r. 減容処理設備

減容処理設備排気口において、空気中の放射性物質を定期的（建屋換気空調系運転時）及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質濃度（主要ガンマ線放出核種，全ベータ放射能，ストロンチウム90濃度）を測定する。

(3) 推定放出量

1～4号機原子炉建屋（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. 1. 3-1に示す。

なお、これまでの放出量の推移を図2. 1. 3-1に示す。

表2. 1. 3-1 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。

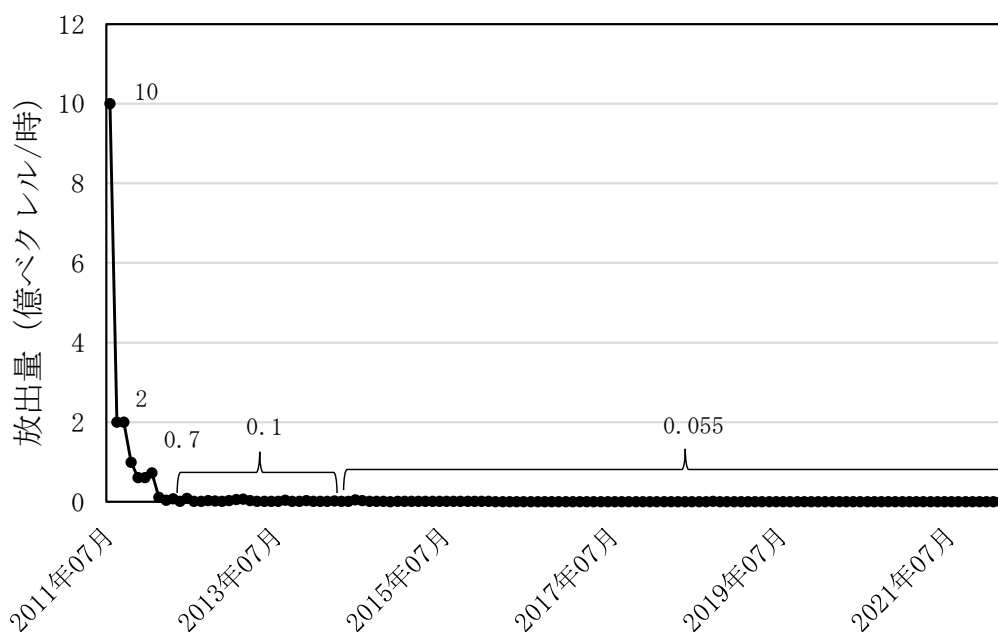


図2. 1. 3-1 1～4号機原子炉建屋からの一時間当たりの放出量推移

一方、5,6号機については、2014年に廃止が決定しており、今後、放射性の希ガス・ヨウ素の放出はなく、放出実績についても2012年度以降は未検出である。なお、現在、使用済燃料プールに燃料が保管されているため、放出管理目標値は、測定指針[※]の放射性希ガス、ヨウ素131に係る測定下限濃度相当の放出が1年間継続したと仮定して求めた放出量とする。

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. 1. 3-2に示す。なお、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. 1. 3-2に示すとおり、検出下限値未満で推移している。

上述の放出量については、5,6号機の施設の汚染状況の調査結果、解体工法及び手順についての検討結果を踏まえ、廃炉作業の進捗に伴う見直しを行う。

※：「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」（平成13年3月29日原子力安全委員会）

表2. 1. 3-2 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 (4×10^{-9} Bq/cm³) 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 3.8×10^8 cm³/s) を設定した。

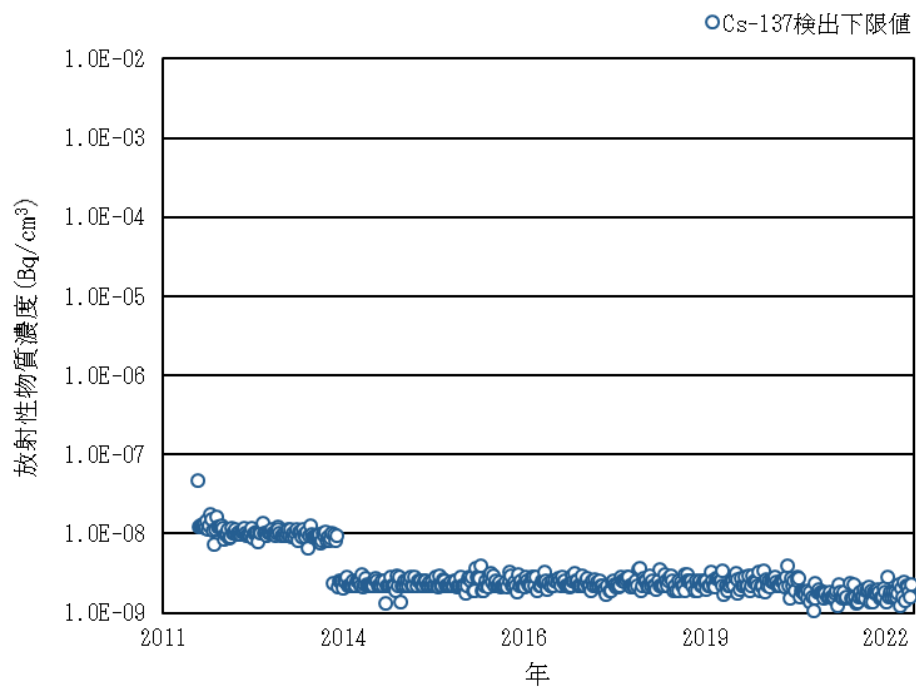


図2. 1. 3-2 5, 6号機共用排気筒からの粒子状物質放出濃度推移

2.2 線量評価

敷地周辺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から放射性物質の放出に起因する実効線量の評価を、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。

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

2.2.1.1 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。

食物摂取による実効線量については、現実に存在する被ばく経路について、食生活の様態等が標準的である人を対象として行うため、敷地周辺で農業・畜産業が行われていない現状では有意な被ばく経路は存在しない。ただし、今後敷地周辺において農業・畜産業が再開されることを見越し、被ばく評価全体において食物摂取による被ばくが占める程度を把握するため、参考として、葉菜及び牛乳摂取による実効線量を評価する。

2.2.1.2 計算のための前提条件

(1) 気象条件の代表性の検討

敷地において観測した2020年4月から2021年3月までの1年間の気象資料により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。

風向出現頻度及び風速出現頻度について、敷地内の標高46m(地上高10m)における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2.2.1-1及び表2.2.1-2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。

(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。

a. 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、(2-2-1) 式、(2-2-2) 式によりそれぞれ計算する。

$$S_{d,s} = \sum_{i=1}^N \frac{d_s \delta_i}{U_i} \dots\dots\dots (2-2-1) \text{ 式}$$

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

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)

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

$N_{d,s}$: 風向 d, 大気安定度 s の総出現回数(回)

b. 風向出現頻度

風向出現頻度は、(2-2-3) 式、(2-2-4) 式によりそれぞれ計算する。

$$f_d = \sum_{i=1}^N \frac{d \delta_i}{N} \times 100 \dots\dots\dots (2-2-3) \text{ 式}$$

$$f_{d\bar{r}} = f_d + f_{d'} + f_{d''} \dots\dots\dots (2-2-4) \text{ 式}$$

ここで、

f_d : 風向 d の出現頻度 (%)

N : 実観測回数(回)

$d \delta_i$: 時刻 i において風向 d の場合 $d \delta_i = 1$
 その他の場合 $d \delta_i = 0$

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

f_{dR} : 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風向別大気安定度別風速逆数の総和を表 2. 2. 1-3 及び表 2. 2. 1-6 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. 2. 1-4 及び表 2. 2. 1-7 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. 2. 1-5 及び表 2. 2. 1-8 に示す。

(3) 放出源と有効高さ

放出源は各建屋からの排気であるが、「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」で述べたとおり、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するため、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。

地上放散の保守性については、以下のとおりである。

「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 (2-2-5) 式に示す。

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

..... (2-2-5) 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。

(4) 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。

Cs-134 及び Cs-137 以外の核種には、検出限界未満であることが確認されている核種だけではなく、測定自体ができていないものもあるが、評価結果に大きな影響は与えないものと考えている。これら評価対象としなかった核種の影響度合いについては、「2.2.1.8 Cs 以外の核種の影響について」で詳しく述べる。

(5) 線量及び濃度計算地点

線量の計算は、図 2. 2. 1-1 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は、表 2. 2. 1-9 に示す。

2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算

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 (2-2-6) 式となる。

$$\chi(x, y, 0) = \frac{1}{\pi \sigma_y \sigma_z U} \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_z^2}\right) \cdots \cdots \cdots \quad (2-2-6) \text{ 式}$$

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。

$$\bar{\chi} = \sum_j \bar{\chi}_{jL} + \sum_j \bar{\chi}_{jL-1} + \sum_j \bar{\chi}_{jL+1} \cdots \cdots \cdots \quad (2-2-7) \text{ 式}$$

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. 2. 1-10 に示す。これに「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表 2. 1. 3-1 に示した推定放出量を乗じた結果を表 2. 2. 1-11 及び表 2. 2. 1-12 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 1,340 m の敷地境界で、Cs-134 が約 $5.0 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3$ 、Cs-137 が約 $5.0 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ である。

2.2.1.4 単位放出率あたりの実効線量の計算

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、(2-2-8) 式により計算する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \cdot \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \dots\dots\dots (2-2-8) \text{ 式}$$

ここで、

- D : 計算地点 $(x, y, 0)$ における空気カーマ率 ($\mu \text{ Gy/h}$)
- 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。

$$\begin{aligned} \mu_{en} &= 3.84 \times 10^{-3} \text{ (m}^{-1}\text{)} & \mu &= 1.05 \times 10^{-2} \text{ (m}^{-1}\text{)} \\ \alpha &= 1.000 & \beta &= 0.4492 & \gamma &= 0.0038 \end{aligned}$$

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

計算地点における単位放出量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、次の (2-2-9) 式により計算する。

$$H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \left(\bar{D}_L + \bar{D}_{L-1} + \bar{D}_{L+1} \right) \dots\dots\dots (2-2-9) \text{ 式}$$

ここで、

- H_γ : 計算地点における実効線量 ($\mu \text{ Sv/年}$)
- K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 ($\mu \text{ Sv} / \mu \text{ Gy}$)
- 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 ($\mu \text{ Gy/年}$)。これらは、(2-2-8) 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. 2. 1-13 及び表 2. 2. 1-14 に示す。

2.2.1.5 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、「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表 2.1.3-1 の推定放出量に「2.2.1.4 単位放出率あたりの実効線量の計算」で求めた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 2.2.1-15 及び表 2.2.1-16 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。

(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. 計算の方法

(a) 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、(2-2-10) 式で求める。

$$H_A = K(S_d + S_r) \cdot 8760 \cdot 10 \dots\dots\dots (2-2-10) \text{ 式}$$

ただし、

H_A : 年間実効線量 (mSv/年)

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

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)

外部被ばく実効線量換算係数は、表 2.2.1-17 に示すとおりである。

(b) 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、(2-2-11) 式で表せる。

$$S_d = \bar{x}_i \cdot V_g \frac{f}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} \cdot (1 - K_r) \dots\dots\dots (2-2-11) \text{ 式}$$

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_i : 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_i 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, (2-2-12) 式で表せる。

$$S_r = \left\{ \bar{x}_i V_g + \Lambda \frac{Q}{2\pi x / 16 N_t} \sum_{s=A}^F \frac{1}{U_s} \right\} \frac{f_{1r}}{\lambda_r} (1 - \exp(-\lambda_r T_0)) K_r \quad \dots\dots\dots (2-2-12) \text{ 式}$$

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 : 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 (s/cm)
- 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 (－)

b. 計算結果

\bar{x}_i は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の 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。

$$H_I = 365 \sum_i K_i \cdot A_i \quad \dots\dots\dots (2-2-13) \text{ 式}$$

$$A_i = M_a \cdot \bar{x}_i \quad \dots\dots\dots (2-2-14) \text{ 式}$$

ここで、

- H_I : 吸入摂取による年間の実効線量 ($\mu\text{Sv}/\text{年}$)
- 365 : 年間日数への換算係数 (d/年)
- K_i : 核種 i の吸入摂取による実効線量係数 ($\mu\text{Sv}/\text{Bq}$)
- A_i : 核種 i の吸入による摂取率 (Bq/d)
- M_a : 呼吸率 (cm^3/d)
- \bar{x}_i : 核種 i の年平均地上空気中濃度 (Bq/cm^3)

\bar{x}_i は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の Cs-134 約 $5.0 \times 10^{-10} \text{Bq}/\text{cm}^3$, Cs-137 約 $5.0 \times 10^{-9} \text{Bq}/\text{cm}^3$ を用いる。その他に評価に必要なパラメータは、表 2. 2. 1 - 1 8 及び表 2. 2. 1 - 1 9 に示す。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 $1.7 \times 10^{-3} \text{mSv}$ 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 $2.7 \times 10^{-11} \text{Bq}/\text{cm}^3$, Cs-137 が約 $3.2 \times 10^{-10} \text{Bq}/\text{cm}^3$ 程度であり、被ばく評価全体への寄与は小さい。

2.2.1.6 5号機及び6号機の寄与

(1) 大気拡散の解析に使用する気象条件

2.2.1.2(2) と同じ。

(2) 放出源と有効高さ

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。廃炉作業の進捗に伴い敷地内の施設等の設置状況が変わりうることを考慮し、実効線量の計算に用いる放出源の有効高さは、最も厳しい評価を与える 0m とする。

(3) 放出を考慮する核種

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。

(4) 線量及び濃度計算地点

2.2.1.2(5) と同じ。

(5) 年間実効線量の計算

「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表 2. 1. 3 - 2 に示した推定放出量並びに

2.2.1.3～2.2.1.5に記載した実効線量等の計算方法を用いる。

(6) 計算結果

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 1.1×10^{-8} mSv, 年間約 4.2×10^{-5} mSv, 年間約 9.8×10^{-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」(平成13年3月29日原子力安全委員会)に記載された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。

2.2.1.7 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 8.8×10^{-3} mSv である。

2.2.1.8 Cs以外の核種の影響について

(1) γ 線放出核種

γ 線を放出する核種のうち, 粒子状の放射性物質はダストサンプリングにより定期的に測定しており, Cs以外の核種は測定限界未満となっていることから, 現在の状態が維持されれば敷地周辺への影響はCsに比べて軽微である。

一方, 希ガスのようなガス状の放射性物質については, これまでの評価から, 大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量は, 地表に沈着した放射性物質からの γ 線の外部被ばくが支配的であり, 沈着しないガス状の放射性物質の寄与は小さいと考えられる。

(2) β 線及び α 線放出核種

β 線及び α 線の放出核種で, γ 線を放出しない又は微弱でゲルマニウム半導体検出器による核種分析ができない核種は, 現時点で直接分析ができていない。これらの核種は, 地表に沈着した放射性物質からの γ 線は無視しうるが, 特に α 線を放出する核種は内部被ばくにおける実効線量換算係数が α 線を放出しない核種に比べて 100～1,000 倍程度となる。

Cs との比較可能な測定データとして表 2.2.1-22 にグラウンド約西南西における土壌分析結果を示す。表 2.2.1-22 では, β 線を放出する主要な核種である Sr と, α 線を放出する主要な核種である Pu が分析されており, その量はCsに比べ, Sr で 1/1,000 程度, Pu で 1/1,000,000 程度である。この分析結果から, 線質による違いを無視

しうるほどに放出量は小さく、Cs-134 及び Cs-137 に比べ、線量への寄与は小さいと考えられる。

2.2.1.9 食物摂取による実効線量の計算

2.2.1.9.1 葉菜摂取による実効線量

葉菜摂取による実効線量は、評価対象核種が Cs-134 及び Cs-137 の長寿命核種であることから、沈着分からの間接移行経路を考慮した「一般公衆の線量評価」に基づき、次の計算式を用いる。

$$H_v = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{vi} \quad \dots\dots\dots (2-2-15) \text{ 式}$$

$$A_{vi} = x_i \cdot \left\{ \frac{V_g \cdot (1 - e^{-\lambda_{eff} t_1})}{\lambda_{eff} \cdot \rho} + \frac{V'_g \cdot B_{vi} (1 - e^{-\lambda_{ri} t_0})}{\lambda_{ri} \cdot P_v} \right\} \cdot f_i \cdot f_d \cdot M_v \quad \dots\dots\dots (2-2-16) \text{ 式}$$

ここで、

- H_v : 葉菜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_{Ti} : 核種 i の経口摂取による実効線量係数 (μ Sv/Bq)
- A_{vi} : 核種 i の葉菜による摂取率 (Bq/d)
- V_g : 葉菜への沈着速度 (cm/s)
- λ_{eff} : 核種 i の葉菜上実効崩壊定数 (1/s)
 $\lambda_{eff} = \lambda_{ri} + \lambda_w$
- λ_{ri} : 核種 i の物理的崩壊定数 (1/s)
- λ_w : ウェザリング効果による減少係数 (1/s)
- ρ : 葉菜の栽培密度 (g/cm^2)
- t_1 : 葉菜の栽培期間 (s)
- V'_g : 葉菜を含む土壌への核種の沈着速度 (cm/s)
- P_v : 経根移行に寄与する土壌の有効密度 (g/cm^2)
- B_{vi} : 土壌 1g 中に含まれる核種 i が葉菜に移行する割合 (—)
- t_0 : 核種の蓄積期間 (s)
- f_i : 葉菜の栽培期間年間比 (—)
- f_d : 調理前洗浄による核種の残留比 (—)
- M_v : 葉菜摂取量 (g/d)

評価に必要なパラメータは、表 2. 2. 1-19～表 2. 2. 1-21 に示す。

\bar{x}_i は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の Cs-134 約 $5.0 \times 10^{-10} Bq/cm^3$ 、Cs-137 約 $5.0 \times 10^{-9} Bq/cm^3$ を用いて計算した結果、葉菜摂取による実効線量は最大で年間約 $9.8 \times 10^{-3} mSv$ である。

2.2.1.9.2 牛乳摂取による実効線量

牛乳摂取による実効線量は、評価対象核種が Cs-134 及び Cs-137 の長寿命核種であることから、沈着分からの間接移行経路を考慮した「一般公衆の線量評価」に基づき、次の計算式を用いる。

$$H_M = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Mi} \quad \dots\dots\dots (2-2.1-17) \text{ 式}$$

$$A_{Mi} = \bar{x}_i \cdot \left\{ \frac{V_{gM} \cdot (1 - e^{-\lambda_{effi} t_{1M}})}{\lambda_{effi} \cdot \rho_M} + \frac{V'_{gM} \cdot B_{vi} (1 - e^{-\lambda_{ri} t_0})}{\lambda_{ri} \cdot P_v} \right\} \cdot f_i \cdot Q_f \cdot F_{Mi} \cdot M_M \quad \dots\dots\dots (2-2.1-18) \text{ 式}$$

ここで、

- H_M : 牛乳摂取による年間の実効線量 (μ Sv/年)
- A_{Mi} : 核種 i の牛乳による摂取率 (Bq/d)
- V_{gM} : 牧草への沈着速度 (cm/s)
- λ_{effi} : 核種 i の牧草上実効減衰定数 (1/s)
 $\lambda_{effi} = \lambda_{ri} + \lambda_w$
- λ_{ri} : 核種 i の物理的崩壊定数 (1/s)
- λ_w : ウェザリング効果による減少係数 (1/s)
- ρ_M : 牧草の栽培密度 (g/cm^2)
- t_{1M} : 牧草の栽培期間 (s)
- V'_{gM} : 牧草を含む土壌への核種の沈着速度 (cm/s)
- P_v : 経根移行に寄与する土壌の有効密度 (g/cm^2)
- B_{vi} : 土壌 1g 中に含まれる核種 i が牧草に移行する割合 (—)
- t_0 : 核種の蓄積期間 (s)
- f_i : 放牧期間年間比 (—)
- Q_f : 乳牛の牧草摂取量 (g/d)
- F_{Mi} : 乳牛が摂取した核種 i が牛乳に移行する割合 ($(Bq/cm^3)/(Bq/d)$)
- M_M : 牛乳摂取量 (cm^3/d)

評価に必要なパラメータは、表 2. 2. 1-19～表 2. 2. 1-21 に示す。

\bar{x}_i は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の Cs-134 約 $5.0 \times 10^{-10} Bq/cm^3$, Cs-137 約 $5.0 \times 10^{-9} Bq/cm^3$ を用いて計算した結果、牛乳摂取による実効線量は最大で年間約 $1.6 \times 10^{-2} mSv$ である。

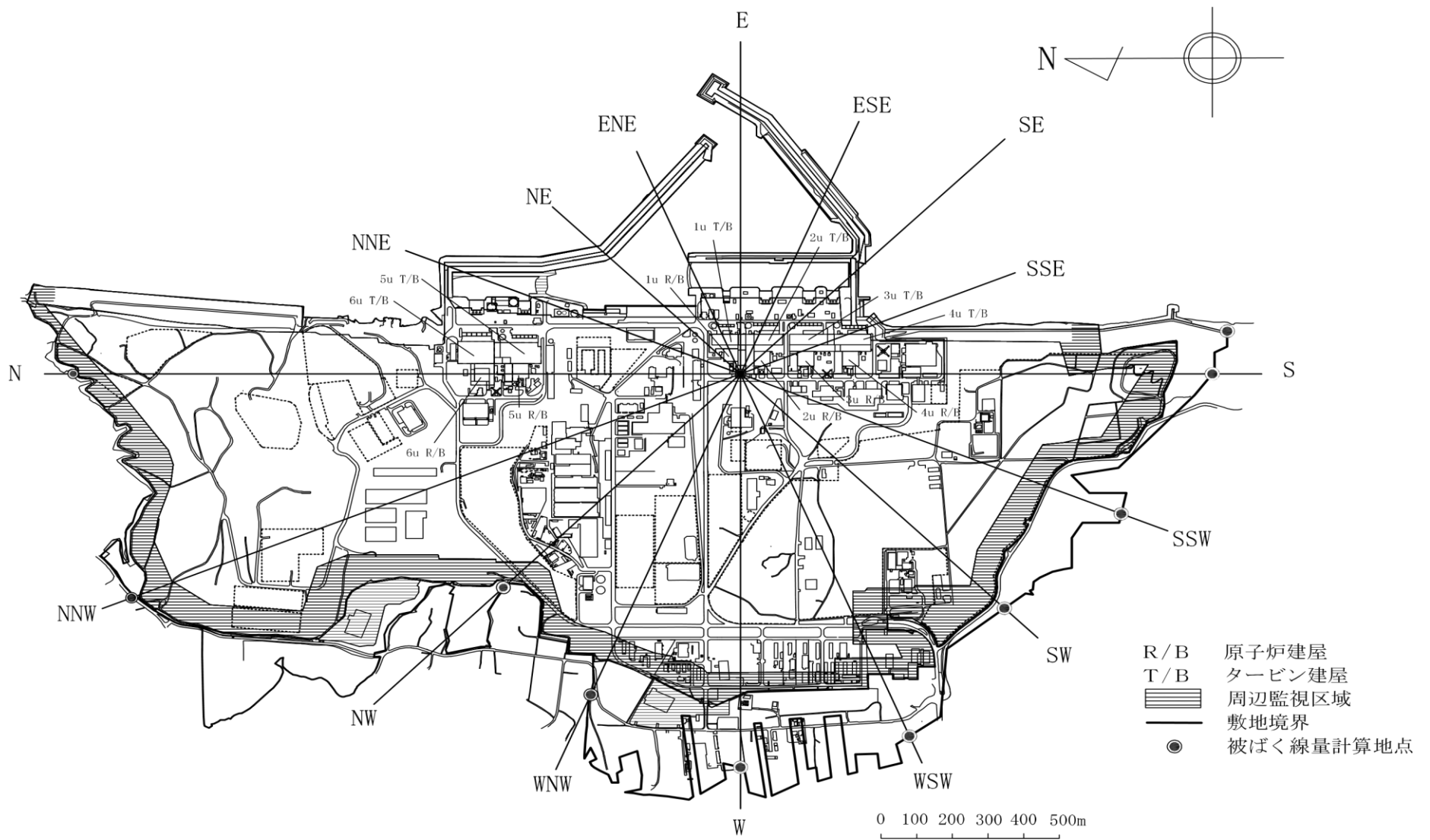


図 2. 2. 1-1 被ばく線量計算地点 (敷地境界)

表 2. 2. 1-1 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	8.97	7.09	10.21	10.59	3.60	○
NNE		4.49	3.74	4.32	4.39	3.59	4.58	5.03	4.74	4.71	5.31	4.49	5.76	5.74	3.24	×
NE		3.01	3.37	3.93	4.09	4.24	3.48	3.19	2.93	2.34	3.10	3.37	3.53	4.76	1.97	○
ENE		3.76	2.66	2.69	2.79	2.79	2.58	3.25	2.81	2.89	3.44	2.97	3.37	3.89	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	2.07	2.61	2.37	3.58	1.65	○
SE		4.65	7.10	5.83	4.05	4.63	4.73	3.44	4.40	4.09	3.58	4.65	3.76	7.24	2.05	○
SSE		7.25	6.62	6.62	7.75	7.85	7.93	6.56	7.90	7.62	7.13	7.32	6.57	8.66	5.98	○
S		5.85	4.99	5.78	5.42	5.39	5.14	6.01	6.73	6.87	7.23	5.94	7.27	7.77	4.12	○
SSW		3.54	2.95	3.34	4.15	4.23	5.48	5.22	4.65	4.77	5.23	4.36	5.55	6.42	2.30	○
SW		2.96	2.91	2.91	2.54	2.73	2.91	2.40	2.40	2.05	2.19	2.60	2.21	3.39	1.81	○
WSW		5.00	4.85	4.98	5.13	4.15	4.09	2.54	2.34	2.18	2.42	3.77	2.18	6.74	0.79	○
W		11.01	10.25	10.33	9.96	11.30	8.55	6.65	6.02	5.31	4.86	8.43	5.39	14.32	2.53	○
WNW		13.07	12.85	13.21	12.43	13.50	10.67	11.90	11.16	10.40	10.68	11.99	10.88	14.79	9.18	○
NW		11.93	14.75	13.32	14.49	10.80	10.68	11.17	11.12	11.90	10.52	12.07	8.85	15.80	8.33	○
NNW		9.17	9.20	9.11	9.61	10.39	11.23	14.53	12.85	15.01	15.20	11.63	14.87	17.66	5.60	○
静穏		2.10	2.85	2.30	2.41	3.29	4.84	5.71	7.34	7.23	5.81	4.39	5.38	9.26	0.00	○

注) 2010年度は震災により3月の欠測率が30%を超えるため除外

表 2. 2. 1 - 2 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	5.81	4.39	5.38	9.26	0.00	○
0.5 ～ 1.4		21.12	24.85	23.09	20.38	27.40	32.14	31.01	34.70	33.38	32.29	28.03	29.76	40.75	15.32	○
1.5 ～ 2.4		35.97	35.63	33.66	33.83	33.06	30.20	27.83	27.01	26.59	27.77	31.16	28.56	39.88	22.43	○
2.5 ～ 3.4		20.88	19.15	21.48	21.83	17.42	17.13	17.56	15.88	16.40	16.10	18.38	18.73	23.80	12.97	○
3.5 ～ 4.4		10.59	8.74	10.18	10.74	9.73	8.87	9.45	8.45	9.08	8.91	9.47	9.33	11.38	7.56	○
4.5 ～ 5.4		4.94	4.33	4.97	5.48	4.71	3.95	4.54	4.01	4.46	4.79	4.62	4.43	5.72	3.52	○
5.5 ～ 6.4		2.22	2.07	2.24	2.48	2.53	2.09	2.17	1.57	1.99	2.70	2.20	2.19	2.96	1.45	○
6.5 ～ 7.4		1.07	1.02	0.90	1.34	1.03	0.65	1.14	0.67	0.52	1.04	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	0.36	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年度は震災により3月の欠測率が30%を超えるため除外

表 2. 2. 1-3 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)

風向 \ 大気安定度	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. 2. 1-4 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)

風向 \ 大気安定度	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. 2. 1 - 5 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

表 2. 2. 1-6 風向別大気安定度別風速逆数の総和

標高 131m(地上高 95m)

(s/m)

風向 \ 大気安定度	A	B	C	D	E	F
N	0.31	30.97	15.17	118.05	5.46	61.21
NNE	2.02	45.18	23.72	85.15	0.69	26.22
NE	1.75	54.28	7.57	45.34	0.87	15.34
ENE	4.31	40.57	3.93	47.26	0.11	13.25
E	6.51	37.56	1.83	36.96	0.30	10.40
ESE	5.57	36.32	2.20	36.25	0.22	10.70
SE	3.90	48.68	6.51	39.91	0.37	20.23
SSE	2.64	44.38	20.66	79.26	1.54	35.86
S	1.70	32.05	18.34	127.89	12.66	94.97
SSW	1.12	17.16	2.95	60.63	5.32	89.89
SW	0.40	15.90	0.47	48.81	0.61	82.11
WSW	2.28	20.52	0.12	42.47	0.11	70.71
W	3.80	29.64	3.34	42.95	1.97	89.28
WNW	0.90	23.33	5.46	67.87	5.19	108.02
NW	0	31.03	10.43	105.13	8.10	138.04
NNW	0	44.97	14.38	176.70	9.74	124.88

表 2. 2. 1-7 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 131m(地上高 95m)

(s/m)

風向 \ 大気安定度	A	B	C	D	E	F	全安定度
N	0.31	0.46	0.23	0.28	0.20	0.44	0.32
NNE	0.50	0.37	0.21	0.31	0.22	0.68	0.33
NE	0.58	0.43	0.26	0.41	0.28	0.84	0.43
ENE	0.54	0.44	0.30	0.75	2.00	1.17	0.58
E	0.50	0.49	0.46	0.70	0.29	1.03	0.59
ESE	0.46	0.43	0.36	0.57	0.21	1.08	0.52
SE	0.77	0.41	0.22	0.56	0.35	1.10	0.49
SSE	0.52	0.34	0.15	0.31	0.22	0.67	0.31
S	0.42	0.31	0.16	0.22	0.16	0.38	0.25
SSW	1.11	0.43	0.21	0.38	0.16	0.36	0.35
SW	0.40	0.69	0.16	0.62	0.20	0.43	0.49
WSW	0.21	0.37	0.12	0.50	2.00	0.39	0.41
W	0.20	0.22	0.11	0.31	0.14	0.33	0.28
WNW	0.30	0.28	0.14	0.34	0.13	0.37	0.32
NW	0	0.34	0.15	0.29	0.15	0.30	0.28
NNW	0	0.47	0.20	0.26	0.17	0.35	0.29

表 2. 2. 1 - 8 風向出現頻度及び風速 0.5~2.0m/s 風向出現頻度

標高 131m(地上高 95m)

(%)

風向	風向出現頻度	風速 0.5~2.0m/s 風向出現頻度
N	7.9	6.9
NNE	6.2	5.6
NE	4.3	5.3
ENE	3.7	5.4
E	3.2	4.9
ESE	3.1	4.4
SE	4.1	5.4
SSE	6.3	6.1
S	9.8	7.2
SSW	6.0	6.0
SW	5.1	6.7
WSW	4.6	5.7
W	5.8	5.6
WNW	7.2	7.1
NW	10.0	7.8
NNW	12.6	10.0

表 2. 2. 1-9 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

表2. 2. 1-10 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. 2. 1 - 1 1 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. 2. 1 - 1 2 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. 2. 1-13 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. 2. 1-14 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}

表2. 2. 1-15 Cs-134の放射性雲からの γ 線に起因する実効線量 ($\mu\text{Sv}/\text{年}$)

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. 2. 1-16 Cs-137の放射性雲からの γ 線に起因する実効線量 ($\mu\text{Sv}/\text{年}$)

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}

表 2. 2. 1-17 外部被ばく実効線量換算係数^[1]

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}

表 2. 2. 1-18 吸入摂取の評価パラメータ^[2]

パラメータ	記号	単位	数値
呼吸率	M _a	cm ³ /d	2.22×10^7

表 2. 2. 1-19 実効線量係数^[3]

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

表 2. 2. 1-20 葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ

経路	パラメータ	記号	単位	数値
葉菜 摂取	核種の葉菜への沈着速度 ^{[2][4]}	V_g	cm/s	1
	ウェザリング効果による減少定数 ^[4]	λ_w	1/s	5.73×10^{-7} (14日相当)
	葉菜の栽培密度 ^[2]	ρ	g/cm ²	0.23
	葉菜の栽培期間 ^[4]	t_1	s	5.184×10^6 (60日)
	葉菜を含む土壌への核種の沈着速度 ^[4]	V_g'	cm/s	1
	経根移行に寄与する土壌の有効密度 ^[4]	P_v	g/cm ²	24
	核種の蓄積期間	t_0	s	3.1536×10^7 (1年間)
	葉菜の栽培期間年間比 ^[2]	f_t	—	0.5
	調理前洗浄による核種の残留比 ^[4]	f_d	—	1
	葉菜摂取量 (成人) ^[2]	M_v	g/d	100
牛乳 摂取	核種の牧草への沈着速度 ^[2]	V_{gM}	cm/s	0.5
	ウェザリング効果による減少定数 ^[4]	λ_w	1/s	5.73×10^{-7} (14日相当)
	牧草の栽培密度 ^[5]	ρ_M	g/cm ³	0.07
	牧草の栽培期間 ^[5]	t_{1M}	s	2.592×10^6 (30日間)
	牧草を含む土壌への核種の沈着速度 ^[4]	V_{gM}'	cm/s	1
	経根移行に寄与する土壌の有効密度 ^[4]	P_v	g/cm ²	24
	放牧期間年間比 ^[2]	f_t	—	0.5
	乳牛の牧草摂取量 ^[4]	Q_f	g/d wet	5×10^4
	牛乳摂取量 (成人) ^[2]	M_M	cm ³ /d	200

表 2. 2. 1-21 葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ^[5]

元素	土壌 1g 中に含まれる核種 i が葉菜及び牧草に移行する割合 (B_{vi})	乳牛が摂取した核種 i が牛乳に移行する割合 (F_{Mi}) ($(Bq/cm^3)/(Bq/d)$)
Cs	1.0×10^{-2}	1.2×10^{-5}

(出典)

- [1] IAEA-TECDOC-1162:Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency, 2000
- [2] 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 平成 13 年 3 月 29 日, 原子力安全委員会一部改訂

- [3] ICRP Publication 72:Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides;Part 5 Complitation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients, 1996
- [4] 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 平成 13 年 3 月 29 日, 原子力安全委員会一部改訂
- [5] U.S.NRC :Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR Part 50, Appendix I, Regulatory Guide 1.109, Revision 1, 1977

表 2. 2. 1-22 土壌分析結果

	土壌 (Bq/kg) (グラウンド約西南西 500m)	分析日
Cs-134	4.1×10^5	2011 年 11 月 7 日
Cs-137	4.7×10^5	2011 年 11 月 7 日
Sr-89	1.8×10^2	2011 年 10 月 10 日
Sr-90	2.5×10^2	2011 年 10 月 10 日
Pu-238	2.6×10^{-1}	2011 年 10 月 31 日
Pu-239	1.1×10^{-1}	2011 年 10 月 31 日
Pu-240	1.1×10^{-1}	2011 年 10 月 31 日

2.2.2 敷地内各施設からの直接線ならびにスカイシャイン線による実効線量

2.2.2.1 線量の評価方法

(1) 線量評価点

施設と評価点との高低差を考慮し、各施設からの影響を考慮した敷地境界線上(図2.2.2-1)の最大実効線量評価地点(図2.2.2-2)における直接線及びスカイシャイン線による実効線量を算出する。

(2) 評価に使用するコード

MCNP等、他の原子力施設における評価で使用実績があり、信頼性の高いコードを使用する。

(3) 線源及び遮蔽

線源は各施設が内包する放射性物質に容器厚さ、建屋壁、天井等の遮蔽効果を考慮して設定する。内包する放射性物質や、遮蔽が明らかでない場合は、設備の表面線量率を測定し、これに代えるものとする。

対象設備は事故処理に係る使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設、貯留設備(タンク類)、固体廃棄物貯蔵庫、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備及び瓦礫類、伐採木の一時保管エリア等とし、現に設置あるいは現時点で設置予定があるものとする。

2.2.2.2 各施設における線量評価

2.2.2.2.1 使用済セシウム吸着塔保管施設、大型廃棄物保管庫、廃スラッジ貯蔵施設及び貯留設備(タンク類)

使用済セシウム吸着塔保管施設、大型廃棄物保管庫、廃スラッジ貯蔵施設及び貯留設備(タンク類)は、現に設置、あるいは設置予定のある設備を評価する。セシウム吸着装置吸着塔および第二セシウム吸着装置吸着塔については、使用済セシウム吸着塔一時保管施設、大型廃棄物保管庫に保管した使用済吸着塔の線量率測定結果をもとに線源条件を設定する。(添付資料-1) また特記なき場合、セシウム吸着装置吸着塔あるいは第二セシウム吸着装置吸着塔を保管するエリアに保管するこれら以外の吸着塔等については、相当な表面線量をもつこれら吸着塔とみなして評価する。

貯留設備(タンク類)は、設置エリア毎に線源を設定する。全てのタンク類について、タンクの形状をモデル化する。濃縮廃液貯槽(Dエリア)、濃縮水タンクの放射能濃度は、水分析結果を基に線源条件を設定する。濃縮廃液貯槽(H2エリア)の内包物は貯槽下部にスラリー状の炭酸塩が沈殿していることから、貯槽下部、貯槽上部の放射能濃度をそれぞれ濃縮廃液貯槽①、濃縮廃液貯槽②とし水分析結果を基に線源条件を設定する。R0濃縮水貯槽のうちR0濃縮水貯槽15(H8エリア)、17の一部(G3西エリアのD)、18(J1エリア)、

20の一部(DエリアのB,C,D)及びろ過水タンク並びにSr処理水貯槽のうちSr処理水貯槽(K2エリア)及びSr処理水貯槽(K1南エリア)の放射能濃度は、水分析結果を基に線源条件を設定する。R0濃縮水貯槽17の一部(G3エリアのE,F,G,H)については、平成28年1月時点の各濃縮水貯槽の空き容量に、平成27年8月から平成28年1月までに採取した淡水化装置出口水の平均放射能濃度を有する水を注水し、満水にした際の放射能濃度を基に線源条件を設定する。サプレッションプール水サージタンク及び廃液R0供給タンクについては、平成25年4月から8月までに採取した淡水化装置入口水の水分析結果の平均値を放射能濃度として設定する。R0濃縮水受タンクについては、平成25年4月から8月までに採取した淡水化装置出口水の水分析結果の平均値を放射能濃度として設定する。また、ろ過水タンクは残水高さを0.5mとし、水位に応じた評価を実施する。

(1) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

a. 第一施設

容 量：セシウム吸着装置吸着塔：544体
第二セシウム吸着装置吸着塔：230体

i. セシウム吸着装置吸着塔

放射能強度：添付資料-1表1及び図1参照

遮 蔽：吸着塔側面：鉄 177.8mm

吸着塔一次蓋：鉄 222.5mm

吸着塔二次蓋：鉄 127mm

コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ403mm），
密度 $2.30\text{g}/\text{cm}^3$

追加コンクリート遮蔽版（施設西端，厚さ200mm，密度 $2.30\text{g}/\text{cm}^3$ ）

評価地点までの距離：約1590m

線源の標高：T.P.約33m

ii. 第二セシウム吸着装置吸着塔

放射能強度：添付資料-1表3及び図1参照

遮 蔽：吸着塔側面：鉄 35mm，鉛 190.5mm

吸着塔上面：鉄 35mm，鉛 250.8mm

評価地点までの距離：約1590m

線源の標高：T.P.約33m

評価結果：約 $0.0001\text{mSv}/\text{年}$ 未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

b. 第二施設

容 量：高性能容器 (HIC) : 736 体
放射能強度：表 2. 2. 2-1 参照
遮 蔽：コンクリート製ボックスカルバート：203mm (蓋厚さ 400mm) ,
密度 2.30g/cm³
評価地点までの距離：約 1580m
線 源 の 標 高：T.P. 約 33m
評 価 結 果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視す
：
る

c. 第三施設

容 量：高性能容器 (HIC) : 4,032 体
放射能強度：表 2. 2. 2-1 参照
遮 蔽：コンクリート製ボックスカルバート：150mm (通路側 400mm) ,
密度 2.30g/cm³
蓋：重コンクリート 400mm, 密度 3.20g/cm³
評価地点までの距離：約 1570m
線 源 の 標 高：T.P. 約 35m
評 価 結 果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視す
：
る

d. 第四施設

容 量：セシウム吸着装置吸着塔 : 680 体
第二セシウム吸着装置吸着塔：345 体

i. セシウム吸着装置吸着塔

放射能強度：添付資料-1 表 1 及び図 2 参照
遮 蔽：吸着塔側面 : 鉄 177.8mm (K1~K3 : 85.7mm)
吸着塔一次蓋：鉄 222.5mm (K1~K3 : 174.5mm)
吸着塔二次蓋：鉄 127mm (K1~K3 : 55mm)
コンクリート製ボックスカルバート：203mm (蓋厚さ 400mm) ,
密度 2.30g/cm³

評価地点までの距離 約 610m

線 源 の 標 高：T.P. 約 35m

ii. 第二セシウム吸着装置吸着塔

放射能強度：添付資料-1 表 3 及び図 2 参照

遮 蔽：吸着塔側面：鉄 35mm, 鉛 190.5mm
吸着塔上面：鉄 35mm, 鉛 250.8mm

評価地点までの距離：約 610m

線 源 の 標 高：T.P.約 35m

評 価 結 果：約 4.01×10^{-2} mSv/年

表 2. 2. 2-1 評価対象核種及び放射能濃度 (1/2)

核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)		
	スラリー (鉄共沈処理)	スラリー (炭酸塩沈殿処理)	吸着材 3
Fe-59	5.55E+02	1.33E+00	0.00E+00
Co-58	8.44E+02	2.02E+00	0.00E+00
Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	9.12E+04
Sr-89	1.08E+06	3.85E+05	0.00E+00
Sr-90	2.44E+07	8.72E+06	0.00E+00
Y-90	2.44E+07	8.72E+06	0.00E+00
Y-91	8.12E+04	3.96E+02	0.00E+00
Nb-95	3.51E+02	8.40E-01	0.00E+00
Tc-99	1.40E+01	2.20E-02	0.00E+00
Ru-103	6.37E+02	2.01E+01	0.00E+00
Ru-106	1.10E+04	3.47E+02	0.00E+00
Rh-103m	6.37E+02	2.01E+01	0.00E+00
Rh-106	1.10E+04	3.47E+02	0.00E+00
Ag-110m	4.93E+02	0.00E+00	0.00E+00
Cd-113m	0.00E+00	5.99E+03	0.00E+00
Cd-115m	0.00E+00	1.80E+03	0.00E+00
Sn-119m	6.72E+03	0.00E+00	0.00E+00
Sn-123	5.03E+04	0.00E+00	0.00E+00
Sn-126	3.89E+03	0.00E+00	0.00E+00
Sb-124	1.44E+03	3.88E+00	0.00E+00
Sb-125	8.99E+04	2.42E+02	0.00E+00
Te-123m	9.65E+02	2.31E+00	0.00E+00
Te-125m	8.99E+04	2.42E+02	0.00E+00
Te-127	7.96E+04	1.90E+02	0.00E+00
Te-127m	7.96E+04	1.90E+02	0.00E+00
Te-129	8.68E+03	2.08E+01	0.00E+00
Te-129m	1.41E+04	3.36E+01	0.00E+00
I-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Cs-134	0.00E+00	0.00E+00	2.61E+05
Cs-135	0.00E+00	0.00E+00	8.60E+05
Cs-136	0.00E+00	0.00E+00	9.73E+03

表 2. 2. 2-1 評価対象核種及び放射能濃度 (2/2)

核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)		
	スラリー (鉄共沈処理)	スラリー (炭酸塩沈殿処理)	吸着材 3
Cs-137	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05
Ba-137m	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05
Ba-140	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Ce-141	1.74E+03	8.46E+00	0.00E+00
Ce-144	7.57E+03	3.69E+01	0.00E+00
Pr-144	7.57E+03	3.69E+01	0.00E+00
Pr-144m	6.19E+02	3.02E+00	0.00E+00
Pm-146	7.89E+02	3.84E+00	0.00E+00
Pm-147	2.68E+05	1.30E+03	0.00E+00
Pm-148	7.82E+02	3.81E+00	0.00E+00
Pm-148m	5.03E+02	2.45E+00	0.00E+00
Sm-151	4.49E+01	2.19E-01	0.00E+00
Eu-152	2.33E+03	1.14E+01	0.00E+00
Eu-154	6.05E+02	2.95E+00	0.00E+00
Eu-155	4.91E+03	2.39E+01	0.00E+00
Gd-153	5.07E+03	2.47E+01	0.00E+00
Tb-160	1.33E+03	6.50E+00	0.00E+00
Pu-238	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Pu-239	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Pu-240	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Pu-241	1.13E+03	5.48E+00	0.00E+00
Am-241	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Am-242m	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Am-243	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Cm-242	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Cm-243	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Cm-244	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Mn-54	1.76E+04	4.79E+00	0.00E+00
Co-60	8.21E+03	6.40E+00	0.00E+00
Ni-63	0.00E+00	8.65E+01	0.00E+00
Zn-65	5.81E+02	1.39E+00	0.00E+00

(2) 大型廃棄物保管庫

容 量：第二セシウム吸着装置吸着塔：540 体※
遮 蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 200mm, 密度 約 2.1g/cm³

i. 第二セシウム吸着装置吸着塔

放 射 能 強 度：添付資料-1 表 3 及び図 3 参照
遮 蔽：吸着塔側面：鉄 35mm, 鉛 190.5mm
吸着塔上面：鉄 35mm, 鉛 250.8mm

評価地点までの距離：約 480m

線 源 の 標 高：T.P. 約 26m

評 価 結 果：約 1.51×10^{-2} mSv/年

※実際の貯蔵エリアは、北・中に制限されるが、保守的に北・中・南の全ての貯蔵エリアに第二セシウム吸着装置吸着塔を設置した場合を仮定する。

(3) 廃スラッジ一時保管施設

合 計 容 量：約 630m³
放 射 能 濃 度：約 1.0×10^7 Bq/cm³
遮 蔽：炭素鋼 25mm, コンクリート 1,000mm (密度 2.1g/cm³)
(貯蔵建屋外壁で 1mSv/時)

評価地点までの距離：約 1480m

線 源 の 標 高：T.P. 約 33m

評 価 結 果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(4) 廃止（高濃度滞留水受タンク）

(5) 濃縮廃液貯槽，濃縮水タンク

a. 濃縮廃液貯槽（H2 エリア）

合 計 容 量：約 300m³
放 射 能 濃 度：表 2. 2. 2-2 参照
遮 蔽：SS400 (9mm)
コンクリート 150mm(密度 2.1g/cm³)

評価点までの距離：約 910m

線 源 の 標 高：T.P. 約 36m

評 価 結 果：約 6.26×10^{-4} mSv/年

b. 濃縮廃液貯槽（D エリア）

容 量：約 10,000m³
放 射 能 濃 度：表 2. 2. 2-2 参照
遮 蔽：側面：SS400 (12mm)
 上面：SS400 (9mm)
評 価 点 ま だ の 距 離：約 830m
線 源 の 標 高：T.P.約 33m
評 価 結 果：約 1.45×10⁻³mSv/年

c. 濃縮水タンク

合 計 容 量：約 150m³
放 射 能 濃 度：表 2. 2. 2-2 参照
遮 蔽：側面：SS400 (12mm)
 上面：SS400 (9mm)
評 価 点 ま だ の 距 離：約 1210m
線 源 の 標 高：T.P.約 33m
評 価 結 果 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
 ：する

(6) RO 濃縮水貯槽

- a. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 1 (H1 エリア))
- b. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 2 (H1 東エリア))
- c. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 3 (H2 エリア))
- d. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 4 (H4 エリア))
- e. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 5 (H4 東エリア))
- f. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 6 (H5 エリア))
- g. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 7 (H6 エリア))
- h. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 8 (H4 北エリア))
- i. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 9 (H5 北エリア))

j. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 10 (H6 北エリア))

k. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 11 (H3 エリア))

l. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 12 (E エリア))

m. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 13 (C エリア))

n. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 14 (G6 エリア))

o. RO 濃縮水貯槽 15 (H8 エリア)

容 量 : 約 17,000m³

放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2 - 2 参 照

遮 蔽 : 側面 : SS400 (12mm)

上面 : SS400 (6mm)

評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 940m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 33m

評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
する

p. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 16 (G4 南エリア))

q. RO 濃縮水貯槽 17 (G3 エリア)

容 量 : D : 約 7,500m³, E, F, G : 約 34,000m³, H : 約 6,600m³

放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2 - 2 参 照

遮 蔽 : 側面 : SS400 (12mm)

上面 : SS400 (6mm)

評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 1630m, 約 1720m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 33m

評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
:
する

r. RO 濃縮水貯槽 18 (J1 エリア)

容 量 : A : 約 8,500m³, B : 約 8,500m³, C, N ; 約 13,000m³, G : 約 9,600m³

放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2 - 2 参 照

遮 蔽：側面：SS400（12mm）
上面：SS400（6mm）
評価点までの距離：約1490m，約1440m
線源の標高：T.P.約35m
評価結果：約0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
：
する

s. RO濃縮水貯槽 20 (Dエリア)

容 量：約20,000m³
放射能濃度：表2. 2. 2-2参照
遮 蔽：側面：SS400（12mm）
上面：SS400（9mm）
評価点までの距離：約830m
線源の標高：T.P.約33m
評価結果：約0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
：
する

(7) サプレッションプール水サージタンク

容 量：約6,800m³
放射能濃度：表2. 2. 2-2参照
遮 蔽：側面：SM41A（15.5mm）
上面：SM41A（6mm）
評価点までの距離：約1280m
線源の標高：T.P.約8m
評価結果：約0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
：
する

(8) RO処理水一時貯槽

貯蔵している液体の放射能濃度が10⁻²Bq/cm³程度と低いため，評価対象外とする。

(9) RO処理水貯槽

貯蔵している液体の放射能濃度が10⁻²Bq/cm³程度と低いため，評価対象外とする。

(10) 受タンク等

合計容 量：約1,300m³
放射能濃度：表2. 2. 2-2参照

遮 蔽：側面：SS400（12mmまたは6mm）
上面：SS400（9mmまたは4.5mm）
評価点までの距離：約1260m，約1220m
線源の標高：T.P.約33m
評価結果：約0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
する

(11) ろ過水タンク

容 量：約240m³
放射能濃度：表2. 2. 2-2参照
遮 蔽：側面：SM400C(18mm)，SS400（12mm，10mm，8mm）
上面：SS400（4.5mm）
評価点までの距離：約220m
線源の標高：T.P.約39m
評価結果：約 2.50×10^{-2} mSv/年

(12) Sr 処理水貯槽

a. Sr 処理水貯槽（K2 エリア）

容 量：約28,000m³
放射能濃度：表2. 2. 2-2参照
遮 蔽：側面：SS400（15mm）
上面：SS400（9mm）
評価点までの距離：約380m
線源の標高：T.P.約34m
評価結果：約 6.91×10^{-4} mSv/年

b. Sr 処理水貯槽（K1 南エリア）

容 量：約11,000m³
放射能濃度：表2. 2. 2-2参照
遮 蔽：側面：SM400C（12mm）
上面：SM400C（12mm）
評価点までの距離：約430m
線源の標高：T.P.約34m
評価結果：約 1.24×10^{-4} mSv/年

(13) 濃縮水受タンク, 濃縮水処理水タンク仮置き場所

エ リ ア 面 積 : 約 1,100m²

容 量 : 約 0.2m³

積 上 げ 高 さ : 約 4.7m

遮 蔽 : 側面 : 炭素鋼 (12mm)

上面 : 炭素鋼 (9mm)

放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2-2 表

評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 1560m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 34m

線 源 形 状 : 四角柱

評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
する

(14) 増設 RO 濃縮水受タンク

合 計 容 量 : 約 30m³

放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2-2 参照

遮 蔽 : 側面 : SUS316L (9mm)

上面 : SUS316L (6mm)

評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 1090m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 35m

評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
する

表 2. 2. 2-2 評価対象核種及び放射能濃度

	放射能濃度 (Bq/cm ³)							
	Cs-134	Cs-137 (Ba-137m)	Co-60	Mn-54	Sb-125 (Te-125m)	Ru-106 (Rh-106)	Sr-90 (Y-90)	
(a)濃縮廃液貯槽								
濃縮廃液貯槽① (H2 エリア, タンク A, B)	8. 8E+02	1. 2E+03	1. 5E+03	7. 8E+02	2. 1E+03	5. 1E+03	1. 1E+07	
濃縮廃液貯槽① (H2 エリア, タンク C)	9. 2E+02	7. 2E+02	4. 7E+03	4. 7E+02	4. 7E+03	1. 4E+04	2. 6E+07	
濃縮廃液貯槽② (H2 エリア) 濃縮廃液貯槽 (D エリア) 濃縮水タンク	3. 0E+01	3. 7E+01	1. 7E+01	7. 9E+01	4. 5E+02	7. 4E+00	2. 8E+05	
(b)RO 濃縮水貯槽								
RO 濃縮水貯槽 15	1. 3E-01	5. 7E-01	2. 7E-01	3. 6E-02	6. 4E+00	2. 9E-01	2. 2E+02	
RO 濃縮水貯槽 17	D	1. 0E-02	7. 2E-03	2. 0E-02	6. 9E-03	2. 4E-02	2. 8E-02	1. 5E+00
	E, F, G	6. 9E-01	3. 1E+00	2. 4E-01	1. 7E-02	3. 0E+00	2. 9E-01	1. 0E+02
	H	7. 1E-01	3. 2E+00	2. 2E-01	1. 6E-02	3. 1E+00	2. 9E-01	1. 0E+02
RO 濃縮水貯槽 18	A	1. 1E-02	9. 9E-03	5. 6E-02	7. 5E-03	2. 3E-02	3. 4E-02	1. 4E+01
	B	5. 0E-01	2. 2E+00	1. 8E-01	1. 6E-02	7. 1E-01	3. 1E-01	6. 2E+02
	C, N	2. 3E-01	1. 1E+00	3. 2E-02	1. 3E-02	4. 4E-01	1. 5E-01	1. 3E+02
	G	8. 8E-03	5. 7E-03	8. 4E-03	5. 3E-03	1. 8E-02	3. 4E-02	1. 2E+00
RO 濃縮水貯槽 20	B, C, D, E	1. 5E+00	3. 0E+00	8. 8E-01	1. 1E+00	7. 4E+00	2. 6E-01	1. 6E+04
(c)サブプレッションプール水サージタンク								
サブプレッションプール水サー ジタンク	2. 1E+00	2. 3E+00	4. 9E+00	7. 8E-01	1. 8E+01	8. 0E+00	4. 4E+04	
(d)受タンク等								
廃液 RO 供給タンク	2. 1E+00	2. 3E+00	4. 9E+00	7. 8E-01	1. 8E+01	8. 0E+00	4. 4E+04	
RO 濃縮水受タンク	2. 0E+00	4. 4E+00	5. 8E-01	9. 9E-01	3. 5E+01	8. 8E+00	7. 4E+04	
(e)ろ過水タンク								
ろ過水タンク	2. 3E+00	4. 3E+00	4. 0E-01	6. 3E-01	3. 4E+01	1. 2E+01	4. 7E+04	
(f)Sr 処理水貯槽								
Sr 処理水貯槽 (K2 エリア)	5. 8E-02	2. 7E-02	5. 0E-02	1. 6E-02	5. 5E+00	2. 6E-01	6. 9E+01	
Sr 処理水貯槽 (K1 南エリア)	6. 4E-02	2. 6E-02	9. 6E-02	1. 6E-02	6. 6E+00	3. 1E-01	1. 7E+01	
(g)濃縮水受タンク、濃縮処理水タンク仮置き場所								
濃縮水受タンク	1. 1E+01	1. 2E+01	7. 1E+00	5. 7E+00	6. 9E+01	4. 4E+01	1. 2E+05	
(h)増設 RO 濃縮水受タンク								
増設 RO 濃縮水受タンク	2. 0E+00	4. 4E+00	5. 8E-01	9. 9E-01	3. 5E+01	8. 8E+00	7. 4E+04	

2. 2. 2. 2. 2 瓦礫類一時保管エリア

瓦礫類の線量評価は、次に示す条件で MCNP コードにより評価する。

なお、保管エリアが満杯となった際には、実際の線源形状に近い形で MCNP コードにより再評価することとする。(添付資料-2)

瓦礫類一時保管エリアについては、今後搬入が予想される瓦礫類の量と表面線量率を設定し、一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。なお、一時保管エリアUについては保管する各機器の形状、保管状態を考

慮した体積線源として各々評価する。また、機器本体の放射化の可能性が否定出来ないことから、核種はCo-60とする。

評価条件における「保管済」は実測値による評価、「未保管」は受入目安表面線量率による評価を表す。

また、実測値による評価以外の実態に近づける線量評価方法も必要に応じて適用していく。(添付資料-3)

(1)一時保管エリアA1

貯蔵容量：約7,000m³

エリア面積：約1,400m²

積上げ高さ：約5m

表面線量率：0.01mSv/時(未保管)

遮蔽：コンクリート壁：高さ約3m,厚さ約120mm,密度約2.1g/cm³

評価点までの距離：約980m

線源の標高：T.P.約47m

線源形状：円柱

かさ密度：鉄0.3g/cm³

評価結果：約0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(2)一時保管エリアA2

貯蔵容量：約12,000m³

エリア面積：約2,500m²

積上げ高さ：約5m

表面線量率：0.005mSv/時(未保管)

遮蔽：コンクリート壁：高さ約3m,厚さ約120mm,密度約2.1g/cm³

評価点までの距離：約1,010m

線源の標高：T.P.約47m

線源形状：円柱

かさ密度：鉄0.3g/cm³

評価結果：約0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(3)一時保管エリアB

①エリア1

貯蔵容量：約3,200m³

エ リ ア 面 積 : 約 600m²
積 上 げ 高 さ : 約 5m
表 面 線 量 率 : 0.01mSv/時 (未保管)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 960m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 47m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
する

②エリア2

貯 蔵 容 量 : 約 2,100m³
エ リ ア 面 積 : 約 400m²
積 上 げ 高 さ : 約 5m
表 面 線 量 率 : 0.01mSv/時 (未保管)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 910m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 47m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
する

(4) 一時保管エリアC

貯 蔵 容 量 : 約 67,000m³
エ リ ア 面 積 : 約 13,400m²
積 上 げ 高 さ : 約 5m
表 面 線 量 率 : 約 0.01mSv/時 (保管済約 31,000m³) , 0.1 mSv/時 (未保管
約 1,000m³) , 0.025mSv/時 (未保管約 35,000m³)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 890m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 32m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 1.41×10⁻³mSv/年

(5) 一時保管エリアD

貯 蔵 容 量 : 約 2,700m³
エ リ ア 面 積 : 約 1,000m²

積上げ高さ：約4.5m
表面線量率：約0.02mSv/時（保管済）
評価点までの距離：約780m
線源の標高：T.P.約34m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約 1.02×10^{-4} mSv/年

(6)一時保管エリアE1

貯蔵容量：約16,000m³
エリア面積：約3,500m²
積上げ高さ：約4.5m
表面線量率：約0.11mSv/時（保管済約3,200m³），1mSv/時（未保管約12,800m³）
評価点までの距離：約760m
線源の標高：T.P.約26m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約 3.03×10^{-2} mSv/年

(7)一時保管エリアE2

貯蔵容量：約1,200m³
エリア面積：約500m²
積上げ高さ：約4.5m
表面線量率：2mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約730m
線源の標高：T.P.約11m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約 1.13×10^{-2} mSv/年

(8)一時保管エリアF

①エリア1

貯蔵容量：約650m³
エリア面積：約220m²
積上げ高さ：約5m

表面線量率：約 0.1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 620m

線源の標高：T.P.約 26m

線源形状：円柱

かさ密度：鉄 0.3g/cm³

評価結果：約 1.32×10^{-3} mSv/年

②エリア 2

貯蔵容量：約 6,400m³

エリア面積：約 1,500m²

積上げ高さ：約 5m

表面線量率：0.1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 660m

線源の標高：T.P.約 26m

線源形状：円柱

かさ密度：鉄 0.3g/cm³

評価結果：約 3.65×10^{-3} mSv/年

(9)一時保管エリア J

貯蔵容量：約 6,300m³

エリア面積：約 1,600m²

積上げ高さ：約 5m

表面線量率：0.005mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 1,390m

線源の標高：T.P.約 34m

線源形状：円柱

かさ密度：鉄 0.3g/cm³

評価結果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(10)一時保管エリア L

覆土式一時保管施設 1 槽毎に評価した。

貯蔵容量：約 4,000m³×4

貯蔵面積：約 1,400m²×4

積上げ高さ：約 5m

表面線量率：1 槽目 0.005mSv/時（保管済），2 槽目 0.005mSv/時（保管済），

3 槽目 30mSv/時（未保管）, 4 槽目 30mSv/時（未保管）

遮 蔽 : 覆土 : 厚さ 1m, 密度 1.2g/cm³

評価点までの距離 : 1 槽目約 1,070m, 2 槽目約 1,150m, 3 槽目約 1,090m, 4 槽目約 1,170m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 35m

線 源 形 状 : 直方体

か さ 密 度 : 鉄 0.5g/cm³

評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(11) 一時保管エリアN

貯 蔵 容 量 : 約 9,700m³

エ リ ア 面 積 : 約 2,000m²

積 上 げ 高 さ : 約 5m

表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時（未保管）

評価点までの距離 : 約 1,160m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 33m

線 源 形 状 : 円柱

か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³

評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(12) 一時保管エリアO

① エリア 1

貯 蔵 容 量 : 約 23,600m³

エ リ ア 面 積 : 約 5,500m²

積 上 げ 高 さ : 約 5m

表 面 線 量 率 : 0.01mSv/時（保管済）

評価点までの距離 : 約 810m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 23m

線 源 形 状 : 円柱

か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³

評 価 結 果 : 約 2.22×10^{-4} mSv/年

② エリア 2

貯 蔵 容 量 : 約 14,600m³

エ リ ア 面 積 : 約 3,400m²
積 上 げ 高 さ : 約 5m
表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 800m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 28m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 1.45×10⁻³mSv/年

③エリア3

貯 蔵 容 量 : 約 1,800m³
エ リ ア 面 積 : 約 2,100m²
積 上 げ 高 さ : 約 1m
表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 820m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 28m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 7.05×10⁻⁴mSv/年

④エリア4

貯 蔵 容 量 : 約 4,100m³
エ リ ア 面 積 : 約 960m²
積 上 げ 高 さ : 約 5m
表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 870m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 28m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 3.15×10⁻⁴mSv/年

(13)一時保管エリアP1

①エリア1

貯 蔵 容 量 : 約 47,300m³
エ リ ア 面 積 : 約 5,850m²
積 上 げ 高 さ : 約 10.4m

表面線量率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約850m
線源の標高：T.P.約26m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約 1.81×10^{-3} mSv/年

②エリア2

貯蔵容量：約15,400m³
エリア面積：約4,840m²
積上げ高さ：約5m
表面線量率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約930m
線源の標高：T.P.約26m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約 4.61×10^{-4} mSv/年

(14)一時保管エリアP2

貯蔵容量：約6,700m³
エリア面積：約2,000m²
積上げ高さ：約4.5m
表面線量率：1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約890m
線源の標高：T.P.約26m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約 3.49×10^{-3} mSv/年

(15)一時保管エリアU

貯蔵容量：約750m³
エリア面積：約450m²
積上げ高さ：約4.3m
表面線量率：0.015 mSv/時（未保管約310m³），0.020 mSv/時（未保管約110m³），0.028 mSv/時（未保管約330m³）

評価点までの距離：約660m

線源の標高：T.P.約35m

線源形状：円柱

かさ密度：鉄7.86g/cm³またはコンクリート2.15g/cm³

評価結果：約4.76×10⁻⁴mSv/年

(16)一時保管エリアV

貯蔵容量：約6,000m³

エリア面積：約1,200m²

積上げ高さ：約5m

表面線量率：0.1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約930m

線源の標高：T.P.約23m

線源形状：円柱

かさ密度：鉄0.3g/cm³

評価結果：約1.76×10⁻⁴mSv/年

(17)一時保管エリアW

貯蔵容量：約11,600m³

エリア面積：約5,100m²

積上げ高さ：約4.5m

表面線量率：1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約730m

線源の標高：T.P.約33m

線源形状：円柱

かさ密度：鉄0.3g/cm³

評価結果：約3.86×10⁻²mSv/年

(18)一時保管エリアX

①エリア1

貯蔵容量：約7,900m³

エリア面積：約2,700m²

積上げ高さ：約4.5m

表面線量率：1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約800m

線源の標高：T.P.約33m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約1.03×10⁻²mSv/年

②エリア2

貯蔵容量：約8,720m³
エリア面積：約3,890m²
積上げ高さ：約4.5m
表面線量率：1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約760m
線源の標高：T.P.約33m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約2.01×10⁻²mSv/年

(19)一時保管エリアAA

①エリア1

貯蔵容量：約36,400m³
エリア面積：約3,500m²
積上げ高さ：約10.4m
表面線量率：0.001mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約1,080m
線源の標高：T.P.約35m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

※主に瓦礫類を保管するものの、使用済保護衣等の保管も行う。

②エリア2

貯蔵容量：約34,200m³
エリア面積：約6,900m²
積上げ高さ：約7.8m
表面線量率：0.001mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約1,130m

線源の標高：T.P.約35m

線源形状：円柱

かさ密度：鉄0.3g/cm³

評価結果：約0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

※主に瓦礫類を保管するものの、使用済保護衣等の保管も行う。

(20)一時保管エリアBB

①エリア1

貯蔵容量：約28,550m³

エリア面積：約10,380m²

積上げ高さ：約4.5m

表面線量率：0.01mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約720m

線源の標高：T.P.約52m

線源形状：円柱

かさ密度：鉄0.3g/cm³

評価結果：約 7.04×10^{-4} mSv/年

②エリア2

貯蔵容量：約16,240m³

エリア面積：約5,940m²

積上げ高さ：約4.5m

表面線量率：0.01mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約620m

線源の標高：T.P.約52m

線源形状：円柱

かさ密度：鉄0.3g/cm³

評価結果：約 1.24×10^{-3} mSv/年

(21)一時保管エリアCC

①エリア1

貯蔵容量：約11,670m³

エリア面積：約3,060m²

積上げ高さ：約4.5m

表面線量率：0.1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約660m

線源の標高：T.P.約26m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約7.80×10⁻³mSv/年

②エリア2

貯蔵容量：約7,170m³
エリア面積：約2,620m²
積上げ高さ：約4.5m
表面線量率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約600m
線源の標高：T.P.約26m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約7.80×10⁻³mSv/年

(22)一時保管エリアDD

①エリア1

貯蔵容量：約4,050m³
エリア面積：約1,360m²
積上げ高さ：約4.5m
表面線量率：0.005mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約810m
線源の標高：T.P.約37m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

②エリア2

貯蔵容量：約6,750m³
エリア面積：約2,320m²
積上げ高さ：約4.5m
表面線量率：0.005mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約810m
線源の標高：T.P.約37m

線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
する

(23)一時保管エリアE E 1

表面線量率がバックグラウンド線量率と同等以下の瓦礫類を一時保管するため、評価対象外とする。

(24)一時保管エリアE E 2

貯 蔵 容 量 : 約 6,300m³
エ リ ア 面 積 : 約 2,130m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 0.005mSv/時 (未保管)
評 価 点 までの距離 : 約 980m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 38m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
する

(25)一時保管エリア d

貯 蔵 容 量 : 約 1,890m³
エ リ ア 面 積 : 約 630m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)
評 価 点 までの距離 : 約 370m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 44m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 3.67×10^{-2} mSv/年

(26)一時保管エリア e

貯 蔵 容 量 : 約 6,660m³
エ リ ア 面 積 : 約 1,480m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)

評価点までの距離：約490m
線源の標高：T.P.約43m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約1.99×10⁻²mSv/年

(27)一時保管エリアk

貯蔵容量：約9,450m³
エリア面積：約3,260m²
積上げ高さ：約4.5m
表面線量率：0.01mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約370m
線源の標高：T.P.約19m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約2.42×10⁻²mSv/年

※主に瓦礫類を保管するものの、使用済保護衣等の保管も行う。

(28)一時保管エリアl

貯蔵容量：約7,200m³
エリア面積：約2,540m²
積上げ高さ：約4.5m
表面線量率：0.005mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約400m
線源の標高：T.P.約20m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約5.83×10⁻³mSv/年

※主に瓦礫類を保管するものの、使用済保護衣等の保管も行う。

(29)一時保管エリアm

貯蔵容量：約4,380m³
エリア面積：約1,770m²
積上げ高さ：約4.5m
表面線量率：1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約760m
線源の標高：T.P.約34m

線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 $0.3\text{g}/\text{cm}^3$
評 価 結 果 : 約 $1.00 \times 10^{-2}\text{mSv}/\text{年}$

2.2.2.2.3 伐採木一時保管エリア

伐採木の線量評価は、次に示す条件で MCNP コードにより評価する。

なお、保管エリアが満杯となった際には、実際の線源形状に近い形で MCNP コードにより再評価することとする。(添付資料-2)

伐採木一時保管エリアについては、今後搬入が予想される伐採木の量と表面線量率を設定し、一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。

評価条件における「保管済」は実測値による評価、「未保管」は受入目安表面線量率による評価を表す。

また、実測値による評価以外の実態に近づける線量評価方法も必要に応じて適用していく。(添付資料-3)

(1) 一時保管エリア G

① エリア 1

貯 蔵 容 量 : 約 $4,200\text{m}^3$
貯 蔵 面 積 : 約 $1,400\text{m}^2$
積 上 げ 高 さ : 約 3m
表 面 線 量 率 : $0.079\text{mSv}/\text{時}$ (保管済)
遮 蔽 : 覆土 : 厚さ 0.7m , 密度 $1.2\text{g}/\text{cm}^3$
評価点までの距離 : 約 $1,360\text{m}$
線 源 の 標 高 : T.P. 約 30m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 木 $0.1\text{g}/\text{cm}^3$
評 価 結 果 : 約 $0.0001\text{mSv}/\text{年}$ 未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

② エリア 2

貯 蔵 容 量 : 約 $8,900\text{m}^3$
貯 蔵 面 積 : 約 $3,000\text{m}^2$
積 上 げ 高 さ : 約 3m
表 面 線 量 率 : $0.055\text{mSv}/\text{時}$ (保管済 約 $3,000\text{m}^3$), $0.15\text{mSv}/\text{時}$ (未保管 約 $5,900\text{m}^3$)
遮 蔽 : 覆土 : 厚さ 0.7m , 密度 $1.2\text{g}/\text{cm}^3$

評価点までの距離：約1,270m
線源の標高：T.P.約30m
線源形状：円柱
かさ密度：木0.1g/cm³
評価結果：約0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

③エリア3

貯蔵容量：約16,600m³
貯蔵面積：約5,500m²
積上げ高さ：約3m
表面線量率：0.15mSv/時（未保管）
遮蔽：覆土：厚さ0.7m，密度1.2g/cm³
評価点までの距離：約1,310m
線源の標高：T.P.約30m
線源形状：円柱
かさ密度：木0.1g/cm³
評価結果：約0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

なお、当該エリアには表面線量率がバックグラウンド線量率と同等以下の伐採木（幹根）と瓦礫類（除草作業で発生した草等）及び使用済保護衣等も一時保管する。

(2)一時保管エリアH

表面線量率がバックグラウンド線量率と同等以下の伐採木（幹根）と瓦礫類（除草作業で発生した草等）及び使用済保護衣等を一時保管するため、影響が小さく、線量評価上対象外とする。

(3)一時保管エリアM

表面線量率がバックグラウンド線量率と同等以下の伐採木（幹根）と瓦礫類（除草作業で発生した草等）及び使用済保護衣等を一時保管するため、影響が小さく、線量評価上対象外とする。

(4)一時保管エリアT

貯蔵容量：約11,900m³
貯蔵面積：約4,000m²
積上げ高さ：約3m
表面線量率：0.3mSv/時（未保管）

遮 蔽：覆土：厚さ 0.7m, 密度 1.2g/cm³
評価点までの距離：約 1,880m
線源の標高：T.P.約 45m
線源形状：円柱
かさ密度：木 0.1g/cm³
評価結果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(5) 一時保管エリアV

貯蔵容量：約 6,000m³
貯蔵面積：約 1,200m²
積上げ高さ：約 5m
表面線量率：0.3mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 910m
線源の標高：T.P.約 23m
線源形状：円柱
かさ密度：木 0.05g/cm³
評価結果：約 7.58×10^{-4} mSv/年
なお、当該エリアには表面線量率がバックグラウンド線量率と同等以下の伐採木（幹根）も一時保管する。

2.2.2.2.4 使用済燃料乾式キャスク仮保管設備

使用済燃料乾式キャスク仮保管設備については、線源スペクトル、線量率、乾式キャスク本体の寸法等の仕様は、工事計画認可申請書又は核燃料輸送物設計承認申請書等、乾式キャスクの設計値及び収納する使用済燃料の収納条件に基づく値とする。なお、乾式キャスクの線量率は、側面、蓋面、底面の 3 領域に分割し、ガンマ線、中性子線毎にそれぞれ表面から 1m の最大線量率で規格化する。乾式キャスクの配置は、設備の配置設計を反映し、隣接する乾式キャスク等による遮蔽効果を考慮し、敷地境界における直接線及びスカイシヤイン線の合計の線量率を評価する。

貯蔵容量：65 基(乾式貯蔵キャスク 20 基及び輸送貯蔵兼用キャスク 45 基)
エリア面積：約 80m×約 96m
遮 蔽：コンクリートモジュール 200mm(密度 2.15g/cm³)
評価点までの距離：約 350m
評価結果の種類：MCNP コードによる評価結果

線源の標高：T.P.約38m
評価結果：約 5.54×10^{-2} mSv/年

2.2.2.2.5 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫の線量評価は、次に示す条件でMCNPコードにより評価する。

固体廃棄物貯蔵庫については、放射性固体廃棄物や一部を活用して瓦礫類、使用済保護衣等を保管、または一時保管するため、実測した線量率に今後の活用も考慮した表面線量率を設定し、核種をCo-60として評価するものとする。

固体廃棄物貯蔵庫（第6棟～第8棟）地下には、放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫類を保管するが、遮蔽効果が高いことから地下保管分については、設置時の工事計画認可申請書と同様に評価対象外とする。

また、実測値による評価以外の実態に近づける線量評価方法も必要に応じて適用していく。（添付資料－3）

(1) 固体廃棄物貯蔵庫（第1棟）

貯蔵容量：約3,600m³
エリア面積：約1,100m²
積上げ高さ：約3.2m
表面線量率：約0.1mSv/時
遮蔽：天井及び壁：鉄板厚さ約0.5mm
評価地点までの距離：約750m
線源の標高：T.P.約33m
線源形状：直方体
かさ密度：コンクリート2.0g/cm³
評価結果：約 1.32×10^{-3} mSv/年

(2) 固体廃棄物貯蔵庫（第2棟）

貯蔵容量：約6,700m³
エリア面積：約2,100m²
積上げ高さ：約3.2m
表面線量率：約5mSv/時
遮蔽：天井及び壁：コンクリート厚さ約180mm，密度約2.2g/cm³
評価地点までの距離：約740m
線源の標高：T.P.約33m
線源形状：直方体
かさ密度：コンクリート2.0g/cm³

評 価 結 果 : 約 7.72×10^{-3} mSv/年

(3) 固体廃棄物貯蔵庫 (第3棟)

貯 蔵 容 量 : 約 7,400m³

エ リ ア 面 積 : 約 2,300m²

積 上 げ 高 さ : 約 3.2m

表 面 線 量 率 : 約 0.1mSv/時

遮 蔽 : 天井及び壁 : コンクリート 厚さ 約 180mm, 密度 約 2.2g/cm³

評価地点までの距離 : 約 470m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 42m

線 源 形 状 : 直方体

か さ 密 度 : コンクリート 2.0g/cm³

評 価 結 果 : 約 3.50×10^{-3} mSv/年

(4) 固体廃棄物貯蔵庫 (第4棟)

貯 蔵 容 量 : 約 7,400m³

エ リ ア 面 積 : 約 2,300m²

積 上 げ 高 さ : 約 3.2m

表 面 線 量 率 : 約 0.5mSv/時

遮 蔽 : 天井及び壁 : コンクリート 厚さ 約 700mm, 密度 約 2.2g/cm³

評価地点までの距離 : 約 420m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 42m

線 源 形 状 : 直方体

か さ 密 度 : コンクリート 2.0g/cm³

評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(5) 固体廃棄物貯蔵庫 (第5棟)

貯 蔵 容 量 : 約 2,500m³

エ リ ア 面 積 : 約 800m²

積 上 げ 高 さ : 約 3.2m

表 面 線 量 率 : 約 0.5mSv/時

遮 蔽 : 天井及び壁 : コンクリート 厚さ 約 500mm, 密度 約 2.2g/cm³

評価地点までの距離 : 約 400m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 42m

線 源 形 状 : 直方体

かさ密度：コンクリート $2.0\text{g}/\text{cm}^3$
評価結果：約 $2.31 \times 10^{-4}\text{mSv}/\text{年}$

(6) 固体廃棄物貯蔵庫（第6棟）

貯蔵容量：約 $12,200\text{m}^3$ （1階部分）
エリア面積：約 $3,800\text{m}^2$
積上げ高さ：約 3.2m
表面線量率：約 $0.5\text{mSv}/\text{時}$
遮蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 500mm ，密度 約 $2.2\text{g}/\text{cm}^3$
評価地点までの距離：約 360m
線源の標高：T.P. 約 42m
線源形状：直方体
かさ密度：コンクリート $2.0\text{g}/\text{cm}^3$
評価結果：約 $1.68 \times 10^{-3}\text{mSv}/\text{年}$

※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(7) 固体廃棄物貯蔵庫（第7棟）

貯蔵容量：約 $17,200\text{m}^3$ （1階部分）
エリア面積：約 $5,400\text{m}^2$
積上げ高さ：約 3.2m
表面線量率：約 $0.5\text{mSv}/\text{時}$
遮蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 500mm ，密度 約 $2.2\text{g}/\text{cm}^3$
評価地点までの距離：約 320m
線源の標高：T.P. 約 42m
線源形状：直方体
かさ密度：コンクリート $2.0\text{g}/\text{cm}^3$
評価結果：約 $3.15 \times 10^{-3}\text{mSv}/\text{年}$

※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(8) 固体廃棄物貯蔵庫（第8棟）

貯蔵容量：約 $17,200\text{m}^3$ （1階部分）
エリア面積：約 $5,400\text{m}^2$
積上げ高さ：約 3.2m
表面線量率：約 $0.5\text{mSv}/\text{時}$
遮蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 600mm ，密度 約 $2.2\text{g}/\text{cm}^3$
評価地点までの距離：約 280m

線源の標高：T.P.約42m
線源形状：直方体
かさ密度：コンクリート 2.0g/cm³
評価結果：約1.46×10⁻³mSv/年

※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(9) 固体廃棄物貯蔵庫（第9棟）

貯蔵容量：地下2階部分 約15,300m³
地下1階部分 約15,300m³
地上1階部分 約15,300m³
地上2階部分 約15,300m³

エリア面積：約4,800m²

積上げ高さ：約3.3m

表面線量率：地下2階部分 約10Sv/時
地下1階部分 約30mSv/時
地上1階部分 約1mSv/時
地上2階部分 約0.05mSv/時

遮蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約200mm～約650mm,
密度 約2.1g/cm³

評価地点までの距離：約240m

線源の標高：T.P.約42m

線源形状：直方体

かさ密度：鉄0.3g/cm³

評価結果：約1.75×10⁻²mSv/年

(10) 固体廃棄物貯蔵庫（第10棟）

固体廃棄物貯蔵庫（第10棟）は、1mSv/時までの瓦礫類を保管する場合のケース1と、0.02mSv/時の瓦礫類を保管する場合のケース2により運用し、敷地境界における線量評価はケース1にて実施する。なお、1mSv/時までの瓦礫類を全て移送し、ケース2により運用開始した際は、敷地境界における線量評価をケース2にて実施する。

（ケース1）

貯蔵容量：10-A部分 約34,000m³
10-B部分 約34,000m³
10-C部分 約78,000m³

エリア面積：約11,200m²

積上げ高さ：約13.1m

表面線量率：10-A部分 約0.01mSv/時, 約0.1mSv/時, 約1mSv/時
10-B部分 約0.01mSv/時, 約0.1mSv/時, 約1mSv/時
10-C部分 約0.01mSv/時, 約0.02mSv/時

遮蔽：遮蔽壁, 遮蔽蓋：コンクリート 厚さ 遮蔽壁約300mm, 遮蔽蓋約500mm
密度 約2.15g/cm³

評価地点までの距離：約410m

線源の標高：T.P.約33m

線源形状：直方体

かさ密度：鉄0.8g/cm³
土1.7g/cm³

評価結果：約4.19×10⁻³mSv/年

(ケース2)

貯蔵容量：10-A部分 約34,000m³
10-B部分 約34,000m³
10-C部分 約78,000m³

エリア面積：約11,200m²

積上げ高さ：約13.1m

表面線量率：10-A部分 約0.01mSv/時, 約0.02mSv/時
10-B部分 約0.01mSv/時, 約0.02mSv/時
10-C部分 約0.01mSv/時, 約0.02mSv/時

遮蔽：遮蔽壁, 遮蔽蓋：コンクリート 厚さ 遮蔽壁約300mm, 遮蔽蓋約500mm
密度 約2.15g/cm³

評価地点までの距離：約410m

線源の標高：T.P.約33m

線源形状：直方体

かさ密度：鉄0.8g/cm³
土1.7g/cm³

評価結果：約2.72×10⁻³mSv/年

2.2.2.2.6 廃止（ドラム缶等仮設保管設備）

2.2.2.2.7 多核種除去設備

多核種除去設備については、各機器に表2.2.2-3及び表2.2.2-4に示す核種、放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGEN-Sにより求め、3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

放射能強度：表2.2.2-3，表2.2.2-4参照

遮蔽：
鉄（HIC用遮蔽材） 112mm
：
鉄（循環タンク用遮蔽材） 100mm
：
鉄（吸着塔用遮蔽材） 50mm
：
鉛（クロスフローフィルタ他用遮蔽材） 8mm，4mm
：
鉛（循環弁スキッド，クロスフローフィルタスキッド） 18mm，
9mm

評価地点までの距離：約420m

線源の標高：T.P.約36m

評価結果：約 8.77×10^{-2} mSv/年

表 2. 2. 2-3 評価対象核種及び放射能濃度 (汚染水・スラリー・前処理後の汚染水)
(1/2)

No.	核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)			
		汚染水 (処理対象水)	スラリー (鉄共沈処理)	スラリー (炭酸塩沈殿処理)	前処理後の 汚染水
1	Fe-59	3.45E+00	5.09E+02	9.35E-01	1.06E-02
2	Co-58	5.25E+00	7.74E+02	1.42E+00	1.61E-02
3	Rb-86	2.10E+01	0.00E+00	0.00E+00	4.19E+00
4	Sr-89	2.17E+04	1.85E+05	3.74E+05	3.28E+01
5	Sr-90	4.91E+05	4.18E+06	8.47E+06	7.42E+02
6	Y-90	4.91E+05	4.18E+06	8.47E+06	7.42E+02
7	Y-91	5.05E+02	7.44E+04	2.79E+02	3.03E-03
8	Nb-95	2.19E+00	3.22E+02	5.92E-01	6.69E-03
9	Tc-99	8.50E-02	1.28E+01	1.55E-02	1.70E-06
10	Ru-103	6.10E+00	5.84E+02	1.41E+01	2.98E-01
11	Ru-106	1.06E+02	1.01E+04	2.45E+02	5.15E+00
12	Rh-103m	6.10E+00	5.84E+02	1.41E+01	2.98E-01
13	Rh-106	1.06E+02	1.01E+04	2.45E+02	5.15E+00
14	Ag-110m	2.98E+00	4.52E+02	0.00E+00	0.00E+00
15	Cd-113m	4.68E+02	0.00E+00	4.23E+03	4.77E+01
16	Cd-115m	1.41E+02	0.00E+00	1.27E+03	1.43E+01
17	Sn-119m	4.18E+01	6.16E+03	0.00E+00	2.51E-01
18	Sn-123	3.13E+02	4.61E+04	0.00E+00	1.88E+00
19	Sn-126	2.42E+01	3.57E+03	0.00E+00	1.45E-01
20	Sb-124	9.05E+00	1.32E+03	2.73E+00	4.27E-02
21	Sb-125	5.65E+02	8.24E+04	1.71E+02	2.67E+00
22	Te-123m	6.00E+00	8.84E+02	1.63E+00	1.84E-02
23	Te-125m	5.65E+02	8.24E+04	1.71E+02	2.67E+00
24	Te-127	4.95E+02	7.30E+04	1.34E+02	1.51E+00
25	Te-127m	4.95E+02	7.30E+04	1.34E+02	1.51E+00
26	Te-129	5.40E+01	7.96E+03	1.46E+01	1.65E-01
27	Te-129m	8.75E+01	1.29E+04	2.37E+01	2.68E-01
28	I-129	8.50E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.70E+00
29	Cs-134	6.00E+01	0.00E+00	0.00E+00	1.20E+01
30	Cs-135	1.98E+02	0.00E+00	0.00E+00	3.95E+01
31	Cs-136	2.24E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.47E-01

表 2. 2. 2-3 評価対象核種及び放射能濃度 (汚染水・スラリー・前処理後の汚染水)
(2/2)

No.	核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)			
		汚染水 (処理対象水)	スラリー (鉄共沈処理)	スラリー (炭酸塩沈殿処理)	前処理後の 汚染水
32	Cs-137	8.25E+01	0.00E+00	0.00E+00	1.65E+01
33	Ba-137m	8.25E+01	0.00E+00	0.00E+00	1.65E+01
34	Ba-140	1.29E+01	0.00E+00	0.00E+00	2.58E+00
35	Ce-141	1.08E+01	1.59E+03	5.96E+00	6.48E-05
36	Ce-144	4.71E+01	6.94E+03	2.60E+01	2.83E-04
37	Pr-144	4.71E+01	6.94E+03	2.60E+01	2.83E-04
38	Pr-144m	3.85E+00	5.68E+02	2.13E+00	2.31E-05
39	Pm-146	4.91E+00	7.23E+02	2.71E+00	2.94E-05
40	Pm-147	1.67E+03	2.45E+05	9.20E+02	9.99E-03
41	Pm-148	4.86E+00	7.16E+02	2.68E+00	2.92E-05
42	Pm-148m	3.13E+00	4.61E+02	1.73E+00	1.87E-05
43	Sm-151	2.79E-01	4.11E+01	1.54E-01	1.67E-06
44	Eu-152	1.45E+01	2.14E+03	8.01E+00	8.70E-05
45	Eu-154	3.77E+00	5.55E+02	2.08E+00	2.26E-05
46	Eu-155	3.06E+01	4.50E+03	1.69E+01	1.83E-04
47	Gd-153	3.16E+01	4.65E+03	1.74E+01	1.89E-04
48	Tb-160	8.30E+00	1.22E+03	4.58E+00	4.98E-05
49	Pu-238	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
50	Pu-239	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
51	Pu-240	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
52	Pu-241	7.00E+00	1.03E+03	3.87E+00	4.20E-05
53	Am-241	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
54	Am-242m	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
55	Am-243	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
56	Cm-242	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
57	Cm-243	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
58	Cm-244	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
59	Mn-54	1.07E+02	1.61E+04	3.38E+00	4.86E-02
60	Co-60	5.00E+01	7.52E+03	4.51E+00	5.10E-02
61	Ni-63	6.75E+00	0.00E+00	6.09E+01	6.89E-01
62	Zn-65	3.62E+00	5.33E+02	9.79E-01	1.11E-02

表 2. 2. 2-4 評価対象核種及び放射能濃度（吸着材）（1/2）

No.	核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)				
		吸着材 2 [※]	吸着材 3 [※]	吸着材 6 [※]	吸着材 5 [※]	吸着材 7 [※]
1	Fe-59	0.00E+00	0.00E+00	8.49E+01	0.00E+00	0.00E+00
2	Co-58	0.00E+00	0.00E+00	1.29E+02	0.00E+00	0.00E+00
3	Rb-86	0.00E+00	5.02E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
4	Sr-89	2.52E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
5	Sr-90	5.70E+06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
6	Y-90	5.70E+06	0.00E+00	2.37E+04	0.00E+00	0.00E+00
7	Y-91	0.00E+00	0.00E+00	2.44E+01	0.00E+00	0.00E+00
8	Nb-95	0.00E+00	0.00E+00	5.38E+01	0.00E+00	0.00E+00
9	Tc-99	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.23E-02
10	Ru-103	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.15E+03
11	Ru-106	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.71E+04
12	Rh-103m	0.00E+00	0.00E+00	6.65E+01	0.00E+00	2.15E+03
13	Rh-106	0.00E+00	0.00E+00	2.60E+03	0.00E+00	3.71E+04
14	Ag-110m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
15	Cd-113m	0.00E+00	0.00E+00	3.84E+05	0.00E+00	0.00E+00
16	Cd-115m	0.00E+00	0.00E+00	1.15E+05	0.00E+00	0.00E+00
17	Sn-119m	0.00E+00	0.00E+00	2.02E+03	0.00E+00	0.00E+00
18	Sn-123	0.00E+00	0.00E+00	1.51E+04	0.00E+00	0.00E+00
19	Sn-126	0.00E+00	0.00E+00	1.17E+03	0.00E+00	0.00E+00
20	Sb-124	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.44E+02	0.00E+00
21	Sb-125	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.15E+04	0.00E+00
22	Te-123m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.48E+02	0.00E+00
23	Te-125m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.15E+04	0.00E+00
24	Te-127	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.22E+04	0.00E+00
25	Te-127m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.22E+04	0.00E+00
26	Te-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.33E+03	0.00E+00
27	Te-129m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.15E+03	0.00E+00
28	I-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
29	Cs-134	0.00E+00	1.44E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
30	Cs-135	0.00E+00	4.73E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
31	Cs-136	0.00E+00	5.35E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

※吸着塔収容時は、平均的な濃度（最大吸着量の 55%）を用いて評価を行うが高性能収容時には、最大吸着量で評価を実施。

表 2. 2. 2 - 4 評価対象核種及び放射能濃度（吸着材）（2/2）

No.	核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)				
		吸着材 2 [※]	吸着材 3 [※]	吸着材 6 [※]	吸着材 5 [※]	吸着材 7 [※]
32	Cs-137	0.00E+00	1.98E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
33	Ba-137m	0.00E+00	1.98E+05	1.33E+05	0.00E+00	0.00E+00
34	Ba-140	0.00E+00	0.00E+00	2.08E+04	0.00E+00	0.00E+00
35	Ce-141	0.00E+00	0.00E+00	5.21E-01	0.00E+00	0.00E+00
36	Ce-144	0.00E+00	0.00E+00	2.27E+00	0.00E+00	0.00E+00
37	Pr-144	0.00E+00	0.00E+00	2.27E+00	0.00E+00	0.00E+00
38	Pr-144m	0.00E+00	0.00E+00	1.86E-01	0.00E+00	0.00E+00
39	Pm-146	0.00E+00	0.00E+00	2.37E-01	0.00E+00	0.00E+00
40	Pm-147	0.00E+00	0.00E+00	8.04E+01	0.00E+00	0.00E+00
41	Pm-148	0.00E+00	0.00E+00	2.35E-01	0.00E+00	0.00E+00
42	Pm-148m	0.00E+00	0.00E+00	1.51E-01	0.00E+00	0.00E+00
43	Sm-151	0.00E+00	0.00E+00	1.35E-02	0.00E+00	0.00E+00
44	Eu-152	0.00E+00	0.00E+00	7.00E-01	0.00E+00	0.00E+00
45	Eu-154	0.00E+00	0.00E+00	1.82E-01	0.00E+00	0.00E+00
46	Eu-155	0.00E+00	0.00E+00	1.47E+00	0.00E+00	0.00E+00
47	Gd-153	0.00E+00	0.00E+00	1.52E+00	0.00E+00	0.00E+00
48	Tb-160	0.00E+00	0.00E+00	4.01E-01	0.00E+00	0.00E+00
49	Pu-238	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
50	Pu-239	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
51	Pu-240	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
52	Pu-241	0.00E+00	0.00E+00	3.38E-01	0.00E+00	0.00E+00
53	Am-241	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
54	Am-242m	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
55	Am-243	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
56	Cm-242	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
57	Cm-243	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
58	Cm-244	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
59	Mn-54	0.00E+00	0.00E+00	3.91E+02	0.00E+00	0.00E+00
60	Co-60	0.00E+00	0.00E+00	4.10E+02	0.00E+00	0.00E+00
61	Ni-63	0.00E+00	0.00E+00	5.54E+03	0.00E+00	0.00E+00
62	Zn-65	0.00E+00	0.00E+00	8.90E+01	0.00E+00	0.00E+00

