

VI-1-1-1-2 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（十一号）」との
整合性

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 記載の基本事項	1
4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性	2
十一 発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項	

1. 概要

本資料は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「法」という。）第43条の3の8第1項の許可を受けたところによる設計及び工事の計画であることが、法第43条の3の9第3項第1号で認可基準として規定されており、当該基準に適合することを説明するものである。

2. 基本方針

設計及び工事の計画が女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「設置変更許可申請書」という。）の基本方針に従った詳細設計であることを、設置変更許可申請書との整合性により示す。

設置変更許可申請書との整合性は、設置変更許可申請書「本文（十一号）」（以下「本文（十一号）」という。）と設計及び工事の計画のうち「IV 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」について示す。

3. 記載の基本事項

- (1) 説明書の構成は比較表形式とし、左欄から「設置変更許可申請書「本文（十一号）」」、「設計及び工事の計画 該当事項」、「整合性」及び「備考」を記載する。
- (2) 説明書の記載順は、「本文（十一号）」に記載する順とする。
- (3) 「本文（十一号）」と設計及び工事の計画との整合性確認については、「設置変更許可申請書「本文（十一号）」」と同等の「設計及び工事の計画 該当事項」の記載箇所は、実線のアンダーラインで明示する。記載等が異なる場合には破線のアンダーラインを引き、「設計及び工事の計画 該当事項」が「設置変更許可申請書「本文（十一号）」」と整合していることを「整合性」欄に記載する。

4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>十一 発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項</p> <p>発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項を以下のとおりとする。</p> <p>1. 目的 発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項（以下「品質管理に関する事項」という。）は、<u>発電所の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」（以下「品管規則」という。）に基づく品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。</u></p> <p>2. 適用範囲 品質管理に関する事項は、<u>女川原子力発電所の保安活動に適用する。</u></p> <p>3. 定義 品質管理に関する事項における用語の定義は、次に掲げるもののほか品管規則に従う。 (1) 原子炉施設 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の5第2項第5号に規定する発電用原子炉施設をいう。 (2) 組織 当社の品質マネジメントシステムに基づき、原子炉施設を運営管理（運転開始前の管理を含む。）する各部門の総称をいう。</p>	<p>1. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム 当社は、<u>原子力発電所の安全を達成・維持・向上させるため、健全な安全文化を育成及び維持するための活動を含む原子炉施設の設計、工事及び検査段階から運転段階に係る保安活動を確実に実施するための品質マネジメントシステムを確立し、「女川原子力発電所原子炉施設保安規定」（以下「保安規定」という。）の品質マネジメントシステム計画（以下「保安規定品質マネジメントシステム計画」という。）に定めている。</u> <u>「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」（以下「設工認品質管理計画」という。）は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき、設計及び工事に係る具体的な品質管理の方法、組織等の計画された事項を示したものである。</u></p> <p>2. 適用範囲・定義 2.1 適用範囲 設工認品質管理計画は、<u>女川原子力発電所第2号機原子炉施設の設計、工事及び検査に係る保安活動に適用する。</u></p> <p>2.2 定義 設工認品質管理計画における用語の定義は、以下を除き保安規定品質マネジメントシステム計画に従う。 (1) 実用炉規則 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和 53 年 12 月 28 日通商産業省令第 77 号）をいう。 (2) 技術基準規則 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）をいう。 (3) 実用炉規則別表第二対象設備 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和 53 年 12 月 28 日通商産業省令第 77 号）の別表第二「設備別記載事項」に示された設備をいう。 (4) 適合性確認対象設備 設計及び工事の計画（以下「設工認」という。）に基づき、技術基準規則等への適合性を確保するために必要となる設備をいう。</p>	<p>設置変更許可申請書「本文（十一号）」において、設計及び工事の計画の内容は以下のとおり満足している。</p> <p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設工認品質管理計画を定めていることから整合している。</u> （以下、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に対応した設計及び工事の計画での説明がない箇所については、保安規定品質マネジメントシステム計画にて対応していることを以て整合している。）</p> <p>設計及び工事の計画の適用範囲は、<u>設置変更許可申請書「本文（十一号）」の適用範囲に示す女川原子力発電所の保安活動に包含されていることから整合している。</u></p> <p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画の用語の定義に従っていることから整合している。</u></p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考										
<p>4. 品質マネジメントシステム</p> <p>4.1 品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>(1) 組織は、品質管理に関する事項にしたがって、品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行う。</p> <p>(2) 組織は、保安活動の重要度に応じて品質マネジメントシステムを確立し、運用する。この場合、次に掲げる事項を適切に考慮する。</p> <p>a. 原子炉施設、組織、又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度</p> <p>b. 原子炉施設若しくは機器等の品質又は保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ</p> <p>c. 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に計画され、若しくは実行されたことにより起こり得る影響</p> <p>(3) 組織は、原子炉施設に適用される関係法令（以下「関係法令」という。）を明確に認識し、品管規則に規定する文書その他品質マネジメントシステムに必要な文書（記録を除く。以下「品質マネジメント文書」という。）に明記する。</p>	<p>3. 設計及び工事の計画における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等</p> <p>設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき以下のとおり実施する。</p> <p>3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用</p> <p>設計及び工事のグレード分けは、原子炉施設の安全上の重要性に応じて以下のとおり行う。</p> <p>「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（以下「重要度分類指針」という。）に基づく安全上の機能別重要度と、発電への影響度に応じて設定した重要度に応じて、クラスⅠ～Ⅳに分類する。</p> <p style="text-align: center;">別表1 品質に係る重要度分類</p> <table border="1" data-bbox="1190 800 2104 1415"> <thead> <tr> <th>重要度分類</th> <th>定義</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>クラスⅠ</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 重要度分類指針のクラス1に属する設備・系統等 その設備・系統等の不具合が発電所の運転停止または出力低下に直接つながる設備・系統等 その設備・系統等の不具合が放射性物質の管理区域外への放出につながる設備・系統等 保安規定第1編第4章「運転管理」・第3節「運転上の制限」に規定される設備・系統等 </td> </tr> <tr> <td>クラスⅡ</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 重要度分類指針のクラス2に属する設備・系統等 その設備・系統等の不具合が長時間継続すると、発電所の運転停止または出力低下につながる設備・系統等 その設備・系統等の不具合が長時間継続すると、放射性物質の管理区域外への放出につながる設備・系統等 </td> </tr> <tr> <td>クラスⅢ</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 重要度分類指針のクラス3に属する設備・系統等 その設備・系統等の不具合が、発電所の運転停止・出力低下または放射性物質の管理区域外への放出にはつながらない設備・系統等（発電所の付帯設備を除く） </td> </tr> <tr> <td>クラスⅣ</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> クラスⅠ、Ⅱ、Ⅲ以外の設備・系統等（発電所の付帯設備） </td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、重大事故等対処設備の重要度分類については、クラスⅠを原則とする。</p> <p>3.6.2 供給者の選定</p> <p>組織は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力安全に及ぼす影響や供給者の実績等を考慮し、「3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用」に示す重要度に応じてグレード分けを行い管理する。</p> <p>3.6.3 調達製品の調達管理</p> <p>業務の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。</p>	重要度分類	定義	クラスⅠ	<ul style="list-style-type: none"> 重要度分類指針のクラス1に属する設備・系統等 その設備・系統等の不具合が発電所の運転停止または出力低下に直接つながる設備・系統等 その設備・系統等の不具合が放射性物質の管理区域外への放出につながる設備・系統等 保安規定第1編第4章「運転管理」・第3節「運転上の制限」に規定される設備・系統等 	クラスⅡ	<ul style="list-style-type: none"> 重要度分類指針のクラス2に属する設備・系統等 その設備・系統等の不具合が長時間継続すると、発電所の運転停止または出力低下につながる設備・系統等 その設備・系統等の不具合が長時間継続すると、放射性物質の管理区域外への放出につながる設備・系統等 	クラスⅢ	<ul style="list-style-type: none"> 重要度分類指針のクラス3に属する設備・系統等 その設備・系統等の不具合が、発電所の運転停止・出力低下または放射性物質の管理区域外への放出にはつながらない設備・系統等（発電所の付帯設備を除く） 	クラスⅣ	<ul style="list-style-type: none"> クラスⅠ、Ⅱ、Ⅲ以外の設備・系統等（発電所の付帯設備） 	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、品質管理を行うことから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計及び工事のグレード分けを行うことから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、調達のグレード分けを行うことから整合している。</p>	
重要度分類	定義												
クラスⅠ	<ul style="list-style-type: none"> 重要度分類指針のクラス1に属する設備・系統等 その設備・系統等の不具合が発電所の運転停止または出力低下に直接つながる設備・系統等 その設備・系統等の不具合が放射性物質の管理区域外への放出につながる設備・系統等 保安規定第1編第4章「運転管理」・第3節「運転上の制限」に規定される設備・系統等 												
クラスⅡ	<ul style="list-style-type: none"> 重要度分類指針のクラス2に属する設備・系統等 その設備・系統等の不具合が長時間継続すると、発電所の運転停止または出力低下につながる設備・系統等 その設備・系統等の不具合が長時間継続すると、放射性物質の管理区域外への放出につながる設備・系統等 												
クラスⅢ	<ul style="list-style-type: none"> 重要度分類指針のクラス3に属する設備・系統等 その設備・系統等の不具合が、発電所の運転停止・出力低下または放射性物質の管理区域外への放出にはつながらない設備・系統等（発電所の付帯設備を除く） 												
クラスⅣ	<ul style="list-style-type: none"> クラスⅠ、Ⅱ、Ⅲ以外の設備・系統等（発電所の付帯設備） 												