※吸着塔収容時は、平均的な濃度（最大吸着量の55%）を用いて評価を行うが高性能収容時には、最大吸着量で評価を実施。

2.2.2.2.8 雑固体廃棄物焼却設備

雑固体廃棄物焼却設備については、雑固体廃棄物と焼却灰を線源として、直接線は QAD、スカイシャイン線は、ANISN+G33 コードにて評価を行う。

遮蔽は、焼却炉建屋の建屋壁、天井のコンクリート厚さを考慮する。なお、焼却灰については、重量コンクリートによる遮蔽を考慮する。

焼却炉建屋

容 量：雑固体廃棄物：約 2,170m³
 焼却灰：約 85m³

線 源 強 度：表 2. 2. 2-5 参照

遮 蔽：コンクリート（密度 2.15g/cm³）300mm～700mm
 重量コンクリート（密度 3.715 g/cm³）：50mm

評価地点までの距離：約 620m

線 源 の 標 高：T.P.約 22m

線 源 形 状：直方体

か さ 密 度：雑固体廃棄物：0.134g/cm³
 焼却灰：0.5g/cm³

評 価 結 果：約 2.65×10⁻⁴mSv/年

表 2. 2. 2-5 評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)	
	雑固体廃棄物	焼却灰
Mn-54	5.4E+00	4.0E+02
Co-58	2.5E-02	1.9E+00
Co-60	1.5E+01	1.1E+03
Sr-89	2.1E-01	1.6E+01
Sr-90	1.3E+03	9.9E+04
Ru-103	1.9E-04	1.4E-02
Ru-106	5.0E+01	3.7E+03
Sb-124	2.8E-02	2.1E+00
Sb-125	4.7E+01	3.5E+03
I-131	5.1E-25	3.8E-23
Cs-134	4.6E+02	3.4E+04
Cs-136	3.4E-17	2.5E-15
Cs-137	1.3E+03	9.4E+04
Ba-140	2.1E-15	1.6E-13
合計	3.2E+03	2.4E+05

2.2.2.2.9 増設多核種除去設備

増設多核種除去設備については、各機器に表2.2.2-6-1及び表2.2.2-6-2に示す核種、放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN-S により求め、3次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界における実効線量を評価した。

放射能強度	：表2.2.2-6-1及び表2.2.2-6-2参照
遮蔽	：鉄（共沈タンク・供給タンクスキッド） 40～80mm
	：鉄（クロスフローフィルタスキッド） 20～60mm
	：鉄（スラリー移送配管） 28mm
	：鉄（吸着塔） 30～80mm
	：鉄（高性能容器（HIC）） 120mm
	：鉄（反応／凝集槽，沈殿槽） 20～40mm
	：コンクリート（高性能容器（HIC））

評価地点までの距離：約460m

線源の標高：T.P.約37m

評価結果：約 2.58×10^{-2} mSv/年

表 2. 2. 2-6-1 評価対象核種及び放射能濃度 (1/2)

No	核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)					
		汚染水	スラリー	吸着材 1 [※]	吸着材 2 [※]	吸着材 4 [※]	吸着材 5 [※]
1	Fe-59	3.45E+00	8.90E+01	2.30E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
2	Co-58	5.25E+00	1.35E+02	3.50E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
3	Rb-86	2.10E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	9.12E+04	0.00E+00
4	Sr-89	2.17E+04	5.64E+05	0.00E+00	4.58E+05	0.00E+00	0.00E+00
5	Sr-90	3.00E+05	1.30E+07	0.00E+00	1.06E+07	0.00E+00	0.00E+00
6	Y-90	3.00E+05	1.30E+07	6.53E+04	1.06E+07	0.00E+00	0.00E+00
7	Y-91	5.05E+02	1.32E+04	6.60E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
8	Nb-95	2.19E+00	5.72E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
9	Tc-99	8.50E-02	2.23E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
10	Ru-103	6.10E+00	1.21E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
11	Ru-106	1.06E+02	2.09E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
12	Rh-103m	6.10E+00	1.21E+02	1.80E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
13	Rh-106	1.06E+02	2.09E+03	7.03E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
14	Ag-110m	2.98E+00	7.79E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
15	Cd-113m	4.68E+02	6.01E+03	1.04E+06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
16	Cd-115m	1.41E+02	1.80E+03	3.12E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
17	Sn-119m	4.18E+01	1.06E+03	5.46E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
18	Sn-123	3.13E+02	7.95E+03	4.09E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
19	Sn-126	2.42E+01	6.15E+02	3.16E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
20	Sb-124	9.05E+00	3.79E+01	3.94E+02	0.00E+00	0.00E+00	2.20E+04
21	Sb-125	5.65E+02	2.37E+03	2.46E+04	0.00E+00	0.00E+00	1.37E+06
22	Te-123m	6.00E+00	1.55E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.69E+02
23	Te125m	5.65E+02	2.37E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.37E+06
24	Te-127	4.95E+02	1.28E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.22E+04
25	Te-127m	4.95E+02	1.28E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.22E+04
26	Te-129	5.40E+01	1.39E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.42E+03
27	Te-129m	8.75E+01	2.26E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.92E+03
28	I-129	8.50E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
29	Cs-134	6.00E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.61E+05	0.00E+00
30	Cs-135	1.98E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	8.60E+05	0.00E+00
31	Cs-136	2.24E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	9.73E+03	0.00E+00

※吸着塔収容時は、平均的な濃度（最大吸着量の 55%）を用いて評価を行うが高性能収容時には、最大吸着量で評価を実施。

表 2. 2. 2-6-1 評価対象核種及び放射能濃度 (2/2)

No	核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)					
		汚染水	スラリー	吸着材 1 [※]	吸着材 2 [※]	吸着材 4 [※]	吸着材 5 [※]
32	Cs-137	8.25E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05	0.00E+00
33	Ba-137m	8.25E+01	2.16E+03	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05	0.00E+00
34	Ba-140	1.29E+01	3.38E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
35	Ce-141	1.08E+01	2.83E+02	1.41E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
36	Ce-144	4.71E+01	1.23E+03	6.15E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
37	Pr-144	4.71E+01	1.23E+03	4.19E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
38	Pr-144m	3.85E+00	1.01E+02	5.03E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
39	Pm-146	4.91E+00	1.28E+02	6.41E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
40	Pm-147	1.67E+03	4.36E+04	2.18E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
41	Pm-148	4.86E+00	1.27E+02	6.35E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
42	Pm-148m	3.13E+00	8.19E+01	4.08E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
43	Sm-151	2.79E-01	7.31E+00	3.65E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
44	Eu-152	1.45E+01	3.80E+02	1.89E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
45	Eu-154	3.77E+00	9.86E+01	4.92E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
46	Eu-155	3.06E+01	8.00E+02	3.99E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
47	Gd-153	3.16E+01	8.26E+02	4.12E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
48	Tb-160	8.30E+00	2.17E+02	1.08E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
49	Pu-238	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
50	Pu-239	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
51	Pu-240	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
52	Pu-241	7.00E+00	1.83E+02	9.15E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
53	Am-241	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
54	Am-242m	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
55	Am-243	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
56	Cm-242	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
57	Cm-243	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
58	Cm-244	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
59	Mn-54	1.07E+02	2.78E+03	1.06E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
60	Co-60	5.00E+01	1.30E+03	1.11E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
61	Ni-63	6.75E+00	8.66E+01	1.50E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
62	Zn-65	3.62E+00	9.32E+01	2.41E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

※吸着塔収容時は、平均的な濃度（最大吸着量の 55%）を用いて評価を行うが高性能収容時には、最大吸着量で評価を実施。

表 2. 2. 2-6-2 評価対象核種及び放射能濃度 (1 / 3)

核種	放射能濃度[Bq/cm ³]		
	反応／凝集槽	沈殿槽下部	沈殿槽上部, 上澄み水タンク
Fe-59	4.45E+01	8.90E+01	8.90E+00
Co-58	6.75E+01	1.35E+02	1.35E+01
Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Sr-89	2.82E+04	5.64E+04	5.64E+03
Sr-90	6.50E+05	1.30E+06	1.30E+05
Y-90	6.50E+05	1.30E+06	1.30E+05
Y-91	6.60E+03	1.32E+04	1.32E+03
Nb-95	2.86E+01	5.72E+01	5.72E+00
Tc-99	1.12E+00	2.23E+00	2.23E-01
Ru-103	6.05E+01	1.21E+02	1.21E+01
Ru-106	1.05E+03	2.09E+03	2.09E+02
Rh-103m	6.05E+01	1.21E+02	1.21E+01
Rh-106	1.05E+03	2.09E+03	2.09E+02
Ag-110m	3.90E+01	7.79E+01	7.79E+00
Cd-113m	3.01E+03	6.01E+03	6.01E+02
Cd-115m	9.00E+02	1.80E+03	1.80E+02
Sn-119m	5.30E+02	1.06E+03	1.06E+02
Sn-123	3.98E+03	7.95E+03	7.95E+02
Sn-126	3.08E+02	6.15E+02	6.15E+01
Sb-124	1.90E+01	3.79E+01	3.79E+00
Sb-125	1.19E+03	2.37E+03	2.37E+02

表 2. 2. 2-6-2 評価対象核種及び放射能濃度 (2/3)

核種	放射能濃度[Bq/cm ³]		
	反応／凝集槽	沈殿槽下部	沈殿槽上部, 上澄み水タンク
Te-123m	7.75E+01	1.55E+02	1.55E+01
Te-125m	1.19E+03	2.37E+03	2.37E+02
Te-127	6.40E+03	1.28E+04	1.28E+03
Te-127m	6.40E+03	1.28E+04	1.28E+03
Te-129	6.95E+02	1.39E+03	1.39E+02
Te-129m	1.13E+03	2.26E+03	2.26E+02
I-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Cs-134	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Cs-135	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Cs-136	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Cs-137	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Ba-137m	1.08E+03	2.16E+03	2.16E+02
Ba-140	1.69E+02	3.38E+02	3.38E+01
Ce-141	1.42E+02	2.83E+02	2.83E+01
Ce-144	6.15E+02	1.23E+03	1.23E+02
Pr-144	6.15E+02	1.23E+03	1.23E+02
Pr-144m	5.05E+01	1.01E+02	1.01E+01
Pm-146	6.40E+01	1.28E+02	1.28E+01
Pm-147	2.18E+04	4.36E+04	4.36E+03
Pm-148	6.35E+01	1.27E+02	1.27E+01
Pm-148m	4.10E+01	8.19E+01	8.19E+00

表 2. 2. 2-6-2 評価対象核種及び放射能濃度 (3 / 3)

核種	放射能濃度[Bq/cm ³]		
	反応／凝集槽	沈殿槽下部	沈殿槽上部, 上澄み水タンク
Sm-151	3.66E+00	7.31E+00	7.31E-01
Eu-152	1.90E+02	3.80E+02	3.80E+01
Eu-154	4.93E+01	9.86E+01	9.86E+00
Eu-155	4.00E+02	8.00E+02	8.00E+01
Gd-153	4.13E+02	8.26E+02	8.26E+01
Tb-160	1.09E+02	2.17E+02	2.17E+01
Pu-238	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Pu-239	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Pu-240	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Pu-241	9.15E+01	1.83E+02	1.83E+01
Am-241	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Am-242m	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Am-243	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Cm-242	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Cm-243	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Cm-244	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Mn-54	1.39E+02	2.78E+02	2.78E+01
Co-60	6.50E+01	1.30E+02	1.30E+01
Ni-63	4.33E+01	8.66E+01	8.66E+00
Zn-65	4.66E+01	9.32E+01	9.32E+00

2.2.2.2.10 高性能多核種除去設備

高性能多核種除去設備については、各機器に表2.2.2-7及び表2.2.2-8に示す核種、放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGENにより求め、3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

放射能強度：表2.2.2-7，表2.2.2-8参照

遮 蔽：鉛（前処理フィルタ）50mm

：鉛（多核種吸着塔）145mm

評価地点までの距離：約410m

線 源 の 標 高：T.P.約37m

評 価 結 果：約 3.60×10^{-3} mSv/年

表 2. 2. 2-7 評価対象核種及び放射能濃度
(前処理フィルタ・多核種吸着塔 1~3 塔目) (1/2)

No.	核種	前処理フィルタ			多核種吸着塔				
		1 塔目	2 塔目	3~4 塔目	1~3 塔目				
					1 層目	2 層目	3 層目	4 層目	5 層目
1	Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.93E+04				
2	Sr-89	5.19E+06	0.00E+00	7.29E+06	3.42E+07				
3	Sr-90	5.19E+08	0.00E+00	7.29E+08	3.42E+09				
4	Y-90	5.19E+08	3.62E+08	7.29E+08	3.42E+09				
5	Y-91	0.00E+00	1.68E+07	0.00E+00	0.00E+00				
6	Nb-95	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
7	Tc-99	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
8	Ru-103	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
9	Ru-106	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
10	Rh-103m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
11	Rh-106	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
12	Ag-110m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
13	Cd-113m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
14	Cd-115m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
15	Sn-119m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
16	Sn-123	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
17	Sn-126	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
18	Sb-124	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
19	Sb-125	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
20	Te-123m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	7.15E+03				
21	Te-125m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.88E+06				
22	Te-127	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	5.64E+05				
23	Te-127m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	5.64E+05				
24	Te-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.54E+05				
25	Te-129m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.09E+05				
26	I-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
27	Cs-134	5.19E+04	7.22E+05	0.00E+00	1.71E+06	2.05E+05	1.20E+05	5.13E+04	3.42E+04
28	Cs-135	3.06E-01	4.26E+00	0.00E+00	1.01E+01	1.21E+00	7.06E-01	3.03E-01	2.02E-01
29	Cs-136	3.84E+02	5.34E+03	0.00E+00	1.26E+04	1.52E+03	8.85E+02	3.79E+02	2.53E+02
30	Cs-137	5.19E+04	7.22E+05	0.00E+00	1.71E+06	2.05E+05	1.20E+05	5.13E+04	3.42E+04
31	Ba-137m	5.19E+04	7.22E+05	0.00E+00	1.71E+06	2.05E+05	1.20E+05	5.13E+04	3.42E+04

表 2. 2. 2-7 評価対象核種及び放射能濃度
(前処理フィルタ・多核種吸着塔 1~3 塔目) (2/2)

No.	核種	前処理フィルタ			多核種吸着塔				
		1 塔目	2 塔目	3~4 塔目	1~3 塔目				
					1 層目	2 層目	3 層目	4 層目	5 層目
32	Ba-140	0.00E+00	0.00E+00	3.45E+04	0.00E+00				
33	Ce-141	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
34	Ce-144	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
35	Pr-144	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
36	Pr-144m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
37	Pm-146	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
38	Pm-147	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
39	Pm-148	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
40	Pm-148m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
41	Sm-151	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
42	Eu-152	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
43	Eu-154	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
44	Eu-155	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
45	Gd-153	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
46	Tb-160	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
47	Pu-238	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
48	Pu-239	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
49	Pu-240	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
50	Pu-241	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
51	Am-241	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
52	Am-242m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
53	Am-243	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
54	Cm-242	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
55	Cm-243	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
56	Cm-244	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
57	Mn-54	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
58	Fe-59	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
59	Co-58	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
60	Co-60	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
61	Ni-63	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
62	Zn-65	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				

表 2. 2. 2-8 評価対象核種及び放射能濃度（多核種吸着塔 4~13 塔目）（1/2）

No.	核種	多核種吸着塔							
		4~5 塔目					6~8 塔目	9~10 塔目	11~13 塔目
		1 層目	2 層目	3 層目	4 層目	5 層目			
1	Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
2	Sr-89	2.91E+03					0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
3	Sr-90	2.91E+05					0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
4	Y-90	2.91E+05					0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
5	Y-91	0.00E+00					0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
6	Nb-95	0.00E+00					0.00E+00	2.82E+04	0.00E+00
7	Tc-99	0.00E+00					3.20E+03	0.00E+00	0.00E+00
8	Ru-103	0.00E+00					0.00E+00	3.75E+04	4.16E+03
9	Ru-106	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+06	6.41E+05
10	Rh-103m	0.00E+00					0.00E+00	3.75E+04	4.16E+03
11	Rh-106	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+06	6.41E+05
12	Ag-110m	0.00E+00					0.00E+00	3.04E+04	0.00E+00
13	Cd-113m	0.00E+00					0.00E+00	1.95E+08	0.00E+00
14	Cd-115m	0.00E+00					0.00E+00	1.47E+06	0.00E+00
15	Sn-119m	0.00E+00					0.00E+00	6.41E+05	0.00E+00
16	Sn-123	0.00E+00					0.00E+00	4.81E+06	0.00E+00
17	Sn-126	0.00E+00					0.00E+00	2.27E+05	0.00E+00
18	Sb-124	0.00E+00					4.16E+04	0.00E+00	0.00E+00
19	Sb-125	0.00E+00					1.60E+07	0.00E+00	0.00E+00
20	Te-123m	0.00E+00					6.09E+03	0.00E+00	0.00E+00
21	Te-125m	0.00E+00					1.60E+07	0.00E+00	0.00E+00
22	Te-127	0.00E+00					4.81E+05	0.00E+00	0.00E+00
23	Te-127m	0.00E+00					4.81E+05	0.00E+00	0.00E+00
24	Te-129	0.00E+00					3.01E+05	0.00E+00	0.00E+00
25	Te-129m	0.00E+00					9.29E+04	0.00E+00	0.00E+00
26	I-129	0.00E+00					0.00E+00	2.92E+03	0.00E+00
27	Cs-134	1.46E+04	1.75E+03	1.02E+03	4.37E+02	2.91E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
28	Cs-135	8.59E-02	1.03E-02	6.01E-03	2.58E-03	1.72E-03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
29	Cs-136	1.08E+02	1.29E+01	7.54E+00	3.23E+00	2.16E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
30	Cs-137	1.46E+04	1.75E+03	1.02E+03	4.37E+02	2.91E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
31	Ba-137m	1.46E+04	1.75E+03	1.02E+03	4.37E+02	2.91E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

表 2. 2. 2-8 評価対象核種及び放射能濃度（多核種吸着塔 4~13 塔目）(2/2)

No.	核種	多核種吸着塔							
		4~5 塔目					6~8 塔目	9~10 塔目	11~13 塔目
		1 層目	2 層目	3 層目	4 層目	5 層目			
32	Ba-140	0.00E+00					0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
33	Ce-141	0.00E+00					0.00E+00	1.12E+05	0.00E+00
34	Ce-144	0.00E+00					0.00E+00	5.13E+05	0.00E+00
35	Pr-144	0.00E+00					0.00E+00	5.13E+05	0.00E+00
36	Pr-144m	0.00E+00					0.00E+00	5.13E+05	0.00E+00
37	Pm-146	0.00E+00					0.00E+00	5.45E+04	0.00E+00
38	Pm-147	0.00E+00					0.00E+00	8.65E+05	0.00E+00
39	Pm-148	0.00E+00					0.00E+00	7.05E+04	0.00E+00
40	Pm-148m	0.00E+00					0.00E+00	3.01E+04	0.00E+00
41	Sm-151	0.00E+00					0.00E+00	4.16E+03	0.00E+00
42	Eu-152	0.00E+00					0.00E+00	2.11E+05	0.00E+00
43	Eu-154	0.00E+00					0.00E+00	5.45E+04	0.00E+00
44	Eu-155	0.00E+00					0.00E+00	2.82E+05	0.00E+00
45	Gd-153	0.00E+00					0.00E+00	2.63E+05	0.00E+00
46	Tb-160	0.00E+00					0.00E+00	7.37E+04	0.00E+00
47	Pu-238	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
48	Pu-239	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
49	Pu-240	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
50	Pu-241	0.00E+00					0.00E+00	2.53E+03	0.00E+00
51	Am-241	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
52	Am-242m	0.00E+00					0.00E+00	3.52E+00	0.00E+00
53	Am-243	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
54	Cm-242	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
55	Cm-243	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
56	Cm-244	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
57	Mn-54	0.00E+00					0.00E+00	2.53E+04	0.00E+00
58	Fe-59	0.00E+00					0.00E+00	3.52E+04	0.00E+00
59	Co-58	0.00E+00					0.00E+00	2.63E+04	0.00E+00
60	Co-60	0.00E+00					0.00E+00	2.11E+04	0.00E+00
61	Ni-63	0.00E+00					0.00E+00	3.20E+05	0.00E+00
62	Zn-65	0.00E+00					0.00E+00	4.81E+04	0.00E+00

2.2.2.2.11 廃止 (RO 濃縮水処理設備)

2.2.2.2.12 サブドレン他浄化設備

サブドレン他浄化設備については、各機器に表 2. 2. 2-9 に示す核種、放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN により求め、3次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界における実効線量を評価した (線量評価条件については添付資料-6 参照)。

放射能強度：表 2. 2. 2-9 参照

遮 蔽：鉄 6.35mm 及び鉛 50mm (前処理フィルタ 1, 2)
 : 鉄 6.35mm 及び鉛 40mm (前処理フィルタ 3)
 : 鉄 25.4mm (吸着塔 1~5)

評価地点までの距離：約 330m

線源の標高：T.P. 約 39m

評価結果：約 8.53×10^{-3} mSv/年

表 2. 2. 2-9 評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)				
	前処理 フィルタ 2	前処理 フィルタ 3	吸着塔 1	吸着塔 4	吸着塔 5
Cs-134	1.34E+05	0.00E+00	1.95E+03	0.00E+00	0.00E+00
Cs-137	2.47E+05	0.00E+00	5.83E+03	0.00E+00	0.00E+00
Sb-125	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.58E+02	0.00E+00
Ag-110m	7.93E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.61E+01
Sr-89	0.00E+00	2.32E+02	1.77E+02	0.00E+00	0.00E+00
Sr-90	0.00E+00	5.73E+03	4.37E+03	0.00E+00	0.00E+00
Y-90	0.00E+00	5.73E+03	4.37E+03	1.97E+03	1.35E+03
Co-60	4.35E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.35E+01

2.2.2.2.13 放射性物質分析・研究施設第1棟

放射性物質分析・研究施設第1棟については、分析対象物の表面線量率を設定し、核種をCo-60として線源の放射能強度を決定し、3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

放射能強度： 1.1×10^8 Bq (固体廃棄物払出準備室)
 3.7×10^7 Bq (液体廃棄物一時貯留室)
 2.2×10^8 Bq (ライブラリ保管室)
 5.3×10^{11} Bq (鉄セル室)
 9.3×10^5 Bq (グローブボックス室)
 1.3×10^6 Bq (フード室)
 1.7×10^9 Bq (パネルハウス室)
 1.8×10^{10} Bq (小型受入物待機室)
 3.7×10^5 Bq (測定室)

遮 蔽：建屋天井及び壁 コンクリート 厚さ 約 250mm～約 700mm,
密度 約 2.1g/cm^3
ライブラリ保管室の線源の遮蔽 鉄 厚さ 約 150mm,
密度 約 7.8g/cm^3
鉄セル 鉄 厚さ 約 300mm, 密度 約 7.8g/cm^3
パネルハウス室の待機中の線源の遮蔽 鉄 厚さ 約 100mm, 密度 約 7.8g/cm^3
小型受入物待機室 鉄 厚さ 約 150mm, 密度 約 7.8g/cm^3

評価点までの距離：約 540m

線源の標高：T.P. 約 40m

線源の形状：直方体, 円柱, 点

評価結果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

2.2.2.2.14 大型機器除染設備

大型機器除染設備については、除染廃棄物を線源として、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN2 により求め、3次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界における実効線量を評価した。

遮蔽は、除染廃棄物保管エリアの壁による遮蔽を考慮する。

容 量：約 3m³
 放 射 能 強 度：表 2. 2. 2-10 参照
 遮 蔽：鉄（密度 7.8g/cm³）10mm～30mm
 評価地点までの距離：約 700m
 線 源 の 標 高：T.P. 約 34m
 線 源 形 状：円柱
 か さ 密 度：2.31g/cm³
 評 価 結 果：約 6.19×10⁻⁴mSv/年

表 2. 2. 2-10 評価対象核種及び放射能濃度

ケース①主要な汚染が R0 濃縮水の場合

核種	放射能濃度 (Bq/kg)
Mn-54	1.2E+06
Co-60	3.4E+05
Sr-90	3.1E+09
Ru-106	1.9E+06
Sb-125	6.5E+06
Cs-134	8.7E+05
Cs-137	1.5E+06

ケース②主要な汚染が Co の場合

核種	放射能濃度 (Bq/kg)
Co-60	7.5E+06

ケース③主要な汚染が Cs の場合

核種	放射能濃度 (Bq/kg)
Cs-137	1.1E+08

2.2.2.2.15 増設雑固体廃棄物焼却設備

増設雑固体廃棄物焼却設備については、雑固体廃棄物と焼却灰を線源として、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN2 により求め、3次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界における実効線量を評価した。

遮蔽は、焼却炉建屋の建屋壁、天井のコンクリート厚さを考慮する。

容 量：雑固体廃棄物：約 1050m³
 焼却灰：約 200m³
 放射能強度：表 2. 2. 2-11 参照
 遮 蔽：コンクリート（密度 2.15g/cm³）200mm～650mm
 評価地点までの距離：約 500m
 線 源 の 標 高：T.P. 約 32m
 線 源 形 状：直方体
 か さ 密 度：雑固体廃棄物：0.3g/cm³
 焼却灰：0.5g/cm³
 評 価 結 果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

表 2. 2. 2-11 評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)	
	雑固体廃棄物	焼却灰
Mn-54	1.0E+00	1.7E+01
Co-58	4.8E-03	8.0E-02
Co-60	2.9E+00	4.8E+01
Sr-89	3.9E-02	6.5E-01
Sr-90	2.5E+02	4.2E+03
Ru-103	3.6E-05	6.0E-04
Ru-106	9.6E+00	1.6E+02
Sb-124	5.1E-03	8.5E-02
Sb-125	9.0E+00	1.5E+02
I-131	9.6E-26	1.6E-24
Cs-134	8.7E+01	1.5E+03
Cs-136	6.3E-18	1.1E-16
Cs-137	2.4E+02	4.0E+03
Ba-140	4.2E-16	7.0E-15
合計	6.0E+02	1.0E+04

2.2.2.2.16 浄化ユニット

浄化ユニットについては、各機器に表2.2.2-12に示す核種、放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGENにより求め、3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

放射能強度：表2.2.2-12参照

遮蔽：鉄8mm

評価地点までの距離：約750m

線源の標高：T.P.約27m

評価結果：約 1.47×10^{-4} mSv/年

表2.2.2-12 評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)
	吸着塔タイプ2
Cs-134	9.84E+02
Cs-137	3.32E+03
Ba-137m	3.32E+03
Sr-90	5.66E+03
Y-90	5.66E+03

2.2.2.2.17 貯留タンク、中間タンク

貯留タンク、中間タンクについては、各タンク群に表2.2.2-13に示す核種、放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGENにより求め、3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

a. 貯留タンク (H I J タンク群)

放射能濃度：表2.2.2-13参照

遮蔽：鉄9mm

評価点までの距離：約780m

線源の標高：T.P.約27m

評価結果：約0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

2.2.2.2.18 油処理装置

油処理装置については、各機器に表2.2.2-14に示す核種、放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGENにより求め、3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

容 量： 原水：約12m³
 処理水：約4m³
 放射能強度：表2.2.2-14参照
 遮蔽： 側面：SUS304 (9mm, 6mm, 4mm)
 上面：SUS316 (4mm), SUS304 (6mm または 4mm)
 評価地点までの距離：約1330m
 線源の標高：T.P.約9m
 評価結果： 約0.0001mSv/年未満
 ※影響が小さいため線量評価上無視する

表2.2.2-14 評価対象核種及び放射能濃度

	放射能濃度 (Bq/cm ³)						
	Cs-134	Cs-137 (Ba-137m)	Co-60	Mn-54	Sb-125 (Te-125m)	Ru-106 (Rh-106)	Sr-90 (Y-90)
原水	5.9E+03	2.8E+04	8.9E+01	8.4E+01	7.1E+02	1.1E+03	2.0E+04
処理水	8.4E+02	4.0E+03	1.3E+01	1.2E+01	1.1E+02	1.6E+02	2.8E+03

2.2.2.2.19 減容処理設備

減容処理設備については、減容処理対象物の表面線量率を設定し、核種をCo-60として線源の放射能強度を決定し、3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

容 量： 金属廃棄物 約214m³
 コンクリート廃棄物 約46m³
 放射能強度：表2.2.2-15参照
 遮蔽： コンクリート (密度2.15g/cm³) 200mm~500mm
 鉄 (密度7.8g/cm³) 3.2mm, 50mm
 評価地点までの距離：約350m
 線源の標高：T.P.約33m
 線源形状：直方体, 円柱

か さ 密 度 : 金属廃棄物 0.4g/cm³ (減容処理前)
 0.8g/cm³ (減容処理後)
 コンクリート廃棄物 0.6g/cm³ (減容処理前)
 1.2g/cm³ (減容処理後)

評 価 結 果 : 約 2.64×10⁻³mSv/年

表 2. 2. 2-15 評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能濃度 (Bq/kg)	
	金属廃棄物	コンクリート廃棄物
Co-60	2.43E+06	2.09E+06

2.2.2.3 敷地境界における線量評価結果

各施設からの影響を考慮して敷地境界線上の直接線・スカイシャイン線を評価した結果 (添付資料-4), 最大実効線量は評価地点 No. 71 において約 0.55mSv/年となる。

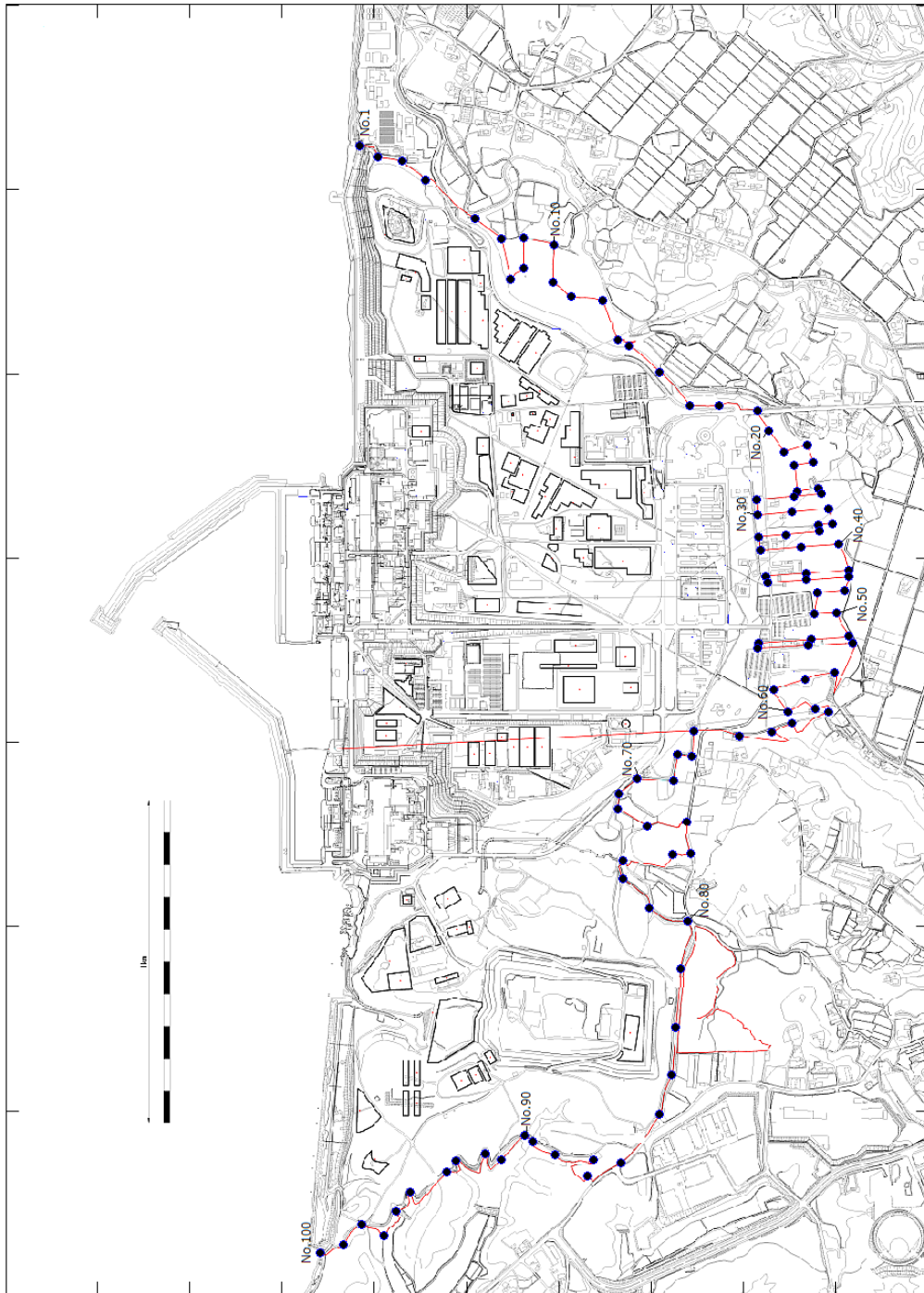


図 2. 2. 2-1 直接線ならびにスカイライン線の線量評価地点

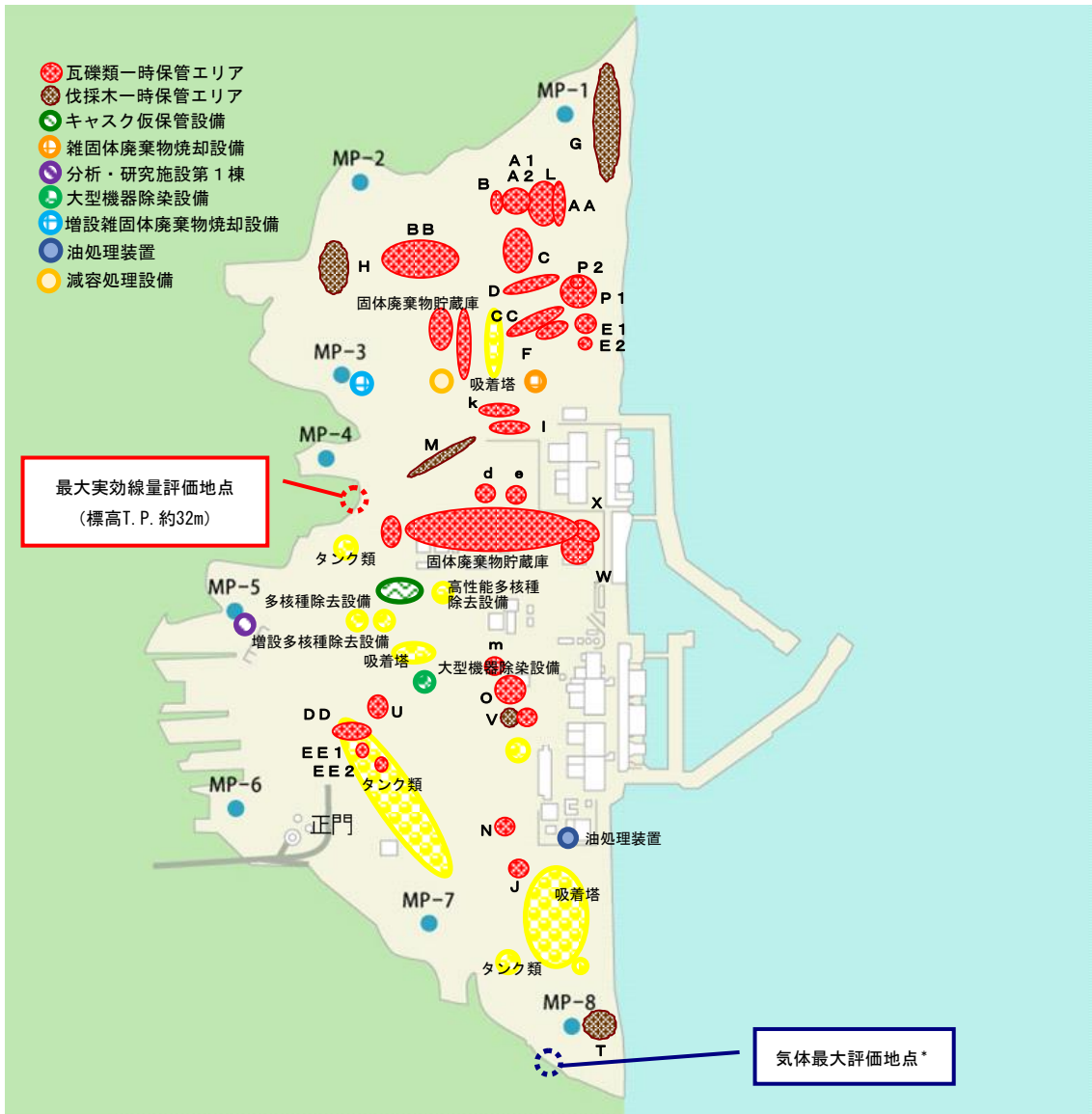


図 2. 2. 2 - 2 敷地境界線上の最大実効線量評価地点

* : 1~4号機原子炉建屋(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号機原子炉建屋からの放出量により評価

2.2.2.4 添付資料

- 添付資料－1 使用済セシウム吸着塔一時保管施設および大型廃棄物保管庫におけるセシウム吸着装置・第二セシウム吸着装置吸着塔の線源条件と保管上の制限について
- 添付資料－2 瓦礫類および伐採木一時保管エリアにおける敷地境界線量評価について
- 添付資料－3 実態に近づける線量評価方法について
- 添付資料－4 敷地境界における直接線・スカイシャイン線の評価結果
- 添付資料－5 多核種除去設備，増設多核種除去設備及び高性能多核種除去設備の線量評価条件について
- 添付資料－6 サブドレン他浄化設備の線量評価条件について

使用済セシウム吸着塔一時保管施設および大型廃棄物保管庫における
セシウム吸着装置・第二セシウム吸着装置吸着塔の線源条件と保管上の制限について

1. 保管上の制限内容

使用済セシウム吸着塔一時保管施設および大型廃棄物保管庫におけるセシウム吸着装置および第二セシウム吸着装置の吸着塔の線源条件については、滞留水中の放射能濃度が低下してきていることに伴って吸着塔内のセシウム吸着量も運転当初から変化していると考えられることから、吸着塔側面の線量率の実測値に基づき、実態を反映した線源条件とした。2. に後述するように、セシウム吸着装置吸着塔についてはK1～K7の7段階に、第二セシウム吸着装置吸着塔についてはS1～S4の4段階に区分し、図1～3のように第一・第四施設および大型廃棄物保管庫の配置モデルを作成し、敷地境界線量に対する2.2.2.2.1(1)に示した評価値を求めた。よって、保管後の線量影響が評価値を超えぬよう、図1～3を保管上の制限として適用することとする。

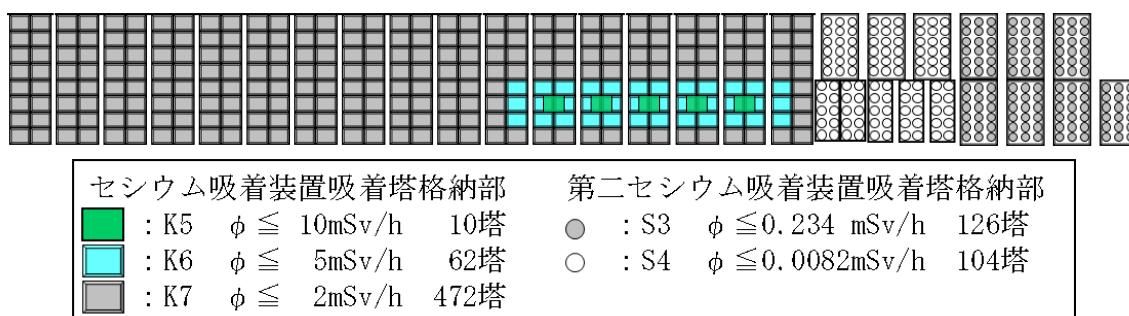
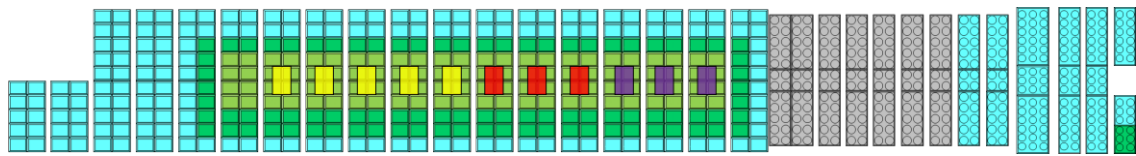
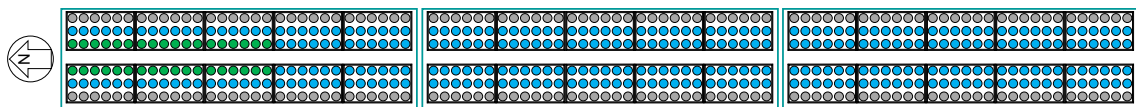


図1 第一施設の吸着塔格納配置計画 (ϕ : 吸着塔側面線量率)



セシウム吸着装置吸着塔格納部			第二セシウム吸着装置吸着塔格納部		
■ : K1	$\phi \leq 250\text{mSv/h}$	12塔	● : S1	$\phi \leq 1.2 \text{ mSv/h}$	6塔
■ : K2	$\phi \leq 100\text{mSv/h}$	12塔	● : S2	$\phi \leq 0.7 \text{ mSv/h}$	171塔
■ : K3	$\phi \leq 40\text{mSv/h}$	20塔	● : S3	$\phi \leq 0.234\text{mSv/h}$	168塔
■ : K4	$\phi \leq 16\text{mSv/h}$	148塔			
■ : K5	$\phi \leq 10\text{mSv/h}$	172塔			
■ : K6	$\phi \leq 5\text{mSv/h}$	316塔			

図2 第四施設の吸着塔格納配置計画 (ϕ : 吸着塔側面線量率)



第二セシウム吸着装置吸着塔格納部		
● : S1	$\phi \leq 1.2 \text{ mSv/h}$	36塔
● : S2	$\phi \leq 0.7 \text{ mSv/h}$	324塔
● : S3	$\phi \leq 0.234\text{mSv/h}$	180塔

図3 大型廃棄物保管庫の吸着塔格納配置モデル (ϕ : 吸着塔側面線量率)

なお、図1～3の配置の結果、各施設が敷地境界に及ぼす線量は、第一施設についてはNo.7、第四施設についてはNo.70、大型廃棄物保管庫についてはNo.78への影響が最大になるとの評価結果を得ている。

2. 吸着塔の側面線量率の実態を反映した線源条件の設定

2.1 セシウム吸着装置吸着塔の線源設定

敷地境界線量評価用の線源条件として、別添-1所載の初期の使用済吸着塔側部の線量率測定結果を参考に、表1に示すK1～K7に線源条件を分類した。低線量側のK4～K7については、当初設計との比率に応じて、それぞれの分類に属する吸着塔あたりのセシウム吸着量を表1のように設定した。低線量側吸着塔の遮蔽厚が7インチであるのに対し、K1～K3の高線量側吸着塔は、すべてSMZスキッドから発生した3インチ遮蔽の吸着塔であるため、3インチ遮蔽でモデル化して、吸着塔側面線量率が表の値となるように線源条件を設定した。

表1 セシウム吸着装置吸着塔の線量評価用線源条件

	Cs-134 (Bq)	Cs-136 (Bq)	Cs-137 (Bq)	吸着塔側面線量率 (mSv/時)
K1	約 1.0×10^{14}	約 1.9×10^{11}	約 1.2×10^{14}	250
K2	約 4.0×10^{13}	約 7.6×10^{10}	約 4.9×10^{13}	100
K3	約 1.6×10^{13}	約 3.0×10^{10}	約 1.9×10^{13}	40
K4	約 6.9×10^{14}	約 1.3×10^{12}	約 8.3×10^{14}	16
K5	約 4.3×10^{14}	約 8.1×10^{11}	約 5.2×10^{14}	10
K6	約 2.2×10^{14}	約 4.1×10^{11}	約 2.6×10^{14}	5
K7	約 8.6×10^{13}	約 1.6×10^{11}	約 1.0×10^{14}	2

上記の κατηγοリーを図1, 2のように適用して敷地境界線量を評価した。よって図に K1～K7 として示したエリアに格納可能となる吸着塔の側面線量率の制限値は、表2の格納制限の値となる。同表に、2022年3月31日までに発生したセシウム吸着装置吸着塔の線量範囲ごとの発生数を示す。いずれの κατηγοリーでも、より高い線量側の カテゴリーに保管容量の裕度を確保しており、当面の吸着塔保管に支障を生じることはない。なお、同じエリアに格納されるセシウム吸着装置吸着塔以外の吸着塔の線量率も最大で 2.5mSv/時（2塔、他は 2mSv/時以下）にとどまっており、K6～K7に割り当てた容量で格納できる。

表2 セシウム吸着装置吸着塔の線量別保管状況と保管容量確保状況

	K1	K2	K3	K4	K5	K6	K7
評価設定 (mSv/時)	250	100	40	16	10	5	2
格納制限 (mSv/時)	$250 \geq \phi$	$100 \geq \phi$	$40 \geq \phi$	$16 \geq \phi$	$10 \geq \phi$	$5 \geq \phi$	$2 \geq \phi$
線量範囲 (mSv/時)*	$250 \geq \phi > 100$	100～40	40～16	16～10	10～5	5～2	2以下
保管数***	9	5	17	79	173	79	413
保管容量****	12	12	20	148	182	378	472

*：K2～K7の線量範囲（不等号の適用）はK1に準ずる。（2022年3月31日現在）

：線量未測定の本を含まず。*：第一・第四施設の合計。

2.2 第二セシウム吸着装置吸着塔の線源設定

平成31年4月24日までに一時保管施設に保管した216本のうち、平成23年8月の装置運転開始から一年間以内に保管したもの50本、それ以降平成28年度までに保管したもの136本、平成29年度以降に保管したもの30本の吸着塔側面線量率（図4参照）の平均値はそれぞれ0.65mSv/時、0.11mSv/時、0.28mSv/時であった。この実績を包絡する線源条件として、側面線量率が実績最大の1.2mSv/時となる値（S1）、0.7mSv/時となる値（S2）、およびS2の1/3の値（S3）を用いることとし、それぞれの分類に属する吸着塔あたりのセシウ

ム吸着量を表3のように設定した。第二セシウム吸着装置吸着塔を格納するエリアには、線量率が大幅に低い高性能多核種除去設備吸着塔も格納することから、そのエリアについてはS4として線源設定することとした。高性能多核種除去設備から発生する使用済み吸着塔で想定線量が最大である多核種吸着塔（1～3塔目）をモデル化した場合と、第二セシウム吸着装置吸着塔でモデル化した場合の評価結果比較により、より保守的な評価（高い敷地境界線量）を与えた後方でS4をモデル化することとした。

上記の κατηγοリーを図1～3のように適用して敷地境界線量を評価した。よって図にS1～S4として示したエリアに格納可能となる吸着塔の側面線量率の制限値は、表4の格納制限の値となる。同表に、平成31年4月24日までに発生した第二セシウム吸着装置吸着塔の線量範囲ごとの発生数を示す。いずれの κατηγοリーでも、より高い線量側の カテゴリーに保管容量の裕度を確保しており、当面の吸着塔保管に支障を生じることはない。

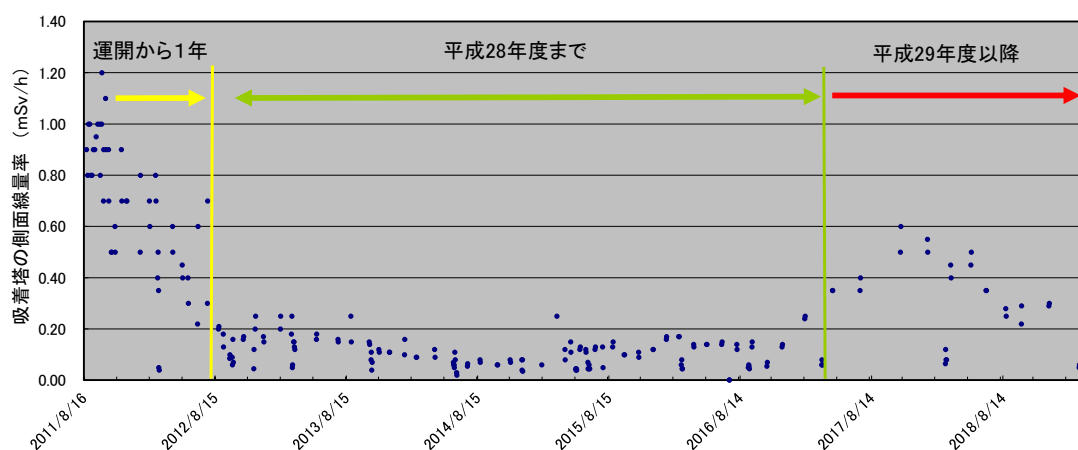


図4 一時保管施設に保管した第二セシウム吸着装置吸着塔の発生時期と側面線量率分布

表3 第二セシウム吸着装置吸着塔の線量評価用線源条件

	Cs-134 (Bq)	Cs-137 (Bq)	吸着塔側面線量率 (mSv/時)
S1	5.1×10^{15}	5.1×10^{15}	1.2
S2	3.0×10^{15}	3.0×10^{15}	0.7
S3	1.0×10^{15}	1.0×10^{15}	0.234
S4	3.5×10^{13}	3.5×10^{13}	0.0082

表 4 第二セシウム吸着装置吸着塔の線量別保管状況と保管容量確保状況

	S1	S2	S3	S4
評価設定 (mSv/時)	1.2	0.7	0.234	0.0082
格納制限 (mSv/時)	$1.2 \geq \phi$	$0.7 \geq \phi$	$0.234 \geq \phi$	$0.0082 \geq \phi$
線量範囲 (mSv/時) [*]	$1.2 \geq \phi > 0.7$	0.7~0.234	0.234~0.0082	0.0082 以下
保管数 ^{**}	0	19	197	0 ^{****}
保管容量 ^{***}	6	171	294	104

^{*} : S2~S4 の線量範囲 (不等号の適用) は S1 に準ずる。(平成 31 年 4 月 24 日現在)

^{**} : 保管後の再測定によるカテゴリ変更を反映。^{***} : 第一・第四施設の合計。

^{****} : 高性能多核種除去設備及び RO 濃縮水処理設備の吸着塔 95 本の側面線量率はいずれも 0.0082mSv/時未満である。

3. 被ばく軽減上の配慮

第一・第四施設に格納する,他のものより大幅に線量が高いセシウム吸着装置吸着塔は,関係作業者が通行しうるボックスカルバート間の通路に面しないように配置する計画とした。また通路入口部に通路内の最大線量率を表示して注意喚起することにより,無駄な被ばくを避けられるようにすることとする。

大型廃棄物保管庫においては,通常の巡視時の被ばく軽減を期して,図 3 に示す東西端の列には低線量の吸着塔を配置する計画とする。

初期のセシウム吸着装置使用済吸着塔の線源設定について

当初設計では、吸着塔あたりの放射能濃度を表1に示すように推定し、この場合の吸着塔側面線量率を、MCNPコードによる評価により14mSv/時と評価した。使用済吸着塔の側面線量率から、低線量吸着塔(10mSv/時未満)、中線量吸着塔(10mSv/時以上40mSv/時未満)、高線量吸着塔(40mSv/時以上)に分類したところ、側面線量率の平均値はそれぞれ5, 12.9, 95mSv/時であった。低・中線量吸着塔については、当初設計との比率に応じて、それぞれの分類に属する吸着塔あたりのセシウム吸着量を表1のように設定した。また、低・中線量吸着塔の遮蔽厚が7インチであるのに対し、高線量吸着塔は、すべて前段のSMZスキッドから発生した3インチ遮蔽の吸着塔であるため、これをモデル化して、側面線量率が95mSv/時となるように線源条件を設定した。これらの値は、平成26年度末までの敷地境界線量に及ぼす吸着塔一時保管施設の影響の評価に用いた。

平成23年6月からの3か月ごとの期間に発生した使用済吸着塔の低、中、高線量吸着塔の割合を図1に示す。運転開始初期には中・高線量吸着塔の割合が高かったが、滞留水中の放射能濃度低下に伴い、低線量吸着塔の割合が高くなっている。

表1 セシウム吸着装置吸着塔の線源条件

	Cs-134 (Bq)	Cs-136 (Bq)	Cs-137 (Bq)	吸着塔側面線量率 (mSv/時)
当初設計吸着塔	約 6.0×10^{14}	約 1.1×10^{12}	約 7.3×10^{14}	14 (計算値)
低線量吸着塔	約 2.2×10^{14}	約 4.1×10^{11}	約 2.6×10^{14}	5
中線量吸着塔	約 5.6×10^{14}	約 1.1×10^{12}	約 6.7×10^{14}	12.9
高線量吸着塔	約 3.8×10^{13}	約 7.2×10^{10}	約 4.6×10^{13}	95

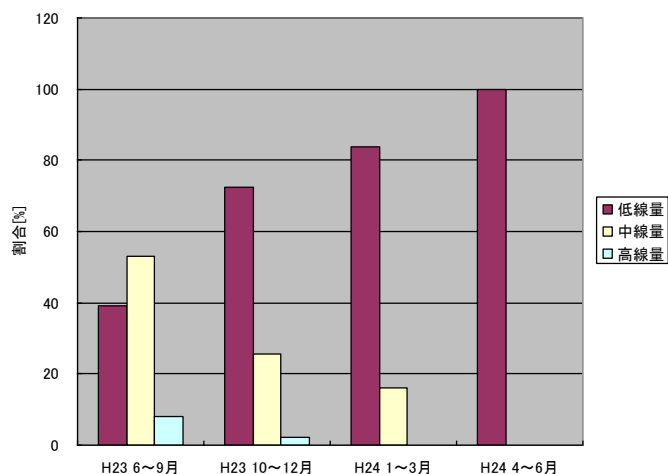


図1 使用済セシウム吸着装置吸着塔の発生時期による割合の変化

瓦礫類および伐採木一時保管エリアにおける敷地境界線量評価について

敷地周辺における線量評価のうち、瓦礫類および伐採木一時保管エリアからの放射線に起因する実効線量を評価するため、各エリアの線源形状をモデル化し、MCNP コードを用いて評価している。

一時保管エリアのうち、保管される廃棄物の形状が多様で、一時保管エリアを設定する時点で、線源の規模は確定できるが線源形状が変動する可能性がある一時保管エリアについては、線源形状を円柱にモデル化した評価を行った。(図1)

なお、円柱にモデル化している一時保管エリアについては、保管完了後に実績を反映し、線源を実態に近い形状にモデル化した詳細な評価を行うこととする。対象となる一時保管エリアを表1に示す。

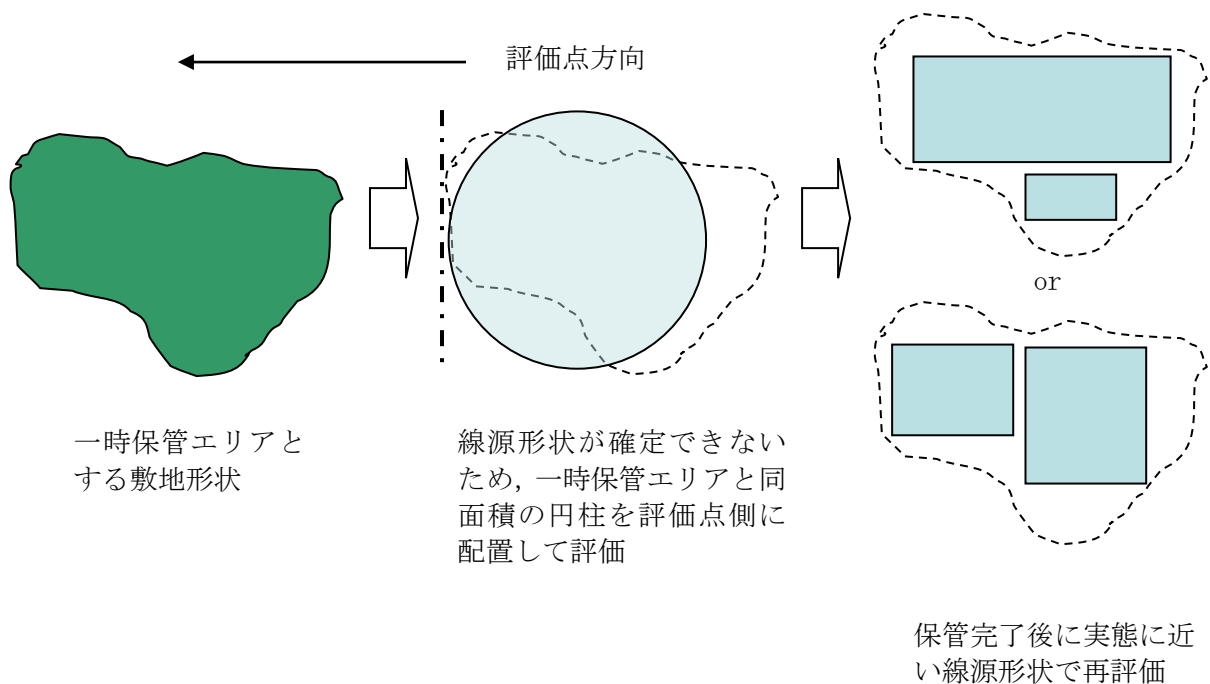


図1 線量評価イメージ

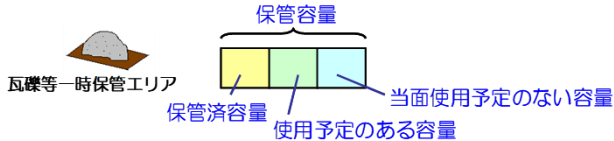
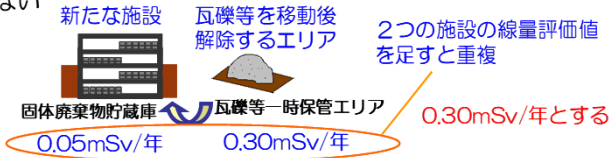
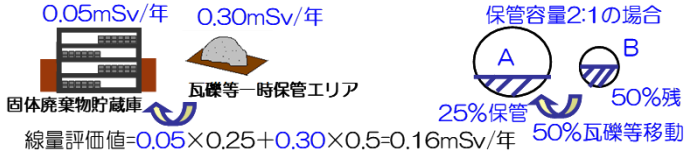
表1 詳細評価実施エリア

エリア名称	
一時保管エリアA 1	一時保管エリアT
一時保管エリアA 2	一時保管エリアV
一時保管エリアB	一時保管エリアW
一時保管エリアC	一時保管エリアX
一時保管エリアD	一時保管エリアAA
一時保管エリアE 1	一時保管エリアBB
一時保管エリアE 2	一時保管エリアCC
一時保管エリアF	一時保管エリアDD
一時保管エリアG	一時保管エリアEE 2
一時保管エリアH	一時保管エリアd
一時保管エリアJ	一時保管エリアe
一時保管エリアN	一時保管エリアk
一時保管エリアO	一時保管エリアl
一時保管エリアP 1	一時保管エリアm
一時保管エリアP 2	

実態に近づける線量評価方法について

現状の瓦礫類・伐採木の一時保管エリアにおける敷地境界線量評価は、施設やエリアを枠取りの考え方で、受入目安表面線量率の線量を有する廃棄物が保守的にあらかじめ満杯になった条件で実施しており、実際の運用と比較すると保守的な評価となっている。このため、実測線量率に基づいた線源条件により敷地境界線量の再評価を行い、より実態に近づけるものとする。

以下に、具体的な線量評価方法を示す。

	説明（数字は一例）	効果
<p>方法1</p>	<p>保管エリアの中で、定置済の瓦礫は実測評価、今後使用予定の分は受入目安表面線量率評価、当面使用予定のない分は評価値から除外する</p> 	<p>満杯になったとした設計値評価に対して実態に近い保管容量で評価可能である</p>
<p>方法2</p>	<p>新たな固体廃棄物貯蔵庫設置に伴い瓦礫等一時保管エリアを移動する等により解除する場合、重複する施設の線量評価値はカウントしない</p> 	<p>線量評価値の重複による過度の保守性をなくすることができる</p>
<p>方法3</p>	<p>保管エリア間で瓦礫等を移動する場合、各々のエリアの線量評価値×保管容量におけるエリア占有率を線量評価値とする</p> 	<p>物量の出入りを反映するため実態に近い線量評価が可能である</p>

一時保管エリアLについては、方法1を適用して敷地境界の線量評価を行った。

なお、今後は、その他の一時保管エリアについても、実測値による評価以外の線量評価方法（方法1～3のいずれか）を必要に応じて適用していく。

敷地境界における直接線・スカイシャイン線の評価結果

敷地境界 評価地点	評価地点 の標高 「m」	敷地内各施設からの 直接線・スカイシャイン線 「単位:mSv/年」	敷地境界 評価地点	評価地点 の標高 「m」	敷地内各施設からの 直接線・スカイシャイン線 「単位:mSv/年」
No.1	T.P.約4	0.06	No.51	T.P.約32	0.02
No.2	T.P.約18	0.11	No.52	T.P.約39	0.03
No.3	T.P.約18	0.10	No.53	T.P.約39	0.16
No.4	T.P.約19	0.18	No.54	T.P.約39	0.16
No.5	T.P.約16	0.29	No.55	T.P.約39	0.04
No.6	T.P.約16	0.29	No.56	T.P.約33	0.01
No.7	T.P.約21	0.51	No.57	T.P.約39	0.02
No.8	T.P.約16	0.30	No.58	T.P.約39	0.04
No.9	T.P.約14	0.16	No.59	T.P.約39	0.09
No.10	T.P.約15	0.08	No.60	T.P.約41	0.05
No.11	T.P.約17	0.17	No.61	T.P.約42	0.02
No.12	T.P.約17	0.13	No.62	T.P.約38	0.02
No.13	T.P.約16	0.13	No.63	T.P.約44	0.04
No.14	T.P.約18	0.13	No.64	T.P.約44	0.07
No.15	T.P.約21	0.11	No.65	T.P.約41	0.14
No.16	T.P.約26	0.10	No.66	T.P.約40	0.53
No.17	T.P.約34	0.15	No.67	T.P.約39	0.30
No.18	T.P.約37	0.09	No.68	T.P.約37	0.42
No.19	T.P.約33	0.03	No.69	T.P.約36	0.26
No.20	T.P.約37	0.04	No.70	T.P.約35	0.55
No.21	T.P.約38	0.03	No.71	T.P.約32	0.55
No.22	T.P.約34	0.02	No.72	T.P.約29	0.48
No.23	T.P.約35	0.02	No.73	T.P.約29	0.23
No.24	T.P.約38	0.03	No.74	T.P.約35	0.10
No.25	T.P.約39	0.03	No.75	T.P.約31	0.08
No.26	T.P.約32	0.02	No.76	T.P.約31	0.12
No.27	T.P.約31	0.02	No.77	T.P.約15	0.39
No.28	T.P.約39	0.04	No.78	T.P.約19	0.46
No.29	T.P.約39	0.12	No.79	T.P.約19	0.28
No.30	T.P.約39	0.13	No.80	T.P.約19	0.11
No.31	T.P.約39	0.04	No.81	T.P.約35	0.23
No.32	T.P.約31	0.01	No.82	T.P.約38	0.34
No.33	T.P.約33	0.01	No.83	T.P.約40	0.21
No.34	T.P.約38	0.02	No.84	T.P.約41	0.10
No.35	T.P.約38	0.02	No.85	T.P.約37	0.05
No.36	T.P.約39	0.06	No.86	T.P.約33	0.06
No.37	T.P.約39	0.13	No.87	T.P.約26	0.08
No.38	T.P.約39	0.13	No.88	T.P.約22	0.16
No.39	T.P.約39	0.04	No.89	T.P.約20	0.34
No.40	T.P.約32	0.01	No.90	T.P.約20	0.47
No.41	T.P.約31	0.01	No.91	T.P.約20	0.31
No.42	T.P.約39	0.04	No.92	T.P.約21	0.47
No.43	T.P.約39	0.12	No.93	T.P.約20	0.49
No.44	T.P.約39	0.11	No.94	T.P.約28	0.37
No.45	T.P.約39	0.04	No.95	T.P.約21	0.25
No.46	T.P.約30	0.01	No.96	T.P.約19	0.14
No.47	T.P.約32	0.01	No.97	T.P.約15	0.06
No.48	T.P.約39	0.03	No.98	T.P.約23	0.08
No.49	T.P.約39	0.03	No.99	T.P.約25	0.03
No.50	T.P.約35	0.02	No.100	T.P.約-1	0.02

多核種除去設備，増設多核種除去設備及び高性能多核種除去設備の線量評価条件について

1. 多核種除去設備の線量評価条件について

1.1 評価対象設備・機器

多核種除去設備の評価対象設備・機器を表１に示す。

表１ 評価対象設備・機器（多核種除去設備）

設備・機器	評価対象とした機器数 (基数×系列)	放射能条件	遮へい体	
前処理設備 1 (鉄共沈処理)	バッチ処理タンク	1×3	汚染水 (処理対象水)	なし
	循環タンク	1×3	スラリー (鉄共沈処理)	鉄 100mm
	デカントタンク	1×3	汚染水 (処理対象水)	なし
	循環タンク弁スキッド	1×3	スラリー (鉄共沈処理)	鉛 18mm
	クロスフロー フィルタスキッド	1×3	スラリー (鉄共沈処理)	鉛 8mm (配管周囲) 鉛 9mm (スキッド周囲)
	スラリー移送配管	1×3	スラリー (鉄共沈処理)	鉛 18mm
	スラリー移送配管 (40A-30m)	1×3	スラリー (鉄共沈処理)	鉛 8mm
前処理設備 2 (炭酸塩沈殿処理)	共沈タンク	1×3	汚染水 (処理対象水)	なし
	供給タンク	1×3	汚染水 (処理対象水)	なし
	クロスフロー フィルタスキッド	1×3	スラリー (炭酸塩沈殿処理)	鉛 4mm (配管周囲) 鉛 9mm (スキッド周囲)
	スラリー移送配管 (40A-40m)	1×3	スラリー (炭酸塩沈殿処理)	鉛 4mm
多核種除去装置	吸着塔 (吸着材 2)	1×3	吸着材 2	鉄 50mm
	吸着塔 (吸着材 3)	1×3	吸着材 3	
	吸着塔 (吸着材 6)	1×3	吸着材 6	
	吸着塔 (吸着材 5)	1×3	吸着材 5	
	処理カラム (吸着材 7)	1×3	吸着材 7	なし
高性能容器 (HIC)	スラリー (鉄共沈処理) 用	1×3	スラリー (鉄共沈処理)	鉄 112mm
	スラリー (炭酸塩沈殿 処理) 用	1×3	スラリー (炭酸塩沈殿処理)	鉄 112mm
	吸着材 2 用	1	吸着材 2 ※	鉄 112mm
	吸着材 3 用	1	吸着材 3 ※	鉄 112mm
	吸着材 6 用	1	吸着材 6 ※	鉄 112mm
	吸着材 5 用	1	吸着材 5 ※	鉄 112mm

※吸着塔収容時は，平均的な濃度（最大吸着量の 55%）を用いて評価を行うが
高性能容器収容時には，最大吸着量で評価を実施。

1.2 放射能条件の設定

多核種除去設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

- スラリーは、クロスフローフィルタで濃縮されることから、スラリー濃度は濃縮前～濃縮後の平均的な濃度を考慮する。スラリー（鉄共沈処理）の濃度は、約 70g/L～約 84g/L の平均値である約 77g/L より設定し、スラリー（炭酸塩沈殿処理）の濃度は、初期の設計では最大約 305g/L としているが運転実績より知見が得られたことから、約 195g/L～236g/L の平均値である約 215g/L より設定する。
- 各吸着材の吸着量は、吸着塔のメリーゴーランド運用を考慮すると、最大吸着量の概ね 10%～100%の間で推移し、平均的には最大吸着量の 55%程度となる。よって、各吸着材の放射能濃度は、平均的な吸着量を考慮して設定。
- スラリー、吸着材の放射能濃度は、想定される濃度に対して、保守的に 30%を加算して評価を行う。

2. 増設多核種除去設備の線量評価条件

2.1 評価対象設備・機器

増設多核種除去設備の評価対象設備・機器を表2に示す。

表2 評価対象設備・機器（増設多核種除去設備）

	設備・機器	評価上考慮する 基数×系列	放射能条件	遮へい体
処理水受入	処理水受入タンク	1×1	汚染水	なし
前処理設備	共沈・供給タンクスキッド	1×3	汚染水	鉄：40～80mm
	クロスフローフィルタスキッド	1×3	スラリー	鉄：20～60mm
	スラリー移送配管	1×3	スラリー	鉄：28mm
	反応／凝集槽	1×2	沈殿物混合水	鉄：20～40mm
	沈殿槽	1×2	上部：上澄み水 下部：沈殿物	鉄：20～40mm
	上澄み水タンク	1×2	上澄み水	なし
多核種吸着塔	吸着塔（吸着材1）	1×3	吸着材1	鉄：30～80mm
	吸着塔（吸着材2）	1×3	吸着材2	
	吸着塔（吸着材4）	1×3	吸着材4	
	吸着塔（吸着材5）	1×3	吸着材5	
高性能容器（HIC）	スラリー（前処理）	1×3	スラリー	コンクリート 及びハッチ （鉄：120mm）
	吸着材（吸着材1）	1×1	吸着材1※	
	吸着材（吸着材2）	1×1	吸着材2※	
	吸着材（吸着材4）	1×1	吸着材4※	
	吸着材（吸着材5）	1×1	吸着材5※	

※吸着塔収容時は、平均的な濃度（最大吸着量の55%）を用いて評価を行うが
高性能容器収容時には、最大吸着量で評価を実施。

2.2 放射能条件の設定

増設多核種除去設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

- ・ スラリーは、クロスフローフィルタで濃縮されることから、スラリー濃度は濃縮前～濃縮後の平均的な濃度を考慮し、スラリーの濃度は、195g/L～236g/L の平均値である約 215g/L より設定する。
- ・ 各吸着材の吸着量は、吸着塔のメリーゴーランド運用を考慮すると、最大吸着量の概ね 10%～100%の間で推移し、平均的には最大吸着量の 55%程度となる。よって、各吸着材の放射能濃度は、平均的な吸着量を考慮して設定。
- ・ スラリー、吸着材の放射能濃度は、想定される濃度に対して、保守的に 30%を加算して評価を行う。
- ・ 沈殿槽下部の沈殿物はスラリーであるが、増設多核種除去設備設置以降の処理対象水（汚染水）の放射能濃度低減を踏まえて Sr-89, Sr-90, Y-90, Mn-54, Co-60 濃度をスラリーの 1/10 に設定する。
- ・ 反応／凝集槽の沈殿物混合水は沈殿槽から返送する沈殿物と、処理対象水（汚染水）の混合水であり、混合比率を踏まえて沈殿物の放射能濃度の 1/2 に設定する。
- ・ 上澄み水タンク及び沈殿槽上部の上澄み水は沈殿槽で沈殿物を除いた後の上澄み水であり、沈殿物の放射能濃度の 1/10 に設定する。

3. 高性能多核種除去設備の線量評価条件

3.1 評価対象設備・機器

高性能多核種除去設備の評価対象設備・機器を表 3 に示す。

表 3 評価対象設備・機器（高性能多核種除去設備）

機器		評価上考慮する基数（基）	放射能条件
前処理フィルタ	1 塔目	1	前処理フィルタ 1 塔目
	2 塔目	1	前処理フィルタ 2 塔目
	3～4 塔目	2	前処理フィルタ 3～4 塔目
多核種吸着塔	1～3 塔目	3	多核種除去塔 1～3 塔目
	4～5 塔目	2	多核種除去塔 4～5 塔目
	6～8 塔目	3	多核種除去塔 6～8 塔目
	9～10 塔目	2	多核種除去塔 9～10 塔目
	11～13 塔目	3	多核種除去塔 11～13 塔目

3.2 放射能条件の設定

高性能多核種除去設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

- 吸着材の放射能濃度は、各フィルタ・吸着塔の入口濃度から除去率、通水量（機器表面線量が 1mSv/h 以下となるよう設定）を考慮して算出した値に保守的に 30%を加算して評価を行う。
- 多核種吸着塔 1～5 塔目の線源は、Cs の吸着量分布を考慮し、吸着塔の高さ方向に均等 5 分割し、各層に線源を設定する。

以上

サブドレン他浄化設備の線量評価条件について

1. サブドレン他浄化設備の線量評価条件

1.1 評価対象設備・機器

サブドレン他浄化設備の評価対象設備・機器を表1に示す。なお、吸着塔に収容する吸着材の構成は、最も保守的なケースとして、吸着塔1～3をセシウム・ストロンチウム同時吸着塔、吸着塔4をアンチモン吸着塔、吸着塔5を重金属塔として評価した。

表1 評価対象設備・機器（サブドレン他浄化設備）

機器		評価上考慮する基数（基）	放射能条件
前処理フィルタ	1～2 塔目	4	前処理フィルタ 1～2 塔目
	3 塔目	2	前処理フィルタ 3 塔目
吸着塔	1～3 塔目	6	吸着塔 1～3 塔目
	4 塔目	2	吸着塔 4 塔目
	5 塔目	2	吸着塔 5 塔目

1.2 放射能条件の設定

サブドレン他浄化設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

- ・ 前処理フィルタ及び吸着塔は、各々が交換直前で放射性物質の捕捉量又は吸着量が最大になっているものとする。
- ・ 前処理フィルタ1～2は、フィルタ2塔に分散する放射性物質の全量が前処理フィルタ2で捕捉されているものとする。
- ・ 吸着塔1～3は、吸着塔3塔に分散する放射性物質の全量が吸着塔1で吸着されているものとする。
- ・ 吸着塔のうちアンチモン吸着塔、重金属塔は除外可能とし、セシウム・ストロンチウム同時吸着塔は最大5塔まで装填可能とするが、表1が最も保守的なケースとなる。

以上

2.2.4 線量評価のまとめ

現状の設備の運用により、気体廃棄物放出分で約 8.8×10^{-3} mSv/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敷地境界の実効線量は約 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は約 4.6×10^{-2} mSv/年となり合計約 0.86mSv/年となる^{注)}。

注) 四捨五入した数値を記載しているため、合算値が合計と合わない場合がある。

6 特定原子力施設の設備、機器の解体撤去に係る補足説明

6.1 目的

福島第一原子力発電所においては最新の「東京電力（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」、「東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ」に沿って、福島第一原子力発電所内に存在しているリスクの低減に取り組んでいる。

実施計画に必要な機能を有しない設備・機器（震災前から設置されている設備・機器を含む）の解体撤去（以下、解体撤去）は、福島第一原子力発電所全体のリスク低減対策を行うにあたり、今後の廃炉作業に必要な施設や設備の設置エリアの確保や廃炉作業に係る作業干渉の未然防止の為、安全確保を最優先に遅滞なく実施する必要がある。

本実施計画では、環境への放射性物質の放出抑制対策、汚染状況の調査結果等を踏まえた放射性物質の拡散防止対策、放射線業務従事者の被ばく低減対策等、解体撤去を実施するにあたっての共通的な対策を定め、この対策を遵守し解体撤去を実施していく。

なお、解体撤去を実施していく中で新たに確認された対策は、必要に応じて実施計画に反映する。

6.2 基本方針

6.2.1 基本方針

解体撤去を実施するにあたっては、設備・機器の仕様や現場環境が多様であることから、作業毎に設備・機器の仕様や現場環境に適した工具・装置・工法を適用する必要がある、要求される安全対策についても様々である。

そのため、「I 特定原子力施設の全体工程及びリスク評価 2.1 評価の考え方」に基づき解体撤去における安全対策を整理し、共通的な対策を定める。

【解体撤去における安全対策】

- ・ 解体撤去に伴う事前調査及び事前確認
- ・ 漏えい防止対策
- ・ 汚染拡大防止対策
- ・ 落下防止対策
- ・ 飛散拡散防止対策
- ・ 被ばく低減対策

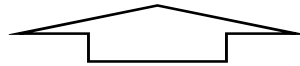
【大目標】

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低減させ、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）

上記「I 特定原子力施設の全体工程及びリスク評価 2.1 評価の考え方」抜粋



【中目標達成のための、解体撤去における安全対策】

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

- ・ 解体撤去に伴う事前調査及び事前確認

2) 敷地外の安全を図る（公衆への被ばく影響の低減）

- ・ 漏えい防止対策
- ・ 汚染拡大防止対策
- ・ 落下防止対策
- ・ 飛散拡散防止対策

3) 敷地内の安全を図る（作業員への被ばく影響の低減）

- ・ 被ばく低減対策

6.2.2 解体撤去における共通的な対策の整理・策定

解体撤去にあたる具体的な各安全対策の共通的な対策の整理・策定については、これまでの解体作業等の実績も踏まえ、以下の考えより実施した。

- ① これまでの解体撤去における対策の抽出
- ② 上記①で抽出した対策のうち、特殊な工法を採用した作業を除き、一般的な工法を採用した解体撤去における対策を抽出

6.3 解体撤去における共通的な対策

6.3.1 解体撤去に伴う事前調査及び事前確認

解体撤去に伴い、撤去作業周辺の稼働中の設備を損傷させない等のために、事前に図面および現場調査にて確認し、現場状況に応じて適切な措置を講じる。以下の対策を実施する。

➤ 解体撤去に伴う事前調査及び事前確認

- ・ 稼働中の周辺設備に影響を与えないことを図面および現場調査にて確認し、現場状況に応じた設備の移設や物的防護等の適切な措置を計画する。
- ・ 事前調査及び事前確認を踏まえ、作業計画を立てるとともに、現場環境及び対象設備等の材質に適した工具・装置・工法を採用する。
- ・ 現場状況に応じて、火気を使用する工法を選定する場合は、十分な火災防護対策を講じたうえで使用する。
- ・ 現場状況に応じて、現場状況をできる限り再現したモックアップ・トレーニングを実施し、作業上で想定されるリスクの事前抽出とその対策を行い、作業員の安全確保、漏えい及び汚染拡大防止に努めるとともに、作業の成立性の確認を行う。

6.3.2 漏えい防止対策，汚染拡大防止対策

解体撤去する設備・機器の内包する放射性液体廃棄物の性状及びモックアップにより得られた知見に応じて、適切な漏えい防止対策・汚染拡大防止等を実施することにより、放射性液体廃棄物が環境中に放出しないようにする。また、解体撤去で発生した解体物の適切な保管を行い、漏えい防止，汚染拡大防止に努める。以下の対策を実施する。

➤ 漏えい防止対策，汚染拡大防止対策

■ 残水回収・移送作業

- ・ ホース（仮設ホース含む）を使用する場合は、ホースの継手が脱落しないようロック機構を有するものを使用し、確実にロックされていることを確認する。さらに番線等で固縛して、継手の外れ防止を行う。また、ホースの継手は、養生もしくは水受け・堰等を設け、漏えい時に残水を受けられるようにし、現場状況（狭隘等）に応じて可能な範囲で漏えい検知器を設置する。ホースは設置環境（耐紫外線性等）に応じて、二重構造型を使用し、漏えいの拡大防止を図る。
- ・ 残水回収作業にバキュームカーを使用する場合は、バキュームカーとホース（仮設ホース含む）の継手が脱落しないようロック機構を有するものを使用し、確実にロックされていることを確認する。さらに番線等で固縛して、継手の外れ防止を行う。また、バキュームカーとホースの継手に水受けを設け、漏えい時に残水を受けられるようにする。
- ・ 残水回収・移送作業中は、作業員による常時監視を行う。

- ・ 万が一、漏えいが発生した場合は、速やかに作業を中断し、漏えい水の回収を行う。

■ 配管の開放・切断作業

- ・ 配管の開放・配管切断前に、系統の隔離措置及び水抜きを行う。
- ・ 配管の開放・配管切断箇所の下部に水受け、養生を設ける。
- ・ 配管の開放端部は閉止措置を行う。

■ 解体撤去作業

- ・ 解体物は、線量、種類、形状、性状等に応じて、周辺の汚染レベルを上昇させないよう養生または保管容器へ収容を行い保管等を実施する。（再利用・再使用可能な解体物を除く）
- ・ 屋外での解体撤去作業においては、降雨により汚染を拡大させないためにハウスの設置等の汚染拡大防止の措置を講じる。

6.3.3 落下防止対策，飛散拡散防止対策

解体撤去に伴い、重機による吊上げた解体物等の落下防止対策・環境中へ放出される放射性物質の適切な飛散防止対策を実施することにより、敷地境界での放射線量の放出抑制を図る。作業に応じて以下の該当する対策を実施する。

➤ 落下防止対策

- ・ 監視員の配置及び作業エリアの区画等を実施する。
- ・ クレーン、重機を使用する場合は、落下防止策を施した吊り治具を使用する。また、単一故障による落下を防ぐため、駆動源を喪失しても把持部が開放されない構造とする。
- ・ 重機・遠隔装置等の操作は経験を積んだ操作者が行う。なお、操作にあたり資格を必要とする重機・遠隔装置等の操作は有資格者が行う。
- ・ 始業前点検，カメラによる監視等の対策を実施する。
- ・ 解体物を運搬する場合は、解体物が確実に固縛されていることを確認する。運搬にあたっては低速で走行する。

➤ 飛散拡散防止対策

- ・ 切断・解体作業においては、必要に応じて、局所排風機，吸引装置等を設置する。
- ・ 屋外作業となる場合は、強風時は作業を中断する。
- ・ タンク等の内部を洗浄する場合は、タンク等の内表面を散水し、表面の汚染を可能な限り洗い流す。
- ・ 切断・解体作業においては、必要に応じて、ハウス，飛散防止カバー等を設置する。

- ・ ハウス等の側面に物品搬出入口を設ける場合は、搬出入口は作業計画上で必要となる最小サイズとし、開閉可能かつ、閉止時にダストが通過しない構造のカバーを取付け、人が出入りする際、物品搬出入する際以外はカバーを閉止する。また、物品搬出入する際は作業を中断する。
- ・ ダスト飛散が想定される作業中は、放射性ダストモニタを設置しダスト濃度を定期的に確認する。また、飛散防止剤の散布または散水等を定期的の実施し、ダストの飛散を抑制する。
- ・ 作業中にダスト濃度の異常を検知した場合は、速やかに作業を中断し、ダスト飛散元の養生や飛散防止剤の散布または散水等を実施し、測定値が通常時に戻ったことを確認してから再開する。測定値が通常時に戻らない場合には、作業を中止する。その後、原因を調査し、必要な対策を講じたうえで再開する。
- ・ 高線量配管を切断する場合は、配管切断箇所及び小割箇所へ発泡ウレタンを注入し、ウレタン注入箇所を切断する等の配管内部のダストを気中に飛散させないための措置を講じる。
- ・ 解体開口部からの放射性物質の飛散により、周辺に汚染を拡大させないように養生を実施する。
- ・ 解体物を仮置きする場合は、転倒防止が起きないように確実に固縛する。

6.3.4 被ばく低減対策

作業者の被ばく管理等において、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、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エリア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ため、以下の該当する対策を実施する。

➤ 被ばく低減対策

- ・ 作業エリアの区画を実施する。
- ・ 作業エリアの空間線量率を測定し表示する。
- ・ 可能な限り遠隔操作を利用する。
- ・ 作業前に除染作業もしくは適切な遮蔽を設置する。
- ・ 遮へいベスト、遮へいスーツ、全面マスク等の作業に応じた適切な装備を着用する。
- ・ 作業エリア近傍に遮へい効果のある退避場所を設置し、被ばく低減を図る。
- ・ 作業時間管理・作業員ローテーションによる被ばく低減を図る。
- ・ 工事期間中作業実施の都度、現状の放射線防護措置の計画が最適であるかを確認し、必要に応じて、放射線防護措置の計画及び計画線量の見直しの必要性を検討する。
- ・ 解体物を仮置きする場合は、仮置きに伴ってエリア周辺における作業員の被ばく線量

が増加するのを防止するために、設置可能な範囲で最大限の距離を取って区画をするとともに、線量率表示による注意喚起を通して被ばく低減を図る。

6.4 放射性廃棄物等の管理

6.4.1 放射性固体廃棄物等の管理

解体撤去に伴い発生する放射性固体廃棄物等は、その性状に応じて適切に処理することを含む作業計画が決まり次第、速やかに、十分な保管容量を確保できることを評価する。

また、「Ⅲ 第3編 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」に従い、線量、種類で分類しただけ減容した上で、屋内保管施設（又は一時保管エリア）で保管する。

6.4.2 放射性液体廃棄物等の管理

解体撤去に伴い発生する放射性液体廃棄物は、「Ⅲ 第3編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」に従い、発生した放射性液体廃棄物の種別に応じた浄化处理等必要な処理を行い、環境へ排水、散水する放射性物質の濃度を低減する。

6.5 緊急時の安全避難

緊急時の避難指示は、「Ⅱ 1.13 緊急時対策」規定のもと、緊急放送等により施設内に周知することになっているが、緊急放送等が聞こえないエリアでの作業が存在することも考えられる為、作業前の現場調査にて緊急時の退避通路を確認する。

6.6 自然現象への考慮

解体撤去は、実施計画上必要な機能を有しない設備・機器の解体撤去であり、設計における自然現象への考慮事項はない。ただし、解体撤去の作業期間において、自然現象（地震、津波、豪雨、台風、竜巻等）がもたらす影響として、解体物、工具・装置・重機等の飛散や転倒が考えられる為、解体物の速やかな保管（仮置き時は確実な固縛措置等）、作業終了後の現場の整理整頓を行うことで、自然現象がもたらす影響を可能な限り低減するよう努める。

6.7 添付資料

- 添付資料－1 : 既設処理水バッファタンク及び既設処理水バッファタンク接続配管の解体・撤去の方法について
- 添付資料－2 : 1号機原子炉格納容器窒素封入ライン（不活性ガス系）の撤去について
- 添付資料－3 : 2号機及び3号機の海水配管トレンチにおける高濃度汚染水の処理設備（モバイル式処理設備）の撤去について
- 添付資料－4 : 中低濃度タンク及び高濃度滞留水受タンクの解体・撤去の方法について
- 添付資料－5 : 淡水化装置（RO-1A/B, RO-2）の撤去方法について
- 添付資料－6 : 蒸留水タンク, 濃縮水受タンク, 濃縮処理水タンクの撤去方法について
- 添付資料－7 : 地下貯水槽 No. 5の解体・撤去について
- 添付資料－8 : 除染装置処理水移送ポンプ及び弁を含む付属配管並びに除染装置処理水タンクの撤去について
- 添付資料－9 : 一時保管エリア A1, A2 仮設保管設備（テント）解体
- 添付資料－10 : 原子炉建屋上部のがれき撤去ならびに使用済燃料プール内のがれき撤去等の手順に関する説明書
- 添付資料－11 : 福島第一原子力発電所第1号機原子炉建屋カバー解体について
- 添付資料－12 : 福島第一原子力発電所第1・2号機原子炉建屋作業エリアの整備に伴う干渉物解体撤去について
- 添付資料－13 : 福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋オペレーティングフロア北側のガレキの撤去について
- 添付資料－14 : 福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋オペレーティングフロア中央および南側のガレキの一部撤去について
- 添付資料－15 : 福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋オペレーティングフロア外周鉄骨の一部撤去について
- 添付資料－16 : 福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋オペレーティングフロア床上のガレキの一部撤去について
- 添付資料－17 : 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
- 添付資料－18 : 5・6号機 滞留水貯留設備の旧淡水化装置の撤去方法について
- 添付資料－19 : サブドレン他浄化装置の前処理フィルタの撤去方法について
- 添付資料－20 : 雨水処理設備等の解体・撤去の方法について
- 添付資料－21 : RO 濃縮水処理設備の撤去方法について
- 添付資料－22 : 福島第一原子力発電所1/2号機共用排気筒の上部解体について
- 添付資料－23 : 一時保管エリアの設備の解体撤去における補足説明

以 上

淡水化装置（RO-1A/B, RO-2）の撤去方法について

淡水化装置（RO-1A/B, RO-2）の廃止に伴い、解体・撤去作業の方法について定める。

作業にあたっては被ばく量を低減するため、作業エリアのダスト飛散抑制や雰囲気線量率の低減を図る。また、万が一のダスト濃度上昇に備え、全面マスクを着用して作業を実施する。ダスト飛散抑制としては、汚染箇所に対する適切な養生、作業エリアの定期的なダスト測定、局所排風機の設置等を作業内容に応じて適宜実施する。雰囲気線量率の低減としては、高線量物に対する遮へい設置を作業内容に応じて適宜実施する。

1. RO膜及びフィルター

RO膜及びフィルターは淡水置換し、エアブローにより水抜きした後、収容容器から抜取る。その際は養生袋に受けることでダスト及び残水の飛散を抑制する。また、容器抜き取り時に線量測定を行い、必要に応じて遮へいを行う。抜き取り後はテント内にて養生された状態で静置し水切りを行ったうえで、腐食しないよう袋養生し、金属製の保管容器に収納し、一時保管エリアにて一時保管する。

RO膜及びフィルターを抜取った後の容器は、養生された状態で静置して水切りを行ったうえで、細断して腐食しないよう袋養生し、金属製の保管容器に収納し、一時保管エリアにて一時保管する。

細断はダスト飛散抑制のため、作業ハウスをテント内に設置しフィルター付き局所排風機による排気を行いながら実施する。水抜き時は監視人を配置のうえ仮設の受けパンとダストおよび残水飛散防止のための養生を設置し、回収した残水はプロセス主建屋へ移送する。移送に仮設ホースを使用する場合は漏えい防止策として、仮設ホースの継手部をカムロック式とし、さらに番線等で固縛して継手の外れ防止を行う。また、汚染水を取り扱う作業ではアノラックを着用する。

表面線量率は0.1mSv/h以下と想定しており、表面線量率に応じて定められた瓦礫類の一時保管エリアにて一時保管する。表面線量率が0.1mSv/hを超える場合においても、表面線量率に応じて定められた一時保管エリアにて一時保管する。

2. 急速ろ過塔・MMF・タンク類

急速ろ過塔・マルチメディアフィルター（以下、MMF）は、接続配管の切り離し後、塔内の水抜きを行う。MMFはそのままで保管容器に入りきらないため、塔上部よりろ過材の回収を行った後、塔内をRO処理水等で洗浄した上で細断して腐食しないよう袋養生し、金属製の保管容器に収納し、一時保管エリアにて一時保管する。

タンク類は仮設ポンプ、またはパワープロベスター車を用いて残水の水抜き後、内面に汚

染が確認された場合は洗浄を行った上で細断して腐食しないよう袋養生し、金属製の保管容器に収納し、一時保管エリアにて一時保管する。

細断はダスト飛散抑制のため、作業ハウスをテント内に設置しフィルター付き局所排風機による排気を行いながら実施する。ろ過材回収時はダストの飛散を抑制するため、作業ハウスおよびグローブボックス、フィルター付き局所排風機を設置する。水抜き時は監視人を配置のうえ仮設の受けパンとダストおよび残水飛散防止のための養生を設置し、回収した残水はプロセス主建屋へ移送する。移送に仮設ホースを使用する場合は漏えい防止策として、仮設ホースの継手部をカムロック式とし、さらに番線等で固縛して継手の外れ防止を行う。また、汚染水を取り扱う作業ではアノラックを着用する。

表面線量率は0.1mSv/h以下と想定しており、表面線量率に応じて定められた瓦礫類の一時保管エリアにて一時保管する。表面線量率が0.1mSv/hを超える場合においても、表面線量率に応じて定められた一時保管エリアにて一時保管する。

3. ポンプ、配管、付属機器

ポンプ、配管類（弁、ホース含む）は、残水の水抜きを行った上で細断して腐食しないよう袋養生し、金属製の保管容器に収納し、一時保管エリアにて一時保管する。

細断はダストの飛散を抑制するため、養生を行った上で実施する。ポンプの解体・配管の開放は、隔離処置（弁閉）及び水抜き後に実施する。継続使用する設備との切り離しはフランジ部とし、開放部を閉止する。

細断はダスト飛散抑制のため、作業上困難な場合以外はテント内にて、フィルター付き局所排風機による排気を行いながら実施する。水抜き時は監視人を配置のうえ仮設の受けパンとダストおよび残水飛散防止のための養生を設置し、回収した残水はプロセス主建屋へ移送する。また、配管類からの残水が想定より多かった場合に備え、受けパンより水を移送するための仮設タンク、ポンプを準備する。移送に仮設ホースを使用する場合は漏えい防止策として、仮設ホースの継手部をカムロック式とし、さらに番線等で固縛して継手の外れ防止を行う。また、汚染水を取り扱う作業ではアノラックを着用する。

付属機器（ケーブル、計器等）は金属製の保管容器に収納し、一時保管エリアにて一時保管する。

表面線量率は0.1mSv/h以下と想定しており、表面線量率に応じて定められた瓦礫類の一時保管エリアにて一時保管する。表面線量率が0.1mSv/hを超える場合においても、表面線量率に応じて定められた一時保管エリアにて一時保管する。

4. ダスト飛散抑制対策

解体・撤去作業前に、既設 R0-1, 2 テント内の機器表面および床面の清掃を実施し、ダストの飛散を抑制する。系統機器内の残水はダスト飛散の抑制・漏えい防止対策を施した手順にて回収し、プロセス主建屋地下へ移送する。

解体・撤去作業は極力テント内で行うこととする。テント外の解体対象機器は配管・弁であるが、ダスト飛散を抑制する手順にて切り離しを行い、養生した上でテントへ運び込み細断・保管容器への収納を行う。

解体・撤去期間中においては、作業実施日は毎日、作業前・作業中・作業後においてテント内外のダスト測定を実施する。作業中の測定についてはダスト濃度上昇が最大になると予想される作業中(配管切断等)に実施し、テント内外作業管理基準値を超過した場合は一旦作業を中止し、ダスト飛散元の養生や作業計画の見直しを行う。ダスト測定ポイントについては各テントにおいて、作業計画時に当日でダスト濃度上昇が最大になると予想される箇所を実施する。

テント側面には物品搬出入口を設けるが、搬出入口は作業計画上で必要となる最小サイズとし、開閉可能かつ、閉止時にダストが通過しない構造のカバーを取付け、人が出入りする際、物品搬出入する際以外はカバーを閉止する。

また、物品搬出入時はテント内の作業を中断し、搬出入作業前・作業中・作業後においてテント外のダスト測定を実施する。作業中の測定値について、テント外作業管理基準値を超過した場合は一旦作業を中止し、ダスト飛散元の養生や作業計画の見直しを行う。

また、構内の連続ダストモニタにて放射性物質濃度の監視を行う。

5. 汚染拡大防止

金属製の保管容器は、屋外保管環境下での腐食防止のため、塗装を施した金属材料を使用する。また、保管容器は、雨水が容易に入り難い構造とする。

6. 瓦礫類発生量

撤去に伴う瓦礫類は約 240m³ 発生する見込みである。

以 上

一時保管エリア A1, A2 仮設保管設備（テント）解体

一時保管エリア A1, A2 は, 30mSv/h 以下の瓦礫類を一時保管するための施設で, 仮設保管設備（テント）であるが, 瓦礫類の覆土式一時保管施設第 4 槽への収納, 金属製容器に収納し固体廃棄物貯蔵庫等へ一時保管後にテントの解体・切断を実施する。解体廃棄物については構内で保管, エリアは低線量の瓦礫類を一時保管するエリアに転用（ケース 1 からケース 2 へ切替）する。

1.1 解体作業時の汚染拡大防止

解体作業手順及び汚染拡大防止策は以下のとおり。

- a. テント扉閉鎖状態にて表層土撤去を行う
- b. テント扉閉鎖状態にて L 型擁壁を移動する
- c. テント膜撤去前に飛散防止剤の散布を行い, ダストの飛散防止を図る
- d. テント膜の撤去を行う。以降の解体作業の期間中は, ダストモニタを設置し空気中の放射性物質濃度の有意な変化を確認した場合は, 速やかに作業を中断し散水等の対策を必要に応じて実施する。
- e. 柱・梁解体を行う。必要により解体箇所に散水を行いダストの飛散防止対策を講じる
- f. 基礎解体を行う。必要により解体箇所に散水を行いダストの飛散防止対策を講じる
- g. 一時保管エリアの舗装処理を実施する

1.2 解体廃棄物の汚染拡大対策

解体廃棄物については, 一時保管エリアに運搬して必要により金属製容器に入れて保管する。

1.3 作業員の被ばく低減

本工事における放射線業務従事者の被ばく線量低減対策として, 以下の対策を実施する。

- a. 表層土の撤去
- b. 待機場所（テント外の低線量エリア）の活用

1.4 瓦礫類発生量

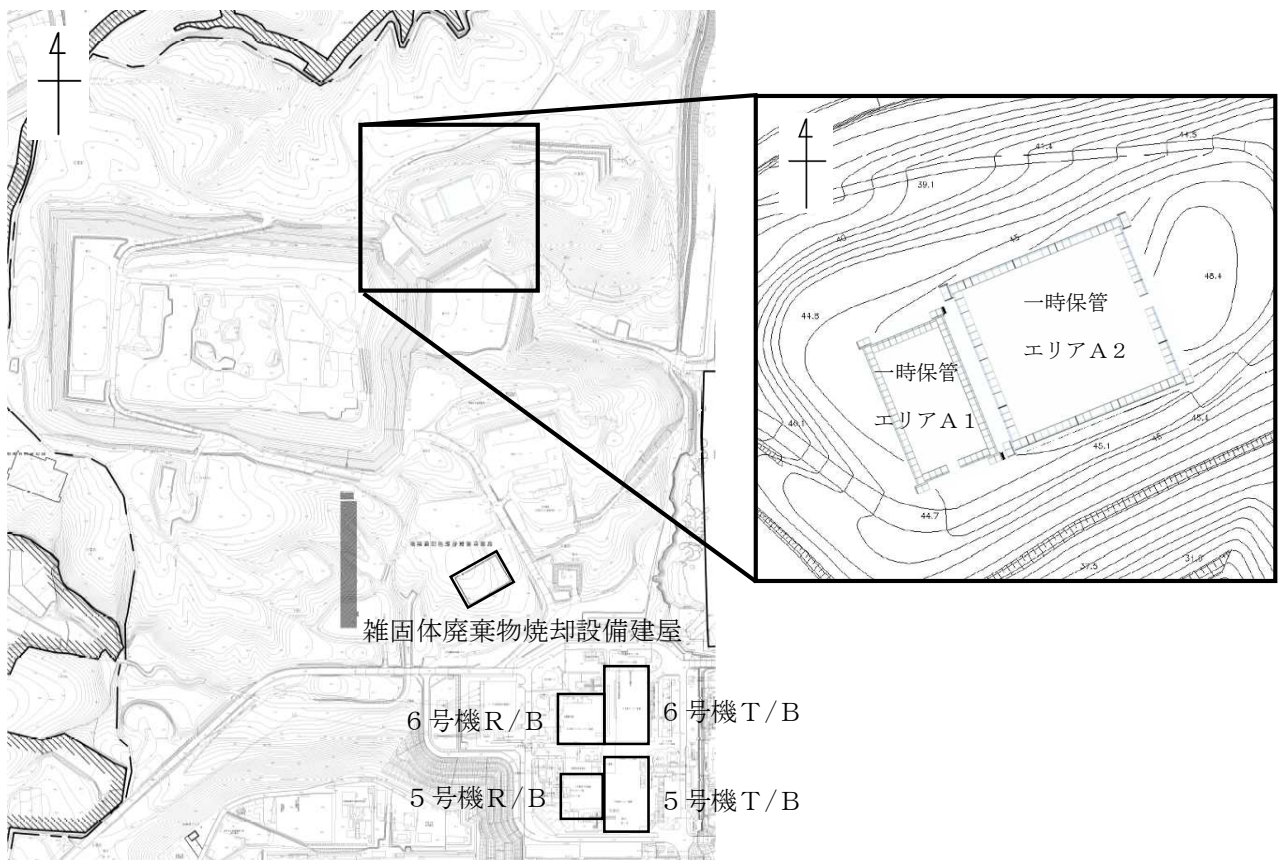
瓦礫類は 0.1mSv/h 以下の表面線量率であり, 約 7,730m³ 発生する見込みである。

発生した瓦礫類は表面線量率に応じて定められた一時保管エリア（受入目安表面線量率 0.1mSv/h 以下のエリア（一時保管エリア C, P1, B B, C C, D D, e, 固体廃棄物貯蔵庫第 9 棟 1 階）等）へ搬入する。

1.5 エリア面積について

低線量率の瓦礫類を一時保管するエリアに転用（ケース1からケース2へ切替）した後のエリア面積は以下のとおり。

	一時保管エリアA1	一時保管エリアA2
エリア面積 (m ²)	863	1,902



図一1 一時保管エリアA1, A2全体概要図

V 燃料デブリの取り出し・廃炉

1. 燃料デブリの取り出し・廃炉に係わる作業ステップ

燃料デブリ等の取り出しを開始するまでに必要な作業は高線量下にある原子炉建屋内等で行なわれる。現在、炉心に注入した冷却水が圧力容器や格納容器から漏れいしている状態にあるが、漏れい箇所の状況や格納容器・圧力容器の内部の状況が確認できていない。このため、TIP案内管を活用し燃料デブリの位置に関する情報や取り出し装置開発に必要なインプットに資する情報入手作業を試みる検討をしているが、現時点において情報を入手できていないため、燃料デブリ等を取り出すための具体的な方策を確定することは難しい状況にある。しかし、燃料デブリを冠水させた状態で取り出す方法が作業被ばく低減等の観点から最も確実な方法の1つであると考えていることから、まずは調査装置等を開発し、格納容器の水張りに向けた調査を行ない、止水に向けた具体的な方策を構築するものとする。また、燃料デブリの取り出し技術の開発に向けて、開発した装置を用いて格納容器内の状況調査を実施する。

なお、格納容器の水張りに向けた調査や格納容器内の状況調査にあたり、事前に遠隔操作型の除染装置等を用いて除染等を行ない作業場所の線量低減を図るものとする。

現時点で想定している燃料デブリ取り出しに係わる作業ステップは以下のとおりである。本ステップについては、今後の現場調査の結果や技術開発の進捗状況等により適宜見直していく。また、廃止措置に向けて、燃料デブリの取り出し作業等によって得られる各種データの蓄積を図っていく。

- ①原子炉建屋内は高線量であるため、作業場所の線量低減が必要となる。遠隔操作型の除染装置等を用いて原子炉建屋内の線量低減を図るべく、2013年度上期から瓦礫撤去と除染・遮へい作業を実施する。
- ②線量低減後に、開発中の遠隔操作型の調査装置を用いて格納容器下部の漏れい箇所等の状況確認を実施する。線量低減に要する期間を事前に予見することは難しいが、2014年度から漏れい箇所等の状況確認ができるよう装置開発を進める。
- ③格納容器下部の漏れい箇所等の状況確認結果を踏まえ、格納容器下部の止水装置を開発し、止水・水張りを行なう。
- ④格納容器内本格調査用装置開発のためにはデータ収集が必要であるため、線量低減後に格納容器内の環境調査（アクセスルートの状況、線量、温度など）を目的に格納容器内事前調査を2013年から実施する。この事前調査で得られた情報を基に格納容器内部調査に必要な技術開発を行ない、実証終了後、本格的な内部調査を行なう。また、アーム型のアクセス・調査装置又はテレスコピック式試験的取り出し装置を用いて試験的取り出しとして少量の燃料デブリを採取した後、2号機原子炉建屋に設置したグローブボックス内で各種測定を行ない、構外分析施設へ輸送し性状把握を行なう。

- ⑤格納容器上部補修のための遠隔操作型の調査・補修装置を開発し、調査・補修・水張りを実施する。
- ⑥原子炉建屋コンテナ等を設置し、圧力容器の上蓋等を開放する。
- ⑦圧力容器内部の調査技術を開発し、調査を実施する。
- ⑧格納容器や圧力容器の内部調査結果等を踏まえ、燃料デブリ取り出し技術の開発、燃料デブリの臨界管理技術の開発、燃料デブリ収納缶の開発、計量管理方策の確立が完了していること等も確認した上で、燃料デブリの取り出しを開始する。

2. 添付資料

- 添付資料－1 燃料デブリ取り出しに向けたプロセス
- 添付資料－2 現段階での原子炉格納容器内部調査について
- 添付資料－3 現段階での2号機TIP案内管を活用した炉内調査・温度計設置について
- 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資料
- 添付資料－5 原子炉格納容器内部（ペDESTAL内）調査について
- 添付資料－6 1号機原子炉格納容器内部詳細調査について
- 添付資料－7 2号機原子炉格納容器内部詳細調査及び試験的取り出しについて
- 添付資料－8 2号機試験的取り出しにおける具体的な安全確保策等
- 添付資料－9 2号機テレスコピック式試験的取り出し装置による試験的取り出しにおける具体的な安全確保策等
- 添付資料－10 2号機試験的取り出しに用いる設備の確認事項

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資料

1. 目的

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（以下 PCV という）の貫通部等が開放し、PCV 内の核分裂生成物を含む気体（以下 PCV ガスという）が環境中に放出された場合の周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響評価を行う。

2. 放出量評価

- (1) PCV 圧力は、現状では 10 kPa 程度の正圧となっているため、施工箇所の損傷によって大気に開放された場合、差圧分の PCV ガスが原子炉建屋内に放出されるものと想定される。また、本評価では原子炉格納容器ガス管理設備の放射性物質の放出抑制機能を期待しないこととし、上記差圧分の放出に加え、開放した PCV 貫通部を閉じるまでの間、窒素封入量相当の PCV ガスの放出が継続するものとする。なお、現在施工を終えている設備の貫通部においては、施工時に PCV 内の水位が低く液体の放出がないことを確認しているため、本評価では気体のみの放出とする。
- (2) 差圧分の放出容積は、20kPa 程度に相当する容積として、PCV 容積（4240 m³：1号機よりも容積の大きい 2,3号機の値（ベント管含む）。PCV 空間部容積は、PCV 下部に蓄積している液相体積を差し引く必要があるが、ここでは保守的に液相がないものとして放出容積を評価。）の 2 割（848m³）とする。また、窒素封入量は今後必要な封入量が減少していくことから、過去の封入量の最大値を包絡するよう、保守的に 50m³/h とし、施工箇所の PCV 貫通部を再度閉じる作業に 3 日間程度要すると考え、窒素封入量相当の PCV ガスの放出継続時間は 72 時間とする。
- (3) 評価対象核種は支配的核種であるセシウム 134 とセシウム 137 とし、PCV 内における濃度は、平成 25 年 4 月～5 月頃に実施した、1～3号機 PCV ガス管理設備（HEPA フィルタ入口側）の気体（粒子状フィルタ、チャコールフィルタ）及び凝縮水（マリネリ瓶）のサンプリング結果より、実績の最大値を包絡するよう、以下のとおりとする。

	PCV ガス中の放射能濃度
セシウム 134	2.0×10 ⁻³ Bq/cm ³
セシウム 137	2.0×10 ⁻³ Bq/cm ³

3. 線量影響評価

- (1) 大気中へ放出される核分裂生成物は、原子炉建屋から地上放散されるものとし、周辺

の公衆に対する放射線被ばくの影響を年間の実効線量を用いて評価する。

- (2) 実効線量は、以下に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。被ばく経路としては、放射性雲中のセシウムによる外部被ばくと内部被ばくと、地表沈着したセシウムによる外部被ばくと内部被ばくを考慮する。
- (3) 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の評価に用いる式を以下に示す。

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

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]

- (4) 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の評価に用いる式を以下に示す。

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

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]

- (5) 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の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。

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

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]

- (6) 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の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を

評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。

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

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]

- (7) 相対濃度と相対線量については、「Ⅱ 2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載される下表の値を用いる。

	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

4. 評価結果

本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりであり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

セシウム 134 放出量	約 8.9×10 ⁶ Bq
セシウム 137 放出量	約 8.9×10 ⁶ Bq
年間の実効線量	約 4.9×10 ⁻⁴ mSv

以上

1号機原子炉格納容器内部詳細調査について

燃料デブリの取り出しを進めるうえで、燃料デブリの分布と既設建造物の状態等を把握することは重要であり、そのため、燃料デブリ取り出し前に原子炉格納容器内部の調査を実施していく。

1. 原子炉格納容器内部詳細調査の概要

福島第一原子力発電所1号機における2019年度以降の原子炉格納容器内の調査は、原子炉格納容器貫通部X-2ペネトレーション（以下X-2ペネ）（別添－1）よりアクセス・調査装置を投入し、堆積物3次元測定、堆積物厚さ測定、中性子束測定を行うことを基本とする。それ以外の項目については、詳細を検討した上で決定する。

1号機 X-2 ペネの概要

項目	内容
原子炉格納容器貫通部番号	X-2（所員用エアロック）
場所	1号機原子炉建屋1階 西部
外径	φ2456mm
閉止板厚	75mm（エアロック扉部）、 38mm（エアロック扉部以外）
工事による孔加工の大きさ	φ約330mm, φ約250mm, φ約190mm

2. X-2 ペネの構造変更及び原子炉格納容器内部詳細調査

(1) 調査設備の設計方針

原子炉格納容器バウンダリとなる調査設備は、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることのないように、適切に設計を行う。調査設備は、現状の原子炉格納容器内圧力を考慮し、それに耐えうる構造とする。

(2) X-2 ペネの構造変更

ある程度の水位が形成されている原子炉格納容器内部において広範囲にわたる調査を行うため、潜水機能付ボート型のアクセス・調査装置（直径約0.3m、長さ約1m）をX-2ペネから投入する計画である。アクセス・調査装置の投入にあたっては、これまで内部調査に使用しているX-100Bペネの開口部（φ130mm）が小さいことから、X-2ペネ（内径2400mm）に新たに孔あけする（計3箇所φ約330mm（アクセス・調査装置投入用）、φ約250mm（監視カメラ・照明用）、φ約190mm（監視カメラ・照明用））。X-2ペネ前に生体遮へい壁（ブロック壁）が設置されていることから、まずブロック壁を取り外した後、X-2ペネに孔あけを実施する。この際、原子炉格納容器との隔離の維持ならびに作業上の安全対策と外部へのガス等の放出防止を目的として、バウンダリとなる接続管、隔離弁を設ける。調査終了後は、隔離弁を全閉し、隔離弁から調査設備を取外し、隔離弁に閉止フランジを取り付ける。

(3) 作業内容

a. 調査設備設置作業

X-2 ペネのエアロック外扉及び内扉を、孔あけ加工機（コアビット、アブレスシブウォータージェット）による孔あけを実施する。孔あけ箇所については孔あけ前にバウンダリとなる隔離弁、接続管を取り付けるとともに、著しい漏えいがないことを確認した上で、孔あけする。（別添－2参照）隔離弁は、加工後の孔あけ加工機取外しの際に閉じる。外扉、内扉の孔あけ後、原子炉格納容器内干渉物をアブレスシブウォータージェットにて加工し、アクセス・調査装置のアクセスルートを確認する。アブレスシブウォータージェットによる加工時は原子炉格納容器内への注水量が一時的に増加することから、原子炉未臨界維持に必要な安全措置を事前に講じた上で作業を実施する。

ガイドパイプを挿入し、ガイドパイプ固定ピンにて固定後、隔離弁にシールボックス、アクセス・調査装置を内包するケーブルドラムを取り付ける。（別添－3）

b. 原子炉格納容器内部詳細調査

アクセス・調査装置はガイドパイプ内を通過させ、原子炉格納容器地下階にアクセスし、水上を移動させながら、堆積物3次元測定、堆積物厚さ測定、中性子束測定を行うことを基本とする。ガイドリングをジェットデフに取り付け、アクセス・調査装置はガイドリング内を通過させ、既設構造物へのケーブルの絡まり等を防止する。アクセス・調査装置はケーブルドラムと一体になっており、調査項目ごとにアクセス・調査装置とケーブルドラムの取り換えを行う。

なお、内部調査に用いる機器については、当該機器からの著しい漏えいがないようバウンダリ機能を構築する。（別添－3，4）

c. 内部詳細調査装置撤去作業

調査終了後、隔離弁を全閉し、シールボックス、ケーブルドラムを撤去し、隔離弁に閉止フランジを取り付け、原子炉格納容器バウンダリ機能を維持する。（別添－5）

(4) 被ばく低減対策

事前に模擬訓練を行い作業の習熟度の向上を図るとともに、日々の作業における時間管理にて被ばく低減に努める。調査中は原則遠隔による操作とし、作業員の被ばく低減に努める。その他、仮設遮へいを活用し被ばく低減対策を実施する。

アクセス・調査装置を原子炉格納容器内から回収する際には水による除染を行い、被ばく低減および汚染拡大防止を図る。

また、X-2 ペネ孔あけ作業においては、加工機内に窒素を封入し、残留水素があった場合の爆発防止を図るとともに、原子炉格納容器内雰囲気の流れによる過剰被ばくを防止する。調査設備の窒素換気等で発生する排気はフィルタにて粒子状の放射性物質を除去した後に排気を行う。排気はモニタリングを行い、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを確認する。

(5) 構造強度

福島第一原子力発電所1号機における X-2 ペネの構造変更に伴い新たな原子炉格納容器バウンダリとなる箇所を別添-5に示す。このうち設置する接続管、隔離弁、閉止フランジのシール部は、現状の原子炉格納容器内圧力を考慮した設計を行い必要な構造強度を有するものとする。

1号機 閉止フランジシール部許容圧力

部位	許容圧力
閉止フランジシール部	10kPa g
(参考) 原子炉格納容器圧力	(参考) 6.61kPa g(2016年2月最大値)

なお、閉止フランジが許容圧力に耐えることは、製造時における耐圧・外観試験により確認する。また、閉止フランジ設置時には、取付け部から著しい漏えいのないことを確認する。

(6) バウンダリ損傷時の対応

調査設備のバウンダリの健全性に影響を与える恐れがある地震等の事象が発生した場合には、損傷有無を確認する。損傷が生じた場合には、アクセス・調査装置を回収、もしくはアクセス・調査装置のケーブルを切断し原子炉格納容器に押し込んだ後、隔離弁を閉止するなどの封止措置を速やかに実施する。

この措置を取るまでの間に損傷箇所(原子炉格納容器側)より放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量については、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではないことを評価している。(別添-6)

(7) アブレシブウォータージェット作業時の影響評価

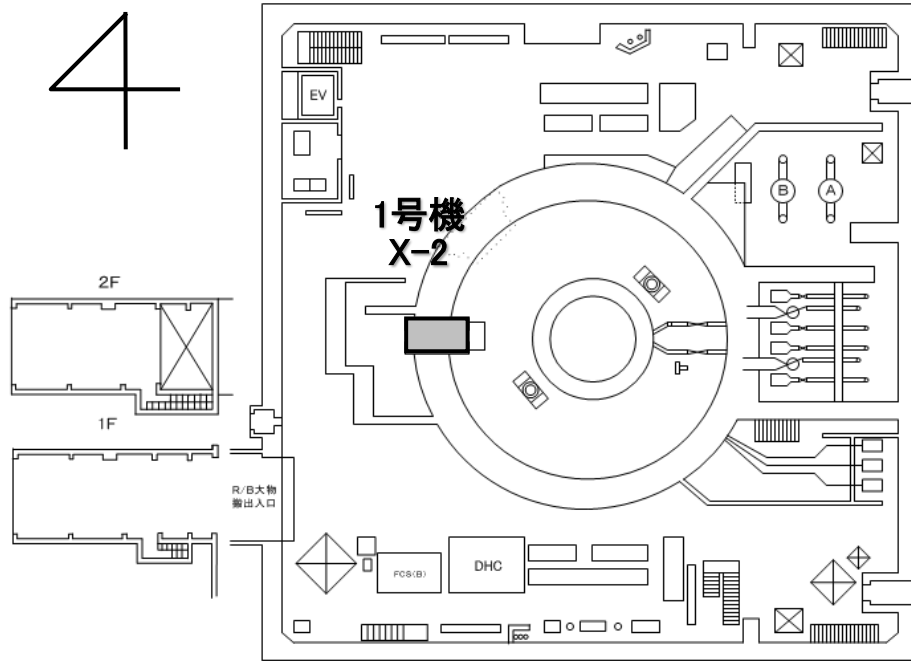
現在原子炉格納容器内に浮遊しているダストに加え、X-2 ペネ内扉及び原子炉格納容器内干渉物を切削するアブレシブウォータージェット作業により、切削対象物表面に付着した核分裂生成物が追加的にダストとして浮遊し、原子炉格納容器内の放射性ダスト濃度が一時的に上昇する可能性がある。

この作業により原子炉格納容器内の気体が環境中に放出された場合、放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量については、周辺の公衆に対し、放射線被ばくの影響を与えるものではないことを評価している。(別添-7)

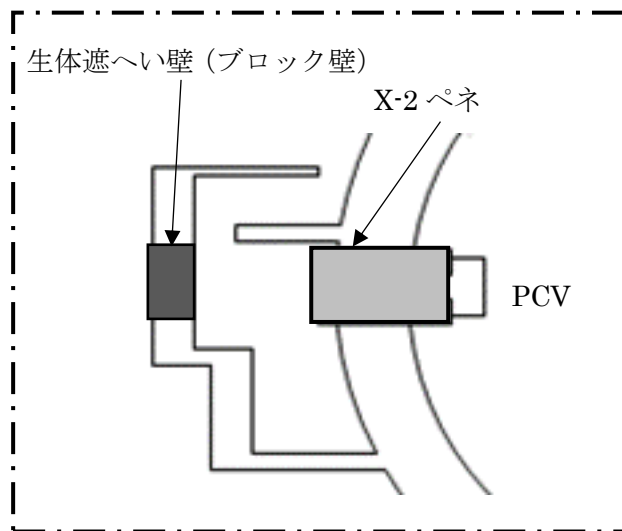
3. 添付資料

- 別添-1 X-2 ペネ 位置図 (平面図)
- 別添-2 X-2 ペネ 加工機 構造概略図
- 別添-3 調査設備 バウンダリ構造概略図
- 別添-4 原子炉格納容器内部詳細調査 概略図
- 別添-5 閉止フランジ設置後 原子炉格納容器バウンダリ範囲概略図

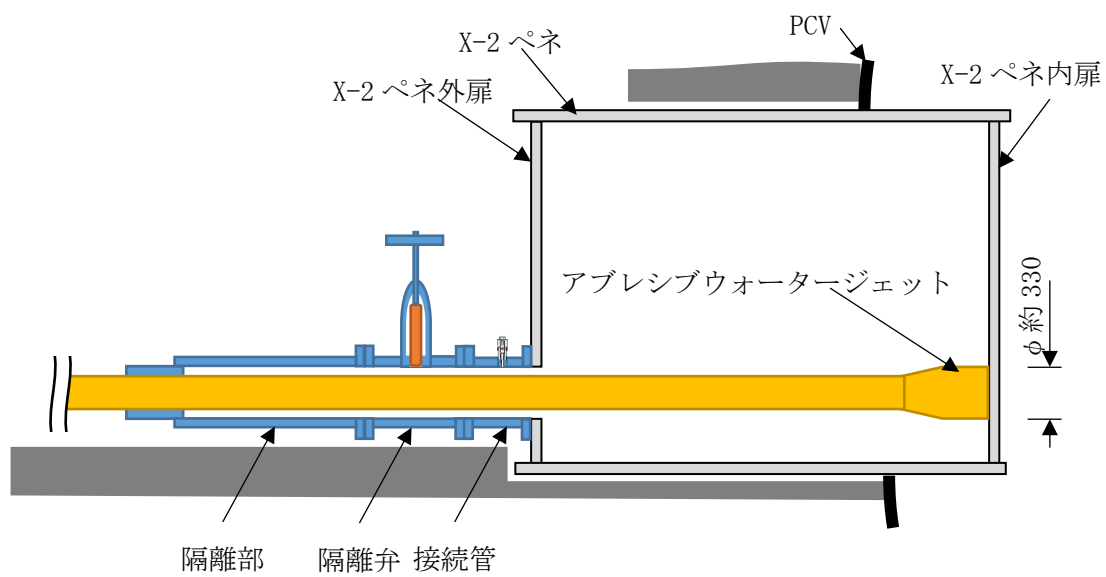
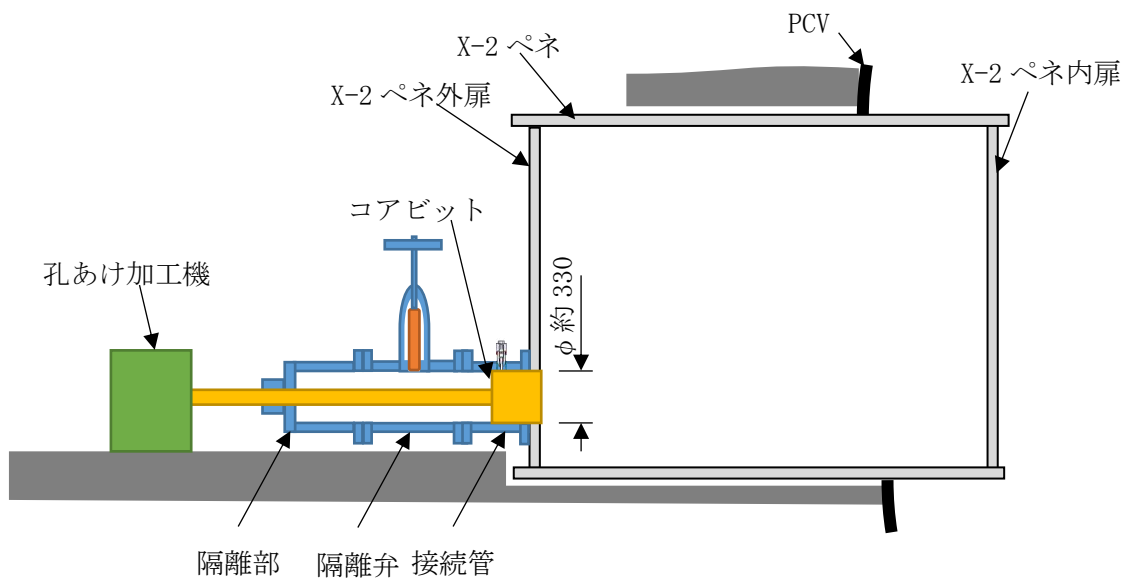
- 別添－6 1号機原子炉格納容器内部詳細調査 原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明資料
- 別添－7 1号機原子炉格納容器内部詳細調査 アブレシブウォータージェット作業時の影響評価に関する説明資料



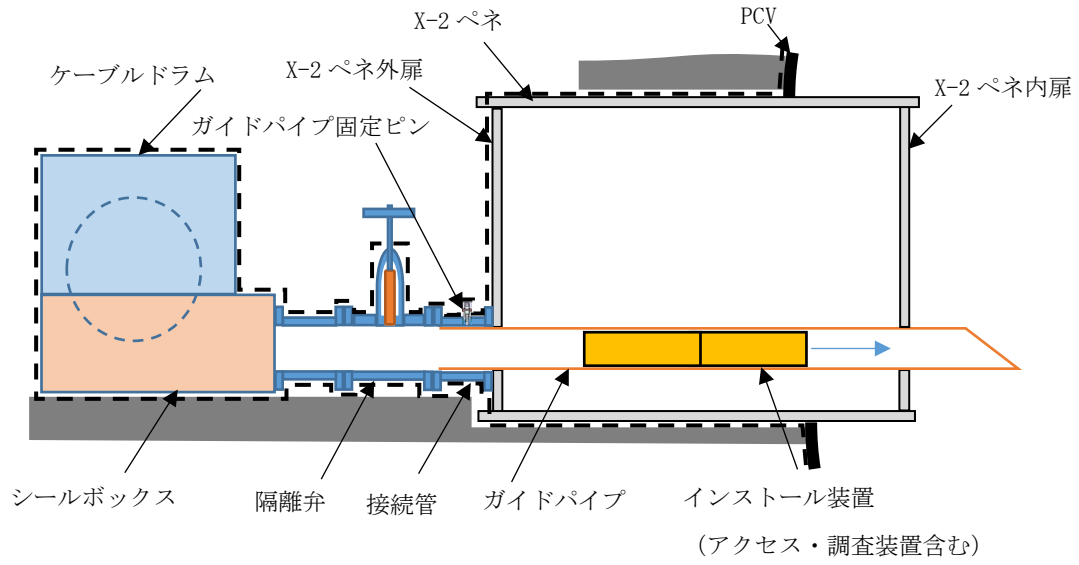
1号原子炉建屋1階



X-2 ペネ 位置図 (平面図)

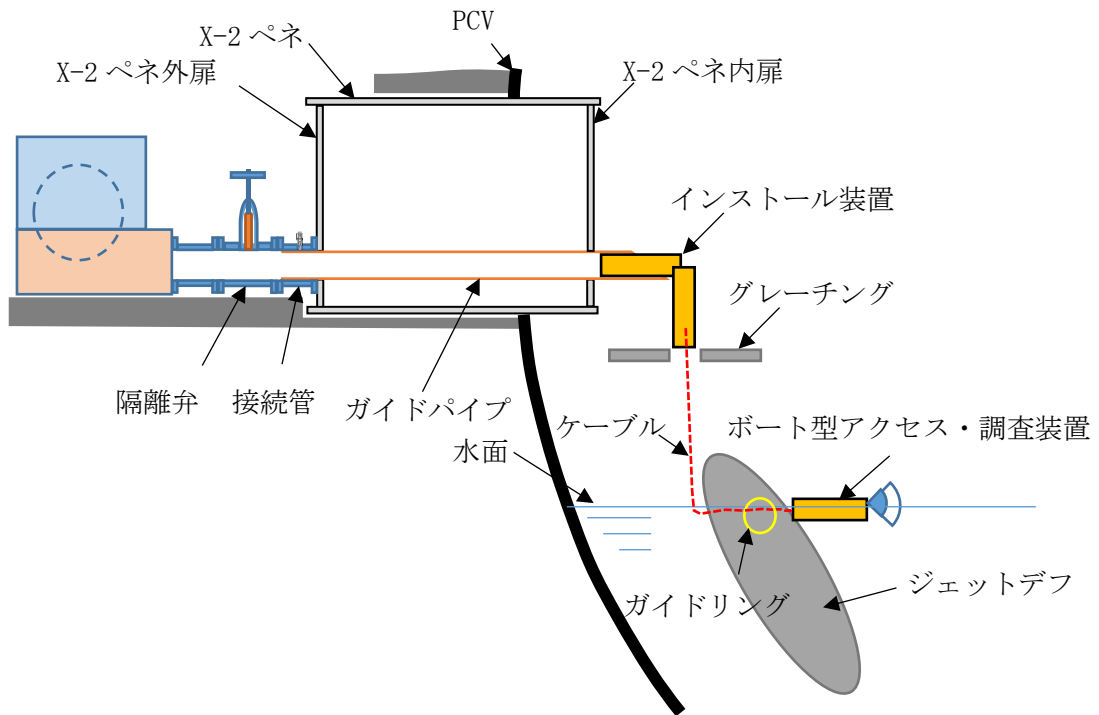


X-2 ペネ 加工機 構造概略図

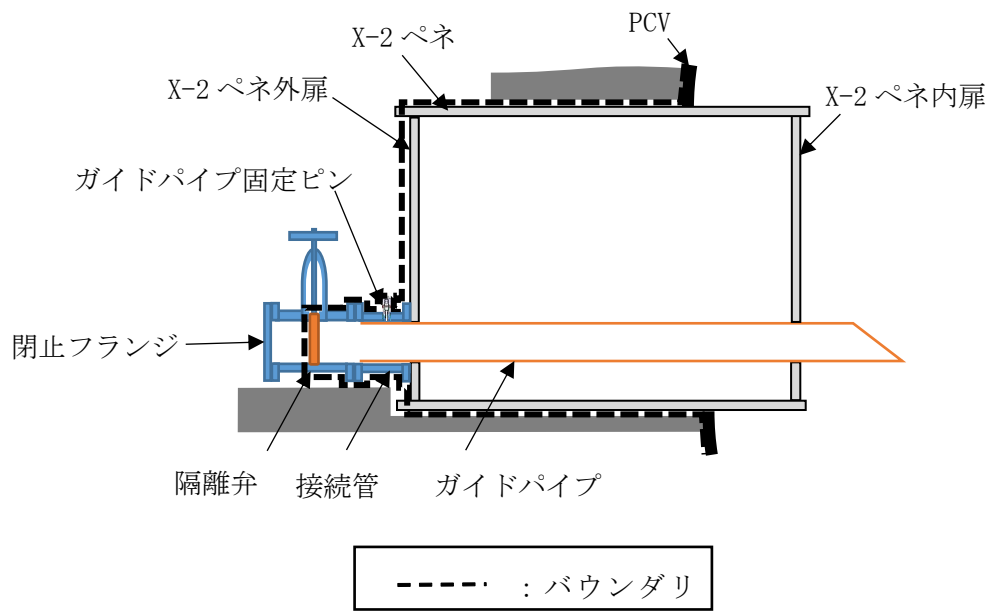


----- : バウンダリ

調査設備 バウンダリ構造概略図



原子炉格納容器内部詳細調査 概略図



閉止フランジ設置後 原子炉格納容器バウンダリ範囲概略図

1号機原子炉格納容器内部詳細調査 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資料

1. 目的

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（以下PCVという）の貫通部等が開放し、PCV内の核分裂生成物を含む気体（以下PCVガスという）が環境中に放出された場合の周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響評価を行う。

2. 放出量評価

- (1) PCV圧力は、現状では10kPa以下の正圧となっているため、施工箇所の損傷によって大気に開放された場合、差圧分のPCVガスが原子炉建屋内に放出されるものと想定される。また、本評価では原子炉格納容器ガス管理設備の放射性物質の放出抑制機能を期待しないこととし、上記差圧分の放出に加え、開放したPCV貫通部を閉じるまでの間、窒素封入量相当のPCVガスの放出が継続するものとする。なお、施工箇所よりPCV内の水位が低いことを確認しているため、本評価では気体のみの放出とする。
- (2) 差圧分の放出容積は、10kPa程度に相当する容積として、PCV容積（3410 m³（ベント管含む）。PCV空間部容積は、PCV下部に蓄積している液相体積を差し引く必要があるが、ここでは保守的に液相がないものとして放出容積を評価）の1割（341m³）とする。また、平成30年7月時点での原子炉格納容器内窒素封入設備からの窒素封入量は50m³/h以下であるため、窒素封入量相当を50m³/hとし、施工箇所のPCV貫通部を再度閉じる作業に3日間程度要すると考え、窒素封入量相当のPCVガスの放出継続時間は72時間とする。
- (3) 評価対象核種は支配的核種であるセシウム134とセシウム137とし、PCV内における濃度は、1号機PCVガス管理設備（HEPAフィルタ入口側）の気体（粒子状フィルタ、チャコールフィルタ）及び凝縮水（マリネリ瓶）のサンプリング結果より、以下のとおりとする。

	PCVガス中の放射能濃度
セシウム134	1.5×10 ⁻⁴ Bq/cm ³
セシウム137	1.0×10 ⁻³ Bq/cm ³

3. 線量影響評価

- (1) 大気中へ放出される核分裂生成物は、原子炉建屋から地上放散されるものとし、周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響を年間の実効線量を用いて評価する。

- (2) 実効線量は、以下に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。被ばく経路としては、放射性雲中のセシウムによる外部被ばくと内部被ばくと、地表沈着したセシウムによる外部被ばくと内部被ばくを考慮する。
- (3) 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の評価に用いる式を以下に示す。

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

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]

- (4) 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の評価に用いる式を以下に示す。

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

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]

- (5) 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の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。

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

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]

- (6) 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の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。

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

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]

- (7) 相対濃度と相対線量については、「Ⅱ 2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載される下表の値を用いる。

	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}

4. 評価結果

本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりであり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

セシウム 134 放出量	約 6.0×10^5 Bq
セシウム 137 放出量	約 4.0×10^6 Bq
年間の実効線量	約 6.5×10^{-5} mSv

以上

1号機原子炉格納容器内部詳細調査 アブ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

1. 目的

1号機原子炉格納容器内部詳細調査のため、X-2ペネのエアロック内扉や原子炉格納容器（以下、PCVと言う）内の調査に干渉する構造材をアブレシブウォータージェット（以下、AWJと言う）にて切削する。AWJ作業により、切削対象物表面に付着した核分裂生成物がダストとして浮遊し、PCV内の放射性ダスト濃度が一時的に上昇する可能性がある。このため、AWJ作業により放射性ダスト濃度が上昇した場合の影響を把握することを目的に、現在PCV内に浮遊しているダスト（以下、現浮遊ダストと言う）に加えて、AWJ作業により追加的にPCV内に浮遊するダスト（以下、追加浮遊ダストと言う）を想定し、これらを含むPCV内の気体（以下、PCVガスと言う）が環境中に放出された場合の周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響評価を行う。

2. PCVガスに含まれる放射性ダストの放出

本評価で求めるPCVガスに含まれる放射性ダストの放出量は、現浮遊ダストの放出分と追加浮遊ダストの放出分を合計したものとす。現浮遊ダストと追加浮遊ダストの設定を下記に示す。

(1) 現浮遊ダストの設定

評価対象核種は支配的核種であるセシウム134とセシウム137とする。1号機PCVガス管理設備（HEPAフィルタ入口側）の気体（粒子状フィルタ、チャコールフィルタ）および凝縮水（マリネリ瓶）のサンプリング結果より、PCV内の現浮遊ダストの放射能濃度は表1のとおりとする（別添-6に同じ）。この濃度はPCV内の気体の放出によらず一定と仮定し、評価期間中にPCVから放出される放射能が、直接あるいはPCVガス管理設備を経由し、現浮遊ダスト分として放出されるものとする。

表1 PCV内の現浮遊ダストの放射能濃度

	現浮遊ダスト放射能濃度
セシウム134	$1.5 \times 10^{-4} \text{ Bq/cm}^3$
セシウム137	$1.0 \times 10^{-3} \text{ Bq/cm}^3$

(2) 追加浮遊ダストの設定

AWJ作業によって切削対象物の汚染した表面より発生する放射性ダストは、切削粉に付着したりAWJ噴出水中に混入したりする形で飛散する。発生する放射性ダストの放射エネルギーは、切削対象物の表面汚染密度にAWJ作業によって欠損する表面積を乗じて求める。表面汚染密度には、2015年4月に実施した1号機PCV内部調査におけるペDESTAL外の

空間線量率の実測値（約 10Sv/h）に基づき算出した表 2 の値を用いる（ペDESTAL外
の空間線量率は PCV 内壁およびペDESTAL外壁面のセシウム 134 およびセシウム 137 の汚
染によるものと推定）。AWJ 作業によって欠損する表面積は、AWJ 切削試験における切削
欠損幅測定値に基づき設定した欠損幅 2cm に、切削する表面上の軌道長さを乗じて求め
る。AWJ による切削箇所および欠損表面積を表 3 に示す。実際の AWJ 作業は、計画した
作業期間の中で段階的に行うが、本評価では全ての AWJ 作業により発生する放射性ダ
ストが一度に生じるものとして扱う。

表 2 切削対象物の表面汚染密度

	表面汚染密度
セシウム 134	2.7×10^7 Bq/cm ²
セシウム 137	1.8×10^8 Bq/cm ²

表 3 AWJ による切削箇所および欠損表面積

切削箇所	欠損表面積(cm ²)
内扉(350A)	約 2.2×10^2
内扉(250A)	約 1.6×10^2
内扉(200A)	約 1.4×10^2
グレーチング	約 1.5×10^3
手摺	約 1.2×10^2
電線管	約 4.1×10^2
I 型鋼	約 6.2×10^2
計	約 3.2×10^3

発生する放射性ダストの大部分は、沈着（沈降）したり水に捕捉されたりすることか
ら、実際にはごく一部のみが PCV 気相部に浮遊するものと考えられる。本評価では、保
守的な設定として、沈着（沈降）は考慮しないものとし、AWJ 作業により発生する放射
性ダストは、その全てが AWJ 噴出水中に理想的に取り込まれるものと仮定する。AWJ 噴出
水中に取り込まれた放射性ダストは、大部分は水に捕捉され続け、一部が気相へ移行し
沈着（沈降）せずに追加浮遊ダストとして気相部に存在するものと仮定する。放射
性ダストの水から気相への移行率には、DOE HANDBOOK [1]より「加圧容器/配管からのベント

[1]Department of Energy, "DOE HANDBOOK: AIRBORNE RELEASE FRACTIONS/RATES AND
RESPIRABLE FRACTIONS FOR NONREACTOR NUCLEAR FACILITIES Volume I - Analysis of
Experimental Data", DOE-HDBK-3010-94, December, 1994 Reaffirmed 2013.

時の飛散率」の液面上もしくは容器全体破損条件の数値から、0.35MPa 以上の水溶液のバウンディング値 (2×10^{-3}) を採用する。

以上の想定により、本評価で用いる PCV 内における追加浮遊ダストの放射エネルギーは、発生する放射性ダスト放射エネルギーに気相移行率を乗じたものとする。表 4 に算出した PCV 内の追加浮遊ダスト放射エネルギーを示す。

表 4 PCV 内の追加浮遊ダスト放射エネルギー

	追加浮遊ダスト放射エネルギー
セシウム 134	1.7×10^8 Bq
セシウム 137	1.2×10^9 Bq

3. 放出量評価

AWJ 作業に伴い、PCV 内の放射性ダスト濃度が上昇する可能性があることから、PCV 窒素封入設備および PCV ガス管理設備が稼働している通常時と、別添-6 で想定した原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放が生じる異常時について評価を行う。

(1) 通常時放出量評価

至近 1 年の実績として、PCV 窒素封入設備からの窒素封入量は $50\text{m}^3/\text{h}$ 以下であるため、窒素封入量を $50\text{m}^3/\text{h}$ とする。同じく、PCV ガス管理設備の排気流量は約 $20\text{m}^3/\text{h}$ であるため、排気流量を $20\text{m}^3/\text{h}$ とする。従って、大気中へ放出される PCV ガス $50\text{m}^3/\text{h}$ のうち、 $20\text{m}^3/\text{h}$ は PCV ガス管理設備を経由し、 $30\text{m}^3/\text{h}$ は PCV から直接漏えいして大気へ放出されるとして評価を行う。

(2) 異常時放出量評価 (別添-6 に同じ)

原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放を異常時と想定し、別添-6 の放出量評価条件にて評価を行う。

(3) 評価期間

バウンダリ施工箇所開放時の PCV 貫通部を再度閉じる作業に 3 日程度要すると考え、PCV ガスの放出継続時間の 72 時間を異常時の評価期間とする。通常時についても、異常時の評価期間に合わせ 72 時間を評価期間とする。

4. 線量影響評価

(1) 大気中へ放出される核分裂生成物は、原子炉建屋から地上放散されるものとし、周辺の公衆に対する、放射線被ばくの影響を年間の実効線量を用いて評価する。

(2) 実効線量は、以下に述べる内部被ばくによる実効線量および外部被ばくによる実効線量の和として計算する。被ばく経路としては、放射性雲中のセシウムからの外部被ばくと内部被ばくと、地表沈着したセシウムによる外部被ばくと内部被ばくを考慮する。

- (3) 放射性雲のセシウムからの γ 線の外部被ばくによる実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

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

H_{γ} : 放射性雲のセシウムからの γ 線の外部被ばくによる実効線量[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}^i : セシウムの大気放出量[Bq]

(Q_{Cs}^1 : PCV ガス管理設備を経由するセシウムの大気放出量,

Q_{Cs}^2 : PCV から直接漏えいするセシウムの大気放出量)

DF^i : 除染係数[-]

(DF^1 : PCV ガス管理設備フィルタの除染係数(100),

DF^2 : PCV からの直接漏えい(1))

- (4) 放射性雲のセシウムからの吸入摂取による内部被ばくの実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

$$H_{Cs} = \sum_i K_{in} \cdot R_1 \cdot \chi / Q \cdot Q_{Cs}^i / DF^i$$

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

K_{in} : 内部被ばく線量換算係数[mSv/Bq]

R_1 : 呼吸率[m³/s]

χ/Q : 相対濃度[s/m³]

- (5) 地表沈着したセシウムからの外部被ばくによる実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。

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

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

K_{ex} : 外部被ばく線量換算係数[(Sv/s)/(Bq/m²)]

V : 沈降速度[m/s]

f : 残存割合[-]

T : 被ばく時間[s]

- (6) 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の実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。

$$G_{in} = \sum_i R_2 \cdot K_{in} \cdot \lambda / Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_{Cs}^i / DF^i \cdot T$$

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の実効線量[mSv]

R_2 : 呼吸率[m³/s]

F : 再浮遊率[m⁻¹]

- (7) 相対濃度と相対線量については、本事象では核分裂生成物は主排気筒より放出されないことから、地上放散を想定し、表5の値を用いる。

表5 評価に用いる相対濃度，相対線量

	敷地境界
相対濃度[s/m ³]	1.9×10 ⁻⁵
相対線量[Gy/Bq]	2.5×10 ⁻¹⁹

5. 評価結果

AWJ 作業に伴い放出されるセシウム量および敷地境界での実効線量について評価した結果は表6のとおりであり、周辺の公衆に対し、放射線被ばくの影響を与えることはない。

表6 AWJ 作業に伴い放出されるセシウム量および敷地境界での実効線量評価結果

	通常時	異常時
セシウム 134 放出量	約 1.1×10 ⁸ Bq	約 1.7×10 ⁸ Bq
セシウム 137 放出量	約 6.9×10 ⁸ Bq	約 1.2×10 ⁹ Bq
年間の実効線量	約 3.5×10 ⁻³ mSv	約 5.8×10 ⁻³ mSv

以上

2号機原子炉格納容器内部詳細調査及び試験的取り出しについて

燃料デブリの取り出しを進めるうえで、燃料デブリの分布と既設構造物の状態等を把握することは重要であり、そのため原子炉格納容器内部の調査及び試験的取り出しを実施していく。

1. 原子炉格納容器内部詳細調査及び試験的取り出しの概要

福島第一原子力発電所2号機における2023年度以降の原子炉格納容器内の調査は、ペDESTAL内へ通じる原子炉格納容器貫通部X-6ペネトレーション（以下X-6ペネ）（別添－1）よりアクセス・調査装置を投入し、堆積物・既設構造物の3次元形状測定、線量測定を行うことを基本とする。それ以外の調査項目については、詳細を検討した上で決定する。

加えて、内部調査に使用する調査設備及びテレスコピック式試験的取り出し装置（以下、「テレスコ式試験的取り出し装置」という）を用いて、少量の燃料デブリを取り出し、構外分析施設へ輸送して燃料デブリの性状把握を実施する。

2号機 X-6 ペネの概要

項目	内容
原子炉格納容器貫通部番号	X-6（CRD 機構搬出入口）
場所	2号機原子炉建屋1階 北西部
外径	φ 609.6mm

2. 原子炉格納容器貫通部の構造変更，原子炉格納容器内部詳細調査及び試験的取り出し

(1) 調査設備及びテレスコ式試験的取り出し装置の設計方針

原子炉格納容器バウンダリとなる調査設備及びテレスコ式試験的取り出し装置は、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることのないように、適切に設計を行う。調査設備及びテレスコ式試験的取り出し装置は、現状の原子炉格納容器内圧力を考慮し、それに耐えうる構造とする。

(2) 原子炉格納容器貫通部の構造変更

a. X-53 ペネの構造変更

アクセスルート構築作業により、原子炉格納容器内の放射性ダスト（以下、ダスト）濃度が一時的に上昇する可能性があることから、ダスト濃度上昇の抑制対策として、X-53 ペネトレーション（以下、X-53 ペネ）（別添－1）にスプレイ治具を設置する。X-53 ペネに設置されている常設監視計器を取外した後、新たな隔離弁を取付け、原子炉格納容器バウンダリを構築する。その後、X-53 ペネの孔径を130 mmに

拡大させた後（別添－２），スプレー治具を X-53 ペネに設置する。（別添－３）

b. X-6 ペネの構造変更

原子炉格納容器内部において広範囲にわたる調査及び燃料デブリを少量採取する試験的取り出しを行うため、ペDESTAL内外にアクセス可能な X-6 ペネからアーム型のアクセス・調査装置及びテレスコ式試験的取り出し装置を投入する計画である。アクセス・調査装置（断面約 400mm×約 250mm）及びテレスコ式試験的取り出し装置（断面約 210 mm×約 400 mm）はこれまで内部調査に使用している X-6 ペネ閉止板の開口部（φ115mm）が小さいことから、X-6 ペネ（内径約 550mm）の閉止板を開放する。X-6 ペネに隔離機構ユニットが設置されていることから、まずは隔離機構ユニットを取外し、ハッチ開放装置にて X-6 ペネ閉止板の締結ボルトを切断し、X-6 ペネ閉止板を開放する。この際、原子炉格納容器との隔離の維持ならびに作業上の安全対策と外部へのガス等の放出防止を目的として、バウンダリとなる一時的な隔離部屋を設ける。

(3) 作業内容

a. 調査設備設置作業

X-53 ペネに設置されている常設監視計器を取外した後、新たな隔離弁を設置する。その後、X-53 ペネの孔径を 130 mmに拡大させた後、スプレー治具を X-53 ペネに設置する。

次に X-6 ペネ閉止板に設置されている隔離機構ユニットを撤去し、隔離部屋を設置する。隔離部屋にハッチ開放装置を搬入後に著しい漏えいがないことを確認した上で、X-6 ペネ閉止板の開放作業を行う。（別添－４）

X-6 ペネ開放後、隔離部屋内のハッチ開放装置を搬出し、X-6 ペネ内の堆積物・構造物を X-6 ペネ内低圧水除去装置による低圧水及び X-6 ペネ内堆積物除去装置による高圧水噴射・アブレイブウォータージェットにより除去する。その後、隔離弁を有する X-6 ペネ接続構造を搬入し、X-6 ペネ接続構造を X-6 ペネに接続する。装置の搬出入時には原子炉格納容器との隔離の維持ならびに作業上の安全対策と外部へのガスなどの放出防止を目的として、気密扉の全閉及び隔離部屋の窒素換気を実施する。隔離部屋の一部（ロボット搬入部屋）を撤去した後、X-6 ペネ接続構造に遮へい機能を有する接続管を接続する。（別添－５）

X-6 ペネ内の堆積物・構造物の X-6 ペネ内低圧水除去装置による低圧水及び X-6 ペネ内堆積物除去装置による高圧水噴射・アブレイブウォータージェット作業時は原子炉格納容器内への注水量が一時的に増加することから、原子炉未臨界維持に必要な安全措置を事前に講じた上で作業を実施する。

b. 原子炉格納容器内部詳細調査

接続管に対し、アクセス・調査装置を内包するエンクロージャを接続する。その後、原子炉格納容器内干渉物をアーム型のアクセス・調査装置に搭載したアプレシブウォータージェットにて切断し、アクセス・調査装置のアクセスルートを構築する。(別添-6)

アーム型のアクセス・調査装置を伸展させ、原子炉格納容器内にアクセスし、堆積物・既設構造物の3次元形状測定、線量測定を行う。アクセス・調査装置は先端に測定器を搭載し、調査項目ごとに測定器を取り換える。

なお、内部調査に用いる機器については、当該機器からの著しい漏えいがないようバウンダリ機能を構築する。(別添-6, 7)

c. 試験的取り出し

(ア) アーム型のアクセス・調査装置による試験的取り出し

b 項の作業後、アーム型のアクセス・調査装置の先端に燃料デブリ回収装置を取り付け、原子炉格納容器内の燃料デブリを少量採取する。(別添-8)

なお、燃料デブリの取り出し量は数 g を計画しており、臨界に達する量と比較し非常に少量であることから、取り出した燃料デブリの臨界性については問題ない。

(イ) テレスコ式試験的取り出し装置による試験的取り出し

a 項の作業後、テレスコ式試験的取り出し装置のエンクロージャを接続する。(別添-9)

その後、テレスコ式試験的取り出し装置を伸展させ、原子炉格納容器内にアクセスし、本装置先端に取り付けた先端治具により、原子炉格納容器内の燃料デブリを少量採取する。(別添-10)

なお、燃料デブリの取り出し量は数 g を計画しており、臨界に達する量と比較し非常に少量であることから、取り出した燃料デブリの臨界性については問題ない。

試験的取り出し終了後、X-6 ペネ接続構造の隔離弁を全閉にし、テレスコ式試験的取り出し装置のエンクロージャを撤去する。撤去作業は「Ⅲ 特定原子力施設の保安」に記載している放射性廃棄物等の管理や放射線防護及び管理等に則り実施する。

d. 輸送準備及び構外輸送

c 項 (ア) 又は (イ) にて少量採取した燃料デブリについては、エンクロージャから搬出する際に線量率測定を実施し、2号機原子炉建屋内に設置したグローブボックス(排風機, HEPA フィルタ付き)まで運搬し、グローブボックス(排風機, HEPA フィルタ付き)内にて重量測定、線量測定を行う。(別添-11)

測定を終えた燃料デブリは、汚染拡大防止措置を実施した上で構外輸送容器に収納する。輸送容器は事業所外運搬車両に積載し、所長の承認を得た上で、構外分析施設へ輸送する。

なお、グローブボックス（排風機、HEPA フィルタ付き）については閉じ込め機能を有し、排風機によりその内部を負圧とする設計とする。

e. 調査設備撤去作業

調査終了後、X-6 ペネ接続構造の隔離弁を全閉にし、アクセス・調査装置を内包するエンクロージャ、接続管を撤去する。（別添－12）撤去作業は「Ⅲ 特定原子力施設の保安」に記載している放射性廃棄物等の管理や放射線防護及び管理等に則り実施する。

その後スプレイ治具を撤去し、常設監視計器を再設置する。

グローブボックス（排風機、HEPA フィルタ付き）は構外輸送容器に収納した燃料デブリの構外輸送完了後撤去する。

(4) 被ばく低減対策

事前に模擬訓練を行い作業の習熟度の向上を図るとともに、日々の作業における時間管理にて被ばく低減に努める。調査中及び試験的取り出し中は原則遠隔による操作とし、作業員の被ばく低減に努める。その他、必要に応じて仮設遮へいを活用し被ばく低減を図る。

また、X-6 ペネ閉止板開放作業においては、隔離部屋内に窒素を封入し、原子炉格納容器内雰囲気の流れによる過剰被ばく防止及び作業上の安全対策を行う。

調査中及び試験的取り出し中は既設設備に影響を与えない範囲で調査装置から窒素を原子炉格納容器に封入し、アクセス・調査装置の汚染防止を図る。

調査設備及びテレスコ式試験的取り出し装置の窒素換気等で発生する排気はフィルタにて粒子状の放射性物質の除去を行う。排気はモニタリングを行い、作業員及び周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを確認する。

アクセス・調査装置及びテレスコ式試験的取り出し装置のエンクロージャから燃料デブリを搬出する際に線量率測定を行い、後段の作業が可能であることを確認する。また運搬に際しては必要に応じて仮設遮へいを活用し作業員の被ばく低減を図る。

(5) 構造強度

a. X-53 ペネ

スプレイ治具の新たな原子炉格納容器バウンダリとなる箇所を別添－3に示す。

シール部は、現状の原子炉格納容器内圧力を考慮した設計を行い、必要な強度を有するものとする。

2号機 スプレイ治具取付けシール部許容圧力

部位	許容圧力
スプレイ治具取付けシール部	10kPa g
(参考) 原子炉格納容器圧力	(参考) 8.44kPa g(2015年4月最大値)

なお、スプレイ治具が許容圧力に耐えることは、製造時における耐圧・外観試験により確認する。また、スプレイ治具の設置作業時にも、取付け部等に漏えいのないことを確認する。

b. X-6 ペネ

X-6 ペネの構造変更に伴う原子炉格納容器バウンダリとなる箇所を別添-5に示す。シール部は、現状の原子炉格納容器内圧力を考慮した設計を行い、必要な強度を有するものとする。

2号機 調査設備取付けシール部許容圧力

部位	許容圧力
調査設備取付けシール部	10kPa g
(参考) 原子炉格納容器圧力	(参考) 8.44kPa g(2015年4月最大値)

なお、調査設備が許容圧力に耐えることは、製造時における耐圧・外観試験により確認する。また、調査設備の設置作業時にも、取付け部等に漏えいのないことを確認する。

(6) 耐震性

X-6 ペネ接続構造は調査設備の中でも長期間使用するため、基準地震動 S_s に対して、X-6 ペネ及びX-6 ペネ接続構造が健全であることを確認している。(別添-13)

なお、調査中又は試験的取り出し中に地震が発生した場合、調査設備又はテレスコ式試験的取り出し装置の状況に応じてアクセス・調査装置又はテレスコ式試験的取り出し装置を原子炉格納容器から引抜き、X-6 ペネ接続構造の隔離弁を閉とすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持できる構造とする。

(7) バウンダリ損傷時の対応

調査設備又はテレスコ式試験的取り出し装置のバウンダリ健全性に影響を与える

恐れがある地震等の事象が発生した場合には、損傷有無を確認する。損傷が生じた場合には、アクセス・調査装置又はテレスコ式試験的取り出し装置を原子炉格納容器から引抜き、隔離弁を閉止するなどの封止措置を速やかに実施する。

この措置を取るまでの間に損傷箇所（原子炉格納容器側）より放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量については、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではないことを評価している。（別添－１４）

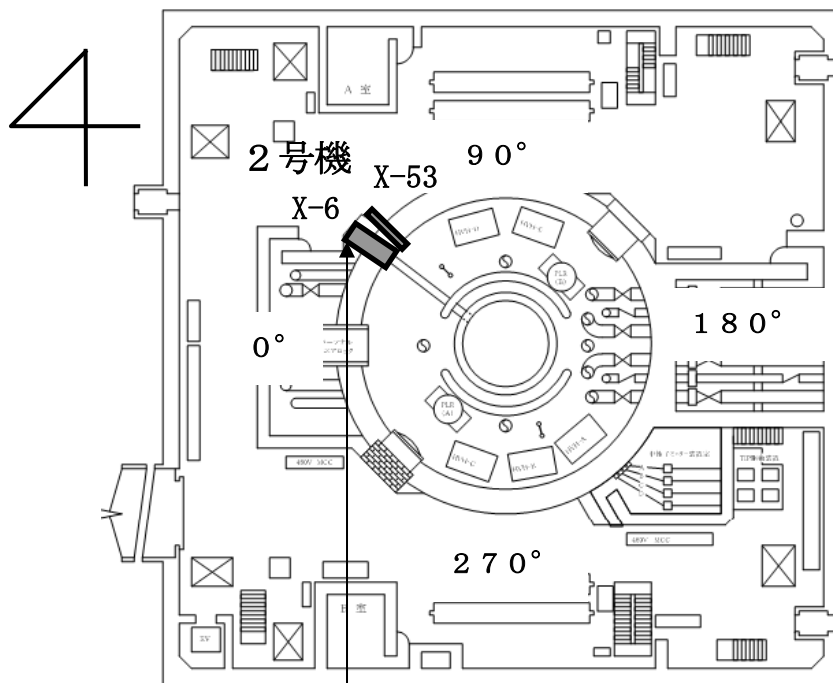
(8) アクセスルート構築作業時の影響評価

アクセスルート構築作業により、対象物表面に付着した放射性物質が追加的に浮遊し、原子炉格納容器内の放射性ダスト濃度が一時的に上昇する可能性がある。

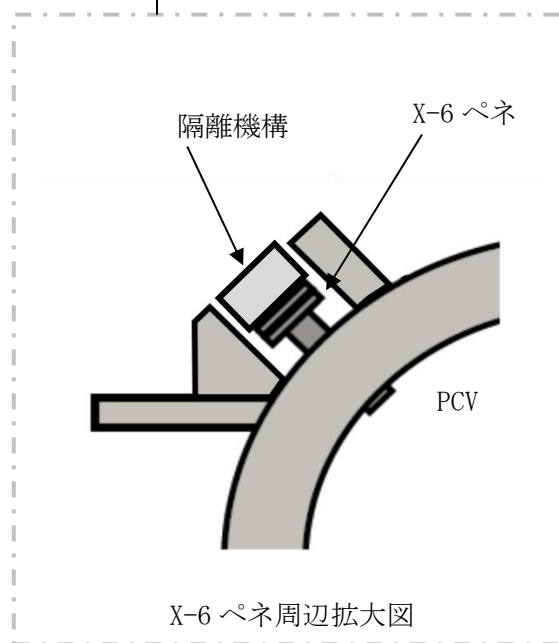
この作業により原子炉格納容器内の気体が環境中に放出された場合、放射性核種の放出量及び敷地境界での実効線量については、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではないことを評価している。（別添－１５）

3. 添付資料

- 別添－1 X-6 ペネ, X-53 ペネ 位置図 (平面図)
- 別添－2 X-53 ペネ 孔径変更作業における構造概略図
- 別添－3 スプレイ治具 構造概略図
- 別添－4 X-6 ペネ 隔離部屋 構造概略図
- 別添－5 X-6 ペネ接続構造, 接続管 構造概略図
- 別添－6 調査設備 バウンダリ構造概略図
- 別添－7 原子炉格納容器内部詳細調査 概略図
- 別添－8 アクセス・調査装置による試験的取り出し 概略図
- 別添－9 テレスコ式試験的取り出し装置バウンダリ 構造概略図
- 別添－10 テレスコ式試験的取り出し装置による試験的取り出し 概略図
- 別添－11 グローブボックス (排風機, HEPA フィルタ付き) 概略図
- 別添－12 調査及び試験的取り出し終了後 原子炉格納容器バウンダリ範囲概略図
- 別添－13 X-6 ペネ及び X-6 ペネ接続構造の耐震性評価
- 別添－14 2号機原子炉格納容器内部詳細調査 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資料
- 別添－15 2号機原子炉格納容器内部詳細調査 アクセスルート構築作業時の影響評価について

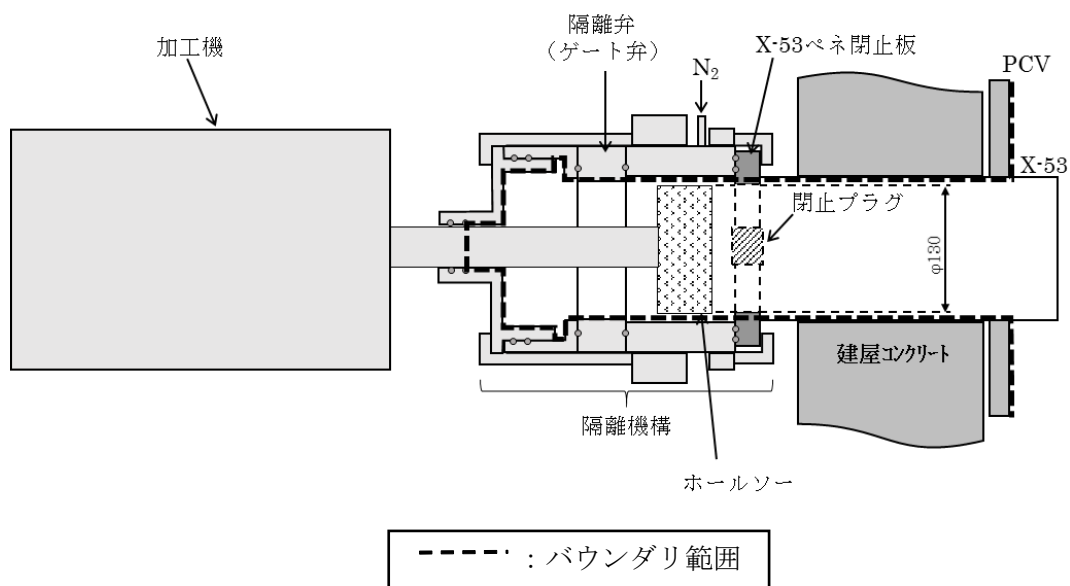


2号機原子炉建屋1階



X-6 ペネ周辺拡大図

X-6 ペネ, X-53 ペネ 位置図 (平面図)

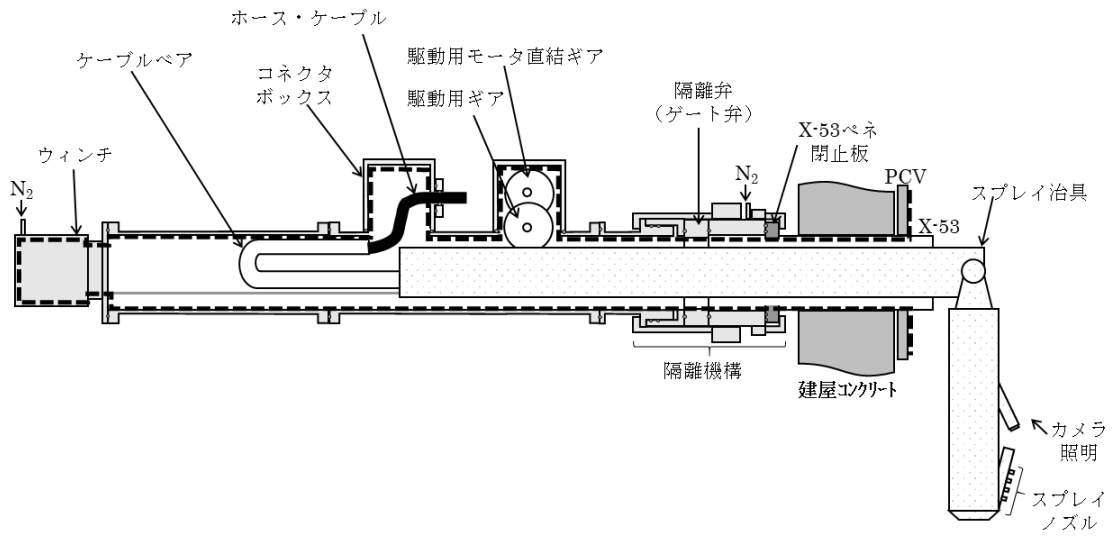


閉止板孔あけ加工

1. 常設監視計器を引き抜き後、閉止プラグを設置し、バウンダリを確保
2. 既設スプールを切断後、隔離機構を取付け
3. 加工機を設置し、ホールソーにて孔径を拡大※
4. ホールソーを引き抜き、隔離弁を閉じる

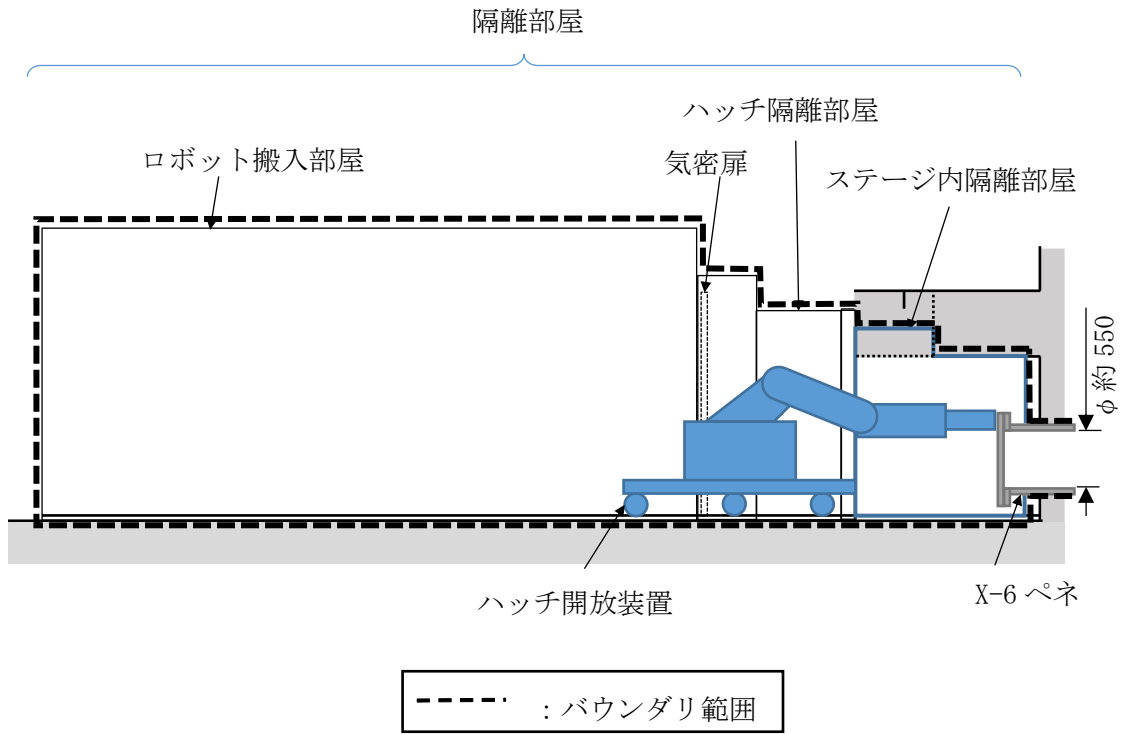
※孔径拡大前に窒素を封入

X-53 ペネ 孔径変更作業における構造概略図

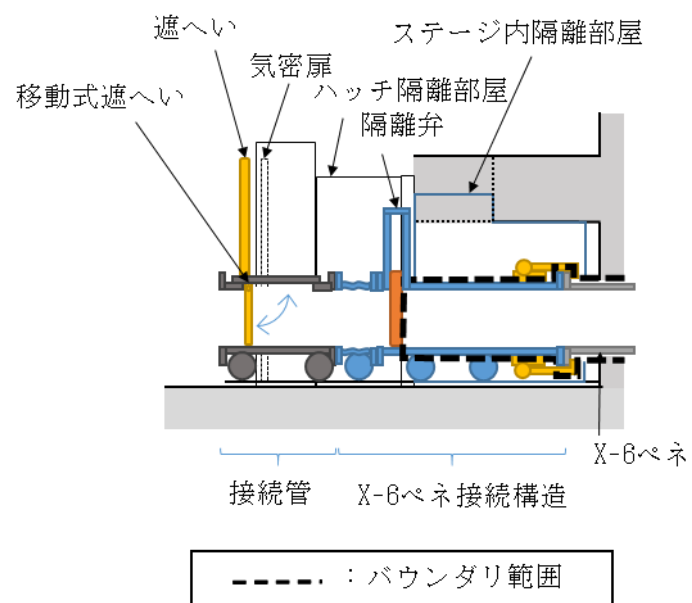


----- : バウンダリ範囲

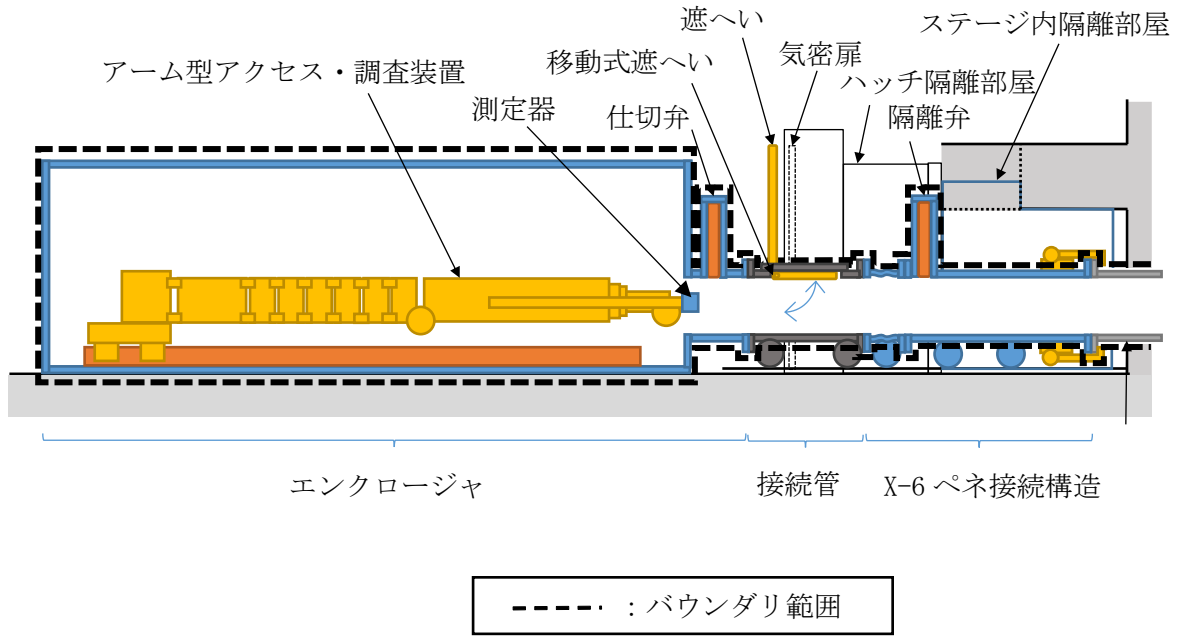
スプレイ治具 構造概略図



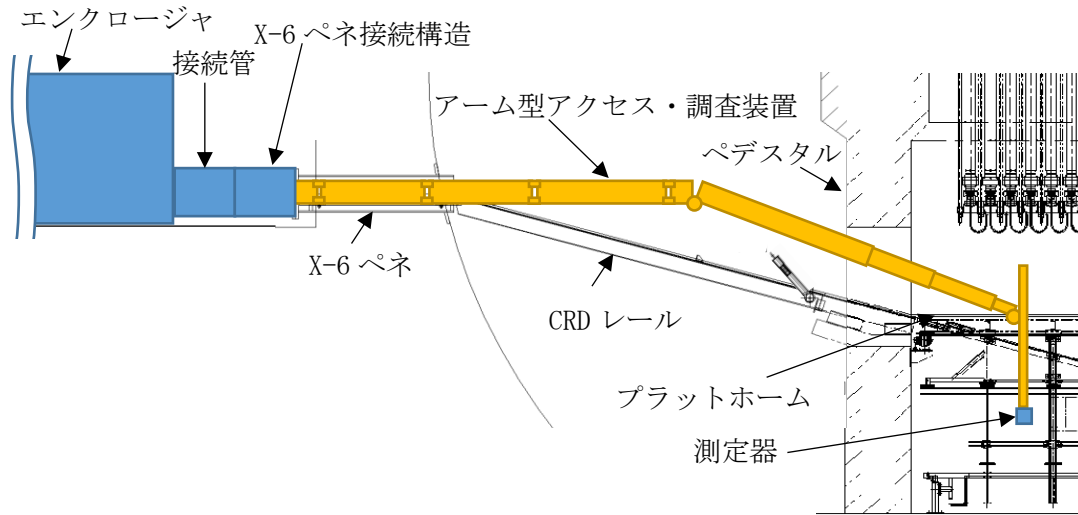
X-6 ペネ 隔離部屋 構造概略図



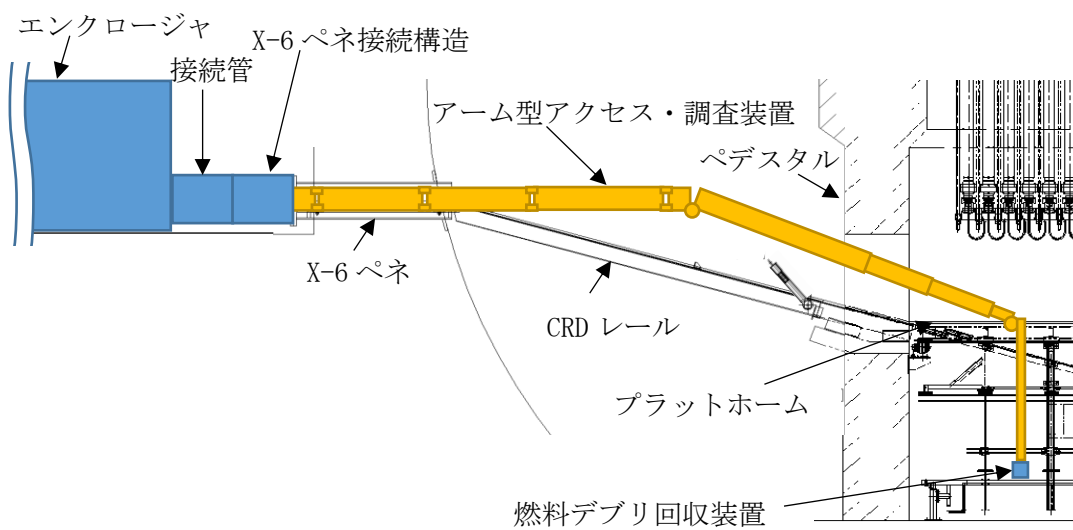
X-6 ペネ接続構造, 接続管 構造概略図



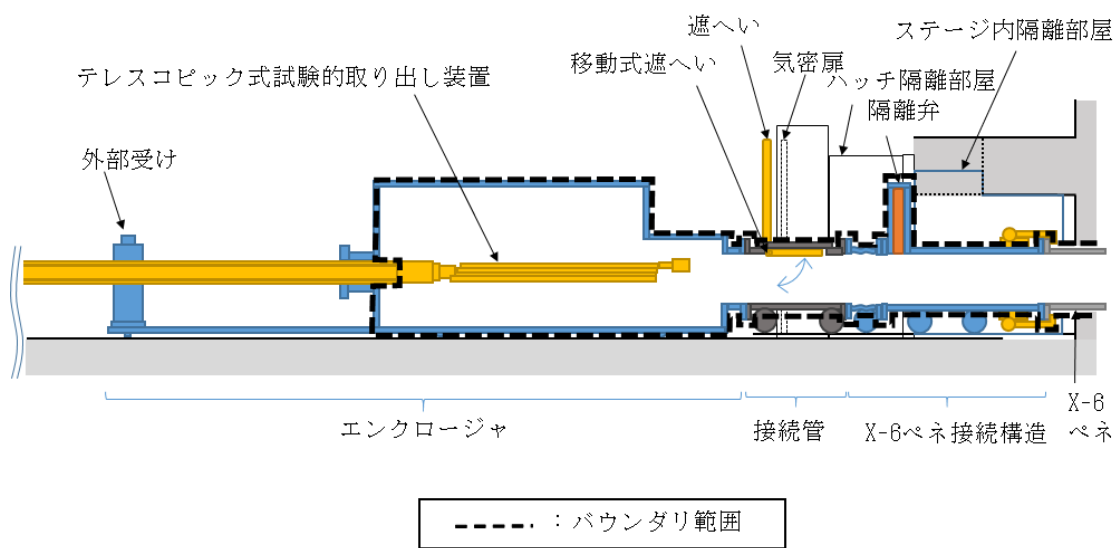
調査設備 バウンダリ構造概略図



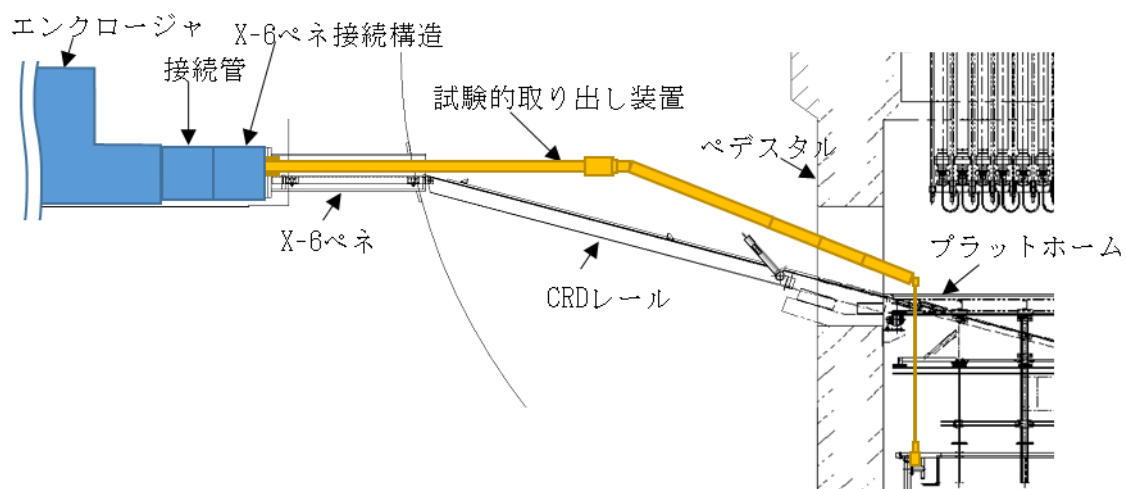
原子炉格納容器内部詳細調査 概略図



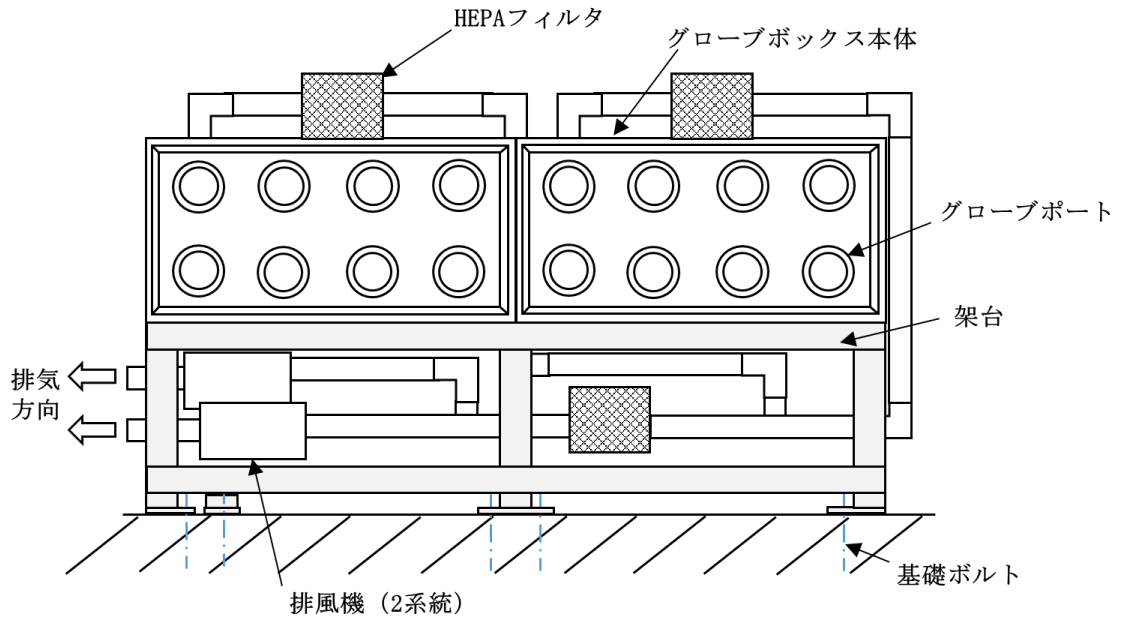
アクセス・調査装置による試験的取り出し 概略図



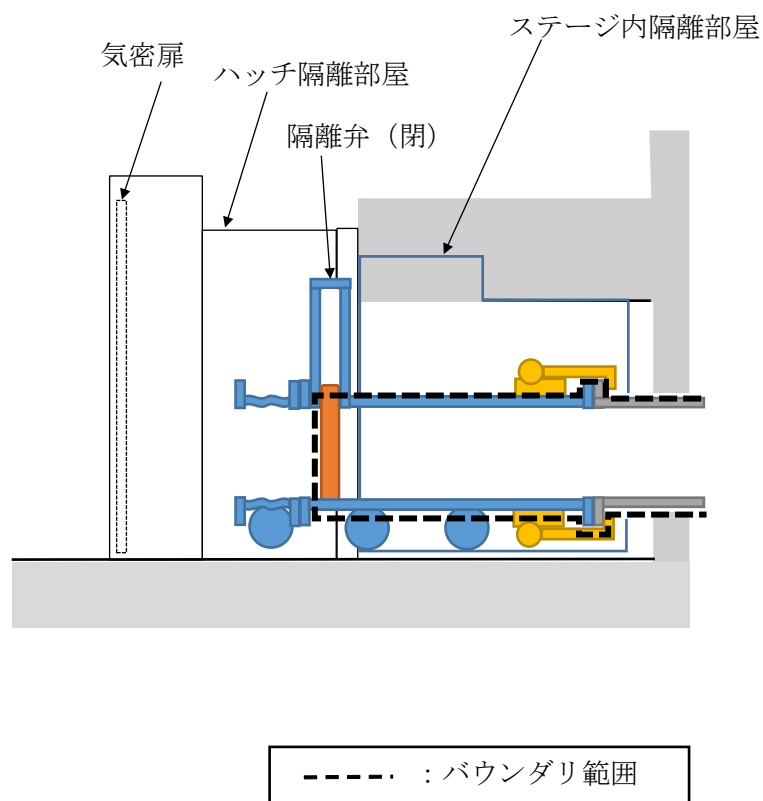
テレスコ式試験的取り出し装置バウンダリ 構造概略図



テレスコ式試験的取り出し装置による試験的取り出し 概略図



グローブボックス (排風機, HEPA フィルタ付き) 概略図



調査及び試験的取り出し終了後 原子炉格納容器バウンダリ範囲概略図

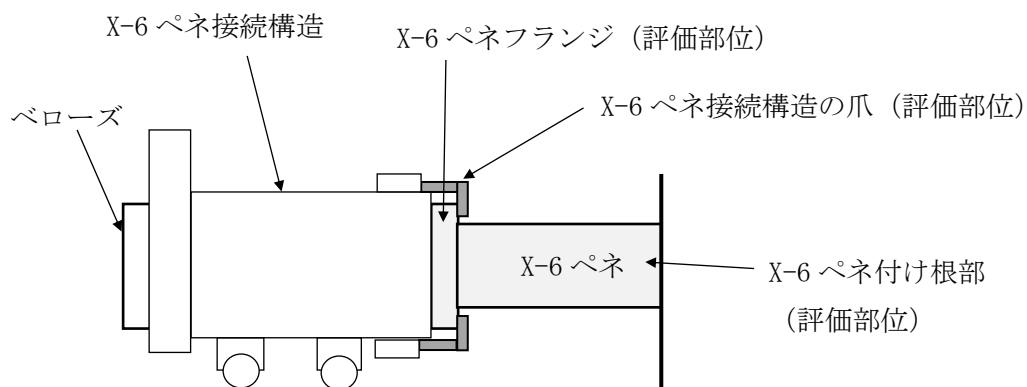
X-6 ペネ及び X-6 ペネ接続構造の耐震性評価

1. 評価条件

- (1) 評価は「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用することを基本とするが、評価手法は実態にあわせたものを採用。
- (2) 適用する地震動として、基準地震動 S_s を適用。
- (3) X-6 ペネ接続構造の減衰定数は 0.5% を設定。

2. 評価方法

- (1) X-6 ペネ接続構造は X-6 ペネを介して地震力を受けるため、X-6 ペネ接続構造と X-6 ペネが接続されたモデルにて固有値解析を行い、応答加速度を算出。
- (2) 応答加速度から X-6 ペネ付け根部及び X-6 ペネフランジ部における発生応力を算出。
- (3) X-6 ペネ接続構造の爪に作用する引張荷重を算出し、引張及びせん断の発生応力を算出。なお、X-6 ペネ接続構造より後続の設備への荷重はベローズで吸収する。



X-6 ペネと X-6 ペネ接続構造の固有値 : 5.3Hz

X-6 ペネ及び X-6 ペネ接続構造の評価部位

3. 評価結果

評価部位に生じる発生応力が許容応力以下であることを確認した。

評価部位	材料	応力の種類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
X-6 ペネ付け根部	SA516 Gr70	引張	0.5	260
		曲げ	31.0	260
X-6 ペネフランジ部	SA516 Gr70	曲げ	24.0	260
X-6 ペネ接続構造の 爪	S45C	引張	24.4	345
		せん断	13.1	199

以上

2号機原子炉格納容器内部詳細調査 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資料

1. 目的

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（以下、PCV）の貫通部等が開放し、PCV内の核分裂生成物を含む気体（以下、PCVガス）が環境中に放出された場合の周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響評価を行う。

2. 放出量評価

- (1) PCV圧力は、現状では10kPa未満の正圧となっているため、施工箇所の損傷によって大気に開放された場合、差圧分のPCVガスが原子炉建屋内に放出されるものと想定される。また、本評価では原子炉格納容器ガス管理設備の放射性物質の放出抑制機能を期待しないこととし、上記差圧分の放出に加え、開放したPCV貫通部を閉じるまでの間、窒素封入量相当のPCVガスの放出が継続するものとする。なお、施工箇所よりPCV内の水位が低いことを確認しているため、本評価では気体のみの放出とする。
- (2) 差圧分の放出容積は、10kPa程度に相当する容積として、PCV容積（4240 m³（ベント管含む）。PCV空間部容積は、PCV下部に蓄積している液相体積を差し引く必要があるが、ここでは保守的に液相がないものとして放出容積を評価）の1割（424m³）とする。また、2018年7月時点での原子炉格納容器内窒素封入設備からの窒素封入量は20m³/h以下で、調査設備側からの窒素封入量の計画は10m³/h以下であるため、窒素封入量相当は30m³/hとし、施工箇所のPCV貫通部を再度閉じる作業に10日間程度要すると考え、窒素封入量相当のPCVガスの放出継続時間は240時間とする。なお、テレスコ式試験的取り出し装置による試験的取り出しにおいて、装置への窒素封入は実施しないため、テレスコ式試験的取り出しの場合における本事象発生時の線量評価結果は、窒素封入を実施する本評価結果の内数となる。
- (3) 評価対象核種は支配的核種であるセシウム134とセシウム137とし、PCV内における濃度は、2号機原子炉格納容器ガス管理設備（HEPAフィルタ入口側）の気体（粒子状フィルタ、チャコールフィルタ）及び凝縮水（マリネリ瓶）のサンプリング結果より、以下のとおりとする。