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(4) 組織は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを明確にするとともに、そのプロセスを組織に適用することを決定し、次に掲げる業務を行う。</p> <p>a. プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスの運用により達成される結果を文書で明確にする。</p> <p>b. プロセスの順序及び相互の関係を明確にする。</p> <p>c. プロセスの運用及び管理の実効性の確保に必要な組織の保安活動の状況を示す指標（以下「保安活動指標」という。）並びに当該指標に係る判定基準を明確に定める。</p> <p>d. プロセスの運用並びに監視及び測定（以下「監視測定」という。）に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。</p> <p>e. プロセスの運用状況を監視測定し分析する。ただし、監視測定することが困難である場合は、この限りでない。</p> <p>f. プロセスについて、意図した結果を得、及び実効性を維持するための措置を講ずる。</p> <p>g. プロセス及び組織の体制を品質マネジメントシステムと整合的なものとする。</p> <p>h. 原子力の安全とそれ以外の事項において意思決定の際に対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるようにする。</p> <p>(5) 組織は、健全な安全文化を育成し、及び維持する。</p> <p>(6) 組織は、機器等又は個別業務に係る要求事項（関係法令を含む。以下「個別業務等要求事項」という。）への適合に影響を及ぼすプロセスを外部委託することとしたときは、当該プロセスが管理されているようにする。</p> <p>(7) 組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。</p> <p>4.2 品質マネジメントシステムの文書化</p> <p>4.2.1 一般</p> <p>組織は、保安活動の重要度に応じて次に掲げる文書を作成し、当該文書に規定する事項を実施する。</p> <p>(1) 品質方針及び品質目標</p> <p>(2) 品質マニュアル</p> <p>(3) 実効性のあるプロセスの計画的な実施及び管理がなされるようにするために、組織が必要と決定した文書</p> <p>(4) 品管規則の要求事項に基づき作成する手順書、指示書、図面等（以下「手順書等」という。）</p> <p>4.2.2 品質マニュアル</p> <p>組織は、品質マニュアルに次に掲げる事項を定める。</p> <p>(1) 品質マネジメントシステムの運用に係る組織に関する事項</p> <p>(2) 保安活動の計画、実施、評価及び改善に関する事項</p> <p>(3) 品質マネジメントシステムの適用範囲</p> <p>(4) 品質マネジメントシステムのために作成した手順書等の参照情報</p> <p>(5) プロセスの相互の関係</p> <p>4.2.3 文書の管理</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメント文書を管理する。</p> <p>(2) 組織は、要員が判断及び決定をするに当たり、適切な品質マネジメン</p>	<p>3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ</p> <p>3.7.1 文書及び記録の管理</p> <p>(1) 適合性確認対象設備の設計、工事及び検査に係る文書及び記録</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、文書の管</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>ト文書を利用できるよう、品質マネジメント文書に関する次に掲げる事項を定めた手順書等を作成する。</p> <p>a. 品質マネジメント文書を発行するに当たり、その妥当性を審査し、発行を承認すること。</p> <p>b. 品質マネジメント文書の改訂の必要性について評価するとともに、改訂に当たり、その妥当性を審査し、改訂を承認すること。</p> <p>c. 品質マネジメント文書の審査及び評価には、その対象となる文書に定められた活動を実施する部門の要員を参画させること。</p> <p>d. 品質マネジメント文書の改訂内容及び最新の改訂状況を識別できるようにすること。</p> <p>e. 改訂のあった品質マネジメント文書を利用する場合においては、当該文書の適切な制定版又は改訂版が利用しやすい体制を確保すること。</p> <p>f. 品質マネジメント文書を、読みやすく容易に内容を把握することができるようにすること。</p> <p>g. 組織の外部で作成された品質マネジメント文書を識別し、その配付を管理すること。</p> <p>h. 廃止した品質マネジメント文書が使用されることを防止すること。この場合において、当該文書を保持するときは、その目的にかかわらず、これを識別し、管理すること。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 組織は、品質規則に規定する個別業務等要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性を実証する記録を明確にするとともに、当該記録を、読みやすく容易に内容を把握することができ、かつ、検索することができるように作成し、保安活動の重要度に応じてこれを管理する。</p> <p>(2) 組織は、(1)の記録の識別、保存、保護、検索及び廃棄に関し、所要の管理の方法を定めた手順書等を作成する。</p> <p>5. 経営責任者等の責任</p> <p>5.1 経営責任者の原子力の安全のためのリーダーシップ</p> <p>社長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムを確立させ、実施させるとともに、その実効性を維持していることを、次に掲げる業務を行うことによって実証する。</p> <p>(1) 品質方針を定めること。</p> <p>(2) 品質目標が定められているようにすること。</p> <p>(3) 要員が、健全な安全文化を育成し、及び維持することに貢献できるようにすること。</p> <p>(4) 5.6.1に規定するマネジメントレビューを実施すること。</p>	<p>組織は、設計、工事及び検査に係る文書及び記録を、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す規定文書に基づき作成し、これらを適切に管理する。</p> <p>(2) 供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合の管理 設工認において供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合は、供給者の品質保証能力の確認ができ、かつ、対象設備での使用が可能な場合において、適用可能な設計図書として扱う。</p> <p>(3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録 使用前事業者検査として、記録確認検査を実施する場合に用いる記録は、上記(1)、(2)を用いて実施する。</p> <p>3.7.1 文書及び記録の管理（再掲）</p> <p>(1) 適合性確認対象設備の設計、工事及び検査に係る文書及び記録 組織は、設計、工事及び検査に係る文書及び記録を、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す規定文書に基づき作成し、これらを適切に管理する。</p> <p>(2) 供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合の管理 設工認において供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合は、供給者の品質保証能力の確認ができ、かつ、対象設備での使用が可能な場合において、適用可能な設計図書として扱う。</p> <p>(3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録 使用前事業者検査として、記録確認検査を実施する場合に用いる記録は、上記(1)、(2)を用いて実施する。</p>	<p>理を行うことから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、組織の外部で作成された品質マネジメント文書を識別することから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、記録を管理していることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(5) 資源が利用できる体制を確保すること。</p> <p>(6) 関係法令を遵守することその他原子力の安全を確保することの重要性を要員に周知すること。</p> <p>(7) 保安活動に関する担当業務を理解し、遂行する責任を有することを、要員に認識させること。</p> <p>(8) すべての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、その優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにすること。</p> <p>5.2 原子力の安全の確保の重視 社長は、組織の意思決定に当たり、機器等及び個別業務が個別業務等要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がそれ以外の事由により損なわれないようにする。</p> <p>5.3 品質方針 社長は、品質方針が次に掲げる事項に適合しているようにする。</p> <p>(1) 組織の目的及び状況に対して適切なものであること。</p> <p>(2) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性の維持に社長が責任を持って関与すること。</p> <p>(3) 品質目標を定め、評価するに当たっての枠組みとなるものであること。</p> <p>(4) 要員に周知され、理解されていること。</p> <p>(5) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に社長が責任を持って関与すること。</p> <p>5.4 計画</p> <p>5.4.1 品質目標</p> <p>(1) 社長は、部門において、品質目標（個別業務等要求事項への適合のために必要な目標を含む。）が定められているようにする。</p> <p>(2) 社長は、品質目標が、その達成状況を評価し得るものであって、かつ、品質方針と整合的なものとなるようにする。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画</p> <p>(1) 社長は、品質マネジメントシステムが4.1の規定に適合するよう、その実施に当たっての計画が策定されているようにする。</p> <p>(2) 社長は、品質マネジメントシステムの変更が計画され、それが実施される場合においては、当該品質マネジメントシステムが不備のない状態に維持されているようにする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる事項を適切に考慮する。</p> <p>a. 品質マネジメントシステムの変更の目的及び当該変更により起こり得る結果</p> <p>b. 品質マネジメントシステムの実効性の維持</p> <p>c. 資源の利用可能性</p> <p>d. 責任及び権限の割当て</p> <p>5.5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任及び権限 社長は、部門及び要員の責任及び権限並びに部門相互間の業務の手順を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行できるようにする。</p>	<p>3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。） 設計、工事及び検査は、本店組織及び発電所組織で構成する体制で実施する。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設工認品質管理計画にて設計、工事及び検査に係る組織を</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>5.5.2 品質マネジメントシステム管理責任者</p> <p>(1) 社長は、品質マネジメントシステムを管理する責任者に、次に掲げる業務に係る責任及び権限を与える。</p> <p>a. プロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。</p> <p>b. 品質マネジメントシステムの運用状況及びその改善の必要性について、社長に報告すること。</p> <p>c. 健全な安全文化を育成し、及び維持することにより、原子力の安全の確保についての認識が向上するようにすること。</p> <p>d. 関係法令を遵守すること。</p> <p>5.5.3 管理者</p> <p>(1) 社長は、次に掲げる業務を管理監督する地位にある者（以下「管理者」という。）に、当該管理者が管理監督する業務に係る責任及び権限を与える。</p> <p>a. 個別業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。</p> <p>b. 要員の個別業務等要求事項についての認識が向上するようにすること。</p> <p>c. 個別業務の実施状況に関する評価を行うこと。</p> <p>d. 健全な安全文化を育成し、及び維持すること。</p> <p>e. 関係法令を遵守すること。</p> <p>(2) 管理者は、(1)の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <p>a. 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定すること。</p> <p>b. 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにすること。</p> <p>c. 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達すること。</p> <p>d. 常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を要員に定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにすること。</p> <p>e. 要員が、積極的に業務の改善に対する貢献を行えるようにすること。</p> <p>(3) 管理者は、管理監督する業務に関する自己評価を、あらかじめ定められた間隔で行う。</p> <p>5.5.4 組織の内部の情報の伝達</p> <p>(1) 社長は、組織の内部の情報が適切に伝達される仕組みが確立されているようにするとともに、品質マネジメントシステムの実効性に関する情報が確実に伝達されるようにする。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(1) 社長は、品質マネジメントシステムの実効性を評価するとともに、改</p>	<p>設計、工事及び検査に係る組織は、担当する設備に関する設計、工事及び検査について責任と権限を持つ。</p>	<p>定めていることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>善の機会を得て、保安活動の改善に必要な措置を講ずるため、品質マネジメントシステムの評価（以下「マネジメントレビュー」という。）を、あらかじめ定められた間隔で行う。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューに用いる情報 組織は、マネジメントレビューにおいて、少なくとも次に掲げる情報を報告する。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 内部監査の結果 (2) 組織の外部の者の意見 (3) プロセスの運用状況 (4) 使用前事業者検査及び定期事業者検査（以下「使用前事業者検査等」という。）並びに自主検査等の結果 (5) 品質目標の達成状況 (6) 健全な安全文化の育成及び維持の状況 (7) 関係法令の遵守状況 (8) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況 (9) 従前のマネジメントレビューの結果を受けて講じた措置 (10) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼすおそれのある変更 (11) 部門又は要員からの改善のための提案 (12) 資源の妥当性 (13) 保安活動の改善のために講じた措置の実効性 <p>5.6.3 マネジメントレビューの結果を受けて行う措置</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 組織は、マネジメントレビューの結果を受けて、少なくとも次に掲げる事項について決定する。 <ol style="list-style-type: none"> a. 品質マネジメントシステム及びプロセスの実効性の維持に必要な改善 b. 個別業務に関する計画及び個別業務の実施に関連する保安活動の改善 c. 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源 d. 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善 e. 関係法令の遵守に関する改善 (2) 組織は、マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する。 (3) 組織は、(1)の決定をした事項について、必要な措置を講じる。 <p>6. 資源の管理</p> <p>6.1 資源の確保 組織は、原子力の安全を確実なものにするために必要な次に掲げる資源を明確に定め、これを確保し、及び管理する。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 要員 (2) 個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系 (3) 作業環境 (4) その他必要な資源 <p>6.2 要員の力量の確保及び教育訓練</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 組織は、<u>個別業務の実施に必要な技能及び経験を有し、意図した結果を達成するために必要な知識及び技能並びにそれを適用する能力</u>（以下 	<p>3.5.5 使用前事業者検査の実施</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 使用前事業者検査に係る要員の力量確保及び教育・訓練 使用前事業者検査に従事する者は、あらかじめ教育・訓練を受講し、 	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、検査に係</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>「力量」という。）が実証された者を要員に充てる。」</p> <p>(2) 組織は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる業務を行う。</p> <p>a. 要員にどのような力量が必要かを明確に定めること。</p> <p>b. 要員の力量を確保するために教育訓練その他の措置を講ずること。</p> <p>c. 教育訓練その他の措置の実効性を評価すること。</p> <p>d. 要員が自らの個別業務について、次に掲げる事項を認識しているようにすること。</p> <p>(a) 品質目標の達成に向けた自らの貢献</p> <p>(b) 品質マネジメントシステムの実効性を維持するための自らの貢献</p> <p>(c) 原子力の安全に対する当該個別業務の重要性</p> <p>e. 要員の力量及び教育訓練その他の措置に係る記録を作成し、これを管理すること。</p> <p>7. 個別業務に関する計画の策定及び個別業務の実施</p> <p>7.1 個別業務に必要なプロセスの計画</p> <p>(1) 組織は、個別業務に必要なプロセスについて、計画を策定するとともに、そのプロセスを確立する。」</p> <p>(2) 組織は、(1)の計画と当該個別業務以外のプロセスに係る個別業務等要求事項との整合性を確保する。</p> <p>(3) 組織は、個別業務に関する計画（以下「個別業務計画」という。）の策定又は変更を行うに当たり、次に掲げる事項を明確にする。」</p> <p>a. 個別業務計画の策定又は変更の目的及び当該計画の策定又は変更により起こり得る結果</p> <p>b. 機器等又は個別業務に係る品質目標及び個別業務等要求事項</p> <p>c. 機器等又は個別業務に固有のプロセス、品質マネジメント文書及び資源</p> <p>d. 使用前事業者検査等、検証、妥当性確認及び監視測定並びにこれらの個別業務等要求事項への適合性を判定するための基準（以下「合否判定基準」という。）</p> <p>e. 個別業務に必要なプロセス及び当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録</p> <p>(4) 組織は、策定した個別業務計画を、その個別業務の作業方法に適したものとす。</p> <p>7.2 個別業務等要求事項に関するプロセス</p> <p>7.2.1 個別業務等要求事項として明確にすべき事項</p> <p>組織は、次に掲げる事項を個別業務等要求事項として明確に定める。</p> <p>a. 組織の外部の者が明示してはいないものの、機器等又は個別業務に必要な要求事項</p> <p>b. 関係法令</p> <p>c. a. b. に掲げるもののほか、組織が必要とする要求事項</p> <p>7.2.2 個別業務等要求事項の審査</p> <p>(1) 組織は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、個別業務等要求事項の審査を実施する。</p> <p>(2) 組織は、個別業務等要求事項の審査を実施するに当たり、次に掲げる事項を確認する。</p>	<p>検査に必要な力量を有する者とする。」</p> <p>3.5.2 使用前事業者検査の計画</p> <p>組織は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、使用前事業者検査を計画する。」</p> <p>使用前事業者検査は、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに表3.5-1に定める要求種別ごとに確認項目、確認視点及び主な検査項目を基に計画を策定する。</p> <p>適合性確認対象設備のうち、技術基準規則上の措置（運用）に必要な設備についても、使用前事業者検査を計画する。</p> <p>個々に実施する使用前事業者検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため、定格熱出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる使用前事業者検査（負荷検査）の計画を必要に応じて策定する。</p> <p>また、使用前事業者検査の実施に先立ち、設計結果に関する具体的な検査概要及び判定基準を使用前事業者検査の方法として明確にする。」</p>	<p>る要員の力量確保を定めていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、使用前事業者検査を計画し、判定基準を明確にしていることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>a. 当該個別業務等要求事項が定められていること。 b. 当該個別業務等要求事項が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項と相違する場合においては、その相違点が解明されていること。 c. 組織が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項に適合するための能力を有していること。</p> <p>(3) 組織は、(1)の審査の結果の記録及び当該審査の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。 (4) 組織は、個別業務等要求事項が変更された場合においては、関連する文書が改訂されるようにするとともに、関連する要員に対し変更後の個別業務等要求事項が周知されるようにする。</p> <p>7.2.3 組織の外部の者との情報の伝達等 組織は、組織の外部の者からの情報の収集及び組織の外部の者への情報の伝達のために、実効性のある方法を明確に定め、これを実施する。</p> <p>7.3 設計開発 7.3.1 設計開発計画 (1) 組織は、設計開発（専ら原子炉施設において用いるための設計開発に限る。）の計画（以下「設計開発計画」という。）を策定するとともに、設計開発を管理する。 (2) 組織は、設計開発計画の策定において、次に掲げる事項を明確にする。 a. 設計開発の性質、期間及び複雑さの程度 b. 設計開発の各段階における適切な審査、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制 c. 設計開発に係る部門及び要員の責任及び権限 d. 設計開発に必要な組織の内部及び外部の資源 (3) 組織は、実効性のある情報の伝達並びに責任及び権限の明確な割当てがなされるようにするために、設計開発に関与する各者間の連絡を管理する。 (4) 組織は、(1)により策定された設計開発計画を、設計開発の進行に応じて適切に変更する。</p>	<p>3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とそのレビュー 設工認のうち、実用炉規則別表第二対象設備に対する設計、工事及び検査の各段階を表3.2-1に示す。 設工認における必要な設計、工事及び検査の流れを図3.2-1に示す。</p> <p>(1) 実用炉規則別表第二対象設備に対する管理 組織は、設計、工事及び検査の各段階におけるレビューを、表3.2-1に示す段階において実施するとともに、記録を管理する。 このレビューについては、本店組織及び発電所組織で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。 なお、実用炉規則別表第二対象設備のうち、設工認申請（届出）が不要な工事を行う場合は、設工認品質管理計画のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを使用前事業者検査により確認する。</p> <p>(2) 主要な耐圧部の溶接部に対する管理 設工認のうち、主要な耐圧部の溶接部に対する必要な検査は、「3.4 工事に係る品質管理の方法」、「3.5 使用前事業者検査の方法」及び「3.6 設工認における調達管理の方法」に示す管理（表3.2-1における「3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）」～「3.6 設工認における調達管理の方法」）のうち、必要な事項を適用して検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを使用前事業者検査により確認する。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設工認品質管理計画にて設計、工事及び検査に係る計画を定めていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設工認品質管理計画にてレビューは当該設備の設計に関する専門家を含めて実施するとしていることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項				整合性	備考																																																																																																			
表3.2-1 設工認における設計、工事及び検査の各段階																																																																																																									
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2" style="width: 15%;">各段階</th> <th style="width: 20%;">保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目</th> <th style="width: 15%;">概要</th> <th colspan="3"></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10" style="text-align: center; vertical-align: middle;">設計</td> <td style="text-align: center;">3.3</td> <td>設計に係る品質管理の方法</td> <td>7.3.1設計開発計画</td> <td colspan="3">適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3.3.1</td> <td>適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化</td> <td rowspan="2">7.3.2設計開発に用いている情報</td> <td colspan="3">設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3.3.2</td> <td>各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定</td> <td colspan="3">技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3.3.3(1)*</td> <td>基本設計方針の作成（設計1）</td> <td>7.3.3設計開発の結果に係る情報</td> <td colspan="3">要求事項を満足する基本設計方針の作成</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3.3.3(2)*</td> <td>適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）</td> <td>7.3.3設計開発の結果に係る情報</td> <td colspan="3">適合性確認対象設備に必要な設計の実施</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3.3.3(3)</td> <td>設計のアウトプットに対する検証</td> <td>7.3.5設計開発の検証</td> <td colspan="3">基準適合性を確保するための設計の妥当性のチェック</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3.3.4*</td> <td>設計における変更</td> <td>7.3.7設計開発の変更の管理</td> <td colspan="3">設計対象の追加や変更時の対応</td> </tr> <tr> <td rowspan="7" style="text-align: center; vertical-align: middle;">工事及び検査</td> <td style="text-align: center;">3.4.1*</td> <td>設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）</td> <td>7.3.3設計開発の結果に係る情報 7.3.5設計開発の検証</td> <td colspan="3">設工認を実現するための具体的な設計</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3.4.2</td> <td>設備の具体的な設計に基づく工事の実施</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td colspan="3">適合性確認対象設備の工事の実施</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3.5.1</td> <td>使用前事業者検査での確認事項</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td colspan="3">適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していること</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3.5.2</td> <td>使用前事業者検査の計画</td> <td>7.1個別業務に必要なプロセスの計画</td> <td colspan="3">適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する計画と方法の決定</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3.5.3</td> <td>検査計画の管理</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td colspan="3">使用前事業者検査を実施する際の工程管理</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3.5.4</td> <td>主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td colspan="3">主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査を実施する際のプロセスの管理</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3.5.5</td> <td>使用前事業者検査の実施</td> <td>7.3.6設計開発の妥当性確認 8.2.4機器等の検査等</td> <td colspan="3">適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">調達</td> <td style="text-align: center;">3.6</td> <td>設工認における調達管理の方法</td> <td>7.4調達 8.2.4機器等の検査等</td> <td colspan="3">適合性確認に必要な、設計、工事及び検査に係る調達管理</td> </tr> </tbody> </table>							各段階		保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目	概要				設計	3.3	設計に係る品質管理の方法	7.3.1設計開発計画	適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画			3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	7.3.2設計開発に用いている情報	設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化			3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出			3.3.3(1)*	基本設計方針の作成（設計1）	7.3.3設計開発の結果に係る情報	要求事項を満足する基本設計方針の作成			3.3.3(2)*	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	7.3.3設計開発の結果に係る情報	適合性確認対象設備に必要な設計の実施			3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5設計開発の検証	基準適合性を確保するための設計の妥当性のチェック			3.3.4*	設計における変更	7.3.7設計開発の変更の管理	設計対象の追加や変更時の対応			工事及び検査	3.4.1*	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）	7.3.3設計開発の結果に係る情報 7.3.5設計開発の検証	設工認を実現するための具体的な設計			3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	—	適合性確認対象設備の工事の実施			3.5.1	使用前事業者検査での確認事項	—	適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していること			3.5.2	使用前事業者検査の計画	7.1個別業務に必要なプロセスの計画	適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する計画と方法の決定			3.5.3	検査計画の管理	—	使用前事業者検査を実施する際の工程管理			3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査を実施する際のプロセスの管理			3.5.5	使用前事業者検査の実施	7.3.6設計開発の妥当性確認 8.2.4機器等の検査等	適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認			調達	3.6	設工認における調達管理の方法	7.4調達 8.2.4機器等の検査等	適合性確認に必要な、設計、工事及び検査に係る調達管理		
各段階		保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目	概要																																																																																																						
設計	3.3	設計に係る品質管理の方法	7.3.1設計開発計画	適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画																																																																																																					
	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	7.3.2設計開発に用いている情報	設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化																																																																																																					
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定		技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出																																																																																																					
	3.3.3(1)*	基本設計方針の作成（設計1）	7.3.3設計開発の結果に係る情報	要求事項を満足する基本設計方針の作成																																																																																																					
	3.3.3(2)*	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	7.3.3設計開発の結果に係る情報	適合性確認対象設備に必要な設計の実施																																																																																																					
	3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5設計開発の検証	基準適合性を確保するための設計の妥当性のチェック																																																																																																					
	3.3.4*	設計における変更	7.3.7設計開発の変更の管理	設計対象の追加や変更時の対応																																																																																																					
	工事及び検査	3.4.1*	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）	7.3.3設計開発の結果に係る情報 7.3.5設計開発の検証	設工認を実現するための具体的な設計																																																																																																				
		3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	—	適合性確認対象設備の工事の実施																																																																																																				
		3.5.1	使用前事業者検査での確認事項	—	適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していること																																																																																																				
3.5.2		使用前事業者検査の計画	7.1個別業務に必要なプロセスの計画	適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する計画と方法の決定																																																																																																					
3.5.3		検査計画の管理	—	使用前事業者検査を実施する際の工程管理																																																																																																					
3.5.4		主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査を実施する際のプロセスの管理																																																																																																					
3.5.5		使用前事業者検査の実施	7.3.6設計開発の妥当性確認 8.2.4機器等の検査等	適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認																																																																																																					
調達	3.6	設工認における調達管理の方法	7.4調達 8.2.4機器等の検査等	適合性確認に必要な、設計、工事及び検査に係る調達管理																																																																																																					
<p>注記*：「3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とそのレビュー」でいう、保安規定品質マネジメントシステム計画の「7.3.4 設計開発レビュー」の対応項目</p>																																																																																																									

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(2) 組織は、設計開発の次の段階のプロセスに進むに当たり、あらかじめ、当該設計開発の結果に係る情報を承認する。</p> <p>(3) 組織は、設計開発の結果に係る情報を、次に掲げる事項に適合するものとする。</p> <p>a. 設計開発に係る個別業務等要求事項に適合するものであること。</p> <p>b. 調達、機器等の使用及び個別業務の実施のために適切な情報を提供するものであること。</p> <p>c. 合否判定基準を含むものであること。</p> <p>d. 機器等を安全かつ適正に使用するために不可欠な当該機器等の特性が明確であること。</p> <p>7.3.4 設計開発レビュー</p> <p>(1) 組織は、設計開発の適切な段階において、設計開発計画にしたがって、次に掲げる事項を目的とした体系的な審査（以下「設計開発レビュー」という。）を実施する。</p> <p>a. 設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性について評価すること。</p> <p>b. 設計開発に問題がある場合においては、当該問題の内容を明確にし、必要な措置を提案すること。</p> <p>(2) 組織は、設計開発レビューに、当該設計開発レビューの対象となっている設計開発段階に関連する部門の代表者及び当該設計開発に係る専門家を参加させる。</p> <p>(3) 組織は、設計開発レビューの結果の記録及び当該設計開発レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.3.5 設計開発の検証</p> <p>(1) 組織は、設計開発の結果が個別業務等要求事項に適合している状態を確保するために、設計開発計画にしたがって検証を実施する。</p> <p>(2) 組織は、設計開発の検証の結果の記録及び当該検証の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 組織は、当該設計開発を行った要員に当該設計開発の検証をさせない。</p> <p>7.3.6 設計開発の妥当性確認</p> <p>(1) 組織は、設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性を確認するために、設計開発計画にしたがって、当該設計開発の妥当性確認（以下「設計開発妥当性確認」という。）を実施する。</p> <p>(2) 組織は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、設計開発妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 組織は、設計開発妥当性確認の結果の記録及び当該設計開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p>	<p>(1) 基本設計方針の作成（設計1）</p> <p>「設計1」として、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を基に、必要な設計を漏れなく実施するための基本設計方針を明確化する。</p> <p>(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）</p> <p>「設計2」として、「設計1」で明確にした基本設計方針を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。</p> <p>なお、詳細設計の品質を確保する上で重要な活動となる「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について、個別に管理事項を計画し信頼性を確保する。</p> <p>3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）</p> <p>組織は、工事段階において、設工認を実現するための設備の具体的な設計（設計3）を実施する。</p> <p>3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とそのレビュー（再掲）</p> <p>組織は、設計、工事及び検査の各段階におけるレビューを、表3.2-1に示す段階において実施するとともに、記録を管理する。</p> <p>このレビューについては、本店組織及び発電所組織で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。</p> <p>3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証</p> <p>(3) 設計のアウトプットに対する検証</p> <p>組織は、「設計1」及び「設計2」の結果について、原設計者以外の力量を有する者に検証を実施させる。</p> <p>3.5.5 使用前事業者検査の実施</p> <p>使用前事業者検査は、検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。</p> <p>(1) 使用前事業者検査に係る要員の力量確保及び教育・訓練</p> <p>使用前事業者検査に従事する者は、あらかじめ教育・訓練を受講し、検査に必要な力量を有する者とする。</p> <p>(2) 使用前事業者検査の独立性確保</p> <p>使用前事業者検査は、組織的独立を確保して実施する。</p> <p>(3) 使用前事業者検査の体制</p> <p>使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。</p>	<p>施し、アウトプットを取りまとめていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計のレビューを実施し、記録を管理することから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、レビューには当該設備の設計に関する専門家を含めて実施することから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計開発の検証を実施することから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計開発の妥当性確認として使用前事業者検査を実施することから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																	
<p>7.3.7 設計開発の変更の管理</p> <p>(1) 組織は、設計開発の変更を行った場合においては、当該変更の内容を識別することができるようにするとともに、当該変更に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 組織は、設計開発の変更を行うに当たり、あらかじめ、審査、検証及び妥当性確認を行い、変更を承認する。</p> <p>(3) 組織は、設計開発の変更の審査において、設計開発の変更が原子炉施設に及ぼす影響の評価（当該原子炉施設を構成する材料又は部品に及ぼす影響の評価を含む。）を行う。</p> <p>(4) 組織は、(2)の審査、検証及び妥当性確認の結果の記録及びその結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p>	<p>(4) 使用前事業者検査の検査要領書の作成 組織は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で決定した確認方法を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成する。 実施する検査が代替検査となる場合は、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。</p> <p>(5) 使用前事業者検査の実施 組織は、検査要領書に基づき、確立された検査体制の下で、使用前事業者検査を実施する。</p> <p>表3.5-1 要求事項に対する確認項目及び確認の視点</p> <table border="1" data-bbox="1190 699 2098 1381"> <thead> <tr> <th>要求種別</th> <th>確認項目</th> <th>確認視点</th> <th>主な検査項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">設備</td> <td>設置要求</td> <td>名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態</td> <td>設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。</td> <td>・据付検査 ・状態確認検査 ・外観検査</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">設計要求</td> <td>系統構成</td> <td>系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性</td> <td>実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。</td> <td>・機能・性能検査</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">機能要求</td> <td>容量、揚程等の仕様（要目表）</td> <td>要目表の記載どおりであることを確認する。</td> <td>・材料検査 ・寸法検査 ・建物・構築物構造検査 ・外観検査</td> </tr> <tr> <td>上記以外の所要の機能要求事項</td> <td>目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。</td> <td>・据付検査 ・状態確認検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・特性検査 ・機能・性能検査</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">評価要求</td> <td>評価のインプット条件等の要求事項</td> <td>評価条件を満足していることを確認する。</td> <td>・状態確認検査</td> </tr> <tr> <td>評価結果を設計条件とする要求事項</td> <td>内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求として確認する。</td> <td>・内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求の検査を適用</td> </tr> <tr> <td>運用</td> <td>運用要求</td> <td>手順確認</td> <td>(保安規定) 手順化されていることを確認する。</td> <td>・状態確認検査</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.3.4 設計における変更 組織は、設計の変更が必要となった場合、「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」～「3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証」の各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、影響を受けた段階以降の設計結果を必要に応じ修正する。</p>	要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目	設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	・据付検査 ・状態確認検査 ・外観検査	設計要求	系統構成	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	・機能・性能検査	機能要求	容量、揚程等の仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	・材料検査 ・寸法検査 ・建物・構築物構造検査 ・外観検査	上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	・据付検査 ・状態確認検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・特性検査 ・機能・性能検査	評価要求	評価のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	・状態確認検査	評価結果を設計条件とする要求事項	内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求として確認する。	・内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求の検査を適用	運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	・状態確認検査	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計の変更管理を実施するとしていることから整合している。</p>	
要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目																																	
設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	・据付検査 ・状態確認検査 ・外観検査																																
	設計要求	系統構成	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	・機能・性能検査																															
		機能要求	容量、揚程等の仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	・材料検査 ・寸法検査 ・建物・構築物構造検査 ・外観検査																															
			上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	・据付検査 ・状態確認検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・特性検査 ・機能・性能検査																															
評価要求	評価のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	・状態確認検査																																	
	評価結果を設計条件とする要求事項	内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求として確認する。	・内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求の検査を適用																																	
運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	・状態確認検査																																