	PCV ガス中の放射能濃度
セシウム 134	3.8×10^{-4} Bq/cm ³
セシウム 137	7.0×10^{-4} Bq/cm ³

3. 線量影響評価

- (1) 大気中へ放出される核分裂生成物は、原子炉建屋から地上放散されるものとし、周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響を年間の実効線量を用いて評価する。
- (2) 実効線量は、以下に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。被ばく経路としては、放射性雲中のセシウムによる外部被ばくと内部被ばくと、地表沈着したセシウムによる外部被ばくと内部被ばくを考慮する。
- (3) 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の評価に用いる式を以下に示す。

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

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]

- (4) 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の評価に用いる式を以下に示す。

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

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

- (5) 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の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。

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

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]

- (6) 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の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。

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

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]

- (7) 相対濃度と相対線量については、「II 2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備添付資料5別紙1」に記載される下表の値を用いる。

	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

4. 評価結果

本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりであり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

セシウム 134 放出量	約 2.9×10 ⁶ Bq
セシウム 137 放出量	約 5.4×10 ⁶ Bq
年間の実効線量	約 1.7×10 ⁻⁴ mSv

以上

2号機原子炉格納容器内部詳細調査 アクセスルート構築作業時の影響評価について

1. 目的

2号機原子炉格納容器（以下、PCV）内部詳細調査のため、X-6ペネ内の堆積物の除去及びPCV内干渉物切断により、アーム型アクセス・調査装置のアクセスルートを構築する必要がある。X-6ペネ内の堆積物・構造物はX-6ペネ内低圧水除去装置による低圧水及びX-6ペネ内堆積物除去装置による高圧水噴射・アブレイブウォータージェット（以下、AWJ）により除去する。また、PCV内干渉物はアーム型のアクセス・調査装置に搭載したAWJにて切断する。当該作業により、対象物表面に付着した放射性物質が追加的に浮遊し、PCV内の放射性ダスト（以下、ダスト）濃度が一時的に上昇する可能性がある。このため、当該作業によりダスト濃度が上昇した場合の影響を把握することを目的に、追加的にPCV内に浮遊するダストを想定し、これを含むPCV内の気体が環境中に放出された場合の周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響評価を行う。

2. アクセスルート構築作業及びダスト浮遊の要因

アクセスルート構築作業の概念図を図1に示す。

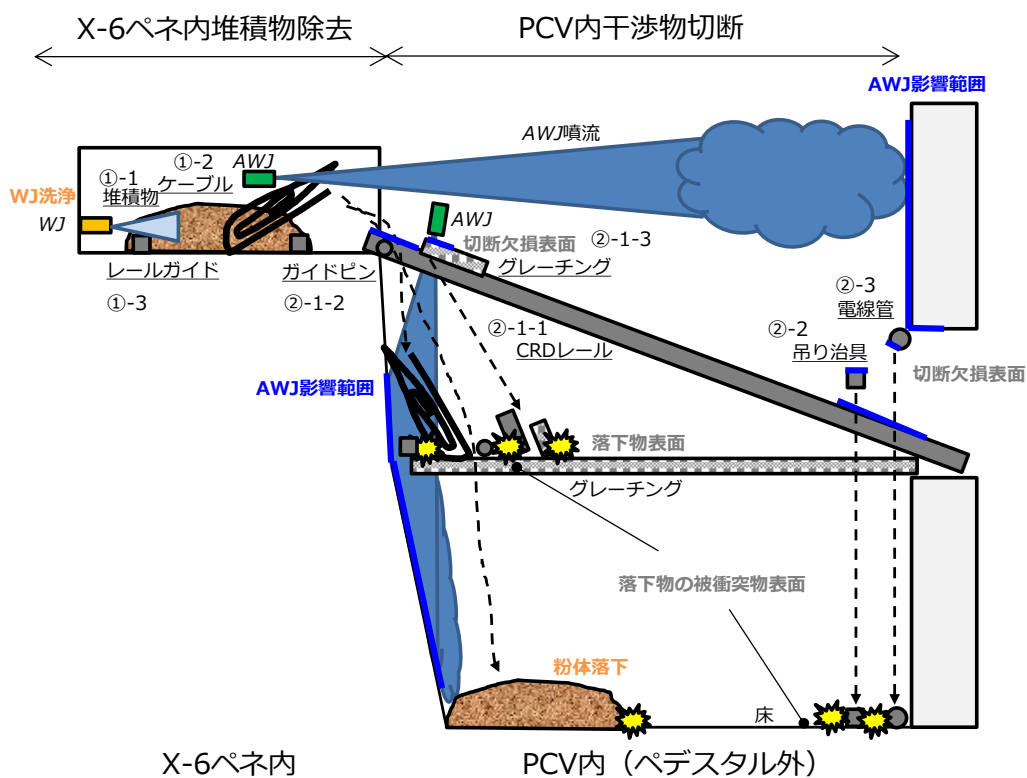


図1 アクセスルート構築作業の概念図（図中の番号は表1の作業ステップを示す）

X-6 ペネ内にはこれまでの PCV 内部調査において、砂状の堆積物の存在が確認されている。このため、低圧水・高圧水（以下、まとめてウォータージェット（WJ））を用いた洗浄作業により、PCV 内へ押し出すことで除去する。このとき、WJ による洗浄及び堆積物の PCV 床面への落下によりダストが浮遊する可能性がある。

また、X-6 ペネ内にはケーブルが残置されており、除去するためには干渉する制御棒駆動機構交換用のレール（以下、CRD レール）ガイドも除去する必要がある。このため、AWJ を用いて、ケーブルを細断し、CRD レールガイドを切断する。切断したケーブル及び CRD レールガイドは PCV 内へ押し出すことで除去する。これらに伴い、AWJ による切断及び切断物の落下時にダストが浮遊する可能性がある。

PCV 内では、アーム型アクセス・調査装置のアクセスルート上で、CRD レールの一部及びガイドピン、CRD レール上のグレーチング、CRD レール吊り治具、制御棒駆動機構交換用のペDESTAL 開口部（以下、CRD 開口部）にある電線管が干渉する。このため、AWJ を用いてこれら干渉物を切断する。AWJ による干渉物切断により、切断欠損表面及び切断片の落下に伴う落下物表面及び被衝突物表面からダストが浮遊する可能性がある。

加えて、1号機 PCV 内部詳細調査に向けた AWJ 作業により、AWJ 噴流の当たる遠方の構造物からもダストが発生した可能性が示唆されたため、2号機においても X-6 ペネ内及び PCV 内での AWJ を用いた切断作業において、AWJ 噴流の影響範囲にある構造物の汚染表面が剥離しダストが浮遊する可能性がある。

本評価で考慮する作業ステップ及びダスト浮遊の要因の一覧を表 1 にまとめる。なお、作業によらず PCV 内に存在する現浮遊ダストについては、別添-14 に示すとおりバウンダリ施工箇所が開放する厳しい事象であってもその影響は小さいことから、本評価では考慮しない。

表1 アクセスルート構築作業における作業ステップ及びダスト浮遊の要因

作業ステップ	ダスト発生源	ダスト浮遊の要因	
① X-6 ペネ内			
①-1 X-6 ペネ堆積物 洗浄/落下	堆積物	WJによる洗浄	
		堆積物の落下	
①-2 ケーブル 切断/落下*1	PCV 下部グレーチング (被衝突物)	切断片の落下	
	PCV 内構造物	AWJ 影響範囲の表面剥離	
①-3 レールガイド 切断/落下*1	PCV 下部グレーチング (被衝突物)	切断片の落下	
	PCV 内構造物	AWJ 影響範囲の表面剥離	
② PCV 内			
②-1 CRD レール レール切断作業	②-1-1 CRD レール 切断/落下	CRD レール	AWJによる切断
			切断片の落下
		PCV 下部グレーチング (被衝突物)	切断片の落下
		PCV 内構造物	AWJ 影響範囲の表面剥離
	②-1-2 ガイドピン 切断/落下	ガイドピン	AWJによる切断
			切断片の落下
		PCV 下部グレーチング (被衝突物)	切断片の落下
		PCV 内構造物	AWJ 影響範囲の表面剥離
	②-1-3 CRD レール上 グレーチング 切断/落下	CRD レール上グレーチング	AWJによる切断
			切断片の落下
		PCV 下部グレーチング (被衝突物)	切断片の落下
		PCV 内構造物	AWJ 影響範囲の表面剥離
②-2 CRD レール 吊り治具 切断/落下	CRD レール吊り治具	AWJによる切断	
		切断片の落下	
	PCV 床面 (被衝突物)	切断片の落下	
	PCV 内構造物	AWJ 影響範囲の表面剥離	
②-3 電線管 切断/落下	電線管	AWJによる切断	
		切断片の落下	
	PCV 床面 (被衝突物)	切断片の落下	
	PCV 内構造物	AWJ 影響範囲の表面剥離	

*1 前段作業で洗浄されているため、切断による浮遊及び落下物からの浮遊は考慮しない。

3. 各作業におけるダスト浮遊量の評価方法

2. で挙げた各作業について、ダストの浮遊量は以下のように計算する。

$$\begin{aligned} \text{ダスト浮遊量} &= \text{ダスト発生源の放射能濃度 [Bq/g]} \text{ (または表面汚染密度 [Bq/cm}^2\text{])} \\ &\times \text{ダスト浮遊に寄与するダスト発生源の量 [g]} \text{ (または表面積 [cm}^2\text{])} \\ &\times \text{ダスト発生メカニズムに応じた気相移行率 [-]} \end{aligned}$$

ダスト発生メカニズムに応じた気相移行率については、「Department of Energy, "DOE HANDBOOK: AIRBORNE RELEASE FRACTIONS/RATES AND RESPIRABLE FRACTIONS FOR NONREACTOR NUCLEAR FACILITIES Volume I - Analysis of Experimental Data", DOE-HDBK-3010-94, December, 1994 Reaffirmed 2013」(以下, DOE HANDBOOK) に基づき設定した。

本章では、影響の大きい X-6 ペネ内堆積物及び AWJ 影響範囲にある構造物について、以下に各因子の設定方法について述べる。その他のダストの設定に関する詳細については別紙 1 にまとめる。

(1) X-6 ペネ内堆積物

(a) ダスト発生源における放射能濃度

X-6 ペネ内の堆積物の放射能濃度については、平成 28 年 6 月に測定した X-6 ペネハッチ前（原子炉建屋側）のコリメートした線量率（ハッチ部合計約 200mSv/h）に基づき評価する。X-6 ペネ内には砂状堆積物やケーブルなどに加え、管内の表面汚染があり、また PCV 内からの線量率寄与が考えられるが、本評価では X-6 ペネハッチ前の線量率は全て砂状堆積物に起因するものと想定した。また、X-6 ペネハッチにより α 線及び β 線は遮へいされることから、PCV 内の主たる γ 線源である Cs-134, Cs-137 を堆積物中の γ 線源として想定した。砂状堆積物は X-6 ペネ内の映像より、堆積物高さはペネ管内径の半分（27cm）、堆積物長さはハッチ内側から 100cm まで堆積しているものと想定した。堆積物の体積は $1.2 \times 10^5 \text{cm}^3$ 、密度は一般的な土の密度である 2g/cm^3 とし、堆積物の質量を $2.4 \times 10^5 \text{g}$ と設定した。この条件で放射能濃度計算を実施した。

平成 31 年 2 月に実施した 2 号機 PCV 内部調査のガイドパイプシールリングのスミアにて、燃料由来の α 核種である Am-241 が検出されており、この Am-241 を含む全 α 核種 / Cs-137 放射能比は約 0.8 倍であった。これを踏まえ、X-6 ペネ内の堆積物には、Cs-137 と同量の Am-241 が代表的な α 核種として存在するものと設定した。ただし、PCV 内外部の α 核種の広がり傾向より、 α 核種については Cs-137 に比べて PCV 気相中に存在しにくく、PCV 外へは放出されにくい傾向があると考えられる。平成 29 年 5 月に実施した原子炉格納容器ガス管理設備（以下、PCV ガス管理設備）の粒子状フィルタの全 α 計測にて全 α 核種 / Cs-137 放射能比は約 10^{-3} 倍であったことから、PCV から放出されるまでには 1/100 倍に低減されているものと仮定した。

また、Cs 以外の β 核種が含まれることを想定して、PCV 内で検出されている Sr-90 を代表的な β 核種として考慮する。平成 29 年 2 月に実施した PCV ガス管理設備のドレン水及び粒子状フィルタの分析では、ドレン水から Sr-90/Cs-137 放射能比が約 5 倍、粒子状フィルタから全 β 核種/Cs-137 放射能比が約 21 倍であったことから、保守的に Sr-90 が Cs-137 の 25 倍存在するものと設定した。

以上のとおり、本評価に用いる X-6 ペネ内堆積物の放射能濃度を表 2 にまとめる。

表 2 X-6 ペネ内堆積物の放射能濃度

	放射能濃度
Cs-134	2.8×10^6 Bq/g
Cs-137	3.5×10^7 Bq/g
α 核種 (Am-241)	3.5×10^7 Bq/g * ¹
β 核種 (Sr-90)	8.8×10^8 Bq/g

* 1 PCV 外へ放出されるまでに 1/100 倍に低減されているものと仮定して評価。

(b) ダスト浮遊に寄与するダスト発生源の量

ダスト発生源の量は、2. に記載のダスト浮遊要因に基づき設定した。

X-6 ペネ内堆積物の量は、前項に記載のとおり X-6 ペネ内の映像に基づき 2.4×10^5 g とした。

(c) ダスト発生メカニズムに応じた気相移行率

ダストの気相移行率は、2. に記載のダスト浮遊要因に基づき設定した。

X-6 ペネ内の堆積物は、WJ により洗浄し PCV 床面へ落下させる。WJ 洗浄によるダストの気相移行率は、DOE HANDBOOK の「加圧容器/配管からのベント時の飛散率」の液面上もしくは容器全体破損条件の数値から、0.35MPa 以上の水溶液のバウンディング値 0.2%を設定した。実際の WJ は AWJ ほど表面汚染物を細かく破碎し、気相中へ移行させやすくはないものと考えられるが、(a)に記載したとおり X-6 ペネ内のダスト発生源を全て砂状堆積物に設定していることから、AWJ によるケーブル及び CRD レールガイド切断も包絡するよう、この値を採用した。堆積物の PCV 床面への落下によるダストの気相移行率は、DOE HANDBOOK の「粉体の自由落下時」の気相移行率に基づき 1%と設定した。

(2) AWJ 影響範囲にある構造物

(a) ダスト発生源における表面汚染密度

AWJ の影響範囲となる PCV 内の構造物の表面汚染密度は、平成 29 年 1, 2 月に実施した 2 号機 PCV 内部調査におけるペデスタル外の空間線量率の実測値に基づき算出した表 3 の値を用いる（ペデスタル外の空間線量率は PCV 内壁及びペデスタル外壁面の Cs-134 及び Cs-137 の汚染によるものと推定）。

3. (1) (a) に記載したとおり、PCV 内の構造物の汚染表面には、Cs-137 と同量の Am-241 が代表的な α 核種として存在するものと設定し、 α 核種については、PCV から放出されるまでには 1/100 倍に低減されているものと仮定した。また、Sr-90 を代表的な β 核種として考慮し、保守的に Sr-90 が Cs-137 の 25 倍存在するものと設定した。

以上のとおり、本評価に用いる PCV 内の構造物の表面汚染密度を表 3 にまとめる。

表 3 PCV 内の構造物の表面汚染密度

	表面汚染密度
Cs-134	4.7×10^8 Bq/cm ²
Cs-137	5.8×10^9 Bq/cm ²
α 核種 (Am-241)	5.8×10^9 Bq/cm ² *1
β 核種 (Sr-90)	1.5×10^{11} Bq/cm ²

* 1 PCV 外へ放出されるまでに 1/100 倍に低減されているものと仮定して評価。

(b) ダスト浮遊に寄与するダスト発生源の表面積

ダスト発生源の表面積は、2. に記載のダスト浮遊要因に基づき設定した。

AWJ 影響範囲にある構造物の汚染表面から剥離する表面積については、AWJ 影響範囲を確認し対象表面積を設定した。定点で AWJ を噴射した場合、1m 以内は AWJ 噴流角（片角）の約 3.4 倍、1m～4m は約 1.7 倍、4m 以遠は距離に応じて減少するとした領域が影響範囲となる。各作業で想定される位置・噴射角度に対してこの影響範囲を適用し、手前の構造物の陰に入らない構造物の表面積を算出した。その結果、AWJ 影響範囲の構造物の汚染表面から剥離する表面積は、当該作業全体で 4.4×10^5 cm²（1m 以内： 5.9×10^4 cm²，1m 以遠： 3.8×10^5 cm²），CRD レール切断時で 3.3×10^5 cm²（1m 以内： 3.0×10^4 cm²，1m 以遠： 3.0×10^5 cm²）である。

(c) ダスト発生メカニズムに応じた気相移行率

ダストの気相移行率は、2. に記載のダスト浮遊要因に基づき設定した。

AWJ 影響範囲にある構造物の汚染表面から剥離する場合については、AWJ の有効切断距離を踏まえて設定する。当該作業で使用する AWJ の有効切断距離は約 1m である。このため、1m 以内の AWJ 影響範囲の気相移行率については、AWJ 切断時と同等と見なし 0.2% を

設定した。一方、1m 以遠の気相移行率については、1m 以内に比べ構造物の表面へ付与されるエネルギーが小さいことから、DOE HANDBOOK の「加圧容器/配管からのベント時の飛散率」の液面下の条件の気相移行率のバウンディング値 0.01%を設定した。

4. 放出量評価

当該作業に伴い、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（以下、PCV 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、別添-14 と同様に PCV バウンダリ施工箇所開放が生じる異常時について評価を行う。

(1) 共通条件

PCV 窒素封入設備からの窒素封入量は令和 2 年 5 月時点で約 20m³/h 以下であり、X-6 ペネに接続されるエンクロージャは約 15m³/h で窒素封入し約 10m³/h で原子炉建屋（以下、R/B）へ排気するため、エンクロージャから約 5m³/h のガスが PCV へと供給される。これらを踏まえ、PCV への窒素供給は保守的に 30m³/h とする。

PCV から R/B へ漏えいしたダストは、R/B 内で拡散することが想定されるが、本評価では保守的に、X-6 ペネのある R/B1 階北西の小エリア（1 階部の 1/4 区画；825m³）に限定されるものとした。また、エンクロージャからの排気先及び R/B から環境への放出元もこの R/B 小エリアとする。

PCV 内及び R/B 内に浮遊・移行したダストは、重力沈降をはじめ、その他沈着や凝集等による低減効果が働くことが考えられる。本評価では重力沈降で低減効果を代表し、1 号機 PCV 内部詳細調査に向けた AWJ 作業時に計測されたダストの低減率を踏まえ、ダストの粒径を 5μm とした場合の低減率を用いる。

本評価では、PCV 気相部容積が小さい方がダスト放出量は大きくなることから、PCV 容積（4240m³（ベント管含む））から PCV 下部に蓄積している液相体積（約 47m³）を差し引き、PCV 気相部容積を保守的に 4100m³ とする。

(2) 通常時放出量評価

図2に通常時放出量評価のモデルを示す。

PCVガス管理設備の排気流量は令和2年5月時点で約 $10\text{m}^3/\text{h}$ であるため、PCVからの排気流量を $10\text{m}^3/\text{h}$ とする。PCVガス管理設備フィルタの除染係数(DF)は100とする。

PCV圧力は令和2年5月時点で 10kPa 未満の正圧に保たれており、PCVからの漏えいはあるものの、ある程度気相部で気密は有しているものと考えられる。このため、PCVからのR/Bへ漏えい経路では、狭隘な漏えい箇所を通過することから、PCV漏えい箇所での捕集効果を見込む。捕集の除染係数は、財団法人原子力発電技術機構の報告書[1]のPCV貫通部の漏えい試験に基づき、10とする。

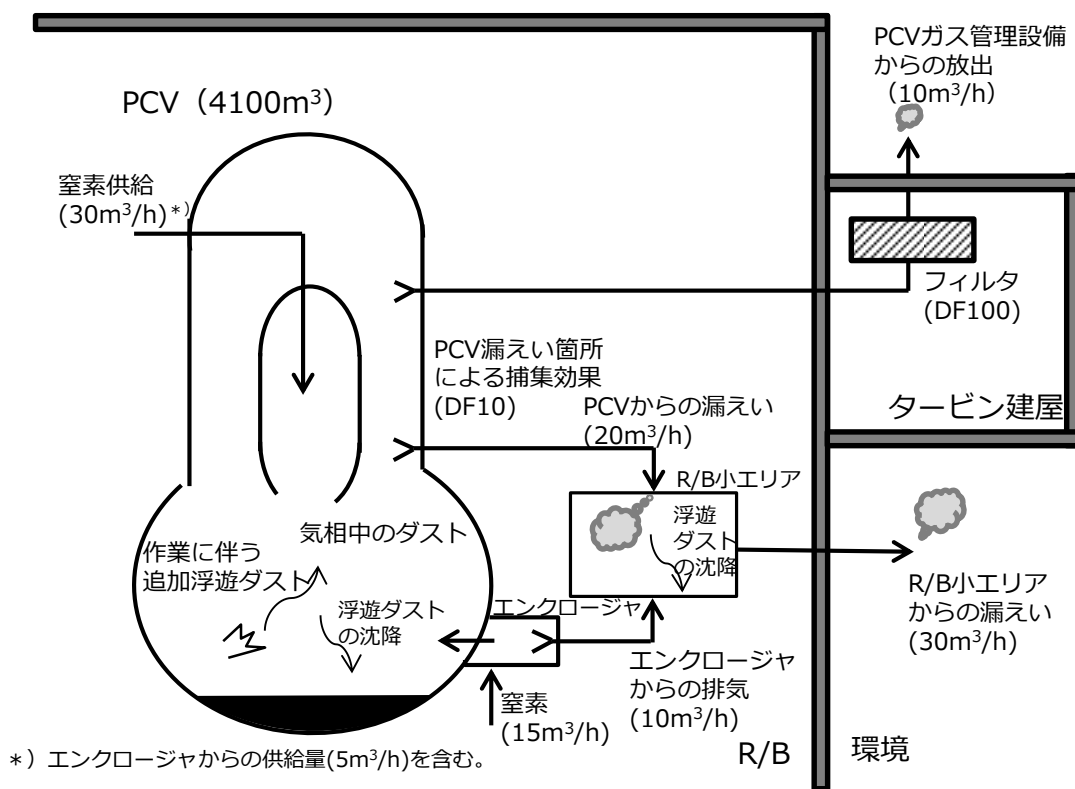


図2 通常時放出量評価モデル

[1] 財団法人 原子力発電技術機構, 「重要構造物安全評価 (原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書」, 平成15年3月.

(3) 異常時放出量評価

図3に異常時放出量評価のモデルを示す。

別添-14と同様に、施工箇所の損傷によって大気に開放された場合、差圧分のPCVガスがR/B内に放出されるものと想定し、差圧分の放出容積は保守的に液相がないものとしたPCV容積(4240m³)の1割(424m³)とする。

施工箇所の損傷によって大気に開放されることを想定するため、PCVガス管理設備での排気及びPCV漏えい箇所での捕集効果は見込まないものとする。

評価対象は、(2)の通常時放出量評価の結果、最も放出量の大きな作業工程であるCRDレール切断作業(表1の②-1)を選定した。

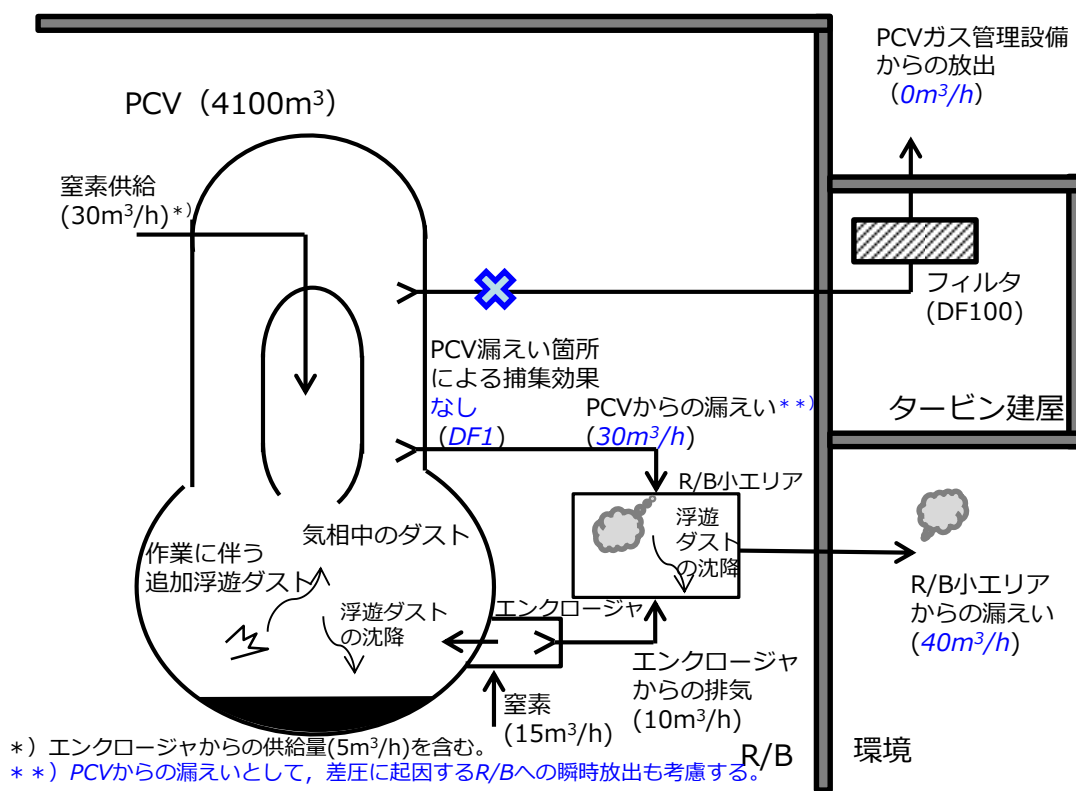


図3 異常時放出量評価モデル (青字は通常時と異なる項目)

5. 線量影響評価

大気中へ放出される放射性核種は、R/B から地上放散されるものとし、周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響を、実効線量を用いて評価する。

実効線量は、以下に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。被ばく経路としては、放射性雲中の核種による外部被ばくと内部被ばく、地表沈着した核種による外部被ばくと内部被ばくを考慮する。

(1) 放射性雲中の核種からの γ 線による外部被ばく

放射性雲中の核種からの γ 線による外部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

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

H_{γ} : 放射性雲中の核種からの 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_R : 放射性核種の大気放出量（各経路の DF を考慮した合計）[Bq]

(2) 放射性雲中の核種の吸入摂取による内部被ばく

放射性雲中の核種の吸入摂取による内部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

$$H_I = K_{in} \cdot R_1 \cdot \chi / Q \cdot Q_R$$

H_I : 放射性雲中の核種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]

(3) 地表沈着した核種からの γ 線による外部被ばく

地表沈着した核種からの γ 線による外部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。核種の崩壊については保守的に考慮しない。

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

G_{ex} : 地表沈着した核種からの 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]

(4) 地表沈着した核種の吸入摂取による内部被ばく

地表沈着した核種から再浮遊した核種の吸入摂取による内部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。核種の崩壊については保守的に考慮しない。

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

G_{in} : 地表沈着した核種から再浮遊した核種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]

(5) 相対濃度及び相対線量

異常時の相対濃度と相対線量については、「II 2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備添付資料5別紙1」に記載される表4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表4の値を用いる。

表4 評価に用いる相対濃度，相対線量

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

6. 評価結果

当該作業に伴う放射性核種の放出量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は表 5、6 のとおりであり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

表 5 アクセスルート構築作業に伴い放出される放射性核種の放射エネルギー及び敷地境界での実効線量評価結果（通常時）

	通常時
Cs-134 放出量	約 1.6×10^7 Bq
Cs-137 放出量	約 1.9×10^8 Bq
α 核種 (Am-241) 放出量	約 1.9×10^6 Bq
β 核種 (Sr-90) 放出量	約 4.8×10^9 Bq
敷地境界実効線量	約 1.9×10^{-3} mSv

表 6 アクセスルート構築作業に伴い放出される放射性核種の放射エネルギー及び敷地境界での実効線量評価結果（異常時）

	異常時 (②-1 CRD レール切断作業)
Cs-134 放出量	約 2.1×10^8 Bq
Cs-137 放出量	約 2.7×10^9 Bq
α 核種 (Am-241) 放出量	約 2.7×10^7 Bq
β 核種 (Sr-90) 放出量	約 6.7×10^{10} Bq
敷地境界実効線量	約 4.5×10^{-1} mSv

以上

2号機原子炉格納容器内部詳細調査 アクセスルート構築作業時の影響評価についての
補足説明資料

1. はじめに

本書は、別添-15「2号機原子炉格納容器内部詳細調査 アクセスルート構築作業時の影響評価について」(以下、本文)を補足するものである。

2. 各作業におけるダスト浮遊量の評価方法

各作業について、放射性ダスト(以下、ダスト)の浮遊量は以下のように計算する。

$$\begin{aligned} \text{ダスト浮遊量} &= \text{ダスト発生源の放射能濃度[Bq/g]} \text{ (または表面汚染密度[Bq/cm}^2\text{])} \\ &\times \text{ダスト浮遊に寄与するダスト発生源の量[g]} \text{ (または表面積[cm}^2\text{])} \\ &\times \text{ダスト発生メカニズムに応じた気相移行率[-]} \end{aligned}$$

本章では、ダスト浮遊に寄与するダスト発生源の量(または表面積)及びダスト発生メカニズムに応じた気相移行率について補足説明する。また、ダスト発生メカニズムに応じた気相移行率については、「Department of Energy, "DOE HANDBOOK: AIRBORNE RELEASE FRACTIONS/RATES AND RESPIRABLE FRACTIONS FOR NONREACTOR NUCLEAR FACILITIES Volume I - Analysis of Experimental Data", DOE-HDBK-3010-94, December, 1994 Reaffirmed 2013」(以下、DOE HANDBOOK)に基づき設定した。

2.1 X-6 ペネ内堆積物の堆積物量及び気相移行率

X-6 ペネ内の堆積物については、ウォータージェット(以下、WJ)による洗浄及び堆積物の原子炉格納容器(以下、PCV)床面への落下によりダストが浮遊することを想定する。堆積物量及び気相移行率については、本文記載のとおりを設定し、別表(1)-1のとおりとした。

別表(1)-1 X-6 ペネ内堆積物の堆積物量及び気相移行率

作業ステップ	浮遊 要因	落下先	落下 高さ (cm)	堆積物量 (g)	気相 移行率 (-)
① X-6 ペネ内					
①-1 X-6 ペネ堆積物 洗浄／落下	WJ 洗浄	—		2.4×10 ⁵	0.2%
	落下	PCV 床面	526		1% ※1

※1 : 堆積物落下に伴う気相移行率は、落下高さ、落下物重量及び落下物の密度に依存する。
 堆積物の密度は線源強度設定における想定密度 2g/cm³とした。
 また、包絡値とするためのファクターとして2倍を設定した。

2.2 AWJ 影響範囲にある構造物の汚染表面から剥離する表面積及び気相移行率

アブレシブウォータージェット（以下、AWJ）影響範囲にある構造物の汚染表面から剥離する表面積及び気相移行率については、本文記載のとおりを設定し、別表(1)-2 のとおりとした。

別表(1)-2 AWJ 影響範囲にある構造物の汚染表面から剥離する表面積
及び気相移行率

作業ステップ	切断対象物	AWJ 影響表面積 (cm ²)		気相移行率(-)		
		1 m 以内	1 m 以遠	1 m 以内	1 m 以遠	
① X-6 ペネ内						
①-1 X-6 ペネ堆積物 洗浄/落下		— (AWJ 施工なし)				
①-2 ケーブル 切断/落下	ケーブル	2.3×10 ⁴	8.5×10 ⁴	0.2 %	0.01 %	
①-3 レールガイド 切断/落下	レールガイド					
② PCV 内						
②-1 CRD レール切断作業	②-1-1 CRD レール 切断/落下	CRD レール	3.0×10 ⁴	3.0×10 ⁵	0.2 %	0.01 %
	②-1-2 ガイドピン 切断/落下	ガイドピン				
	②-1-3 CRD レール上 グレーチング 切断/落下	CRD レール上 グレーチング				
②-2	CRD レール 吊り治具 切断/落下	CRD レール 吊り治具	4.4×10 ³	5.0×10 ²		
②-3	電線管 切断/落下	電線管	1.5×10 ³	— (該当なし)		

2.3 AWJ 切断欠損部の表面積及び気相移行率

X-6 ペネ内のケーブル及びレールガイドの AWJ 切断については、前段作業である X-6 ペネ堆積物洗浄／落下において表面の汚染が除去されることを想定し、切断に伴うダスト浮遊を考慮しない。

PCV 内干渉物の AWJ 切断においては、切断による欠損部表面からのダストの浮遊を想定する。AWJ による欠損部の表面積は、CAD を用いて切断長さを読み取り、それに切断幅を乗じて算出する。切断幅は、AWJ による鋼材の切断試験における実績から、2 cm とする。気相移行率は、DOE HANDBOOK の「加圧容器/配管からのベント時の飛散率」の液面上もしくは容器全体破損条件の数値から、0.35MPa 以上の水溶液のバウンディング値 0.2%を設定した。算出した AWJ 切断欠損部の表面積及び気相移行率を別表(1)-3 にまとめる。

別表(1)-3 AWJ 切断欠損部の表面積及び気相移行率

作業ステップ		切断対象物	切断による 欠損面積 (cm ²)	気相 移行率 (%)
① X-6 ペネ内				
①-1 X-6 ペネ堆積物 洗浄／落下		— (切断なし)	— (切断なし)	
①-2 ケーブル 切断／落下		ケーブル	— (考慮せず) ※1	
①-3 レールガイド 切断／落下		レールガイド		
② PCV 内				
②-1 CRD レール 切断作業	②-1-1 CRD レール 切断／落下	CRD レール	1.9×10 ³	0.2 %
	②-1-2 ガイドピン 切断／落下	ガイドピン	4.6×10 ¹	
	②-1-3 CRD レール上グレーチング 切断／落下	CRD レール上 グレーチング	1.5×10 ³	
②-2 CRD レール吊り治具 切断／落下		CRD レール吊り治具	1.7×10 ²	
②-3 電線管 切断／落下		電線管	1.4×10 ²	

※1：前段作業である X-6 ペネ堆積物洗浄／落下において表面の汚染が除去されることを想定し、切断に伴う浮遊は考慮しない。

2.4 切断片落下時のダスト発生源の表面積と気相移行率

2.4.1. 落下物からの浮遊

表面の汚染した切断片が落下する場合、表面付着物の一部が浮遊することが想定される。落下する切断片の表面積は CAD を用いて算出した。グレーチングについては、グレーチングを平板であるとして読み取った表面積の 2 倍と設定した。

切断対象物の材質は多くの場合金属であるが、切断対象物表面には堆積物が付着していることが想定される。このため、切断片の落下時の気相移行率としては、DOE HANDBOOK で与えられている「非金属又は複合固体の自由落下時」の気相移行率に基づき設定した。算出した落下物の表面積及び気相移行率を別表(1)-4 にまとめる。

2.4.2. 被衝突物からの浮遊

切断片が落下すると PCV 下部グレーチングまたは PCV 床面に衝突する。これら被衝突物も表面汚染があると考えられることから、被衝突物からもダストが浮遊する可能性がある。被衝突物からの浮遊量は、落下物からの浮遊量を基準に想定する。対象がグレーチングの場合、前項のとおり平板であるとして読み取った表面積の 2 倍と設定することに基づき、下記に示す落下物と被衝突物の組み合わせにより被衝突物からの浮遊量を想定した。

被衝突物からの浮遊量（落下物からの浮遊量基準）

落下物；グレーチング以外／被衝突物；グレーチング以外の場合：落下物の 1 倍
落下物；グレーチング / 被衝突物；グレーチング の場合：落下物の 1 倍
落下物；グレーチング以外／被衝突物；グレーチング の場合：落下物の 2 倍
落下物；グレーチング / 被衝突物；グレーチング以外の場合：対象なし

2.4.3. 切断片落下時のダスト浮遊量の補正係数

上述のとおり、切断片落下時には、落下物と被衝突物からダストの浮遊を想定することから、落下物のダスト浮遊量に落下物及び被衝突物を考慮した補正係数を乗じて、切断片落下時のダスト浮遊量を評価した。落下物及び被衝突物を考慮した補正係数を別表(1)-4 にまとめる。

別表(1)-4 切断片落下時のダスト発生源の表面積と気相移行率

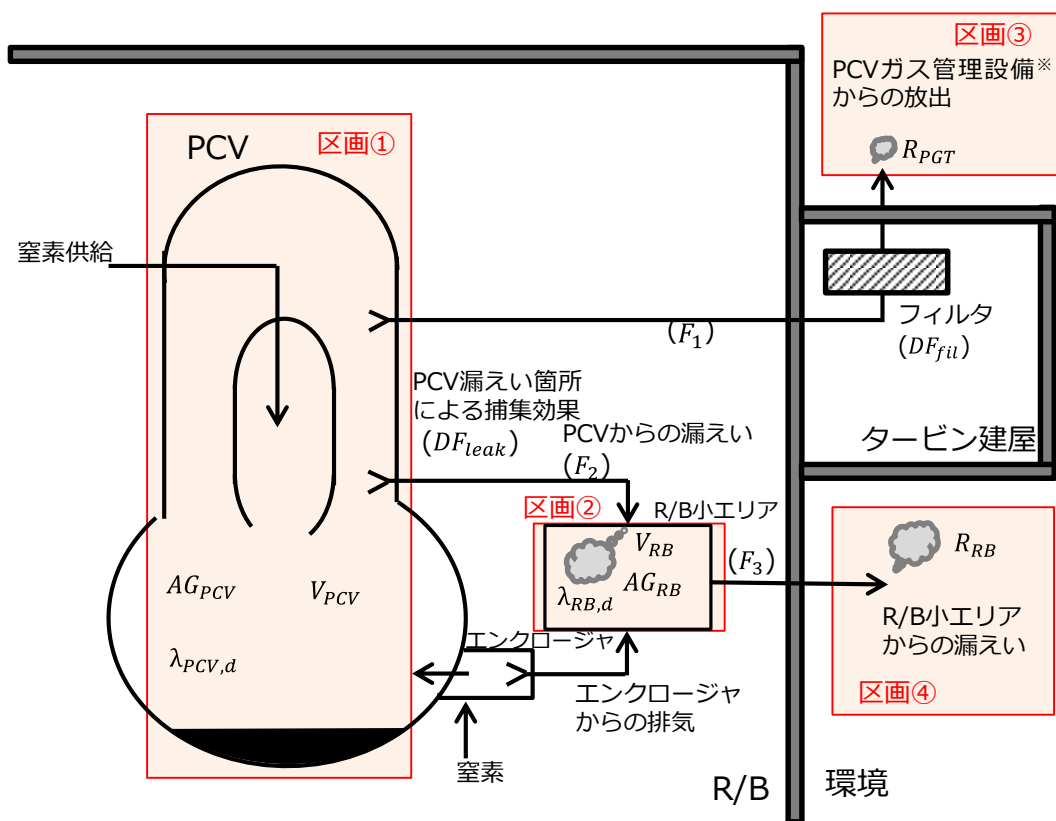
作業ステップ	落下物	落下先 (被衝突物)	落下 高さ (cm)	落下物 表面積 (cm ²)	気相 移行率 ※1 (-)	落下物及び 被衝突物を 考慮した 補正係数 (-)	
① X-6 ペネ内							
①-1 X-6 ペネ堆積物 洗浄/落下	— (切断片なし)						
①-2 ケーブル 切断/落下	ケーブル 切断片	PCV 下部 グレーチング	119	4.5×10 ⁴	3.0×10 ⁻⁵	2 ^{※2} (落下物:0 + 被衝突物:2)	
①-3 レールガイド 切断/落下	レールガイド 切断片			2.0×10 ³		2 ^{※2} (落下物:0 + 被衝突物:2)	
② PCV 内							
②-1 CRD レール切断作業	②-1-1 CRD レール 切断/落下	CRD レール 切断片	105	7.0×10 ³	3.0×10 ⁻⁵	3 (落下物:1 + 被衝突物:2)	
	②-1-2 ガイドピン 切断/落下	ガイドピン 切断片		3.6×10 ²		3 (落下物:1 + 被衝突物:2)	
	②-1-3 CRD レール上 グレーチング 切断/落下	CRD レール上 グレーチング 切断片		9.0×10 ³		2 (落下物:1 + 被衝突物:1)	
②-2	CRD レール 吊り治具 切断/落下	CRD レール 吊り治具 切断片	PCV 床面	416	6.6×10 ³	9.0×10 ⁻⁵	2 (落下物:1 + 被衝突物:1)
②-3	電線管 切断/落下	電線管 切断片	PCV 床面	463	2.1×10 ³	1.0×10 ⁻⁴	2 (落下物:1 + 被衝突物:1)

※1：切断片落下に伴う気相移行率は、落下高さ、落下物の密度に依存する。複合固体の密度として保守的にUO₂の密度を用いて算出。

※2：ケーブル及びレールガイドに付着した放射性物質は前段の作業で洗浄されることを想定するため、落下物からの浮遊は想定しない。

3. ダスト放射エネルギーの移行評価式

評価区画を別図(1)-1 に、評価に用いる定数一覧を別表(1)-5 に示す。区画①～④に対して、ダスト放射エネルギーの移行評価式を立て、放出量の評価を行った。



※原子炉格納容器ガス管理設備（以下、PCVガス管理設備）

別図(1)-1 評価区画図

別表(1)-5 評価に用いる定数一覧

定数		通常時	異常時
V_{PCV}	: PCV 体積 (m ³)	4100	
V_{RB}	: R/B 小エリア体積 (m ³)	825	
F_1	: PCV ガス管理設備排気流量 (m ³ /h)	10	0
F_2	: PCV から R/B 小エリアへの漏えい流量 (m ³ /h)	20	30
F_3	: R/B 小エリアから環境への漏えい流量 (m ³ /h)	30	40
$\lambda_{PCV,d}$: PCV 内の沈降による除去速度 (1/h)	2.01×10^{-1}	
$\lambda_{RB,d}$: R/B 小エリア内の沈降による除去速度 (1/h)	1.36×10^0	
DF_{leak}	: PCV 漏えい箇所での捕集効果 (-)	10	1
DF_{fil}	: PCV ガス管理設備フィルタ DF (-)	100	

① PCV 内浮遊放射エネルギー AG_{PCV} (Bq) [区画①]

PCV 内浮遊放射エネルギーの評価にあたっては、各作業による PCV 内への浮遊、PCV ガス管理設備による排気、R/B 小エリアへの漏えい及び PCV 内での沈降を考慮する。PCV 内で浮遊するダストの量は、各作業で想定されるダストの全てが一度に浮遊するものとする。

$$\frac{dAG_{PCV}}{dt} = -\left(\lambda_{PCV,d} + \frac{F_1 + F_2}{V_{PCV}}\right) \cdot AG_{PCV}$$

② R/B 小エリア内浮遊放射エネルギー AG_{RB} (Bq) [区画②]

R/B 小エリア内浮遊放射エネルギーの評価にあたっては、PCV 漏えい箇所を通じた PCV 内浮遊放射エネルギーの R/B 小エリアへの漏えい、R/B 小エリア内での沈降及び R/B 小エリアから環境への漏えいを考慮する。なお、R/B 排気設備による排気については見込まないものとする。

$$\frac{dAG_{RB}}{dt} = \frac{F_2}{V_{PCV} \cdot DF_{leak}} \cdot AG_{PCV} - \left(\lambda_{RB,d} + \frac{F_3}{V_{RB}}\right) \cdot AG_{RB}$$

③ PCV ガス管理設備からの放出放射エネルギー R_{PGT} (Bq) [区画③]

$$\frac{dR_{PGT}}{dt} = \frac{F_1}{V_{PCV} \cdot DF_{fil}} \cdot AG_{PCV}$$

④ R/B 小エリアからの漏えいによる放出放射エネルギー R_{RB} (Bq) [区画④]

$$\frac{dR_{RB}}{dt} = \frac{F_3}{V_{RB}} \cdot AG_{RB}$$

以上の方程式を解き、環境への放出放射エネルギー Q_R (Bq) を評価した。

放出放射エネルギー

$$Q_R = R_{PGT} + R_{RB}$$

4. 線量影響評価結果の内訳

各作業及びダスト浮遊要因毎の敷地境界での実効線量（通常時）の内訳を別表(1)-6に示す。また、最も放出量の大きな作業工程である CRD レール切断作業（本文表 1 の②-1）時にバウンダリ施工箇所開放が生じた場合の敷地境界での実効線量（異常時）の内訳を別表(1)-7に示す。

別表(1)-6 通常時の敷地境界での実効線量の内訳

		合計 (mSv)	内訳 (mSv)		
			洗浄または 切断による ダスト浮遊	切断片の 落下による ダスト浮遊	AWJ 影響範囲の 表面剥離による ダスト浮遊
①X-6 ペネ内					
①-1	X-6 ペネ堆積物	1.8×10^{-4}	2.9×10^{-5}	1.5×10^{-4}	—
①-2	ケーブル	5.9×10^{-4}	—	2.8×10^{-5}	5.6×10^{-4}
①-3	レールガイド		—	1.2×10^{-6}	
②PCV 内					
②-1 CRD レール 切断作業	②-1-1 CRD レール	1.0×10^{-3}	3.9×10^{-5}	6.6×10^{-6}	9.3×10^{-4}
	②-1-2 ガイドピン		9.5×10^{-7}	3.3×10^{-7}	
	②-1-3 CRD レール上 グレーチング		3.2×10^{-5}	5.6×10^{-6}	
②-2	CRD レール吊り治具	1.1×10^{-4}	3.5×10^{-6}	1.2×10^{-5}	9.1×10^{-5}
②-3	電線管	3.9×10^{-5}	2.9×10^{-6}	4.4×10^{-6}	3.2×10^{-5}
合計		1.9×10^{-3}	1.1×10^{-4}	2.0×10^{-4}	1.6×10^{-3}

別表(1)-7 異常時の敷地境界での実効線量の内訳 (PCV バウンダリ施工箇所開放)

		合計 (mSv)	内訳 (mSv)		
			洗浄または 切断による ダスト浮遊	切断片の 落下による ダスト浮遊	AWJ 影響範囲の 表面剥離による ダスト浮遊
②-1 CRD レール 切断作業	②-1-1 CRD レール	4.5×10^{-1}	1.7×10^{-2}	2.9×10^{-3}	4.1×10^{-1}
	②-1-2 ガイドピン		4.2×10^{-4}	1.5×10^{-4}	
	②-1-3 CRD レール上 グレーチング		1.4×10^{-2}	2.4×10^{-3}	
合計		4.5×10^{-1}	3.1×10^{-2}	5.5×10^{-3}	4.1×10^{-1}

以上

別冊 28

2号機 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備に係る補足説明

本資料は、2号機使用済燃料プールからの燃料取り出しを目的とした設備に係る実施計画画面談資料のうち、実施計画本文や添付資料の補足として必要な部分、及び評価の根拠を示すための計算書を取り纏めたものである。

I 燃料取り出し用構台 補足説明資料

2号機燃料取扱設備及び燃料取り出し用構台の設置について

燃料取り出し用構台 補足説明資料



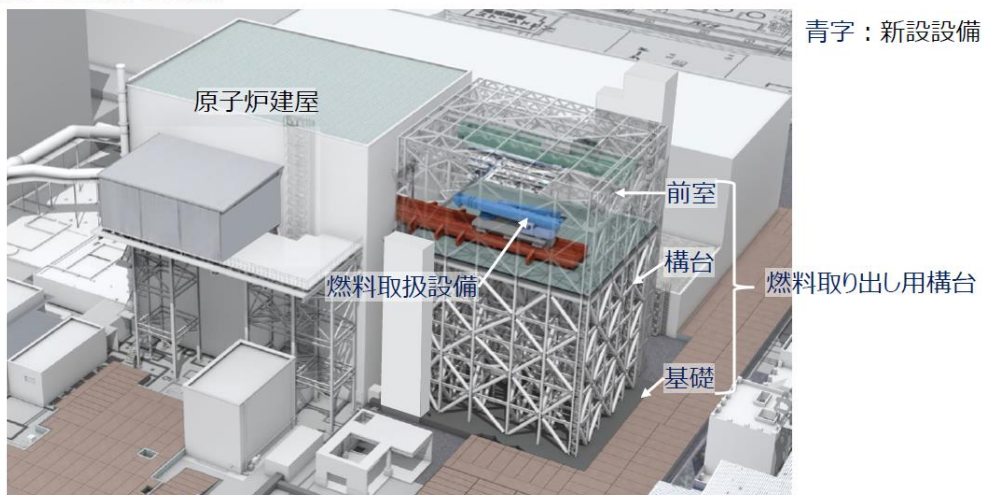
東京電力ホールディングス株式会社

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

概要（燃料取り出し用構台）



- 原子炉建屋上部を全面解体せず，建屋南側に燃料取り出し用構台を設置した上で，南側外壁の小開口から燃料と輸送容器を取り扱う。
- ブーム型クレーン式の燃料取扱設備を採用することで，南側外壁の開口部は小さくなり，原子炉建屋の構造部材のうち柱と梁の解体を回避できる。
- 燃料取扱設備は，燃料取り出し用構台上での組立・保守作業が可能となることから，作業員被ばくを低減できる。



燃料取り出し用構台概念図（鳥瞰図）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.1.1 一般事項（燃料取り出し用構台）



- 2号機燃料取り出し用構台は、原子炉建屋の南側に設置される基礎・構台・前室と、原子炉建屋に延伸して設置されるランウェイガーダ、弾性支承、オイルダンパから構成され、改良地盤上に設置する。また、ランウェイガーダ上を燃料取扱設備が走行する。ここでは、本燃料取り出し用構台の構造強度と耐震性について検討を行う。なお、2021年9月8日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ、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（公衆への被ばく影響）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適切な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し、具体的にはB+クラスに分類される燃料取出設備の間接支持構造物として、B+クラス相当の地震力に対する耐震評価を行う。

*：耐震設計における耐震クラス分類は、「令和3年2月13日の福島県沖の地震を踏まえた東京電力福島第一原子力発電所の耐震設計における地震動とその適用の考え方（2回目）」（原子力規制庁、令和3年9月8日）に基づき、地震により安全機能を失った際の公衆への被ばく影響を行い、BクラスもしくはB+クラスと判断されるが、通常のBクラスよりも高い耐震性が求められるB+クラスの対象設備の要件として挙げられる使用済燃料を移動させるために必要な燃料取出設備の間接支持構造物としてB+クラス相当とする。なお、耐震クラス分類に係わる被ばく評価については、「別冊28 2号機使用済燃料プールからの燃料取り出し設備に係る補足説明」（以下、別冊28と記載）P113～P100（V 2号燃料取扱設備破損時の被ばく評価についての計算書）参照。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.1.1 一般事項（燃料取り出し用構台）



- 燃料取り出し用構台の構造強度は一次設計に対応した許容応力度設計を実施し、耐震性は検討用地震動（最大加速度900gal）の1/2の最大加速度450galの地震動（以下、1/2Ss450と記載）に対する地震応答解析を実施し、燃料取り出し用構台の損傷が原子炉建屋、使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで、波及的影響の確認は、燃料取り出し用構台が崩壊機構に至らないことを確認する。検討用地震動（最大加速度900gal）は「東京電力福島第一原子力発電所の外部事象に対する防護の検討について」（東京電力株式会社、平成26年10月3日、特定原子力施設監視・評価検討会（第27回））にて提示した地震動とする。
- なお、2号機燃料取り出し用構台については、実施計画変更認可申請の審査期間中に、適用地震動見直しが行われたことから、一部の評価については、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果中間報告書」（東京電力株式会社、平成20年3月31日）（以下、バックチェックと記載）にて作成した解放基盤表面で定義される新規制基準によらない従来のSs（最大加速度600gal）（以下、Ss600と記載）に対する地震応答解析結果との比較から耐震性を確認する。
- 上記1/2Ss450を用いた評価については、「IV 2号燃料取り出し関連設備に対する1/2Ss450評価について」に記載するため、本資料（I 燃料取り出し用構台 補足説明資料）への記載は省略し、Ss600（本資料では基準地震動Ssと記載）に対する評価を記載する。

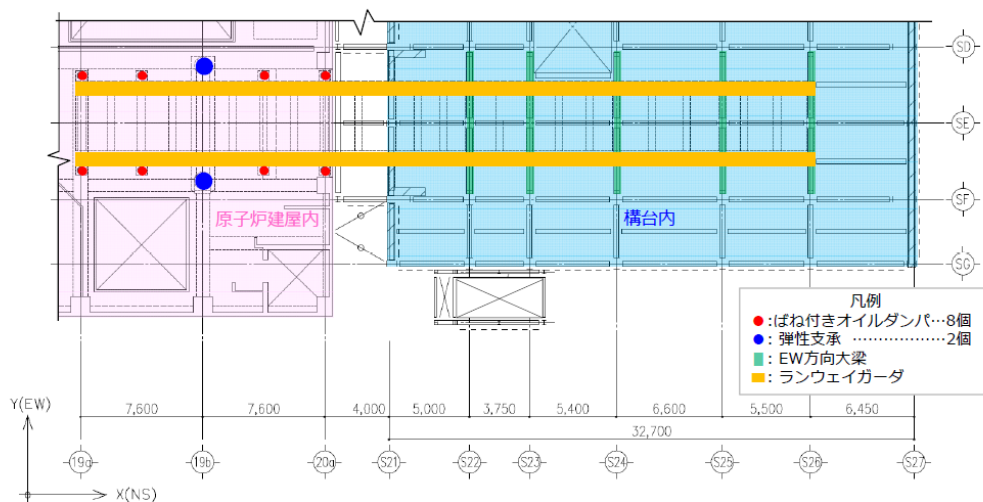
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.1.2 構造概要（燃料取り出し用構台）

- 燃料取り出し用構台は、東西方向27.0m、南北方向32.7m、高さ44.75mの矩形架構で構造種別は鉄骨造である。
- 1. 原子炉建屋と燃料取り出し用構台の間にオイルダンパ（水平棟間）を設置する。
- 2. 構台は5層の柱・梁・ブレース及びオイルダンパ（鉛直）から成る架構とし、オイルダンパ（鉛直）はブレース状に配置する。
- 3. 前室は、柱・梁・ブレース及び屋根トラスから成る架構とする。
- 4. ランウェイガーダは、原子炉建屋南側外壁に開口を設け、構台と原子炉建屋に跨がる形で設置する。構台内ではEW方向の大梁に接続し、水平方向、鉛直方向ともに支持する。原子炉建屋内では水平方向の支持は行わないため、構台からの片持形式であり、鉛直方向は弾性支承で支持する。なお、弾性支承と原子炉建屋床面の固定は行わない。また、ランウェイガーダと原子炉建屋床面との間にばね付きオイルダンパを設置する。ばね付きオイルダンパの下面にはすべり材を取付け、原子炉建屋床面上に設置したすべり板との間で接触させ、水平方向に滑動可能な構造とする。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.1.2 構造概要（燃料取り出し用構台）

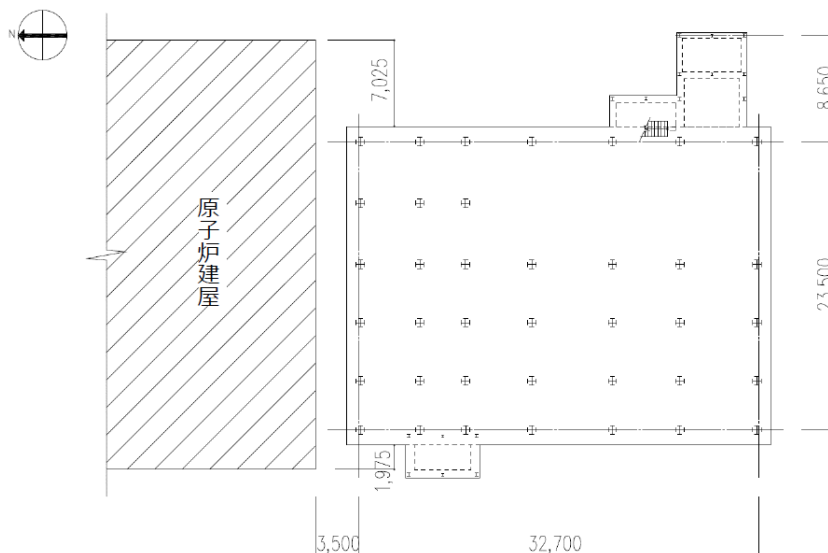


©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

- オイルダンパ（水平棟間）
 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，構台上部の変形を抑制するためにオイルダンパを棟間に計4台設置する。
- オイルダンパ（鉛直）
 地震時のランウェイガーダの水平方向加速度応答スペクトルの低減を目的として，構台にオイルダンパをブレース状に計98台配置し構台の減衰の付与を図る。
- ばね付きオイルダンパ
 ランウェイガーダ～オペフロ床間にはばね付きオイルダンパを計8台設置し，ランウェイガーダの鉛直方向加速度応答スペクトルの低減を図る。原子炉建屋床面との固定を行わないことにより，鉛直方向（原子炉建屋に対して下向き挙動時）のみ減衰力が作用し，水平方向には減衰力は作用しない。
- 弾性支承
 ランウェイガーダ及び燃料取扱設備の重量を原子炉建屋内で支持する支点とするため，計2台設置する。免震で用いる弾性支承を用い，原子炉建屋床面との固定を行わないことにより，鉛直方向力（圧縮）を支持し，水平方向力を負担しない機構としている。また，軸剛性が剛でなく積層ゴムの剛性であることにより，燃料取扱設備の地震時鉛直方向の加速度応答低減の役割も有する。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.1.2 構造概要（燃料取り出し用構台）

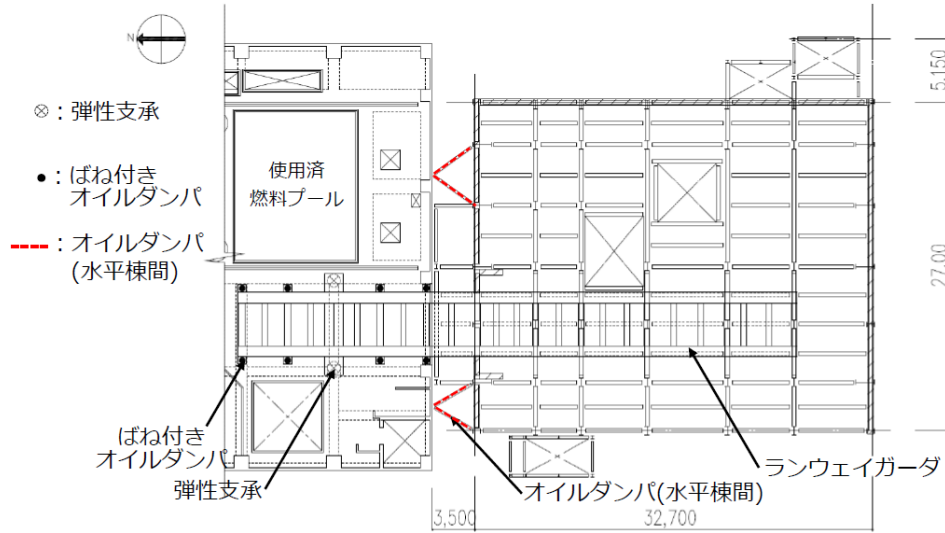


(a) 1F伏図 (G.L.2,060)

図 4.1.2-1 燃料取り出し用構台の概要（単位：mm）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

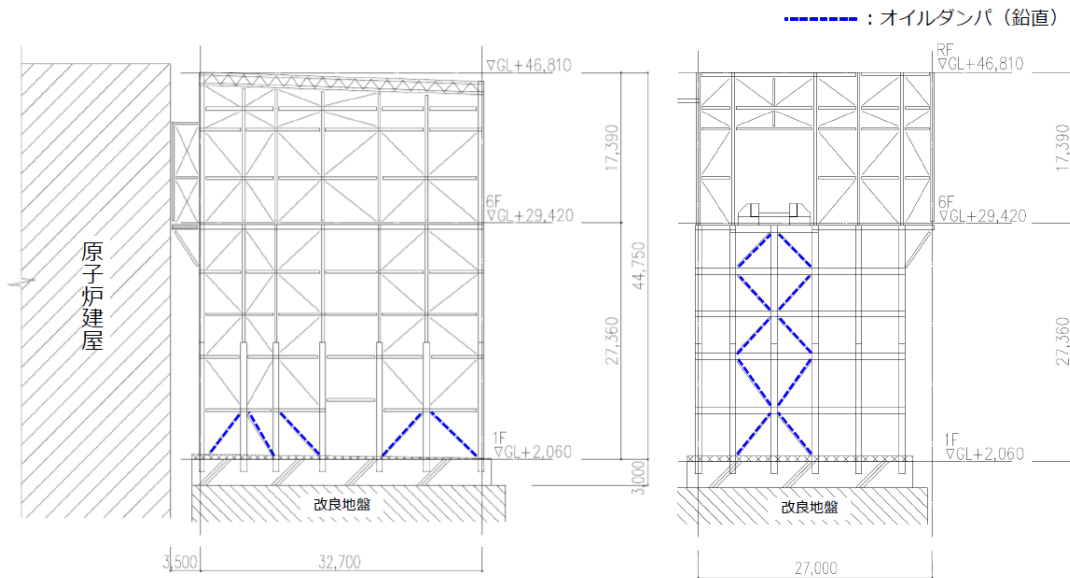
4.1.2 構造概要（燃料取り出し用構台）



(b) 6F伏図 (G.L.29,420)
 図 4.1.2-2 燃料取り出し用構台の概要 (単位: mm)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.1.2 構造概要（燃料取り出し用構台）

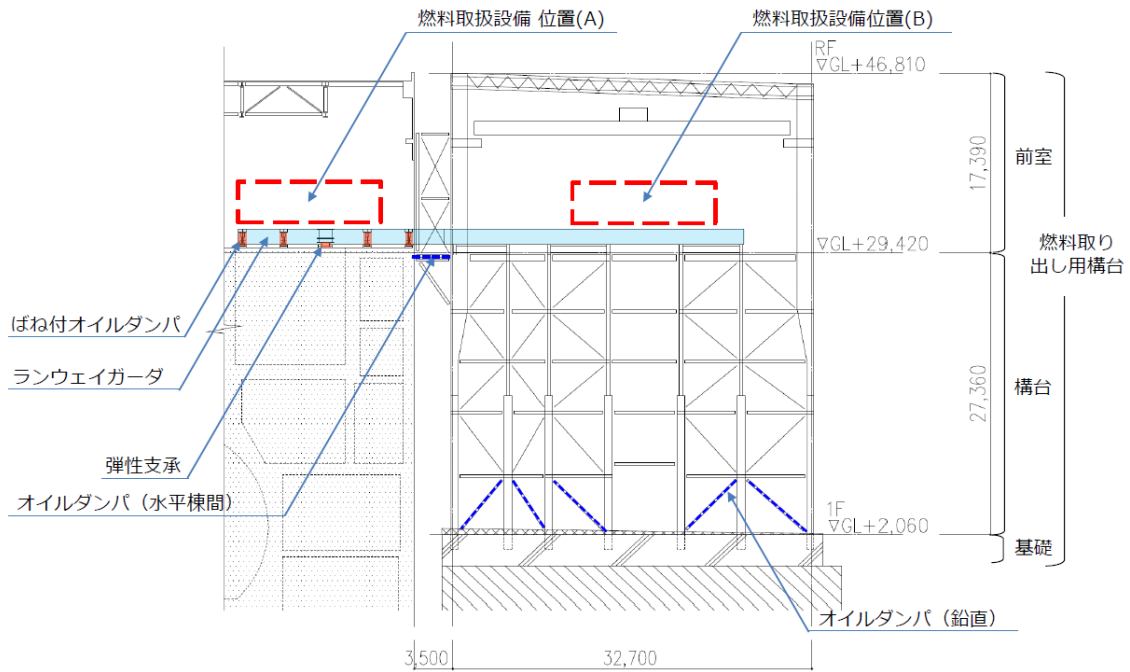


(a) 構台最西側軸組図 (b) 構台最北側軸組図
 図 4.1.2-3 燃料取り出し用構台の概要 (単位: mm)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

オイルダンパ, 弾性支承の配置

TEPCO

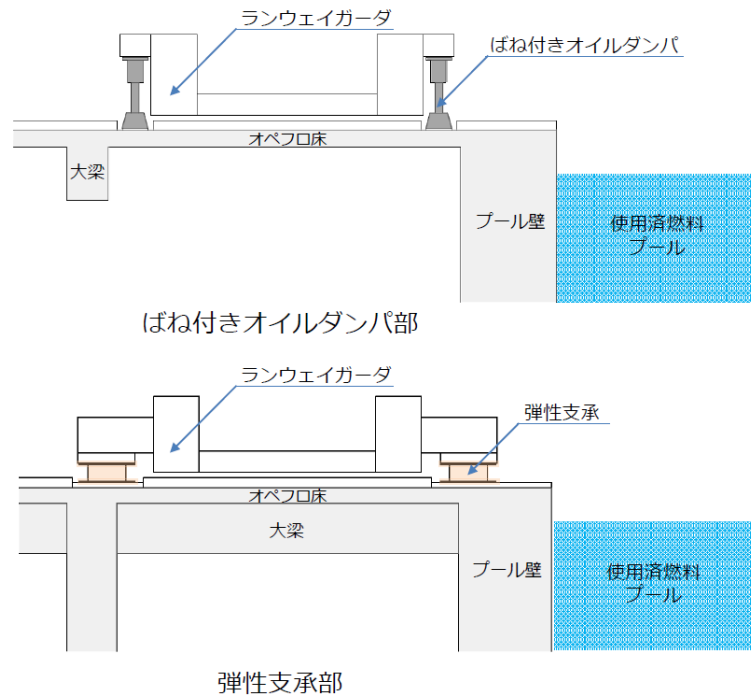


ランウェイガード部断面図

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

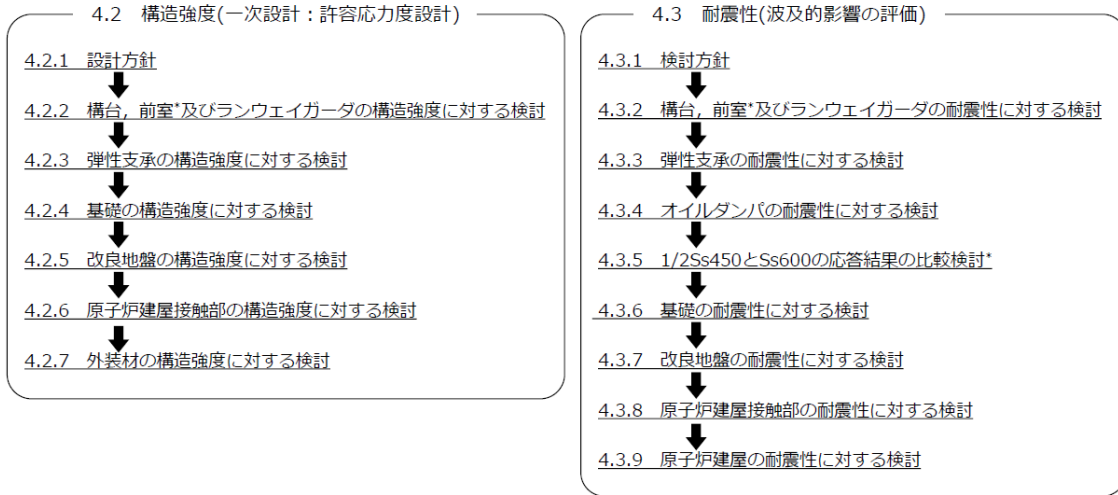
オイルダンパ, 弾性支承の配置

TEPCO



©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.1.3 検討フロー



* : 「IV 2号燃料取り出し関連設備に対する1/2Ss450評価について」に記載する

図 4.1.3-1 燃料取り出し用構台の検討フロー

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.1 設計方針（構造強度）

構造強度の検討は、構台及びランウェイガーダ、弾性支承、基礎及び改良地盤について許容応力度設計を実施する。

表 4.2.1-1(1) 燃料取り出し用構台の物性値及び許容応力度

材料定数				
部位	材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m ³)
架 構	鉄骨	2.05×10 ⁵	0.3	77.0
床・基礎スラブ	コンクリート	2.27×10 ⁴	0.2	23.0

コンクリートの許容応力度 (単位: N/mm ²)						
設計基準強度	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
24	8.0	-	0.73	16.0	-	1.095

[引用文献]

- 鋼構造設計規準 - 許容応力度設計法 - (日本建築学会2005年 9月)
- 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)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.1 設計方針

表 4.2.1-1(2) 燃料取り出し用構台の物性値及び許容応力度

鉄筋の許容応力度		(単位: N/mm ²)			
記号	鉄筋径	長期		短期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD295	—	195	195	295	295
SD345	D29未満	215	195	345	345
	D29以上	195			

構造用鋼材の許容応力度		(単位: N/mm ²)	
板厚	材料	基準強度F	許容応力度
T ≤ 40mm	SGLCC	205	JIS G 3321に従い、左記Fの値(降伏点又は耐力)より求める
	SS400	235*	「建設省告示第2464号」に従い、左記Fの値より求める * : 終局強度は基準強度F値の1.1倍とする
	SM490A, STK490	325*	
	SN490B, SN490C	325*	
T > 40mm	SN490B	295*	* : 終局強度は基準強度F値の1.1倍とする
	TMCP325	325	

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.1 設計方針

表 4.2.1-2 弾性支承の物性値

弾性支承の物性値					
種別	ゴム			鋼材	
	ゴム径 (mm)	鉛直剛性 (×10 ³ kN/m)	水平剛性 (×10 ³ kN/m)	フランジプレート	内部鋼板
積層ゴム	750	2140	0*	SS400	SS400

* : ローラー支承と仮定。

プリチストン「建築免震用積層ゴム製品仕様一覧 2019 VoL.1」による。

表 4.2.1-3 改良地盤・支持地盤の許容応力度

改良地盤の許容応力度		(単位: kN/m ²)					
設計基準強度 = 3000* ¹		長期			短期		
		圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
改良地盤		1000	—	200	2000	—	400
断面欠損を考慮* ²		980	—	150	1960	—	300

* 1 : 設計圧縮強度 = 5000kN/m²

* 2 : 「JEC4616-2009」に準拠し、断面欠損を鉛直方向に2%、せん断方向に25%考慮した。

支持地盤の許容支持力度		(単位: kN/m ²)	
種別	長期* ³	短期* ³	
泥岩 (岩盤)	1960	3920	

* 3 : 「福島第一原子力発電所第4号機工事計画認可申請書」による。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.1 設計方針

■ 荷重

- 鉛直荷重 (VL)
燃料取り出し用構台に作用する鉛直方向の荷重で、固定荷重、機器荷重、配管荷重及び積載荷重とする。
- 燃料取扱設備荷重 (CL)
構内用輸送容器揚重時を想定し、構内用輸送容器を含んだ重量とする。

表 4.2.1-4 燃料取扱設備荷重

位置	合計重量(t)
原子炉建屋内(A)	310
前室内(B)	310

4.2.1 設計方針

- 積雪荷重 (SL)
積雪荷重は建築基準法施行令第86条及び福島県建築基準法施行規則細則に準拠し以下の条件とする。
なお、国土交通省告示594号による多雪区域以外の区域における積雪後の降雨を見込んだ割増係数を乗じた積雪荷重を考慮する。

積雪量：30cm，単位荷重：20N/m²/cm

- 風圧力 (WL)
風圧力は建築基準法施行令第87条および建設省告示第1454号に基づき、基準風速を30m/s、地表面粗度区分Ⅱとして算定する。

表 4.2.1-5 速度圧の算定結果

建物高さ* H(m)	平均風速の鉛直分布係数 Er	ガスト影響係数 Gf	建物高さと粗度区分による係数 E	基準風速 Vo(m/s)	速度圧 q(N/m ²)
46.81	1.26	2.00	3.16	30	1707

*：建物高さは、安全側に水上鉄骨天端とする。

4.2.1 設計方針

- 地震荷重 (K)

燃料取り出し用構台に作用させる地震荷重は、G.L.+2.06m（構台基礎上端レベル）を基準面とした構台の水平地震力の算定結果より設定する。

$$Q_i = n \cdot C_i \cdot W_i$$

$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_o$$

ここで、

Q_i : 層せん断力 (kN)

n : 施設の重要度に応じた係数

建築基準法で定める地震力の1.5倍を考慮する。

C_i : 地震層せん断力係数 W_i : 当該部分が支える重量 (kN)

Z : 地震地域係数 ($Z=1.0$) R_t : 振動特性係数 ($R_t=0.8$)

A_i : 地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で、燃料取り出し用構台の固有値を用いたモーダル解析法（二乗和平方根法）により求める。

C_o : 標準せん断力係数 ($C_o=0.2$)

i 層の水平震度 k_i は、下式によって算定する。

$$P_i = Q_i - Q_{i-1}$$

$$k_i = P_i / w_i$$

ここで、

P_i : 当該階とその直下階の水平地震力の差 (kN)

w_i : 各階重量 (kN)

4.2.1 設計方針

表 4.2.1-6 燃料取り出し用構台の水平震度の算定結果

標高 G.L.(m)	各階重量 w_i (kN)	NS方向		EW方向	
		水平地震力 P_i (kN)	水平震度 k_i	水平地震力 P_i (kN)	水平震度 k_i
46.81	3523.2	1068	0.304	1147	0.326
46.81~40.42	2275.1	655	0.288	719	0.317
40.42~34.82	1316.1	354	0.269	376	0.286
34.82~29.42	22168.4	5631	0.254	6033	0.273
29.42~24.30	2805.8	638	0.228	609	0.217
24.30~19.38	2426.8	487	0.201	394	0.163
19.38~14.46	2957.4	524	0.178	339	0.115
14.46~8.26	3530.4	484	0.138	224	0.064
8.26~2.06	—	—	—	—	—

- 燃料取り出し用構台設置時に必要な足場（歩廊）を設置後に転用し、耐震安全上重要であるオイルダンパの点検を行うための歩廊として活用
- 必要に応じ歩廊の追加設置を行う予定
- 歩廊は2次部材であるため剛性は考慮せず、重量のみ解析モデルに反映

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

今後の申請のうち構台の評価に取り込む条件について

- 燃料取り出し用構台設置に係る実施計画変更認可申請以降の申請内容（燃料取扱設備設置、南側開口設置）および遮蔽体重量について、以下の通り解析条件に取り込んでいる
- 後段の申請にあたり、取り込んだ条件に変更が生じた場合、速やかに燃料取り出し用構台への影響を確認のうえ、影響が生じる場合は燃料取り出し用構台の変更認可申請を実施する

【燃料取扱設備】

構内用輸送容器揚重時を想定し、構内用輸送容器を含んだ下記重量を、燃料取扱設備の動作姿勢（R/B内：キャスクピットへのキャスク揚重、構台内：機器ハッチへのキャスク揚重）を考慮したうえで構台の解析モデル（ランウェイガーダ上）に分配

機器名	重量 (t)
キャスク	50
クレーン	54
燃料取扱機	23
ジブクレーン	13
走行台車	170
全体	310

※現設計における概算重量は設計裕度に収まる

【南側開口】

6.75m（幅）× 8.3m（高さ）を考慮し、原子炉建屋のEW方向解析モデルのせん断断面積および断面二次モーメント、UD方向の軸断面積および軸ばね剛性を低減

【遮蔽体】

原子炉建屋オペフロ上および燃料取り出し用構台前室に設置する遮蔽体の重量を、下記の通り想定したうえで、それを上回る重量を原子炉建屋および構台の解析モデルに配置

名称	重量 (t)
オペフロ遮蔽体 (R/B)	1560
前室遮蔽体 (構台)	230

※現設計における概算重量は設計裕度に収まる

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.1 設計方針

■ 荷重組合せ

表 4.2.1-7 荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL	長期
積雪時	S	VL+SL	短期
暴風時	W	VL+WL	
地震時	E1	VL+K(+NS)	
	E2	VL+K(-NS)	
	E3	VL+K(+EW)	
	E4	VL+K(-EW)	

注：各荷重ケースにおいて、燃料取扱設備の位置は原子炉建屋内位置(A)と前室内位置(B)の2ケース考慮する。

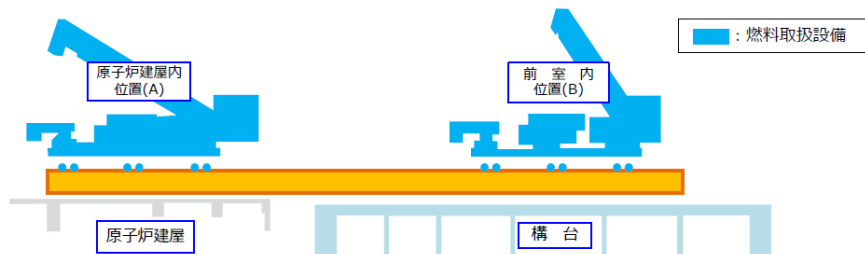


図 4.2.1-1 燃料取扱設備の位置

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.1 設計方針

■ 層せん断力

地震時と暴風時の燃料取り出し用構台の層せん断力について、風荷重の受圧面積が大きいEW方向で比較した結果を図4.2.1-2に示す。図4.2.1-2より、地震時の層せん断力は暴風時の層せん断力を包絡しており、支配的な荷重である。

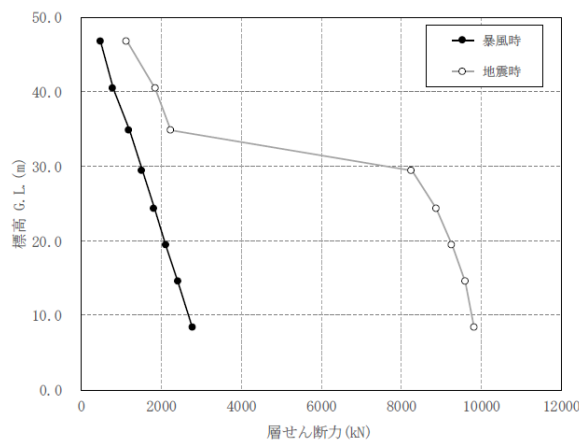


図4.2.1-2 地震時と暴風時の層せん断力の比較 (EW方向)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.2 構台、前室及びランウェイガードの構造強度に対する検討 **TEPCO**

■ 解析モデル

架構の解析モデルは、構台及び前室とランウェイガードを構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構モデルとする。構造強度に対する検討は静的検討であるため、動的荷重（応答速度）に対し減衰力を発揮するオイルダンパはモデル化しない。

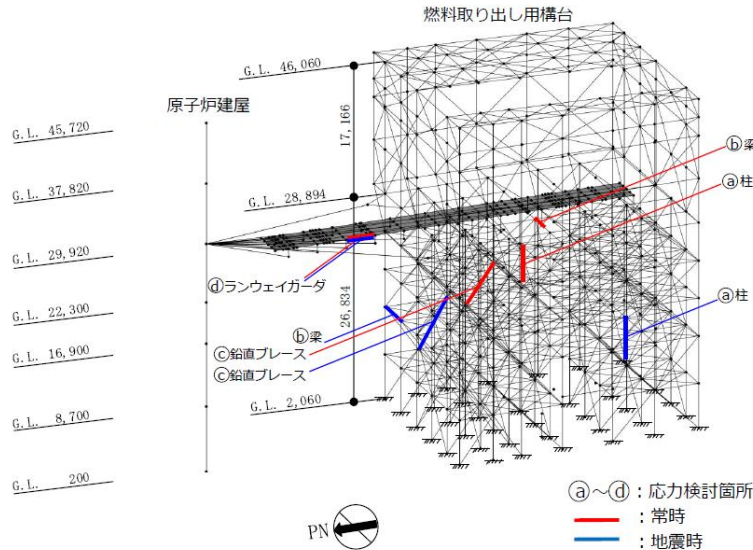


図 4.2.2-1 解析モデル

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.2 構台、前室及びランウェイガードの構造強度に対する検討 **TEPCO**

■ 柱及び梁部材の検討

部材の応力度比は、「鋼構造設計規準（2005年9月）」に従い、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る。

$$\cdot \text{軸圧縮の場合} \quad \sqrt{\left(\frac{\sigma_c}{f_c} + \frac{\sigma_{by}}{f_{by}} + \frac{\sigma_{bz}}{f_{bz}}\right)^2 + \left(\frac{\tau}{f_s}\right)^2} \leq 1 \quad \cdot \text{軸引張の場合} \quad \sqrt{\left(\frac{\sigma_t}{f_t} + \frac{\sigma_{by}}{f_{by}} + \frac{\sigma_{bz}}{f_{bz}}\right)^2 + \left(\frac{\tau}{f_s}\right)^2} \leq 1$$

ここで、

- σ_c, σ_t : 圧縮応力度 (N/A) 及び引張応力度 (T/A) (N/mm²)
- N : 圧縮力(N), T : 引張力(N), A : 断面積(mm²)
- σ_{by}, σ_{bz} : 強軸まわりの曲げ応力度 (M_y/Z_y) 及び弱軸まわりの曲げ応力度 (M_z/Z_z) (N/mm²)
- M_y, Z_y : 強軸まわりの曲げモーメント(Nm)及び断面係数(mm³)
- M_z, Z_z : 弱軸まわりの曲げモーメント(Nm)及び断面係数(mm³)
- τ : せん断応力度 (Q/A_s) (N/mm²)
- Q : せん断力(N), A_s : せん断断面積(mm²)
- f_c : 許容圧縮応力度(N/mm²)
- f_t : 許容引張応力度(N/mm²)
- f_{by} : 強軸まわりの許容曲げ応力度(N/mm²)
- f_{bz} : 弱軸まわりの許容曲げ応力度(N/mm²)
- f_s : 許容せん断応力度(N/mm²)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.2 構台、前室及びランウェイガードの構造強度に対する検討 **TEPCO**

■ トラス梁の斜材、ブレースの検討

応力度比の検討は、「鋼構造設計規準（2005年9月）」に従い、軸力に対し下式にて検討を行う。

・ 軸圧縮の場合 $\frac{\sigma_c}{f_c} \leq 1$

・ 軸引張の場合 $\frac{\sigma_t}{f_t} \leq 1$

ここで、 σ_c, σ_t : 圧縮応力度 (N/A) 及び引張応力度 (T/A) (N/mm²)
 N: 圧縮力(N), T: 引張力(N), A: 断面積(mm²)
 f_c : 許容圧縮応力度(N/mm²)
 f_t : 許容引張応力度(N/mm²)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.2 構台、前室及びランウェイガードの構造強度に対する検討 **TEPCO**

表 4.2.2-1 断面検討結果 (常時)

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	
鉄骨 部材	㉑	柱	C (B)	σ_c	48.7	f_c	144	0.48	O.K.	
				σ_{by}	20.5	f_{by}	161			
				σ_{bz}	2.1	f_{bz}	216			
				T	3.8	f_s	125			
	㉒	梁	C (B)	σ_c	0.0	f_c	200	0.44	O.K.	
				σ_{by}	59.0	f_{by}	207			
				σ_{bz}	0.0	f_{bz}	216			
				T	41.4	f_s	125			
	㉓	鉛直 ブレース	Φ-355.6×9.5 <STK490>	C (B)	σ_c	21.4	f_c	142	0.16	O.K.
	㉔	ランウェイ イガード	□-1500×900× (80+40)×80 <SN490B>	C (B)	σ_c	0.0	f_c	196	0.25	O.K.
					σ_b	45.7	f_b	196		
					T	9.2	f_s	113		

*1: ㉑~㉔の符号は図 4.2.2-1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)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.2 構台、前室及びランウェイガーダの構造強度に対する検討 **TEPCO**

表 4.2.2-2 断面検討結果（地震時）

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
鉄骨 部材	㉑	柱	E1 (A)	σ_c	42.5	f_c	285	0.67	O.K.
				σ_{by}	11.2	f_{by}	312		
				σ_{bz}	154.4	f_{bz}	324		
				T	7.3	f_s	187		
	㉒	梁	E3 (A)	σ_c	1.0	f_c	241	0.57	O.K.
				σ_{by}	134.0	f_{by}	261		
				σ_{bz}	2.1	f_{bz}	324		
				T	38.1	f_s	187		
	㉓	鉛直 ブレース	E2 (B)	σ_t	83.8	f_t	231	0.37	O.K.
	㉔	ランウェイ イガーダ	E3 (B)	σ_c	14.3	f_c	294	0.22	O.K.
				σ_b	45.7	f_b	294		
				T	9.2	f_s	169		

*1: ㉑~㉔の符号は図 4.2.2-1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)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.3 弾性支承の構造強度に対する検討 **TEPCO**

弾性支承に作用する圧縮力による面圧が、弾性支承の圧縮限界強度以下となることを確認する。圧縮限界強度はゴム材料の弾性係数に応じて製品が規定する数値である。

表 4.2.3-1 弾性支承の構造強度に対する検討結果

設置位置	最大面圧発生ケース (位置)*	圧縮限界強度 σ_v (N/mm ²)	最大圧縮面圧 σ_D (N/mm ²)	σ_D/σ_v	判定
西側	E2(A)	43.00	6.37	0.15	O.K.
東側	E2(A)	43.00	6.36	0.15	O.K.

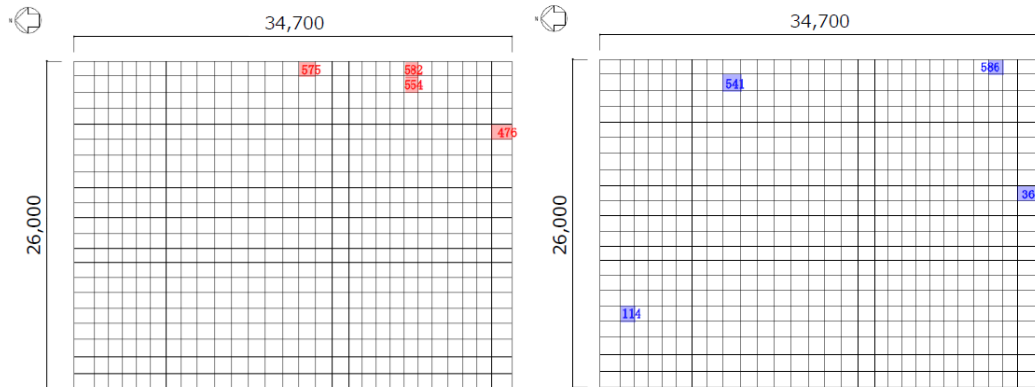
*: ()内は、燃料取扱設備の位置を示す。(表4.2.1-4参照)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.4 基礎の構造強度に対する検討

■ 解析モデル

基礎の応力解析は、弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行い、解析モデルは下図に示すように四辺形の均質等方な板要素により構成し、支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。但し、浮き上がった場合は、ばねの剛性が0となる。



凡例 ■■■ : 断面算定要素(常時:C) (数字は要素番号)

(常時:C)

図 4.2.4-1 解析モデル図 (単位: mm)

凡例 ■■■ : 断面算定要素(地震時:E1~E4) (数字は要素番号)

(地震時:E1~E4)

図 4.2.4-2 解析モデル図 (単位: mm)

4.2.4 基礎の構造強度に対する検討

■ 断面検討

組合せた応力より、各要素の必要鉄筋比を「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(2013年8月)」より求め、設計配筋が必要鉄筋比を上回ること及び面外せん断力が許容せん断力以下であることを確認する。

表 4.2.4-1 断面検討結果 (常時:C)

要素番号	方向	荷重ケース (位置) ^{*1}	設計応力		N/(b・D) ² (×10 ⁻² N/mm ²)	M/(b・D ²) (×10 ⁻² N/mm ²)	Pt (%)	設計配筋 上段: 上端筋 (pt:%) 下段: 下端筋 (pt:%)	設計面外 せん断力 Q(kN/m)	許容せん断力 fs・b・j (kN/m)	判定
			N ² (kN/m)	M (kN・m/m)							
575	NS	C(B)	-0.5	408.2	0.000	0.045	0.026	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	75.5	1775	O.K.
476	EW	C(B)	-0.8	798.1	0.000	0.089	0.051	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	101.1	1775	O.K.
582	NS	C(B)	1.6	75.3	0.001	0.008	0.005	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	466.3	1775	O.K.
554	EW	C(B)	-0.7	22.0	0.000	0.002	0.001	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	488.7	1775	O.K.

表 4.2.4-2 断面検討結果 (地震時:E1~E4)

要素番号	方向	荷重ケース (位置) ^{*1}	設計応力		N/(b・D) ² (×10 ⁻² N/mm ²)	M/(b・D ²) (×10 ⁻² N/mm ²)	Pt (%)	設計配筋 上段: 上端筋 (pt:%) 下段: 下端筋 (pt:%)	設計面外 せん断力 Q(kN/m)	許容せん断力 fs・b・j (kN/m)	判定
			N ² (kN/m)	M (kN・m/m)							
541	NS	E2(B)	-119.5	969.9	0.040	0.108	0.061	2-D38@200 (0.38) 3-D38@200 (0.57)	50.8	2616	O.K.
114	EW	E4(A)	-104.7	1140.3	0.035	0.127	0.046	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	14.4	2663	O.K.
586	NS	E3(A)	29.4	316.8	0.010	0.035	0.010	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	748.8	2663	O.K.
364	EW	E1(B)	26.5	109.7	0.009	0.012	0.003	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	677.2	2663	O.K.