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>7.4 調達</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 組織は、調達する物品又は役務（以下「調達物品等」という。）が、自ら規定する調達物品等に係る要求事項（以下「調達物品等要求事項」という。）に適合するようにする。</p> <p>(2) 組織は、保安活動の重要度に応じて、調達物品等の供給者及び調達物品等に適用される管理の方法及び程度を定める。この場合において、一般産業用工業品については、調達物品等の供給者等から必要な情報を入手し当該一般産業用工業品が調達物品等要求事項に適合していることを確認できるように、管理の方法及び程度を定める。</p> <p>(3) 組織は、調達物品等要求事項にしたがい、調達物品等を供給する能力を根拠として調達物品等の供給者を評価し、選定する。</p> <p>(4) 組織は、調達物品等の供給者の評価及び選定に係る判定基準を定める。</p> <p>(5) 組織は、(3)の評価の結果の記録及び当該評価の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(6) 組織は、調達物品等を調達する場合には、個別業務計画において、適切な調達の実施に必要な事項（当該調達物品等の調達後におけるこれらの維持又は運用に必要な技術情報（原子炉施設の保安に係るものに限る。）の取得及び当該情報を他の原子力事業者等と共有するために必要な措置に関する事項を含む。）を定める。</p> <p>7.4.2 調達物品等要求事項</p> <p>(1) 組織は、調達物品等に関する情報に、次に掲げる調達物品等要求事項のうち、該当するものを含める。</p> <p>a. 調達物品等の供給者の業務のプロセス及び設備に係る要求事項</p> <p>b. 調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項</p> <p>c. 調達物品等の供給者の品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>d. 調達物品等の不適合の報告及び処理に係る要求事項</p> <p>e. 調達物品等の供給者が健全な安全文化を育成し、及び維持するために必要な要求事項</p> <p>f. 一般産業用工業品を機器等に使用することに当たっての評価に必要な要求事項</p> <p>g. その他調達物品等に必要な要求事項</p>	<p>3.6 設工認における調達管理の方法</p> <p>設工認で行う調達管理は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき以下に示す管理を実施する。</p> <p>3.6.3 調達製品の調達管理</p> <p>業務の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。なお、仕様書を作成するに当たり、あらかじめ採用しようとする一般産業用工業品について、その調達の管理の方法と程度を定め、それに基づき原子炉施設の安全機能に係る機器等として使用するための技術的な評価を行う。</p> <p>(1) 仕様書の作成</p> <p>組織は、業務の内容に応じ、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す調達要求事項を含めた仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「3.6.3(2) 調達製品の管理」参照）</p> <p>組織は、一般産業用工業品を原子炉施設に使用するに当たって、当該一般産業用工業品に係る情報の入手に関する事項及び組織が供給者先で使用前事業者検査等及び自主検査等を行う際に原子力規制委員会の職員が同行して工場等の施設に立ち入る場合があることを供給者へ要求する。</p> <p>(2) 調達製品の管理</p> <p>組織は、仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、製品に応じた必要な管理を実施する。</p> <p>3.6.1 供給者の技術的評価</p> <p>組織は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を有することを判断の根拠として供給者の技術的評価を実施する。</p> <p>3.6.2 供給者の選定（再掲）</p> <p>組織は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力安全に及ぼす影響や供給者の実績等を考慮し、「3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用」に示す重要度に応じてグレード分けを行い管理する。</p> <p>3.6.3 調達製品の調達管理（再掲）</p> <p>業務の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。</p> <p>(1) 仕様書の作成</p> <p>組織は、業務の内容に応じ、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す調達要求事項を含めた仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「3.6.3(2) 調達製品の管理」参照）</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、調達管理を実施することから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、調達管理における一般産業用工業品の管理の方法と程度を定めるとしていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、調達製品の管理を実施していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、供給者の評価を行い、その結果に基づき供給者を選定することから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、仕様書を作成し、管理することから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(2) 組織は、<u>調達物品等要求事項として、組織が調達物品等の供給者の工場等において使用前事業者検査等その他の個別業務を行う際の原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。</u></p> <p>(3) 組織は、<u>調達物品等の供給者に対し調達物品等に関する情報を提供するに当たり、あらかじめ、当該調達物品等要求事項の妥当性を確認する。</u></p> <p>(4) 組織は、<u>調達物品等を受領する場合には、調達物品等の供給者に対し、調達物品等要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</u></p> <p>7.4.3 調達物品等の検証</p> <p>(1) 組織は、<u>調達物品等が調達物品等要求事項に適合しているようにするために必要な検証の方法を定め、実施する。</u></p> <p>(2) 組織は、<u>調達物品等の供給者の工場等において調達物品等の検証を実施することとしたときは、当該検証の実施要領及び調達物品等の供給者からの出荷の可否の決定の方法について調達物品等要求事項の中で明確に定める。</u></p> <p>7.5 個別業務の管理</p> <p>7.5.1 個別業務の管理</p> <p>組織は、<u>個別業務計画に基づき、個別業務を次に掲げる事項（当該個別業務の内容等から該当しないと認められるものを除く。）に適合するように実施する。</u></p> <p>(1) <u>原子炉施設の保安のために必要な情報が利用できる体制にあること。</u></p> <p>(2) <u>手順書等が必要な時に利用できる体制にあること。</u></p> <p>(3) <u>当該個別業務に見合う設備を使用していること。</u></p> <p>(4) <u>監視測定のための設備が利用できる体制にあり、かつ、当該設備を使用していること。</u></p> <p>(5) <u>8.2.3に基づき監視測定を実施していること。</u></p> <p>(6) <u>品質管理に関する事項に基づき、プロセスの次の段階に進むことの承認を行っていること。</u></p>	<p>組織は、<u>一般産業用工業品を原子炉施設に使用するに当たって、当該一般産業用工業品に係る情報の入手に関する事項及び組織が供給者先で使用前事業者検査等及び自主検査等を行う際に原子力規制委員会の職員が同行して工場等の施設に立ち入る場合があることを供給者へ要求する。</u></p> <p>(2) 調達製品の管理</p> <p>組織は、<u>仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、製品に応じた必要な管理を実施する。</u></p> <p>(3) 調達製品の検証</p> <p>組織は、<u>調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために調達製品の検証を行う。</u></p> <p>組織は、<u>供給者先で調達製品の検証を実施する場合、あらかじめ仕様書で検証の要領及び供給者からの出荷の可否の決定の方法を明確にした上で、検証を行う。</u></p> <p>3.6.4 供給者監査</p> <p>組織は、<u>供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成及び維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、供給者監査を実施する。</u></p> <p>3.4 工事に係る品質管理の方法</p> <p>組織は、<u>工事段階において、設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）、その結果を反映した設備を導入するために必要な工事を以下のとおり実施する。</u></p> <p>また、これらの活動を調達する場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」を適用して実施する。</p> <p>3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施</p> <p>組織は、<u>設工認に基づく設備を設置するための工事を、「工事の方法」に記載された工事の手順並びに「3.6 設工認における調達管理の方法」に従い実施する。</u></p> <p>ただし、適合性確認対象設備のうち、新規基準施行以前に設置している設備、設置を完了し調達製品の検証段階の設備、既に工事を着手し工事を継続している設備については、「3.5 使用前事業者検査の方法」から実施する。</p> <p>3.5 使用前事業者検査の方法</p> <p>使用前事業者検査は、<u>適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、保安規定に基づき使用前事業者検査を計画し、工事を主管する箇所からの独立性を確保した検査体制の下、実施する。</u></p>	<p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、原子力規制委員会の職員が、供給者先の工場等の施設へ立ち入る場合があることを供給者へ要求していることから整合している。</u></p> <p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、調達物品等の管理、検証を行うとしていることから整合している。</u></p> <p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、工事の実施、使用前事業者検査の計画の策定、実施を個別業務の管理として実施するとしていることから整合している。</u></p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
	<p>3.5.1 使用前事業者検査での確認事項</p> <p>使用前事業者検査では、<u>適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するために以下の項目について検査を実施する。</u></p> <p>(1) 実設備の仕様の適合性確認</p> <p>(2) 実施した工事が、「3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）」及び「3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施」に記載したプロセス並びに「工事の方法」のとおり行われていること。</p> <p>これらの項目のうち、(1)を表3.5-1に示す検査として、(2)を品質マネジメントシステムに係る検査（以下「QA検査」という。）として実施する。</p> <p>また、QA検査では上記(2)に加え、上記(1)のうち工事を主管する箇所（供給者を含む。）が採取した記録・ミルシート等の信頼性確認を行い、設工認に基づく検査の信頼性を確保する。</p> <p>3.5.2 使用前事業者検査の計画（再掲）</p> <p>組織は、<u>適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、使用前事業者検査を計画する。</u></p> <p>使用前事業者検査は、「<u>工事の方法</u>」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに表3.5-1に定める要求種別ごとに確認項目、確認視点及び主な検査項目を基に計画を策定する。</p> <p>適合性確認対象設備のうち、技術基準規則上の措置（運用）に必要な設備についても、使用前事業者検査を計画する。</p> <p>個々に実施する使用前事業者検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため、定格熱出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる使用前事業者検査（負荷検査）の計画を必要に応じて策定する。</p> <p>また、使用前事業者検査の実施に先立ち、設計結果に関する具体的な検査概要及び判定基準を使用前事業者検査の方法として明確にする。</p> <p>3.5.3 検査計画の管理</p> <p>組織は、<u>使用前事業者検査を適切な段階で実施するため、関係箇所と調整のうえ使用前事業者検査工程表を作成する。</u></p> <p><u>使用前事業者検査の実施時期及び使用前事業者検査が確実に行われることを適切に管理する。</u></p> <p>3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理</p> <p>組織は、<u>溶接が特殊工程であることを踏まえ、工程管理等の計画を策定し、溶接施工工場におけるプロセスの適切性の確認及び監視を行う。</u></p> <p>また、溶接継手に対する要求事項は、溶接部詳細一覧表（溶接方法、溶接材料、溶接施工法、熱処理条件、検査項目等）により管理し、これに係る関連図書を含め、業務の実施に当たって必要な図書を溶接施工工場に提出させ、それを審査、承認し、必要な管理を実施する。</p> <p>3.5.5 使用前事業者検査の実施（再掲）</p> <p><u>使用前事業者検査は、検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。</u></p>		

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																														
	<p>(1) 使用前事業者検査に係る要員の力量確保及び教育・訓練 使用前事業者検査に従事する者は、あらかじめ教育・訓練を受講し、検査に必要な力量を有する者とする。</p> <p>(2) 使用前事業者検査の独立性確保 使用前事業者検査は、組織的独立を確保して実施する。</p> <p>(3) 使用前事業者検査の体制 使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。</p> <p>(4) 使用前事業者検査の検査要領書の作成 組織は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で決定した確認方法を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成する。 実施する検査が代替検査となる場合は、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。</p> <p>(5) 使用前事業者検査の実施 組織は、検査要領書に基づき、確立された検査体制の下で、使用前事業者検査を実施する。</p> <p style="text-align: center;">表3.5-1 要求事項に対する確認項目及び確認の視点</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>要求種別</th> <th>確認項目</th> <th>確認視点</th> <th>主な検査項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">設備</td> <td>設置要求</td> <td>名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態</td> <td>設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。</td> <td>・据付検査 ・状態確認検査 ・外観検査</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">設計要求</td> <td>系統構成</td> <td>系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性</td> <td>実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。</td> <td>・機能・性能検査</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">機能要求</td> <td>容量、揚程等の仕様（要目表）</td> <td>要目表の記載どおりであることを確認する。</td> <td>・材料検査 ・寸法検査 ・建物・構築物構造検査 ・外観検査</td> </tr> <tr> <td>上記以外の所要の機能要求事項</td> <td>目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。</td> <td>・据付検査 ・状態確認検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・特性検査 ・機能・性能検査</td> </tr> <tr> <td>評価要求</td> <td>評価のインプット条件等の要求事項</td> <td>評価条件を満足していることを確認する。</td> <td>・状態確認検査</td> </tr> <tr> <td>運用</td> <td>運用要求</td> <td>手順確認</td> <td>(保安規定) 手順化されていることを確認する。</td> <td>・状態確認検査</td> </tr> </tbody> </table>	要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目	設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	・据付検査 ・状態確認検査 ・外観検査	設計要求	系統構成	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	・機能・性能検査	機能要求	容量、揚程等の仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	・材料検査 ・寸法検査 ・建物・構築物構造検査 ・外観検査	上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	・据付検査 ・状態確認検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・特性検査 ・機能・性能検査	評価要求	評価のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	・状態確認検査	運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	・状態確認検査		
要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目																														
設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	・据付検査 ・状態確認検査 ・外観検査																													
	設計要求	系統構成	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	・機能・性能検査																												
		機能要求	容量、揚程等の仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	・材料検査 ・寸法検査 ・建物・構築物構造検査 ・外観検査																												
			上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	・据付検査 ・状態確認検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・特性検査 ・機能・性能検査																												
	評価要求	評価のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	・状態確認検査																													
運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	・状態確認検査																													
	<p>4. 適合性確認対象設備の施設管理 適合性確認対象設備の工事は、保安規定に規定する施設管理に基づき業務を実施する。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、施設管理を実施するとしていることから整合している。</p>																															

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>7.5.2 個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 組織は、<u>個別業務の実施に係るプロセスについて、それ以降の監視測定では当該プロセスの結果を検証することができない場合（個別業務が実施された後のみ不適合その他の事象が明確になる場合を含む。）においては、妥当性確認を行う。</u></p> <p>(2) 組織は、(1)のプロセスが個別業務計画に定めた結果を得ることができることを、(1)の妥当性確認によって実証する。</p> <p>(3) 組織は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 組織は、(1)の妥当性確認の対象とされたプロセスについて、次に掲げる事項（当該プロセスの内容等から該当しないと認められるものを除く。）を明確にする。</p> <p>a. 当該プロセスの審査及び承認のための判定基準</p> <p>b. 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量を確認する方法</p> <p>c. 妥当性確認の方法</p> <p>7.5.3 識別管理及びトレーサビリティの確保</p> <p>(1) 組織は、<u>個別業務計画及び個別業務の実施に係るすべてのプロセスにおいて、適切な手段により、機器等及び個別業務の状態を識別し、管理する。</u></p> <p>(2) 組織は、<u>トレーサビリティ（機器等の使用又は個別業務の実施に係る履歴、適用又は所在を追跡できる状態をいう。）の確保が個別業務等要求事項である場合においては、機器等又は個別業務を識別し、これを記録するとともに、当該記録を管理する。</u></p> <p>7.5.4 組織の外部の者の物品</p> <p>組織は、組織の外部の者の物品を所持している場合においては、必要に応じ、記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.5.5 調達物品の管理</p> <p>(1) 組織は、調達した物品が使用されるまでの間、当該物品を調達物品等要求事項に適合するように管理（識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含む。）する。</p> <p>7.6 監視測定のための設備の管理</p> <p>(1) 組織は、<u>機器等又は個別業務の個別業務等要求事項への適合性の実証に必要な監視測定及び当該監視測定のための設備を明確に定める。</u></p> <p>(2) 組織は、(1)の監視測定について、実施可能であり、かつ、当該監視測定に係る要求事項と整合性のとれた方法で実施する。</p> <p>(3) 組織は、<u>監視測定の結果の妥当性を確保するために、監視測定のために必要な設備を、次に掲げる事項に適合するものとする。</u></p> <p>a. <u>あらかじめ定められた間隔で、又は使用の前に、計量の標準まで追跡することが可能な方法（当該計量の標準が存在しない場合にあつては、校正又は検証の根拠について記録する方法）により校正又は検証がなされていること。</u></p> <p>b. <u>校正の状態が明確になるよう、識別されていること。</u></p>	<p>3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理（再掲）</p> <p>組織は、<u>溶接が特殊工程であることを踏まえ、工程管理等の計画を策定し、溶接施工工場におけるプロセスの適切性の確認及び監視を行う。</u></p> <p>また、溶接継手に対する要求事項は、溶接部詳細一覧表（溶接方法、溶接材料、溶接施工法、熱処理条件、検査項目等）により管理し、これに係る関連図書を含め、業務の実施に当たって必要な図書を溶接施工工場に提出させ、それを審査、承認し、<u>必要な管理を実施する。</u></p> <p>3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 測定機器の管理</p> <p>組織は、<u>保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計及び工事、検査で使用する測定機器について、校正・検証及び識別等の管理を実施する。</u></p> <p>(2) 機器、弁及び配管等の管理</p> <p>組織は、<u>保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、機器、弁及び配管等について、刻印、タグ、銘版、台帳、塗装表示等にて管理する。</u></p> <p>3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ（再掲）</p> <p>(1) 測定機器の管理</p> <p>組織は、<u>保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計及び工事、検査で使用する測定機器について、校正・検証及び識別等の管理を実施する。</u></p>	<p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、プロセスの妥当性確認として行われる使用前事業者検査（溶接）におけるあらかじめの検査に係る確認を実施するとしていることから整合している。</u></p> <p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、識別管理およびトレーサビリティの管理を実施するとしていることから整合している。</u></p> <p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、測定機器の管理を実施するとしていることから整合している。</u></p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>c. 所要の調整がなされていること。 d. 監視測定の結果を無効とする操作から保護されていること。 e. 取扱い、維持及び保管の間、損傷及び劣化から保護されていること。</p> <p>(4) 組織は、監視測定のための設備に係る要求事項への不適合が判明した場合においては、従前の監視測定の結果の妥当性を評価し、これを記録する。</p> <p>(5) 組織は、(4)の場合において、当該監視測定のための設備及び(4)の不適合により影響を受けた機器等又は個別業務について、適切な措置を講じる。</p> <p>(6) 組織は、監視測定のための設備の校正及び検証の結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(7) 組織は、監視測定においてソフトウェアを使用することとしたときは、その初回の使用に当たり、あらかじめ、当該ソフトウェアが意図したとおりに当該監視測定に適用されていることを確認する。</p> <p>8. 評価及び改善 8.1 監視測定、分析、評価及び改善 (1) 組織は、監視測定、分析、評価及び改善に係るプロセスを計画し、実施する。 (2) 組織は、要員が(1)の監視測定の結果を利用できるようにする。</p> <p>8.2 監視及び測定 8.2.1 組織の外部の者の意見 (1) 組織は、監視測定の一環として、原子力の安全の確保に対する組織の外部の者の意見を把握する。 (2) 組織は、(1)の意見の把握及び当該意見の反映に係る方法を明確に定める。</p> <p>8.2.2 内部監査 (1) 組織は、品質マネジメントシステムについて、次に掲げる要件への適合性を確認するために、保安活動の重要度に応じて、あらかじめ定められた間隔で、客観的な評価を行う部門その他の体制により内部監査を実施する。 a. 品質管理に関する事項に基づく品質マネジメントシステムに係る要求事項 b. 実効性のある実施及び実効性の維持 (2) 組織は、内部監査の判定基準、監査範囲、頻度、方法及び責任を定める。 (3) 組織は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセスその他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定し、かつ、内部監査の実施に関する計画（以下「内部監査実施計画」という。）を策定し、及び実施することにより、内部監査の実効性を維持する。 (4) 組織は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施においては、客観性及び公平性を確保する。 (5) 組織は、内部監査員又は管理者に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。 (6) 組織は、内部監査実施計画の策定及び実施並びに内部監査結果の報告</p>			