*1: 燃料取扱設備の位置を示す。 *2: 圧縮を正とする。

4.2.4 基礎の構造強度に対する検討

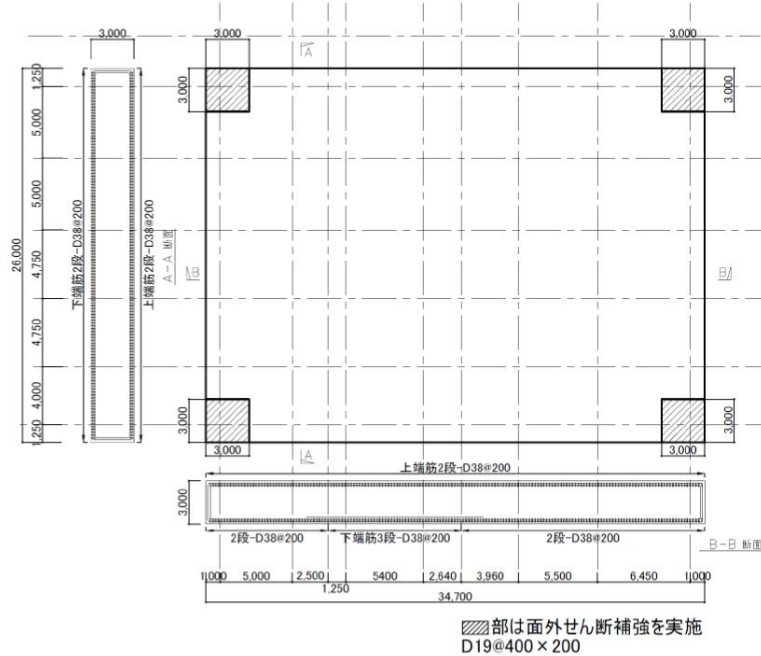


図 4.2.4-3 基礎の配筋図 (単位: mm)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.5 改良地盤の構造強度に対する検討

■ 常時に対する検討

燃料取り出し用構台を支持する改良地盤は、基礎直下の地盤を南北方向に 34.7m、東西方向に 26.0m、改良厚さ 7.16m程度*1とし、G.L.-8.1mの支持地盤*2に支持する。検討は「JEAC4616-2009」に準拠し、常時及び地震時の改良地盤に生じる最大応力が許容応力度以下であることを確認する。

さらに、改良地盤直下の支持地盤の支持力に対して、改良地盤に生じる最大接地圧が許容支持力度以下であることを確認する。

- * 1 : MMR等の既存地下構造物のため、位置により異なる
- * 2 : MMRまたは泥岩相当の地盤

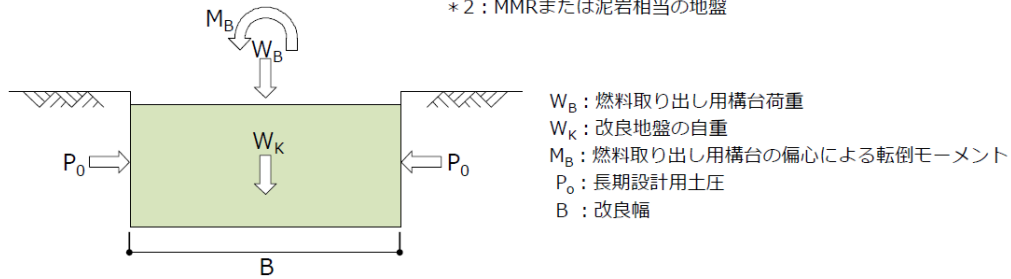


図 4.2.5-1 作用荷重 (常時:C)

- ◆ 改良地盤の検討
最大接地圧 $qr = 279 \text{ kN/m}^2 \leq \text{長期許容圧縮応力度 } \lfloor f_{sc} = 980 \text{ kN/m}^2$
- ◆ 支持力の検討
最大接地圧 $qr = 279 \text{ kN/m}^2 \leq \text{長期許容支持力度 } \lfloor q_a = 1960 \text{ kN/m}^2$
- ◆ 沈下の検討
支持地盤は泥岩 (岩盤) であるため、沈下の検討は不要

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.5 改良地盤の構造強度に対する検討

■ 地震時に対する検討

地震時において、改良地盤底面の最大接地圧及びせん断応力が、改良地盤の短期許容応力度以下であることを確認する。

さらに、改良地盤直下の支持地盤の支持力に対して、改良地盤に生じる最大接地圧が許容支持力度以下であることを確認する

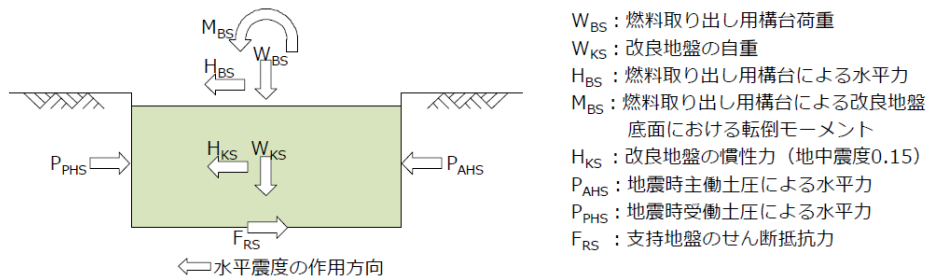


図 4.2.5-2 作用荷重 (地震時:E1~E4)

◆ 改良地盤の検討

$$\text{最大接地圧 } q_{1S} = 440 \text{ kN/m}^2 \leq \text{短期許容応力度 } s_f s_{SC} = 1960 \text{ kN/m}^2$$

$$\text{最大せん断応力 } T_{max} = 50 \text{ kN/m}^2 \leq \text{短期許容応力度 } s_f s_{SS} = 300 \text{ kN/m}^2$$

◆ 支持力の検討

$$\text{最大接地圧 } q_{1S} = 440 \text{ kN/m}^2 \leq \text{短期許容支持力度 } s_q a = 3920 \text{ kN/m}^2$$

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.6 原子炉建屋接触部の構造強度に対する検討

■ 弾性支承反力に対する検討

弾性支承からの反力によって原子炉建屋RC梁に生じるせん断力が、梁の長期許容せん断耐力以下となることを確認する。弾性支承の反力は基本的に、プール壁及び下階柱に直接かかるように配置するが、一部梁端に作用するため、それを考慮する。

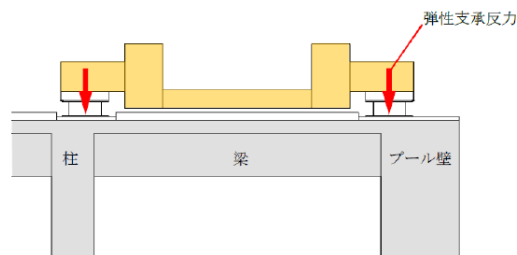


図 4.2.6-1 弾性支承からの反力

表 4.2.6-1 弾性支承反力に対する検討結果

部位	荷重ケース (位置)*	梁端せん断力 Q(kN)	長期許容せん断力 Qa(kN)	耐力比 Q/Qa	判定
弾性支承受梁	C (A)	760	1486	0.52	O.K.

*: ()内は、燃料取扱設備の位置を示す。(表4.2.1-4参照)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.7 外装材の構造強度に対する検討

■ 設置目的

燃料取り出し用構台前室周囲には、燃料取り出し作業環境の整備並びに放射性物質の飛散・拡散防止のため、外装材を設置する。

■ 評価方針

架構の屋根材、壁材には金属製外装材を用いる。断面検討は、屋根材、壁材それぞれに風圧力によって生じる応力度が短期許容応力度以下であることを確認する。

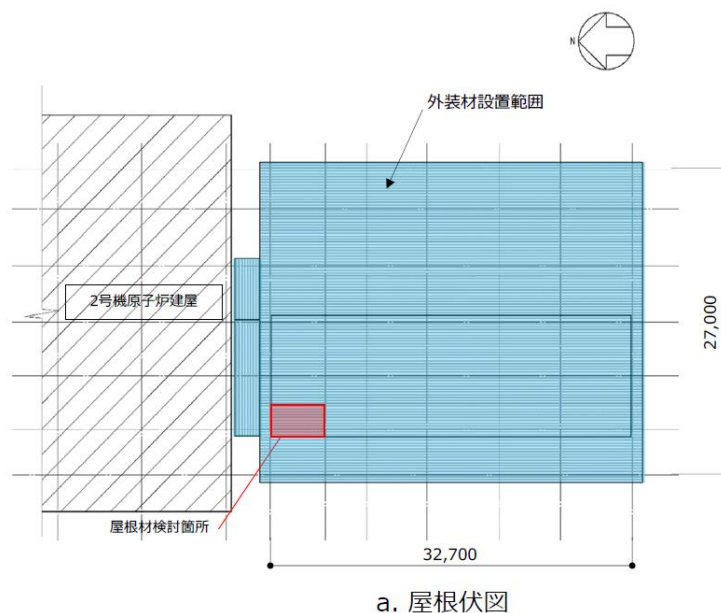
■ 検討箇所

短期事象においては、暴風時の影響が支配的であることから、積雪時及び地震時の検討は省略する。検討箇所を図4.2.7-1に示す。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.7 外装材の構造強度に対する検討

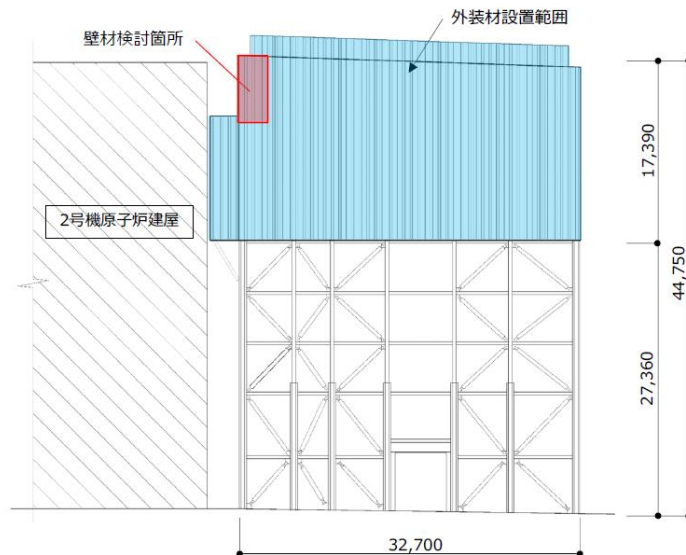
■ 検討箇所



©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.7 外装材の構造強度に対する検討

■ 検討箇所



b. 西側立面

図 4.2.7-1(2) 外装材検討箇所 (単位 : mm)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.7 外装材の構造強度に対する検討

■ 設計用荷重の算定

設計用風圧力は、建築基準法施行令第82条の4及び建設省告示第1458号に基づき、基準風速30m/s、地表面粗度区分Ⅱとして算定する。

表 4.2.7-1 速度圧の算定結果

建物高さ* H (m)	平均風速の高さ方向の 分布を表す係数 E_r	基準風速 V_0 (m/s)	平均速度圧 q (N/m ²)
47	1.258	30	855

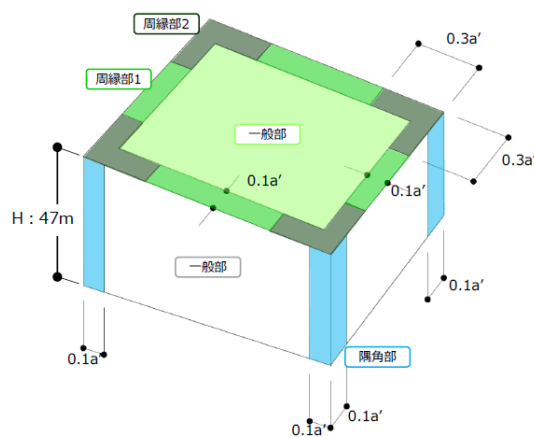
表 4.2.7-2 ピーク風力係数 (屋根)

建物高さ* H (m)	正圧	負圧		
		一般部	周縁部1	周縁部2
47	0.50	-2.50	-3.20	-4.30

表 4.2.7-3 ピーク風力係数 (壁)

建物高さ* H (m)	正圧	負圧	
		一般部	隅角部
47	2.60	-1.88	-2.31

* : 建物高さは、安全側に建築物の高さと軒の高さ(水上側鉄骨天端)との平均値以上とした



a'は平面の短辺の長さ H の2倍の数値のうちいずれか小さな数値(30を超えるときは、30とする)(単位:m)

図 4.2.7-2 風力係数の算定箇所

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.7 外装材の構造強度に対する検討

■ 外装材の強度検討

- 検討は、応力が厳しくなる部位について行う。ここでは、外装材の自重は考慮しないものとする。外装材の支持間隔は、保守的な評価となるように最長スパンを用いて評価するものとし、屋根材の間隔は、3.3mで連続支持、壁材が0.75mで連続支持されているものと仮定する。
- 屋根材及び壁材の材料諸元を表4.2.7-4、4.2.7-5に示す。また、検討結果を表4.2.7-6に示す。
- 断面検討の結果、全ての外装材に対する応力度比が1以下になることを確認した。

① 屋根材

$$w = 855 \times (-4.30) = -3678 \Rightarrow -3680 (\text{N/m}^2)$$

$$M = w \times L^2 / 8 = (-3680) \times 3.3^2 \times 10^{-3} / 8 = -5.0 (\text{kNm/m})$$

$$\sigma_b = M / Z_x = 5.0 \times 10^6 / (40.6 \times 10^3) = 123.2 \Rightarrow 124 (\text{N/mm}^2)$$

$$\sigma_b / f_b = 124 / 205 = 0.61 \leq 1.0 \quad \text{OK}$$

② 壁材

$$w = 855 \times (2.60) = 2223 \Rightarrow 2230 (\text{N/m}^2)$$

$$M = w \times L^2 / 8 = (2230) \times 0.75^2 \times 10^{-3} / 8 = 0.16 (\text{kNm/m})$$

$$\sigma_b = M / Z_x = 0.16 \times 10^6 / (1.67 \times 10^3) = 95.8 \Rightarrow 96 (\text{N/mm}^2)$$

$$\sigma_b / f_b = 96 / 205 = 0.47 \leq 1.0 \quad \text{OK}$$

ただし w : 風圧力(N/m²)
 M : 単位幅当りの外装材に生ずる最大曲げモーメント(kNm/m)
 L : スパン(m)
 σ_b : 曲げモーメントによる応力度(N/mm²)
 Z_x : 単位幅当りの断面係数(mm³/m)
 f_b : 許容曲げ応力度(N/mm²)

4.2.7 外装材の構造強度に対する検討

■ 外装材の強度検討

表 4.2.7-4 屋根材の材料諸元

板厚	自重	正曲げ方向		負曲げ方向	
		断面2次モーメント	断面係数	断面2次モーメント	断面係数
t (mm)	G (N/m ²)	I _x (cm ⁴ /m)	Z _x (cm ³ /m)	I _x (cm ⁴ /m)	Z _x (cm ³ /m)
0.8	118	360	43.6	347	40.6

表 4.2.7-5 壁材の材料諸元

板厚	自重	正曲げ方向		負曲げ方向	
		断面2次モーメント	断面係数	断面2次モーメント	断面係数
t (mm)	G (N/m ²)	I _x (cm ⁴ /m)	Z _x (cm ³ /m)	I _x (cm ⁴ /m)	Z _x (cm ³ /m)
0.6	59	2.31	1.67	2.31	1.67

表 4.2.7-6 応力度に対する検討結果

部位	材料	作用応力度 (N/mm ²)	許容応力度 (N/mm ²)	応力度比	判定
屋根材	SGLCC* ¹	124	205* ²	0.61	O.K.
壁材	SGLCC* ¹	96	205* ²	0.47	O.K.

*1: 溶融55%アルミニウム-亜鉛合金めっき鋼板
 *2: 「JIS G 3321」の「降伏点又は耐力」とする

4.3.1 検討方針（耐震性）

TEPCO

- 耐震性の検討は、構台及びランウェイガーダ、弾性支承、オイルダンパ、基礎、改良地盤、原子炉建屋接触部及び原子炉建屋の健全性について行い、基準地震動 S_s に対して、これら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。
- 地震応答解析は水平1方向及び鉛直方向を同時に入力する。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台、前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討

TEPCO

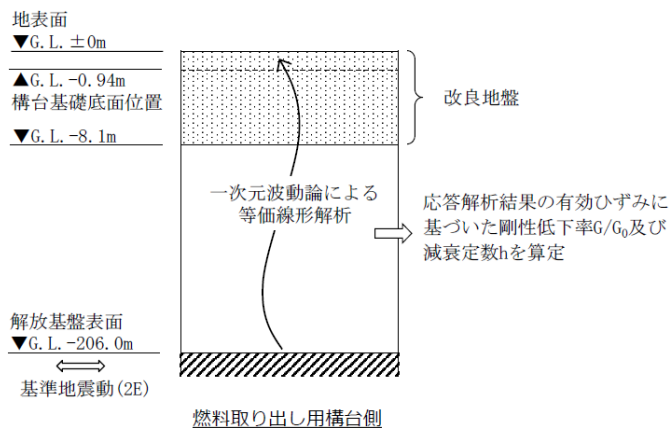
- 解析に用いる入力地震動
入力地震動は、バックチェックにて作成した解放基盤表面で定義される基準地震動 S_s を用いる。

モデルに入力する地震動は一次元波動論に基づき、解放基盤表面で定義される基準地震動 S_s に対する地盤の応答として評価する。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

■ 地震応答解析モデルへの入力地震動策定

水平地震動は、基準地震動 S_s をG.L.-206.0mの解放基盤位置に入力し、初期地盤物性に対して一次元波動論に基づいた等価線形解析を行い、各層で生じる地盤のひずみ依存特性を考慮した等価な剛性低下率 G/G_0 及び減衰定数 h を定め、定めた地盤物性値をもとに、線形解析を行っている。
 なお、鉛直地震動は、等価線形解析を実施せず、水平方向の等価地盤物性から V_p を算定し、線形解析により設定する。



©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台、前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討 **TEPCO**

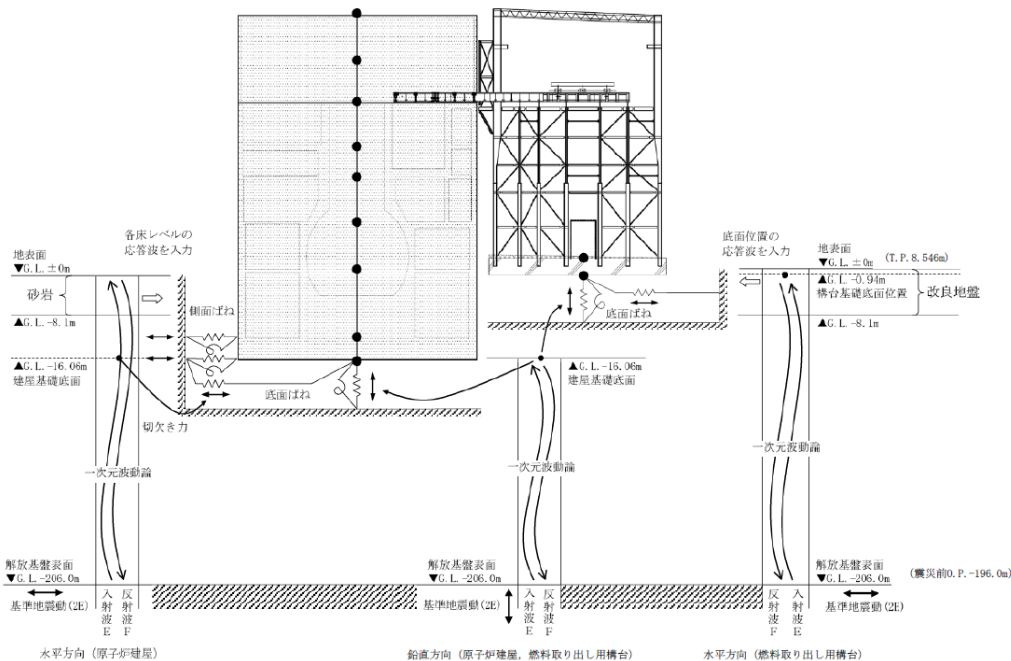


図 4.3.2-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台、前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討 **TEPCO**

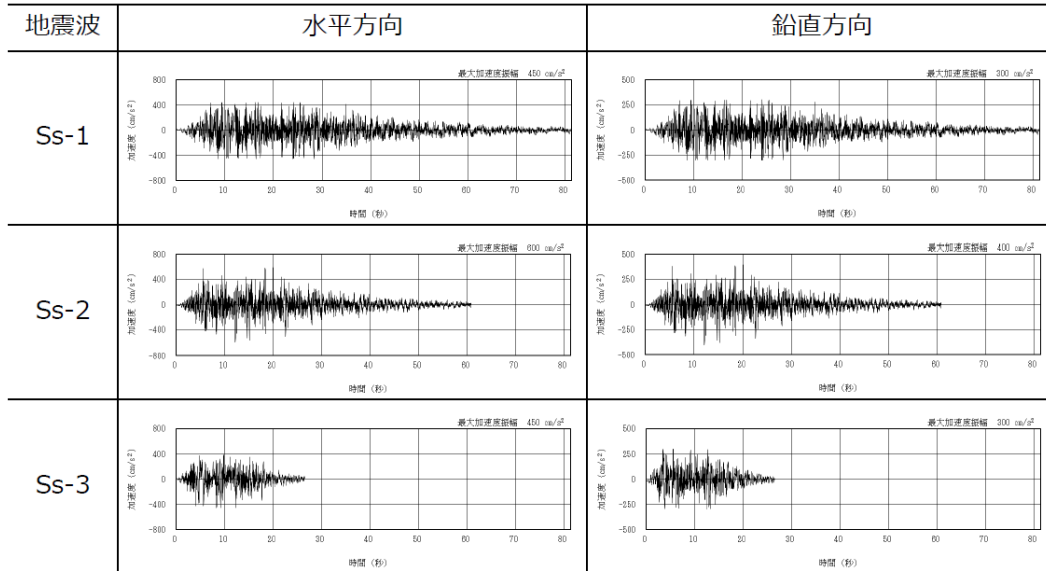


図 4.3.2-2 解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形

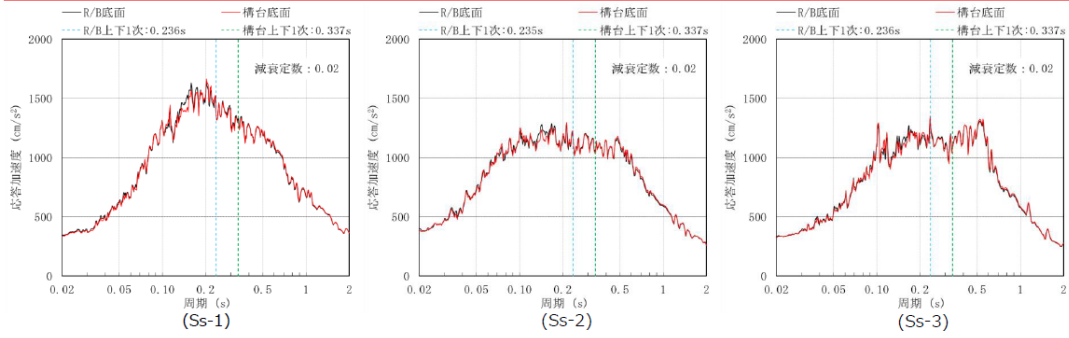
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

解析モデルへの入力方法の考え方と妥当性(上下動) **TEPCO**

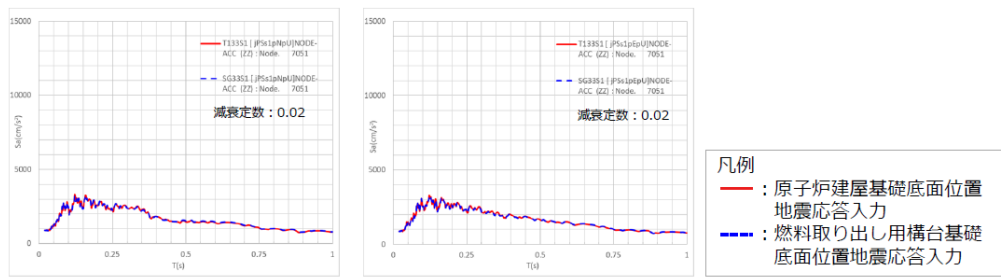
- 使用する解析コードの制約から上下動の入力波は1つに限られるため、燃料取り出し用構台についても原子炉建屋底面位置での上下動を、入力波として使用している。
- 原子炉建屋及び構台の基礎底面位置の上下方向の地盤応答加速度応答スペクトルの比較を次頁に示す。これによると、原子炉建屋及び構台の上下方向の1次固有周期で双方にほとんど差がみられず、その他の周期帯でも、0.1~0.2秒の周期帯を除き、はほとんど差が見られない
- また、原子炉建屋底面及び構台基礎底面位置の上下動を入力波とした場合のランウェイガーダ先端部の加速度応答スペクトルの比較を次頁に示す。これによると、双方に全ての周波数帯でほとんど差がみられない。
- さらに、原子炉建屋、燃料取り出し用構台それぞれの基礎底面位置での変位時刻歴波形と、相対変位時刻歴波形を次々頁に示す。相対変位がほとんど生じないことを確認した。
- 上記から、原子炉建屋基礎底面位置の地盤応答を構台に入力することによる構台の応答結果には影響が無く、妥当だと判断した

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

解析モデルへの入力方法の考え方と妥当性(上下動)



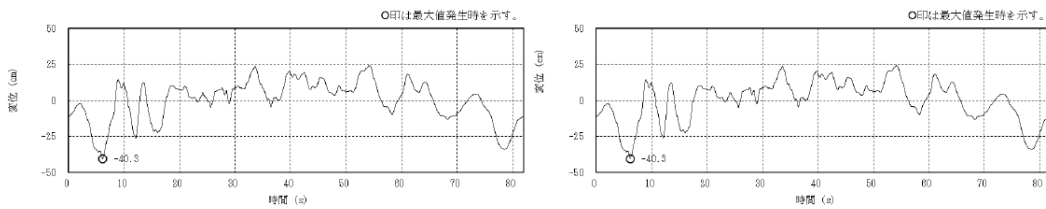
原子炉建屋及び構台の基礎底面位置の加速度応答スペクトル比較



ランウェイガーダ先端部の加速度応答スペクトル比較 (Ss-1)

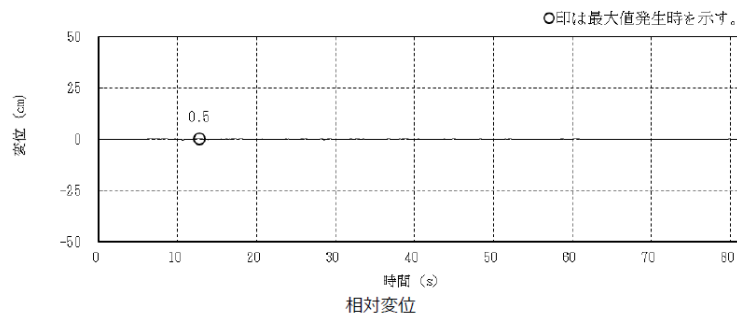
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

解析モデルへの入力方法の考え方と妥当性(上下動)



原子炉建屋 (G.L. -16.06 m)

燃料取り出し用構台 (G.L. -0.94 m)



基礎底面位置 変位時刻歴波形比較

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台、前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討 **TEPCO**

- 地震応答解析モデルは、曲げ、せん断剛性及び軸剛性を考慮した原子炉建屋の質点系モデルの質点に、三次元立体骨組でモデル化した燃料取り出し用構台を接続し、地盤との相互作用を考慮した建屋-地盤連成系モデルとする。
- 原子炉建屋のモデルは「Ⅱ章2.11 添付資料-9 別添-1 第2号機原子炉建屋西側外壁開口設置後の原子炉建屋の耐震安全性」で用いた解析モデルを基本に、南側外壁開口や遮蔽コンクリート等の設置を考慮して、重量や剛性を増減させたモデルとする。なお、原子炉建屋の質点は炉心位置にモデル化する。
- 燃料取り出し用構台の部材接合部の節点は機器荷重・仕上げ材等を考慮した重量とし、原子炉建屋の質点は表 4.3.2-3 に示す重量とする。燃料取り出し用構台の柱、梁は弾性部材の梁要素、鉛直ブレースは弾性部材のトラス要素とする。
- 構台と原子炉建屋南側壁間、構台鉛直面、およびランウェイガーダと原子炉建屋床間に設置するオイルダンパは、減衰要素とばね要素を直列に結合したモデルとする。
- ランウェイガーダと原子炉建屋床間に設置する弾性支承の鉛直方向は軸ばねとし、水平方向はローラーとする。なお、床上のオイルダンパ・弾性支承とも、圧縮専用ばねを原子炉建屋質点との間に設けることにより浮き上りを許容したモデルとする。
- 原子炉建屋の質点系モデルは、軸方向は弾性とし、曲げとせん断に非線形特性を考慮する。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台、前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討 **TEPCO**

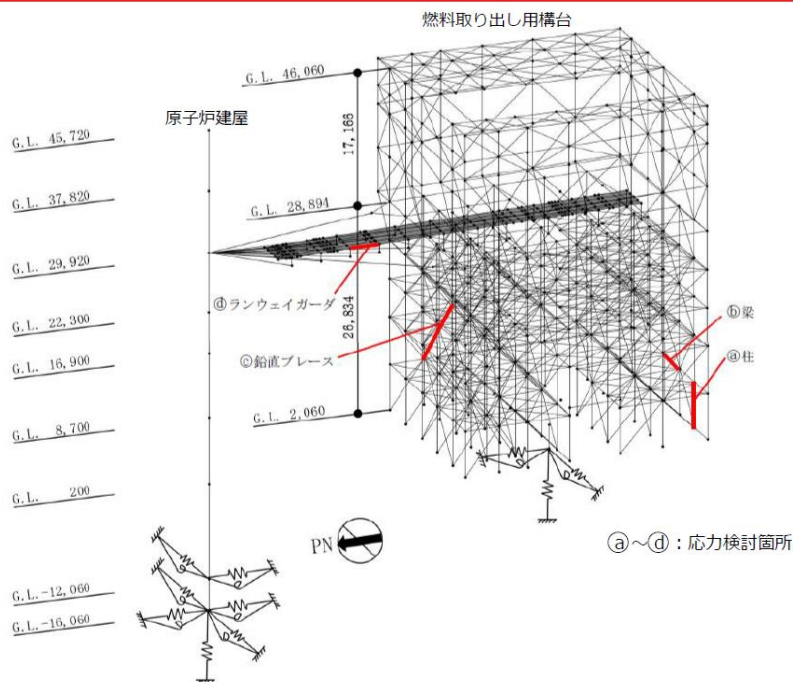
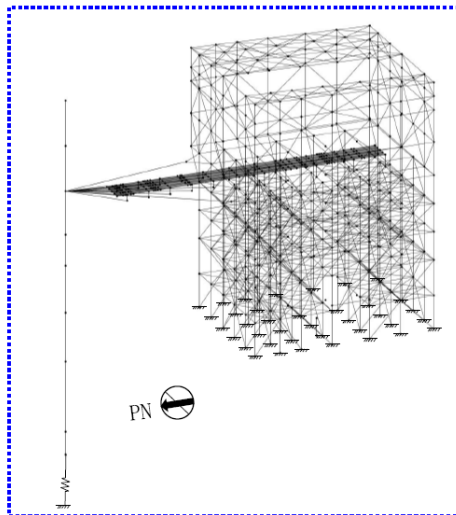


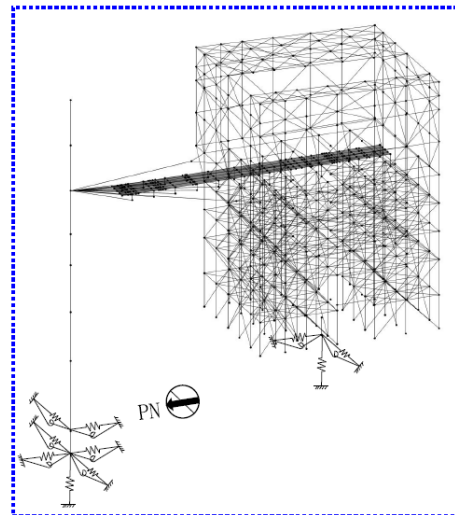
図 4.3.2-3 地震応答解析モデル (単位: mm)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

- 耐震性の検討（動的解析）に使用する解析モデルは、構造強度の検討（静的解析）と比較し、脚部境界条件およびオイルダンパのモデル化の点が異なる



■ 構造強度(1.5Ci 静的解析)
脚部境界条件：鉄骨柱脚部を固定
その他：ダンパ考慮しない



■ 耐震性(Ss-1～Ss-3 動的解析)
脚部境界条件：地盤をSRばねとして考慮
その他：ダンパ考慮

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

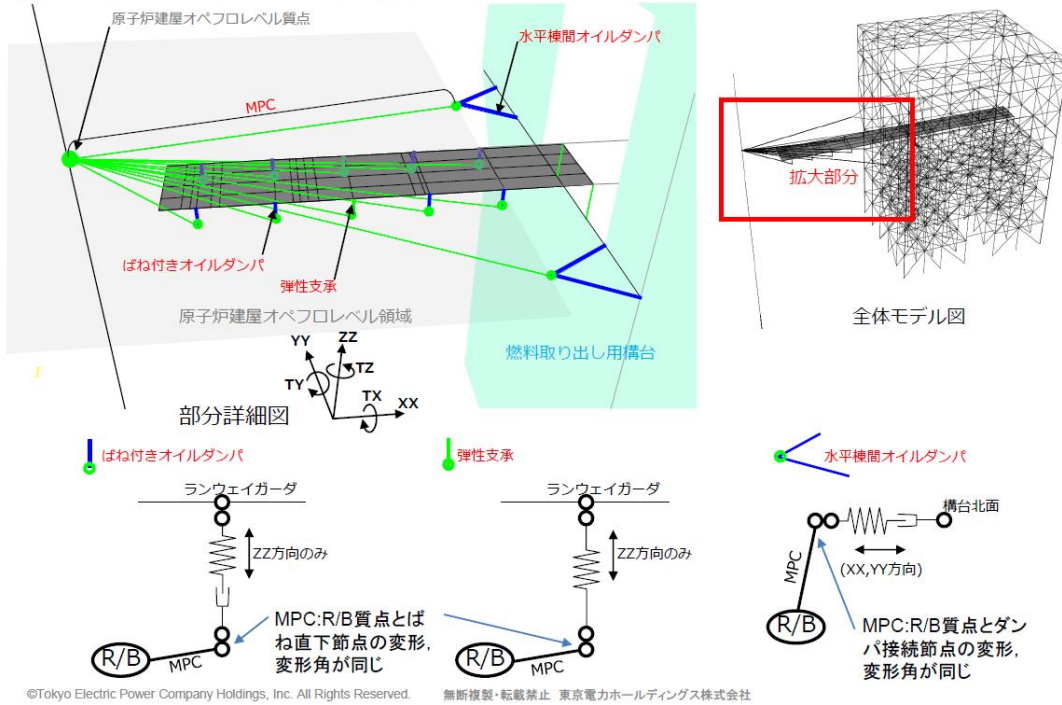
解析モデル詳細（原子炉建屋～構台間の接続条件）

- 次頁に記載の通り、解析モデル上、原子炉建屋～構台間の接続にはMPC*を用いる
- 原子炉建屋オペレーティングフロア床面上に配置する弾性支承およびばね付きオイルダンパは、鉛直方向の軸力のみ作用するモデルとするため、上下方向のみの自由度を有し、原子炉建屋のオペレーティングフロアレベルの質点と、弾性支承およびばね付きオイルダンパ各々のばね直下質点とをMPC要素で拘束する
- 水平棟間オイルダンパは水平面内の軸力のみ作用するモデルとするため、水平面内のみ自由度を有し、原子炉建屋のオペレーティングフロアレベルの質点とMPC要素で拘束する

* : Multi Point Constraint（多点拘束）
節点自由度を他の1つ、または複数の節点自由度により定義するもの。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

■ 原子炉建屋～構台間の接続条件について



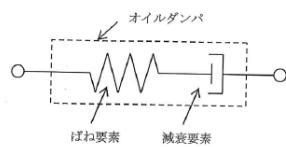
4.3.2 構台、前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討 **TEPCO**

表 4.3.2-1 地震応答解析に用いる物性値

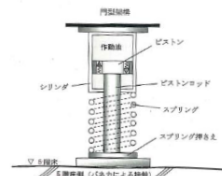
部位	材料	ヤング係数 E(N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ(kN/m ³)	減衰定数 h(%)	備考
燃料取り出し用構台	鉄骨	2.05×10 ⁵	0.3	77.0	2	SS400, SM490A, STK490, SN490B, SN490C, TMCP325

表4.3.2-2 オイルダンパの物性値及び許容値

ダンパ種類	最大減衰力 (kN)	リリース荷重 (kN)	最大速度 (m/s)	第一減衰係数 (kN・s/m)	第二減衰係数 (kN・s/m)	ストローク (mm)
オイルダンパ (水平棟間)	1970	1700	0.70	12000	490	±100
オイルダンパ (鉛直)	2060	1600	0.50	40000	1000	±60
ばね付き オイルダンパ	1500	1200	1.00	5000	395	±100



オイルダンパのモデル化



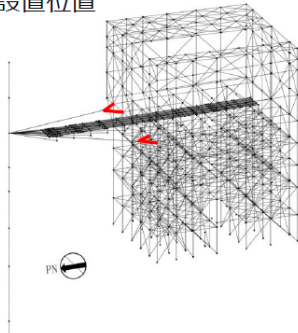
ばね付きオイルダンパ概念図

オイルダンパ（水平棟間）の物性について

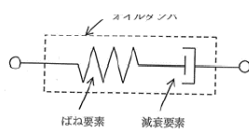
TEPCO

オイルダンパは特注品となるため、仕様(物性値及び許容値)に従ったオイルダンパを製作し、全数製品試験を行い性能を満たしていることを確認する。

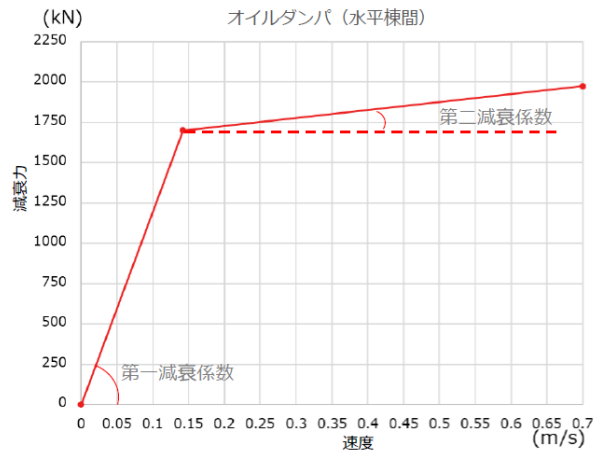
■ 設置位置



■ モデル化



■ 設計特性



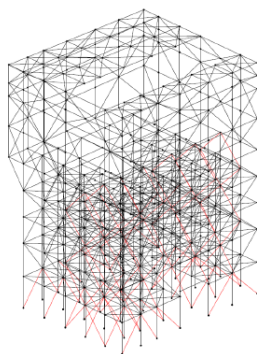
最大減衰力 (kN)	リリース荷重 (kN)	最大速度 (m/s)	第一減衰係数 (kN・s/m)	第二減衰係数 (kN・s/m)	ストローク (mm)
1970	1700	0.70	12000	490	±100

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

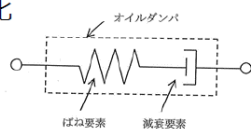
オイルダンパ（鉛直）の物性について

TEPCO

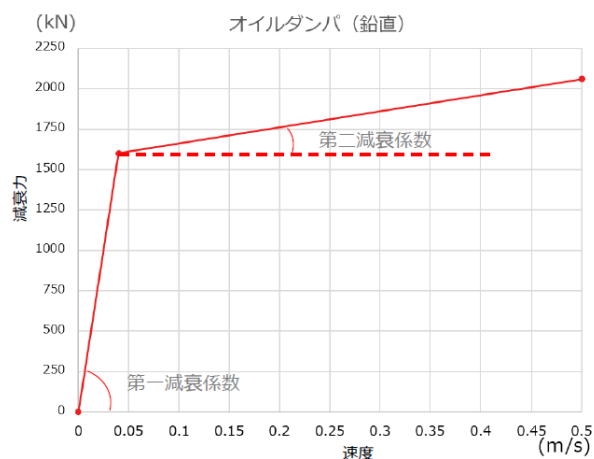
■ 設置位置



■ モデル化



■ 設計特性



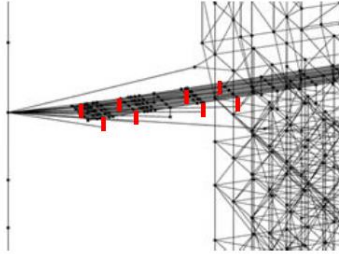
最大減衰力 (kN)	リリース荷重 (kN)	最大速度 (m/s)	第一減衰係数 (kN・s/m)	第二減衰係数 (kN・s/m)	ストローク (mm)
2060	1600	0.50	40000	1000	±60

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

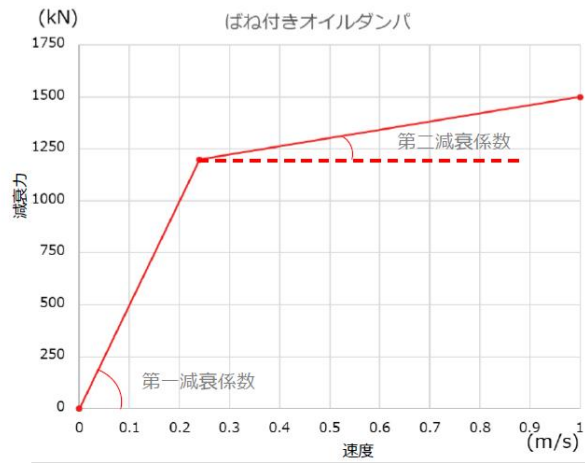
ばね付きオイルダンパの物性について

TEPCO

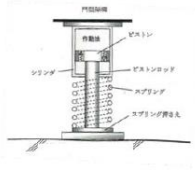
■ 設置位置



■ 設計特性



■ 概念図



■ 物性値及許容値

最大減衰力 (kN)	リリース荷重 (kN)	最大速度 (m/s)	第一減衰係数 (kN・s/m)	第二減衰係数 (kN・s/m)	ストローク (mm)
1500	1200	1.00	5000	395	±100

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台、前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討 TEPCO

表 4.3.2-3(1) 地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元
(a) 水平 (NS) 方向

標高 G.L. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 I_0 ($\times 10^5$ kN・m ²)	せん断断面積 A_s (m ²)	断面二次モーメント I (m ⁴)
45.72	12880	23.28	18.6	10154
37.82	10220	18.53		
29.92	74470	134.76	16.1	10626
22.3	79440	143.78	184.3	22551
16.9	107720	194.96	166.8	24629
8.7	116670	211.14	249.3	44401
0.2	201190	364.11	157.1	40661
-12.06	341290	617.55	456.8	110444
-16.06	125030	226.24	2656.2	480675
合計	1068910			

ヤング係数 E_c 2.57×10^7 (kN/m²)
 せん断弾性係数 G 1.07×10^7 (kN/m²)
 ポアソン比 ν 0.20
 減衰 h 5%

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台、前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討 **TEPCO**

表 4.3.2-3(2) 地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元
(b) 水平 (EW) 方向

標高 G. L. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 I _G (×10 ⁵ kN・m ²)	せん断断面積 A _s (m ²)	断面二次モーメント I (m ⁴)
45.72	12880	13.18	13.6	5926
37.82	10220	10.40		
29.92	74470	76.06	12.6	6255
22.3	79440	81.06	108.2	11927
16.9	107720	194.96	117.3	14199
8.7	116670	211.14	185.7	33796
0.2	201190	544.79	173.1	41960
-12.06	341290	923.98	418.1	132121
-16.06	125030	338.53	2656.2	719166
合計	1068910		ヤング係数 E _c 2.57×10 ⁷ (kN/m ²) せん断弾性係数 G 1.07×10 ⁷ (kN/m ²) ポアソン比 ν 0.20 減衰 h 5%	

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台、前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討 **TEPCO**

表 4.3.2-3(3) 地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元
(c) 鉛直方向

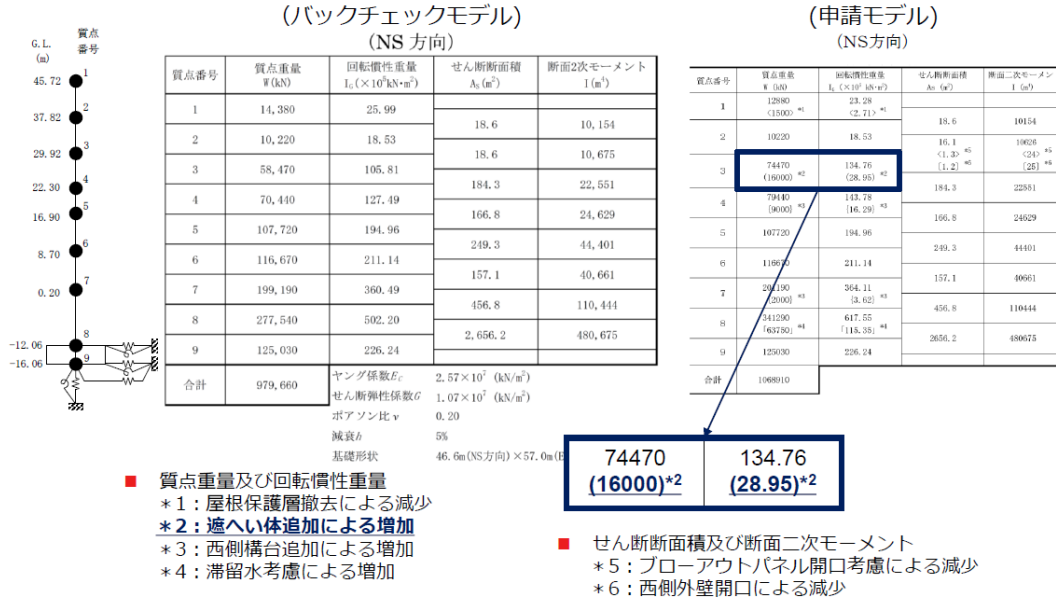
標高 G. L. (m)	質点重量 W (kN)	軸断面積 A _s (m ²)	軸ばね剛性 K _A (×10 ⁸ kN/m)
45.72	12880	43.0	1.40
37.82	10220		
29.92	74470	42.5	1.38
22.3	79440	291.9	9.84
16.9	107720	295.1	14.04
8.7	116670	437.5	13.71
0.2	201190	359.4	10.87
-12.06	341290	627.4	13.15
-16.06	125030	2656.2	170.66
合計	1068910	ヤング係数 E _c 2.57×10 ⁷ (kN/m ²) せん断弾性係数 G 1.07×10 ⁷ (kN/m ²) ポアソン比 ν 0.20 減衰 h 5%	

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

バックチェック時の解析モデルとの変更点と理由



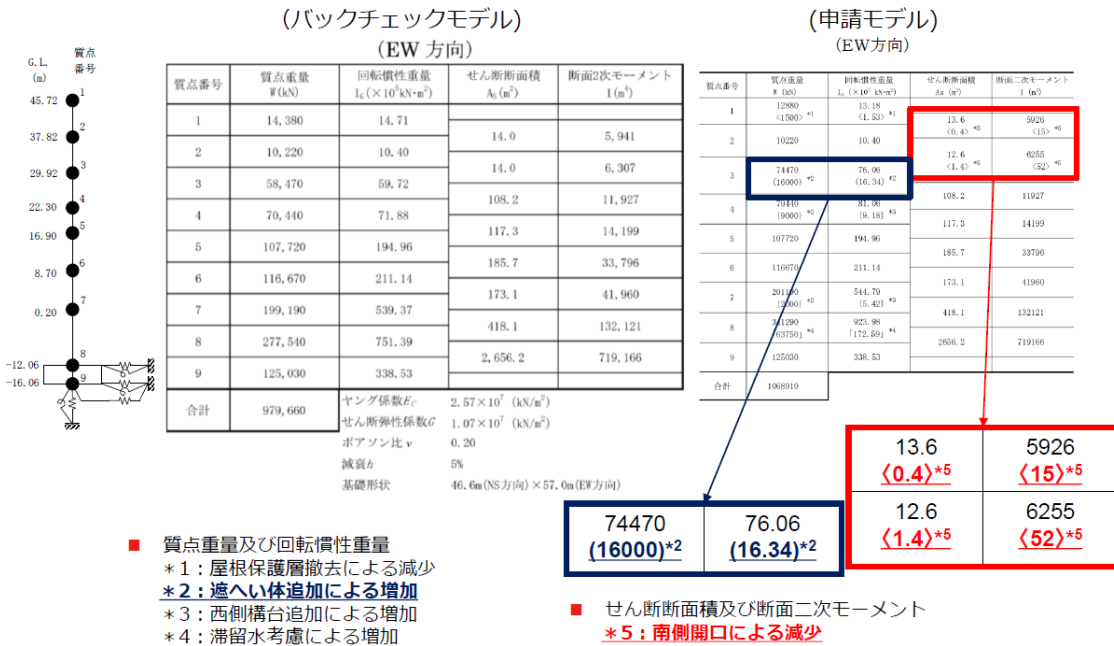
■ バックチェック時と今回実施計画変更認可申請時の原子炉建屋解析モデル諸元の比較を行い、変更点とその理由を以下に記載する



原子炉建屋解析モデル諸元比較 (NS方向)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

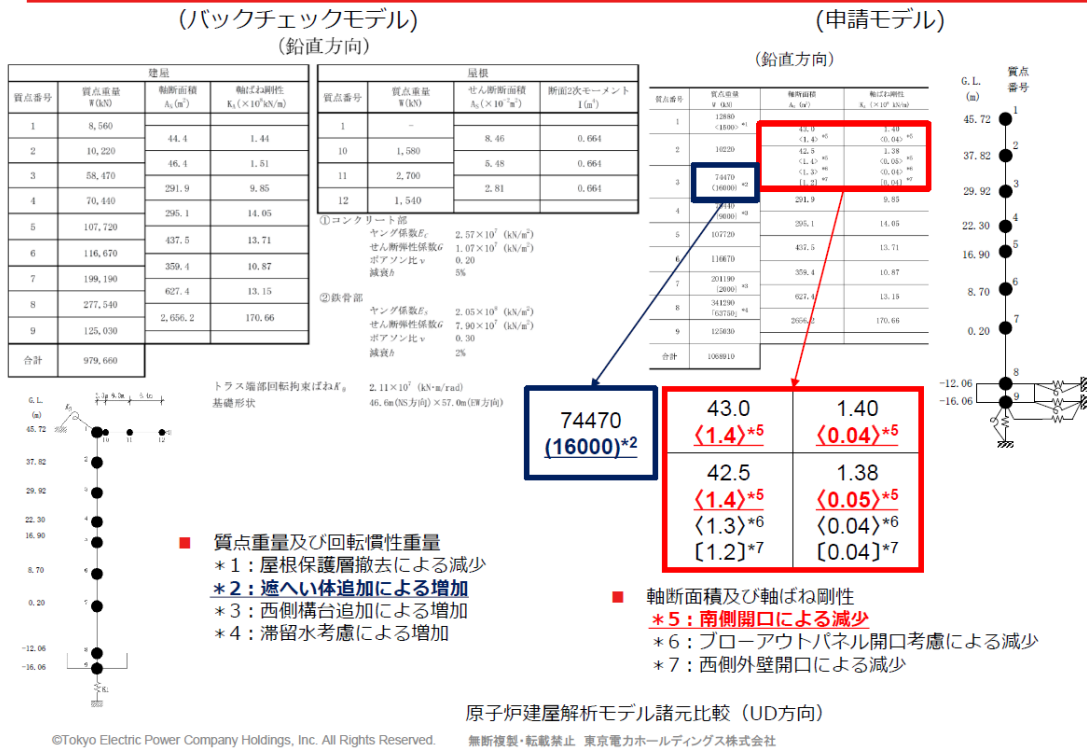
バックチェック時の解析モデルとの変更点と理由



原子炉建屋解析モデル諸元比較 (EW方向)

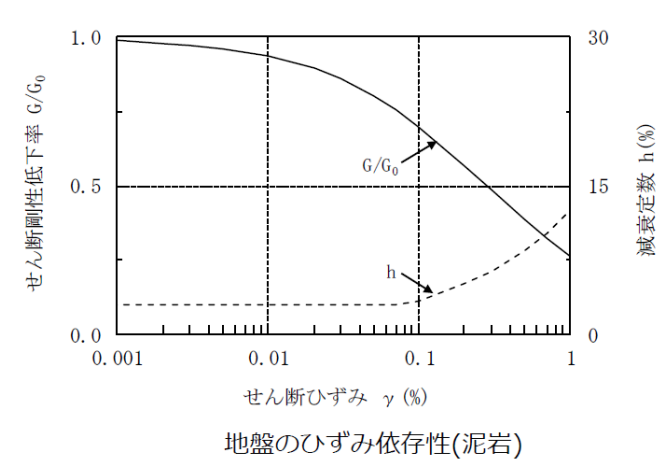
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

バックチェック時の解析モデルとの変更点と理由



4.3.2 構台、前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討

- 燃料取り出し用構台の地盤定数は、バックチェック時の地盤定数を参考に、水平成層地盤と仮定し地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた
- 原子炉建屋の地盤定数は、バックチェック時に作成したモデルと同様としている



4.3.2 構台、前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討 **TEPCO**

表 4.3.2-4 改良地盤の諸元

せん断波速度* Vs(m/s)	単位体積重量 γ(kN/m ³)	ポアソン比* ν	初期せん断弾性係数 G0(×10 ⁵ kN/m ²)
800	17.7	0.31	11.52

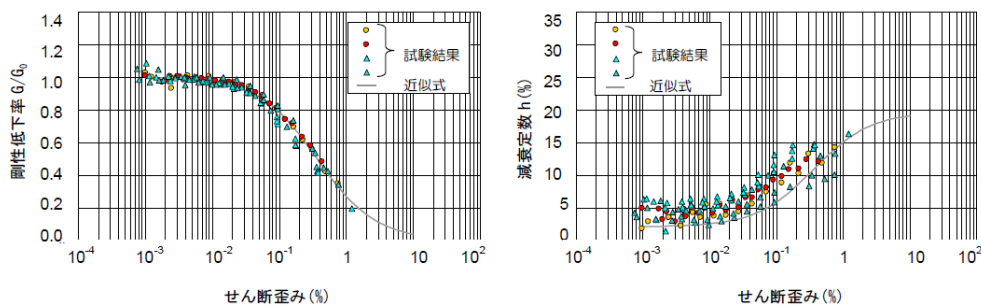
*：『柏崎刈羽原子力発電所1号機 建物・構築物の耐震安全性評価について（指摘事項に関する回答）』（平成22年2月19日 東京電力株式会社），総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会構造WG（第46回）会合資料

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

改良地盤物性の設定について **TEPCO**

- 類似条件下での改良地盤の試験結果を以下に示す。

出典：『柏崎刈羽原子力発電所1号機 建物・構築物の耐震安全性評価について（指摘事項に関する回答）』（平成22年2月19日 東京電力株式会社），総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会構造WG（第46回）会合資料



©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台、前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討 **TEPCO**

表4.3.2-5(1) 地盤定数の設定結果（燃料取り出し用構台）

(a) Ss-1

標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10 ⁵ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ (×10 ⁵ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E (×10 ⁵ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0	改良地盤	800	17.7	0.310	11.40	11.52	0.99	29.87	2	8.1
-8.1		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-20.0	泥岩	500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-90.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-118.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-206.0		(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台、前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討 **TEPCO**

表4.3.2-5(2) 地盤定数の設定結果（燃料取り出し用構台）

(b) Ss-2

標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10 ⁵ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ (×10 ⁵ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E (×10 ⁵ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0	改良地盤	800	17.7	0.310	11.40	11.52	0.99	29.87	2	8.1
-8.1		450	16.5	0.464	2.73	3.41	0.80	7.99	3	11.9
-20.0	泥岩	500	17.1	0.455	3.49	4.36	0.80	10.16	3	70.0
-90.0		560	17.6	0.446	4.50	5.63	0.80	13.01	3	28.0
-118.0		600	17.8	0.442	5.22	6.53	0.80	15.05	3	88.0
-206.0		(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台、前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討 **TEPCO**

表4.3.2-5(3) 地盤定数の設定結果（燃料取り出し用構台）
(c) Ss-3

標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10 ⁵ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ (×10 ⁵ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E (×10 ⁵ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0	改良地盤	800	17.7	0.310	11.40	11.52	0.99	29.87	2	8.1
-8.1		450	16.5	0.464	2.63	3.41	0.77	7.70	3	11.9
-20.0	泥岩	500	17.1	0.455	3.36	4.36	0.77	9.78	3	70.0
-90.0		560	17.6	0.446	4.34	5.63	0.77	12.55	3	28.0
-118.0		600	17.8	0.442	5.03	6.53	0.77	14.51	3	88.0
-206.0		(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台、前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討 **TEPCO**

表 4.3.2-6(1) 地盤定数の設定結果（原子炉建屋）
(a) Ss-1

標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10 ⁵ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ (×10 ⁵ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E (×10 ⁵ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-8.1		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-20.0	泥岩	500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-90.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-118.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-206.0		(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台、前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討 **TEPCO**

表 4.3.2-6(2) 地盤定数の設定結果（原子炉建屋）
(b) Ss-2

標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10 ⁵ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ (×10 ⁵ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E (×10 ⁵ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-8.1		450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-20.0	泥岩	500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-90.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-118.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-206.0		(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台、前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討 **TEPCO**

表 4.3.2-6(3) 地盤定数の設定結果（原子炉建屋）
(c) Ss-3

標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10 ⁵ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ (×10 ⁵ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E (×10 ⁵ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-8.1		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-20.0	泥岩	500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-90.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-118.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-206.0		(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

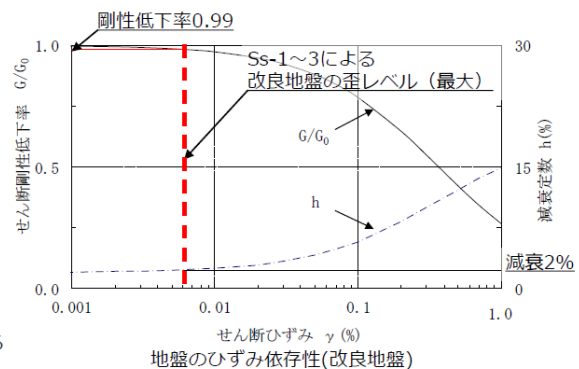
改良地盤物性の設定について

- 燃料取り出し用構台基礎直下は支持層（泥岩）に到達していないため、高圧噴射攪拌工法により地盤改良を行う。
- 物性値のうち圧縮強度とせん断波速度は、2号機燃料取り出し用構台と同一条件の4号機燃料取り出し用力バーでの実績値に基づき設定している。
- ひずみ依存特性は、本件と同様に、原地盤が砂質埋め戻し土及び砂岩であり、改良方法が高圧噴射攪拌工法を用いた類似条件下での物性を参照する。
- ひずみ依存性は、福島サイトでの実績値はないが、上記理由のほか、今回の入力地震動では剛性低下をほぼ起こさない応答レベルであり、減衰についても下限値の2%としている。
- 施工例が少なく、同工法、同設計値（剛性、強度）でのひずみ依存特性の実績値は上記を除き確認できなかったため、パラメトリックスタディを実施し、改良地盤のひずみ依存特性が応答に与える影響を確認した。（次頁以降記載）

	2号燃料取り出し用構台	(参考) 4号機燃料取り出し用力バー	
	設計仕様	設計仕様	実施後の試験結果
せん断波速度 Vs(m/s)	800	800	836
圧縮強度 (N/mm ²)	5	5	4.498*
設計基準強度 (N/mm ²)	3	3	2.300*

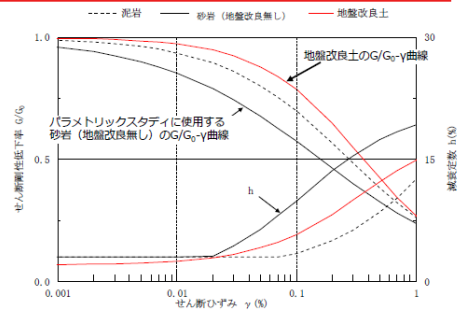
* : 設計バックフィットを実施し、設計成立性を確認している

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社



改良地盤物性の設定について

- 地盤改良を実施すると、改良前地盤よりせん断剛性低下率のひずみ依存性が改善される
- ここでは仮に、地盤改良を実施しない砂岩のせん断剛性低下率のひずみ依存性を用いて基礎下入力動に及ぼす影響を確認する
- 一方、初期せん断剛性や減衰定数は、地盤改良土の物性をそのまま用いる
- 上記条件の場合、剛性低下しやすくなり、応答が大きくなる傾向となる
- 入力波基準地震動Ss-1とする



■■■■ 地盤改良土の物性をそのまま使用

□□□□ ひずみ依存特性を変更したことにより変更

標高 G.L. (m)	地質	初期せん断波速度 V _{s0} (m/s)	単位体積重量 γ _t (kN/m ³)	ポアソン比 ν	初期せん断弾性係数 G ₀ (×10 ⁶ kN/m ²)	剛性低下率 G/G ₀	せん断弾性係数 G (×10 ⁶ kN/m ²)	剛性低下後せん断波速度 V _s (m/s)	剛性低下後縦波速度 V _p (m/s)	減衰定数 h (%)	層厚 h (m)
0.0	(地盤改良土)	800	17.7	0.310	11.52	0.93	10.71	770	1470	2	8.1
-8.1	泥岩	450	16.5	0.464	3.41	0.78	2.66	398	1530	3	11.9
-20.0		500	17.1	0.455	4.36	0.78	3.40	442	1540	3	70.0
-90.0		560	17.6	0.446	5.63	0.78	4.39	495	1580	3	28.0
-118.0		600	17.8	0.442	6.53	0.78	5.09	530	1640	3	88.0
-206.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	-	9.24	700	1890	-	-

【参考】

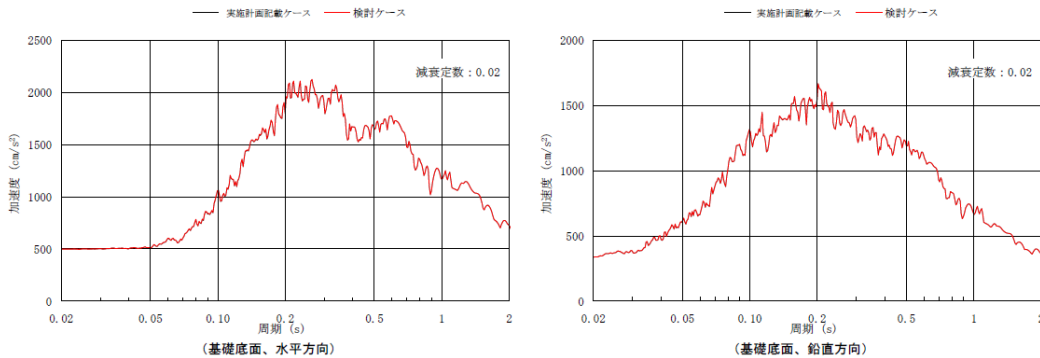
砂岩の物性値

0.0	砂岩	380	17.8	0.473	2.62	0.85	2.23	350	○○	3	8.1
-----	----	-----	------	-------	------	------	------	-----	----	---	-----

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

改良地盤物性の設定について

- 基礎下入力動の比較を以下に示す
- 地盤改良を実施しない砂岩のひずみ依存特性を適用した場合においても、基礎下入力動は地盤改良を実施した類似条件下のひずみ依存性を用いた場合とほぼ同等であり、改良地盤のひずみ依存特性が応答に与える影響は十分小さいことを確認した

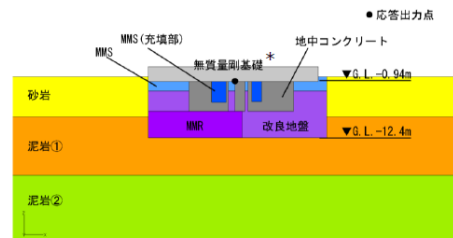


基礎下入力動の加速度応答スペクトルの比較（基準地震動Ss-1）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

改良地盤部の地中構築物影響について

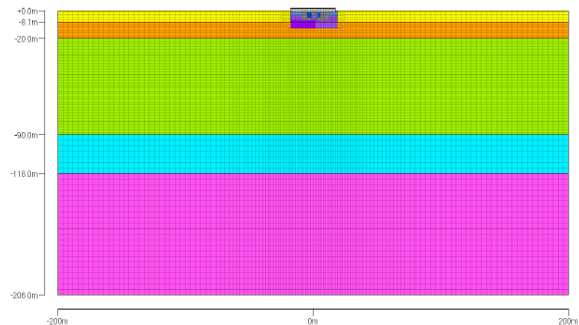
- 改良地盤部には、地中構築物（コンクリート）やMMRが残置されており、これらの影響について2D-FEMモデルを用いて確認する
- 地中コンクリート及びMMRは、建設時の工事記録の設計基準強度を参照し、剛性を設定する
- 2D-FEMモデル下端は解放基礎（G.L.-206.0m）までとし、下端には粘性境界を、側方はエネルギー伝達境界を設定する
- 検討用地震動は、3波のうち最も応答が大きくなる傾向がある基準地震動Ss-1とする
- 入力方法は、水平と鉛直の同時入力とする



*：一次元波動論により算出した応答との比較を行うため、一次元波動論での算出時にモデル化していない基礎は、無質量剛基礎とした

	改良地盤・MMS (設計仕様)	地中コンクリート	MMR
せん断波速度 Vs(m/s)	800	—	—
圧縮強度 (N/mm ²)	5	—	—
設計基準強度 (N/mm ²)	3	22.1*	13.7*

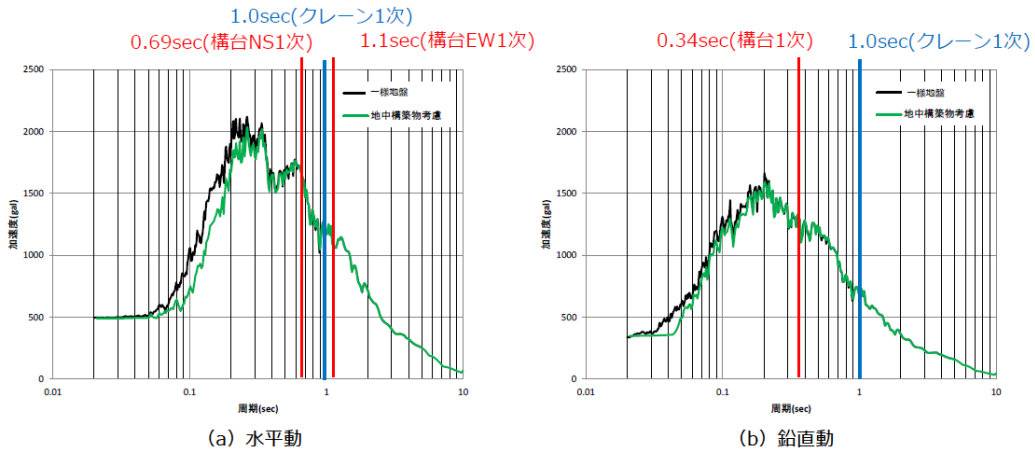
*：剛性の算定は日本建築学会RC規準に基づく



地盤FEMモデル

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

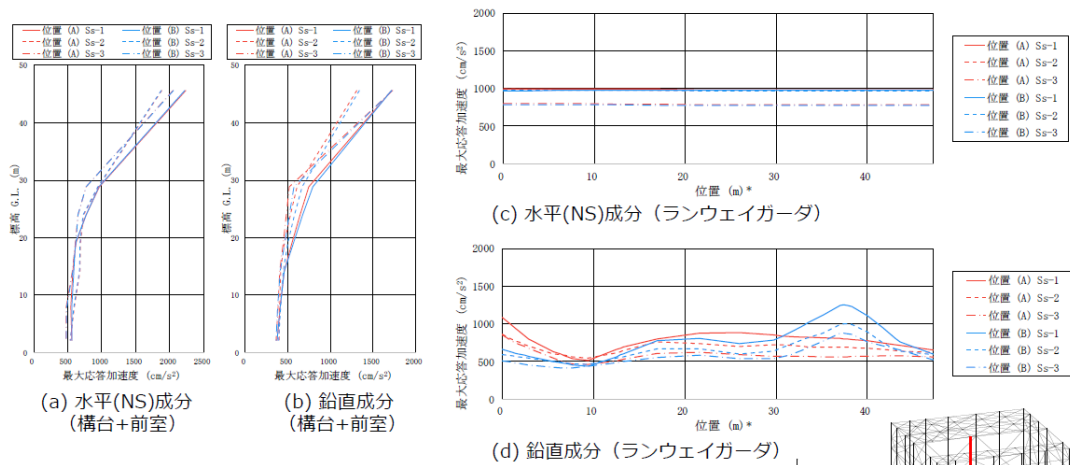
- 基礎下入力動の比較を以下に示す
- 水平動および鉛直動ともに、地中構築物を考慮した解析結果は、実施計画変更認可申請に記載した結果（地中構築物を考慮せず、一様な改良地盤と仮定し次元波動論により算出（以下「一様地盤」と呼ぶ））と比較して、ほぼ同等で一部周期帯では下回る結果となった
- 以上より、架構、燃料取扱設備とも地中構築物を考慮せず、一様な改良地盤として評価する方が保守的な評価になっており、妥当であることを確認した



基礎下入力動の加速度応答スペクトルの比較（基準地震動Ss-1, h=2%）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台、前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討 TEPCO



(a) 水平(NS)成分
(構台+前室)

(b) 鉛直成分
(構台+前室)

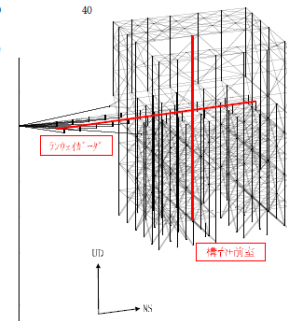
(c) 水平(NS)成分（ランウェイガーダ）

(d) 鉛直成分（ランウェイガーダ）

注：凡例位置の条件は表4.2.1-4に示す。

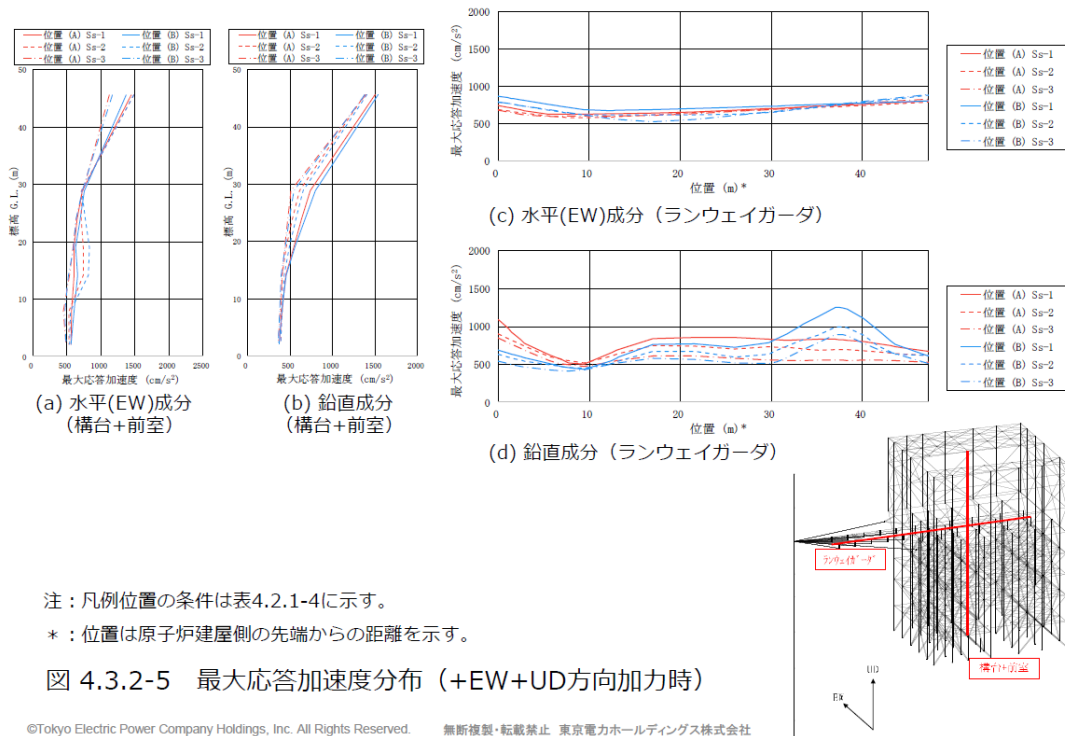
*：位置は原子炉建屋側の先端からの距離を示す。

図 4.3.2-4 最大応答加速度分布（+NS+UD方向加力時）



©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台、前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討 **TEPCO**



4.3.2 構台、前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討 **TEPCO**

■ 波及的影響の評価

地震応答解析結果が、JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会2018年3月）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は1/75 以下，層の塑性率は4 以下，部材の塑性率は5 以下」*及びせん断力はせん断耐力以下）を満足することを確認する。

*：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第604号，2006年6月

表 4.3.2-7 最大応答層間変形角の検討結果

検討箇所	地震波	入力方向 (位置)*	最大応答値	クライテリア	判定
構台 (1F-6F間) G.L.28.894(m) ~G.L.2.060(m)	Ss-1	NS (B)	1/443	1/75	O.K.
		EW (B)	1/320	1/75	O.K.
	Ss-2	NS (B)	1/461	1/75	O.K.
		EW (B)	1/280	1/75	O.K.
	Ss-3	NS (A)	1/591	1/75	O.K.
		EW (B)	1/262	1/75	O.K.

*：()内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表4.2.1-4参照）

4.3.2 構台、前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討 **TEPCO**

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る。なお、材料強度は「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 4.3.2-8 断面検討結果

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	
			σ_c	σ_{by}	f_c	f_{by}			
鉄骨 部材	① 柱	Ss-3 +EW-UD (B)	σ_c	43.4	f_c	343	0.91	O.K.	
			σ_{by}	246.2	f_{by}	337			
			σ_{bz}	17.1	f_{bz}	357			
			T	18.8	f_s	205			
	② 梁	Ss-3 +EW-UD (B)	σ_c	24.1	f_c	350	0.87	O.K.	
			σ_{by}	265.9	f_{by}	352			
			σ_{bz}	5.0	f_{bz}	357			
			T	41.5	f_s	205			
	③ 鉛直 ブレース	Φ -406.4×9.5 <STK490>	Ss-1 +NS-UD (B)	σ_c	214.2	f_c	294	0.73	O.K.
	④ ランウェイ イガーダ	□-1500×900× (80+40)×80 <SN490B>	Ss-1 +NS-UDと +EW-UDと の包絡 (A)	σ_c	24.2	f_c	323	0.35	O.K.
				σ_b	85.4	f_b	323		
				T	14.9	f_s	186		

*1: ①～④の符号は図 4.3.2-4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)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

JSCA性能メニューと損傷レベル

TEPCO

■ JSCA性能メニューに定められた各クライテリアの損傷レベルについて

対象	性能評価項目	損傷限界	安全限界余裕度 I <性能限界余裕度 I>	安全限界余裕度 II <性能限界余裕度 II>	安全限界 <性能限界>		
建物挙動	R (rad)	1/200	1/150	1/100	1/75		
構造 体	Q	Q_y	Q_u				
	μ	1.0	$\mu_u / 2.0$	$\mu_u / 1.33$ < $\mu_u / 1.50$ >	$\mu_u = 4.0$ < $\mu_u = 3.0$ >		
	η	JASS6 型	0	$\eta_u / 4.0$	$\eta_u / 1.77$	$\eta_u = 10.7(\delta_v/\delta_{eq})$	
		ノックダウン	0	$\eta_u / 4.0$	$\eta_u / 1.77$	$\eta_u = 18.2(\delta_v/\delta_{eq})$	
		梁端混用	0	$\eta_u / 4.0$	$\eta_u / 1.77$	$\eta_u = 6.7(\delta_v/\delta_{eq})$	
	構造部材	γ (%)	0	30	60	100	
		μ_m	1.0	$\mu_{mu} / 2.0$	$\mu_{mu} / 1.33$	$\mu_{mu} = 5.0$	
		η_m	JASS6 型	0	$\eta_{mu} / 4.0$	$\eta_{mu} / 1.77$	$\eta_{mu} = 21.5$
			ノックダウン	0	$\eta_{mu} / 4.0$	$\eta_{mu} / 1.77$	$\eta_{mu} = 36.5$
			梁端混用	0	$\eta_{mu} / 4.0$	$\eta_{mu} / 1.77$	$\eta_{mu} = 13.5$
制振 免震部材	η_d	—	$\eta_{du} / 4.0$	$\eta_{du} / 1.77$	η_{du}		
	W_d	—	$W_{du} / 4.0$	$W_{du} / 1.77$	W_{du}		
	δ_I	—	$\delta_{Iu} / 2.0$	$\delta_{Iu} / 1.33$	δ_{Iu}		
建物の状態	無被害 機能維持 修復不要	軽微な被害 主要機能確保 軽微な修復	小破 指定機能確保 小規模修復	中破 限定機能確保 中規模修復			

※>内は 2017 年版 JSCA 性能設計説明書において変更した項目

出典: JSCA性能設計説明書2017年版【耐震性能編】(社団法人日本建築構造技術者協会)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

■ 地震によるS造建物の状態

被害の程度	軽微な被害	小 破	中 破	大 破
構造部材	無被害	ほぼ無被害	ブレースなどの一部に座屈などの損傷が生じる	建物を支持する部材に座屈・破断が生じる
外 壁	ほぼ無被害	継目のシール材に剥離、ずれなどの損傷が生じる	外装材の一部に損傷が生じるが、脱落はしない	外装材が破損し、脱落が生じる
内 壁	下地材の継目で仕上げ材(クロス)に亀裂などの損傷が生じる	下地材の一部に損傷が生じる	下地材に損傷が生じ、一部で脱落する	下地材が破損し、脱落が生じる
天 井	ほぼ無被害	天井材の一部に損傷が生じる	天井材に損傷が生じ、一部で脱落する	天井材が破損し、脱落が生じる

■ 中破の被災イメージ



出典：JSCA性能設計説明書2017年版【耐震性能編】（社団法人日本建築構造技術者協会）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

No.25 国交省で定められたF値の1.1倍適用の考え方

■燃料取り出し用構台に用いる鋼材は以下告示に定めるJIS規格品を用いるため適用可能。

告示 平12建告第2464号 第1・第3

鋼材等及び溶接部の許容応力度並びに材料強度の基準強度を定める件

建築基準法施行令（昭和25年政令第338号）第90条，第92条，第96条及び第98条の規定に基づき，鋼材等及び溶接部の許容応力度並びに鋼材等及び溶接部の材料強度の基準強度を次のように定める。

第1 表 鋼材等の許容応力度の基準強度（抜粋）

鋼材等の種類及び品質					基準強度(単位1平方ミリメートルにつきニュートン)
炭素鋼	構造用鋼材	SS400	JIS G3101	鋼材の厚さが40ミリメートル以下のもの	235
		SM490A	JIS G3106	鋼材の厚さが40ミリメートルを超え100以下のもの	215
		SN490B	JIS G3136	鋼材の厚さが40ミリメートル以下のもの	235
		SN490C	JIS G3136		
		STK490	JIS G3444	鋼材の厚さが40ミリメートルを超え100以下のもの	295
異形鉄筋		SD295	JIS G3112,	-	295
		SD345	JIS G3117	-	345

第3 鋼材等の材料強度の基準強度

一 鋼材等の材料強度の基準強度は，次号に定めるもののほか，第1の表の数値とする。ただし，炭素鋼の構造用鋼材，丸鋼及び異形鉄筋のうち，同表に掲げるJISに定めるものについては，同表の数値のそれぞれ1.1倍以下の数値とすることができる。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.3 弾性支承の耐震性に対する検討

- 弾性支承に作用する圧縮力による面圧が、圧縮限界強度以下となることを確認する。圧縮限界強度はゴム材料の弾性係数に応じて製品が規定する数値である。

表 4.3.3-1 弾性支承の耐震性に対する検討結果

設置位置	最大面圧発生ケース (位置)*	圧縮限界強度 σ_v (N/mm ²)	最大圧縮面圧 σ_D (N/mm ²)	σ_D/σ_v	判定
西側	Ss-1+NS-UD(A)	43.00	10.83	0.26	O.K.
東側	Ss-1+NS-UD(A)	43.00	10.83	0.26	O.K.

* : ()内は、燃料取扱設備の位置を示す。(表4.2.1-4参照)

弾性支承の耐震性に対する検討

- 下記製品相当品を使用予定

出典: プリズトン建築免震用積層ゴム製品仕様一覧2019 Vol.1

天然ゴム系積層ゴム (NRB)
 国土交通省免震材料認定番号 MVBR-0295 (N3, G3, G5) 取得: 2006年1月
 MVBR-0509/MVBR-0518 (G4) 取得: 2014年12月

●製品形状

項目	目	解説
ゴム外径	: D_o (mm)	
ゴム内径	: D (mm)	
ゴム内径数	: n_i	
有効断面積	: A ($\times 10^3$ mm ²)	
ゴム一層厚	: t (mm)	
ゴム層数	: n	
ゴム総厚	: $H = n \cdot t$ (mm)	
1次形状係数	$S_1 = (D_o^2 - n_i \cdot D^2) / (4 \cdot t \cdot (D_o + n_i \cdot D))$	
2次形状係数	$S_2 = D_o / (n \cdot t)$	
フランジ外径	: D_1 (mm)	
フランジ厚さ・端部/中央部	: t_1/t_2 (mm)	
取付ボルト穴 PCD	: PCD (mm)	
取付ボルト穴径×数	: d_s (mm) × 数	
想定ボルトサイズ	: M ($d_s - G$)	
内部鋼板厚さ	: t_s (mm)	
製品総高さ	: H_1 (mm)	
製品総重量 1 (kN)	= 1/9.80665 (tonf)	

弾性支承の設置条件

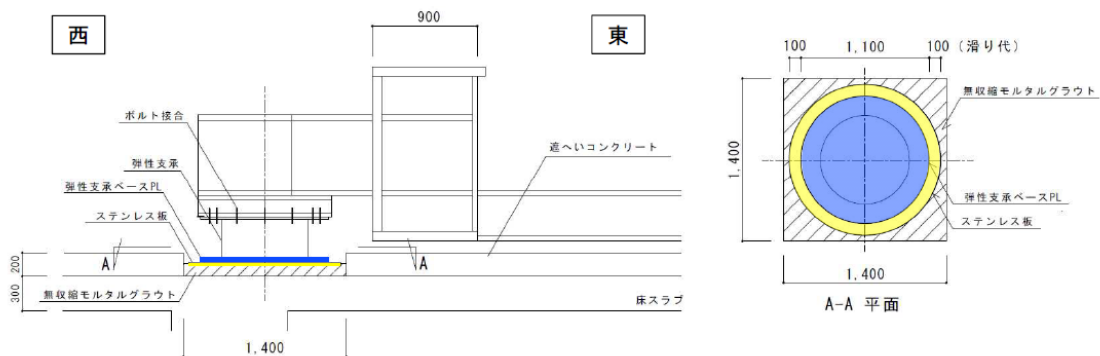
TEPCO

- 次頁に示すように、弾性支承は原子炉建屋床面上にステンレス板を設置し、その上に直接設置する計画としているが、被ばく量の低減のためテフロン板、防塵カバーの設置や床面への固定は行わない
- Ss時の水平方向の最大応答相対変位は、NS方向で45mm、EW方向で71mmであり、滑り代100mm以下であるため、弾性支承がステンレス板上を滑動しても問題無い
- Ss時の水平方向の最大応答相対変位は、弾性支承のせん断変形に対する許容値400 mm（せん断歪み $\gamma = 200\%$ に相当）と比較し十分小さいことから、ベースプレートとステンレス板の摩擦により弾性支承が滑動しなかったとしても、地震により発生するせん断歪みで損傷することは無い
- 水平方向の摩擦力は地震時にランウェイガードの応答を抑制する側に作用するため、地震応答解析では摩擦力を考慮せず、フリーの条件とすることは、ランウェイガードの応答を保守的に評価することとなる
- 以上から、現状の摩擦力を考慮しない境界条件は、妥当だと判断している

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

弾性支承の設置条件

TEPCO



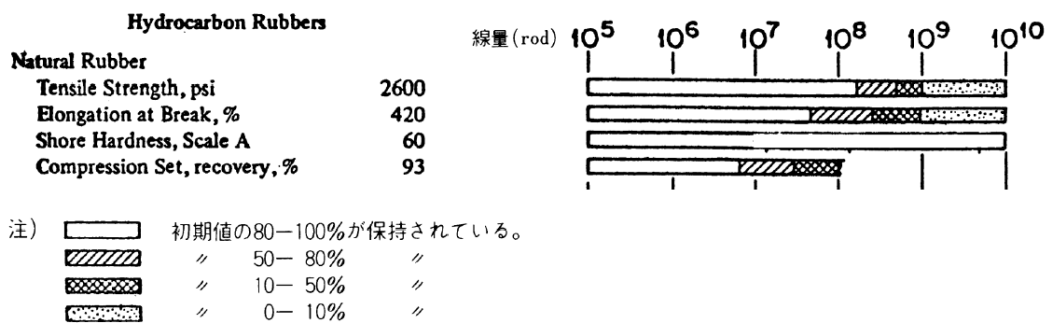
弾性支承設置概要図（単位：mm）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

【弾性支承（天然ゴム系積層ゴム）の耐放射線性】

- 弾性支承の放射線に対する耐久性は以下の文献を参照し、 10^6rad ($=1.0 \times 10^4 \text{Gy}$) 程度であれば大きな劣化は起こらず問題無いと判断している
- 設置環境を仮定し、どの程度の照射量となるか試算した
 $2 \text{年} \times 365 \text{日} \times 24 \text{時間} \times 19 \text{mSv/h}^* = 332.9 \text{Sv} \rightarrow 332.9 \text{Gy} < 1.0 \times 10^4 \text{Gy}$
 使用限界線量に対し十分小さいことを確認した

* : 2021年2月～3月（除染及び遮蔽未実施）の実測値であり今後低減させる見込み



出典：日本ゴム協会誌 第52巻 第2号(1979) ゴムの耐放射線性 町 末男

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.4 オイルダンパの耐震性に対する検討

各部位で用いられるオイルダンパの耐震性に対する検討は、地震応答解析における最大応答値が許容値以下であることを確認する。

表 4.3.4-1 オイルダンパ（水平棟間）の検討結果

検討	地震波	入力方向(位置)*	最大応答値	許容値	判定
オイルダンパ変位 (mm)	Ss-1	NS (B)	50	±100	O.K.
オイルダンパ速度 (m/s)	Ss-2	NS (B)	0.54	0.70	O.K.

表 4.3.4-2 オイルダンパ（鉛直）の検討結果

検討	地震波	入力方向(位置)*	最大応答値	許容値	判定
オイルダンパ変位 (mm)	Ss-3	EW (B)	18	±60	O.K.
オイルダンパ速度 (m/s)	Ss-1	NS (B)	0.16	0.50	O.K.

表 4.3.4-3 はね付きオイルダンパの検討結果

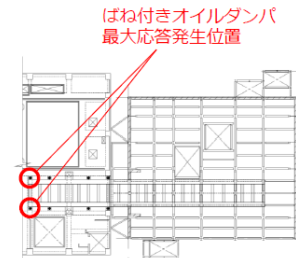
検討	地震波	入力方向(位置)*	最大応答値	許容値	判定
オイルダンパ変位 (mm)	Ss-1	NS (A)	18	±100	O.K.
オイルダンパ速度 (m/s)	Ss-1	NS (A)	0.14	1.00	O.K.

* : ()内は、燃料取扱設備の位置を示す。(表4.2.1-4参照)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

ばね付きオイルダンパの設置条件

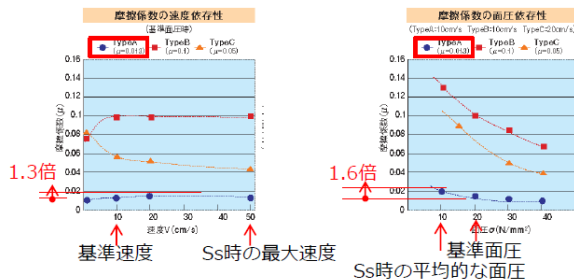
- 次頁に示すように、ばね付きオイルダンパの下面にはすべり材（テフロン板）を取付け、原子炉建屋屋面上に設置したすべり板（ステンレス板）との間で接触させ、水平方向に滑動できる計画としており、剛すべり支承*1の機構を参考に水平力を負担しない条件とした
 - Ss時の水平方向の最大応答相対変位は、NS方向で45mm、EW方向で76mmであり、滑り代100mm以下となっている
 - Ss時の最大面圧は13.4N/mm²であり、基準面圧*2（20N/mm²）を下回ることから、面圧によるテフロンの損傷は起こらない
 - ステンレス板（テフロンコーティング）とテフロン板との基準摩擦係数は0.013であり、非常に小さい
 - 摩擦係数はばらつきや次頁の通り速度依存性や面圧依存性があるため、設置条件を考慮し、保守的に摩擦係数を0.040と仮定すると、Ss時の応答解析結果から得られる最大発生軸力に、上記摩擦係数を掛けて得た最大摩擦力は、28kN（0.04×680kN（最大軸力））となり、ばね付きオイルダンパのせん断許容値である40kNを下回る
 - 一般的にオイルダンパは両端固定し設置し、伸方向/縮方向両方向で減衰力を発揮
 - 一方剛すべり支承は長期荷重を負担し、地震時に荷重を逃がす形で設置
 - 今回の設置方法は、オイルダンパ下部にすべり材（テフロン板）を備えており、縮方向のみ減衰力を発揮することや、長期荷重を負担しない部分にすべり材を設置することが一般的な設置条件と異なる
 - なお、3号機燃料取り出し用カバーで2号燃料取り出し用構台と同様の設置方法を用いており、実績がある
- *1 すべり材（テフロン板）を備え、すべり板（ステンレス板）上を滑らせる構造とした、「剛すべり支承」は、一般建物の渡り廊下や免震建物の付属施設（エレベータ、階段、周辺低層部）の下部に用いられている
- *2 長期許容面圧に相当



ばね付きオイルダンパの設置条件

	TypeA μ=0.013	TypeB μ=0.1	TypeC μ=0.05
長期鉛直荷重	100kN~10000kN		
短期鉛直荷重	200kN~20000kN(長期鉛直荷重x2.0)		
摩擦係数※1	0.013	0.1	0.05
基準面圧	20N/mm ²		30N/mm ²
変位量※2	±500mm		

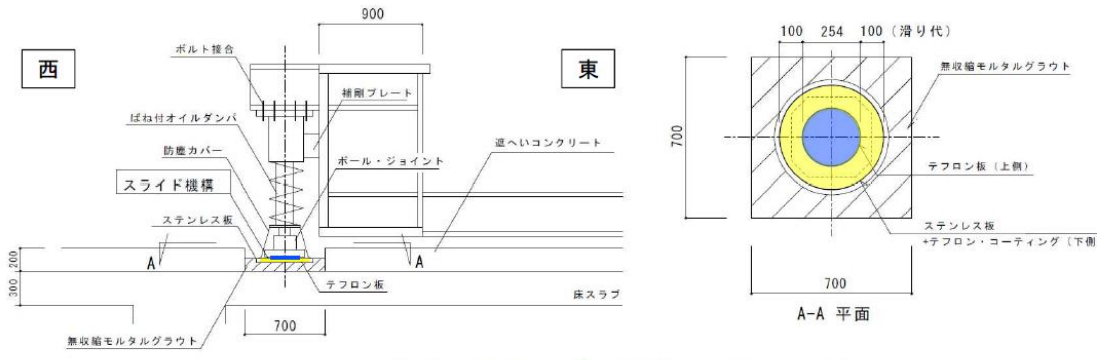
※1. TypeA, TypeBは正強波最大速度10cm/sの時、TypeCは20cm/sの時を示しております。
 ※2. 変位量は設計を考慮して広げることができます。



- ・摩擦係数のばらつき*：±30%
 - ・速度依存性：+30%
 - ・面圧依存性：+60%
- 変動要因をすべて考慮した摩擦係数
 $0.013 \times 1.3 \times 1.3 \times 1.6 = 0.035 \rightarrow 0.04$ と仮定

*：設計で参照したカタログ（MVBR-0293）には記載がないものの、最新の大臣認定（MVBR-0606）のカタログを参照し設定

基準摩擦係数および摩擦係数の速度および面圧依存特性（出典：日本ピラー工業（株）カタログ）



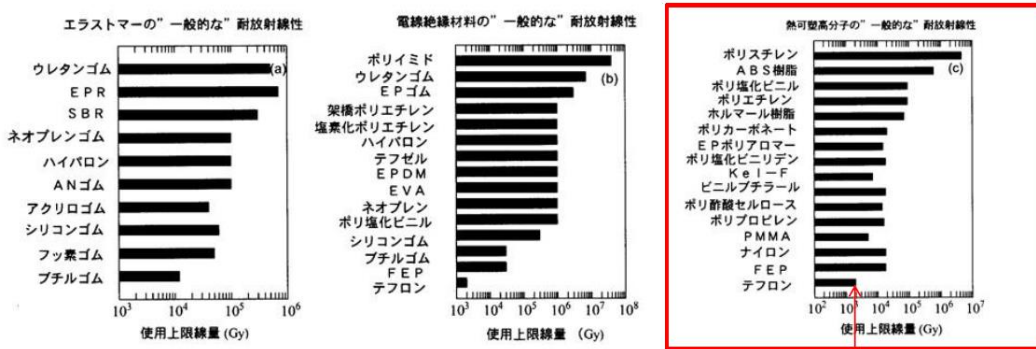
ばね付きオイルダンパ設置概要図 (単位 : mm)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

【テフロン耐放射線性】

- テフロンの放射線に対する耐久性は以下によると、約 2×10^3 Gyと評価されている
- 設置環境を仮定し、どの程度の照射量となるか試算した
 $2年 \times 365日 \times 24時間 \times 19mSv/h^* = 332.9Sv \rightarrow 332.9Gy < 2000Gy$
 使用限界線量に対し十分小さいことを確認した

* : 2021年2月~3月 (除染及び遮蔽未実施) の実測値であり今後低減させる見込み



出典 : 日本原子力研究所 高分子系材料の耐放射線特性とデータ集 (2003年9月)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

燃料取扱設備位置選定の妥当性について

TEPCO

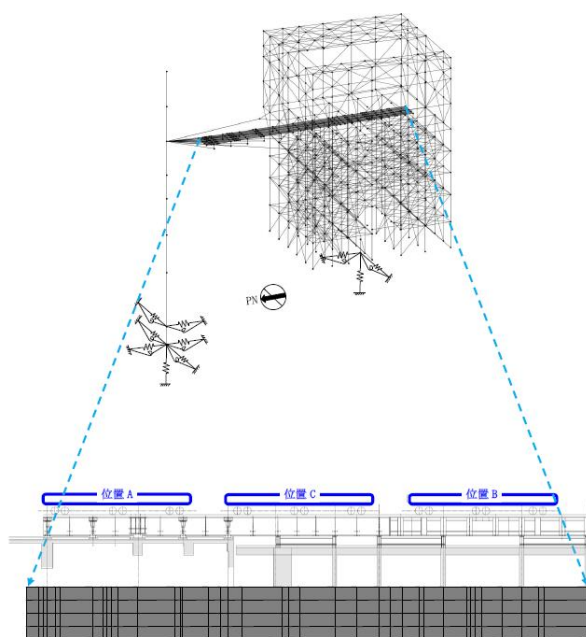
- 実施計画変更認可申請書において、燃料取扱設備が原子炉建屋側にある場合（位置 A）と構台内にある場合（位置 B）を、構造強度および耐震性の検討条件としていることの妥当性を確認するため、中間位置にある場合（以降 位置 C）における走行台車位置応答、および燃料取り出し用構台を構成する各部材の応答結果の比較を行った

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

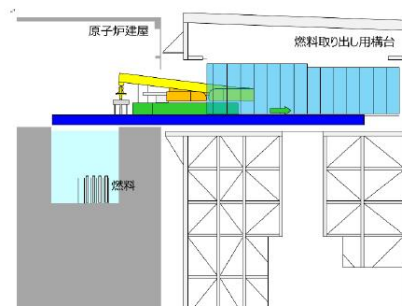
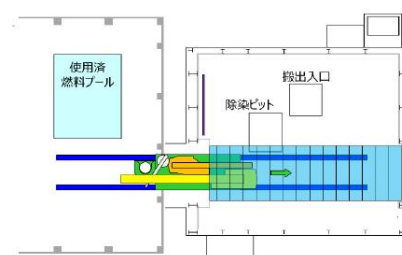
燃料取扱設備の位置の選定の妥当性について

TEPCO

- 燃料取扱設備の位置、および位置 C における作業姿勢は下図のとおり



燃料取扱設備位置図



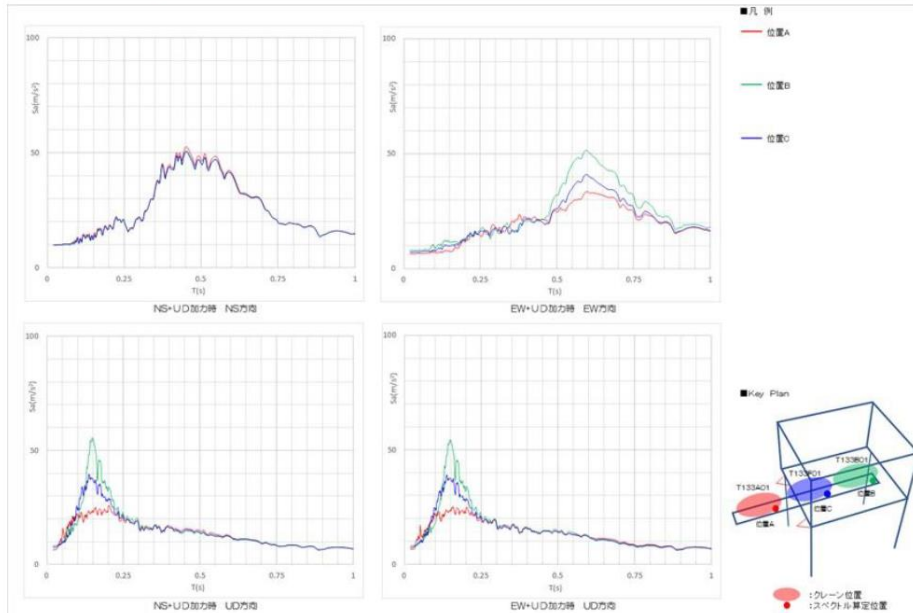
燃料取扱設備台車上の機器の姿勢

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

燃料取扱設備の位置の選定の妥当性について

TEPCO

- 位置Cにおける燃料取扱設備作業台車車輪位置での加速度応答スペクトルは、位置Aおよび位置Bにおける加速度応答スペクトルにほぼ包絡される形となり、中間位置での応答が燃料取扱設備に与える影響は十分に小さいことを確認した



©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

燃料取扱設備の位置の選定の妥当性について

TEPCO

- 燃料取り出し用構台（鉄骨部材）の断面検討結果の比較は以下のとおり
- 位置の違いによる最大応力度比発生位置に違いは無く、位置Cの応答結果が位置A,Bの包絡値を下回ることを確認した

部位			部材形状(mm) <使用材料>	許容応力度 (N/mm ²)		位置A,B包絡値		位置C応答結果	
						作用応力度 (N/mm ²)	応力度比	作用応力度 (N/mm ²)	応力度比
鉄骨部材	a	柱	(X)H-700×300 ×36×36 (Y)H-700×350 ×36×40 <SM490A>	f_c	343	43.4	0.91	44.6	0.81
				f_{by}	337	246.2		215.6	
				f_{bz}	357	17.1		11.6	
				f_s	205	18.8		16.5	
	b	梁	H-750×350 ×40×40 <SM490A>	f_c	350	24.1	0.87	21.1	0.76
				f_{by}	352	265.9		231.4	
				f_{bz}	357	5.0		4.3	
				f_s	205	41.5		36.2	
	c	鉛直 ブレース	Φ-406.4×9.5 <STK490>	f_c	294	214.2	0.73	213.3	0.73
	d	ランウェイ イガータ	□-1500×900× (80+40)×80 <SN490B>	f_c	323	24.2	0.35	10.3	0.27
				f_b	323	85.4		73.3	
				f_s	186	14.9		12.7	

燃料取り出し用構台（鉄骨部材）の断面検討結果比較

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

燃料取扱設備の位置の選定の妥当性について

- 弾性支承およびオイルダンパの応答結果の比較は以下のとおり
- 位置Cでの応答結果が位置A,Bの包絡値を下回ることを確認した
- 前頁に記載した、燃料取扱設備台車車輪位置での加速度応答スペクトル、燃料取り出し用構台（鉄骨部材）の断面検討結果と併せ、位置Aおよび位置Bを構造強度および耐震性の検討条件として選定することの妥当性を確認した

		許容値	位置A,B	位置C	設置位置	圧縮限界強度 σ_v (N/mm ²)	位置A,B	位置C				
			包絡値	最大応答値			包絡値	最大応答値	最大圧縮面圧 σ_D (N/mm ²)	最大圧縮面圧 σ_D (N/mm ²)		
オイルダンパ° (水平棟間)	変位 (mm)	±100	50	47	西側	43.00	10.83	5.87				
	速度 (m/s)	0.70	0.54	0.52								
オイルダンパ° (鉛直)	変位 (mm)	±60	18	16					東側	43.00	10.83	5.92
	速度 (m/s)	0.50	0.16	0.15								
ばね付き オイルダンパ°	変位 (mm)	±100	18	8	弾性支承の応答結果比較							
	速度 (m/s)	1.00	0.14	0.12								

オイルダンパの応答結果比較

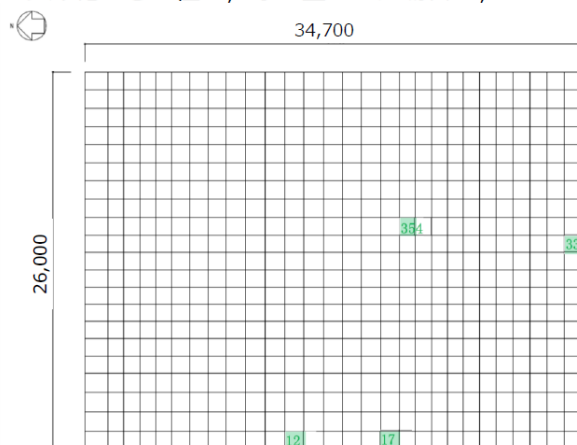
* : 【4.3.5 1/2Ss450とSs600の応答結果の比較検討】については、「IV 2号燃料取り出し関連設備に対する1/2Ss450評価について」に記載するため、本資料では省略する

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.6 基礎の耐震性に対する検討

■ 解析モデル

基礎の応力解析は、弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行う。解析モデルは下図に示すように四辺形の均質等方な板要素により構成し、支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。但し、浮き上がった場合は、ばねの剛性が0となる。



凡例 ■■■ : Ss 地震時断面算定要素 (数字は要素番号)

図 4.3.6-1 基礎モデル(Ss 地震時)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.6 基礎の耐震性に対する検討

■ 断面検討

組合せた応力より、各要素の必要鉄筋比を「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（2013年8月）」より求め、設計配筋が必要鉄筋比を上回ること及び面外せん断力が許容せん断力以下であることを確認する。なお、各許容応力度及び引張耐力算定時の材料強度は「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 4.3.6-1 断面検討結果

要素番号	方向	荷重ケース (位置) ^{*1}	設計応力		N/(b・D) ² (×10 ⁻² N/mm ²)	M/(b・D ²) (×10 ⁻² N/mm ²)	Pt (%)	設計配筋 上段：上端筋 (pt:%) 下段：下端筋 (pt:%)	設計面外 せん断力 Q(kN/m)	許容せん断力 f _s ・b・j (kN/m)	判定
			N ² (kN/m)	M (kN・m/m)							
12	NS	Ss-1 +NS-UD (A)	382.3	11137.8	0.127	1.238	0.378	2-D38@200 (0.38) 3-D38@200 (0.57)	542.8	2616	O.K.
336	EW	Ss-3 +EW-UD (B)	702.3	8453.6	0.234	0.939	0.261	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	513.9	2663	O.K.
17	NS	Ss-1 +NS-UD (A)	485.8	3585.9	0.162	0.398	0.099	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	2048.4	2663	O.K.
354	EW	Ss-2 -EW+UD (B)	700.2	4994.3	0.233	0.555	0.139	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	1806.0	2663	O.K.

*1：燃料取扱設備の位置を示す。*2：圧縮を正とする。

基礎版FEMの荷重条件と応力コンター

- 基礎版の断面検定において最大検定比となる荷重ケースを下表に示す。検定比最大ケースの応力コンター図を次ページ以降に示す。

表：検定比最大ケース一覧

要素番号	方向	荷重ケース (位置) ^{*1}	設計応力		N/(b・D) ² (×10 ⁻² N/mm ²)	M/(b・D ²) (×10 ⁻² N/mm ²)	Pt (%)	設計配筋 上段：上端筋 (pt:%) 下段：下端筋 (pt:%)	せん断補強筋 (Pw:%)	設計面外 せん断力 Q(kN/m)	許容せん断力 f _s ・b・j (kN/m)	判定
			N ² (kN/m)	M (kN・m/m)								
12	NS	Ss-1+NS -UD(A)	382.3	11137.8	0.127	1.238	0.378	2-D38@200 (0.38) 3-D38@200 (0.57)	—	542.8	2616	O.K.
336	EW	Ss-3+EW -UD(B)	702.3	8453.6	0.234	0.939	0.261	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	—	513.9	2663	O.K.
17	NS	Ss-1+NS -UD(A)	485.8	3585.9	0.162	0.398	0.099	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	—	2048.4	2663	O.K.
354	EW	Ss-2-EW +UD(B)	700.2	4994.3	0.233	0.555	0.139	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	—	1806.0	2663	O.K.

*1：燃料設備の位置を示す。*2：圧縮を正とする。

- 最大検定比が生じる要素が応力最大要素ではない。①配筋が異なること、②断面検定が応力の組み合わせを考慮しているためである。せん断力については最大検定比と最大応力の発生要素の領域が大きく異なるため、せん断力最大時の荷重ケースとコンター図も示す。

表：せん断力最大ケース一覧

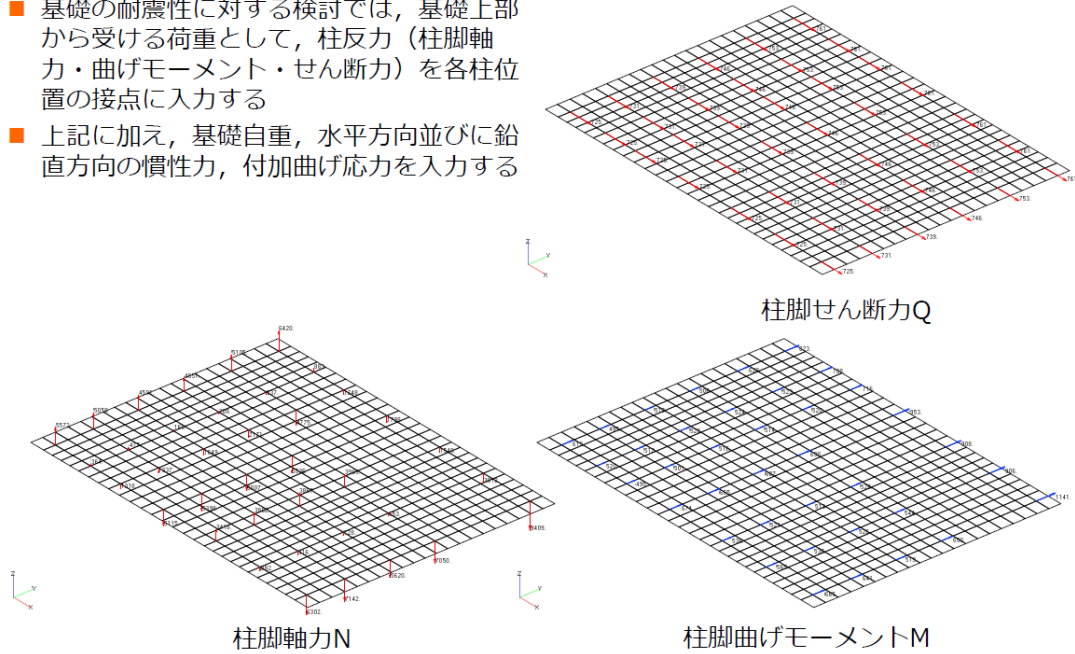
要素番号	方向	荷重ケース (位置) ^{*1}	設計応力		N/(b・D) (×10 ⁻² N/mm ²)	M/(b・D ²) (×10 ⁻² N/mm ²)	Pt (%)	設計配筋 上段：上端筋 (pt:%) 下段：下端筋 (pt:%)	せん断補強筋 (Pw:%)	設計面外 せん断力 Q(kN/m)	許容せん断力 α・f _s ・b・j Q _a (kN/m)	判定
			N ² (kN/m)	M (kN・m/m)								
587	NS	Ss-1+NS+UD (A)	-152.6	431.5	0.051	0.048	0.021	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	D19#400×200 (0.36)	2201.9	5992	O.K.
560	EW	Ss-1+NS+UD (A)	7.4	13.4	0.002	0.001	0	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	D19#400×200 (0.36)	2014.1	5992	O.K.

*1：燃料設備の位置を示す。*2：圧縮を正とする。

基礎版FEMの荷重条件と応力コンター



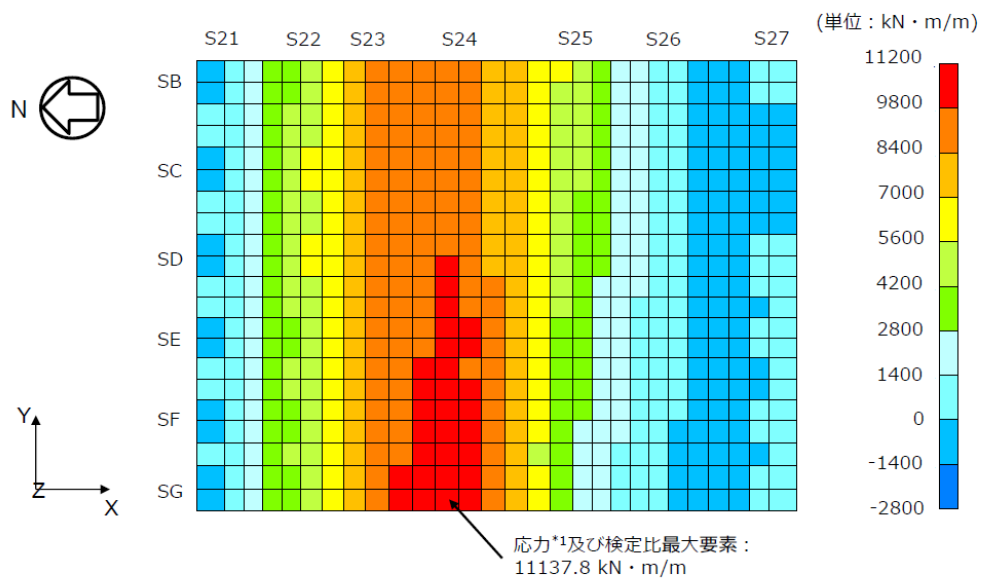
- 基礎の耐震性に対する検討では、基礎上部から受ける荷重として、柱反力（柱脚軸力・曲げモーメント・せん断力）を各柱位置の接点に入力する
- 上記に加え、基礎自重、水平方向並びに鉛直方向の慣性力、付加曲げ応力を入力する



荷重条件例：Ss-1+NS-UD(A)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

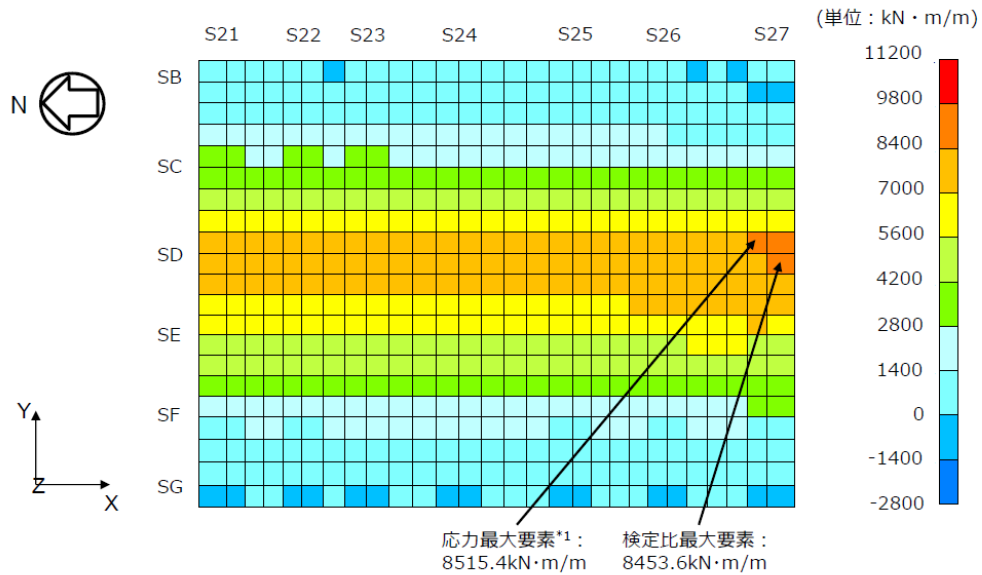
基礎版FEMの荷重条件と応力コンター



*1：本ケースにおける応力最大要素を示す。

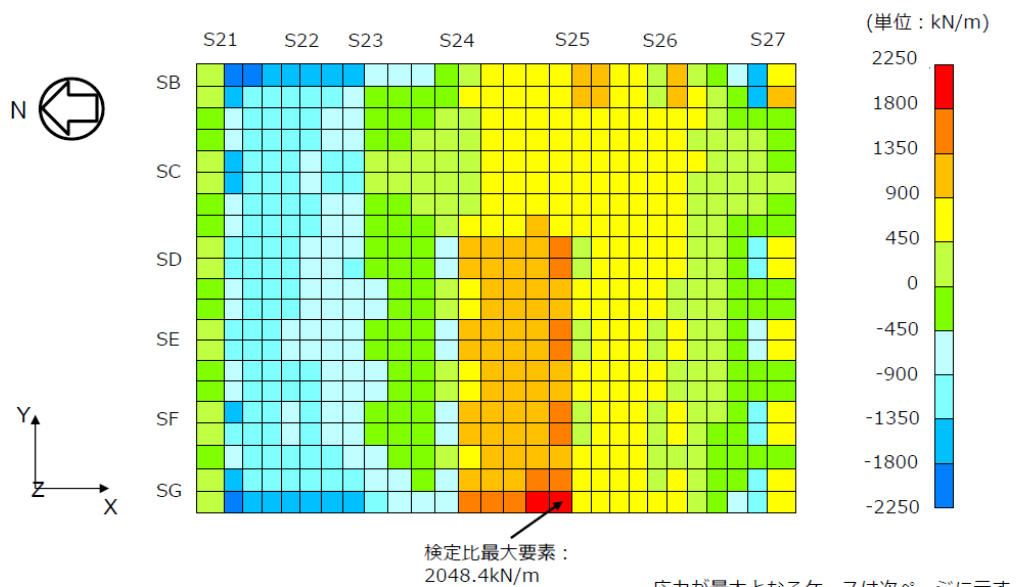
応力コンター（Y軸まわり曲げモーメント）
応力及び検定比最大値発生荷重ケース：Ss-1+NS-UD(A)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社



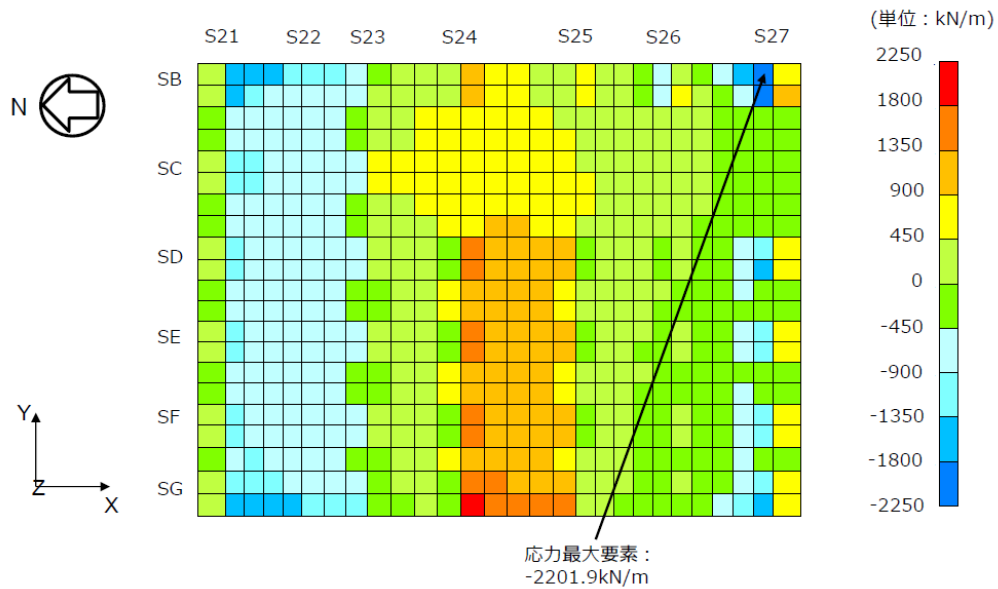
応力コンター (X軸まわり曲げモーメント)
 応力及び検定比最大値発生荷重ケース: Ss-3+EW-UD(B)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社



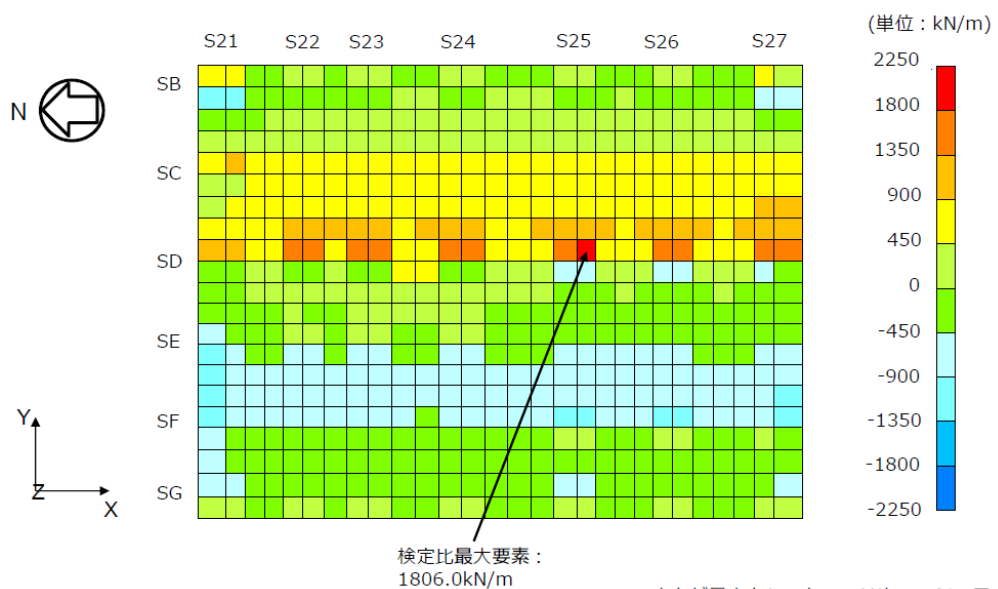
応力コンター (NS方向せん断力)
 検定比最大値発生荷重ケース: Ss-1+NS-UD(A)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社



応力コンター (NS方向せん断力)
応力最大値発生荷重ケース : Ss-1+NS+UD(A)

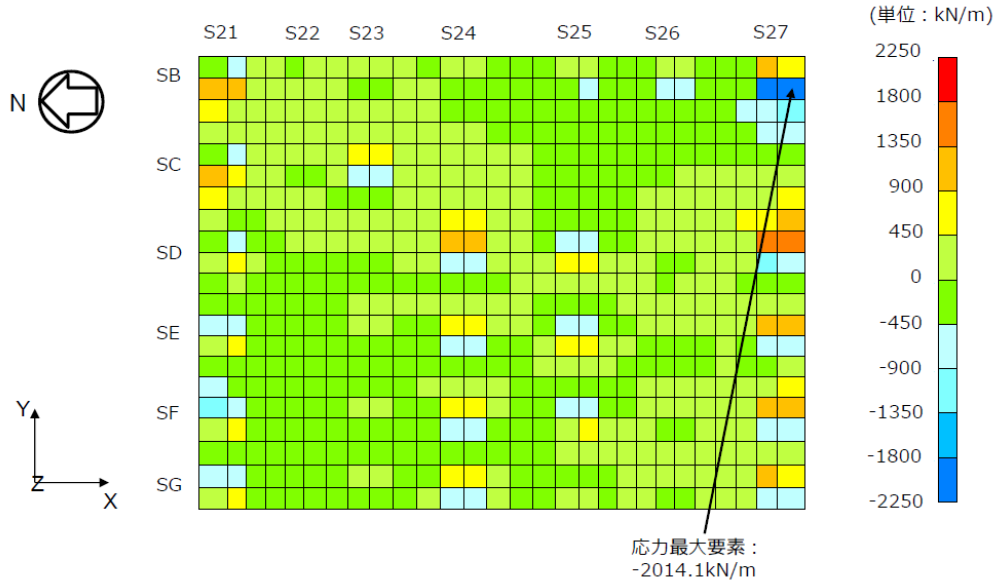
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社



応力が最大となるケースは次ページに示す。

応力コンター (EW方向せん断力)
検定比最大値発生荷重ケース : Ss-2-EW+UD(B)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社



応力コンター (EW方向せん断力)
 応力最大値発生荷重ケース: Ss-1+NS+UD(A)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.7 改良地盤の耐震性に対する検討

■ 基準地震動Ss時に対する検討

検討は「JEAC 4616-2009」に準拠し、基準地震動Ssにより発生する荷重に対して許容限界を満足することを確認する。地震時において、改良地盤底面の最大接地圧及びせん断応力が、改良地盤の短期許容応力以下であることを確認する。

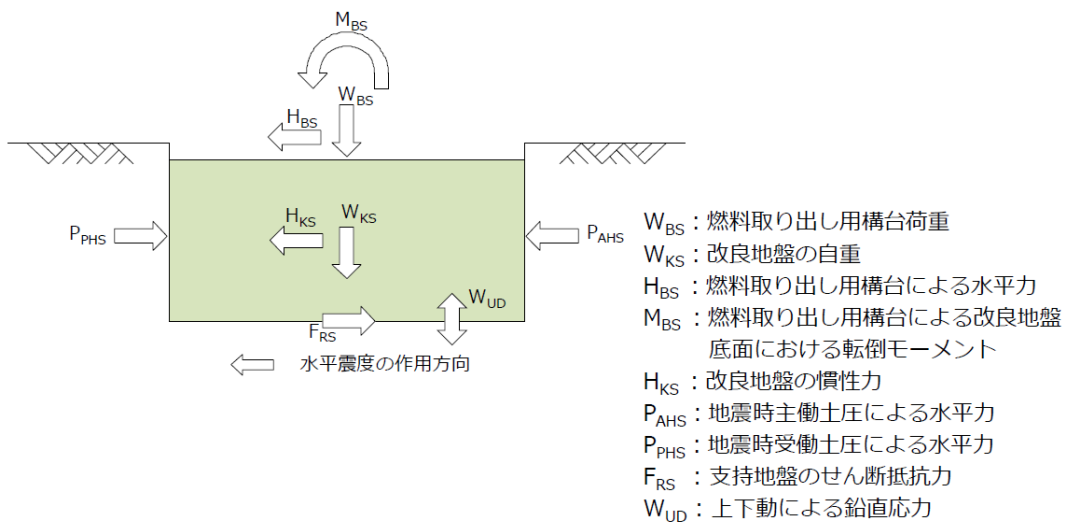


図4.3.7-1 作用荷重 (基準地震動Ss時)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.7 改良地盤の耐震性に対する検討

■ 改良地盤に生じる鉛直応力に対する検討

改良地盤に作用する鉛直応力に対し改良地盤の圧縮強度の安全率が1.5以上であることを確認する。

$$\frac{ssf_{sc}}{\sigma_{y\max}} \geq 1.5$$

ここで、 ssf_{sc} ：改良地盤の圧縮強度

$\sigma_{y\max}$ ：有限要素解析による各要素の鉛直応力の最大値

改良地盤の圧縮強度 (ssf_{sc}) は、「JEAC 4616-2009」により改良地盤の圧縮強度の平均値である設計圧縮強度5000 kN/m²とし、断面欠損を考慮した場合 4900 kN/m²とする。

表4.3.7-1 改良地盤の鉛直応力に対する検討結果

方向	最大鉛直応力 発生地震波	最大鉛直応力 $\sigma_{y\max}$ (kN/m ²)	圧縮強度 ssf_{sc} (kN/m ²)	安全率	カテゴリ	判定
NS	Ss-1	761	4900	6.43	1.50	OK
EW	Ss-2	793	4900	6.17	1.50	OK

4.3.7 改良地盤の耐震性に対する検討

■ 改良地盤に作用するせん断力に対する検討

検討は、改良地盤の基礎直下及び改良地盤下端のせん断力について行う。改良地盤上端及び下端にせん断面を想定し、せん断に対する安全率 F_s が1.5以上であることを確認する。

$$F_s = \frac{F_R}{F_H} \geq 1.5$$

ここで、 F_s ：せん断に対する安全率

F_R ：せん断面上の地盤の水平抵抗力 (kN)

F_H ：せん断面上の地盤のせん断力 (kN)

表 4.3.7-2 改良地盤のせん断力に対する検討結果 (基礎直下)

方向	最大せん断力 発生地震波	最大せん断力 F_H (kN)	水平抵抗力 F_R (kN)	安全率 F_s	カテゴリ	判定
NS	Ss-2	56816	676650	11.90	1.50	OK
EW	Ss-1	55076	676650	12.28	1.50	OK

表 4.3.7-3 改良地盤のせん断力に対する検討結果 (改良地盤下端)

方向	最大せん断力 発生地震波	最大せん断力 F_H (kN)	水平抵抗力 F_R (kN)	安全率 F_s	カテゴリ	判定
NS	Ss-2	105335	676650	6.42	1.50	OK
EW	Ss-1	106956	676650	6.32	1.50	OK

4.3.7 改良地盤の耐震性に対する検討

■ 支持力の検討

支持力の評価は、改良地盤下端における最大鉛直応力が支持地盤の極限支持力度に対し1.5以上の安全率を有していることを確認する。

$$\frac{R_u}{V} \geq 1.5$$

ここで、 R_u ：極限鉛直支持力度
 V ：地震応答解析から得られる最大鉛直応力

表 4.3.7-4 支持地盤の鉛直応力に対する検討結果

方向	最大鉛直応力 発生地震波	最大鉛直応力 V (kN/m ²)	支持地盤の極限支持 力度 R_u (kN/m ²)*	安全率 F_s	クイリア	判定
NS	Ss-1	761	6860	9.01	1.50	OK
EW	Ss-2	793	6860	8.65	1.50	OK

*：「福島第一原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書（4号炉増設）」による。

4.3.8 原子炉建屋接触部の耐震性に対する検討

■ 弾性支承反力に対する検討

地震応答解析で得られる弾性支承に生ずる最大圧縮軸力の反力として原子炉建屋のRC梁に生じるせん断力が、梁の許容せん断耐力以下となることを確認する。

表 4.3.8-1 弾性支承反力に対する検討結果

部位	地震波	入力方向	梁端せん断力Q(kN)	許容せん断耐力Qa(kN)	耐力比	判定
弾性支承受梁	Ss-1	NS(A)*	1203	2313	0.52	O.K.

*：()内は、燃料取扱設備の位置を示す。（表4.2.1-4参照）

■ ばね付きオイルダンパの反力に対する検討

ばね付きオイルダンパの反力を受ける原子炉建屋床架構を有限要素法を用いてモデル化し弾性解析を行う。床スラブは板要素で、大梁は線材でモデル化する。

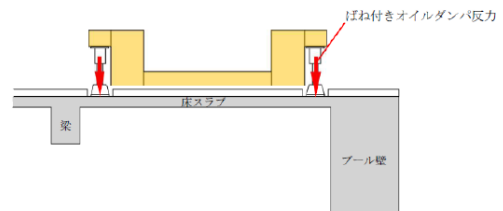


図 4.3.8-1 ばね付きオイルダンパ反力概要図

表 4.3.8-2 ばね付きオイルダンパの反力に対する検討結果

部位	地震波	入力方向	応力	発生応力	許容耐力	耐力比	判定
ばね付き オイルダンパ 受け床スラブ	Ss-1	NS(A)*	曲げM (kNm/m)	79	216	0.37	O.K.
			せん断Q(kN/m)	321	420	0.77	O.K.

*：()内は、燃料取扱設備の位置を示す。（表4.2.1-4参照）

4.3.8 原子炉建屋接触部の耐震性に対する検討

■ オイルダンパ（水平棟間）反力に対する検討

オイルダンパ（水平棟間）の反力を受ける原子炉建屋南側外壁（壁・大梁及び柱）を有限要素法を用いてモデル化し、弾性解析を行う。壁付梁は板要素で、柱は線材でモデル化する。オイルダンパ（水平棟間）の反力を受ける箇所は2箇所あるが、面外方向の反力値が大きく、躯体断面の小さい西側での検定比が支配的となるため西側での検討を代表として行う。

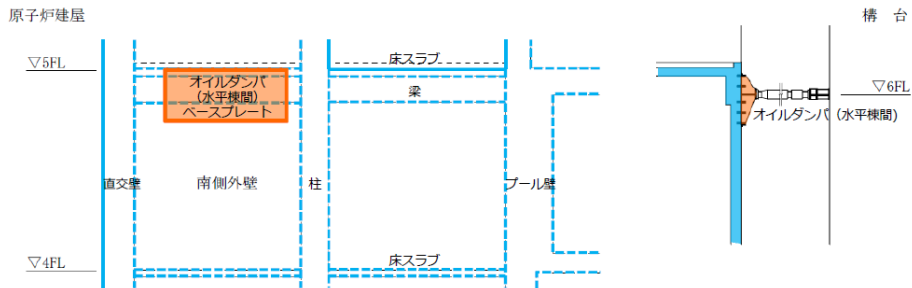


図 4.3.8-2 オイルダンパ（水平棟間）ベースプレート概要図

表 4.3.8-3 オイルダンパ（水平棟間）反力に対する検討結果

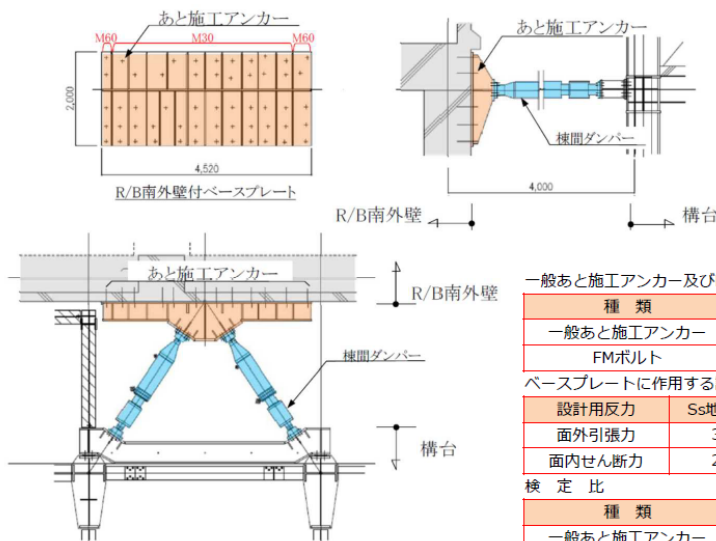
部位	地震波	入力方向	応力	発生応力	許容耐力	耐力比	判定
オイルダンパ (水平棟間) 受け外壁	Ss-2	NS(B)*	曲げM (kNm/m)	206	422	0.49	O.K.
			せん断Q(kN/m)	273	589	0.47	O.K.

* : ()内は、燃料取扱設備の位置を示す。(表4.2.1-4参照)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

棟間ダンパー R/B南外壁接続について

- 棟間ダンパーは、R/B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。
- あと施工アンカーは、地震応答解析で得られた棟間ダンパーのR/B側節点反力（引張及びせん断方向）の最大値に対して短期許容強度を用いて必要本数を算出して配置している。



一般あと施工アンカー及びFMボルトの短期許容強度

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	73 kN/本 引張
FMボルト	M60	265 mm	329 kN/本 せん断

ベースプレートに作用する設計用反力

設計用反力	Ss地震時最大値
面外引張力	3203 kN
面内せん断力	2219 kN

検定比

種類	径	検定比	
一般あと施工アンカー	M30	0.98	引張
FMボルト	M60	0.68	せん断

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

あと施工アンカーの適用性と妥当性について

TEPCO

- M30アンカーボルトの設計は、「各種合成構造設計指針・同解説（日本建築学会）」「4.5接着系アンカーボルトの設計」、及び「あと施工アンカー工法・製品評価認証書 セメフォースアンカー150, セメフォースアンカー500」（日本建築あと施工アンカー協会 認証番号：第17-0005号）による

- 以下の通り、M30のアンカーボルトの設計方法及び工法は妥当であると判断する
 - 躯体コンクリートの設計基準強度は22.1N/mm²であり、各種合成構造設計指針の適用範囲内（18～48N/mm²）である
 - アンカーボルト材料はSNR400であり、各種合成構造設計指針の適用範囲内である
 - 接着材は「あと施工アンカー工法・製品評価認証書」を取得した材料を用いる
 - セメフォースアンカーの製品評価認証書に定めてあるアンカーボルト径はD22までだが、D22を超える太径アンカー筋に対する無機系あと施工アンカーの付着強度に対する知見は土木学会論文に記載されており、D51まで各種合成構造設計指針の付着強度以上が確保されていることを確認していることから、適用には問題無い

- 本アンカーボルトは無機系材料（セメント系）を使用しており、耐久性や耐放射線性はコンクリート躯体同等である

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

あと施工アンカーの適用性と妥当性について

TEPCO

- M60のアンカーボルトの設計は、「評定書（工法等） FMボルト工法」（日本建築センター BCJ評定-SS0031-01）による
- 本評定書において、構造設計方法及び工法が妥当であることが示されている

- 以下の通り、M60のアンカーボルトの設計方法及び工法は妥当であると判断する
 - 躯体コンクリートの設計基準強度は22.1N/mm²であり、評定書の適用範囲内（21～42N/mm²）である
 - アンカーボルト材料はSNR400であり、評定書の適用範囲内である
 - 接着材は評定書で指定された材料である
 - アンカーボルト径M60は評定書の適用範囲内（30～60mm）である

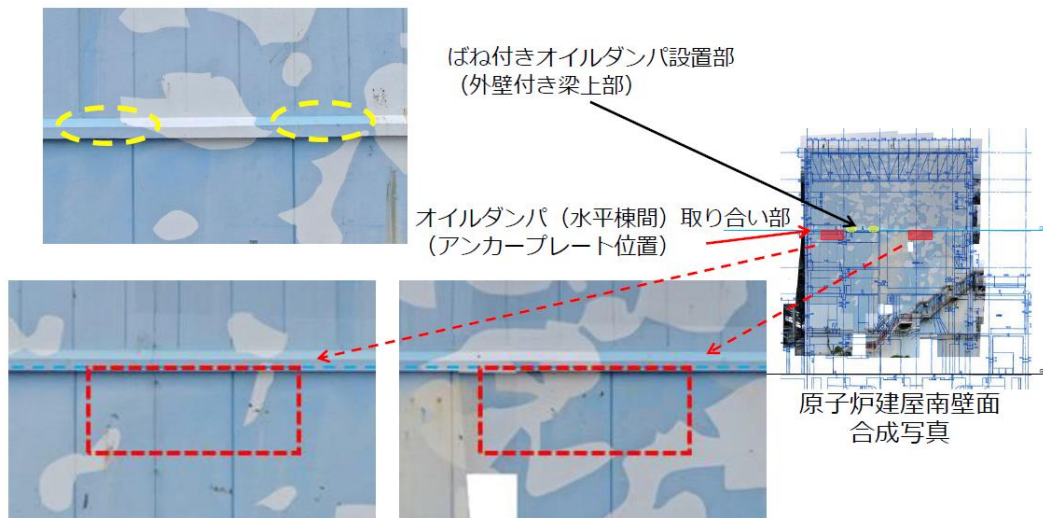
- 本アンカーボルトは無機系材料（セメント系）を使用しており、耐久性や耐放射線性はコンクリート躯体同等である

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

原子炉建屋接触部の状況について (1)

TEPCO

- 現在に至るまでに該当箇所に損傷や劣化が生じていないかを、遠隔カメラによる画像で確認している。
- オイルダンパ（水平棟間）取り合い部およびばね付きオイルダンパ設置部の損傷は、3号機水素爆発によると思われる塗装面の傷が若干見られる程度であり、躯体構造に及ぼす影響は生じていない。



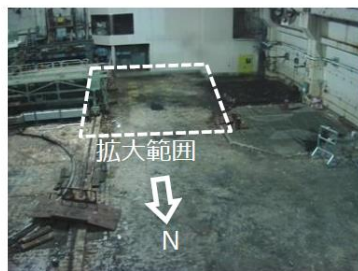
ドローンカメラによる遠隔撮影 (2020/6/29)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

原子炉建屋接触部の状況について (2)

TEPCO

- 弾性支承およびばね付きオイルダンパ設置位置となる原子炉建屋オペレーティングフロア床面上部には大きな損傷は無く、躯体構造に及ぼす影響は生じていない。



オペフロ全景



原子炉建屋天井監視カメラにより遠隔撮影した合成写真 (2021/4/15)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.9 原子炉建屋の耐震性に対する検討

■ 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、基準地震動Ss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。

■ 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、基準地震動Ss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。

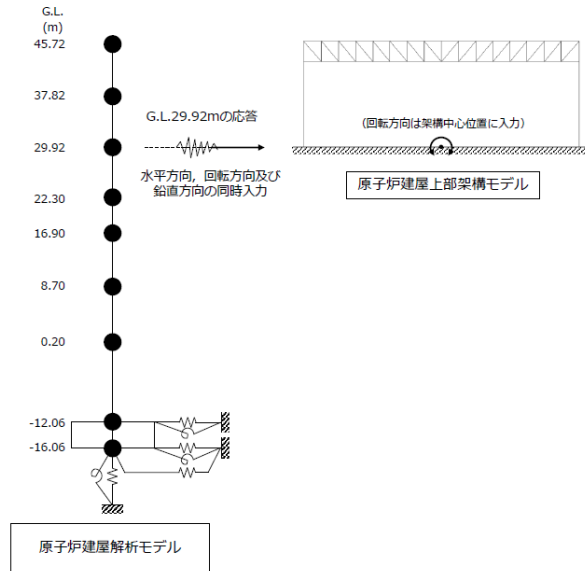


図 4.3.9-1 入力地震動の概念図

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.9 原子炉建屋の耐震性に対する検討

■ 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。

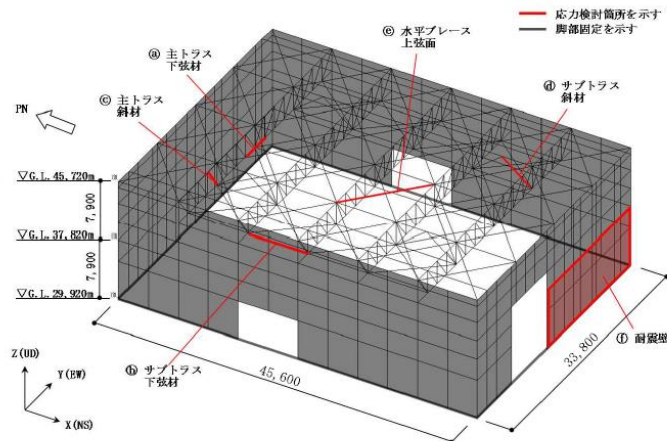


図 4.3.9-2 原子炉建屋上部架構の地震応答解析モデル

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。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.9 原子炉建屋の耐震性に対する検討

■ 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3月）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。

■ 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。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「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。

4.3.9 原子炉建屋の耐震性に対する検討

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>	地震波入力方向 (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>	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>	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

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

4.3.9 原子炉建屋の耐震性に対する検討

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>	地震波入力方向 (位置) *2	塑性率		判定
主トラス	㉔	斜材	2Ls-100×100×13 <SS400>	Ss-1+NS+UD (A)	T/Tu	0.82	O.K.
サブトラス	㉕	斜材	2Ls-100×100×7 <SS400>	Ss-1+NS+UD (A)	C/Cu	0.58	O.K.
水平ブレース	㉖	上弦面	CT-125×250×9×14 <SS400>	Ss-2+EW-UD (A)	C/Cu	1.68	O.K.

*1 : ㉔, ㉕, ㉖ 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

4.3.9 原子炉建屋の耐震性に対する検討

■ 耐震壁のせん断ひずみの検討

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>	地震波入力方向 (位置) *2	せん断ひずみ ($\times 10^{-3}$)	判定
耐震壁	㉗	建屋南側 5F	t=200 <Fc22.1>	Ss-1+EW+UD (A)	0.24	O.K.

*1 : ㉗ 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)

4.3.9 原子炉建屋の耐震性に対する検討

「4.3.2 架構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」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示す。

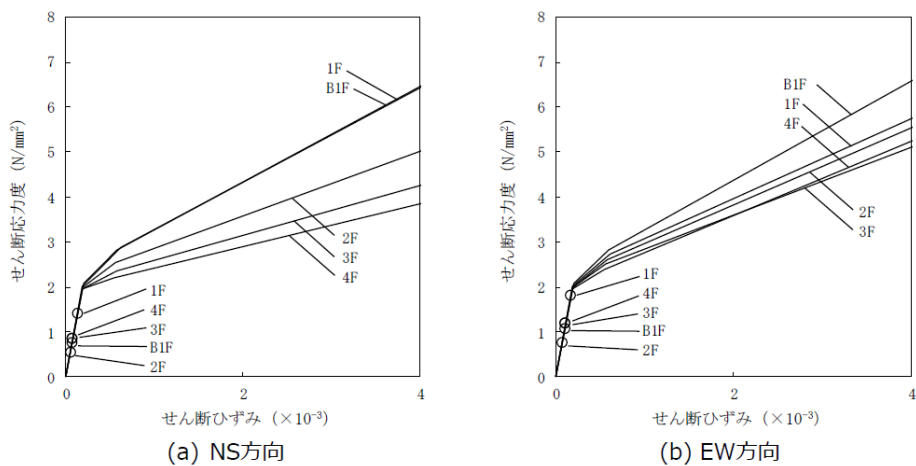


図4.3.9-3 せん断スケルトン曲線上の最大応答値

II 換気設備 換気風量について

1. 必要換気風量の設定

燃料取扱設備等の電気品保護のため、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前室内の環境を 40℃以下(設計値)となるよう換気設備の換気風量を設定する。また、各エリアの放射性物質濃度が上がらないよう換気回数 0.5 回/h 以上を確保することを目安とする。これらの要求を満足する換気風量として、原子炉建屋オペレーティングフロアの換気風量を 20000(m³/h)、燃料取り出し用構台の換気風量を 10000(m³/h)に設定した。具体的な算定結果を以下に示す。

1.1 原子炉建屋オペレーティングフロアの環境維持に必要な換気風量

(1) 設計用熱負荷の除熱に必要な換気風量

$$Q_1 = q_1 / (C_p \cdot \rho \cdot (t_{1a} - t_2) \cdot 1/3600) = 15580 \text{ (m}^3/\text{h)}$$

Q_1 :設計用熱負荷の除熱に必要な換気風量(m³/h)

q_1 :設計用熱負荷, 約 60 (kW)(機器発熱(照明), 使用済燃料プールからの熱)

C_p :定圧比熱, 1.004652(kJ/kg・℃)

ρ :密度, 1.2(kg/m³)

t_{1a} :原子炉建屋オペレーティングフロア温度, 40(℃)

t_2 :設計用外気温度, 28.5(℃)

(2) 換気回数の確保に必要な換気風量

$$Q'_1 = \text{Vol}_1 \cdot 0.5 = 13000 \text{ (m}^3/\text{h)}$$

Q'_1 :換気回数 0.5 回/h に必要な換気風量(m³/h)

Vol_1 :原子炉建屋オペレーティングフロア内容積, 約 26000(m³)

1.2 燃料取り出し用構台の環境維持に必要な換気風量

(1) 設計用熱負荷の除熱に必要な換気風量(m³/h)

$$Q_2 = q_2 / (C_p \cdot \rho \cdot (t_{1b} - t_2) \cdot 1/3600) = 5193 \text{ (m}^3/\text{h)}$$

Q_2 :設計用熱負荷の除熱に必要な換気風量(m³/h)

q_2 :設計用熱負荷, 約 20 (kW)(機器発熱(照明))

C_p :定圧比熱, 1.004652(kJ/kg・℃)

ρ :密度, 1.2(kg/m³)

t_{1b} :燃料取り出し用構台前室内温度, 40(℃)

t_2 :設計用外気温度, 28.5(℃)

(2) 換気回数の確保に必要な換気風量

$$Q'_2 = \text{Vol}_2 \cdot 0.5 = 8000 \text{ (m}^3/\text{h)}$$

Q'_2 :換気回数 0.5 回/h に必要な換気風量(m³/h)

Vol_2 :燃料取り出し用構台前室内内容積, 約 16000(m³)

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における気流の流れ

1章に基づき, 原子炉建屋オペレーティングフロアの換気風量を $20000(\text{m}^3/\text{h})$, 燃料取り出し用構台の換気風量を $10000(\text{m}^3/\text{h})$ に設定した場合の気流の流れを評価する。

2.1 評価モデル

評価モデルを図 1 に, 評価で考慮する隙間を表 1 に示す。

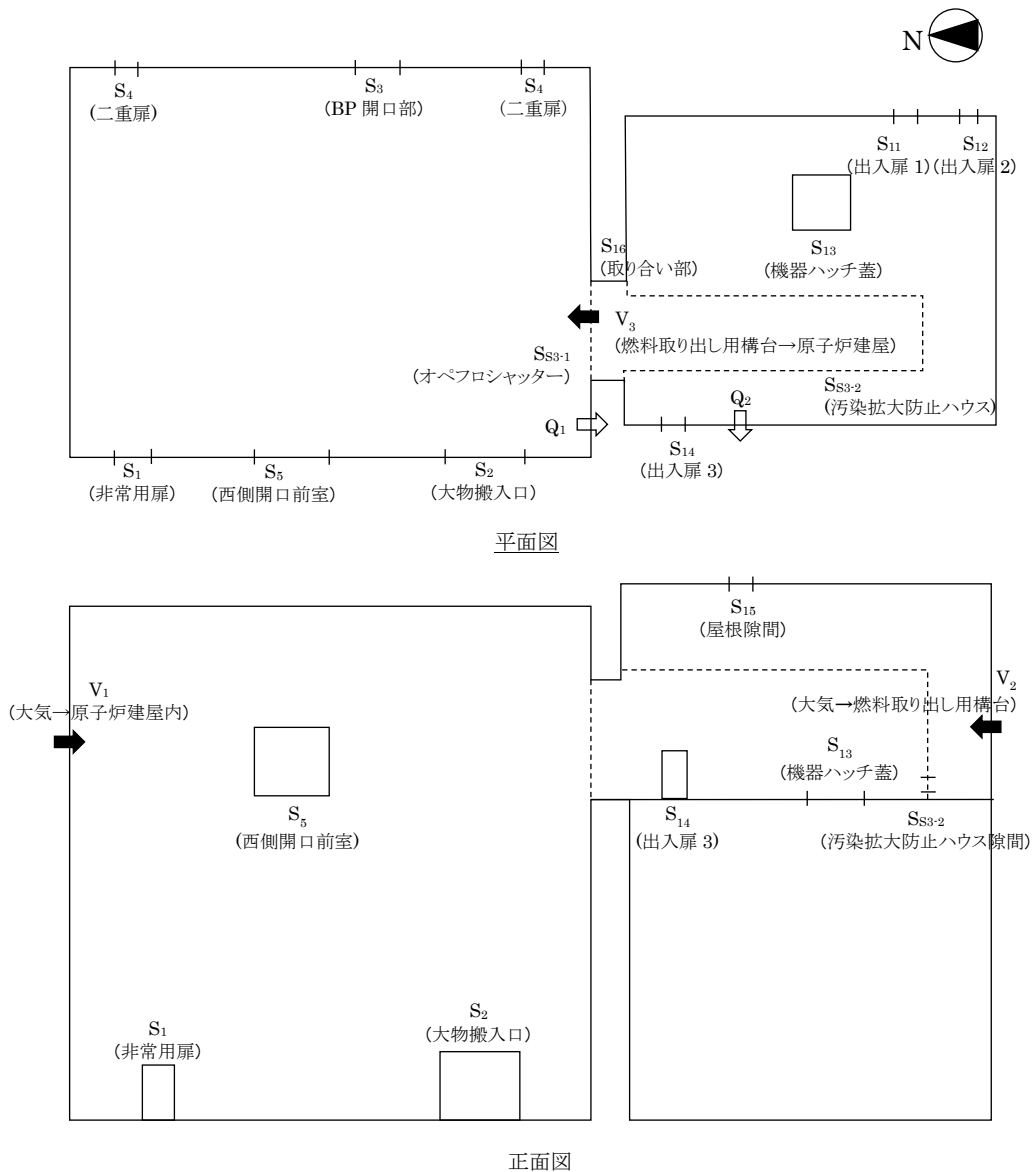


図 1 評価モデル

表 1 評価で考慮する隙間面積

記号	名称	単位	数値(*)	備考
SS1	原子炉建屋隙間 合計面積	m ²	—	
S ₁	非常用扉 開口面積(*)	m ²	0	津波対策のため閉止済
S ₂	大物搬入口 開口面積(*)	m ²	0	津波対策のため閉止済
S ₃	ブローアウトパネル(BP)開口部 隙間面積(*)	m ²	0.34	
S ₄	原子炉建屋二重扉(南北)開口面積(*)	m ²	0	津波対策のため閉止済
S ₅	西側開口前室 開口面積(*)	m ²	0.467	西側開口前室隙間合計
SS2	燃料取り出し用構台隙間合計面積	m ²	—	
S ₁₁	出入扉 1 隙間	m ²	0.06	
S ₁₂	出入扉 2 隙間	m ²	0.08	
S ₁₃	機器ハッチ蓋隙間	m ²	0.2	
S ₁₄	出入扉 3 隙間	m ²	0.06	
S ₁₅	燃料取り出し用構台屋根隙間	m ²	0.98	
S ₁₆	燃料取り出し用構台取り合い部隙間	m ²	0.42	オペプロシャッター開時は SS ₁ に加算 オペプロシャッター閉時は SS ₂ に加算
SS ₃₋₁	オペプロシャッター隙間	m ²	2.33	オペプロシャッター閉時に 適用
SS ₃₋₂	汚染拡大防止ハウス隙間	m ²	2.34	オペプロシャッター開時に 適用

(*)原子炉建屋からの放出量評価適用値。

2.2 評価ケース

燃料取り出し作業時に、大気から原子炉建屋へ、大気から燃料取り出し用構台へ、燃料取り出し用構台から原子炉建屋へ流入する気流が生じることを確認する。評価ケースは以下の2ケースとする。

(1) オペフロシャッター閉時

オペフロシャッター閉、汚染拡大防止ハウスは収納状態とした場合の評価モデルを図2に示す。

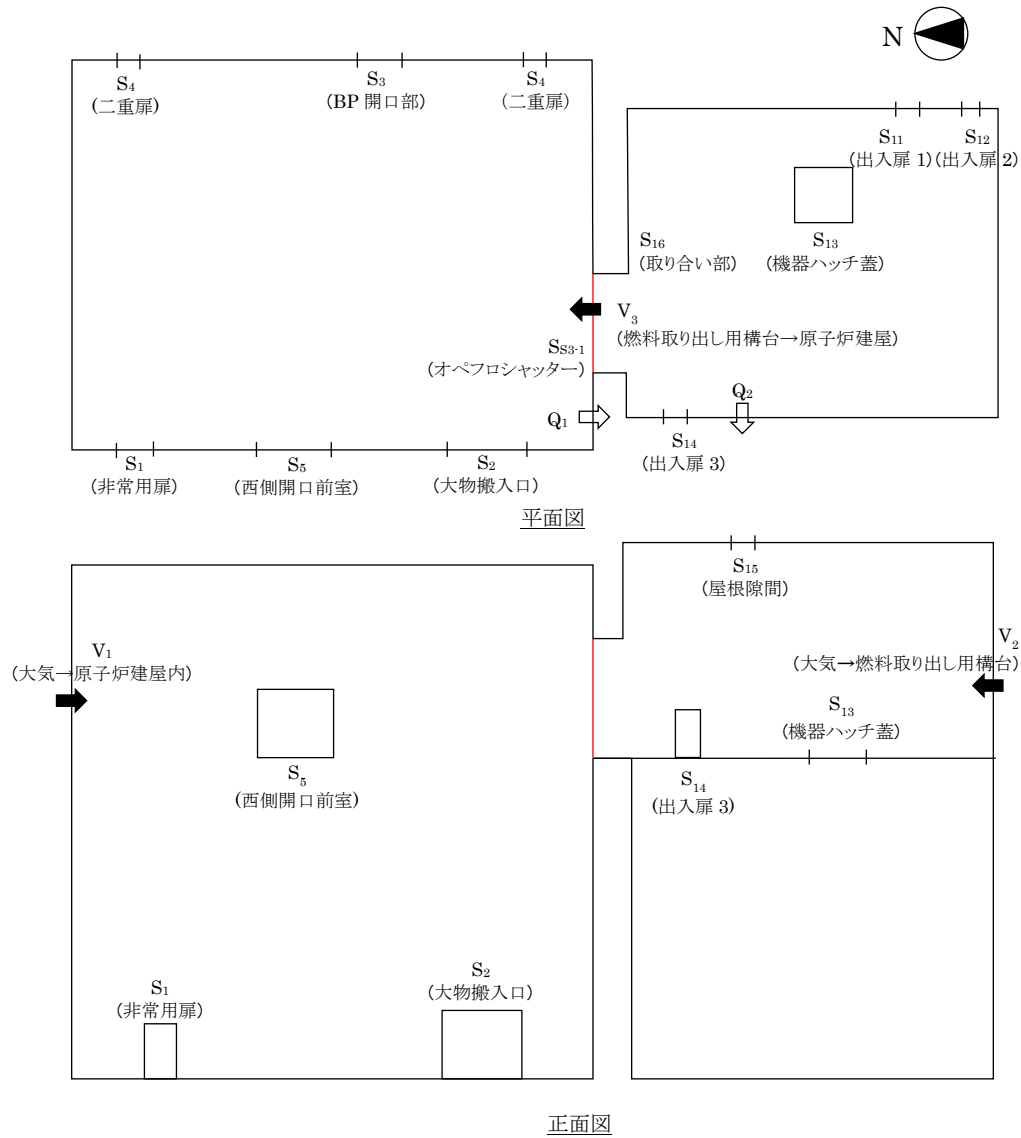


図2 オペフロシャッター閉時 評価モデル

(2) オペプロシャッター開時

オペプロシャッター開, 汚染拡大防止ハウスは展開状態とした場合の評価モデルを図 3 に示す。

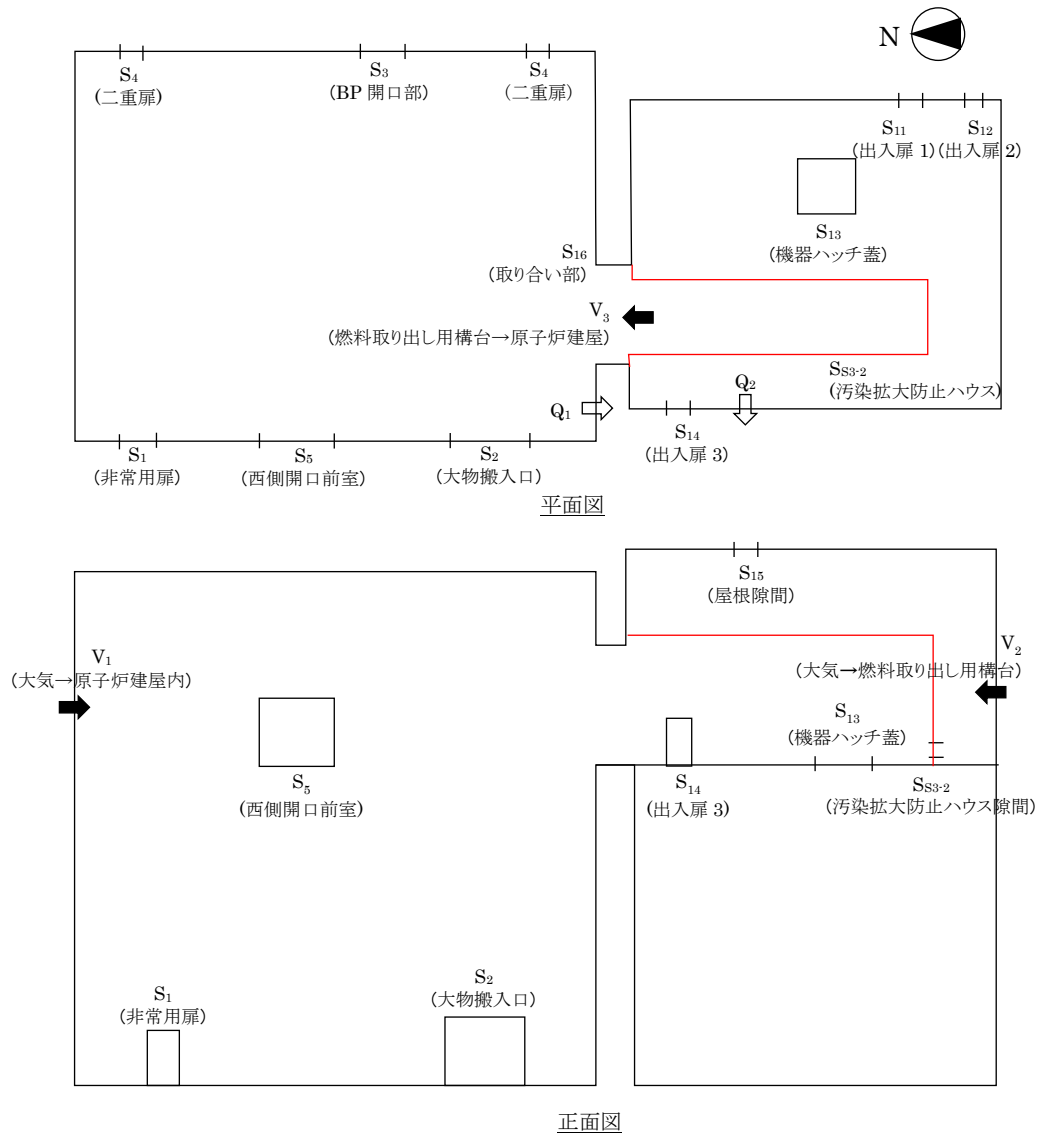


図 3 オペプロシャッター開時 評価モデル

2.3 評価方法

燃料取り出し用構台から原子炉建屋オペレーティングフロアへ気流の流れが生じている状態では原子炉建屋、燃料取り出し用構台でのマスバランスは以下の通りとなる。

$$Q_1 = (V_1 \times S_{S1} + V_3 \times S_{S3}) \times 3600 \quad (1)$$

$$Q_2 = (V_2 \times S_{S2} - V_3 \times S_{S3}) \times 3600 \quad (2)$$

Q_1 : 原子炉建屋換気風量 20000(m³/h)

Q_2 : 燃料取り出し用構台換気風量 10000(m³/h)

S_{S1} : 原子炉建屋隙間合計面積 表 1 参照

S_{S2} : 燃料取り出し用構台隙間合計面積 表 1 参照

S_{S3} : 原子炉建屋／燃料取り出し用構台間隙間 表 1 参照

V_1 : 大気から原子炉建屋への流入風速(m/s)

V_2 : 大気から燃料取り出し用構台への流入風速(m/s)

V_3 : 燃料取り出し用構台から原子炉建屋への流入風速(m/s)

各流入風速は以下の式より求める。

$$P_0 - P_1 = \zeta \times \rho \times V_1^2 / 2g \quad (3)$$

$$P_0 - P_2 = \zeta \times \rho \times V_2^2 / 2g \quad (4)$$

$$P_2 - P_1 = \zeta \times \rho \times V_3^2 / 2g \quad (5)$$

P_0 : 大気圧 0(Pa)

P_1 : 原子炉建屋内圧(Pa)

P_2 : 燃料取り出し用構台内圧(Pa)

ζ : 形状抵抗係数 2.00(-)

ρ : 空気密度 1.2(kg/m³)

g : 重力加速度 9.81(m/s²)

大気圧を 0(Pa)とし、(3)～(5)式を変形する。

$$V_1 = \sqrt{-P_1 \times 2g / (\zeta \times \rho)} \quad (6)$$

$$V_2 = \sqrt{-P_2 \times 2g / (\zeta \times \rho)} \quad (7)$$

$$V_3 = \sqrt{(P_2 - P_1) \times 2g / (\zeta \times \rho)} \quad (8)$$

(6)～(8)式を(1)、(2)式に代入し、マスバランスを満たす P_1 、 P_2 を求める。

2.4 算定結果

2.3 項に記載の方法に従い、原子炉建屋内圧、燃料取り出し用構台内圧を算定し、各流入風速を算定した。

記号	名称	単位	オペフロ シャッター開時	オペフロ シャッター閉時
P ₁	原子炉建屋内圧	Pa	-1.28	-1.38
P ₂	燃料取り出し用構台内圧	Pa	-1.22	-1.20
V ₁	大気から原子炉建屋への 流入風速	m/s	3.2	3.4
V ₂	大気から燃料取り出し用構台へ の流入風速	m/s	3.2	3.1
V ₃	燃料取り出し用構台から 原子炉建屋への流入風速	m/s	0.68	1.2

2.5 評価

2.4 項に示す通り、オペフロシャッターの開閉状態に関わらず、大気から原子炉建屋へ、大気から燃料取り出し用構台へ、燃料取り出し用構台から原子炉建屋へ流入する気流が生じる。

以上より、ダスト飛散抑制の観点で適切に換気風量が設定されていることを確認した。

3. まとめ

1 章及び 2 章に示す通り、原子炉建屋オペレーティングフロアの換気風量を 20000(m³/h)、燃料取り出し用構台の換気風量を 10000(m³/h)と設定することで、原子炉建屋及び燃料取り出し構台内の温度維持、換気回数の確保、ダスト飛散抑制のための気流の確保が可能となることを確認した。

Ⅲ 原子炉建屋オペレーティングフロア床面に設置する遮蔽体の耐震性についての計算書

1/2Ss450 を用いた評価については、「IV 2号機燃料取り出し関連設備に対する 1/2Ss450 評価について」に記載するため、本資料「III 原子炉建屋オペレーティングフロア床面に設置する遮蔽体の耐震性についての計算書」への記載は省略する。

I. 遮蔽体に係る耐震設計の基本方針

1. 設備の重要度による耐震クラス別分類

設備名	耐震 クラス別	確認用 地震動
遮蔽体	ノンクラス	Ss

2号機原子炉建屋内の作業環境改善のため、原子炉建屋内のオペレーティングフロア床面及び壁側に遮蔽体を設置する計画としている。

遮蔽体の耐震クラス別分類は原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601・補-1984)に規定される放射性物質にかかわる設備には該当しないため、ノンクラスとなる。但し、オペレーティングフロアに設置する遮蔽体のうち使用済燃料プール周りに設置するものが、地震による破損などの事象により、使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。

本資料では、使用済燃料プール周りに設置する下記遮蔽体の支持部材の構造強度の結果を示す。各遮蔽体の配置を図1に示す。なお、本書に示す形状は現場の状況に合わせて変更する可能性がある。

- (1) 使用済燃料プール(SFP)北側遮蔽
- (2) 使用済燃料プール(SFP)南側遮蔽
- (3) 使用済燃料プール(SFP)東側遮蔽
- (4) 使用済燃料プール(SFP)西側遮蔽

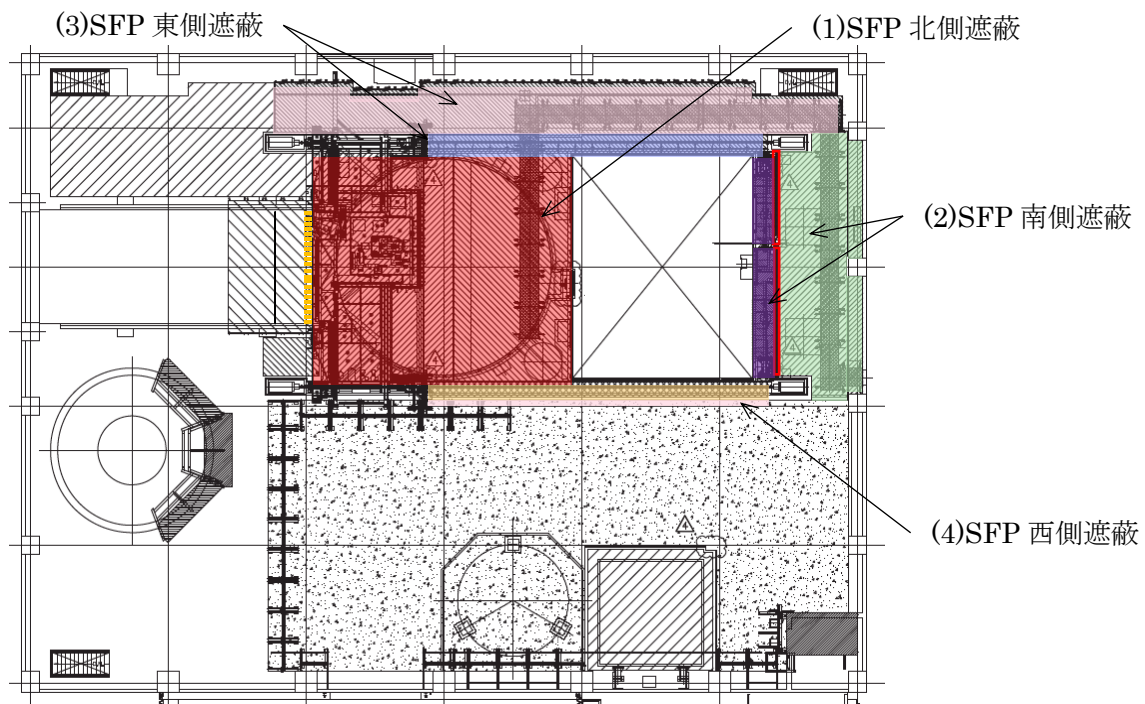


図 1 使用済燃料プール周りに設置する遮蔽体

2. 設計用地震力

遮蔽体の耐震評価には、原子炉建屋オペレーティングフロアの層せん断係数より 1.2 倍の裕度を考慮した静的地震力(水平震度 0.99G, 鉛直震度 0.29), 地震応答解析結果から、遮蔽体を剛構造とみなし 1.2 倍の裕度を考慮した動的地震力(水平震度 0.94G, 鉛直震度 0.54)のうち、保守的となる地震力を選定する。

遮蔽体に負荷される水平力 F は以下のようにあらわされる。

$$F = mgC_H - \mu(1 - C_V)mg = (C_H - \mu(1 - C_V))mg$$

m : 遮蔽体質量

g : 重力加速度

C_H : 水平方向地震力

C_V : 鉛直方向地震力

μ : 摩擦係数(=0.25)

上式において静的地震力により遮蔽体に負荷される水平力 F は、

$$F = 0.8125mg$$

動的地震力による遮蔽体に負荷される水平力 F は、

$$F = 0.825mg$$

となり、動的地震力の方が大きくなる。以降の評価では、遮蔽体の設計用地震力として動的地震力を適用する。

3. 荷重の組合せ, 応力算定及び許容応力

記号の説明

D : 死荷重

Ss : Ss 地震動により求まる地震力

1.5f_s: 許容せん断応力

設計・建設規格 SSB-3121.3 により規定される値

1.5f_c: 許容圧縮応力

同上

1.5f_b: 許容曲げ応力

同上

荷重の組合せ	許容限界		
	1 次応力		
	せん断	圧縮	曲げ
D+Ss	1.5f _s	1.5f _c	1.5f _b

注) 組合せ応力についても評価する。

II. 遮蔽体の耐震性についての計算書

1. 概要

1.1. 一般事項

本計算書は遮蔽体の耐震性についての計算書である。

2. 計算条件

- (1) 遮蔽体は原子炉建屋のオペレーティングフロア上に設置されるため、摩擦係数($\mu = 0.25$)*を考慮し、水平方向地震力からオペレーティングフロアと遮蔽体間の摩擦力を減じた荷重が遮蔽体に負荷されるものとする。

(*電中研報告書「使用済燃料キャスク貯蔵技術の確立-地震時のキャスク転倒評価-」(研究報告:U92037)より、コンクリート及び鋼材表面の塗装条件を様々に変化させた試験結果のうち、最も不利な摩擦係数を適用する。

3. 評価方法

3.1. 応力算定方法

各遮蔽体の支持部に発生する曲げ応力, せん断応力, 支圧応力を工学算定式により算出し, それぞれ許容応力以下となることを確認する。また, 曲げ応力とせん断応力が同時に負荷される場合には, 組合せ応力が許容応力以下となることを確認する。

3.2. 応力の評価方法

材料及び許容応力を表 1 に示す。

表 1 材料及び許容応力

部位		材質	許容応力 (MPa)	
SFP 北側遮蔽	ブラケット	SS400	曲げ	280
			せん断	161
			組合せ	280
	D/S プールカバー 支持ビーム(既設)	A6061T6	支圧	252
SFP 南側遮蔽	荷重受け部材①	SS400	曲げ	280
			せん断	161
			組合せ	280
	荷重受け部材②	SS400	曲げ	280
			せん断	161
			組合せ	280
	引っ掛け部材	SS400	曲げ	280
			せん断	161
			組合せ	280
SFP 東側遮蔽	荷重受け部材	SS400	曲げ	280
			せん断	161
			組合せ	280
	引っ掛け部材	SS400	曲げ	323
			せん断	161
			組合せ	280
SFP 西側遮蔽	荷重受け部材	SS400	曲げ	323
			せん断	161
			組合せ	280

4. 設計条件

4.1. 耐震上の重要度分類 ハンクラス(Ss)

4.2. 据付場所及び床面高さ 原子炉建屋オペレーティングフロア T.P.38484

4.3. 設計震度

水平震度 0.94G, 鉛直震度 0.54G

4.4. 荷重条件

自重+地震荷重

5. 結論

強度評価の結果を表 2 に示す。使用済燃料プール周りに設置する遮蔽体について、地震時水平荷重負荷時に支持部材に生じる応力は許容応力を下回るため、遮蔽体が使用済燃料プールへ落下することはない。

表 2 遮蔽体支持部材の構造強度評価結果

部位		材質	許容応力 (MPa)		算出応力 (MPa)
SFP 北側遮蔽	ブラケット	SS400	曲げ	280	146
			せん断	161	46
			組合せ	280	167
	D/S プールカバー 支持ビーム(既設)	A6061T6	支圧	252	73
SFP 南側遮蔽	荷重受け部材①	SS400	曲げ	280	244
			せん断	161	17
			組合せ	280	246
	荷重受け部材②	SS400	曲げ	280	270
			せん断	161	20
			組合せ	280	273
	引っ掛け部材	SS400	曲げ	280	52
			せん断	161	3
			組合せ	280	53
SFP 東側遮蔽	荷重受け部材	SS400	曲げ	280	23
			せん断	161	6
			組合せ	280	26
	引っ掛け部材	SS400	曲げ	323	201
			せん断	161	13
			組合せ	280	203
SFP 西側遮蔽	荷重受け部材	SS400	曲げ	323	57
			せん断	161	2
			組合せ	280	58

6. 数値計算

6.1. SFP 北側遮蔽

6.1.1 形状・寸法

SFP 北側遮蔽は図 2 に示す通り、SFP 北側のオペレーティングフロア上に並べられた各遮蔽体支持部材間を、かぎ型のフックで接続し、SFP 北側遮蔽全体の地震時水平方向荷重を、北側端部の遮蔽体支持部材のブラケットで支持する構造を有する。そのため、地震時水平方向荷重がブラケットに負荷された場合の強度評価を行う。また、ブラケットと取合い地震時荷重が負荷される D/S プールカバー支持ビームの強度評価を行う。

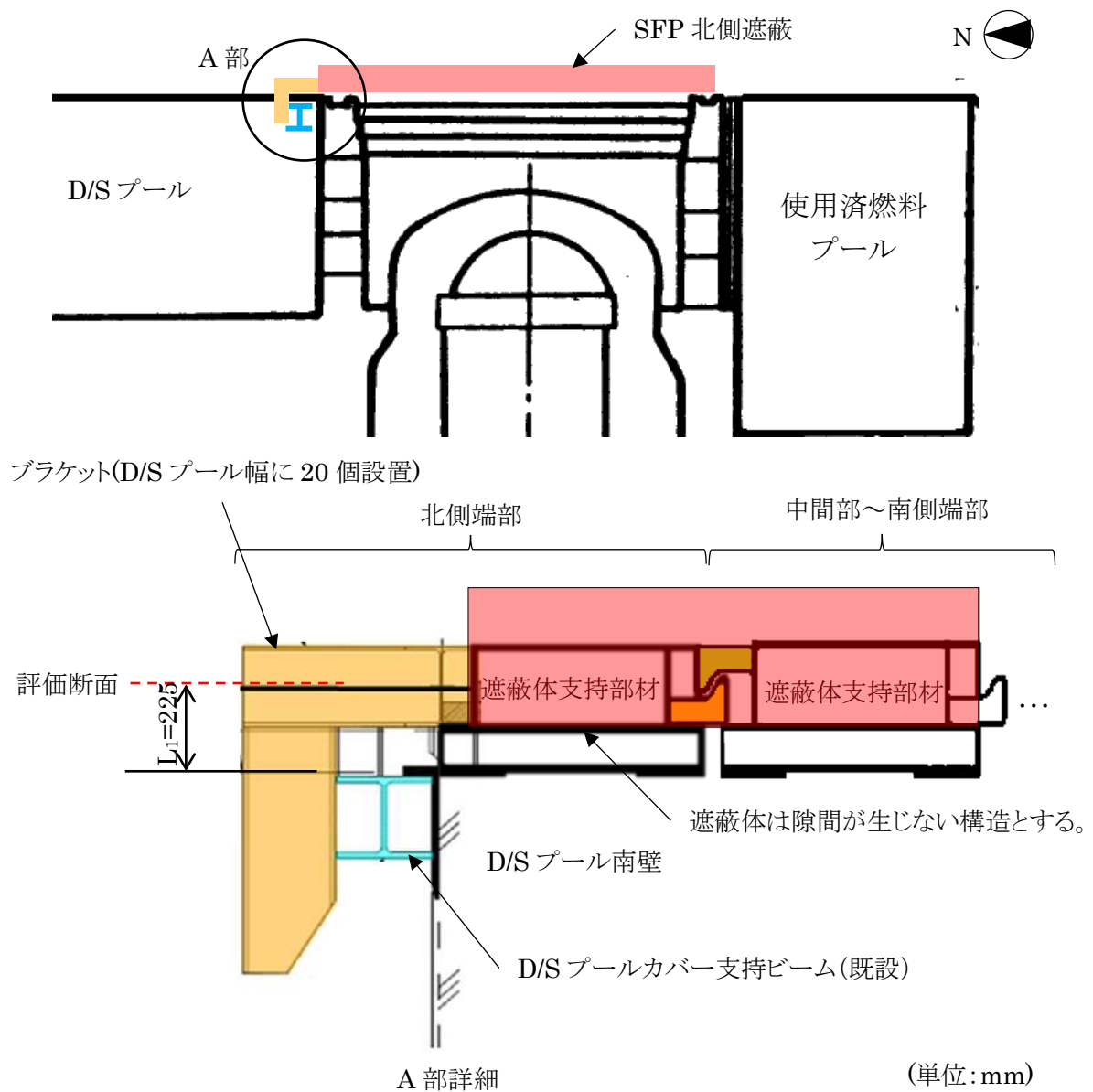


図 2 SFP 北側遮蔽 評価対象部

6.1.2 ブラケットの強度

(1) 曲げ応力

$$P_1 = W_1 \cdot g \cdot (C_H - \mu(1 - C_V))/N_1$$

P_1 :地震時にブラケット 1 個あたりに生じる荷重(N)

W_1 :SFP 北側遮蔽質量 432000(kg)

g :重力加速度 9.80665(m/s²)

C_H :水平方向設計震度 0.94

C_V :鉛直方向設計震度 0.54

μ :摩擦係数 0.25

N_1 :ブラケット数量 20

$$M_1 = P_1 \cdot L_1$$

$$\sigma_1 = M_1/Z_1 = 146(\text{MPa})$$

σ_1 :ブラケット 1 個あたりに生じる曲げ応力(MPa)

M_1 :ブラケット 1 個あたりに生じる曲げモーメント(N・mm)

L_1 :評価断面から荷重点の距離 225(mm)

Z_1 :ブラケットの断面係数 271000(mm³)

(2) せん断応力

$$\tau_1 = P_1/A_1 = 46(\text{MPa})$$

τ_1 :ブラケット 1 個あたりに生じるせん断力(N)

A_1 :ブラケットの断面積 3811(mm²)

(3) 組合せ応力

$$\sigma_{fa1} = \sqrt{\sigma_1^2 + 3 \cdot \tau_1^2} = 167(\text{MPa})$$

σ_{fa1} :ブラケット 1 個あたりに生じる組合せ応力(MPa)

6.1.3 D/S プールカバー支持ビームの強度

(1) 支圧応力

$$\sigma_{p1} = P_1/A_2 = 73(\text{MPa})$$

σ_{p1} :D/S プールカバー支持ビームに生じる支圧応力(MPa)

A_2 :D/S プールカバー支持ビームの支圧断面積 2400(mm²)

6.2. SFP 南側遮蔽

6.2.1 形状・寸法

SFP 南側遮蔽は図 3 に示す通り、SFP 南側のオペレーティングフロア上に並べられた遮蔽体の地震時水平方向荷重をジブクレーン及びチャンネル取扱いブーム間に設置する荷重受け部材で支持する構造を有する。ジブクレーン及びチャンネル取扱ブームはケミカルアンカーにて十分な強度で原子炉建屋オペレーティングフロア床面に固定されているため、地震時水平方向荷重を支持する荷重受け部材の強度評価を行う。また、SFP 南側遮蔽のうち、荷重受け部材より使用済燃料プール側に設置する遮蔽体の地震時水平荷重が、同遮蔽体の引っ掛け部材に負荷された場合の強度評価を行う。

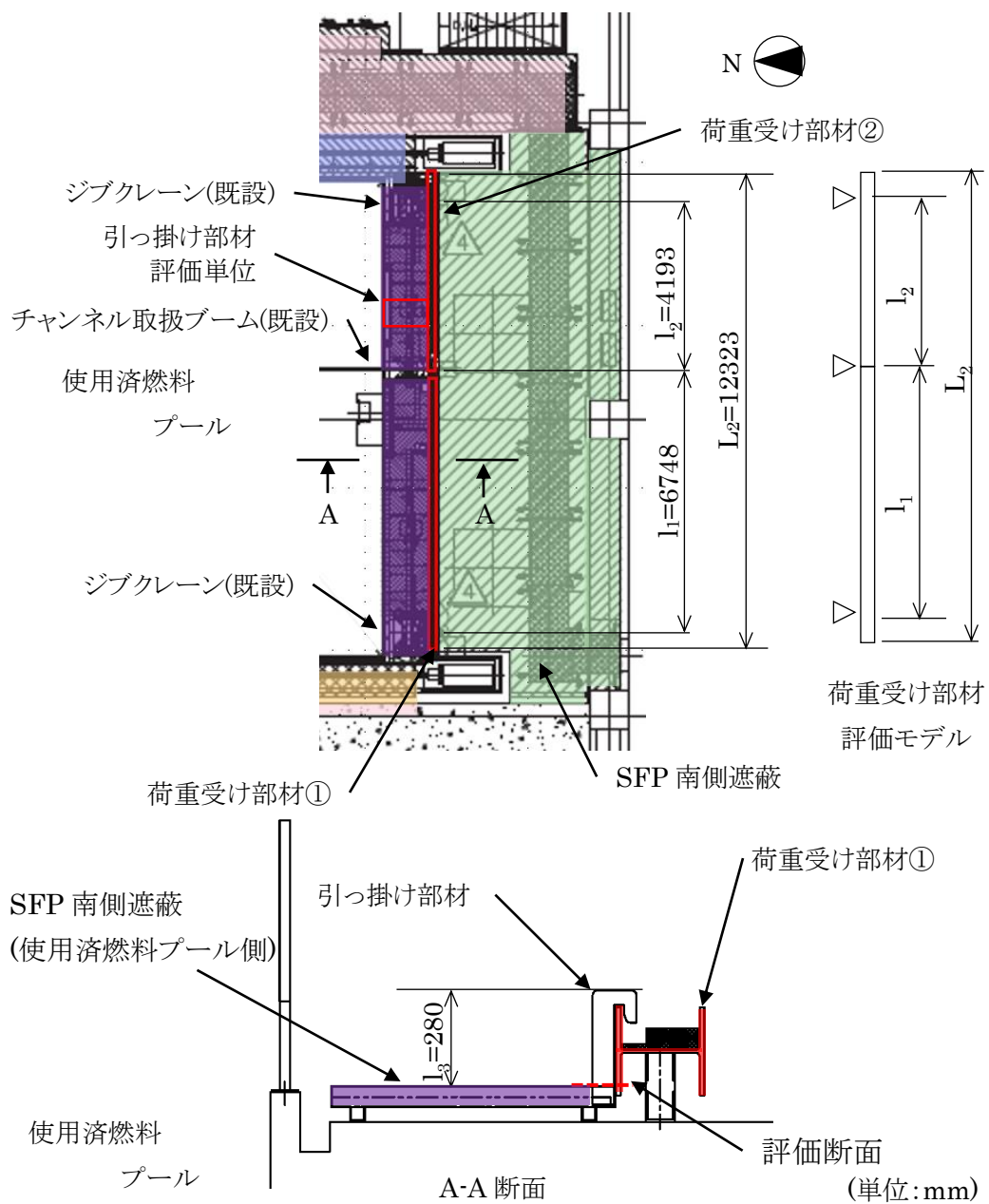


図 3 SFP 南側遮蔽体 評価対象部

6.2.2 荷重受け部材①の強度

(1) 曲げ応力

$$P_2 = W_2 \cdot g \cdot (C_H - \mu(1 - C_V))/L_2$$

P_2 :地震時に荷重受け部材に生じる単位長さ当たりの荷重(N/mm)

W_2 :SFP 南側遮蔽質量 88000(kg)

L_2 :荷重受け部材が荷重を受ける長さ 12323(mm)

$$M_2 = P_2 \cdot l_1^2/8$$

$$\sigma_2 = M_2/Z_2 = 244(\text{MPa})$$

σ_2 :荷重受け部材①に生じる曲げ応力 (MPa)

M_2 :荷重受け部材①に生じる曲げモーメント(N・mm)

l_1 :荷重受け部材①の支持点間距離 6748(mm)

Z_2 :荷重受け部材①の断面係数 1350000(mm³)

(2) せん断応力

$$\tau_2 = P_2 \cdot l_1/(2 \cdot A_1) = 17(\text{MPa})$$

τ_2 :荷重受け部材①に生じるせん断応力(MPa)

A_3 :荷重受け部材①の断面積 11850(mm²)

(3) 組合せ応力

$$\sigma_{fa2} = \sqrt{\sigma_2^2 + 3 \cdot \tau_2^2} = 246(\text{MPa})$$

σ_{fa2} :荷重受け部材①に生じる組合せ応力(MPa)

6.2.3 荷重受け部材②の強度

(1) 曲げ応力

$$M_3 = P_2 \cdot l_2^2/8$$

$$\sigma_3 = M_3/Z_3 = 270(\text{MPa})$$

σ_3 :荷重受け部材②に生じる曲げ応力 (MPa)

M_3 :荷重受け部材②に生じる曲げモーメント(N・mm)

l_2 :荷重受け部材②の支持点間距離 4193 (mm)

Z_3 :荷重受け部材②の断面係数 472000(mm³)

(2) せん断応力

$$\tau_3 = P_2 \cdot l_2/(2 \cdot A_4) = 20(\text{MPa})$$

τ_3 :荷重受け部材②に生じるせん断応力(MPa)

A_4 :荷重受け部材②の断面積 6353(mm²)

(3) 組合せ応力

$$\sigma_{fa3} = \sqrt{\sigma_3^2 + 3 \cdot \tau_3^2} = 273(\text{MPa})$$

σ_{fa3} : 荷重受け部材②に生じる組合せ応力(MPa)

6.2.4 引っ掛け部材の強度

SFP 南側遮蔽(使用済燃料プール側)は評価単位に分割されており、個々に 2 個の引っ掛け部材を有しているため、評価単位での評価とし、評価単位の質量を保守的に設定することで代表とする。引っ掛け部材の評価においては最も大きな曲げ応力が生じる脚部を評価断面とする。

(1) 曲げ応力

$$P_3 = W_3 \cdot g \cdot (C_H - \mu(1 - C_V)) / N_2$$

P_3 : 地震時に引っ掛け部材 1 個当たりに生じる荷重(N)

W_3 : SFP 南側遮蔽(使用済燃料プール側のみ)質量 380 (kg)

N_2 : 遮蔽体 1 個当たりの引っ掛け部材数 2

$$M_4 = P_3 \cdot l_3$$

$$\sigma_4 = M_4 / Z_4 = 52(\text{MPa})$$

σ_4 : 引っ掛け部材 1 個当たりに生じる曲げ応力 (MPa)

M_4 : 引っ掛け部材 1 個当たりに生じる曲げモーメント(N・mm)

l_3 : 引っ掛け部材高さ 280(mm)

Z_4 : 引っ掛け部材の断面係数 8438(mm³)

(2) せん断応力

$$\tau_4 = P_3 / A_5 = 3(\text{MPa})$$

τ_4 : 引っ掛け部材 1 個当たりに生じるせん断応力(MPa)

A_5 : 引っ掛け部材の断面積 675 (mm²)

(3) 組合せ応力

$$\sigma_{fa4} = \sqrt{\sigma_4^2 + 3 \cdot \tau_4^2} = 53(\text{MPa})$$

σ_{fa4} : 引っ掛け部材 1 個当たりに生じる組合せ応力(MPa)

6.3. SFP 東側遮蔽

6.3.1 形状・寸法

SFP 東側遮蔽は図 4 に示す通り, SFP 東側のオペレーティングフロア上に並べられた遮蔽体の地震時水平方向荷重を燃料取替機レールで支持し, 同レールより使用済燃料プール側に設置する遮蔽体の地震時水平方向荷重は引っ掛け部材, 荷重受け部材で支持する構造を有する。燃料取替機レールはケミカルアンカーにて十分な強度で原子炉建屋オペレーティングフロア床面に固定されているため, 燃料取替機レールより使用済燃料プール側に設置する遮蔽体の地震時水平方向荷重が引っ掛け部材及び荷重受け部材に負荷された場合の強度評価を行う。