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに内部監査に係る要求事項を、手順書等に定める。</p> <p>(7) 組織は、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。</p> <p>(8) 組織は、不適合が発見された場合には、(7)の通知を受けた管理者に、不適合を除去するための措置及び是正処置を遅滞なく講じさせるとともに、当該措置の検証を行わせ、その結果を報告させる。</p> <p>8.2.3 プロセスの監視測定</p> <p>(1) 組織は、プロセスの監視測定を行う場合においては、当該プロセスの監視測定に見合う方法によりこれを行う。</p> <p>(2) 組織は、(1)の監視測定の実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。</p> <p>(3) 組織は、(1)の方法により、プロセスが5.4.2(1)及び7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができることを実証する。</p> <p>(4) 組織は、(1)の監視測定の結果に基づき、保安活動の改善のために、必要な措置を講じる。</p> <p>(5) 組織は、5.4.2(1)及び7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができない場合又は当該結果を得ることができないおそれがある場合においては、個別業務等要求事項への適合性を確保するために、当該プロセスの問題を特定し、当該問題に対して適切な措置を講じる。</p> <p>8.2.4 機器等の検査等</p> <p>(1) 組織は、機器等に係る要求事項への適合性を検証するために、<u>個別業務計画にしたがって、個別業務の実施に係るプロセスの適切な段階において、使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。</u></p> <p>(2) 組織は、<u>使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p>(3) 組織は、<u>プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p>(4) 組織は、<u>個別業務計画に基づく使用前事業者検査等又は自主検査等を支障なく完了するまでは、プロセスの次の段階に進むことの承認をしない。</u>ただし、当該承認の権限を持つ要員が、個別業務計画に定める手順により特に承認をする場合は、この限りでない。</p> <p>(5) 組織は、<u>保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の独立性（使用前事業者検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する部門に属する要員と部門を異にする要員とすることその他の方法により、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。）を確保する。</u></p> <p>(6) 組織は、保安活動の重要度に応じて、自主検査等の独立性（自主検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する部門に属する要員と必要に応じて部門を異にする要員とすることその他の方法により、自主検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。）を確保する。</p>	<p>3.5.5 使用前事業者検査の実施（再掲）</p> <p>使用前事業者検査は、<u>検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。</u></p> <p>(1) 使用前事業者検査に係る要員の力量確保及び教育・訓練 <u>使用前事業者検査に従事する者は、あらかじめ教育・訓練を受講し、検査に必要な力量を有する者とする。</u></p> <p>(2) 使用前事業者検査の独立性確保 <u>使用前事業者検査は、組織的独立性を確保して実施する。</u></p> <p>(3) 使用前事業者検査の体制 <u>使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。</u></p> <p>(4) 使用前事業者検査の検査要領書の作成 <u>組織は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で決定した確認方法を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成する。</u> <u>実施する検査が代替検査となる場合は、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。</u></p> <p>(5) 使用前事業者検査の実施 <u>組織は、検査要領書に基づき、確立された検査体制の下で、使用前事業者検査を実施する。</u></p> <p>3.5 使用前事業者検査の方法（再掲）</p> <p>使用前事業者検査は、<u>適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、保安規定に基づき使用前事業者検査を計画し、工事を主管する箇所からの独立性を確保した検査体制の下、実施する。</u></p>	<p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、使用前事業者検査を実施することとしていることから整合している。</u></p> <p>設計及び工事の計画では、<u>設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、使用前事業者検査における独立性を確保することとしていることから整合している。</u></p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>8.3 不適合の管理</p> <p>(1) 組織は、個別業務等要求事項に適合しない機器等が使用され、又は個別業務が実施されることがないように、当該機器等又は個別業務を特定し、これを管理する。</p> <p>(2) 組織は、不適合の処理に係る管理並びにそれに関連する責任及び権限を手順書等に定める。</p> <p>(3) 組織は、次に掲げる方法のいずれかにより、不適合を処理する。</p> <p>a. 発見された不適合を除去するための措置を講ずること。</p> <p>b. 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響について評価し、機器等の使用又は個別業務の実施についての承認を行うこと（以下「特別採用」という。）。</p> <p>c. 機器等の使用又は個別業務の実施ができないようにするための措置を講ずること。</p> <p>d. 機器等の使用又は個別業務の実施後に発見した不適合については、その不適合による影響又は起こり得る影響に応じて適切な措置を講ずること。</p> <p>(4) 組織は、不適合の内容の記録及び当該不適合に対して講じた措置（特別採用を含む。）に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(5) 組織は、(3)a.の措置を講じた場合においては、個別業務等要求事項への適合性を実証するための検証を行う。</p> <p>8.4 データの分析及び評価</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムが実効性のあるものであることを実証するため、及び当該品質マネジメントシステムの実効性の改善の必要性を評価するために、適切なデータ（監視測定の結果から得られたデータ及びそれ以外の関連情報源からのデータを含む。）を明確にし、収集し、及び分析する。</p> <p>(2) 組織は、(1)のデータの分析及びこれに基づく評価を行い、次に掲げる事項に係る情報を得る。</p> <p>a. 組織の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析により得られる知見</p> <p>b. 個別業務等要求事項への適合性</p> <p>c. 機器等及びプロセスの特性及び傾向（是正処置を行う端緒となるものを含む。）</p> <p>d. 調達物品等の供給者の供給能力</p> <p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的な改善</p> <p>組織は、品質マネジメントシステムの継続的な改善を行うために、品質方針及び品質目標の設定、マネジメントレビュー及び内部監査の結果の活用、データの分析並びに是正処置及び未然防止処置の評価を通じて改善が必要な事項を明確にするとともに、当該改善の実施その他の措置を講じる。</p>	<p>3.8 不適合管理</p> <p>設工認に基づく設計、工事及び検査において発生した不適合については保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき処置を行う。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、不適合管理を実施するとしていることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>8.5.2 是正処置等</p> <p>(1) 組織は、個々の不適合その他の事象が原子力の安全に及ぼす影響に応じて、次に掲げるところにより、速やかに適切な是正処置を講じる。</p> <p>a. 是正処置を講ずる必要性について次に掲げる手順により評価を行う。</p> <p>(a) 不適合その他の事象の分析及び当該不適合の原因の明確化</p> <p>(b) 類似の不適合その他の事象の有無又は当該類似の不適合その他の事象が発生する可能性の明確化</p> <p>b. 必要な是正処置を明確にし、実施する。</p> <p>c. 講じたすべての是正処置の実効性の評価を行う。</p> <p>d. 必要に応じ、計画において決定した保安活動の改善のために講じた措置を変更する。</p> <p>e. 必要に応じ、品質マネジメントシステムを変更する。</p> <p>f. 原子力の安全に及ぼす影響の程度が大きい不適合に関して、根本的な原因を究明するために行う分析の手順を確立し、実施する。</p> <p>g. 講じたすべての是正処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 組織は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。</p> <p>(3) 組織は、手順書等に基づき、複数の不適合その他の事象に係る情報から類似する事象に係る情報を抽出し、その分析を行い、当該類似の事象に共通する原因を明確にした上で、適切な措置を講じる。</p> <p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>(1) 組織は、原子力施設その他の施設の運転経験等の知見を収集し、自らの組織で起こり得る不適合の重要性に応じて、次に掲げるところにより、適切な未然防止処置を講じる。</p> <p>a. 起こり得る不適合及びその原因について調査する。</p> <p>b. 未然防止処置を講ずる必要性について評価する。</p> <p>c. 必要な未然防止処置を明確にし、実施する。</p> <p>d. 講じたすべての未然防止処置の実効性の評価を行う。</p> <p>e. 講じたすべての未然防止処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 組織は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。</p>			

VI-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する
説明書

目 次

- VI-1-1-2-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する説明書
- VI-1-1-2-2 津波への配慮に関する説明書
- VI-1-1-2-3 竜巻への配慮に関する説明書
- VI-1-1-2-4 火山への配慮に関する説明書
- VI-1-1-2-5 外部火災への配慮に関する説明書
- VI-1-1-2-別添1 屋外に設置されている重大事故等対処設備の抽出

VI-1-1-2-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する説明書

目 次

- VI-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針
- VI-1-1-2-1-2 防護対象施設の範囲

VI-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による
損傷の防止に関する基本方針

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 自然現象	1
2.2 人為事象	2
2.3 外部からの衝撃より防護すべき施設	2
2.4 組合せ	3
3. 外部からの衝撃への配慮	3
3.1 自然現象	3
3.1.1 自然現象に対する具体的な設計上の配慮	4
3.2 人為事象	9
3.2.1 人為事象に対する具体的な設計上の配慮	10
4. 組合せ	13
4.1 自然現象の組合せについて	13
4.2 設計基準事故時又は重大事故等時の荷重の考慮について	17
4.3 組合せを考慮した荷重評価について	18

1. 概要

本資料は、自然現象等の外部からの衝撃への配慮について説明するものである。「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(以下「技術基準規則」という。)」第5条及び第50条(地震による損傷の防止)並びにその「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の解釈(以下「解釈」という。)」については、添付書類「VI-2 耐震性に関する説明書」にてその適合性を説明するため、本資料においては、地震を除く自然現象等の外部からの衝撃による損傷の防止に関する設計が、技術基準規則第6条、第51条(津波による損傷の防止)及び第7条(外部からの衝撃による損傷の防止)並びにそれらの解釈に適合することを説明し、技術基準規則第54条及びその解釈に規定される「重大事故等対処設備」を踏まえた重大事故等対処設備への配慮についても説明する。

なお、自然現象の組合せについては、全ての組合せを網羅的に確認するため、地震を含めた自然現象について本資料で説明する。

2. 基本方針

2.1 自然現象

設計基準対象施設は、外部からの衝撃のうち自然現象による損傷の防止において、発電所敷地で想定される津波、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮の自然現象(地震を除く。)又は地震を含む自然現象の組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他、供用中における運転管理等の運用上の適切な措置を講じる。

また、想定される自然現象(地震を除く。)に対する防護措置には、設計基準対象施設が安全性を損なわないために必要な設計基準対象施設以外の施設又は設備等(重大事故等対処設備を含む。)への措置を含める。

重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止において、添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に基づき、想定される自然現象(地震を除く。)に対して、位置的分散、環境条件等を考慮し、必要な機能が損なわれないよう、防護措置、その他の適切な措置を講じる。

設計基準対象施設又は重大事故等対処設備に対して講じる防護措置として設置する施設は、その設置状況並びに防護する施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備分類に応じた地震力に対し構造強度を確保し、外部からの衝撃を考慮した設計とする。

2.2 人為事象

設計基準対象施設は、外部からの衝撃のうち発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）による損傷の防止において、発電所敷地又はその周辺において想定される爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対してその安全性が損なわれないよう、防護措置又は対象とする発生源から一定の距離をおくことによる適切な措置を講じる。

また、想定される人為事象に対する防護措置には、設計基準対象施設がその安全性を損なわないために必要な設計基準対象施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。

想定される人為事象のうち、飛来物（航空機落下）については、防護設計の要否を判断する基準を超えないことを評価して設置（変更）許可を受けている。本工事計画認可申請時に、設置（変更）許可申請時から防護設計の要否を判断する基準を超えるような航空路及び航空機落下データの変更がないことを確認していることから、設計基準対象施設に対して防護措置その他の適切な措置を講じる必要はない。

なお、定期的に航空路の変更状況を確認し、防護措置の要否を判断することを保安規定に定めて管理する。

航空機落下及び爆発以外に起因する飛来物については、発電所周辺の社会環境からみて、発生源が設計基準対象施設から一定の距離が確保されており、設計基準対象施設がその安全性を損なうおそれがないため、防護措置その他の適切な措置を講じる必要はない。

重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止において、添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に基づき、人為事象に対して、位置的分散、環境条件等を考慮し、必要な機能が損なわれないことがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じる。

設計基準対象施設又は重大事故等対処設備に対して講じる防護措置として設置する施設は、その設置状況並びに防護する施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処設備の設備分類に応じた地震力に対し構造強度を確保し、外部からの衝撃を考慮した設計とする。

2.3 外部からの衝撃より防護すべき施設

設計基準対象施設が外部からの衝撃によりその安全性を損なうことがないよう、外部からの衝撃より防護すべき施設は、設計基準対象施設のうち、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」で規定されている安全重要度分類のクラス1、クラス2及び安全評価上その機能に期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器（以下「外部事象防護対象施設」という。）とする。また、外部事象防護対

象施設の防護設計については、外部からの衝撃により外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼすおそれのある外部事象防護対象施設以外の施設についても考慮する。さらに、重大事故等対処設備についても、重大事故防止設備が、設計基準事故対処設備並びに使用済燃料貯蔵槽（使用済燃料プール）の冷却設備及び注水設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と同時に必要な機能が損なわれることがないよう、外部からの衝撃より防護すべき施設に含める。

上記以外の設計基準対象施設については、機能を維持すること若しくは損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより、その安全性を損なわない設計とする。

また、自然現象のうち津波からの衝撃より防護すべき施設（以下「津波防護対象設備」という。）については、技術基準規則第 6 条の解釈を踏まえ耐震 S クラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）を含める。

外部事象防護対象施設の詳細については、添付書類「VI-1-1-2-1-2 防護対象施設の範囲」に示す。

2.4 組合せ

地震を含む自然現象の組合せについて、外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備に影響を与えるおそれのある自然現象の組合せは、設置（変更）許可申請書において示すとおり、地震、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重である。これらの組合せの中から、発電所の地学、気象学的背景を踏まえ、荷重の組合せを考慮する。組み合わせる荷重の大きさについては、建築基準法等に準じるものとする。

また、科学的技術的知見を踏まえ、外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備のうち、特に自然現象（地震を除く。）の影響を受けやすく、かつ、代替手段によってその機能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、系統及び機器は、建屋内に設置すること、又は可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるように位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管すること等により、当該施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象（地震を除く。）により作用する衝撃が設計基準事故時及び重大事故等時に生じる荷重と重なり合わない設計とする。

3. 外部からの衝撃への配慮

3.1 自然現象

外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備は想定される自然現象(地震を除く。)に対しても、その安全性を損なうおそれがないよう設計するとともに、必要に応じて、運転管理等の運用上の措置を含む適切な措置を講じる。

設計上考慮する自然現象（地震を除く。）として、設置（変更）許可を受けた 10 事象に津波を含め、11 事象とする。

- ・津波
- ・風（台風）
- ・竜巻
- ・凍結
- ・降水
- ・積雪
- ・落雷
- ・火山の影響
- ・生物学的事象
- ・森林火災
- ・高潮

3.1.1 自然現象に対する具体的な設計上の配慮

(1) 津波

津波防護対象設備は、基準津波に対して、安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれることのないよう、津波の敷地への流入防止、漏水による安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止、津波防護の多重化及び水位低下による安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止を考慮した津波防護対策を講じる設計とする。

このため、外郭防護として、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とするため、防潮堤を設置する。また、取水路、放水路等の経路から流入させない設計とするため、第2号機海水ポンプ室スクリーンエリア、第3号機海水ポンプ室スクリーンエリア、第2号機放水立坑、第3号機放水立坑及び第3号機海水熱交換器建屋取水立坑の開口部に防潮壁、第1号機取水路及び第1号機放水路に取放水路流路縮小工、第2号機補機冷却海水系放水路の防潮壁横断部及び屋外排水路の防潮堤横断部に逆流防止設備、第3号機海水熱交換器建屋補機ポンプエリアから海水熱交換器建屋取水立坑へのアクセス用入口に水密扉、第3号機海水熱交換器建屋補機ポンプエリアの床開口部、第2号機海水ポンプ室スクリーンエリアから補機冷却系トレンチへのアクセス用入口、第2号機海水ポンプ室防潮壁及び3号機海水ポンプ室防潮壁区画内の揚水井戸、第3号機補機冷却海水系放水ピットの開口部に浸水防止蓋、海水ポンプ室補機ポンプエリア及び第3号機海水熱交換器建屋補機ポンプエリアの床開口部に逆止弁付ファンネルを設置する。また、第2号機海水ポンプ室スクリーンエリア及び第2号機放水立坑エリアの防潮壁下部貫通部、第3号機海水ポンプ室スクリーンエリア、第3号機補

機冷却海水系放水ピットの開口部の浸水防止蓋貫通部及び第3号機放水立坑エリアの防潮壁下部貫通部に止水処置を実施する。

設計基準対象施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画については、津波による影響等から隔離可能な設計とするため、内郭防護として、原子炉建屋及び制御建屋の境界に水密扉の設置及び配管等の貫通部への止水処置等を実施する。また、海水ポンプ室補機ポンプエリア周りに浸水防止壁、軽油タンクエリアに貫通部止水処置及び浸水防止蓋を設置する。

重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画については、上記の浸水防止設備及び止水処置に加え、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置する設計とする。

引き波時の水位の低下時は、水面が非常用海水ポンプの取水可能水位を下回ることから、取水口底盤に貯留堰を設置し海水を貯留することで、非常用海水ポンプの取水可能水位を下回らない設計とする。

地震発生後、津波が発生した場合に、その影響を俯瞰的に把握するため、津波監視設備として、海水ポンプ室補機ポンプエリアに取水ピット水位計、原子炉建屋屋上及び防潮堤北側エリアに津波監視カメラを設置する。

詳細については、添付書類「VI-1-1-2-2 津波への配慮に関する説明書」に示す。

(2) 風（台風）

発電所の最寄りの観測所である石巻特別地域気象観測所での観測記録（1887年～2017年）によれば、最大風速は27.4m/s（1958年9月27日）であり、この観測記録を考慮して統計的に算出された建築基準法に基づく「その地方における過去の台風の記録に基づく風害の程度その他の風の性状に応じて三十メートル毎秒から四十六メートル毎秒までの範囲内において国土交通大臣が定める風速」（平成12年5月31日建設省告示第1454号）を用いて風荷重を設定し、外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

風（台風）に対する設計は、竜巻に対する設計の中で確認する。

重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに、環境条件等を考慮することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。

(3) 竜巻

外部事象防護対象施設は、設置（変更）許可を受けた最大風速100m/sの設計竜巻が発生した場合においても、竜巻の風圧力による荷重、気圧差による荷重及び

飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重等に対してその安全機能を損なわないために、飛来物の発生防止対策及び竜巻防護対策を講じる設計とする。

重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。さらに、外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設を内包する建屋（以下「外部事象防護対象施設等」という。）に波及的影響を及ぼす可能性がある施設の影響及び竜巻の随件事象による影響について考慮した設計とする。

詳細については、添付書類「VI-1-1-2-3 竜巻への配慮に関する説明書」に示す。

(4) 凍結

石巻特別地域気象観測所での観測記録（1887年～2017年）によれば、最低気温は -14.6°C （1919年1月6日）である。

外部事象防護対象施設は、設計基準温度（ -14.6°C ）による凍結に対して、屋内施設については換気空調系により環境温度を維持し、屋外施設については保温等の凍結防止対策を必要に応じて行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。

重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに、環境条件等を考慮することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。

(5) 降水

石巻特別地域気象観測所での観測記録（1887年～2017年）によれば、日最大1時間降水量は91.0mm（2014年9月11日）である。

外部事象防護対象施設は、降水による浸水に対して、上記降水量を考慮した設計基準降水量を設定し、構内排水路による海域への排水及び建屋止水処置を行うことにより、その安全機能を損なわない設計とする。

構内排水路は、設計基準降水量を上回る排水能力を有する設計とする。

降水による荷重に対して、排水口及び構内排水路による海域への排水により、外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに、環境条件等を考慮することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。

(6) 積雪

石巻特別地域気象観測所での観測記録（1887年～2017年）によれば、月最深積雪は43cm（1923年2月17日）である。

外部事象防護対象施設は、この観測記録を考慮して設定した設計基準積雪量による積雪荷重に対して、機械的強度を有すること、また、閉塞に対して、非常用換気空調系の給排気口を設計基準積雪量より高所に設置することにより、安全機能を損なわない設計とする。

積雪に対する設計は、同様な堆積荷重の影響を考慮する火山事象に対する設計の中で確認する。

重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに、環境条件等を考慮すること、及び除雪の実施により、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。

なお、除雪を適宜実施することを保安規定に定めて管理する。

(7) 落雷

外部事象防護対象施設は、発電所の雷害防止対策として、原子炉建屋等への避雷針の設置を行うとともに、設計基準電流値による雷サージに対して、接地網の敷設による接地抵抗の低減等及び安全保護装置への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計を行うことにより、その安全機能を損なわない設計とする。

重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに、必要に応じ避雷設備又は接地設備により防護することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。

(8) 火山の影響

外部事象防護対象施設は、火山事象が発生した場合においても、その安全機能を損なわない設計とする。

将来の活動可能性が否定できない火山について、発電所の運用期間中の噴火規模を考慮して抽出した外部事象防護対象施設の安全機能に影響を及ぼし得る火山事象は降下火砕物のみであり、設計に用いる降下火砕物特性は、設置（変更）許可を受けた層厚15cm、密度 0.7g/cm^3 （乾燥状態）～ 1.5g/cm^3 （湿潤状態）、粒径2mm以下の降下火砕物を考慮する。

降下火砕物による直接的影響及び間接的影響のそれぞれに対し、安全性を損なうおそれがない設計とする。

重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ

機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。

なお、降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて管理する。

詳細については、添付書類「VI-1-1-2-4 火山への配慮に関する説明書」に示す。

(9) 生物学的事象

外部事象防護対象施設は、生物学的事象に対して、海生生物であるクラゲ等の発生を考慮し、また、小動物の侵入を防止する設計とする。

海生生物であるクラゲ等の発生に対しては、除塵装置を設置、除塵装置を通過する貝等の海生生物に対しては、海水ストレーナを設置し、必要に応じて塵芥を除去することにより、原子炉補機冷却海水系等への侵入を防止し、その安全機能を損なわない設計とする。さらに、定期的に開放点検及び清掃が可能な設計とする。

小動物の侵入に対しては、屋内施設は建屋止水処置等により、屋外施設は端子箱貫通部の閉止処置を行うことにより小動物の侵入を防止し、その安全機能を損なわない設計とする。

重大事故等対処設備は、生物学的事象に対して、小動物の侵入を防止し、海生生物に対して、侵入を防止する又は予備を有することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。

(10) 森林火災

自然現象として想定される森林火災については、延焼防止を目的とした、設置（変更）許可を受けた防火帯（約 20m）を敷地内に設ける設計とする。

発電所周辺の植生を確認し、作成した植生データ等を基に求めた、防火帯の外縁（火炎側）付近における火炎輻射発散度（建屋及び復水貯蔵タンク評価においては 477kW/m^2 、排気筒評価においては 367kW/m^2 、その他評価においては 408kW/m^2 ）を設定し、外部事象防護対象施設を内包する建屋の表面温度や屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度となる危険距離を算出し、その危険距離を上回る離隔距離を確保する設計とする。

ばい煙等発生時の二次的影響については、外気を設備内に取り込む機器、外気を取り込む空調系統（換気空調系で給気されるエリアの設置機器を含む）、外気を取り込む屋外設置機器は、適切な防護対策を講じることで、その安全機能を損なわない設計とする。

屋内の重大事故等対処設備についてはこれらを内包する建屋にて防護し、屋外の重大事故等対処設備については設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に必

要な機能を損なわないよう、位置的分散を図る。

詳細については、爆発、近隣工場等の火災及び有毒ガスと合わせて添付書類「VI-1-1-2-5 外部火災への配慮に関する説明書」に示す。

(11) 高潮

発電所から南方約 11km 地点に位置する気象庁鮎川検潮所での観測記録によれば、最高潮位は O. P. + 3. 22m (1960 年 5 月 24 日, チリ地震津波), 朔望平均満潮位が O. P. + 1. 43m である。

外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備 (非常用取水設備を除く。) は、高潮の影響を受けない敷地高さ (O. P. + 3. 5m) 以上に設置することにより、高潮により影響を受けることがない設計とする。

高潮に対する設計は、同様な潮位の変動事象を考慮する津波に対する設計に包絡される。

3. 2 人為事象

外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備は想定される人為事象に対しても、その安全性を損なうおそれがないよう設計するとともに、必要に応じて、運転管理等の運用上の措置を含む適切な措置を講じる。

設計上考慮する人為事象として、設置 (変更) 許可を受けた 5 事象とする。

- ・爆発
- ・近隣工場等の火災
- ・有毒ガス
- ・船舶の衝突
- ・電磁的障害

なお、危険物を搭載した車両については、近隣工場等の火災及び有毒ガスの中で取り扱う。

航空機の墜落については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成 21・06・25 原院第 1 号 平成 21 年 6 月 30 日原子力安全・保安院一部改正) 等に基づき評価した結果、約 5.0×10^{-8} 回/炉・年であり、防護設計の要否判断の基準である 10^{-7} 回/炉・年を超えないことを設置 (変更) 許可において確認している。

また、工事計画認可申請時において、航空路を含めた航空機落下確率評価に用いる最新データ*¹、*²、*³において、防護設計の要否判断の基準を超えるような変更がないことを確認している。

したがって、航空機の墜落については、設計基準対象施設に対して、防護措置その他適切な措置を講じる必要はない。

なお、保安規定に、定期的に航空路を含めた航空機落下確率評価に用いる最新データの変更状況を確認することを定め、防護措置の要否を判断する。ただし、重大事故等対処設備に対しては航空機の墜落を考慮する。

注記 * 1 : 航空路誌 (令和 2 年 4 月 23 日改訂版)

* 2 : 航空機落下事故に関するデータ (平成 10~29 年) (令和元年 12 月 原子力規制庁)

* 3 : 航空輸送統計年報, 第 1 表 総括表, 1. 輸送実績

3.2.1 人為事象に対する具体的な設計上の配慮

(1) 爆発

発電所敷地外 10km 以内に石油コンビナート施設は存在しないため、石油コンビナートの爆発による外部事象防護対象施設への影響については考慮する必要はない。

また、発電所敷地外 10km 以内の産業施設、燃料輸送車両及び漂流船舶の爆発については、離隔距離の確保等により、その安全機能を損なわない設計とする。

発電所敷地内に設置する屋外の危険物タンク、危険物貯蔵所、常時危険物を貯蔵する一般取扱所、危険物を搭載した車両及び危険物を内包する貯蔵設備以外の設備 (以下「危険物貯蔵施設等」という。) の爆発については、離隔距離の確保により、その安全機能を損なわない設計とする。

屋内の重大事故等対処設備についてはこれらを内包する建屋にて防護し、屋外の重大事故等対処設備については設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に必要な機能を損なわないよう、位置的分散を図る。

詳細については、森林火災、近隣工場等の火災及び有毒ガスと合わせて添付書類「VI-1-1-2-5 外部火災への配慮に関する説明書」に示す。

(2) 近隣工場等の火災

a. 石油コンビナート施設等の火災

発電所敷地外 10km 以内に石油コンビナート施設は存在しないため、火災による外部事象防護対象施設への影響については考慮する必要はない。

発電所敷地外 10km 以内の産業施設、燃料輸送車両及び漂流船舶の火災については、離隔距離の確保等により、その安全機能を損なわない設計とする。

b. 発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災

発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災については、発生時の輻射熱による外部火災の影響を考慮する施設 (垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所) の表面温度等を算出し、許容温度を満足する設計とする。また、燃料補充用のタンクローリの火災については、

燃料補充時は監視人が立会を実施し、万一の火災発生時は速やかに消火活動を可能とする体制を構築することにより、外部事象防護対象施設へ影響を与えることのない設計とする。

屋内の重大事故等対処設備についてはこれらを内包する建屋にて防護し、屋外の重大事故等対処設備については設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に必要な機能を損なわないよう、位置的分散を図る。

c. 航空機墜落による火災

航空機墜落による火災については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成 21・06・25 原院第 1 号 平成 21 年 6 月 30 日 原子力安全・保安院一部改正）により落下確率が 10^{-7} （回/炉・年）となる面積及び離隔距離を算出し、外部事象防護対象施設への影響が最も厳しくなる地点で起こることを想定し、対象航空機の燃料積載量等を勘案して、対象航空機ごとに外部事象防護対象施設を内包する建屋の表面温度及び屋外の外部事象防護対象施設の温度を算出し、許容温度を満足する設計とする。

屋内の重大事故等対処設備についてはこれらを内包する建屋にて防護し、屋外の重大事故等対処設備については設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に必要な機能を損なわないよう、位置的分散を図る。

d. 発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災と航空機墜落による火災の重畳火災

重畳火災については、敷地内の危険物貯蔵施設等の火災と航空機墜落による火災の評価条件により算出した輻射強度及び燃焼継続時間等により、外部事象防護対象施設の受熱面に対し、最も厳しい条件となる火災源と外部事象防護対象施設を選定し、外部事象防護対象施設を内包する建屋の表面温度及び屋外の外部事象防護対象施設の温度を算出し、許容温度を満足する設計とする。

屋内の重大事故等対処設備についてはこれらを内包する建屋にて防護し、屋外の重大事故等対処設備については設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に必要な機能を損なわないよう、位置的分散を図る。

e. 二次的影響（ばい煙等）

石油コンビナート施設等の火災、発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災及び航空機墜落による火災に伴うばい煙等発生時の二次的影響に対して、外気を設備内に取り込む機器、外気を取り込む空調系統（換気空調系で給気されるエリアの設置機器を含む）及び外気を取り込む屋外設置機器は、必要な場合は対策を実施することにより、その安全機能を損なわない設計とする。

屋内の重大事故等対処設備についてはこれらを内包する建屋にて防護し、屋外の重大事故等対処設備については設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に必要な機能を損なわないよう、位置的分散を図る。

詳細については、森林火災、爆発及び有毒ガスと合わせて添付書類「VI-1-1-2-5 外部火災への配慮に関する説明書」に示す。

(3) 有毒ガス

外部火災起因を含む有毒ガスが発生した場合には、室内に滞在する人員の環境劣化を防止するために設置した外気取入ダンパを閉止し、中央制御室内の空気を循環させる事故時運転モードへの切替え及び空調ファンの停止により、有毒ガスの侵入を防止する設計とする。

なお、外気取入ダンパの閉止及び事故時運転モードへの切替えによる外気の遮断及び空調ファンの停止による外気流入の抑制を保安規定に定めて管理する。

主要道路、鉄道路線、一般航路及び石油コンビナート施設は発電所から離隔距離が確保されていることから、危険物を積載した車両及び船舶を含む事故等による有毒ガスの影響を考慮する必要はない。

詳細については、森林火災、爆発及び近隣工場等の火災と合わせて添付書類「VI-1-1-2-5 外部火災への配慮に関する説明書」に示す。

(4) 船舶の衝突

発電所の周辺海域の船舶の航路としては、発電所北西約7kmに女川港があり、発電所沖合約2kmに女川～金華山、女川～江ノ島の定期航路がある。発電所沖合約12kmでは仙台～苫小牧間のフェリーが運航されているが、発電所から離れていること、また、小型船舶が発電所近傍で漂流した場合でも、防波堤等に衝突して止まることから取水性を損なうことはない。また、万が一防波堤を通過し、カーテンウォール前面に小型船舶が到達した場合であっても、呑み口が広いこと、取水性を損なうことはない。

船舶の座礁により、重油流出事故が発生した場合に、カーテンウォールにより、低層から取水することによって、非常用海水系の取水性を損なうことはない。また、必要に応じてオイルフェンスを設置する措置を講じる。

したがって、船舶の衝突によって取水路が閉塞することはない、その安全機能を損なうことはない。

また、重大事故等対処設備は、航路からの離隔距離を確保すること、小型船舶が発電所近傍で漂流した場合でも、防波堤等に衝突して止まること及び設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置することにより取水性を損なうことはない。

(5) 電磁的障害

安全機能を有する安全保護系は、電磁的障害による擾乱により機能が喪失しないよう、計装盤へ入線する電源受電部へのラインフィルタや絶縁回路の設置、外部からの信号入出力部へのラインフィルタや絶縁回路の設置によりサージ・ノイズの侵入による影響を防止するとともに、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用等により、電磁波の侵入を防止する設計としているため、外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備のうち電磁的障害に対する考慮が必要な機器がその安全性を損なうことはない。

(6) 航空機の墜落

重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。

4. 組合せ

4.1 自然現象の組合せについて

外部事象防護対象施設の安全性が損なわれないことを広く確認する観点から、地震を含めた自然現象の組合せについて、発電所の地学、気象学的背景を踏まえて検討する。

(1) 組合せを検討する自然現象の抽出

自然現象が外部事象防護対象施設に与える影響を考慮し、組合せを検討する自然現象を抽出する。

想定される自然現象のうち、外部事象防護対象施設に影響を与えるおそれのある自然現象の組合せは、設置（変更）許可申請書において示すとおり、地震、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重であり、荷重以外の機能的影響については、自然現象の組合せにより外部事象防護対象施設の安全機能が損なわれないことを確認している。荷重の組合せを考慮する自然現象のうち、地震、津波及び火山の影響による荷重は、発生頻度が低い偶発的荷重であるが、発生すると荷重が比較的大きいことから、設計用の主荷重として扱う。

これに対して積雪及び風（台風）による荷重は、発生頻度が主荷重と比べて高い変動荷重であり、発生する荷重は主荷重と比べて小さいことから、従荷重として扱い、主荷重との組合せを考慮する。

以下、主荷重同士の組合せ及び主荷重と従荷重の組合せについて検討する。

(2) 主荷重同士の組合せについて

主荷重同士の組合せについて表 4-1 に示す。それぞれの組合せについては、従属事象、独立事象であるかを踏まえ、以下のとおりとする。

① 地震と津波

基準地震動 S_s の策定における検討用地震は東北地方太平洋沖型の地震及び 2011 年 4 月 7 日宮城県沖型地震である。このうち、東北地方太平洋沖型の地震は基準津波の震源と同じであるが、地震波と津波は伝播速度が異なることから、両者の組合せを考慮する必要はない。また、2011 年 4 月 7 日宮城県沖型地震と基準津波の震源は異なることから、独立事象として扱うことが可能であり、かつ、各々の発生頻度が十分小さいことから、組合せを考慮する必要はない。

基準地震動 S_s の地震活動により津波波源の震源が誘発される場合については、津波が敷地に到達する前に本震は敷地に到達していることから、基準地震動 S_s による地震力と津波荷重の組合せを考慮する必要はない。

一方、津波波源の断層の活動により基準地震動 S_s の震源断層が誘発される可能性については、2011 年東北地方太平洋沖地震の震源域以外での規模の大きな地震事例から考えても、短時間で誘発されることはないと考えられることから、基準地震動 S_s による地震力と津波荷重の組合せを考慮する必要はない。

② 地震と火山の影響

基準地震動 S_s の震源と火山とは十分な距離があることから、独立事象として扱い、各々の発生頻度が十分小さいことから、組合せを考慮する必要はない。

③ 津波と地震

基準津波と組み合わせる地震については①のとおり。

基準津波と組み合わせる地震動に関しては、基準津波の波源を日本海溝におけるプレート間地震に起因する波源としており、その余震の大きさは弾性設計用地震動 S_d を下回るが、安全側に基準津波と弾性設計用地震動 S_d の組合せを考慮する。