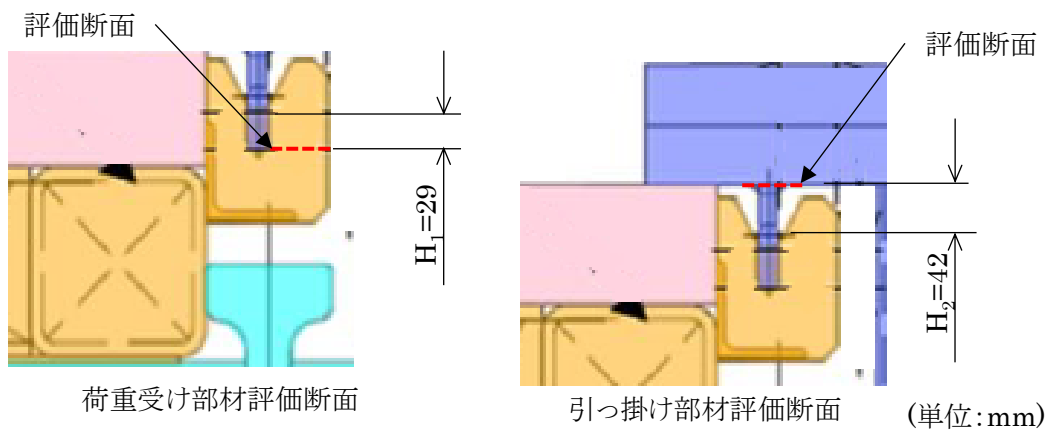
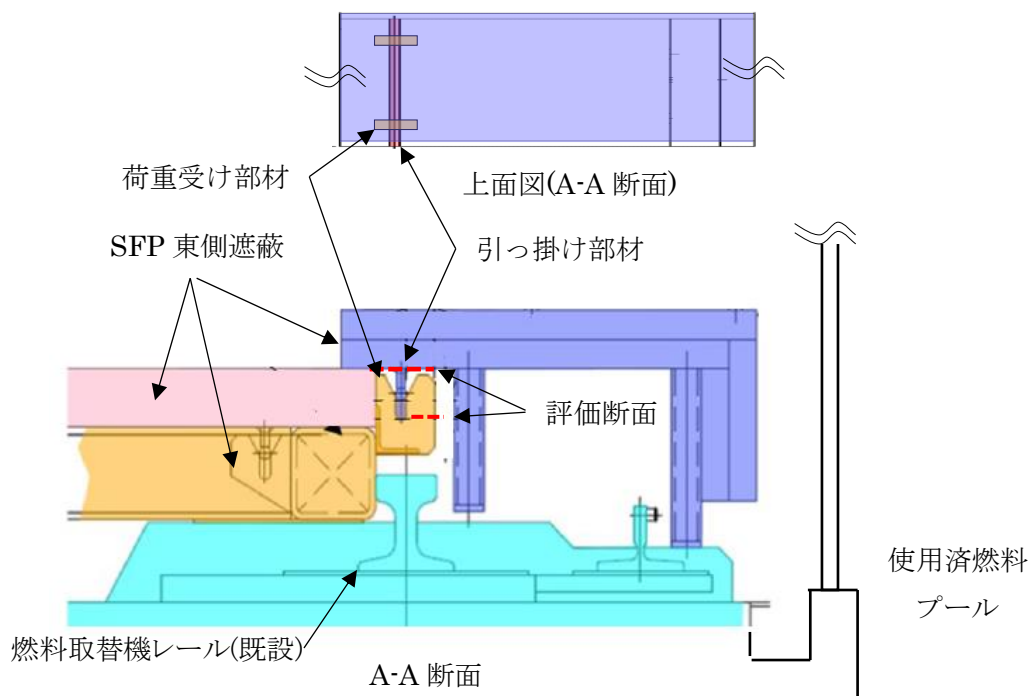
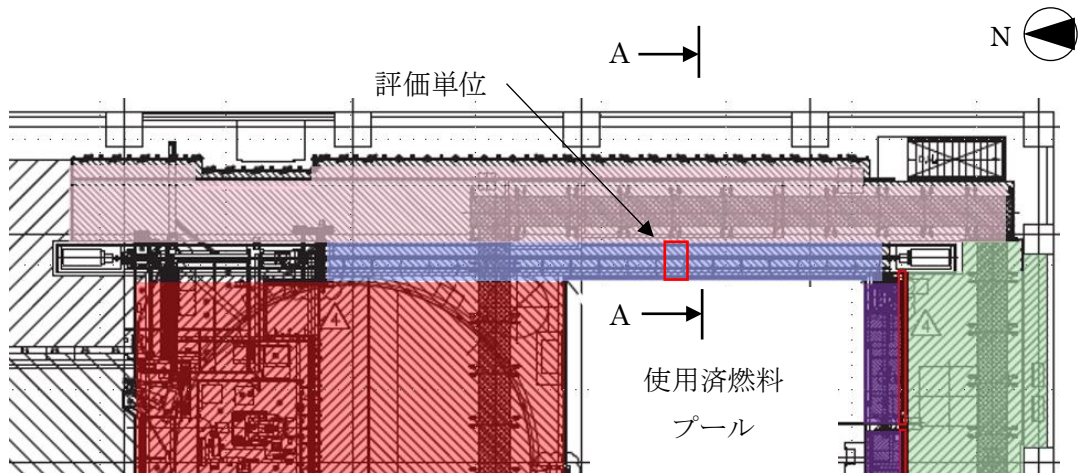


図 4 SFP 東側遮蔽体 評価対象部

6.3.2 荷重受け部材の強度

SFP 東側遮蔽(使用済燃料プール側)は評価単位に分割されており、個々に 2 個の引っ掛け部材を有しているため、評価単位での評価とし、評価単位の質量を保守的に設定することで代表とする。荷重受け部材の評価においては、最も大きな曲げ応力が生じる脚部を評価断面とする。

(1) 曲げ応力

$$P_4 = W_4 \cdot g \cdot (C_H - \mu(1 - C_V))/N_3$$

P_4 :地震時に荷重受け部材 1 個当たりに生じる荷重(N/mm)

W_4 :SFP 東側遮蔽(使用済燃料プール側のみ)質量 570(kg)

N_3 : W_4 を支持する荷重受け部材数 2

$$M_5 = P_4 \cdot H_1$$

$$\sigma_5 = M_5/Z_5 = 23(\text{MPa})$$

σ_5 :荷重受け部材 1 個当たりに生じる曲げ応力 (MPa)

M_5 :荷重受け部材 1 個当たりに生じる曲げモーメント(N・mm)

H_1 :荷重受け部材部材高さ 29(mm)

Z_5 :荷重受け部材 1 個当たりの断面係数 2888(mm³)

(2) せん断応力

$$\tau_5 = P_4/A_6 = 6(\text{MPa})$$

τ_5 :荷重受け部材 1 個当たりに生じるせん断応力(MPa)

A_6 :荷重受け部材の断面積 456(mm²)

(3) 組合せ応力

$$\sigma_{fa5} = \sqrt{\sigma_5^2 + 3 \cdot \tau_5^2} = 26(\text{MPa})$$

σ_{fa5} :荷重受け部材 1 個当たりに生じる組合せ応力(MPa)

6.3.3 引っ掛け部材の強度

最も大きな曲げ応力が生じる引っ掛け部材脚部を評価断面とする。

(1) 曲げ応力

$$P_5 = W_4 \cdot g \cdot (C_H - \mu(1 - C_V))/N_4$$

P_5 :地震時に引っ掛け部材 1 個当たりに生じる荷重(N/mm)

N_4 : W_4 を支持する引っ掛け部材数 2

$$M_6 = P_5 \cdot H_2$$

$$\sigma_6 = M_6/Z_6 = 201(\text{MPa})$$

σ_6 :引っ掛け部材 1 個当たりに生じる曲げ応力 (MPa)

M_6	: 引っ掛け部材 1 個あたりに生じる曲げモーメント(N・mm)	
H_2	: 引っ掛け部材高さ	42(mm)
Z_6	: 引っ掛け部材の断面係数	512(mm ³)

(2) せん断応力

$$\tau_6 = P_5/A_7 = 13(\text{MPa})$$

τ_6 : 引っ掛け部材 1 個あたりに生じるせん断応力(MPa)

A_7 : 引っ掛け部材の断面積 192 (mm²)

(3) 組合せ応力

$$\sigma_{fa6} = \sqrt{\sigma_6^2 + 3 \cdot \tau_6^2} = 203(\text{MPa})$$

σ_{fa6} : 引っ掛け部材 1 個あたりに生じる組合せ応力(MPa)

6.4. SFP 西側遮蔽

6.4.1 形状・寸法

SFP 西側遮蔽は図 5 に示す通り, SFP 西側のオペレーティングフロア上に並べられた遮蔽体の地震時水平方向荷重を既設燃料取替機レールで支持する構造を有する。既設燃料取替機レールはケミカルアンカーにて十分な強度で原子炉建屋オペレーティングフロア床面に固定されているため, SFP 西側遮蔽体の地震時水平方向荷重が荷重受け部材に負荷された場合の強度評価を行う。

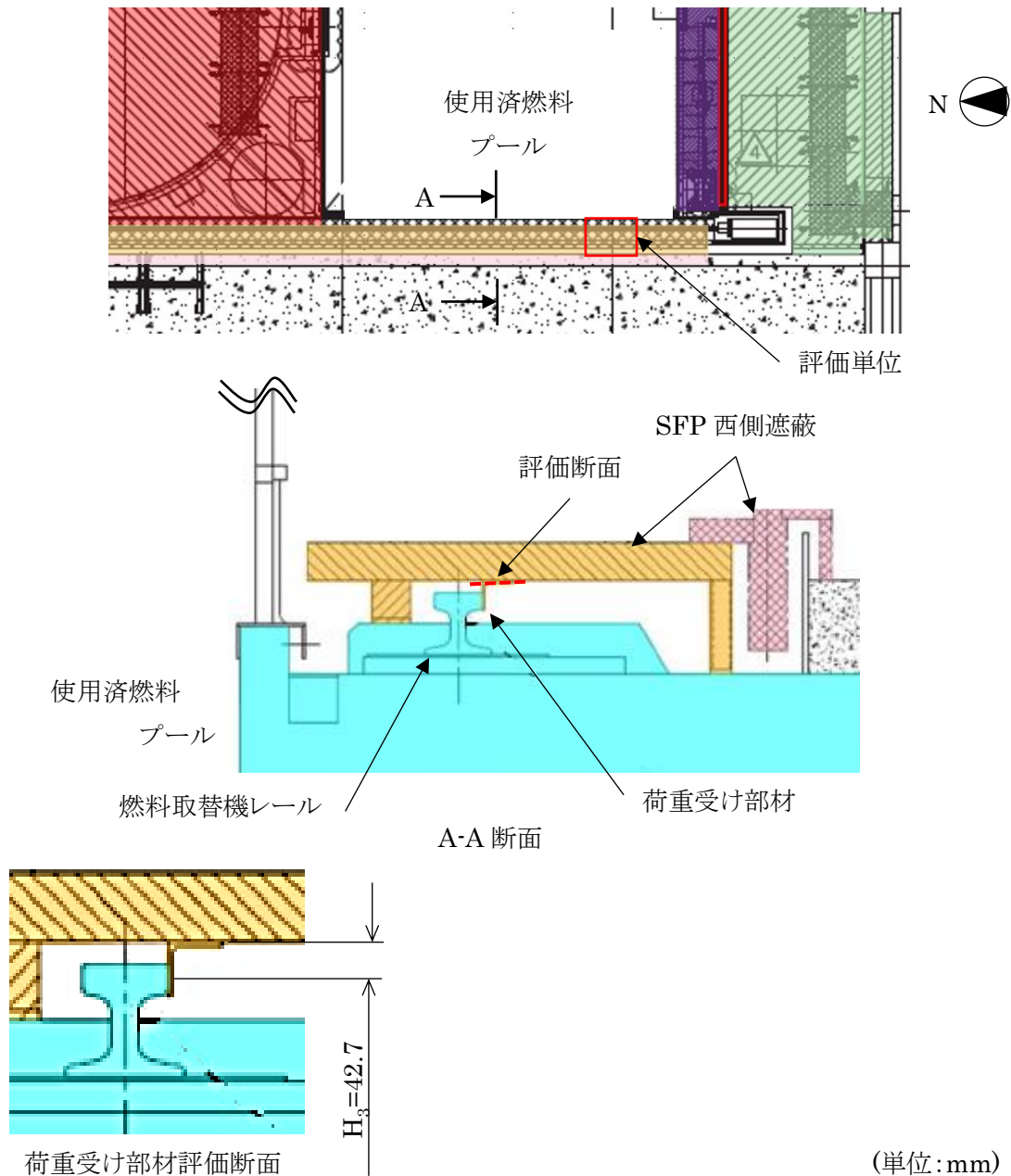


図 5 SFP 西側遮蔽 評価対象部

6.4.2 荷重受け部材の強度

SFP 西側遮蔽は評価単位に分割されており、個々に荷重受け部材で支持されるため、評価単位での評価とし、評価単位の質量を保守的に設定することで代表とする。荷重受け部材の評価においては、最も大きな曲げ応力が生じる脚部を評価断面とする。

(1) 曲げ応力

$$P_6 = W_6 \cdot g \cdot (C_H - \mu(1 - C_V))$$

P_6 :地震時に荷重受け部材 1 個当たりに生じる荷重(N)

W_6 :SFP 西側遮蔽質量 960(kg)

$$M_7 = P_6 \cdot H_3$$

$$\sigma_7 = M_7 / Z_7 = 57(\text{MPa})$$

σ_7 :荷重受け部材 1 個当たりに生じる曲げ応力 (MPa)

M_7 :荷重受け部材 1 個当たりに生じる曲げモーメント(N・mm)

H_3 :荷重受け部材部材高さ 42.7(mm)

Z_7 :荷重受け部材断面係数 5880 (mm³)

(2) せん断応力

$$\tau_7 = P_6 / A_8 = 2(\text{MPa})$$

τ_7 :荷重受け部材 1 個当たりに生じるせん断応力(MPa)

A_8 :引っ掛け部材の断面積 5880(mm²)

(3) 組合せ応力

$$\sigma_{fa7} = \sqrt{\sigma_7^2 + 3 \cdot \tau_7^2} = 58(\text{MPa})$$

σ_{fa7} :引っ掛け部材 1 個当たりに生じる組合せ応力(MPa)

IV 2号機燃料取扱設備及び燃料取り出し用構台に対する 1/2Ss450 評価について

解析条件比較（燃料取り出し用構台）

- 1/2Ss450（水平2方向+鉛直方向）を適用した場合の影響評価として、実施計画変更認可初回申請書記載の解析結果（以下、Ss600評価結果）と比較する
- 1/2Ss450評価では、地震動の位相反転を考慮せずに解析ケースを絞っているため、位相反転を考慮することによる、断面検討結果の変動から評価ケースの代表性を確認する
- 解析条件

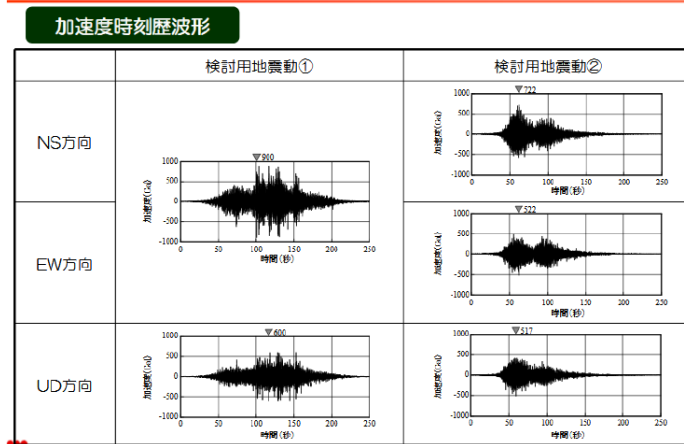
解析条件	条件相違	1/2Ss450評価	Ss600評価
解析に用いる入力地震動	有り	1/2Ss450 次頁以降に示す検討用地震動（最大加速度900gal）の1/2の最大加速度450galの地震動（1波）	Ss600 バックチェックにて作成した基準地震動Ss（最大加速度600gal,450gal）（3波）
地震力の組合せ	有り	水平2方向 及び鉛直方向地震力の同時入力	水平1方向 及び鉛直方向地震力の同時入力
ケース数	有り	1ケース*	8ケース
地盤定数	有り (手法は同様)	1/2Ss450 の水平動を用いて等価線形解析により算出	Ss600 の水平動を用いて等価線形解析により算出
地盤バネ	有り (手法は同様)	上記地盤定数を用いて算出	上記地盤定数を用いて算出
原子炉建屋モデル	無し	質点系モデル	
構台モデル	無し	三次元立体モデル	
荷重条件 (燃料取扱設備荷重)	無し	構内用輸送容器揚重時を想定し、構内用輸送容器を含んだ重量を、燃料取扱設備の動作姿勢（R/B内：キャスクヒットへのキャスク揚重、構台内：機器ハッチへのキャスク揚重）を考慮したうえで構台の解析モデル（ランウェイガータ上）に分配 燃料取扱設備位置は原子炉建屋内位置(A)と前室内位置(B)の2ケース考慮	

* 位相反転を考慮することによる、断面検討結果の変動から代表性確認を実施

検討に用いる地震動の概要

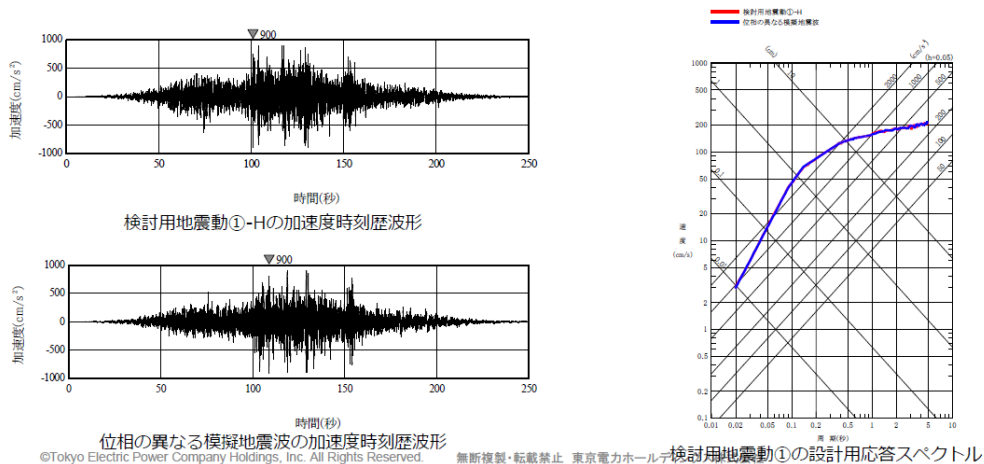
- 本検討に用いる地震動は、第27回特定原子力施設監視・評価検討会にてご説明した、検討用地震動（以下、「Ss900Gal」という）とする。
- Ss900Galは以下の二つの地震動からなる。
- Ss600による評価結果との比較には、Ss900Galの二つの地震動のうち、振幅が大きく、燃料取り出し用構台および燃料取扱設備の応答が大きくなる傾向となる検討用地震動①を用いる。

4. 1 検討用地震動の評価（検討用地震動）



検討に用いる地震動の概要（水平二方向の検討に関して）

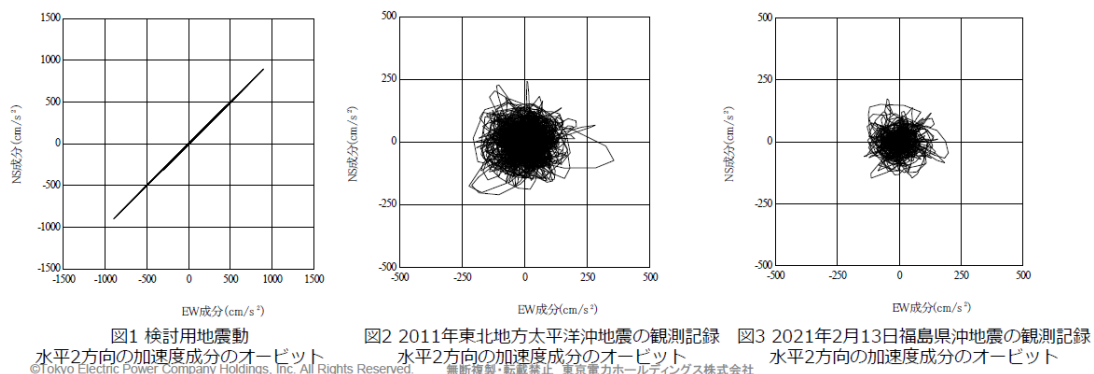
- 水平二方向の影響評価を実施するに当たっては、水平2方向及び鉛直方向地震力の同時入力を行う。
- 影響評価に当たっては、全く同じ地震動が同時に水平2方向に入力されることは現実的に考えにくいことから、検討用地震動①を作成した方法と同一の方法で、目標とする応答スペクトルに適合する位相の異なる模擬地震波を利用する。
- なお、検討用地震動①-Hの位相が、2011年東北地方太平洋沖地震において福島第一原子力発電所敷地内の地震観測記録のNS方向の位相を基に作成していることから、模擬地震波はそれと直交するEW方向の位相を基に作成する。



観測記録を用いた位相差の確認

- なお、念のために自由地盤系南地点（O.P.-200m）の観測記録から、当該サイトにおいて、水平2方向の地震波で位相差が生じる傾向を確認した。確認の方法として、検討用地震動①を同時に水平2方向に入力した場合のオービット（図1）と、観測記録の水平2方向のオービット（図2及び図3）との比較を行った。図1から、全く同じ地震動を同時に水平2方向に入力した場合、オービットは現実的に考えにくい45°方向に直線的な軌跡を示す。一方、図2及び図3より観測記録ではオービットは位相差によって生じるランダムな軌跡を示すことを確認した。

本資料におけるO.P.表記は震災前の「旧O.P.表記」を指す。T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)とO.P.からT.P.への誘替値(-727mm)を用いて、下式に基づき換算する。
(換算式) T.P. = 旧O.P. - 1,436mm



- また、検討用地震動①と位相の異なる模擬地震波を水平2方向に入力した場合のオービット（図4）と観測記録の水平2方向のオービット（図2及び図3）との比較を行った。図4のオービットはランダムな軌跡を示し、実際の観測記録と似たような軌跡を示すことを確認した。
- このため、位相の異なる模擬地震波はサイト特性を適切に考慮しており、妥当であると考えている。

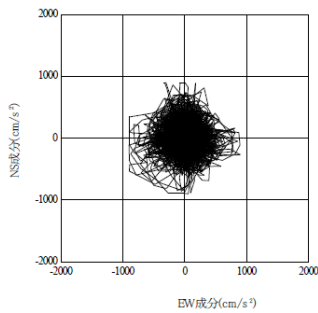


図4 検討用地震動①と位相の異なる模擬地震波の水平2方向の加速度成分のオービット

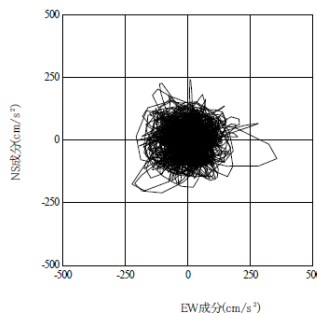


図2 2011年東北地方太平洋沖地震の観測記録 水平2方向の加速度成分のオービット

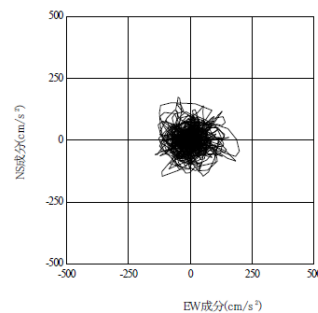
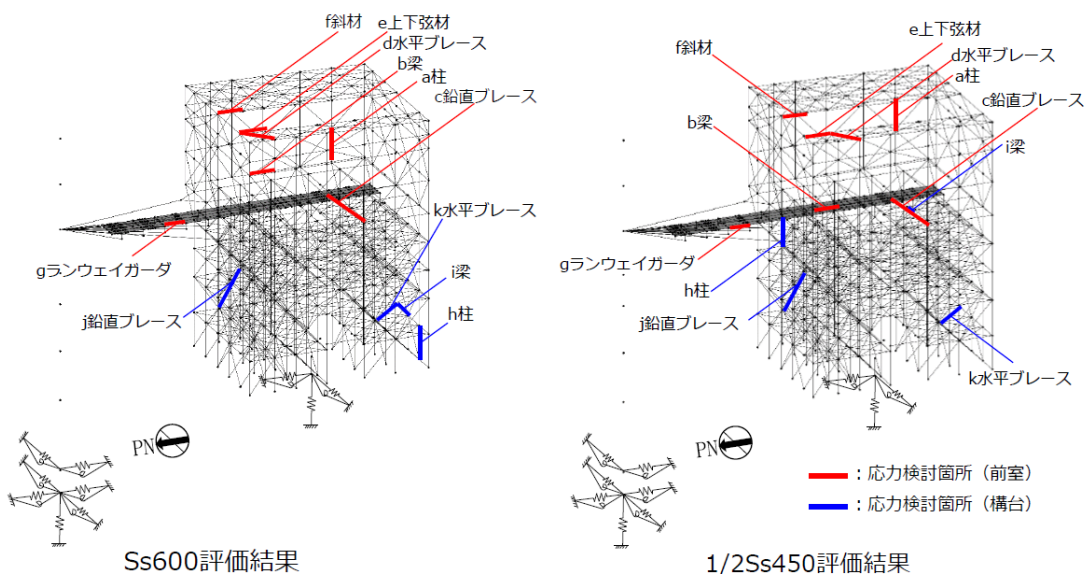


図3 2021年2月13日福島県沖地震の観測記録 水平2方向の加速度成分のオービット

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

影響評価結果（燃料取り出し用構台）

- 燃料取り出し用構台（鉄骨部材）の断面検討結果の比較を、前室と構台の層に区分し、より詳細に比較を行った
- 評価の結果、最大応力度比発生部材は下図のとおり



©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

影響評価結果（燃料取り出し用構台）



- 燃料取り出し用構台（鉄骨部材）の断面検討結果の比較は以下のとおり
- 部位により、同位置の部材が最大になる場合と、異なる場合の両方が存在するが、全ての部位において1/2Ss450評価結果がSs600評価結果を下回ることを確認した

部位	Ss600評価結果					1/2Ss450評価結果					比				
	部材形状(mm) <使用材料>	設備位置	許容応力度 (N/mm ²)	作用応力度 (N/mm ²)	応力度比	部材形状(mm) <使用材料>	設備位置	許容応力度 (N/mm ²)	作用応力度 (N/mm ²)	応力度比					
前室	a	柱	H-700×300 ×14×28 <SM490A>	(A)	f _c	310	13.7	0.82	H-700×300 ×14×28 <SM490A>	(A)	f _c	310	24.2	0.71	0.87
					f _{by}	298	223.5				f _{by}	313	180.8		
					f _{bz}	357	3.6				f _{bz}	357	17.9		
					f _s	205	27.6				f _s	205	3.0		
	b	梁	H-390×300 ×10×16 <SM490A>	(B)	f _t	357	6.8	0.91	H-390×300 ×10×16 <SM490A>	(B)	f _t	357	3.8	0.70	0.77
					f _{by}	273	0.0				f _{by}	273	0.0		
					f _{bz}	357	314.6				f _{bz}	357	243.8		
					f _s	205	5.5				f _s	205	4.2		
c	鉛直 ブレース	φ-355.6×9.5 <STK490>	(A)	f _c	279	199.6	0.72	φ-355.6×9.5 <STK490>	(B)	f _c	279	128.8	0.47	0.66	
d	水平 ブレース	2[s-200×90 ×8×13.5 <SS400>	(B)	f _t	258	178.7	0.70	2[s-150×75 ×9×12.5 <SS400>	(B)	f _t	258	129.7	0.51	0.73	

燃料取り出し用構台（鉄骨部材）の断面検討結果比較（前室(1)）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

影響評価結果（燃料取り出し用構台）



部位	Ss600評価結果					1/2Ss450評価結果					比				
	部材形状(mm) <使用材料>	設備位置	許容応力度 (N/mm ²)	作用応力度 (N/mm ²)	応力度比	部材形状(mm) <使用材料>	設備位置	許容応力度 (N/mm ²)	作用応力度 (N/mm ²)	応力度比					
前室	e	屋根 トラス 上下弦 材	H-300×300 ×16×16 <SM490A>	(B)	f _c	316	221.0	0.80	H-300×300 ×16×16 <SM490A>	(B)	f _c	316	169.2	0.66	0.83
					f _{bz}	357	33.3				f _{bz}	357	43.7		
					f _s	205	0.5				f _s	205	0.7		
	f	屋根 トラス 斜材	2[s-150×75 ×6.5×10 <SS400>	(B)	f _c	239	148.7	0.63	2[s-150×75 ×6.5×10 <SS400>	(A)	f _c	239	117.1	0.49	0.78
	g	ラン ウェイ カーダ	□-1500×900 ×(80+40)×80 <SN490B>	(A)	f _c	323	24.2	0.35	□-1500×900 ×(80+40)×80 <SN490B>	(A)	f _c	323	20.4	0.29	0.83
					f _b	323	85.4				f _b	323	69.8		
f _s					186	14.9	f _s				186	12.5			

燃料取り出し用構台（鉄骨部材）の断面検討結果比較（前室(2)）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

影響評価結果（燃料取り出し用構台）



部位		Ss600評価結果					1/2Ss450評価結果					比			
		部材形状(mm) <使用材料>	設備 位置	許容応力度 (N/mm ²)	作用応力度 (N/mm ²)	応力度比	部材形状(mm) <使用材料>	設備 位置	許容応力度 (N/mm ²)	作用応力度 (N/mm ²)	応力度比				
構台	h	柱	(X)H-700×300 ×36×36 (Y)H-700×350 ×36×40 <SM490A>	(B)	f _c	343	43.4	0.91	(X)H1500×400 ×16×32 (Y)H-700×350 ×16×32 <SM490A>	(B)	f _c	348	41.6	0.83	0.92
					f _{by}	337	246.2				f _{by}	303	120.5		
					f _{bz}	357	17.1				f _{bz}	357	108.5		
					f _s	205	18.8				f _s	205	12.8		
	i	梁	H-750×350 ×40×40 <SM490A>	(B)	f _c	350	24.1	0.87	H-800×350 ×19×36 <SM490A>	(B)	f _c	342	0.1	0.69	0.80
					f _{by}	352	265.9				f _{by}	339	152.4		
					f _{bz}	357	5.0				f _{bz}	357	0.7		
					f _s	205	41.5				f _s	205	106.1		
	j	鉛直 ブレース	φ-406.4×9.5 <STK490>	(B)	f _c	294	214.2	0.73	φ-406.4×9.5 <STK490>	(B)	f _c	294	137.7	0.47	0.65
	k	水平 ブレース	[-180×75×7 ×10.5 <SS400>	(B)	f _t	258	63.3	0.25	[-180×75×7 ×10.5 <SS400>	(B)	f _t	258	36.1	0.14	0.56

燃料取り出し用構台（鉄骨部材）の断面検討結果比較（構台）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

影響評価結果（燃料取り出し用構台）



- 弾性支承およびオイルダンパの応答結果の比較は以下のとおり
- 1/2Ss450評価結果がSs600評価結果を下回ることを確認した
- 前頁に記載した、燃料取り出し用構台（鉄骨部材）の断面検討結果と併せ、1/2Ss450評価結果がSs600評価結果を下回り、影響が十分小さいことを確認した

オイルダンパの応答結果比較

		許容値	Ss600 評価結果		1/2Ss450評価 結果	
			設備 位置	最大応 答値	設備 位置	最大 応答値
オイルダンパ (水平棟間)	変位 (mm)	±100	(B)	50	(A)	40
	速度 (m/s)	0.70	(B)	0.54	(A)	0.42
オイルダンパ (鉛直)	変位 (mm)	±60	(B)	18	(B)	13
	速度 (m/s)	0.50	(B)	0.16	(B)	0.07
ばね付き オイルダンパ	変位 (mm)	±100	(A)	18	(A)	14
	速度 (m/s)	1.00	(A)	0.14	(A)	0.10

弾性支承の応答結果比較

		Ss600 評価結果		1/2Ss450 評価結果	
		設備 位置	最大圧縮 面圧 σ _D (N/mm ²)	設備 位置	最大圧縮 面圧 σ _D (N/mm ²)
西側	圧縮限界強度 σ _v (N/mm ²)	(A)	10.83	(A)	8.80
	43.00				
	東側				

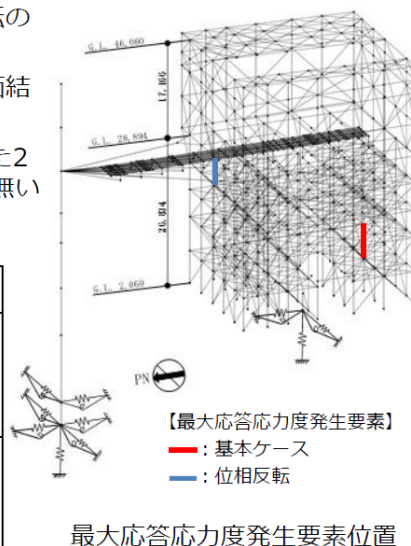
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

影響確認に用いた評価ケースの代表性について

TEPCO

- 1/2Ss450評価結果で応力度比が最大となるケース（設備位置(B), 要素：柱）に対し、位相反転を考慮した場合（1ケース）の応力度比の変動を下表の通り確認した
- 上記最大応力度比となる部材における変動は6%程度
- 1/2Ss450評価結果とSs600評価結果の差は全頁以前に記載の通り最小でも8%と、1/2Ss450評価における位相反転の変動以上に大きく大小関係は変わらない
- 許容値への裕度は、上記1/2Ss450評価結果とSs600評価結果の差以上に大きい
- 以上から、新耐震方針への変更による影響確認は実施した2ケース（設備位置(A)および(B), 位相反転無し）で問題無いことを確認した

荷重ケース	部材形状(mm) <使用材料>	許容応力度 (N/mm ²)	作用応力度 (N/mm ²)	応力度比	基本ケース との比較	
1/2Ss450 -NS+EW+UD (B) (基本ケース)	(X)H-1500×400 ×16×32 (Y)H-700×350 ×16×32 <SM490A>	f_c	348	41.6	0.83	1.00
		f_{by}	303	120.5		
		f_{bz}	357	108.5		
		f_s	205	12.8		
		f_c	322	70.9		
f_{by}	340	120.5				
f_{bz}	357	72.6				
f_s	205	5.6				

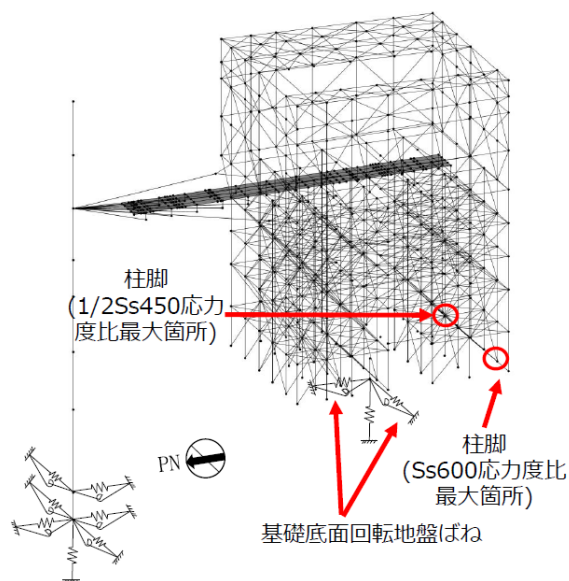


©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

基礎スラブの影響評価について

TEPCO

- 地震応答解析結果より基礎スラブに作用する検討用応力を次頁の通り比較した
- 基礎全体に掛かる転倒モーメントの比較のため、基礎底面回転地盤ばね反力の最大応答値を用いて比較
- 柱脚反力により局所的に応答が大きくなる箇所が存在すると考えられるため、全体の転倒モーメント比較に加え、柱脚の最大応力度比の比較も実施
- 1/2Ss450の検討用応力はSs600より小さくなるため、基礎の耐震性に対する検討は、1/2Ss450評価結果がSs600評価結果を下回り、影響が十分小さいことを確認した



©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

基礎スラブの影響評価について

【全体応答】

基礎スラブの地震時検討用応力の比較（全体）

地震時検討用応力		Ss600	1/2Ss450	1/2Ss450/Ss600
最大転倒モーメント	M _{NS} (kN・m)	1,119,000	649,000	0.58
	M _{EW} (kN・m)	843,000	658,000	0.79
最大軸力	N(kN)	49,000	46,000	0.94

1/2Ss450では、水平2方向の影響を考慮する必要があるため、発生時刻の異なるNS方向、EW方向の最大転倒モーメントを、荷重係数法を用いて一方を係数倍(0.4)したうえで、二乗和平方根を用いて合成し、Ss600の1方向の転倒モーメントと比較する。

・NS方向

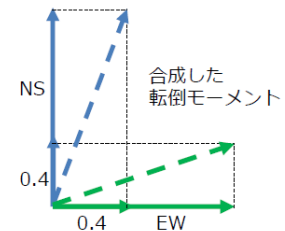
$$\text{合成した転倒モーメント} = \sqrt{649,000^2 + (0.4 \times 658,000)^2} \approx 701,000 \text{ kN} \cdot \text{m}$$

$$701,000 / 1,119,000 = \underline{0.63}$$

・EW方向

$$\text{合成した転倒モーメント} = \sqrt{(0.4 \times 649,000)^2 + 658,000^2} \approx 708,000 \text{ kN} \cdot \text{m}$$

$$708,000 / 843,000 = \underline{0.84}$$



【局所応答】

構台から作用する応力（柱脚柱の断面検討結果）の比較

柱脚柱の断面検討結果	Ss600	1/2Ss450	1/2Ss450/Ss600
応力度比	0.91	0.76	0.84
部材形状(mm)	(X)H-700×300×36×36 (Y)H-700×350×36×40 <SM490A>	(X)H-700×300×40×40 (Y)H-700×350×40×40 <SM490A>	

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

基礎スラブの影響評価について

- 前頁で記載した転倒モーメントの合成方法の妥当性を確認するため、Ss600評価の最大モーメントと、荷重係数法を用いた1/2Ss450評価の最大転倒モーメントに加え、時刻歴評価による1/2Ss450評価の最大転倒モーメントの比較を行った
- 時刻歴評価による1/2Ss450評価の最大転倒モーメントが、Ss600評価の最大モーメントと、荷重係数法を用いた1/2Ss450評価の最大転倒モーメントより小さくなっており、荷重係数法を用いた転倒モーメントの合成方法の妥当性を確認した

基礎スラブの地震時検討用応力の比較（全体）

地震時検討用応力		Ss600	1/2Ss450 (荷重係数法)	1/2Ss450 (時刻歴評価)
最大転倒モーメント	M _{NS} (kN・m)	1,119,000	649,000	(648,000)*
	M _{EW} (kN・m)	843,000	658,000	(155,000)*
合成した転倒モーメント	M(kN・m)	-	708,000	667,000

* 合成した転倒モーメントが最大となる時刻のNS方向、EW方向それぞれの転倒モーメントを記載

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

- 使用済燃料プール周りに設置する遮蔽体について、新基準による地震水平荷重負荷時に支持部材に生じる応力が、許容応力を下回ることを確認した。
- また、Ss600と1/2Ss450の評価結果の比較検討を行った。その結果1/2Ss450を用いた場合より保守的であることを確認した。
- 比較検討結果
 - ✓ Ss600 :地震時に遮蔽対に負荷される水平力が大きい動的地震動を用いて評価。
 - ✓ 1/2Ss450:地震時に遮蔽体に負荷される水平力は、Ss600で算出した値を下回る結果となった。
 - ✓ これより、1/2Ss450の評価結果はSs600の評価結果に包絡される。

適用地震動	静的地震力を用いて算出した水平力	動的地震力を用いて算出した水平力
Ss600	0.8125mg	<u>0.825mg</u>
1/2Ss450	0.8125mg	0.61mg

地震時に遮蔽体に負荷される水平力: $F = (C_H - \mu(1 - CV))mg$

Ss600:静的地震力 (C_H :水平0.99G, C_V :鉛直0.29G), 動的地震力 (C_H :水平0.94G, C_V :鉛直0.54G)

1/2Ss450:静的地震力 (C_H :水平0.99G, C_V :鉛直0.29G), 動的地震力 (C_H :水平0.74G, C_V :鉛直0.48G)

μ :摩擦係数 (0.25)

- 実施計画変更認可申請の審査において、1/2Ss450を用いた場合よりSs600を用いることの適切性を確認した。このため、添付4-2別添8に「Ss600が1/2Ss450を用いた場合より保守的である」旨を記載する。

別添資料

■ 補足説明資料

- 別添 1 2号機燃料取扱設備の設備停止位置における耐震性についての計算書

別添 1 2号機燃料取扱設備の設備停止位置における
耐震性についての計算書

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

I. 2号機燃料取扱設備に係る耐震設計の基本方針

1. 設備の重要度による耐震クラス別分類

設備名	耐震クラス別	確認用地震動
燃料取扱設備	B+	1/2Ss450

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

2号機燃料取扱設備の耐震クラス別分類は、「令和3年2月13日の福島県沖の地震を踏まえた東京電力福島第一原子力発電所の耐震設計における地震動とその適用の考え方(2回目)」(原子力規制庁、令和3年9月8日)に基づき、B+クラスに分類される。本計算書では、2号機燃料取り出し用構台の実施計画申請にあたり、別申請にて提示する燃料取扱設備の耐震応答解析の結果が構台の申請内容に影響しないことに当たりをつけるため、各設備停止位置における転倒評価を行うものである。

2. 設計用地震力

2.1. 設計用床応答スペクトル

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

2.2. 剛構造の機器に適用する設計地震力

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

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

3. 荷重の組合せ, 応力算定及び許容応力

記号の説明

D : 死荷重

1/2Ss450 : 1/2Ss450 地震動により求まる地震力

1.5f_t : 許容引張応力

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

1.5f_s : 許容せん断応力

同上

1.5f_c : 許容圧縮応力

設計・建設規格 SSB-3121.3 により規定される値

1.5f_b : 許容曲げ応力

同上

荷重の組合せ	許容限界 (ボルト以外)				許容限界 (ボルト等)	
	1 次応力				1 次応力	
	引張	せん断	圧縮	曲げ	引張	せん断
D+1/2Ss450	1.5f _t	1.5f _s	1.5f _c	1.5f _b	1.5f _t	1.5f _s

II. 燃料取扱設備停止時の耐震性についての計算書

1. 概要

1.1. 一般事項

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

1.2. 計算条件

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

1.3. 荷重の伝達経路

図 1-1 及び図 1-2 に荷重伝達経路を示す。(荷重①～③)

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

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

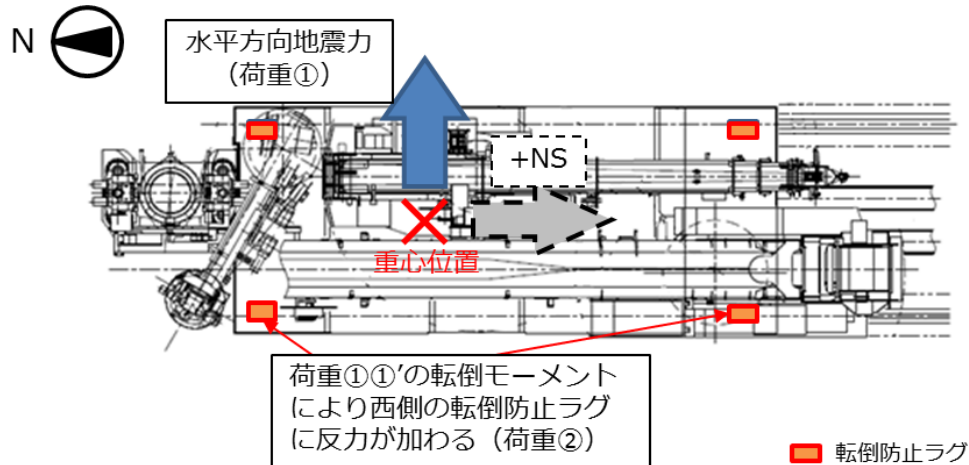


図 1-1 燃料取扱設備荷重経路の概略図(平面)

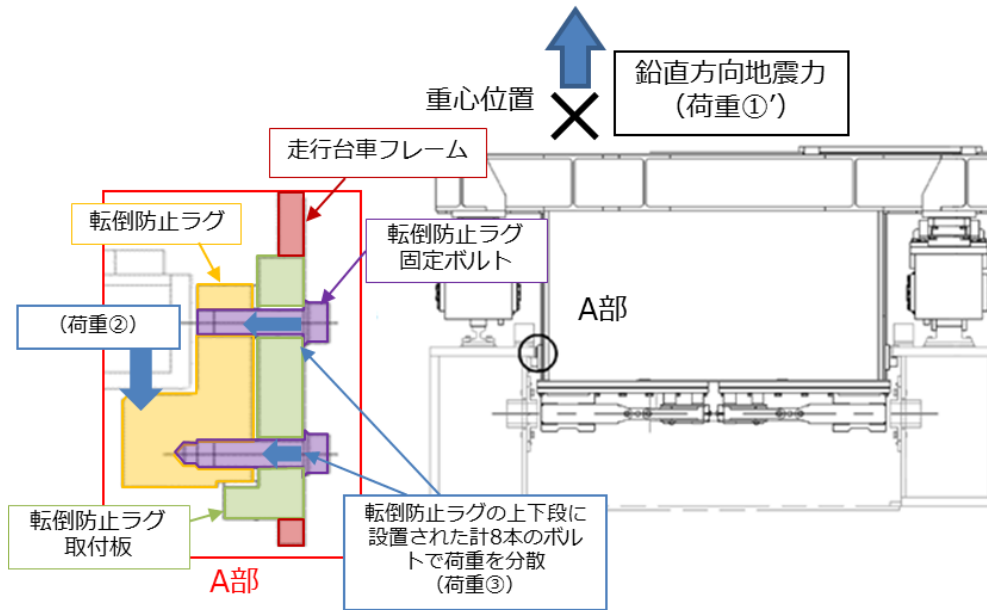


図 1-2 燃料取扱設備荷重経路の概略図(南側から見た図)

2. 計算方法

2.1. 計算モデル

1.2 及び 1.3 に基づいた計算モデルを図 1 に示す。

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

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

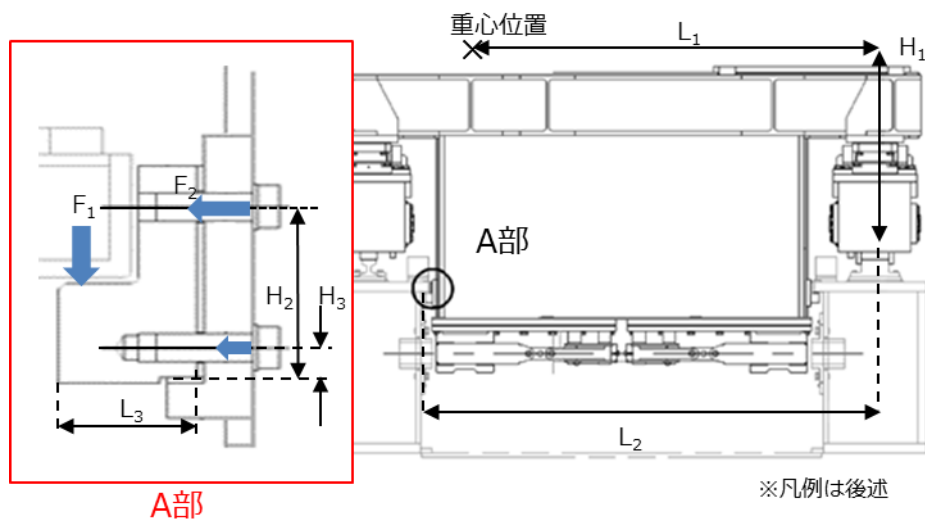


図 2 燃料取扱設備 停止時の計算モデル

2.2. 計算に用いる入力地震動

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

表 1 適用する地震動

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

3. 評価方法

3.1. 応力の評価方法

材料及び許容応力を表 2 に示す。

表 2 材料及び許容応力

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

3.2. 結論

算出応力は、表 3 に示す通り、全て許容応力値以下であることを確認した。

表 3 算定応力の評価

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

4. 数値計算

4.1. 燃料取扱設備停止時の転倒防止ラグ 固定ボルトの算出応力

4.1.1 原子炉建屋内での評価

(1) 引張応力

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

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

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

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

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

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

F_2	: 転倒防止ラグ固定ボルト 1 本あたりに生じる引張力(N)	
σ_1	: 転倒防止ラグ固定ボルト(上段)に生じる引張応力(MPa)	
L_3	: 転倒防止ラグ板厚	95(mm)
H_2	: 転倒防止ラグ下端からの転倒防止ラグ固定ボルト位置(上段)	145(mm)
H_3	: 転倒防止ラグ下端からの転倒防止ラグ固定ボルト位置(下段)	25(mm)
A_1	: 転倒防止ラグ固定ボルト(M24)有効断面積	353 (mm ²)

4.1.2 燃料取り出し用構台内での評価

(1) 引張応力

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

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

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

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

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

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

F_2'	: 転倒防止ラグ固定ボルト 1 本あたりに生じる引張力(N)	
σ_1'	: 転倒防止ラグ固定ボルト(上段)に生じる引張応力(MPa)	
L_3	: 転倒防止ラグ板厚	95(mm)
H_2	: 転倒防止ラグ下端からの転倒防止ラグ固定ボルト位置(上段)	145(mm)
H_3	: 転倒防止ラグ下端からの転倒防止ラグ固定ボルト位置(下段)	25(mm)
A_1	: 転倒防止ラグ固定ボルト(M24)有効断面積	353 (mm ²)

V 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

1. 2号機燃料取扱設備破損時の被ばく評価シナリオ

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

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

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

2. 燃料取扱設備クレーンの使用済燃料プールへの落下（シナリオ①、②）

2.1 使用済燃料プールライナーの破損による線量の上昇（シナリオ①）

(1) 評価方法

本シナリオの線量率評価は、以下の前提に基づき評価する。

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

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

表1 6号機解析結果

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

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

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

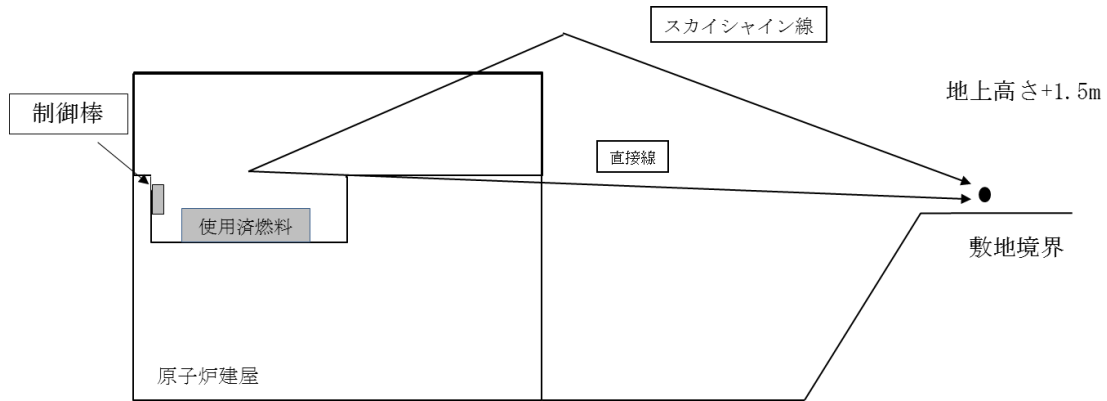


図1 評価モデルの概要

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

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

H_{F1} : 2号機の使用済燃料の線量率[mSv/h]

H_{F2} : 6号機の使用済燃料の解析結果[mSv/h]

N_{F1} : 2号機の使用済燃料体数[体]

N_{F2} : 6号機の使用済燃料体数[体]

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

H_{C1} : 2号機の制御棒の線量率[mSv/h]

H_{C2} : 6号機の制御棒の解析結果[mSv/h]

N_{C1} : 2号機の制御棒の本数[本]

N_{C2} : 6号機の制御棒の本数[本]

S_1 : 2号機の線源強度比[-]

S_2 : 6号機の線源強度比[-]

$t1$: 2号機の冷却期間[年]

$t2$: 6号機の冷却期間[年]

T : Co-60 の半減期(5.27) [年]

(2) 評価条件

本シナリオの線量率評価条件を表2に示す。

なお, 制御棒の評価対象はハンガーラックに装荷しているものとする。

表 2 評価条件

	使用済燃料			制御棒		
	体数 [体]	燃焼度 [GWd/t]	冷却期間[年]	本数[本]	線源強度比 ※2[-]	冷却期間 [年]
2号機	587	49	9.8	28	0.64	9.7
6号機	1456	51	9.9	27	1.0	13.8

(3) 評価結果

上記の評価条件に基づき敷地境界線量は表 3 の通りである。

表 3 2号機評価結果

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

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

2.2 使用済燃料プール内の燃料破損による核分裂生成物の放出（シナリオ②）

2.2.1 核分裂生成物の放出量

(1) 評価方法

福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」と同様の方法で評価する。

破損する燃料体数の評価は、次の仮定に基づいて行う。

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

※2 6号機の制御棒の照射量(Hf, 4.9snvt)に対する線源強度を 1 とした時の線源強度の比を線源強度比と定義し、2号機の制御棒(B4C, 1.4snvt)に対する線源強度比を算出する。

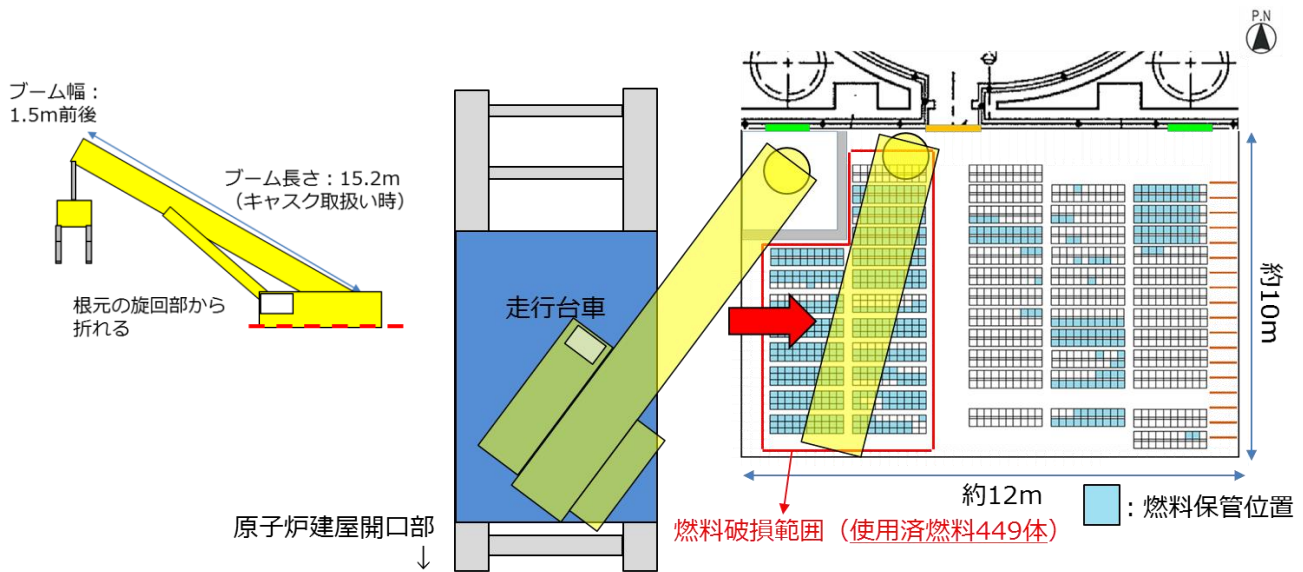


図2 評価モデルの概要

(2) 評価条件

核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。

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

(3) 評価結果

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

表4 核分裂生成物の大気中への放出量

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

2.2.2 線量の評価

(1) 評価の前提

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

- a. 敷地境界外の地表空気中濃度は、「II 2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料－5別紙1」に記載の相対濃度 ($\chi/Q : 6.9 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$) に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。
- b. 敷地境界外の希ガスからのγ線による空気吸収線量は、「II 2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備 添付資料－5別紙1」に記載の相対線量 ($D/Q : 6.6 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$) に希ガスの全放出量を乗じて求める。

(2) 評価方法

福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」並びに「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様の方法で評価する。

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

よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量 H_I (Sv) は、(1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \dots \dots \dots (1)$$

ここで、

R : 呼吸率 (m^3/s) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率を秒当たりに換算して用いる。(小児： $0.31 \text{m}^3/\text{h}$, 成人： $1.2 \text{m}^3/\text{h}$)

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

χ / Q : 相対濃度 (s/m^3)

Q_I : よう素の大気放出量 (Bq) (I-131等価量)

希ガスからの γ 線による外部被ばく実効線量 H_γ (Sv) は、(2)式で計算する。

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

ここで、

K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (1Sv/Gy)

D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)

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

また、希ガスからの β 線による外部被ばく実効線量 H_β (Sv) は、(3)式で計算する。

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

ここで、

χ/Q : 相対濃度 (s/m³)

Q_β : 希ガスの大気放出量 (Bq)

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

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

(3) 評価結果

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

表5 クレーンの使用済燃料プールへの落下時の実効線量

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

2.3 燃料取扱設備クレーンの使用済燃料プールへの落下シナリオにおける公衆への被ばく影響

公衆への被ばく影響については、2.1と2.2に示す評価結果を合算し、約 4.1×10^{-1} mSvとなる。

3. 構内用輸送容器の落下による核分裂生成物の放出 (シナリオ③)

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

3.1 核分裂生成物の放出量

(1) 評価方法

福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」と同様の方法で評価する。

破損する燃料体数の評価は、次の仮定に基づいて行う。

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

(2) 評価条件

核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。

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

(3) 評価結果

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

表 6 核分裂生成物の大気中への放出量

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

3.2 線量の評価

(1) 評価の前提

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

- a. 敷地境界外の地表空气中濃度は、「Ⅱ2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備 添付資料－5 別紙1」に記載の相対濃度 ($\chi/Q : 6.9 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$) に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。
- b. 敷地境界外の希ガスからの γ 線による空気吸収線量は、「Ⅱ2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備 添付資料－5 別紙1」に記載の相対線量 ($D/Q : 6.6 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$) に希ガスの全放出量を乗じて求める。

(2) 評価方法

福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」並びに「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様の方法で評価する。

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

よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量 H_I (Sv) は、(1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \dots \dots \dots (1)$$

ここで、

R : 呼吸率 (m^3/s) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率を秒当たりに換算して用いる。(小児 : $0.31 \text{m}^3/\text{h}$, 成人 : $1.2 \text{m}^3/\text{h}$)

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

χ / Q : 相対濃度 (s/m^3)

Q_I : よう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)

希ガスからの γ 線による外部被ばく実効線量 H_γ (Sv) は、(2)式で計算する。

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

ここで、

K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (1Sv/Gy)

D / Q : 相対線量 (Gy/Bq)

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

また、希ガスからのβ線による外部被ばく実効線量 H_{β} (Sv) は、(3)式で計算する。

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

ここで、

χ / Q : 相対濃度 (s/m³)

Q_{β} : 希ガスの大気放出量 (Bq)

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

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

(3) 評価結果

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

表7 構内用輸送容器の落下時の実効線量

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

4. 2号機燃料取扱設備の耐震クラスについて

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

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

5. 補足説明資料

別添1 「2号機燃料取扱設備破損時の被ばく評価についての計算書」における使用済燃料プールのプール水全喪失時の影響評価に対する補足説明

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

別添1 「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」における
使用済燃料プールのプール水全喪失時の影響評価に対する補足説明

1. 目的

V 「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」における2.1. 「使用済燃料プールライナーの破損による線量の上昇(シナリオ①)」の2号機使用済燃料プールのプール水全喪失時のスカイシャイン線, 直接線による敷地境界へ与える線量影響評価では, 6号機の解析結果を基に評価をしており, 6号機の解析条件を示す。

2. 解析条件

(1) 使用済燃料の解析条件は以下の通り。

- a. 使用済燃料の体数は1456体とする。
- b. 使用済燃料の燃焼度は保守的に最高燃焼度 51GWd/tとする。
- c. 使用済燃料の冷却期間は冷却期間が最も短い使用済燃料の冷却期間とし, 9.9年とする。
- d. ORIGEN2.2により使用済燃料の線源強度を計算し, この線源強度を用いて MCNP5-1.60により線量率を解析する。

(2) 制御棒の解析条件は以下の通り。

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

3. 解析結果

2号機原子炉建屋から敷地境界までの距離は約900mであることから, 6号機原子炉建屋から900m地点における線量率を表1に示す。

表1 6号機解析結果

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

別添 2 「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」における
燃料破損時の被ばく評価に対する補足説明

V 「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」における被ばく評価は、福島第一原子力発電所2号機の「原子炉設置変更許可申請書 添付書類十 3. 事故解析 3. 4. 3 燃料集合体の落下」を基に評価している。

V 「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」では、2.2にて燃料取扱設備クレーンが使用済燃料プールに落下し、燃料が破損するシナリオと、3.1にて構内用輸送容器が地上に落下し、燃料が破損するシナリオについて燃料破損の評価をしているが、同等の評価であることから前者について設置許可からの変更点を説明する。

V 被ばく評価計算書	設置許可との差異・理由
<p>2.2 使用済燃料プール内の燃料破損による核分裂生成物の放出（シナリオ②）</p> <p>2.2.1 核分裂生成物の放出量</p> <p>(1) 評価方法</p> <p>破損する燃料体数の評価は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 燃料取扱設備に搭載しているクレーンが地震の影響により根元の旋回部から折損し、保守的にクレーンが使用済燃料プールの使用済燃料貯蔵ラック上に落下するものと仮定する。</p> <p>b. 使用済燃料プールの西側から 20 列目までの使用済燃料全てが破損すると仮定し、落下による燃料集合体の破損体数は 449 体とする。（図 2 参照）</p> <p>(2) 評価条件</p> <p>核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉熱出力 2483MW（定格出力の約 105%）で 2000 日運転を行った 9×9 燃料集合体について行う。</p> <p>b. 燃料集合体の冷却期間は 365 日とする。</p> <p>c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス(Kr-85)及びよう素(I-129)それぞれ 30%とする。</p> <p>d. 放出された希ガスは、全量が水中から原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとする。</p> <p>e. 放出されたよう素は、全量が水中から原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとするが、同時に水位低下が起こることを想定するため保守的に水による除去は無いものとする。</p>	<p>(1) 評価するシナリオの違いとそれに伴い破損する燃料体数の違い（設置許可は 2.3 体相当以下）</p> <p>(2) 設定する条件の違い</p> <p>b. 冷却期間を実際の取り出し時期とすると被ばく評価結果は低くなるが、基準 5mSv と比べて大きくないため、保守的に他の実施計画の評価と合わせた（設置許可は 1 日）</p> <p>c. 十分に冷却した燃料で短半減期核種が減衰し長半減期核種のギャップへの放出割合が大きくなることから、ギャップ放出割合を 30%※とした。（設置許可は希ガス 10%、よう素 5%）</p> <p>※（独）原子力安全基盤機構「平成 18 年度高燃焼度 9×9 型燃料信頼性実証成果報告書（総合評価編）」図 3.10.1, 図 3.10.1.2 にて、FP ガス放出率は最大 25%程度</p> <p>d, e. 評価シナリオで保守的に水がなくなると仮定しているため、よう素の水による除染係数は考慮しておらず、大気にそのまま放出されるとしている（設置許可は除染係数 500, 非常用ガス処理系を考慮）</p>

V 被ばく評価計算書	設置許可との差異・理由
<p>(3) 評価結果 上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表4の通りである。</p> <p>2.2.2 線量の評価</p> <p>(1) 評価の前提 大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 敷地境界外の地表空気中濃度は、「II2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備 添付資料-5別紙1」に記載の相対濃度 ($\chi/Q : 6.9 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$) に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</p> <p>b. 敷地境界外の希ガスからのγ線による空気吸収線量は、「II2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備 添付資料-5別紙1」に記載の相対線量 ($D/Q : 6.6 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$) に希ガスの全放出量を乗じて求める。</p>	<p>(1) 設置許可と同等だが、以下を見直し。 相対濃度 (χ/Q), 相対線量 (D/Q): 燃料集合体の落下ではなく保守的に主蒸気管破断の地上放出の値を適用 (設置許可は $\chi/Q = 5.6 \times 10^{-6} \text{s/m}^3$, $D/Q = 1.5 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$)</p>

V 被ばく評価計算書	設置許可との差異・理由
<p>(2) 評価方法</p> <p>敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。</p> <p>よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量H_I (Sv) は、(1)式で計算する。</p> $H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \dots \dots \dots (1)$ <p>ここで、</p> <p>R : 呼吸率 (m^3/s) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率を秒当たりに換算して用いる。 (小児 : $0.31m^3/h$, 成人 : $1.2m^3/h$)</p> <p>H_∞ : よう素 (I-131) を 1Bq 吸入した場合の実効線量 (小児 : $1.6 \times 10^{-7} Sv/Bq$, 成人 : $2.0 \times 10^{-8} Sv/Bq$)</p> <p>χ / Q : 相対濃度 (s/m^3)</p> <p>Q_I : よう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)</p> <p>希ガスからのγ線による外部被ばく実効線量H_γ (Sv) は、(2)式で計算する。</p> $H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \dots \dots \dots (2)$ <p>ここで、</p> <p>K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (1Sv/Gy)</p> <p>D / Q : 相対線量 (Gy/Bq)</p> <p>Q_γ : 希ガスの大気放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー$-0.5MeV$換算値)</p>	<p>(2) 呼吸率 :</p> <p>原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の値とした (設置許可は ICRP Publ. 23(1974))</p> <p>よう素 (I-131) を 1Bq 吸入した場合の実効線量 :</p> <p>ICRP Publ. 71(1995) の値とした (設置許可は ICRP Publ. 30(1978))</p>

V 被ばく評価計算書	設置許可との差異・理由
<p>また、希ガスからのβ線による外部被ばく実効線量H_{β} (Sv) は、(3)式で計算する。</p> $H_{\beta} = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_{\beta} \cdot E_{\beta} \cdot W_{TS} \dots \dots \dots (3)$ <p>ここで、</p> <p>χ / Q : 相対濃度 (s/m³)</p> <p>Q_{β} : 希ガスの大気放出量 (Bq)</p> <p>E_{β} : β線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV)</p> <p>W_{TS} : 皮膚の組織荷重係数は ICRP Publ.60 の値を用いる。(0.01)</p> <p>(3) 評価結果</p> <p>上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表5の通りである。</p>	<p>設置許可 添付書類十 4. 重大事故及び仮想事故 4. 1. 1 原子炉冷却材喪失におけるβ線による全身に対する線量(4-3)式を用いて評価。ただし、β線による外部被ばくによる実効線量を求めるため、原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」より、皮膚に対する組織荷重係数を乗じて算出した。(設置許可は等価線量の計算式)</p>

VI 燃料取扱設備の耐震性についての計算書

I. 燃料取扱設備に係る耐震設計の基本方針

1. 設備の重要度による耐震クラス別分類

設備名	耐震クラス別
燃料取扱設備	B+

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

2. 構造設計

(1) 構造概要

燃料取扱設備は、構内用輸送容器(以下、輸送容器)を取り扱うクレーン、燃料を取り扱う燃料取扱機、輸送容器一次蓋を取り扱うジブクレーン、輸送容器を積載し転倒を防止するキャスク固定治具、それらを支持する走行台車から構成される。(図 1 参照)

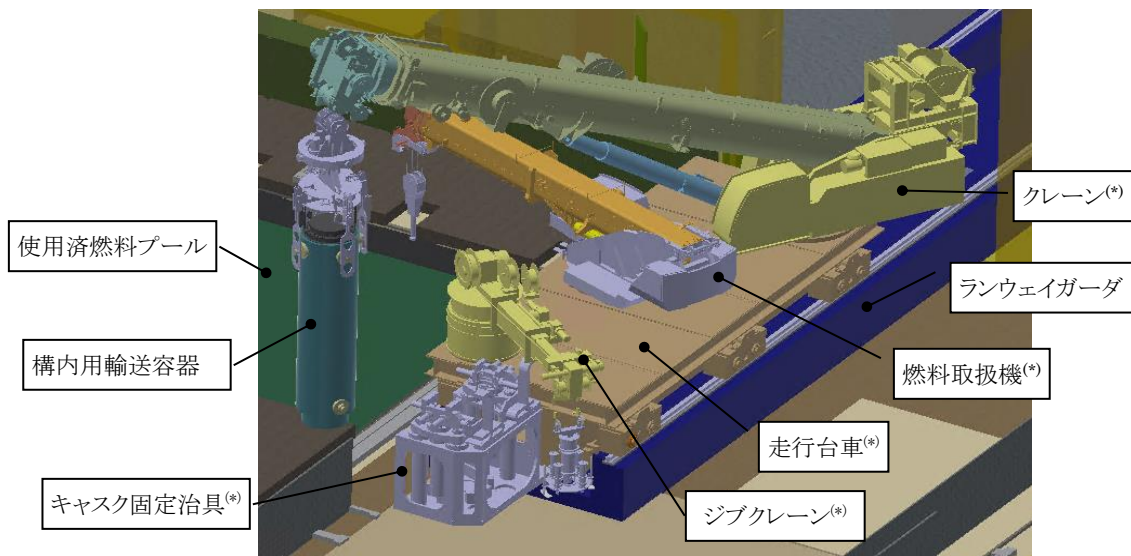


図 1 燃料取扱設備 構造概要(*が本書の評価対象機器)

3. 評価に適用する確認用地震動

使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラックへの波及的影響がないことを確認するための地震動として、1/2Ss450 を適用する。

4. 設計用地震力

4.1. 設計用床応答スペクトル

- (1) 床応答スペクトルは、原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の地震応答解析モデル(図 2 参照)に対して、 $1/2Ss450$ を用いた時刻歴応答解析を行い、ランウェイガーダ上の走行台車部車輪位置(原子炉建屋側、燃料取り出し用構台側停止位置)につき 6 箇所(図 3 参照)での加速度応答時刻歴を求める。時刻歴応答解析においては、入力方向(+NS+EW+UD)、ランウェイガーダに負荷する荷重(燃料取扱状態、輸送容器取扱状態、輸送容器固定状態)の組合せを考慮する。
- (2) (1)で求めた各走行台車部車輪位置での加速度応答時刻歴を入力として、1 自由度系の床応答スペクトルを求める。
- (3) (2)で求めた床応答スペクトル 6 点を包絡する床応答スペクトルを求める。
- (4) (3)で求めた床応答スペクトルに対し、周期方向に $\pm 10\%$ の拡幅を行い設計用床応答スペクトルとする。
- (5) 走行台車部は剛構造を有しており(IV章参照)、応答増幅は極めて小さいと考えられることから、走行台車部に搭載される燃料取扱機(旋回体)、クレーン(旋回体)、キャスク固定治具の耐震性は上記床応答スペクトルを用いて評価する。
- (6) 各機器の耐震性の評価においては、水平 2 方向と鉛直方向の地震力が同時に負荷されるものとする。地震力の組合せについては、2乗和平方根法を用いて算出する。

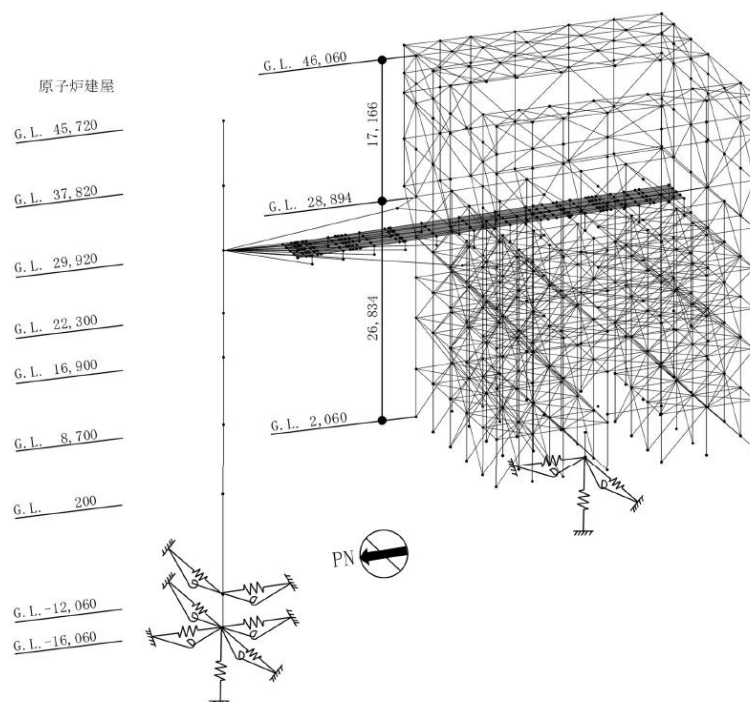


図 2 地震応答解析モデル

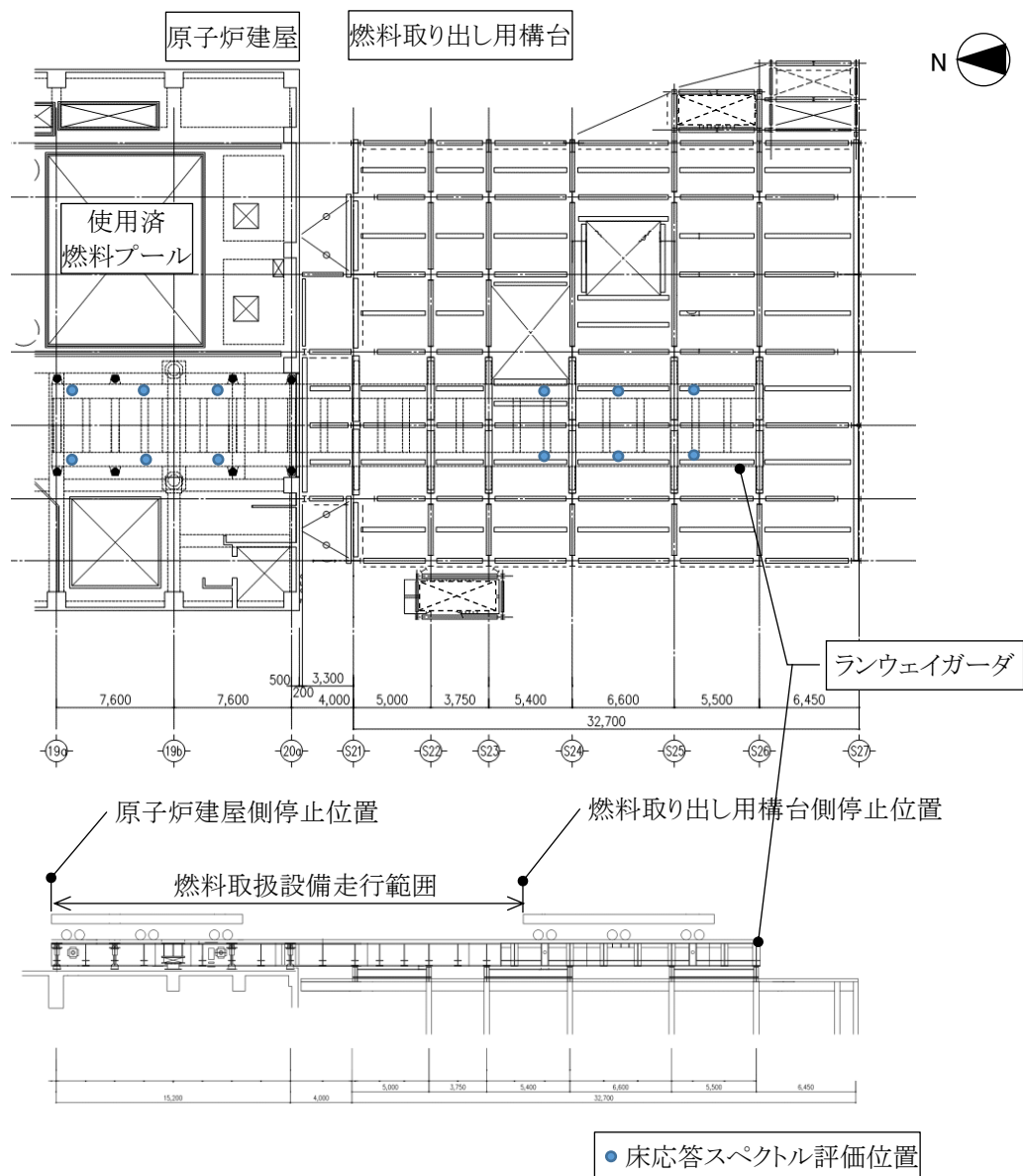


図 3 床応答スペクトル 評価位置

4.2. 剛構造の機器に適用する設計地震力

走行台車部のように評価対象機器が剛構造の場合は、各地震動、入力方向、ランウェイガーダに負荷する荷重条件においてランウェイガーダの原子炉建屋側燃料取扱設備停止位置、または、燃料取り出し用構台側燃料取扱設備停止位置から得られる最大床応答加速度の 1.2 倍の加速度を地震力とする。

5. 荷重の組合せ, 応力算定及び許容応力

記号の説明

D : 死荷重

1/2Ss450 : 1/2Ss450 地震動により求まる地震力

1.5f_t : 許容引張応力

ボルト以外の支持構造物に対しては設計・建設規格 SSB-3121.3,
ボルト材に対しては設計・建設規格 SSB-3133 により規定される値

1.5f_s : 許容せん断応力

同上

1.5f_p : 許容支圧応力

設計・建設規格 SSB-3121.3 により規定される値

1.5f_b : 許容曲げ応力

同上

荷重の組合せ	許容限界 (ボルト以外)				許容限界 (ボルト等)	
	1 次応力				1 次応力	
	引張	せん断	支圧	曲げ	引張	せん断
D+1/2Ss450	1.5f _t	1.5f _s	1.5f _p	1.5f _b	1.5f _t	1.5f _s

注) 組合せ応力についても評価する。

II. 燃料取扱機(旋回体)の耐震性についての計算書

1. 概要

1.1. 一般事項

本計算書は燃料取扱機(旋回体)の耐震性についての計算書である。

1.2. 計算条件

- (1) 燃料取扱機(旋回体)の耐震性の評価は評価姿勢, 荷重条件ともに最も厳しい条件となる燃料取扱状態で代表する。
- (2) 燃料取扱機(旋回体)は, 走行台車上面に旋回輪軸受取付ボルトで固定する。
- (3) 燃料取扱機(旋回体)には水平方向地震力と鉛直方向地震力が同時に作用するものとし, ブーム伸縮方向, ブーム旋回方向の地震力が燃料取扱機(旋回体)に同時に作用するものとする。
- (4) 地震力はランウェイガードと取り合う走行台車部の車輪位置から, 走行台車の構造物フレーム(燃料取扱機支持部)に伝達し, 燃料取扱機(旋回体)の旋回輪軸受取付ボルトを介して, 旋回体部のブーム及びブーム根元支持ピンへ伝達される。上記の荷重伝達経路を考慮し, 燃料取扱機(旋回体)として, ブーム, ブーム根元支持ピン, 旋回輪軸受取付ボルトを評価対象部位とする。

2. 計算方法

2.1. 固有周期の計算方法

2.1.1 条件

- (1) 燃料取扱機(旋回体)の重量として自重及び定格荷重を考慮する。燃料取扱機(旋回体)の重量を表 1 及び構造概要を図 4 に示す。
- (2) 旋回輪軸受取付ボルトは剛な走行台車部で支持する。
- (3) 燃料取扱機(旋回体)の重量には, 定格荷重を考慮する。

表 1 燃料取扱機(旋回体)の重量

名称	重量(t)
燃料取扱機(旋回体)	22.5
定格荷重	1

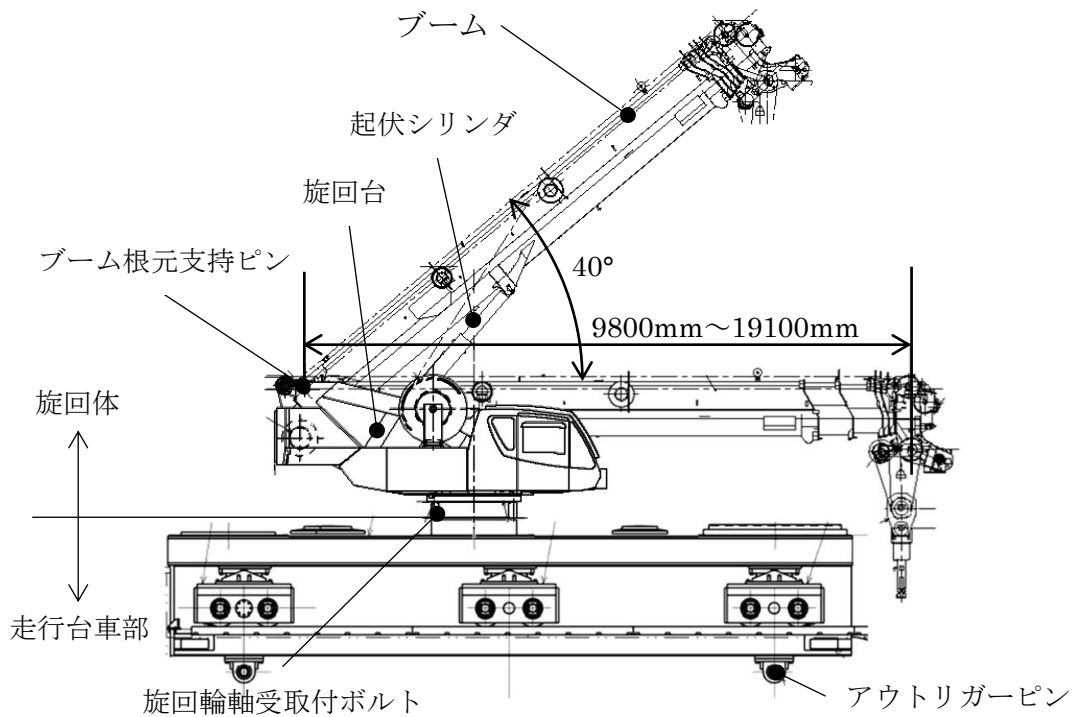


図 4 燃料取扱機 構造概要

2.1.2 計算モデル

2.1.1 の条件に基づいた計算モデルを図 5 に示す。

- (1) ブームごとに断面形状に基づき断面特性を設定したはり要素でモデル化する。
- (2) ブーム根元支持ピン及び旋回輪軸受取付ボルトははり要素でモデル化する。
- (3) 燃料取扱機(旋回体)は燃料取扱時にブーム長さ, 起伏角を変化させるため, 起伏角度 0° でのブーム長さ(9.8m, 16.64m, 19.1m)の影響, ブーム長さ 9.8m での起伏角度(0° , 40°)の影響を確認し, 裕度が最も小さい姿勢となるブーム長さ 19.1m, 起伏角 0° を代表姿勢とした。

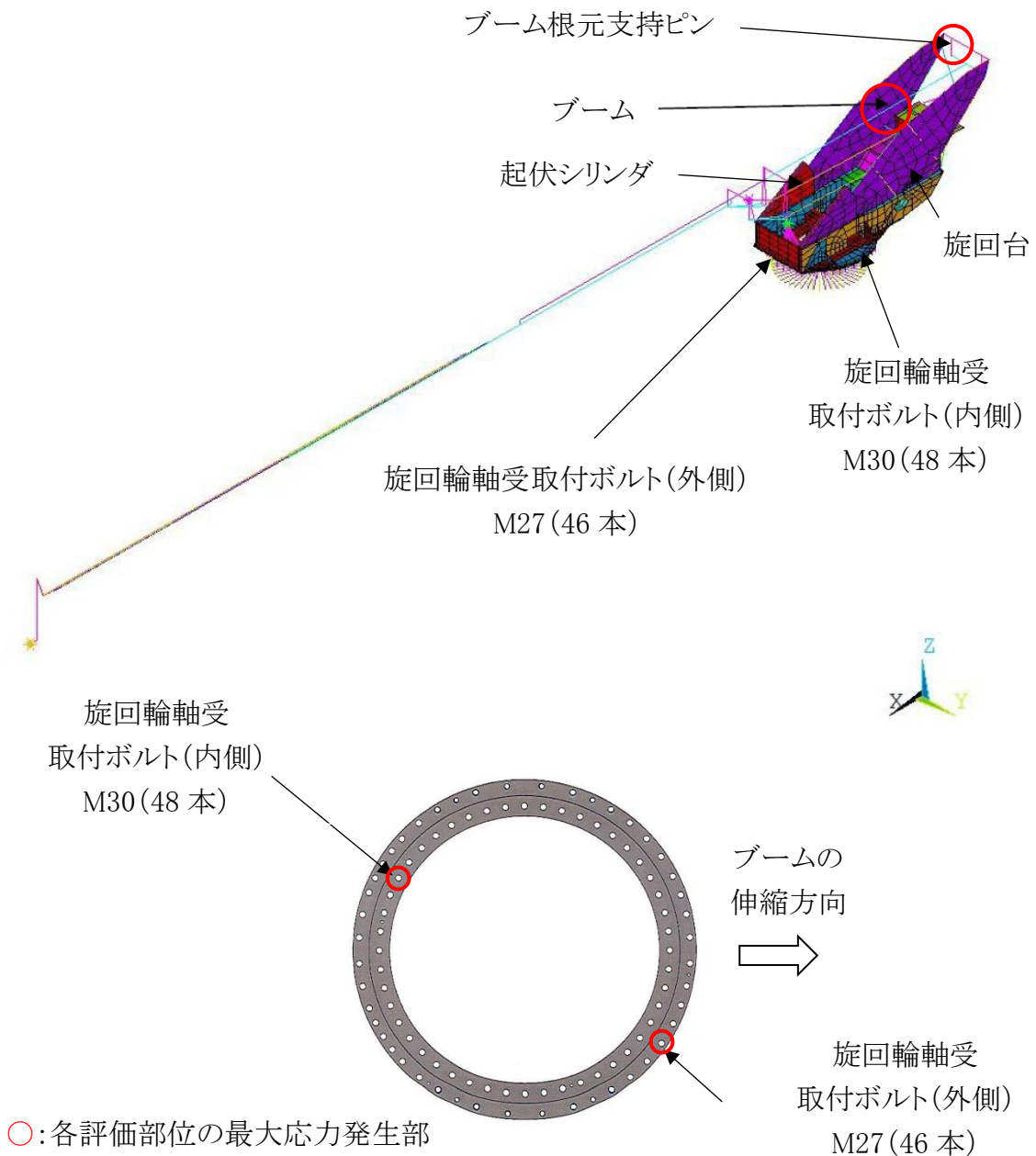


図 5 燃料取扱機(旋回体) 計算モデル

2.1.3 計算

燃料取扱機の固有周期は水平 1.6s, 上下 1.0s となる。

2.2. 計算に用いる入力地震動

本評価では, 1/2Ss450 地震動(水平 2 方向及び鉛直方向)を原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の地震応答解析モデルへ入力し得られる加速度応答時刻歴から求めた設計用床応答スペクトルを用いる。ランウェイガーダへの負荷荷重は, 燃料取扱状態として燃料取扱設備重量及び燃料取扱機定格荷重を考慮した。床応答スペクトルの減衰定数は, 燃料取扱機の振動特性から水平 3%, 鉛直 1%を適用した。本評価で用いる設計用床応答スペクトルを図 6 に示す。

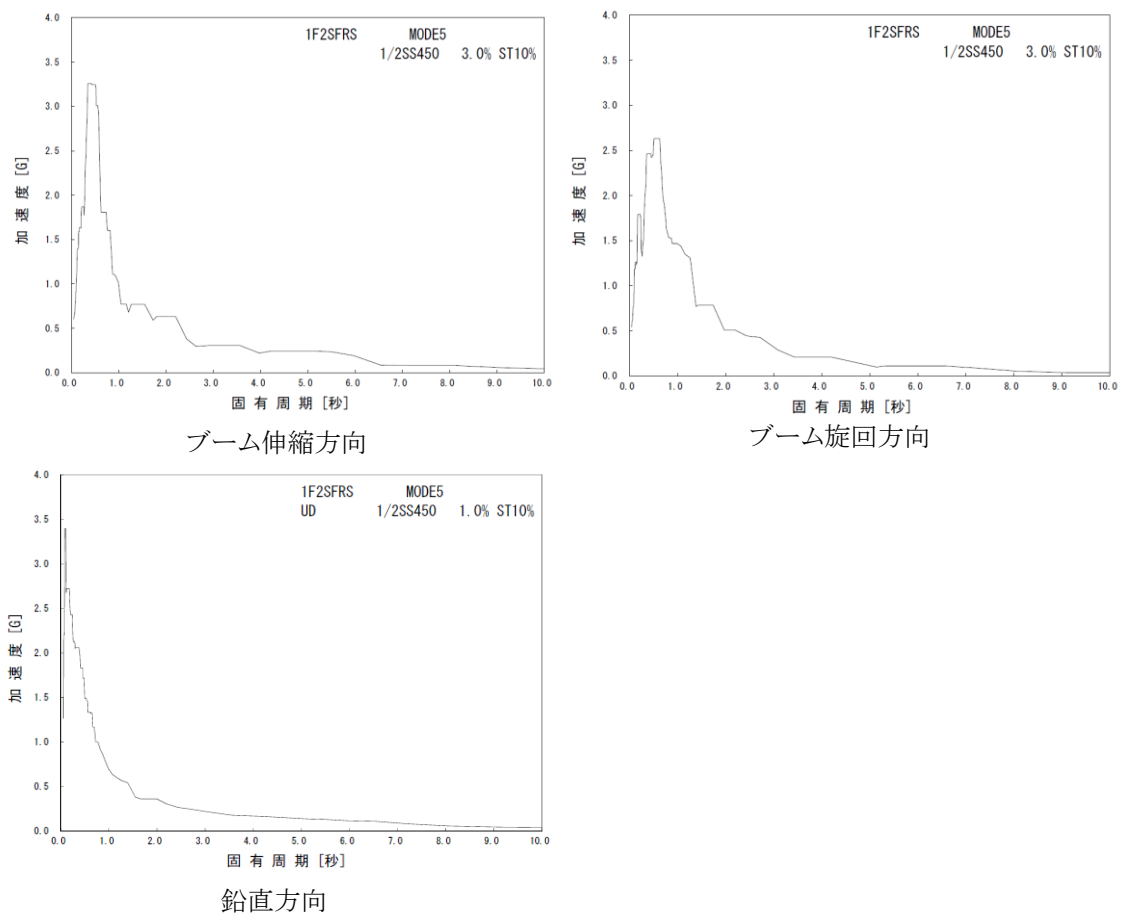


図 6 設計用床応答スペクトル(燃料取扱状態)

3. 評価方法

3.1. 応力の評価方法

材料及び許容応力を表 2 に示す。

表 2 材料及び許容応力

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)
ブーム	WEL-TEN980RE /WEL-TEN980E	引張	686
		せん断	396
		曲げ	686
		組合せ	686
ブーム根元支持ピン	SNB23-1	せん断	460
		曲げ	1088
		組合せ	798
旋回輪軸受取付ボルト (内側)	SUS630	引張	917
旋回輪軸受取付ボルト (外側)		せん断	529
		引張	917
		せん断	529

4. 数値計算

各要素に生じる力、モーメントを計算機(計算機コード ANSYS)にて求め、各要素の断面性状から応力を算定する。上記手順で求めた組合せ応力が最大となった要素の応力算定過程を記載する。

4.1. 燃料取扱機(旋回体)の計算過程を示す。

4.1.1 ブームの強度検討

(1) 引張応力

$$\sigma_{t1} = P_{t1}/A_1 = 115(\text{MPa})$$

P_{t1} : ブームに作用する軸方向引張力

A_1 : ブームの断面積

(2) せん断応力

$$\tau_1 = (P_{ty1} + P_{tz1})/A_1 + T_1/(2 \cdot A_{i1} \cdot t_1) = 15(\text{MPa})$$

P_{ty1} : ブームに作用する Y 軸方向せん断力

P_{tz1} : ブームに作用する Z 軸方向せん断力

A_1 : ブームの当該断面の断面積

T_1 : ブームに作用する捩じりモーメント

A_{i1} : ブームの当該断面の内側境界断面積

t_1 : ブームの当該断面の最小板厚

(3) 曲げ応力

$$\sigma_{b1} = M_{y1} \cdot H_{z1}/I_{yy1} + M_{z1} \cdot B_{y1}/I_{zz1} = 355(\text{MPa})$$