④ 津波と火山の影響

基準津波の波源と火山とは十分な距離があることから、独立事象として扱い、各々の発生頻度が十分小さいことから、組合せを考慮する必要はない。

⑤ 火山の影響と地震

火山の影響と組み合わせる基準地震動については②のとおり。

火山性地震については、火山と敷地とは十分な距離があることから、火山性

地震とこれに関連する事象による影響はないと判断し、地震と火山の組合せは考慮しない。(設置変更許可申請書添付資料六「7.1.4.6 その他の火山事象」参照)

⑥ 火山の影響と津波

火山の影響と組み合わせる基準津波については④のとおり。

敷地周辺において、火山事象による歴史津波の記録は知られておらず、海底火山の存在も認められないことから、火山事象に起因する津波について、敷地への影響はないと判断し、津波と火山の組合せは考慮しない。(設置変更許可申請書添付資料六「6.6 火山現象に起因する津波の検討」参照)

(3) 主荷重と従荷重の組合せについて

外部事象防護対象施設の荷重評価において、主荷重と積雪荷重及び風荷重が同時に発生する場合を考慮し、主荷重と組み合わせるべき積雪荷重及び風荷重について検討する。

主荷重と組み合わせるべき積雪荷重及び風荷重については、それぞれの性質を考慮し、建築基準法等に定める荷重を設定する。

a. 荷重の性質

主荷重及び従荷重の性質を表 4-2 に示す。荷重の大きさについては、主荷重は従荷重と比較して大きく、主荷重が支配的となる。最大荷重の継続時間については、地震、津波及び風(台風)は最大荷重の継続時間が短い。これに対し、火山の影響及び積雪は、一度事象が発生すると、降下物が降り積もって堆積物となり、長時間にわたって荷重が作用するため、最大荷重の継続時間が長い。発生頻度については、主荷重は従荷重と比較して発生頻度が非常に低い。

上記の荷重の性質を考慮して、主荷重と積雪荷重及び風荷重の組合せについて検討する。

b. 火山の影響による荷重と積雪荷重及び風荷重の組合せ

火山の影響と積雪及び風(台風)の組合せについては、降下火砕物による荷重の継続時間が他の主荷重と比較して長く、積雪荷重の継続時間も長いことから、3つの荷重が同時に発生する場合を考慮し、施設の形状及び配置により適切に組み合わせる。

組み合わせるべき荷重について、発電所が立地する石巻市及び女川町は多雪区域ではないため、本来建築基準法に積雪荷重と他の荷重の組合せは定められていないが、原子力発電施設の重要性を鑑み、荷重の組み合わせの考え方とし

て建築物荷重指針・同解説に示される荷重の組合せの考え方を考慮する。この考え方は、主たる作用（主事象）の最大値と、従たる作用（副事象）の任意地点の値（平均値）の和として組合せを考慮するものであり、火山の影響による荷重は積雪荷重に対して大きいことから、主事象とし、積雪を副事象として扱うことができる。ここで、副事象として想定する積雪荷重は石巻地域における平均的な積雪量を適用できるが、組み合わせる積雪荷重は同地点で観測された年最大積雪深の最大値である 43cm を適用することとする。

また、風荷重について建築基準法の多雪区域における風荷重と積雪荷重の組合せの基準を適用して、「Eの数値を算出する方法並びに V_0 及び風力係数の数値を定める件」（平成 12 年 5 月 31 日建設省告示第 1454 号）に定められた石巻市及び女川町の基準風速 30m/s とする。

c. 地震荷重と積雪荷重及び風荷重の組合せ

地震と積雪については、地震荷重の継続時間は短い、積雪荷重の継続時間が長いこと組合せを考慮し、施設の形状及び配置により適切に組み合わせる。

組み合わせるべき荷重について、発電所が立地する石巻市及び女川町は多雪区域ではないため、本来建築基準法に積雪荷重と他の荷重の組合せは定められていないが、原子力発電施設の重要性を鑑み、積雪荷重は建築基準法の多雪区域における積雪荷重と地震荷重の組合せを適用して発電所の最寄りの気象官署である石巻特別地域気象観測所で観測された月最深積雪の最大値である 43cm に平均的な積雪荷重を与えるための係数 0.35 を考慮する。

地震と風（台風）については、それぞれの最大荷重の継続時間が短く、同時に発生する確率が低いものの、風荷重の影響が大きいと考えられるような構造や形状の施設については、組合せを考慮する。組み合わせる風速の大きさは、「Eの数値を算出する方法並びに V_0 及び風力係数の数値を定める件」（平成 12 年 5 月 31 日建設省告示第 1454 号）に定められた石巻市及び女川町の基準風速 30m/s とする。

d. 津波荷重と積雪荷重及び風荷重の組合せ

津波と積雪については、津波荷重の継続時間は短い、積雪荷重の継続時間が長いこと組合せを考慮し、施設の形状及び配置により適切に組み合わせる。

組み合わせるべき荷重について、発電所が立地する石巻市及び女川町は多雪区域ではないため、本来建築基準法に積雪荷重と他の荷重の組合せは定められていないが、原子力発電施設の重要性を鑑み、積雪荷重は建築基準法の多雪区域における積雪荷重と地震荷重の組合せと同様に発電所の最寄りの気象官署である石巻特別地域気象観測所で観測された月最深積雪の最大値である 43cm に

平均的な積雪荷重を与えるための係数 0.35 を考慮する。

津波と風（台風）については、それぞれの最大荷重の継続時間が短く、同時に発生する確率が低いものの、風荷重の影響が大きいと考えられるような構造や形状の施設については、組合せを考慮する。組み合わせる風速の大きさは、「Eの数値を算出する方法並びに V_0 及び風力係数の数値を定める件」（平成12年5月31日建設省告示第1454号）に定められた石巻市及び女川町の基準風速30m/sとする。

以上の検討内容について整理した結果を、表4-3に示す。

(4) 自然現象の組合せの方針

自然現象の組合せについて、火山の影響については積雪と風（台風）、基準地震動 S_s については積雪、基準津波については弾性設計用地震動 S_d と積雪の荷重を、施設の形状及び配置により考慮する。

地震、津波と風（台風）の組合せについても、風荷重の影響が大きいと考えられるような構造や形状の施設については組合せを考慮する。

組み合わせる積雪深の大きさは、発電所の最寄りの気象官署である石巻特別地域気象観測所で観測された月最深積雪の最大値である43cmとし、風速の大きさは建築基準法を準用して基準風速30m/sとする。

組み合わせる積雪深は、地震及び津波と組み合わせる場合は、建築基準法に定められた平均的な積雪荷重を与えるための係数0.35を考慮する。

4.2 設計基準事故又は重大事故等時の荷重の考慮について

外部事象防護対象施設のうち、建屋内に設置される外部事象防護対象施設については、建屋によって地震を除く自然現象の影響を防止できることから、建屋内に設置されている外部事象防護対象施設は、地震を除く自然現象の荷重が外部事象防護対象施設に影響を与えることはなく、設計基準事故が発生した場合でも、地震を除く自然現象による影響はない。

また、外部事象防護対象施設のうち、屋外に設置されている外部事象防護対象施設としては、非常用海水ポンプ等があるが、これらの機器については、設計基準事故が発生した場合でも、ポンプの運転圧力や温度等が変わらないため、設計基準事故時荷重が発生するものではなく、自然現象による衝撃と重なることはない。

重大事故等対処設備のうち、建屋内に設置される重大事故等対処設備については、建屋によって地震を除く自然現象の影響を防止できることから、地震を除く自然現象の荷重が重大事故等対処設備に影響を与えることはなく、重大事故等が発生した場合でも、地震を除く自然現象による影響はない。

また、重大事故等対処設備のうち、屋外に設置される重大事故等対処設備に対して、設計上考慮する自然現象及び人為事象と重大事故等時の荷重の組合せについて表 4-4 に示す。設計上考慮する自然現象及び人為事象のうち、事象により重大事故等対処設備への荷重による影響を考慮するものは、地震、津波、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響及び高潮である。これらのうち、風（台風）、積雪及び高潮は他の自然現象の評価に包絡されるため、単独での評価を実施しない。さらに、津波に対しては津波高さを考慮した重大事故等対処設備の配置、竜巻に対しては重大事故等対処設備の位置的分散を考慮した配置、火山の影響に対しては重大事故等対処設備の除灰をそれぞれ行うことにより、重大事故等時の荷重と地震を除く自然現象による衝撃を同時に考慮する必要はない。したがって、地震を除く自然現象による衝撃と設計基準事故又は重大事故等時の荷重は重なることはない。

4.3 組合せを考慮した荷重評価について

自然現象の組合せによる荷重，設計基準事故又は重大事故等時に生じる荷重，常時作用する荷重（自重等），運転時荷重の組合せについては，表 4-5 に示す説明書にて評価する。

表 4-1 主荷重同士の組合せ

		後発事象		
		地震	津波	火山の影響
先発事象	地震		①	②
	津波	③		④
	火山の影響	⑤	⑥	

表 4-2 主荷重及び従荷重の性質

荷重の種類		荷重の大きさ	最大荷重の継続時間	発生頻度 (/年)
主荷重	地震	大	短 (数十秒)	$10^{-4} \sim 10^{-6}$
	津波	大	短 (約 10 秒)	3.0×10^{-5}
	火山の影響	中	長 (約 1 ヶ月) *1	$1.2 \times 10^{-4*2}$
従荷重	積雪	小	長 (約 2 週間) *1	$1.0 \times 10^{-2*3}$
	風 (台風)	小	短 (数十分)	$1.0 \times 10^{-2*3}$

注記 *1: 必要に応じて緩和措置を行う
 *2: 約 1 万 2000 年前の肘折尾花沢噴火を考慮
 *3: 100 年再現期待値

表 4-3 主荷重と従荷重の組合せ

			主荷重		
			地震	津波	火山の影響
従荷重	積雪	建築基準法	多雪区域のみ 組合せを考慮	記載なし	記載なし
		継続時間*1	短×長	短×長	長×長
		荷重の大きさ*2	大+小	大+小	中+小
		組合せ	○*3	○*3	○
	風 (台風)	建築基準法	記載なし	記載なし	記載なし
		継続時間*1	短×短	短×短	長×短
		荷重の大きさ*2	大+小	大+小	中+小
		組合せ	○*4	○*4	○*4

注記 *1: 主荷重の時間×従荷重の時間
 *2: 主荷重の大きさ+従荷重の大きさ
 *3: 施設の形状及び配置により適切に考慮する。
 *4: 風荷重の影響が大きいと考えられる構造や形状の施設については、組合せを考慮する。

表 4-4 屋外に設置される重大事故等対処設備に対して，設計上考慮する
自然現象及び人為事象と重大事故等時の荷重の組合せ

自然現象及び 人為事象	荷重による 影響の考慮	重大事故等時の荷重の考慮	荷重の 組合せ
地震	○	重大事故等時の荷重を考慮する。	○
津波	○	津波高さを考慮した重大事故等対処設備の配置より，重大事故等時の荷重を考慮する必要はない。	×
風（台風）	○	竜巻の影響による荷重の評価に包絡される。	×
竜巻	○	重大事故等対処設備の位置的分散を考慮した配置により，重大事故等時の荷重を考慮する必要はない。	×
凍結	×	—	×
降水	×	—	×
積雪	○	火山の影響による荷重の評価に包絡される。	×
落雷	×	—	×
火山の影響	○	重大事故等対処設備については必要に応じ降下火砕物の除去を行うことから，重大事故等時の荷重を考慮する必要はない。	×
生物学的事象	×	—	×
森林火災	×	—	×
高潮	○	津波の影響による荷重の評価に包絡される。	×
飛来物 （航空機落下）	×	—	×
爆発	×	—	×
近隣工場等 の火災	×	—	×
有毒ガス	×	—	×
船舶の衝突	×	—	×
電磁的障害	×	—	×
航空機の墜落	×	—	×

表 4-5 自然現象の組合せによる荷重，設計基準事故又は重大事故等時に生じる荷重，
常時作用する荷重（自重等），運転時荷重の組合せ

添付書類	自然現象の組合せ					設計基準事故時の荷重	重大事故等時の荷重	常時作用する荷重（自重等）	運転時荷重
	地震	津波	火山の影響	積雪	風（台風）				
VI-2 耐震性に関する説明書	◎	—	—	○*2	○*3	○	○	○	○
VI-1-1-2-2 津波への配慮に関する説明書*4	○*1	◎	—	○*2	○*3	—	—	○	○
VI-1-1-2-4 火山への配慮に関する説明書*4	—	—	◎*2	○*2	○*3	—	—	○	○

◎：荷重評価における主荷重 ○：主荷重に対して組合せを考慮する荷重

注記 *1：基準津波と基準津波の波源を震源とする余震の組合せでは，弾性設計用地震動 S d を考慮する。

*2：施設の形状及び配置により適切に考慮する。

*3：風荷重の影響が大きいと考えられる構造や形状の施設については，組合せを考慮する。

*4：計算方法，計算結果については，添付書類「VI-3 強度に関する説明書」に示す。

VI-1-1-2-1-2 防護対象施設の範囲

目次

1. 概要	1
2. 安全施設の範囲	1
2.1 技術基準規則の要求について	1
2.2 安全評価において考慮する安全機能	1
2.3 外部からの衝撃より防護すべき施設の範囲	1

1. 概要

本資料は、設計基準対象施設が自然現象等によりその安全性を損なわないという技術基準の要求を満足させるために必要な安全機能を確認し、それらの安全機能が自然現象等により損なわれないために、防護すべき施設について説明するものである。

2. 安全施設の範囲

2.1 技術基準規則の要求について

「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」（以下「技術基準規則」という。）第6条及び第7条並びにその「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の解釈」（以下「解釈」という。）においては、設計基準対象施設が自然現象等によりその安全性を損なわないことが要求されている。この要求を満足させるためには、通常運転時だけでなく、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても発電用原子炉施設の安全性を確保する必要がある。

設置（変更）許可申請書添付書類十において、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき行った運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の安全評価（以下「安全評価」という。）では、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故として想定される事象に対して解析を行い、いずれの事象についても判断基準を満足しており、発電用原子炉施設の安全性が確保されることを確認している。

したがって、安全評価において考慮する安全機能が自然現象等により損なわれなければ、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」時においても発電用原子炉施設の安全性を確保することができ、技術基準規則第6条及び第7条並びにその解釈の要求を満足することができる。

2.2 安全評価において考慮する安全機能

安全評価では、表2-1及び表2-2に示す安全機能を考慮して解析を行った結果、発電用原子炉施設の安全性が確保されることを確認している。

安全評価において期待する安全機能は、原則として「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」で規定されている安全重要度分類のMS-1又はMS-2に属するものである。しかしながら、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の付録解説に示すとおり、MS-3に属する安全機能のうち表2-1及び表2-2に示す安全機能については、信号の多重化により作動系に高い信頼性を有するものとして考慮している。

2.3 外部からの衝撃より防護すべき施設の範囲

設計基準対象施設が外部からの衝撃によりその安全性を損なうことがないように、外部からの衝撃より防護すべき施設は、設計基準対象施設のうち「発電用軽水型原子炉

施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」で規定されている安全重要度分類のクラス 1, クラス 2 及び安全評価上その機能に期待するクラス 3 に属する構築物, 系統及び機器とする。

なお, 安全評価上その機能に期待するクラス 3 に属する構築物, 系統及び機器とは, 表 2-1 及び表 2-2 に示している MS-3 の構築物, 系統及び機器である。

表 2-1 「運転時の異常な過渡変化」において考慮する安全機能

分類	安全機能	構築物，系統及び機器
MS-1	原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系（スクラム機能）
	未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系（未臨界維持機能）
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系
MS-2	—	—
MS-3	原子炉圧力の上昇の緩和機能	主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能） タービンバイパス弁
	出力上昇の抑制機能	原子炉再循環ポンプトリップ機能 制御棒引抜監視装置

表 2-2 「設計基準事故」において考慮する安全機能

分類	安全機能	構築物，系統及び機器
MS-1	原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系（スクラム機能）
	未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系（未臨界維持機能）
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	主蒸気逃がし安全弁（安全弁としての開機能）
	原子炉停止後の除熱機能	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 主蒸気逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能）
	炉心冷却機能	低圧炉心スプレイ系 低圧注水系（残留熱除去系低圧注水モード） 高圧炉心スプレイ系 自動減圧系
	放射性物質の閉じ込め機能， 放射線の遮へい及び放出低減 機能	格納容器 格納容器隔離弁（主蒸気隔離弁を含む） 主蒸気流量制限器 格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系格納 容器スプレイ冷却モード） 原子炉建屋原子炉棟 非常用ガス処理系 排気筒（非常用ガス処理系の排気機能） 可燃性ガス濃度制御系 遮へい設備
	工学的安全施設及び原子炉停 止系への作動信号の発生機能	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源設備
MS-2	放射性物質放出の防止機能	気体廃棄物処理系施設の隔離弁 排気筒
MS-3	異常状態の把握機能	放射線監視設備の一部（気体廃棄物処理設備 エリア排気モニタ）

VI-1-1-2-2 津波への配慮に関する説明書

目 次

- VI-1-1-2-2-1 耐津波設計の基本方針
- VI-1-1-2-2-2 基準津波の概要
- VI-1-1-2-2-3 入力津波の設定
- VI-1-1-2-2-4 入力津波による津波防護対象施設への影響評価
- VI-1-1-2-2-5 津波防護に関する施設の設計方針

VI-1-1-2-2-1 耐津波設計の基本方針

目 次

1. 概要	1
2. 耐津波設計の基本方針	2
2.1 基本方針	2
2.1.1 津波防護対象設備	2
2.1.2 入力津波の設定	3
2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価	4
2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護の設計方針	8
2.2 適用基準	12

1. 概要

本添付書類は、発電用原子炉施設の耐津波設計が「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」第6条及び第51条（津波による損傷の防止）並びに「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の解釈」に適合することを説明するものである。

2. 耐津波設計の基本方針

2.1 基本方針

設計基準対象施設及び重大事故等対処施設が、設置（変更）許可を受けた基準津波により、その安全性又は重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、遡上への影響要因及び流入経路等を考慮して、設計時にそれぞれの施設に対して入力津波を設定するとともに、津波防護対象設備に対する入力津波の影響を評価し、影響に応じた津波防護対策を講じる設計とする。

なお、耐津波設計においては、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震による地殻変動に伴い、牡鹿半島全体で約 1m の地盤沈下が発生したことを考慮した設計とし、地盤沈下量を考慮した敷地高さや施設高さ等を記載する。

基準津波に対しては、添付書類「VI-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」の「3.1.1 自然現象に対する具体的な設計上の考慮（11）高潮」を踏まえ、津波と同様な潮位の変動事象である高潮の影響について確認する。確認結果については、添付書類「VI-1-1-2-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価」に示す。

2.1.1 津波防護対象設備

添付書類「VI-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」の「2.3 外部からの衝撃より防護すべき施設」に従い、設計基準対象施設が、基準津波により、その安全性が損なわれるおそれがないよう、津波から防護を検討する対象となる設備は、クラス 1、クラス 2 及びクラス 3 設備並びに耐震 S クラスに属する設備（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）とする。このうち、クラス 3 設備については、安全評価上その機能を期待する設備は、津波に対してその機能を維持できる設計とし、その他の設備は損傷した場合を考慮して、代替設備により必要な機能を確保する等の対応を行う設計とする。これより、津波から防護すべき施設は、設計基準対象施設のうち「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」で規定されているクラス 1 及びクラス 2 に該当する構築物、系統及び機器（以下「津波防護対象設備」という。）とする。

津波防護対象設備の防護設計においては、津波により防護対象施設に波及的影響を及ぼすおそれのある防護対象施設以外の施設についても考慮する。また、重大事故等対処施設及び可搬型重大事故等対処設備についても、設計基準対象施設と同時に必要な機能が損なわれるおそれがないよう、津波防護対象設備に含める。

さらに、津波が地震の随伴事象であることを踏まえ、耐震 S クラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）を含めて津波防護対象設

備とする。

なお、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備は、入力津波に対して機能を十分に保持できる設計とする。

2.1.2 入力津波の設定

各施設・設備の設計又は評価に用いる入力津波として、敷地への遡上に伴う津波（以下「遡上波」という。）による入力津波と取水路、放水路等の経路からの流入に伴う津波（以下「経路からの津波」という。）による入力津波を設定する。

入力津波の設定の諸条件の変更により、評価結果が影響を受けないことを確認するために、評価条件変更の都度、津波評価を実施する運用を保安規定に定めて管理する。

以下に、各入力津波の設定方針を示す。

基準津波については、添付書類「VI-1-1-2-2-2 基準津波の概要」に示す。入力津波の設定方法及び結果に関しては、添付書類「VI-1-1-2-2-3 入力津波の設定」に示す。

(1) 遡上波による入力津波

遡上波による入力津波については、遡上への影響要因として、敷地及び敷地周辺の地形及びその標高、河川等の存在、設備等の設置状況並びに地震による広域的な隆起・沈降を考慮して、遡上波の回り込みを含め敷地への遡上の可能性を評価する。

遡上する場合は、基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算出される津波高さとして設定する。また、地震による変状又は繰返し来襲する津波による洗掘・堆積により地形又は河川流路の変化等が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を評価する。

(2) 経路からの津波による入力津波

経路からの津波による入力津波については、流入経路を特定し、基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算定される時刻歴波形及び津波高さとして設定する。

(3) 水位変動

上記(1)及び(2)においては、水位変動として、朔望平均満潮位 0. P. +1. 43m, 朔望平均干潮位 0. P. -0. 14m を考慮する。

上昇側の水位変動に対しては、潮位のばらつきとして 0. 16m を考慮して設定する。

下降側の水位変動に対しては、潮位のばらつきとして 0. 10m を考慮して設定

する。

地震による地殻変動については、安全側の評価を実施するために、基準津波の波源である東北地方太平洋沖型の地震による広域的な地殻変動及び平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震による広域的な地殻変動に余効変動を含めて考慮する。

東北地方太平洋沖型の地震による広域的な地殻変動については、基準津波の波源モデルを踏まえて、Mansinha and Smylie(1971)の方法により算定し、水位上昇側で考慮する波源で 0.72m の沈降、水位下降側で考慮する波源で 0.77m の沈降である。また、平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震による広域的な地殻変動については、地震前（平成 23 年 2 月）と地震後（平成 23 年 11 月）の発電所構内の水準点（3 点）を用いた水準測量結果の比較から、地震に伴い約 1 m 沈降したことを確認した。なお、地震後の余効変動量を把握するため平成 29 年 4 月に同様の測量を実施し、地震後（平成 23 年 11 月）から約 0.3m 隆起していることを確認した。

上昇側及び下降側の水位変動に対する安全性評価を実施する際には、平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震による 1 m の沈下を考慮した敷地高さや施設高さ等とする。

以上のことから、上昇側の水位変動に対して安全機能への影響を安全側に評価する際には、地殻変動量について、東北地方太平洋沖型の地震の水位上昇側で考慮する波源による 0.72m の沈降をさらに考慮する。

一方、下降側の水位変動に対して安全機能への影響を安全側に評価する際には、地殻変動量について、東北地方太平洋沖型の地震の水位下降側で考慮する波源による 0.77m の沈降は考慮しない。ただし、下降側の水位変動に対する安全性評価を実施する際には、平成 29 年 4 月までに確認された余効変動による約 0.3m の隆起の影響を考慮するとともに、今後も余効変動が継続することを想定し、平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震による広域的な地殻変動の解消により約 1 m 隆起した場合の影響も考慮する。

また、入力津波が有する数値計算上の不確かさを考慮することを基本とする。

なお、防潮壁の詳細設計に伴う平面配置等の変更及び 2011 年東北地方太平洋沖地震に伴い被災した地域における復旧・改修工事に伴う地形改変による影響も考慮し、変更前後のそれぞれについて算定された数値を安全側に評価する。

2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価

「2.1.2 入力津波の設定」で設定した入力津波による津波防護対象設備への影響を、津波の敷地への流入の可能性の有無、漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無、津波の流入等による重要な

安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無並びに水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無の観点から評価することにより、津波防護対策が必要となる箇所を特定して必要な津波防護対策を実施する設計とする。

具体的な影響評価の内容及び結果については、添付書類「VI-1-1-2-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価」に示す。

入力津波の変更が津波防護対策に影響を与えないことを確認することとし、定期的な評価及び改善に関する手順を保安規定に定めて管理する。

(1) 敷地への流入防止（外郭防護1）

a. 遡上波の地上部からの到達，流入の防止

遡上波による敷地周辺の遡上の状況を加味した浸水高さの分布を基に，津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地において，遡上波の地上部からの到達，流入の可能性の有無を評価する。

流入の可能性に対する裕度評価において，高潮ハザードの再現期間100年に対する期待値と，入力津波で考慮した朔望平均満潮位及び潮位のばらつきを踏まえた水位の合計との差を参照する裕度として，設計上の裕度の判断の際に考慮する。

評価の結果，遡上波が地上部から到達し流入するため，基準津波に対する津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画（緊急用電気品建屋，可搬型重大事故等対処設備保管場所である第1保管エリア，第2保管エリア及び第4保管エリア，緊急時対策建屋並びにガスタービン発電設備軽油タンク室を除く。）の設置された敷地に，遡上波の流入を防止するための津波防護施設として防潮堤を設置する設計とする。

また，津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画のうち，緊急用電気品建屋，可搬型重大事故等対処設備保管場所である第1保管エリア，第2保管エリア及び第4保管エリア，緊急時対策建屋並びにガスタービン発電設備軽油タンク室は，津波による遡上波が地上部から到達，流入しない十分高い場所に設置する設計とする。

b. 取水路，放水路等の経路からの津波の流入防止

津波の流入の可能性のある経路につながる循環水系，海水系及び屋外排水路の標高に基づき，許容される津波高さと経路からの津波高さを比較することにより，津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地への津波の流入の可能性の有無を評価する。流入の可能性に対する裕度評価において，高潮ハザードの再現期間100年に対する期待値と，入

力津波で考慮した朔望平均満潮位及び潮位のばらつきを踏まえた水位の合計との差を参照する裕度とし、設計上の裕度の判断の際に考慮する。

評価の結果、流入する可能性のある経路が特定されたことから、基準津波に対する津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地並びに建屋及び区画への流入を防止するため、津波防護施設として、第2号機海水ポンプ室スクリーンエリア、第3号機海水ポンプ室スクリーンエリア、第2号機放水立坑、第3号機放水立坑及び第3号機海水熱交換器建屋取水立坑の開口部に防潮壁を設置、第1号機取水路及び第1号機放水路に取放水路流路縮小工を設置する設計とする。また、浸水防止設備として、逆流防止設備、水密扉、浸水防止蓋及び逆止弁付ファンネルを設置並びに貫通部止水処置を実施する設計とする。

なお、防潮壁鋼製扉、水密扉及び浸水防止蓋については、原則閉運用とすることを保安規定に定めて管理する。また、取放水路流路縮小工については、津波防護機能及び第1号機の取水・放水機能を維持する運用を保安規定に定めて管理する。

上記 a. 及び b. において、外郭防護として設置する津波防護施設及び浸水防止設備については、各地点の入力津波に対し、設計上の裕度を考慮する。

(2) 漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護2）

a. 漏水対策

経路からの津波が流入する可能性のある取水・放水設備の構造上の特徴を考慮し、取水・放水施設、地下部等において、津波による漏水が継続することによる浸水範囲を想定（以下「浸水想定範囲」という。）するとともに、当該範囲の境界における浸水想定範囲外に流出する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）について、浸水防止設備を設置することにより、浸水範囲を限定する設計とする。

さらに、浸水想定範囲及びその周辺にある基準津波に対する津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）に対しては、浸水防止設備として、防水区画化するための設備を設置するとともに、防水区画内への浸水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無を評価する。

評価の結果、浸水想定範囲における長期間の浸水が想定される場合は、重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響がないよう、排水設備を設置する設計とする。

(3) 津波の流入等による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な

機能への影響防止（内郭防護）

a. 浸水防護重点化範囲の設定

津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画を浸水防護重点化範囲として設定する。

b. 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策

経路からの津波の流入を考慮した浸水範囲及び浸水量を基に、浸水防護重点化範囲に流入する可能性の有無を評価する。浸水範囲及び浸水量については、地震による溢水の影響も含めて確認する。地震による溢水については、添付書類「VI-1-1-8 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」に示す内部溢水にて評価している溢水事象を考慮する。

評価の結果、浸水防護重点化範囲への流入の可能性のある経路、浸水口が特定されたことから、地震による設備の損傷箇所からの津波の流入を防止するための津波防護対象設備に対する浸水防止設備として、浸水防止壁、水密扉及び浸水防止蓋の設置並びに貫通部止水処置を実施する設計とする。

浸水防止設備として設置する水密扉及び浸水防止蓋については、津波の流入を防止するため、扉及び蓋の閉止運用を保安規定に定めて管理する。

内郭防護として設置及び実施する浸水防止設備については、貫通口、開口部等の一部分のみが浸水範囲となる場合においても貫通口、開口部等の全体を浸水防護することにより、浸水評価に対して裕度を確保する設計とする。

(4) 水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止

a. 非常用海水ポンプ、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の取水性

原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ（以下「非常用海水ポンプ」という。）については、評価水位としての海水ポンプ室の下降側水位と非常用海水ポンプの取水可能水位を比較し、評価水位が非常用海水ポンプ取水可能水位を下回る可能性の有無を評価する。

評価の結果、海水ポンプ室の下降側の評価水位が非常用海水ポンプの取水可能水位を下回ることから、津波防護施設として、海水を貯留するための貯留堰を設置することで、取水性を確保する設計とする。

なお、大津波警報が発表された場合又は引き波による水位低下が確認された場合に、非常用海水ポンプの取水性を確保するため、循環水ポンプを停止する運用を保安規定に定めて管理する。

非常用海水ポンプについては、津波による上昇側の水位変動に対しても、取水機能が保持できる設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の水中ポンプについても、入力津波の水位に対して、取水性を確保できるものを用いる設計とする。

- b. 津波の二次的な影響による非常用海水ポンプ、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の機能保持確認

基準津波による水位変動に伴う海底の砂移動・堆積に対して、取水口、取水路及び海水ポンプ室が閉塞することなく、取水口、取水路及び海水ポンプ室の通水性が確保できる設計とする。

非常用海水ポンプは、取水時に浮遊砂が軸受に混入した場合においても、軸受部の異物逃がし溝から浮遊砂を排出することで、機能を保持できる設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、浮遊砂の混入に対して、取水性能が保持できるものを用いる設計とする。

漂流物に対しては、発電所敷地内及び敷地外で漂流物となる可能性のある施設・設備を抽出し、抽出された漂流物となる可能性のある施設・設備が漂流した場合に、非常用海水ポンプへの衝突並びに取水口、取水路及び海水ポンプ室の閉塞が生じることがなく、非常用海水ポンプの取水性確保並びに取水口、取水路及び海水ポンプ室の通水性が確保できる設計とする。

発電所敷地内及び敷地周辺の人工構造物については、設置状況を定期的に確認し評価する運用を保安規定に定めて管理する。

さらに、従前の評価結果に包絡されない場合は、漂流物となる可能性、非常用海水ポンプ、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の取水性並びに浸水防護施設の健全性への影響評価を行い、影響がある場合は漂流物対策を実施する。

(5) 津波監視

津波監視設備として、敷地への津波の繰返しの来襲を察知し津波防護施設及び浸水防止設備の機能を確実に確保するため、津波監視カメラ及び取水ピット水位計を設置する。

2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護の設計方針

「2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価」にて、津波防護上、津波防護対策が必要な場合は、以下に示す(1)及び(2)に基づき施設の設計を実施する。設計は、添付書類「VI-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」の「4. 組合せ」及び「耐津波設計に係る工認審査ガイド」に従い、自然現象のうち、余震、積雪及び風の荷重を考慮する。津

波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備については、防潮堤、防潮壁、取放水路流路縮小工、貯留堰、逆流防止設備、水密扉、浸水防止蓋、浸水防止壁、貫通部止水処置、逆止弁付ファンネル、津波監視カメラ、取水ピット水位計の構造形式があるため、これらの施設・設備の詳細な設計方針については、添付書類「VI-1-1-2-2-5 津波防護に関する施設の設計方針」に示す。

(1) 設計方針

津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備については、「2.1.2 入力津波の設定」で設定している繰返しの来襲を想定した入力津波に対して、津波防護対象設備の要求される機能を損なうおそれがないよう以下の機能を満足する設計とする。なお、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備に関する耐震設計の基本方針は、添付書類「VI-2-1 耐震設計の基本方針」に従う。

a. 津波防護施設

津波防護施設は、津波の流入による浸水及び漏水を防止する設計とする。

津波防護施設のうち防潮堤及び防潮壁については、入力津波高さを上回る高さで設置し、止水性を保持する設計とする。

津波防護施設のうち取放水路流路縮小工については、第1号機取水路及び第1号機放水路からの津波の流入を抑制し、入力津波に対して浸水を防止する設計とする。また、第1号機の廃止措置期間中に性能を維持すべき施設（以下「性能維持施設」という）である第1号機原子炉補機冷却海水ポンプ及び第1号機非常用補機冷却海水ポンプに影響を与えない設計とする。

津波防護施設のうち貯留堰については、津波による水位低下に対して、非常用海水ポンプの取水可能水位を保持し、かつ、冷却に必要な海水を確保する設計とする。

津波防護施設のうち防潮堤及び防潮壁の主要な構造体の境界部には、想定される荷重の作用及び相対変位を考慮し、試験等にて止水性を確認した止水ジョイント等を設置し、止水処置を講じる設計とする。

b. 浸水防止設備

浸水防止設備は、浸水想定範囲等における浸水時及び浸水後の波圧等に対する耐性を評価し、津波の流入による浸水及び漏水を防止する設計とする。また、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に浸水時及び浸水後に津波が流入することを防止するため、当該区画への流入経路となる開口部に浸水防止設備を設置し、止水性を保持する設計とする。

浸水防止設備として、逆流防止設備、水密扉、浸水防止蓋、浸水防止壁、逆止弁付ファンネルを設置するとともに、貫通部止水処置を実施する設計とする。

軽油タンクエリアの浸水に対する浸水防止設備については、内郭防護として流入経路となる開口部に設置する設計とする。

浸水防止設備は、耐性を評価又は試験等により止水性を確認した方法により、止水性を保持する設計とする。

c. 津波監視設備

津波監視設備は、津波の来襲状況を監視可能な設計とする。津波監視カメラは、波力及び漂流物の影響を受けない位置、取水ピット水位計は波力及び漂流物の影響を受けにくい位置に設置し、津波監視機能が十分に保持できる設計とする。また、基準地震動 S_s に対して、機能を喪失しない設計とする。設計に当たっては、自然条件（積雪、風荷重）との組合せを適切に考慮する。

津波監視設備のうち津波監視カメラは、非常用電源から給電し、赤外線撮像機能を有したカメラにより、昼夜にわたり中央制御室から監視可能な設計とする。

津波監視設備のうち取水ピット水位計は、非常用電源から給電し、O.P. - 11.25m～O.P. + 19.00mを測定範囲として、非常用海水ポンプが設置された海水ポンプ室補機ポンプエリアの上昇側及び下降側の水位を中央制御室から監視可能な設計とする。

(2) 荷重の組合せ及び許容限界

津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の耐津波設計における構造強度による機能維持は、以下に示す入力津波による荷重と津波以外の荷重の組合せを適切に考慮して構造強度評価を行い、その結果がそれぞれ定める許容限界内にあることを確認すること（解析による設計）により行う。

なお、組み合わせる自然現象とその荷重の設定については、添付書類「VI-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に、地震荷重との組合せとその荷重の設定については、添付書類「VI-2-1 耐震設計の基本方針」に従う。

a. 荷重の種類

(a) 常時荷重

常時作用する荷重は持続的に生じる荷重であり、自重又は固定荷重、積載荷重、土圧及び海中施設に対する静水圧を考慮する。

(b) 地震荷重

基準地震動 S_s による地震力（動水圧を含む）とする。

(c) 津波荷重

各設備の設置位置における津波の形態から波圧及び静水圧を津波荷重として設定する。津波による荷重の設定に当たっては、各施設・設備の機能損傷モードに対応した荷重の算定過程に介入する不確かさを考慮し、余裕の程度を検討した上で安全側の設定を行う。

(d) 余震荷重

入力津波による津波荷重と組み合わせる余震荷重は、弾性設計用地震動 S_d による地震力（動水圧を含む）を考慮する。

(e) 衝突荷重

津波漂流物の衝突により作用する衝突荷重を考慮する。衝突荷重の算定に当たっては、基準津波の特徴及び発電所のサイト特性に加え、衝突評価対象物（被衝突体）の設置場所並びに検討対象漂流物（衝突物）の種類及び衝突形態を考慮し、各種論文等にて提案される漂流物の衝突荷重算定式の中から適切なものを選定し算定する。

(f) 積雪荷重

添付書類「VI-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に従い、積雪荷重を考慮する。

(g) 風荷重

添付書類「VI-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に従い、風荷重を考慮する。

b. 荷重の組合せ

(a) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計における荷重の組合せとしては、常時作用する荷重、津波荷重、余震荷重、衝突荷重及び自然条件として積雪荷重及び風荷重を適切に考慮する。

(b) 浸水防止設備のうち建屋内に設置するものについては、津波荷重のうち波圧、衝突荷重及び自然条件による荷重を考慮しないこととする。

(c) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備のうち、積雪荷重の受圧面積が小さいもの、配置上又は形状上積雪が生じにくいもの及び海中に設置されているものについては積雪荷重を考慮しないこととする。

c. 許容限界

津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の許容限界は、地震後、津波後の再使用性や、津波の繰返し作用を想定し、施設・設備を構成する材料がおおむね弾性状態にとどまることを基本とする。

2.2 適用基準

適用する規格，基準，指針等を以下に示す。

- ・ 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の解釈（平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 1306194 号）
- ・ J S M E S N C 1 -2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格
- ・ 原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1 -1987）
- ・ 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）
- ・ 原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1 -1991 追補版）
- ・ 日本産業規格（JIS）
- ・ Guidelines for Design of Structures for Vertical Evacuation from Tsunamis Second Edition, FEMA P646, Federal Emergency Management Agency, 2012