M_{y1} : ブームに作用する Y 軸周りモーメント

M_{z1} : ブームに作用する Z 軸周りモーメント

H_{z1} : ブームの当該断面中心から Z 方向端部までの最長長さ

B_{y1} : ブームの当該断面中心から Y 方向端部までの最長長さ

I_{yy1} : ブームの当該断面の Y 方向断面二次モーメント

I_{zz1} : ブームの当該断面の Z 方向断面二次モーメント

(4) 組合せ応力

$$\sigma_{\sigma 1} = \sqrt{(\sigma_{b1} + \sigma_{t1})^2 + 3\tau_1^2} = 471(\text{MPa})$$

4.1.2 ブーム根元支持ピンの強度検討

(1) せん断応力

$$\tau_2 = (P_{\tau x2} + P_{\tau z2})/A_2 = 153(\text{MPa})$$

$P_{\tau x2}$: ブーム根元支持ピンに作用する X 方向せん断力

$P_{\tau z2}$: ブーム根元支持ピンに作用する Z 方向せん断力

A_2 : ブーム根元支持ピンの断面積

(2) 曲げ応力

$$\sigma_{b2} = (P_{\tau x2} + P_{\tau z2}) \cdot B_2 \cdot D_2 / (2 \cdot I_2) = 112(\text{MPa})$$

$P_{\tau x2}$: ブーム根元支持ピンに作用する X 方向せん断力

$P_{\tau z2}$: ブーム根元支持ピンに作用する Z 方向せん断力

B_2 : ブーム根元支持ピンからせん断力の作用点までの距離

D_2 : ブーム根元支持ピンの外径

I_2 : ブーム根元支持ピンの断面二次モーメント

(3) 組合せ応力

$$\sigma_{\sigma 2} = \sqrt{\sigma_{b2}^2 + 3\tau_2^2} = 288(\text{MPa})$$

4.1.3 旋回輪軸受取付ボルト(内側)の強度検討

(1) 引張応力

$$\sigma_{t3} = P_{t3}/A_3 = 187(\text{MPa})$$

P_{t3} : 取付ボルトに作用する引張力

A_3 : 取付ボルトの有効断面積

(2) せん断応力

$$\tau_3 = P_{\tau 3}/A_3 + \tau_{b3} = 53(\text{MPa})$$

$P_{\tau 3}$: 取付ボルトに作用するせん断力

A_3 : 取付ボルトの有効断面積

τ_{b3} : 捩じりモーメントによるせん断応力

4.1.4 旋回輪軸受取付ボルト(外側)の強度検討

(1) 引張応力

$$\sigma_{t4} = P_{t4}/A_4 = 237(\text{MPa})$$

P_{t4} : 取付ボルトに作用する引張力

A_4 : 取付ボルトの有効断面積



(2) せん断応力

$$\tau_4 = P_{\tau4}/A_4 + \tau_{b4} = 66(\text{MPa})$$

$P_{\tau4}$: 取付ボルトに作用するせん断力

A_4 : 取付ボルトの有効断面積

τ_{b4} : 捩じりモーメントによるせん断応力



5. 結論

算出応力は、表 3 に示すように、全て許容応力値以下であることを確認した。

表 3 算出応力

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)	算出応力 (MPa)
ブーム	WEL-TEN980RE /WEL-TEN980E	引張	686	115
		せん断	396	15
		曲げ	686	355
		組合せ	686	471
ブーム根元支持ピン	SNB23-1	せん断	460	153
		曲げ	1088	112
		組合せ	798	288
旋回輪軸受取付ボルト (内側)	SUS630	引張	917	187
旋回輪軸受取付ボルト (外側)		せん断	529	53
		引張	917	237
		せん断	529	66

III. クレーン(旋回体)の耐震性についての計算書

1. 概要

1.1. 一般事項

本計算書はクレーン(旋回体)の耐震性についての計算書である。

1.2. 計算条件

- (1) 輸送容器取扱状態以外ではクレーン(旋回体)は吊荷, 旋回体ともに使用済燃料プール上にないことから, クレーン(旋回体)の耐震性の評価は評価姿勢, 荷重条件ともに最も厳しい条件となる輸送容器取扱状態で代表する。
- (2) クレーン(旋回体)は, 走行台車上面に旋回輪軸受取付ボルトで固定する。
- (3) クレーン(旋回体)には水平方向地震力と鉛直方向地震力が同時に作用するものとし, ブーム伸縮方向, ブーム旋回方向の地震力がクレーン(旋回体)に対して同時に作用するものとする。
- (4) クレーン(旋回体)の評価は原子炉建屋側及び燃料取り出し用構台側での輸送容器取扱姿勢にて行う。
- (5) 地震力はランウェイガーダと取り合う走行台車部の車輪位置から, 走行台車の構造物フレーム(クレーン支持部)に伝達し, クレーンの旋回輪軸受取付ボルトを介して, 旋回体部のブーム及びブーム根元支持ピンへ伝達される。上記の荷重伝達経路を考慮し, クレーン(旋回体)として, ブーム, ブーム根元支持ピン, 旋回輪軸受取付ボルトを評価対象部位とする。

2. 計算方法

2.1. 固有周期の計算方法

2.1.1 条件

- (1) クレーン(旋回体)の重量として自重及び定格荷重を考慮する。クレーン(旋回体)の重量を表 4 に示す。
- (2) クレーン(旋回体)の原子炉建屋側での評価姿勢を図 7 に, 燃料取り出し用構台側での評価姿勢を図 8 に示す。
- (3) 旋回輪軸受取付ボルトは剛な走行台車部で支持する。

表 4 クレーンの重量

名称	重量(t)
クレーン(旋回体)	54
定格荷重	47

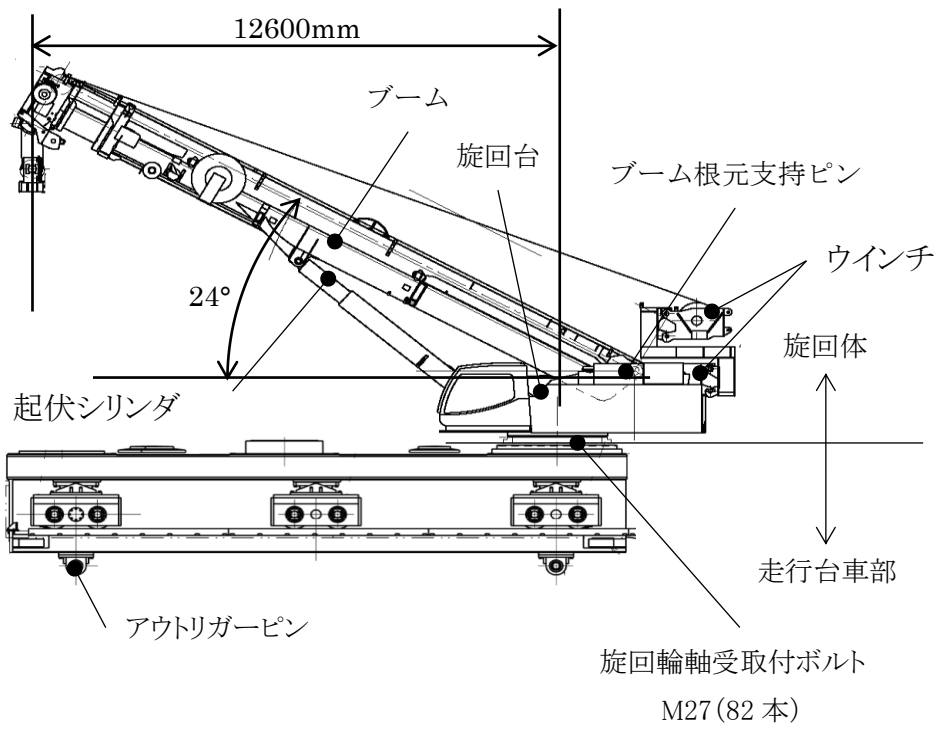


図 7 クレーン 構造概要(原子炉建屋側)

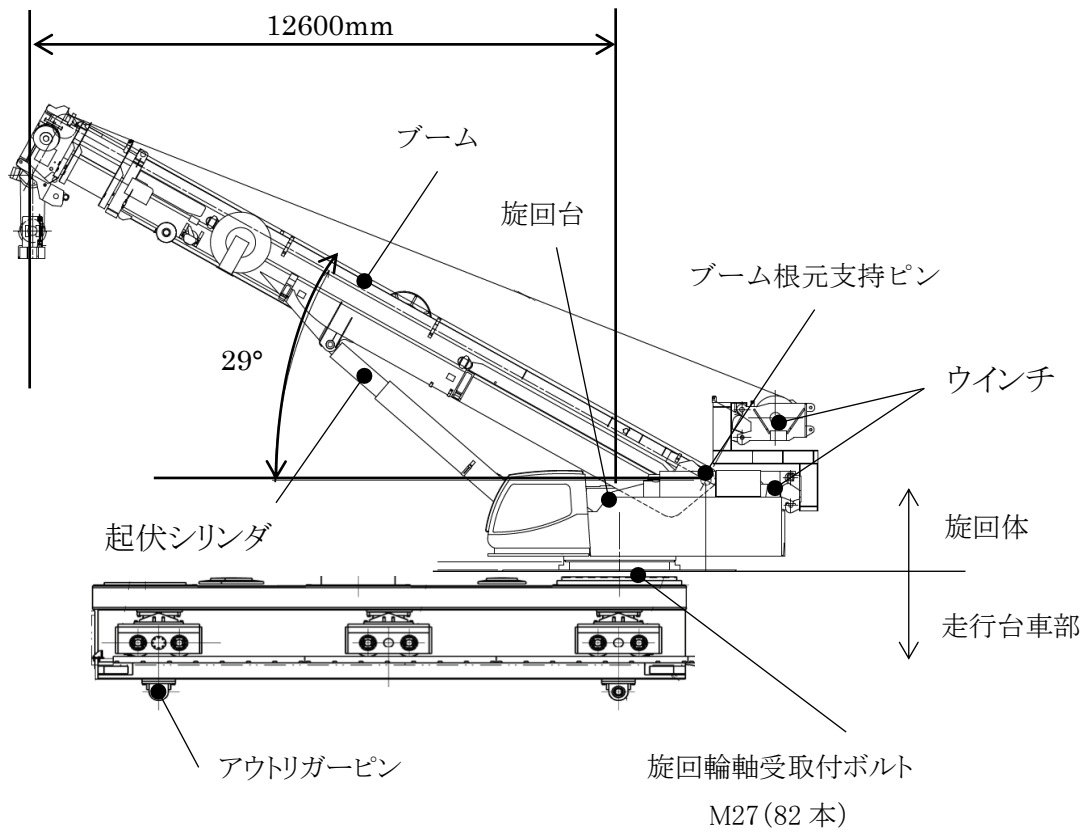


図 8 クレーン 構造概要(燃料取り出し用構台側)

2.1.2 計算モデル

2.1.1 の条件に基づいた計算モデルを図 9 に示す。

- (1) ブームごとに断面形状に基づき断面特性を設定したはり要素でモデル化する。
- (2) ブーム根元支持ピン及び旋回輪軸受取付ボルトははり要素でモデル化する。
- (3) クレーンは輸送容器取扱時の姿勢である旋回半径 12.6m, 起伏角 24° または起伏角 29° とする。
- (4) 旋回輪軸受取付ボルトは、内側 82 本、外側 108 本であるため、内側を代表して評価する。

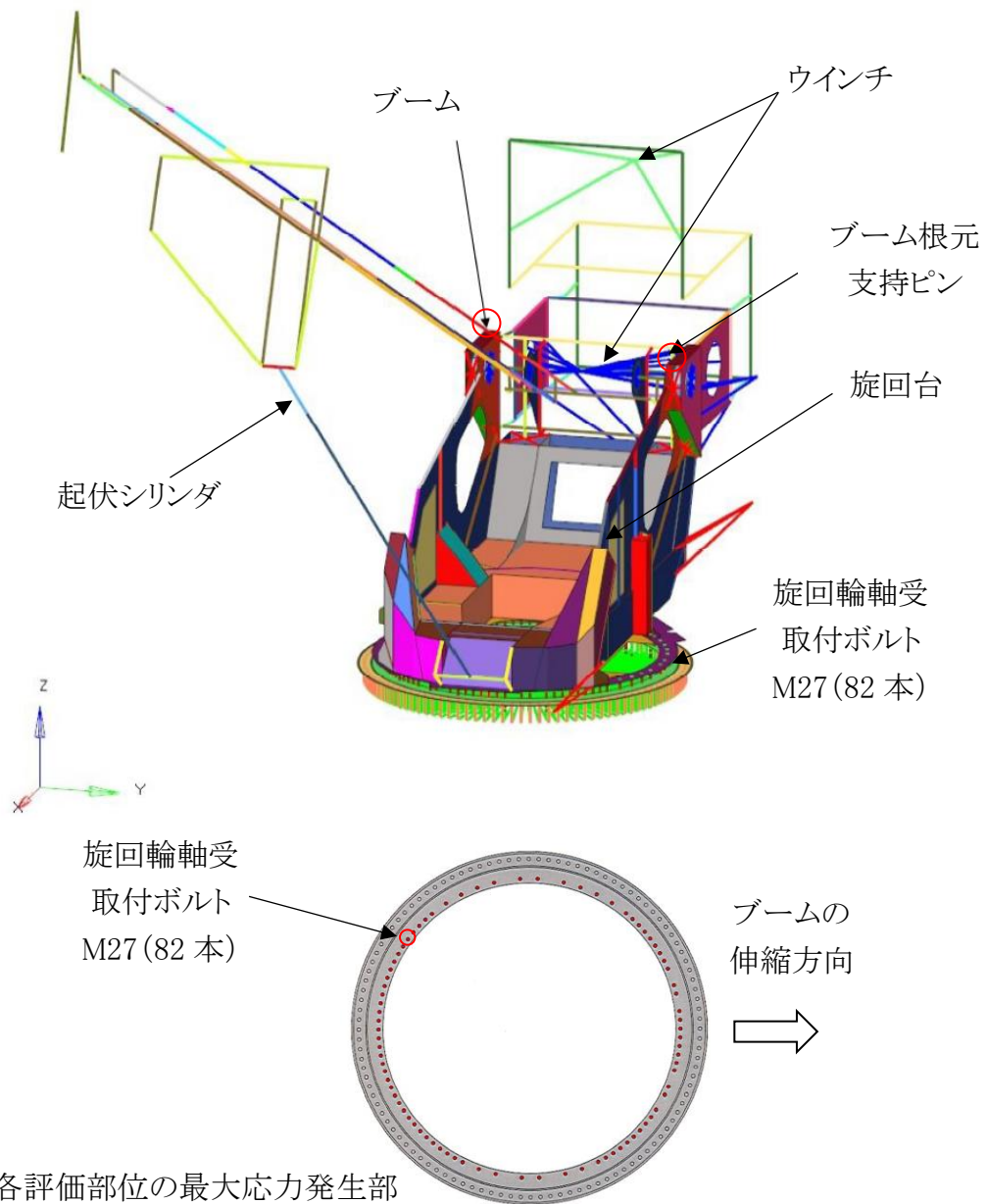


図 9 クレーン(旋回体) 計算モデル
(原子炉建屋側, 最大応力発生部は燃料取り出し構台側も同様)

2.1.3 計算

クレーンの固有周期は水平 1.0s, 上下 1.0s となる。

2.2. 計算に用いる入力地震動

本評価では, 1/2Ss450 地震動(水平 2 方向及び鉛直方向)を原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の地震応答解析モデルへ入力し得られる加速度応答時刻歴から求めた設計用床応答スペクトルを用いる。ランウェイガーダへの負荷荷重は, 輸送容器取扱状態として燃料取扱設備重量及びクレーン定格荷重を考慮した。床応答スペクトルの減衰定数は, クレーンの振動特性から水平 4%, 鉛直 5%を適用した。本評価で用いる原子炉建屋側の設計用床応答スペクトルを図 10 に, 燃料取り出し用構台側の設計用床応答スペクトルを図 11 に示す。

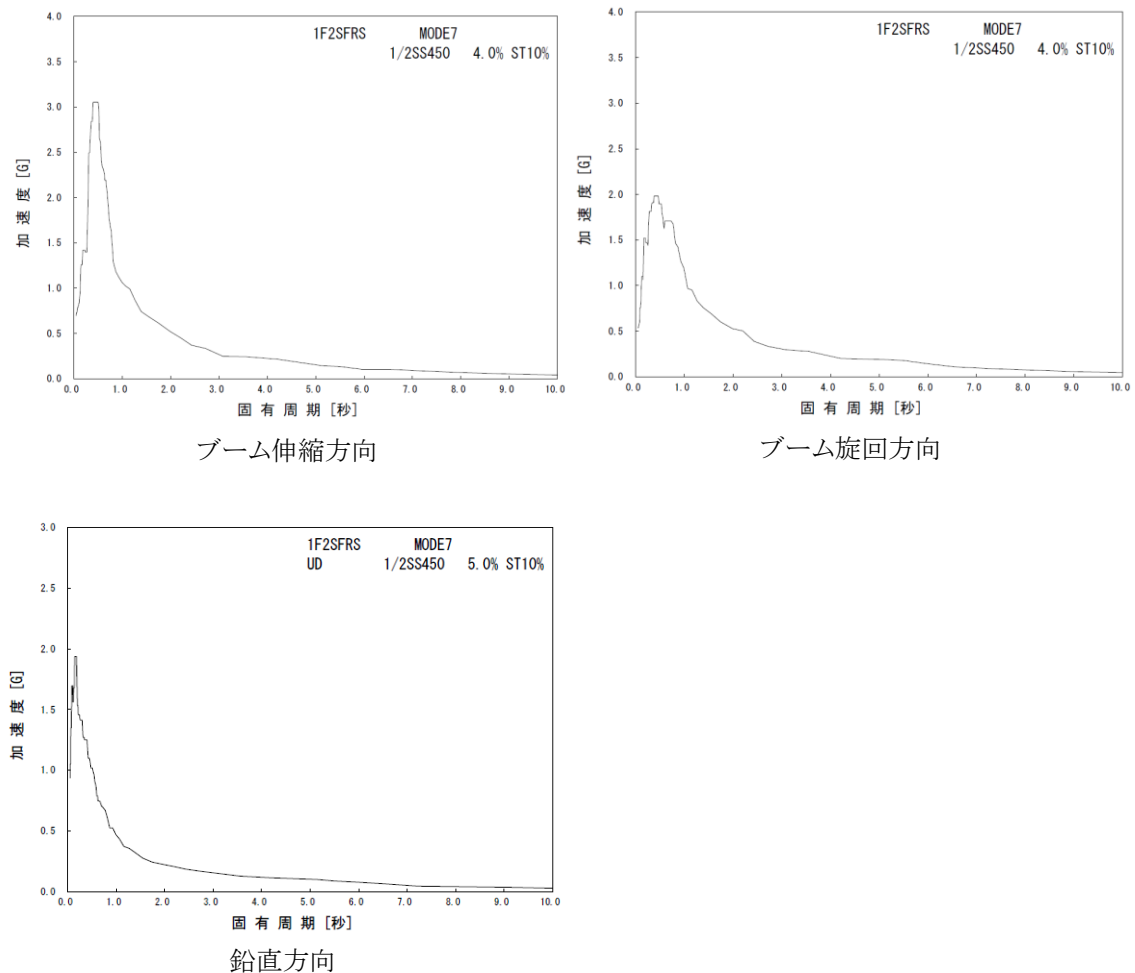


図 10 設計用床応答スペクトル(輸送容器取扱状態, 原子炉建屋側)

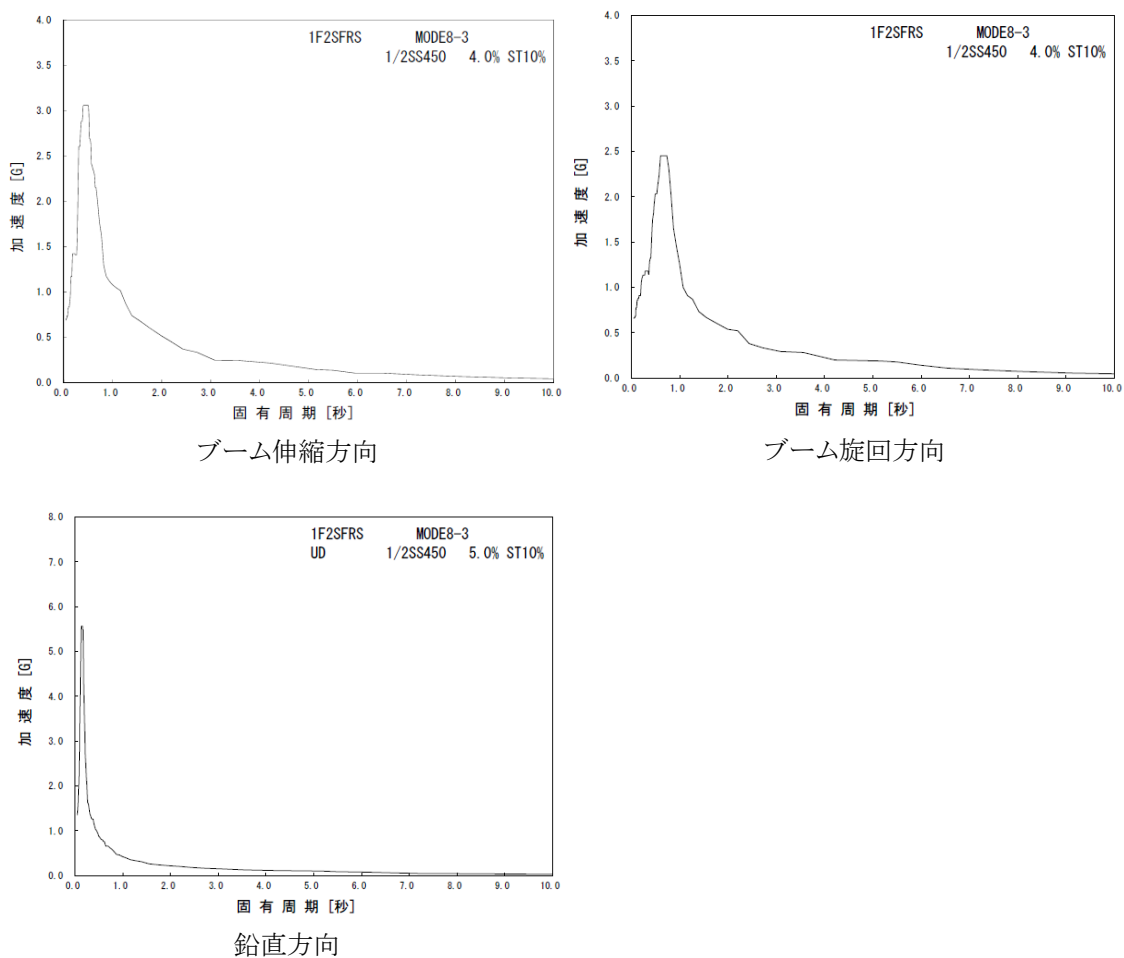


図 11 設計用床応答スペクトル(輸送容器取扱状態, 燃料取り出し用構台側)

3. 評価方法

3.1. 応力の評価方法

材料及び許容応力を表 5 に示す。

表 5 材料及び許容応力

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)
ブーム	WELDOX1100E (STRENX1100E)	引張	875
		せん断	505
		曲げ	875
		組合せ	875
ブーム根元支持ピン	42CrMoS4	せん断	303
		曲げ	525
		組合せ	525
旋回輪軸受取付ボルト	SUS630	引張	917

4. 数値計算

各要素に生じる力, モーメントを計算機(計算機コード ANSYS)にて求め, 各要素の断面性状から応力を算定する。上記手順で求めた組合せ応力が最大となった要素の応力算定過程を記載する。

4.1. 原子炉建屋側でのクレーン(旋回体)の計算過程を示す。

4.1.1 ブームの強度検討

(1) 引張応力

$$\sigma_{t1} = P_{t1}/A_1 = 108(\text{MPa})$$

P_{t1} : ブームに作用する軸方向引張力

A_1 : ブームの断面積

(2) 曲げ応力

$$\sigma_{b1} = M_{y1} \cdot H_{z1}/I_{yy1} + M_{z1} \cdot B_{y1}/I_{zz1} = 297(\text{MPa})$$

M_{y1} : ブームに作用する Y 軸周りモーメント

M_{z1} : ブームに作用する Z 軸周りモーメント

H_{z1} : ブームの当該断面中心から Z 方向端部までの最長長さ

B_{y1} : ブームの当該断面中心から Y 方向端部までの最長長さ

I_{yy1} : ブームの当該断面の Y 方向断面二次モーメント

I_{zz1} : ブームの当該断面の Z 方向断面二次モーメント

(3) せん断応力

$$\tau_1 = (P_{ty1} + P_{tz1})/A_1 + T_1/(2 \cdot A_{i1} \cdot t_1) = 18(\text{MPa})$$

P_{ty1} : ブームに作用する Y 軸方向せん断力

P_{tz1} : ブームに作用する Z 軸方向せん断力

A_1 : ブームの当該断面の断面積

T_1 : ブームに作用する捩じりモーメント

A_{i1} : ブームの当該断面の内側境界断面積

t_1 : ブームの当該断面の最小板厚

(4) 組合せ応力

$$\sigma_{\sigma 1} = \sqrt{(\sigma_{b1} + \sigma_{t1})^2 + 3\tau_1^2} = 407(\text{MPa})$$

4.1.2 ブーム根元支持ピンの強度検討

(1) 曲げ応力

$$\sigma_{b2} = \sqrt{P_{\tau x2}^2 + P_{\tau z2}^2} \cdot B_2 \cdot D_2 / (2 \cdot I_2) = 58(\text{MPa})$$

$P_{\tau x2}$: ブーム根元支持ピンに作用する X 方向せん断力

$P_{\tau z2}$: ブーム根元支持ピンに作用する Z 方向せん断力

B_2 : ブーム根元支持ピンからせん断力の作用点までの距離

D_2 : ブーム根元支持ピンの外径

I_2 : ブーム根元支持ピンの断面二次モーメント

(2) せん断応力

$$\tau_2 = \sqrt{P_{\tau x2}^2 + P_{\tau z2}^2} / A_2 = 153(\text{MPa})$$

$P_{\tau x2}$: ブーム根元支持ピンに作用する X 方向せん断力

$P_{\tau z2}$: ブーム根元支持ピンに作用する Z 方向せん断力

A_2 : ブーム根元支持ピンの断面積

(3) 組合せ応力

$$\sigma_{\sigma 2} = \sqrt{\sigma_{b2}^2 + 3\tau_2^2} = 272(\text{MPa})$$

4.1.3 旋回輪軸受取付ボルトの強度検討

(1) 引張応力

$$\sigma_{t3} = P_{t3} / A_3 = 815(\text{MPa})$$

P_{t3} : 取付ボルトに作用する引張力

A_3 : 取付ボルトの有効断面積

4.2. 燃料取り出し用構台側でのクレーン(旋回体)の計算過程を示す。

4.2.1 ブームの強度検討

(1) 引張応力

$$\sigma_{t1} = P_{t1}/A_1 = 96(\text{MPa})$$

P_{t1} :ブームに作用する軸方向引張力

A_1 :ブームの断面積

(2) 曲げ応力

$$\sigma_{b1} = M_{y1} \cdot H_{z1}/I_{yy1} + M_{z1} \cdot B_{y1}/I_{zz1} = 277(\text{MPa})$$

M_{y1} :ブームに作用する Y 軸周りモーメント

M_{z1} :ブームに作用する Z 軸周りモーメント

H_{z1} :ブームの当該断面中心から Z 方向端部までの最長長さ

B_{y1} :ブームの当該断面中心から Y 方向端部までの最長長さ

I_{yy1} :ブームの当該断面の Y 方向断面二次モーメント

I_{zz1} :ブームの当該断面の Z 方向断面二次モーメント

(3) せん断応力

$$\tau_1 = (P_{ty1} + P_{tz1})/A_1 + T_1/(2 \cdot A_{i1} \cdot t_1) = 17(\text{MPa})$$

P_{ty1} :ブームに作用する Y 軸方向せん断力

P_{tz1} :ブームに作用する Z 軸方向せん断力

A_1 :ブームの当該断面の断面積

T_1 :ブームに作用する捩じりモーメント

A_{i1} :ブームの当該断面の内側境界断面積

t_1 :ブームの当該断面の最小板厚

(4) 組合せ応力

$$\sigma_{\sigma 1} = \sqrt{(\sigma_{b1} + \sigma_{t1})^2 + 3\tau_1^2} = 375(\text{MPa})$$

4.2.2 ブーム根元支持ピンの強度検討

(1) 曲げ応力

$$\sigma_{b2} = \sqrt{P_{\tau x2}^2 + P_{\tau z2}^2} \cdot B_2 \cdot D_2 / (2 \cdot I_2) = 54(\text{MPa})$$

$P_{\tau x2}$: ブーム根元支持ピンに作用する X 方向せん断力

$P_{\tau z2}$: ブーム根元支持ピンに作用する Z 方向せん断力

B_2 : ブーム根元支持ピンからせん断力の作用点までの距離

D_2 : ブーム根元支持ピンの外径

I_2 : ブーム根元支持ピンの断面二次モーメント

(2) せん断応力

$$\tau_2 = \sqrt{P_{\tau x2}^2 + P_{\tau z2}^2} / A_2 = 142(\text{MPa})$$

$P_{\tau x2}$: ブーム根元支持ピンに作用する X 方向せん断力

$P_{\tau z2}$: ブーム根元支持ピンに作用する Z 方向せん断力

A_2 : ブーム根元支持ピンの断面積

(3) 組合せ応力

$$\sigma_{\sigma 2} = \sqrt{\sigma_{b2}^2 + 3\tau_2^2} = 252(\text{MPa})$$

4.2.3 旋回輪軸受取付ボルトの強度検討

(1) 引張応力

$$\sigma_{t3} = P_{t3} / A_3 = 830(\text{MPa})$$

P_{t3} : 取付ボルトに作用する引張力

A_3 : 取付ボルトの有効断面積

5. 結論

算出応力は、表 6 に示す通り、全て許容応力値以下であることを確認した。

表 6 算出応力の評価

評価位置	部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)	算出応力 (MPa)
原子炉 建屋側	ブーム	WELDOX1100E (STRENX1100E)	引張	875	108
			せん断	505	18
			曲げ	875	297
			組合せ	875	407
	ブーム根元支持ピン	42CrMoS4	せん断	303	153
			曲げ	525	58
			組合せ	525	272
旋回輪軸受取付ボルト	SUS630	引張	917	815	
燃料取 り出し用 構台側	ブーム	WELDOX1100E (STRENX1100E)	引張	875	96
			せん断	505	17
			曲げ	875	277
			組合せ	875	375
	ブーム根元支持ピン	42CrMoS4	せん断	303	142
			曲げ	525	54
			組合せ	525	252
旋回輪軸受取付ボルト	SUS630	引張	917	830	

IV. 燃料取扱機／クレーン(走行台車部)の耐震性についての計算書

1. 概要

1.1. 一般事項

本書は燃料取扱機及びクレーンを構成する走行台車部の耐震性についての計算書である。

1.2. 計算条件

- (1) 燃料取扱設備全体が使用済燃料プール及び使用済燃料貯蔵ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認するため、燃料取扱状態、輸送容器取扱状態について評価を行う。
- (2) 走行台車部は走行レール上を走行し、燃料取扱時及び輸送容器取扱時、輸送容器固定状態ではアウトリガーピンによりランウェイガーダに固定されるものとする。
- (3) 走行台車部には水平 2 方向地震力と鉛直方向地震力が同時に作用するものとする。
- (4) 地震力はランウェイガーダと取り合う走行台車部の車輪位置から、走行台車部の構造物フレーム、アウトリガーピン及び転倒防止ラグに伝達される。また、搭載機器からの反力を走行台車部の構造物フレーム、アウトリガーピン及び転倒防止ラグで支持する。上記の荷重伝達経路を考慮し、走行台車部として、構造物フレーム、アウトリガーピン及び転倒防止ラグを評価対象部位とする。

2. 計算方法

2.1. 固有周期の計算方法

2.1.1 条件

- (1) 走行台車部の重量として自重及び搭載機器を考慮する。走行台車部の構造概要を図 12 に、走行台車部及び搭載機器の重量を表 7 に示す。
- (2) 走行台車部の自重及び搭載機器に作用する鉛直方向の地震力は、搭載機器を支持する構造物フレーム及び車輪を介してランウェイガーダに支持される。地震による水平力(NS 方向)及び転倒力はアウトリガーピン、地震による水平力(EW 方向)は転倒防止ラグを介してランウェイガーダに支持される。

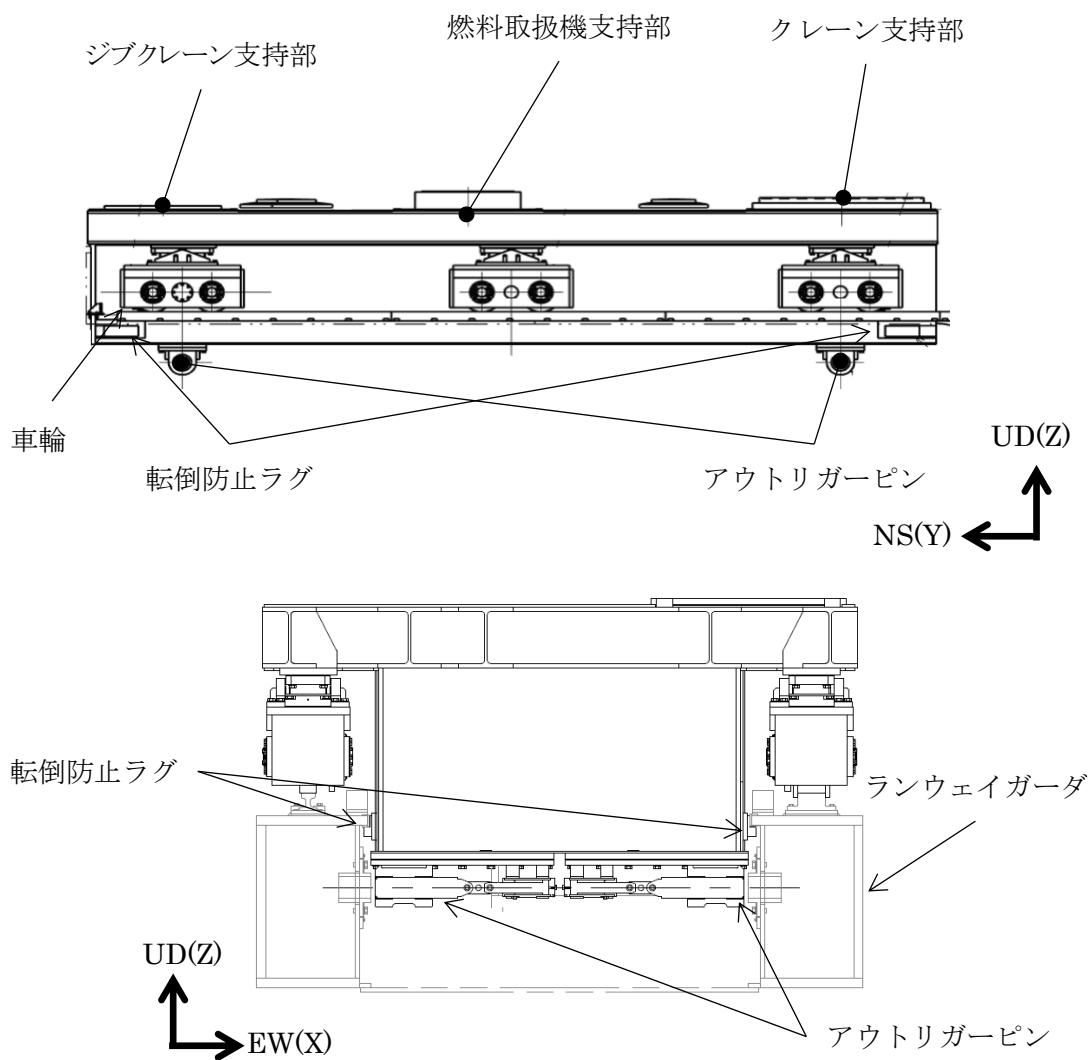


図 12 走行台車 構造概要

表 7 走行台車部及び搭載機器の重量

名称	重量(t)	各状態において追加で考慮する重量
走行台車部	153.6	—
燃料取扱機(旋回体)	22.5	燃料取扱状態において定格荷重(1t)を考慮
クレーン(旋回体)	54	輸送容器取扱において定格荷重(47t)を考慮
キャスク固定治具	28	—

2.1.2 計算モデル

2.1.1 の条件に基づいた計算モデルを図 13 に示す。

- (1) 走行台車部の各搭載機器の支持部は、H 形又は箱型断面を有する構造物フレームにより構成され、車輪にて支持される構造となっているため、両端支持梁として搭載機器の支持部ごとに評価を行う。走行台車部にかかる水平力 (EW 方向) は転倒防止ラグにて支持されるため、走行台車は水平方向にも十分剛である。また、アウトリガーピン支持部及び転倒防止ラグ支持部は地震力を支持する構造を有するが走行台車部の剛性には影響しない。
- (2) クレーン、燃料取扱機の自重及び耐震計算の結果反力として生じる地震力、モーメントは旋回輪軸受取付ボルト穴ピッチ円の中心位置で各支持部へ伝達させる。

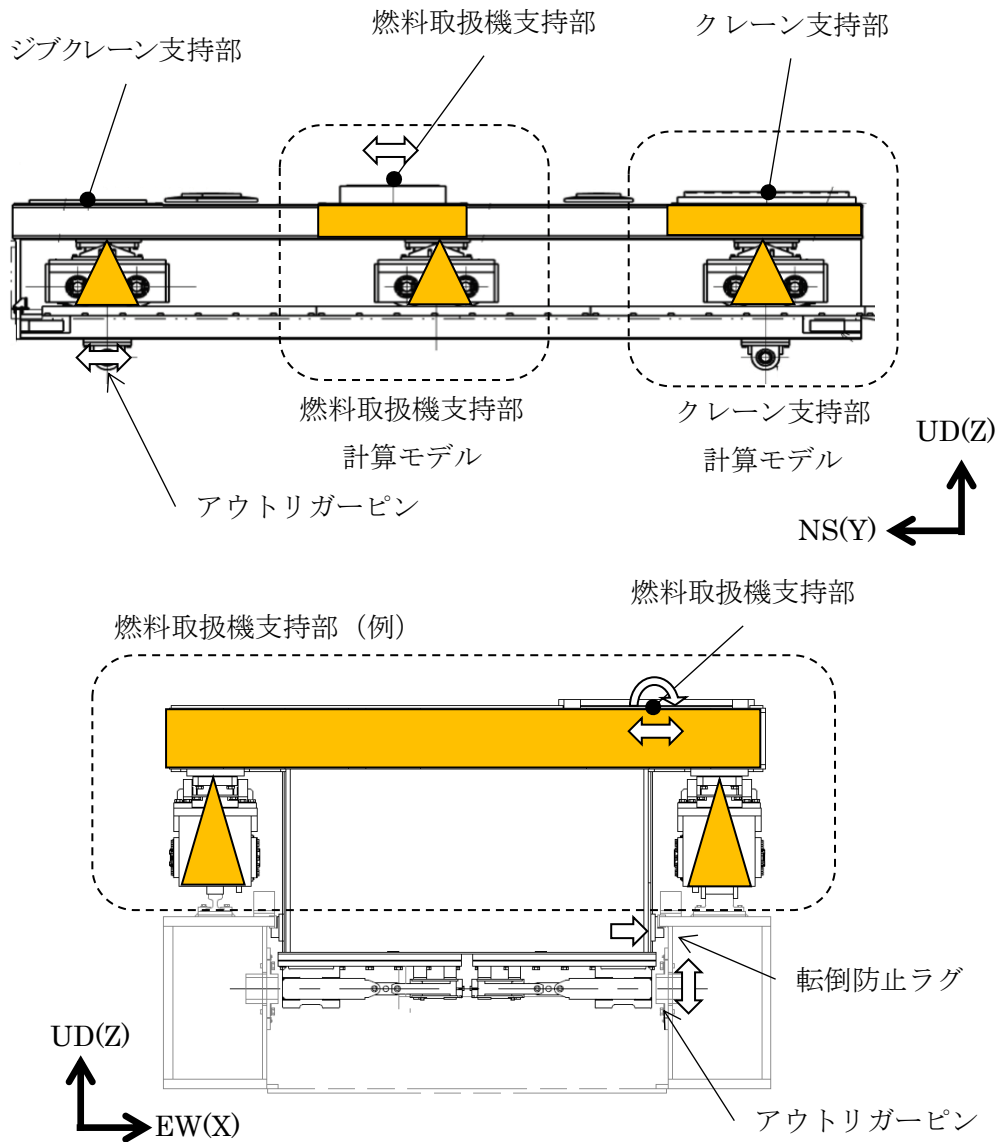


図 13 走行台車 計算モデル

2.1.3 計算

燃料取扱機及びクレーンを支持する構造物フレームの固有周期を次式により求める。固有周期算定に用いる値を表 8 に示す。

$$T = 2L^2/\pi \cdot \sqrt{w/1000EI}$$

表 8 固有周期算定に用いる値

	項目	単位	燃料取扱機 支持部	クレーン 支持部
T	固有周期	s	0.01 以下	
L	はりの長さ	mm	4400	
w	単位長さ当りのはりの重量	kg/mm	1.361	1.568
E	はりの縦弾性係数	N/mm ²	201000	
I	はりの断面二次モーメント	mm ⁴	9.279E+10	1.793E+11

2.2. 計算に用いる入力地震動

構造物フレームの固有周期は水平方向、鉛直方向ともに0.01s以下であり、剛構造と考えられるため、各状態におけるランウェイガーダへの負荷荷重を考慮し、ランウェイガーダの燃料取扱設備停止位置から得られる最大応答加速度の1.2倍の加速度を用いて設計用震度とする。

表 9 適用する地震動

	燃料取扱機 支持部	クレーン支持部	
	原子炉 建屋側	原子炉 建屋側	燃料取り出し用 構台側
NS 方向	0.83	0.83	0.81
EW 方向	0.67	0.66	0.81
鉛直方向	0.74	0.77	1.47

3. 評価方法

3.1. 応力の評価方法

材料及び許容応力を表 10 に示す。

表 10 材料及び許容応力

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)
構造物フレーム	SM490B	引張	343
		せん断	198
		曲げ	343
		組合せ	343
アウトリガーピン	SNB23-1	せん断	460
		曲げ	1088
		組合せ	798
転倒防止ラグ	SM490B	支圧	977

4. 数値計算

4.1. 走行台車部の燃料取扱状態における各部の強度

4.1.1 走行台車の構造物フレーム(燃料取扱機支持部)の強度検討

以下の応力算定に用いる力(P_{t1} , P_{ty1} , P_{tz1})及びモーメント(T_1 , M_{y1} , M_{z1})は、燃料取扱機の耐震解析の結果から求まる燃料取扱機支持部にかかる力及びモーメント、燃料取扱機支持部の自重及び燃料取扱機支持部にかかる地震力を考慮して求めた値を用いる。

(1) 引張応力

$$\sigma_{t1} = P_{t1}/A_1 = 1(\text{MPa})$$

$$P_{t1} : \text{構造物フレームに作用する軸方向引張力} \quad 1.780 \times 10^5 (\text{N})$$

$$A_1 : \text{構造物フレームの断面積} \quad 1.734 \times 10^5 (\text{mm}^2)$$

(2) せん断応力

$$\tau_1 = (P_{ty1} + P_{tz1})/A_1 + T_1/(2A_{i1} \cdot t_1) = 10(\text{MPa})$$

$$P_{ty1} : \text{構造物フレームに作用する Y 軸方向せん断力} \quad 2.588 \times 10^5 (\text{N})$$

$$P_{tz1} : \text{構造物フレームに作用する Z 軸方向せん断力} \quad 4.441 \times 10^5 (\text{N})$$

$$A_1 : \text{構造物フレームの断面積} \quad 1.734 \times 10^5 (\text{mm}^2)$$

$$T_1 : \text{構造物フレームに作用する捩じりモーメント} \quad 2.091 \times 10^8 (\text{N} \cdot \text{mm})$$

$$A_{i1} : \text{構造物フレームの内側境界断面} \quad 9.402 \times 10^5 (\text{mm}^2)$$

$$t_1 : \text{構造物フレームの最小板厚} \quad 22 (\text{mm})$$

(3) 曲げ応力

$$\sigma_{b1} = M_{y1} \cdot H_{z1}/I_{yy1} + M_{z1} \cdot B_{y1}/I_{zz1} = 38(\text{MPa})$$

$$M_{y1} : \text{構造物フレームに作用する Y 軸まわりのモーメント} \quad 1.287 \times 10^9 (\text{N} \cdot \text{mm})$$

$$M_{z1} : \text{構造物フレームに作用する Z 軸まわりのモーメント} \quad 3.593 \times 10^8 (\text{N} \cdot \text{mm})$$

$$H_{z1} : \text{構造物フレームの評価断面中立軸から評価点までの Z 方向の長さ} \quad 288 (\text{mm})$$

$$B_{y1} : \text{構造物フレームの評価断面中立軸から評価点までの Y 方向の長さ} \quad 850 (\text{mm})$$

$$I_{yy1} : \text{構造物フレームにおける Y 軸まわりの断面二次モーメント} \quad 1.074 \times 10^{10} (\text{mm}^4)$$

$$I_{zz1} : \text{構造物フレームにおける Z 軸まわりの断面二次モーメント} \quad 9.279 \times 10^{10} (\text{mm}^4)$$

(4) 組合せ応力

$$\sigma_{\sigma t1} = \sqrt{(\sigma_{t1} + \sigma_{b1})^2 + 3\tau_1^2} = 43(\text{MPa})$$

4.1.2 走行台車の構造物フレーム(クレーン支持部)の強度検討
4.2.2 の評価に包絡される。

4.1.3 アウトリガーピンの強度検討

アウトリガーピンの応力算定に用いるせん断力($P_{\tau 3}$)は、走行台車にかかる地震力による転倒モーメントに加え、全搭載機器の耐震解析の結果から求まる各搭載機器支持部にかかる力、モーメントが保守的に同時に作用するとして求めた値を用いる。

(1) せん断応力

$$\tau_3 = P_{\tau 3} / (\pi d_3^2 / 4) = 169(\text{MPa})$$

$$P_{\tau 3} : \text{ピンに作用するせん断力} \quad 4.293 \times 10^6(\text{N})$$

$$d_3 : \text{ピンの外径} \quad 180(\text{mm})$$

(2) 曲げ応力

$$\sigma_{b3} = (P_{\tau 3} \cdot L_3 / 2) / (\pi d_3^3 / 32) = 150(\text{MPa})$$

$$P_{\tau 3} : \text{ピンに作用するせん断力} \quad 4.293 \times 10^6(\text{N})$$

$$L_3 : \text{ピンの曲げ長さ} \quad 40(\text{mm})$$

$$d_3 : \text{ピンの外径} \quad 180(\text{mm})$$

(3) 組合せ応力

$$\sigma_{\sigma 3} = \sqrt{\sigma_{b3}^2 + 3\tau_3^2} = 329(\text{MPa})$$

4.1.4 転倒防止ラグの強度検討

転倒防止ラグの応力算定に用いる水平力(P_{p4})は、走行台車にかかる地震力に加え、全搭載機器の耐震解析の結果から求まる各搭載機器支持部にかかる水平力が保守的に同時に作用するとして求めた値を用いる。

(1) 支圧応力

$$\sigma_{p4} = P_{p4} / A_4 = 69(\text{MPa})$$

$$P_{p4} : \text{転倒防止ラグに作用する水平力} \quad 1.362 \times 10^6(\text{N})$$

$$A_4 : \text{支圧面積} \quad 2.000 \times 10^4(\text{mm}^2)$$

4.2. 原子炉建屋側での走行台車部の輸送容器取扱状態における各部の強度

4.2.1 走行台車の構造物フレーム(燃料取扱機支持部)の強度検討

4.1.1 の評価に包含される。

4.2.2 走行台車の構造物フレーム(クレーン支持部)の強度検討

以下の応力算定に用いる力(P_{t2} , P_{ty2} , P_{tz2})及びモーメント(T_2 , M_{y2} , M_{z2})は、クレーンの耐震解析の結果から求まるクレーン支持部にかかる力及びモーメント、クレーン支持部の自重及びクレーン支持部にかかる地震力を考慮して求めた値を用いる。

(1) 引張応力

$$\sigma_{t2} = P_{t2}/A_2 = 2(\text{MPa})$$

$$P_{t2} : \text{構造物フレームに作用する軸方向引張力} \quad 3.172 \times 10^5 (\text{N})$$

$$A_2 : \text{構造物フレームの断面積} \quad 1.998 \times 10^5 (\text{mm}^2)$$

(2) せん断応力

$$\tau_2 = (P_{ty2} + P_{tz2})/A_2 + T_2/(2 \cdot A_{i2} \cdot t_2) = 40(\text{MPa})$$

$$P_{ty2} : \text{構造物フレームに作用する Y 軸方向せん断力} \quad 6.398 \times 10^5 (\text{N})$$

$$P_{tz2} : \text{構造物フレームに作用する Z 軸方向せん断力} \quad 3.219 \times 10^6 (\text{N})$$

$$A_2 : \text{構造物フレームの断面積} \quad 1.998 \times 10^5 (\text{mm}^2)$$

$$T_2 : \text{構造物フレームに作用する捩じりモーメント} \quad 1.151 \times 10^9 (\text{N} \cdot \text{mm})$$

$$A_{i2} : \text{構造物フレームの内側境界断面} \quad 1.273 \times 10^6 (\text{mm}^2)$$

$$t_2 : \text{構造物フレームの最小板厚} \quad 22 (\text{mm})$$

(3) 曲げ応力

$$\sigma_{b2} = M_{y2} \cdot H_{z2}/I_{yy2} + M_{z2} \cdot B_{y2}/I_{zz2} = 229(\text{MPa})$$

$$M_{y2} : \text{構造物フレームに作用する Y 軸まわりのモーメント} \quad 9.849 \times 10^9 (\text{N} \cdot \text{mm})$$

$$M_{z2} : \text{構造物フレームに作用する Z 軸まわりのモーメント} \quad 9.114 \times 10^8 (\text{N} \cdot \text{mm})$$

$$H_{z2} : \text{構造物フレームの評価断面中立軸から評価点までの z 方向の長さ} \quad 288 (\text{mm})$$

$$B_{y2} : \text{構造物フレームの評価断面中立軸から評価点までの y 方向の長さ} \quad 1150 (\text{mm})$$

$$I_{yy2} : \text{構造物フレームにおける Y 軸まわりの断面二次モーメント} \quad 1.276 \times 10^{10} (\text{mm}^4)$$

$$I_{zz2} : \text{構造物フレームにおける Z 軸まわりの断面二次モーメント} \quad 1.793 \times 10^{11} (\text{mm}^4)$$

(4) 組合せ応力

$$\sigma_{\sigma t2} = \sqrt{(\sigma_{t2} + \sigma_{b2})^2 + 3\tau_2^2} = 242(\text{MPa})$$

4.2.3 アウトリガーピンの強度検討

アウトリガーピンの応力算定に用いるせん断力($P_{\tau4}$)は、走行台車にかかる地震力による転倒モーメントに加え、全搭載機器の耐震解析の結果から求まる各搭載機器支持部にかかる力、モーメントが保守的に同時に作用するとして求めた値を用いる。

(1) せん断応力

$$\tau_4 = P_{\tau4}/(\pi d_4^2/4) = 169(\text{MPa})$$

$P_{\tau4}$:ピンに作用するせん断力

$$4.300 \times 10^6(\text{N})$$

d_4 :ピンの外径

$$180(\text{mm})$$

(2) 曲げ応力

$$\sigma_{b4} = (P_{\tau4} \cdot L_3/2)/(\pi d_4^3/32) = 151(\text{MPa})$$

$P_{\tau4}$:ピンに作用するせん断力

$$4.300 \times 10^6(\text{N})$$

L_4 :ピンの曲げ長さ

$$40(\text{mm})$$

d_4 :ピンの外径

$$180(\text{mm})$$

(3) 組合せ応力

$$\sigma_{\sigma4} = \sqrt{\sigma_{b4}^2 + 3\tau_4^2} = 330(\text{MPa})$$

4.2.4 転倒防止ラグの強度検討

転倒防止ラグの応力算定に用いる水平力(P_{p5})は、走行台車にかかる地震力に加え、全搭載機器の耐震解析の結果から求まる各搭載機器支持部にかかる水平力が保守的に同時に作用するとして求めた値を用いる。

(1) 支圧応力

$$\sigma_{p5} = P_{p5}/A_5 = 67(\text{MPa})$$

P_{p5} :転倒防止ラグに作用する水平力

$$1.341 \times 10^6(\text{N})$$

A_5 :支圧面積

$$2.000 \times 10^4(\text{mm}^2)$$

4.3. 燃料取り出し用構台側での走行台車部の輸送容器取扱状態における各部の強度

4.3.1 走行台車の構造物フレーム(燃料取扱機支持部)の強度検討

4.1.1 の評価に包含される。

4.3.2 走行台車の構造物フレーム(クレーン支持部)の強度検討

以下の応力算定に用いる力($P_{t2'}$, $P_{ty2'}$, $P_{tz2'}$)及びモーメント($T_{2'}$, $M_{y2'}$, $M_{z2'}$)は、クレーンの耐震解析の結果から求まるクレーン支持部にかかる力及びモーメント、クレーン支持部の自重及びクレーン支持部にかかる地震力を考慮して求めた値を用いる。

(1) 引張応力

$$\sigma_{t2'} = P_{t2'}/A_{2'} = 3(\text{MPa})$$

$$P_{t2'} : \text{構造物フレームに作用する軸方向引張力} \quad 5.227 \times 10^5 (\text{N})$$

$$A_{2'} : \text{構造物フレームの断面積} \quad 1.998 \times 10^5 (\text{mm}^2)$$

(2) せん断応力

$$\tau_{2'} = (P_{ty2'} + P_{tz2'})/A_{2'} + T_{2'}/(2 \cdot A_{i2'} \cdot t_{2'}) = 41(\text{MPa})$$

$$P_{ty2'} : \text{構造物フレームに作用する Y 軸方向せん断力} \quad 5.862 \times 10^5 (\text{N})$$

$$P_{tz2'} : \text{構造物フレームに作用する Z 軸方向せん断力} \quad 3.073 \times 10^6 (\text{N})$$

$$A_{2'} : \text{構造物フレームの断面積} \quad 1.998 \times 10^5 (\text{mm}^2)$$

$$T_{2'} : \text{構造物フレームに作用する捩じりモーメント} \quad 1.237 \times 10^9 (\text{N} \cdot \text{mm})$$

$$A_{i2'} : \text{構造物フレームの内側境界断面} \quad 1.273 \times 10^6 (\text{mm}^2)$$

$$t_{2'} : \text{構造物フレームの最小板厚} \quad 22 (\text{mm})$$

(3) 曲げ応力

$$\sigma_{b2'} = M_{y2'} \cdot H_{z2'}/I_{yy2'} + M_{z2'} \cdot B_{y2'}/I_{zz2'} = 221(\text{MPa})$$

$$M_{y2'} : \text{構造物フレームに作用する Y 軸まわりのモーメント} \quad 9.540 \times 10^9 (\text{N} \cdot \text{mm})$$

$$M_{z2'} : \text{構造物フレームに作用する Z 軸まわりのモーメント} \quad 8.521 \times 10^8 (\text{N} \cdot \text{mm})$$

$$H_{z2'} : \text{構造物フレームの評価断面中立軸から評価点までの z 方向の長さ} \quad 288 (\text{mm})$$

$$B_{y2'} : \text{構造物フレームの評価断面中立軸から評価点までの y 方向の長さ} \quad 1150 (\text{mm})$$

$$I_{yy2'} : \text{構造物フレームにおける Y 軸まわりの断面二次モーメント} \quad 1.276 \times 10^{10} (\text{mm}^4)$$

$$I_{zz2'} : \text{構造物フレームにおける Z 軸まわりの断面二次モーメント} \quad 1.793 \times 10^{11} (\text{mm}^4)$$

(4) 組合せ応力

$$\sigma_{\sigma\tau 2'} = \sqrt{(\sigma_{\tau 2'} + \sigma_{b 2'})^2 + 3\tau_{2'}^2} = 235(\text{MPa})$$

4.3.3 アウトリガーピンの強度検討

アウトリガーピンの応力算定に用いるせん断力($P_{\tau 4'}$)は、走行台車にかかる地震力による転倒モーメントに加え、全搭載機器の耐震解析の結果から求まる各搭載機器支持部にかかる力、モーメントが保守的に同時に作用するとして求めた値を用いる。

(1) せん断応力

$$\tau_{4'} = P_{\tau 4'} / (\pi d_{4'}^2 / 4) = 184(\text{MPa})$$

$$P_{\tau 4'} \quad : \text{ピンに作用するせん断力} \quad 4.673 \times 10^6(\text{N})$$

$$d_{4'} \quad : \text{ピンの外径} \quad 180(\text{mm})$$

(2) 曲げ応力

$$\sigma_{b 4'} = (P_{\tau 4'} \cdot L_{4'} / 2) / (\pi d_{4'}^3 / 32) = 164(\text{MPa})$$

$$P_{\tau 4'} \quad : \text{ピンに作用するせん断力} \quad 4.673 \times 10^6(\text{N})$$

$$L_{4'} \quad : \text{ピンの曲げ長さ} \quad 40(\text{mm})$$

$$d_{4'} \quad : \text{ピンの外径} \quad 180(\text{mm})$$

(3) 組合せ応力

$$\sigma_{\sigma 4'} = \sqrt{\sigma_{b 4'}^2 + 3\tau_{4'}^2} = 359(\text{MPa})$$

4.3.4 転倒防止ラグの強度検討

転倒防止ラグの応力算定に用いる水平力($P_{p 5'}$)は、走行台車にかかる地震力に加え、全搭載機器の耐震解析の結果から求まる各搭載機器支持部にかかる水平力が保守的に同時に作用するとして求めた値を用いる。

(1) 支圧応力

$$\sigma_{p 5'} = P_{p 5'} / A_{5'} = 73(\text{MPa})$$

$$P_{p 5'} \quad : \text{転倒防止ラグに作用する水平力} \quad 1.451 \times 10^6(\text{N})$$

$$A_{5'} \quad : \text{支圧面積} \quad 2.000 \times 10^4(\text{mm}^2)$$

5. 結論

算出応力は、表 11 に示す通り、全て許容応力値以下であることを確認した。

表 11 算定応力の評価
(燃料取扱状態, 輸送容器取扱状態)

部位	評価位置	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)	算出応力(MPa)			
					燃料取扱状態	輸送容器取扱状態		
構造物フレーム (燃料取扱機支持部)	原子炉 建屋側	SM490B	引張	343	1	10		
			せん断	198				
			曲げ	343				
			組合せ	343				
構造物フレーム (クレーン支持部)	原子炉 建屋側	SM490B	引張	343	2	40		
			せん断	198				
			曲げ	343				
			組合せ	343				
	燃料取り出し用 構台側		引張	343			3	41
			せん断	198				
			曲げ	343				
			組合せ	343				
アウトリガーピン	原子炉 建屋側	SNB23-1	せん断	460	169	169		
			曲げ	1088				
			組合せ	798				
	燃料取り出し用 構台側		せん断	460			184	164
			曲げ	1088				
			組合せ	798				
転倒防止ラグ	原子炉 建屋側	SM490B	支圧	977	69	67		
	燃料取り出し用 構台側						73	

V. キャスク固定治具の耐震性についての計算書

1. 概要

1.1. 一般事項

本計算書はキャスク固定治具の耐震性についての計算書である。

1.2. 計算条件

- (1) キャスク固定治具に積載する輸送容器が転倒して使用済燃料プール及び使用済燃料貯蔵ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認するため、輸送容器積載時の評価を行う。設計床応答スペクトルは加速度応答のより大きいランウェイガーダ先端側を含む走行台車車輪位置 6 点を包絡したものを使用する。
- (2) キャスク固定治具には水平 2 方向地震力と鉛直方向地震力が同時に作用するものとする。

2. 計算方法

2.1. 固有周期の計算方法

2.1.1 条件

- (1) キャスク固定治具の重量として自重及び搭載機器(輸送容器)を考慮する。キャスク固定治具の重量を表 12 に、構造概要を図 14 に示す。
- (2) キャスク仮置台取付ボルトは剛な走行台車に支持されているものとする。
- (3) キャスク仮置台取付ボルトにせん断力が生じないように、走行台車接続部に発生するせん断力は構造物フレームで支持する構造とする。

表 12 キャスク固定治具の重量

名称	重量(t)
キャスク固定治具	28
搭載機器(輸送容器)	50

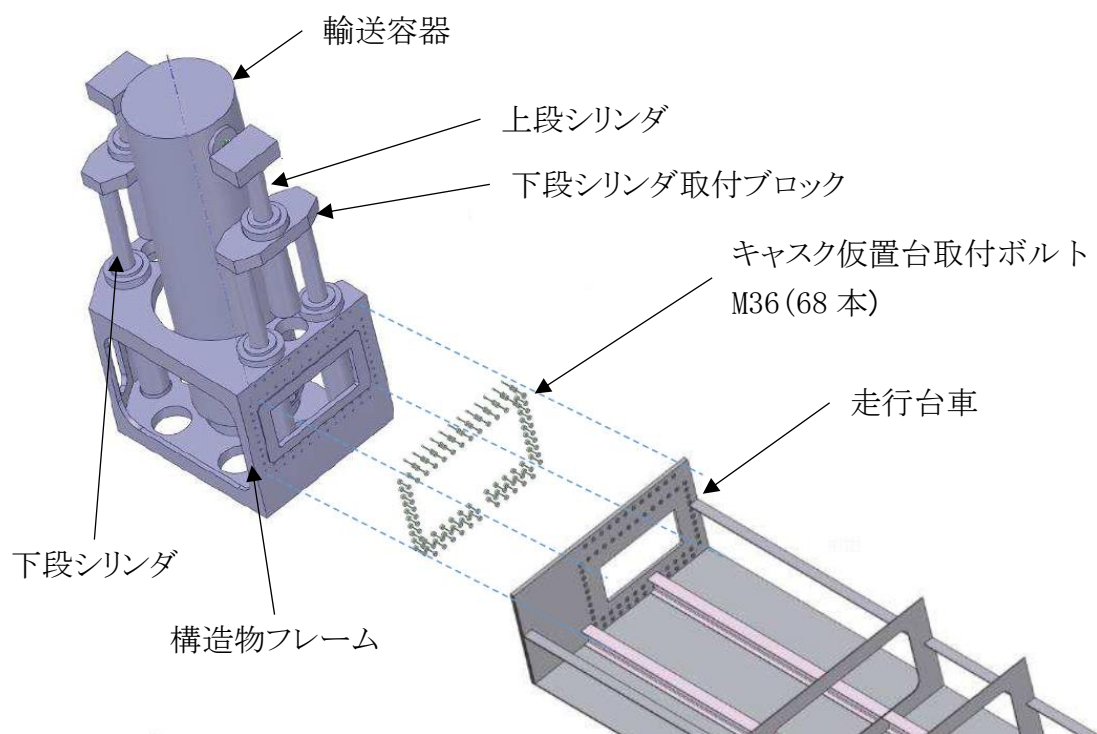


図 14 キャスク固定治具 構造概要

2.1.2 計算モデル

2.1.1 の条件に基づいた計算モデルを図 15 に示す。

- (1) 輸送容器を支持する構造物フレームははり要素でモデル化する。
- (2) キャスク固定治具は走行台車側面にキャスク仮置台取付ボルトで固定し、当該ボルトにせん断力がかからないよう Y 方向及び Z 方向の力を構造物フレームのインローで支持する構造を有する。モデル化では上記構造を反映した。

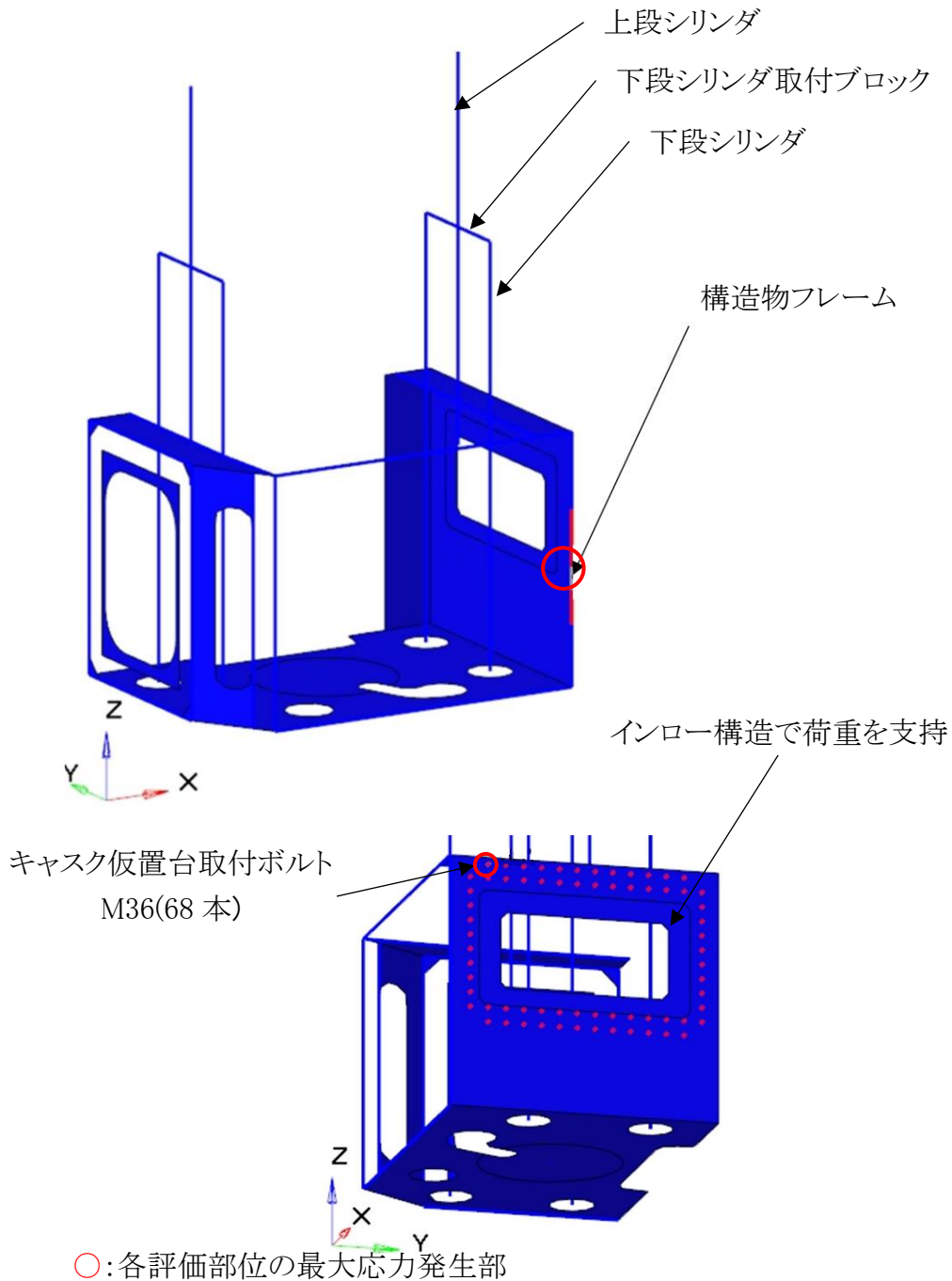


図 15 キャスク固定治具 計算モデル

2.1.3 計算

キャスク固定治具の固有周期は水平 0.2s, 上下 0.2s となる。

2.2. 計算に用いる入力地震動

本評価では、1/2Ss450 地震動(水平 2 方向及び鉛直方向)を原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の地震応答解析モデルへ入力し得られる応答加速度時刻歴から求めた設計用床応答スペクトルを用いる。ランウェイガードへの負荷荷重は、輸送容器固定状態として燃料取扱設備重量及び輸送容器重量を考慮した。床応答スペクトルの減衰定数は、ボルト及びリベット構造物として水平 2%, 鉛直 2%を適用した。本評価で用いる設計用床応答スペクトルを図 16 に示す。

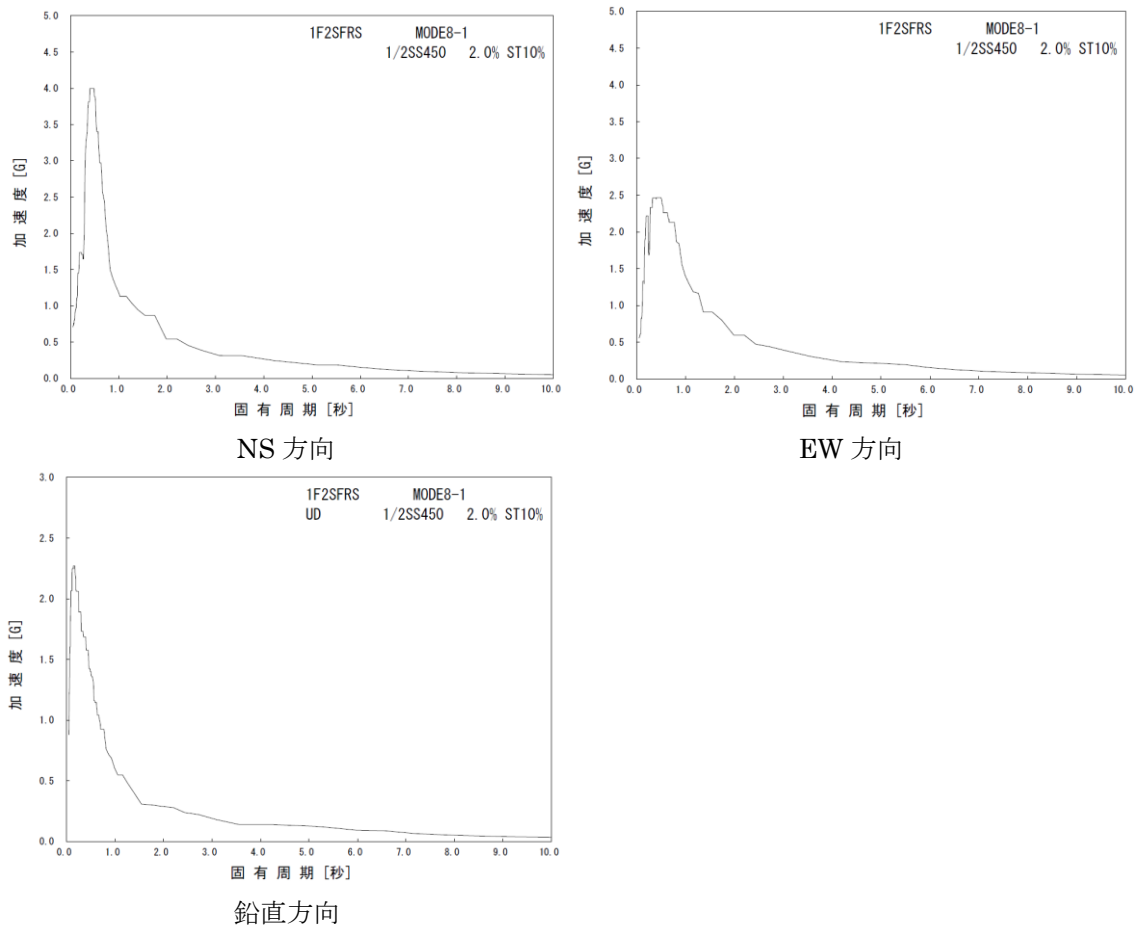


図 16 設計用床応答スペクトル(輸送容器固定状態)

3. 評価方法

3.1. 応力の評価方法

材料及び許容応力を表 13 に示す。

表 13 材料及び許容応力

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)
構造物フレーム	SM490B	引張	343
		せん断	198
		曲げ	343
		組合せ	343
キャスク仮置台取付ボルト	SNB23-1	引張	798

4. 数値計算

各要素に生じる力、モーメントを計算機(計算機コード ANSYS)にて求め、各要素の断面性状から応力を算定する。上記手順で求めた組合せ応力が最大となった要素の応力算定過程を記載する。

4.1. キャスク固定治具の輸送容器固定状態における各部の強度

4.1.1 構造物フレームの強度検討

(1) 引張応力

$$\sigma_{t1} = P_{t1}/A_1 = 72(\text{MPa})$$

$$P_{t1} : \text{構造物フレームに作用する軸方向引張力} \quad 1.171 \times 10^6(\text{N})$$

$$A_1 : \text{構造物フレームの断面積} \quad 1.625 \times 10^4 (\text{mm}^2)$$

(2) せん断応力

$$\tau_1 = (P_{ty1} + P_{tz1})/A_1 + T_1/Z_{p1} = 34(\text{MPa})$$

$$P_{ty1} : \text{構造物フレームに作用する Y 軸方向せん断力} \quad 2.319 \times 10^5(\text{N})$$

$$P_{tz1} : \text{構造物フレームに作用する Z 軸方向せん断力} \quad 2.372 \times 10^4(\text{N})$$

$$A_1 : \text{構造物フレームの断面積} \quad 1.625 \times 10^4 (\text{mm}^2)$$

$$T_1 : \text{構造物フレームに作用する捩じりモーメント} \quad 4.923 \times 10^6(\text{N} \cdot \text{mm})$$

$$Z_{p1} : \text{捩じり極断面係数} \quad 2.822 \times 10^5 (\text{mm}^2)$$

(3) 曲げ応力

$$\sigma_{b1} = M_{y1}/Z_{y1} + M_{z1}/Z_{z1} = 252(\text{MPa})$$

$$M_{y1} : \text{構造物フレームに作用する Y 軸まわりのモーメント} \\ 4.997 \times 10^6(\text{N} \cdot \text{mm})$$

$$M_{z1} : \text{構造物フレームに作用する Z 軸まわりのモーメント} \\ 1.514 \times 10^8(\text{N} \cdot \text{mm})$$

$$Z_{y1} : \text{構造物フレームの当該断面の Y 軸まわりの断面係数} \\ 1.760 \times 10^5(\text{mm}^3)$$

$$Z_{z1} : \text{構造物フレームの当該断面の Z 軸まわりの断面係数} \\ 6.771 \times 10^5(\text{mm}^3)$$

(4) 組合せ応力

$$\sigma_{\sigma t1} = \sqrt{(\sigma_{t1} + \sigma_{b1})^2 + 3\tau_1^2} = 330(\text{MPa})$$

4.1.2 キャスク仮置台取付ボルトの強度検討

(1) 引張応力

$$\sigma_{t2} = P_{t2}/A_2 = 774(\text{MPa})$$

P_{t2} :取付ボルトに作用する引張力

$$6.322 \times 10^5(\text{N})$$

A_2 :取付ボルトの有効断面積

$$817 (\text{mm}^2)$$

5. 結論

算出応力は, 表 14 に示す通り全て許容応力値以下であることを確認した。

表 14 算出応力の評価

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)	算出応力 (MPa)
構造物フレーム	SM490B	引張	343	72
		せん断	198	34
		曲げ	343	252
		組合せ	343	330
キャスク仮置台取付ボルト	SNB23-1	引張	798	774

VI. ジブクレーンの耐震性についての計算書

1. 概要

1.1. 一般事項

本計算書はジブクレーンの耐震性についての計算書である。

1.2. 計算条件

- (1) ジブクレーンが転倒して使用済燃料プール及び使用済燃料貯蔵ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認するため、輸送容器一次蓋取扱時の評価を行う。
- (2) ジブクレーンには水平 2 方向地震力と鉛直方向地震力が同時に作用するものとする。

2. 計算方法

2.1. 固有周期の計算方法

2.1.1 条件

- (1) ジブクレーンの重量として自重及び搭載機器(一次蓋と一次蓋仮締付装置)を考慮する。ジブクレーンの重量を表 15 に、構造概要を図 17 に示す。
- (2) 取付ボルトは剛な走行台車に支持されているものとする。
- (3) 取付ボルトはコラム下面に取付けられるものとする。

表 15 ジブクレーンの重量

名称	重量(t)
ジブクレーン	9
搭載機器	4

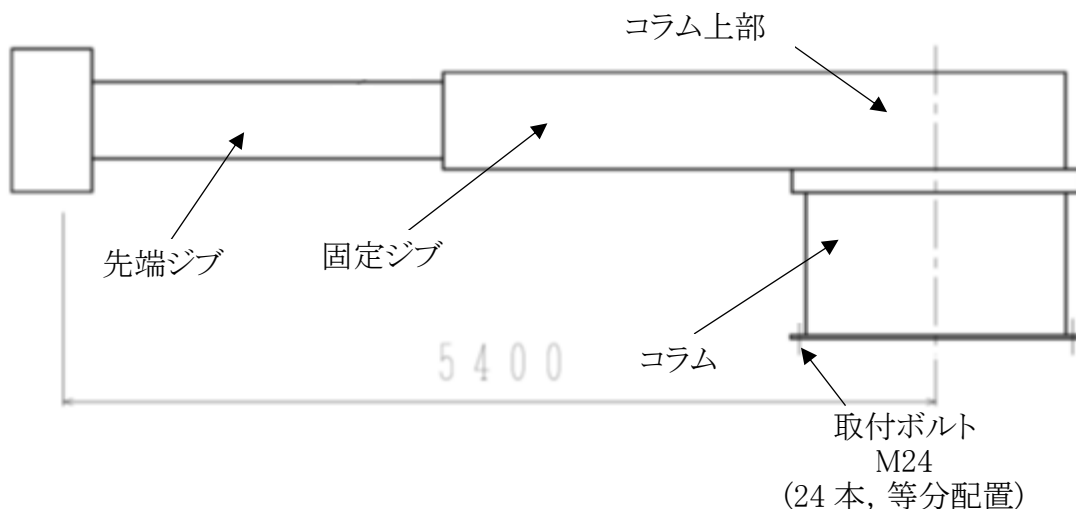


図 17 キャスク固定治具 構造概要(単位:mm)

2.1.2 計算モデル

2.1.1 の条件に基づいた計算モデルを図 18 に示す。

- (1) ジブクレーンの計算モデルは、はり要素でモデル化する。
- (2) ジブクレーンの姿勢は、先端ジブ最大長(作業半径 5.4m)とする。

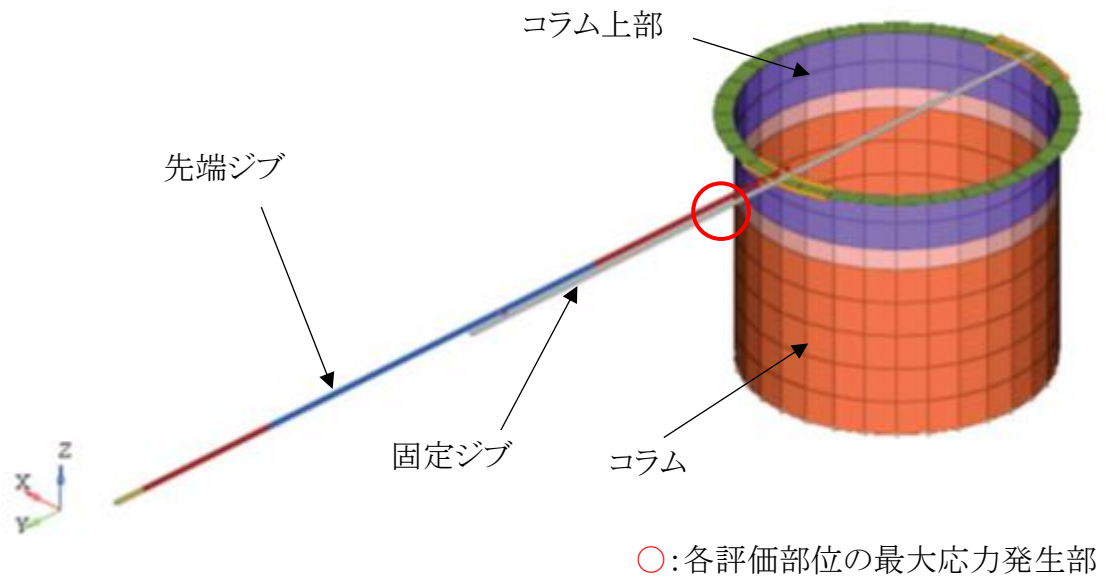


図 18 ジブクレーン 計算モデル

2.1.3 計算

ジブクレーンの固有周期は水平 0.2s, 上下 0.2s となる。

2.2. 計算に用いる入力地震動

本評価では、1/2Ss450 地震動(水平 2 方向及び鉛直方向)を原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の地震応答解析モデルへ入力し得られる応答加速度時刻歴から求めた設計用床応答スペクトルを用いる。ランウェイガードへの負荷荷重は、輸送容器固定状態として燃料取扱設備重量及び輸送容器重量を考慮した。床応答スペクトルの減衰定数は、ボルト及びリベット構造物として水平 2%、鉛直 2%を適用した。本評価で用いる設計用床応答スペクトルを図 19 に示す。

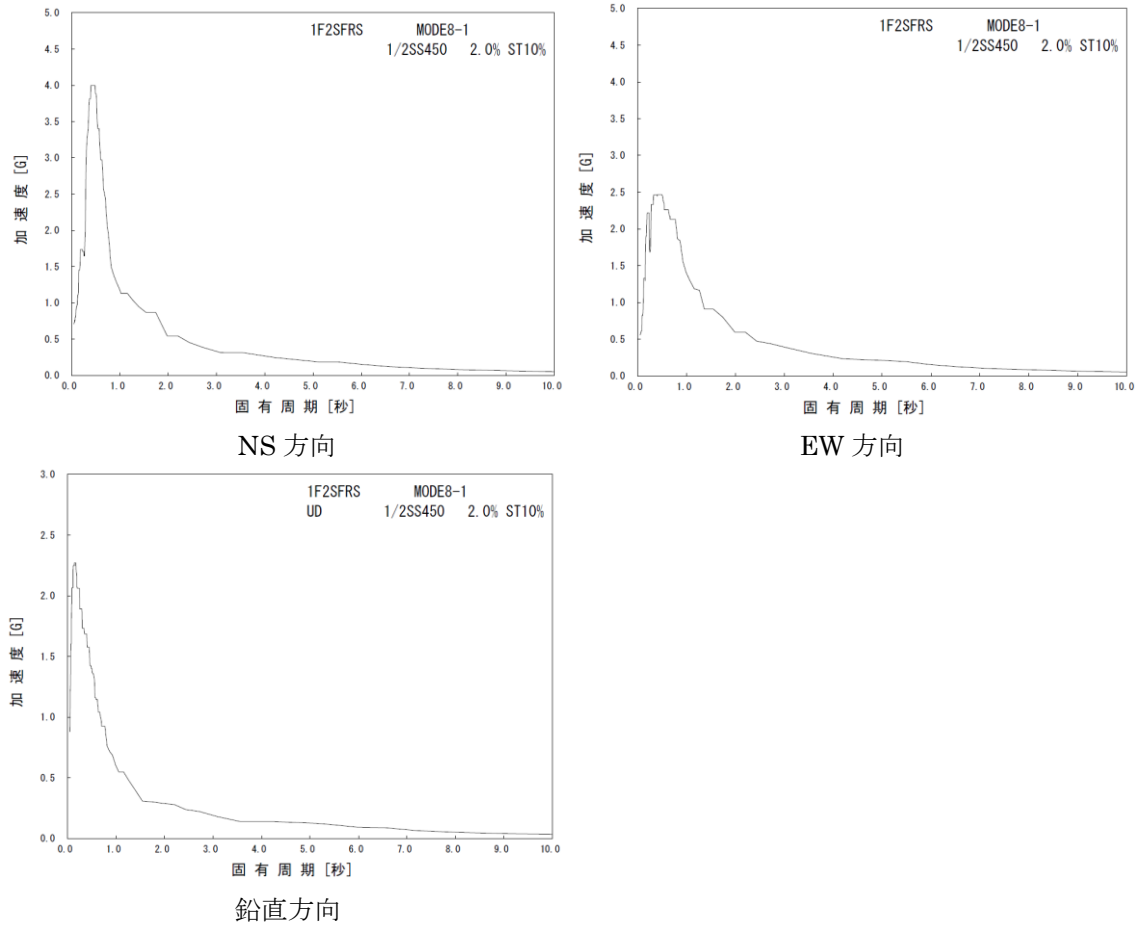


図 19 設計用床応答スペクトル(輸送容器固定状態)

3. 評価方法

3.1. 応力の評価方法

材料及び許容応力を表 16 に示す。

表 16 材料及び許容応力

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)
先端ジブ	SM490B	引張	343
		せん断	198
		曲げ	343
		組合せ	343
取付ボルト	S45C	引張	399
		せん断	230
		組合せ	399

4. 数値計算

先端ジブについては、各要素に生じる力、モーメントを計算機(計算機コード ANSYS)にて求め、各要素の断面性状から応力を算定する。上記手順で求めた組合せ応力が最大となった要素の応力算定過程を記載する。

取付ボルトについては、円筒のコラムに等分配置されているため基礎ボルトの計算式を用いて計算する。(スカート支持たて置円筒形容器基礎ボルトの応力)

4.1. ジブクレーンの輸送容器固定状態における各部の強度

4.1.1 先端ジブの強度検討

(1) 引張応力

$$\sigma_{t1} = P_{t1}/A_1 = 0(\text{MPa})$$

$$P_{t1} : \text{先端ジブに作用する軸方向引張力} \quad 6.661 \times 10^2(\text{N})$$

$$A_1 : \text{先端ジブの断面積} \quad 2.175 \times 10^4 (\text{mm}^2)$$

(2) せん断応力

$$\tau_1 = (P_{ty1} + P_{tz1})/A_1 + T_1/(2A_{i1} \cdot t_1) = 21(\text{MPa})$$

$$P_{ty1} : \text{先端ジブに作用する Y 軸方向せん断力} \quad 4.195 \times 10^4(\text{N})$$

$$P_{tz1} : \text{先端ジブに作用する Z 軸方向せん断力} \quad 1.939 \times 10^5(\text{N})$$

$$A_1 : \text{先端ジブの断面積} \quad 2.175 \times 10^4 (\text{mm}^2)$$

$$T_1 : \text{先端ジブに作用する捩じりモーメント} \quad 1.517 \times 10^7(\text{N} \cdot \text{mm})$$

$$A_{i1} : \text{先端ジブの内側境界断面} \quad 8.431 \times 10^4 (\text{mm}^2)$$

$$t_1 : \text{先端ジブの最小板厚} \quad 9 (\text{mm})$$

(3) 曲げ応力

$$\sigma_{b1} = M_{y1} \cdot H_{z1}/I_{yy1} + M_{z1} \cdot B_{y1}/I_{zz1} = 254(\text{MPa})$$

$$M_{y1} : \text{先端ジブに作用する Y 軸まわりのモーメント} \quad 8.245 \times 10^8(\text{N} \cdot \text{mm})$$

$$M_{z1} : \text{先端ジブに作用する Z 軸まわりのモーメント} \quad 1.284 \times 10^7(\text{N} \cdot \text{mm})$$

$$H_{z1} : \text{先端ジブの評価断面中立軸から評価点までの Z 方向の長さ} \\ 247 (\text{mm})$$

$$B_{y1} : \text{先端ジブの評価断面中立軸から評価点までの Y 方向の長さ} \\ 191 (\text{mm})$$

$$I_{yy1} : \text{先端ジブにおける Y 軸まわりの断面二次モーメント} \\ 8.407 \times 10^8 (\text{mm}^4)$$

$$I_{zz1} : \text{先端ジブにおける Z 軸まわりの断面二次モーメント} \\ 2.182 \times 10^8 (\text{mm}^4)$$

(4) 組合せ応力

$$\sigma_{\text{ot1}} = \sqrt{(\sigma_{t1} + \sigma_{b1})^2 + 3\tau_1^2} = 257(\text{MPa})$$

4.1.2 取付ボルトの強度検討

(1) 引張応力

$$\sigma_{t2} = P_{t2}/A_2 = 201(\text{MPa})$$

P_{t2} :取付ボルトに作用する引張力

$$7.095 \times 10^4(\text{N})$$

A_2 :取付ボルトの有効断面積

$$353(\text{mm}^2)$$

(2) せん断応力

$$\tau_2 = P_{\tau 2}/A_2 = 33(\text{MPa})$$

$P_{\tau 2}$:取付ボルトに作用するせん断力

$$1.148 \times 10^4(\text{N})$$

A_2 :取付ボルトの有効断面積

$$353(\text{mm}^2)$$

5. 結論

算出応力は, 表 17 に示す通り全て許容応力値以下であることを確認した。

表 17 算出応力の評価

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)	算出応力 (MPa)
先端ジブ	SM490B	引張	343	0
		せん断	198	21
		曲げ	343	254
		組合せ	343	257
取付ボルト	S45C	引張	399	201
		せん断	230	33

「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画」の変更認可の申請
に関する核セキュリティ及び保障措置への影響について

<申請書>

申請件名	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（一部補正）
申請概要	実効線量の評価に用いる気象条件，評価方法，評価条件の変更に伴う敷地境界線量等の変更及び放射性気体廃棄物の管理について，審査の進捗に伴い，「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画」の変更認可申請書の一部補正を行う。

上記の申請に関する核セキュリティ及び保障措置への影響の有無についての確認結果を以下に示す。

<核セキュリティ及び保障措置への影響の有無>

確認項目		影響の有無	備考
核セキュリティへの影響	① 防護対象の追加等による影響の有無	無	防護対象の追加等はないため、影響無し。
	② 侵入防止対策に係る性能への影響の有無	無	防護設備及び監視体制に変更を及ぼすものではないため、影響無し。
保障措置への影響	① 設計情報質問表（DIQ:Design Information Questionnaire）への影響の有無	無	変更手続きが必要な事項に該当しないので、影響無し。
	② 査察機器の移設又は新規設置の有無	無	既存の査察機器との干渉がないため、影響無し。
	③ サイト内建物報告の観点から，恒久的な建物・構造物の新設の有無	無	既報告の内容に変更がないため、影響無し。

2024年 6月 25日
東京電力ホールディングス株式会社

	④ 既存の査察実施方針への影響の有無	無	既存の IAEA 査察内容（施策）での対応可能
--	--------------------	---	-------------------------

「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画」の変更認可の申請
に関する核セキュリティ及び保障措置への影響について

<申請書>

申請件名	5・6号機サプレッションプール水サージタンク系統配管等の撤去
申請概要	5・6号機サプレッションプール水サージタンク系統配管等の撤去に伴い記載の適正化を行う。

上記の申請に関する核セキュリティ及び保障措置への影響の有無についての確認結果を以下に示す。

<核セキュリティ及び保障措置への影響の有無>

確認項目		影響の有無	備考
核セキュリティへの影響	① 防護対象の追加等による影響の有無	無	変更内容について防護対象の追加等はないため、影響無し。
	② 侵入防止対策に係る性能への影響の有無	無	変更内容について防護設備及び監視体制に変更を及ぼすものではないため、影響無し。
保障措置への影響	① 設計情報質問表 (DIQ:Design Information Questionnaire) への影響の有無	無	変更手続きが必要な事項に該当しないので、影響無し。
	② 査察機器の移設又は新規設置の有無	無	既存の査察機器との干渉

			がないため、影響無し。
	③ サイト内建物報告の観点から、恒久的な建物・構造物の新設の有無	無	既報告の内容に変更がないため、影響無し。
	④ 既存の査察実施方針への影響の有無	無	既存の IAEA 査察内容（施策）での対応可能。

「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画」の変更認可の申請
に関する核セキュリティ及び保障措置への影響について

<申請書>

申請件名	検査確認項目の適正化
申請概要	実施計画Ⅲ第3編3.6の確認項目「淡水化装置（R0-1A/B, R0-2）の撤去方法（同章添付5）」「一時保管エリアA1, A2に係る確認項目（同章添付9）」について、検査受検に伴い、「Ⅱ 2.5 汚染水処理設備等」および「Ⅱ 2.10 放射性固体廃棄物等の管理施設」へ記載移管を行うもの。

上記の申請に関する核セキュリティ及び保障措置への影響の有無についての確認結果を以下に示す。

<核セキュリティ及び保障措置への影響の有無>

確認項目		影響の有無	備考
核セキュリティへの影響	① 防護対象の追加等による影響の有無	無	変更内容について防護対象の追加等はないため、影響無し。
	② 侵入防止対策に係る性能への影響の有無	無	変更内容について防護設備及び監視体制に変更を及ぼすものではないため、影響無し。
保障措置への影響	① 設計情報質問表（DIQ:Design Information Questionnaire）への影響の有無	無	変更手続きが必要な事項に該当しないので、影響無し。
	② 査察機器の移設又は新規設置の有無	無	既存の査察機器との干渉

			がないため、影響無し。
	③ サイト内建物報告の観点から、恒久的な建物・構造物の新設の有無	無	既報告の内容に変更がないため、影響なし。
	④ 既存の査察実施方針への影響の有無	無	既存の IAEA 査察内容（施策）での対応可能。