VI-1-1-2-2-2 基準津波の概要

目 次

1. 概要	1
2. 既往津波	1
3. 地震に起因する津波	1
3.1 プレート間地震に起因する津波	1
3.2 海洋プレート内地震に起因する津波	2
3.3 海域活断層による地殻内地震に起因する津波	2
4. 地震以外に起因する津波	8
4.1 地すべり等に起因する津波	8
4.2 火山現象に起因する津波	8
5. 津波発生要因の組合せの検討	9
6. 基準津波	9

1. 概要

本添付書類は、設置（変更）許可を受けた基準津波の概要を説明するものである。

基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、地震に起因する津波、地震以外に起因する津波及びこれらの組み合わせによる津波を想定し、不確かさを考慮した上で設定し、設置（変更）許可を受けたものを用いる。

2. 既往津波

宇佐美ほか（2013）、渡辺（1998）をはじめとする文献調査から、敷地周辺に影響を及ぼしたと考えられる津波は、869年の津波、1611年の津波、1896年明治三陸地震津波、1933年昭和三陸地震津波及び2011年東北地方太平洋沖地震に伴う津波の5つの津波であり、敷地付近で観測されている最高水位は、2011年東北地方太平洋沖地震に伴う津波のO.P.約+13mである。

3. 地震に起因する津波

敷地に影響を与える可能性がある津波として、プレート間地震、海洋プレート内地震及び海域の活断層による地殻内地震を考慮している。

3.1 プレート間地震に起因する津波

3.1.1 東北地方太平洋沖型の地震に起因する津波

東北地方太平洋沖型の地震に起因する津波については、国内外で発生しているM9クラスの巨大地震に係る科学的・技術的知見に基づき、想定波源域及び地震規模を設定している。

基準断層モデルについては、2011年東北地方太平洋沖地震の津波特性を再現する津波波源モデルと地震特性を再現する震源モデルの断層面積に違いが見られたことを踏まえ複数設定するとともに、各基準断層モデルに対して波源特性の不確かさを考慮している。設定した各基準断層モデルを図1-1、図1-2及び図1-3に示す。

3.1.2 津波地震に起因する津波

津波地震に起因する津波については、国内外で発生した最大規模の1896年明治三陸地震津波の地震規模を上回る基準断層モデルを設定し、さらに波源特性の不確かさを考慮している。設定した基準断層モデルを図2に示す。

3.2 海洋プレート内地震に起因する津波

海洋プレート内地震に起因する津波については、国内外で発生した最大規模の1933年昭和三陸地震津波の地震規模を上回る基準断層モデルを設定し、さらに波源特性の不確かさを考慮している。設定した基準断層モデルを図3に示す。

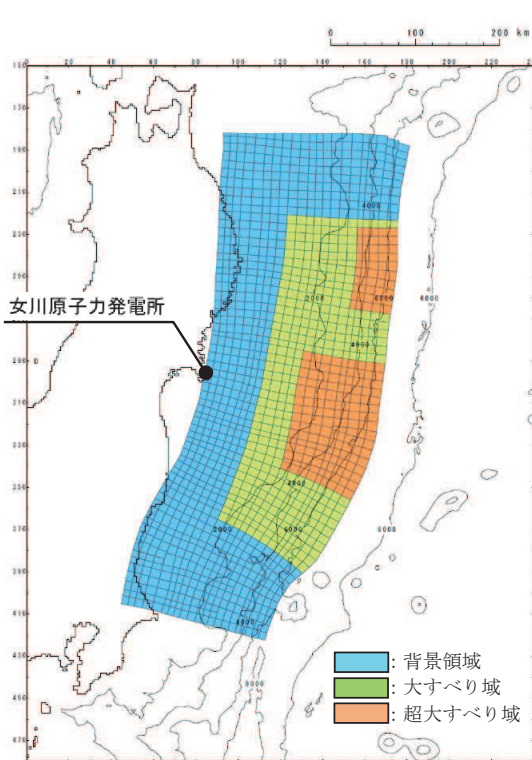
3.3 海域の活断層による地殻内地震に起因する津波

海域の活断層による地殻内地震に起因する津波については、敷地周辺海域において後期更新世以降の活動性を考慮している断層のうち、発電所と断層の位置関係、断層長さ及び敷地からの距離を考慮し敷地に与える影響が大きいと考えられる断層としてF-2断層・F-4断層、F-5断層、F-6断層～F-9断層、Ⅲ断層及びⅣ断層を検討対象としている。検討対象とした活断層の分布を図4に示す。

パラメータ	設定値
モーメントマグニチュード: Mw	9.13
断層面積: S	129,034 (km ²)
平均応力降下量: $\Delta\sigma$	3.26 (MPa)
剛性率: μ	5.0×10^{10} (N/m ²)
平均すべり量: D	9.62 (m)
地震モーメント: M ₀	6.21×10^{22} (Nm)
ライズタイム: τ	60 (s)

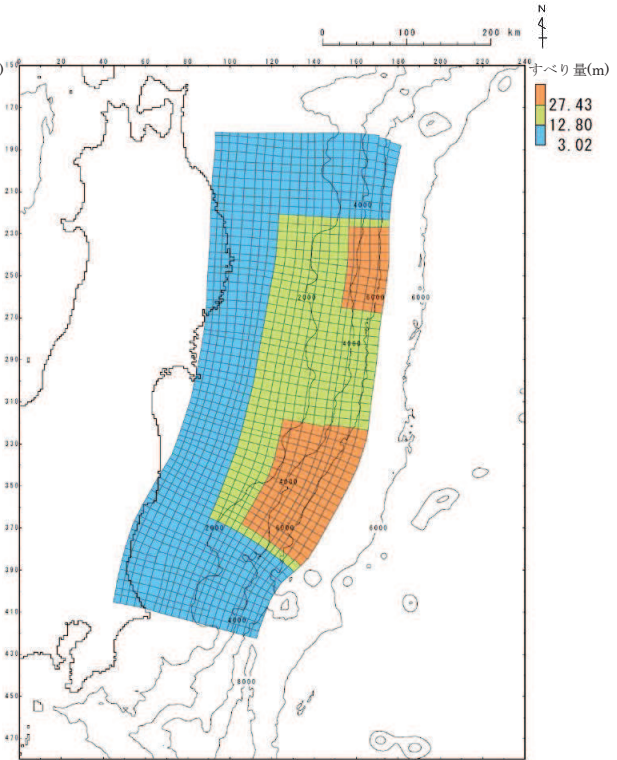
パラメータ		設定値
背景領域	すべり量	3.02 (m)
	断層面積 (面積比率)	72,841 (km ²) (56.5%)
大すべり域	すべり量	12.80 (m)
	断層面積 (面積比率) ※	56,193 (km ²) (43.5%)
超大すべり域	すべり量	27.43 (m)
	断層面積 (面積比率)	20,696 (km ²) (16.0%)

※超大すべり域をあわせた領域の面積及び面積比率



基準断層モデル①-1

(超大すべり域の位置: 北へ約 30 km 移動)



基準断層モデル①-2

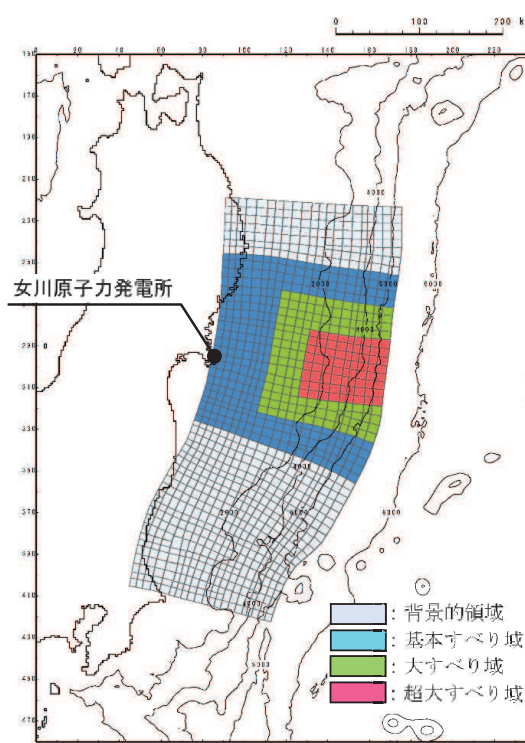
(超大すべり域の位置: 南へ約 60 km 移動)

図 1-1 東北地方太平洋沖型の地震の基準断層モデル①
(広域の津波特性を考慮した特性化モデル)

パラメータ	設定値
モーメントマグニチュード: M_w	9.04
断層面積: S	107,357 (km ²)
平均応力降下量: $\Delta\sigma$	3.11 (MPa)
剛性率: μ	5.0×10^{10} (N/m ²)
平均すべり量: D	8.37 (m)
地震モーメント: M_0	4.49×10^{22} (Nm)
ライズタイム: τ	60 (s)

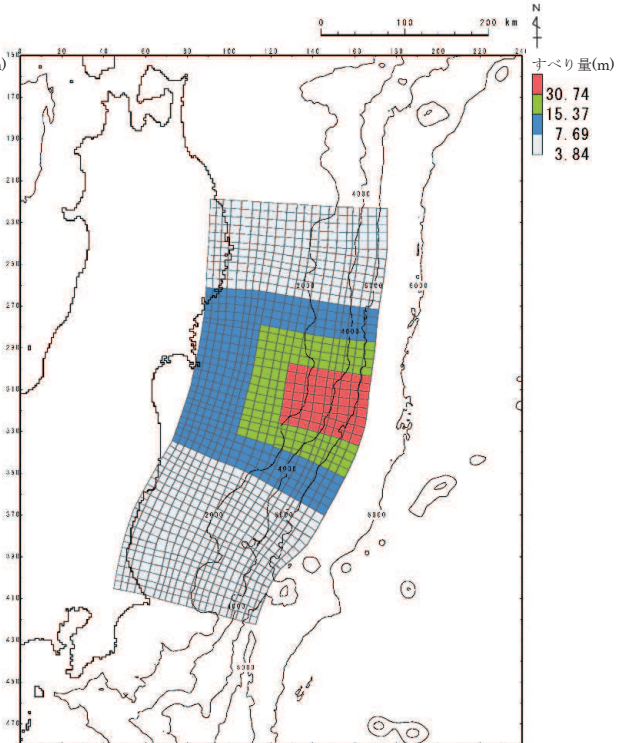
パラメータ		設定値
基本すべり域	すべり量	7.69 (m)
	断層面積 (面積比率) ※1	49,872 (km ²) (46.5%)
背景領域	すべり量	3.84 (m)
	断層面積 (面積比率)	57,485 (km ²) (53.5%)
大すべり域	すべり量	15.37 (m)
	断層面積 (面積比率) ※2	22,192 (km ²) (20.7%)
超大すべり域	すべり量	30.74 (m)
	断層面積 (面積比率)	8,078 (km ²) (7.5%)

※1 大すべり域と超大すべり域をあわせた領域の面積及び面積比率
 ※2 超大すべり域をあわせた領域の面積及び面積比率



基準断層モデル②-1

(大すべり域・超大すべり域の位置: 基準)



基準断層モデル②-2

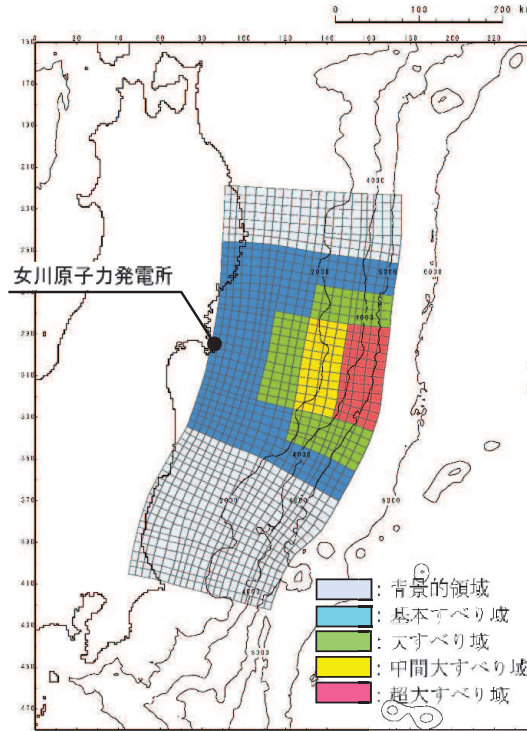
(大すべり域・超大すべり域の位置:
南へ約 40 km 移動)

図 1-2 東北地方太平洋沖型の地震の基準断層モデル②
 (宮城県沖の大すべり域の破壊特性を考慮した特性化モデル)

パラメータ	設定値
モーメントマグニチュード: Mw	9.04
断層面積: S	107,357 (km ²)
平均応力降下量: $\Delta\sigma$	3.17 (MPa)
剛性率: μ	5.0×10^{10} (N/m ²)
平均すべり量: D	8.53 (m)
地震モーメント: M ₀	4.58×10^{22} (Nm)
ライズタイム: τ	60 (s)

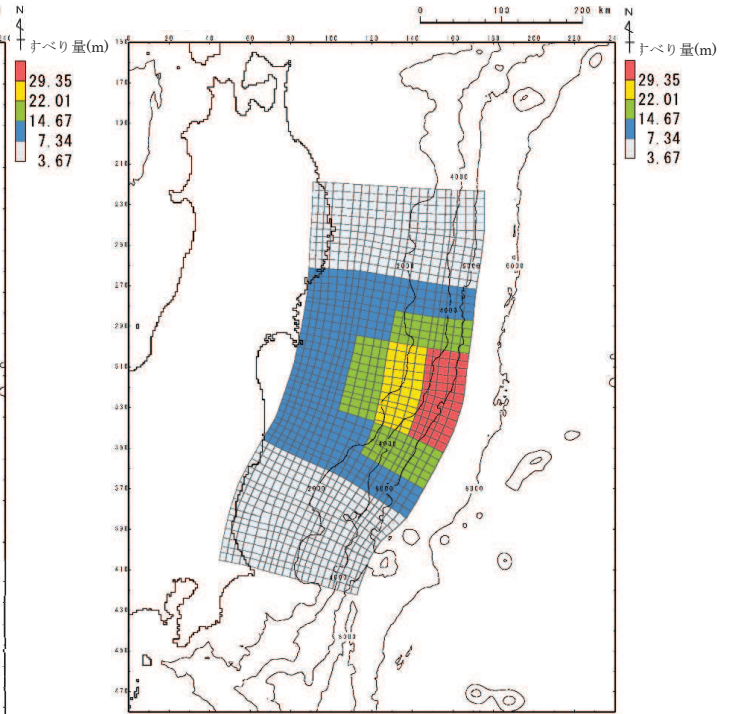
パラメータ		設定値
基本すべり域	すべり量	7.34 (m)
	断層面積 (面積比率) ※1	56,675 (km ²) (52.8%)
背景的領域	すべり量	3.67 (m)
	断層面積 (面積比率)	50,682 (km ²) (47.2%)
大すべり域	すべり量	14.67 (m)
	断層面積 (面積比率) ※2	24,875 (km ²) (23.2%)
中間大すべり域	すべり量	22.01 (m)
	断層面積 (面積比率) ※3	11,732 (km ²) (10.9%)
超大すべり域	すべり量	29.35 (m)
	断層面積 (面積比率)	6,201 (km ²) (5.8%)

※1 大すべり域、中間大すべり域及び超大すべり域をあわせた領域の面積及び面積比率
 ※2 中間大すべり域と超大すべり域をあわせた領域の面積及び面積比率
 ※3 超大すべり域をあわせた領域の面積及び面積比率



基準断層モデル③-1

(大すべり域・超大すべり域の位置: 基準)



基準断層モデル③-2

(大すべり域・超大すべり域の位置: 南へ約40 km移動)

図 1-3 東北地方太平洋沖型の地震の基準断層モデル③
 (宮城県沖の大すべり域の破壊特性を考慮した特性化モデル)

Mw	8.5
断層長さ L (km)	271
断層幅 W (km)	64
走向 θ (°)	197
上縁深さ d (km)	1
傾斜角 δ (°)	20
すべり角 λ (°)	83.6
すべり量 D (m)	11.60

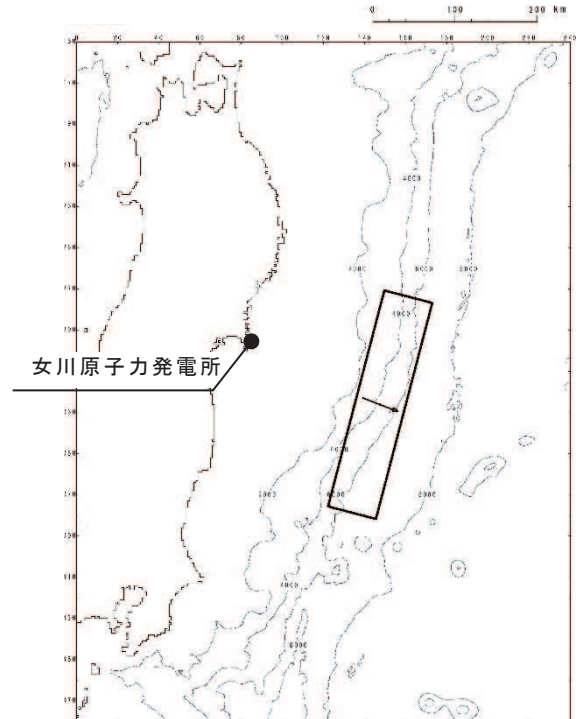


図 2 津波地震の基準断層モデル

Mw	8.6
断層長さ L (km)	283
断層幅 W (km)	50
走向 θ (°)	190
上縁深さ d (km)	1
傾斜角 δ (°)	45
すべり角 λ (°)	270
すべり量 D (m)	10.1

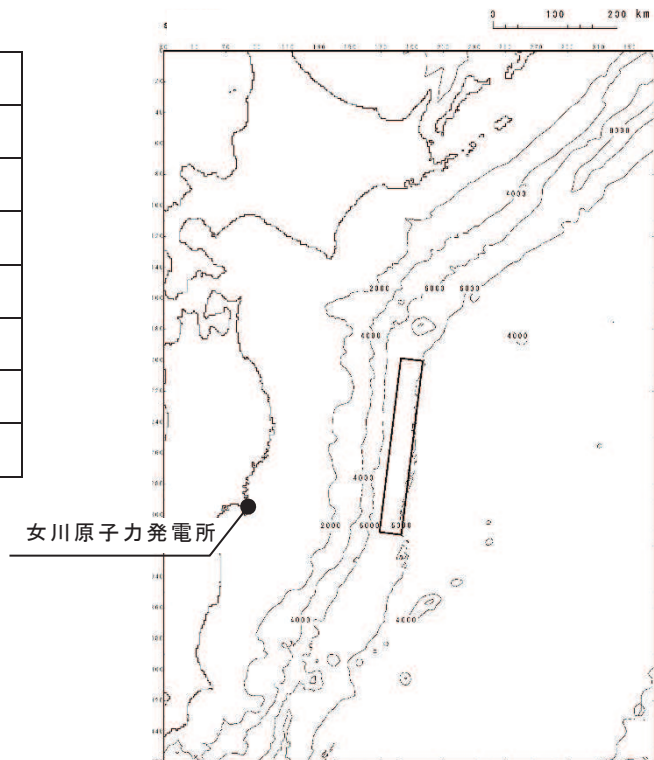
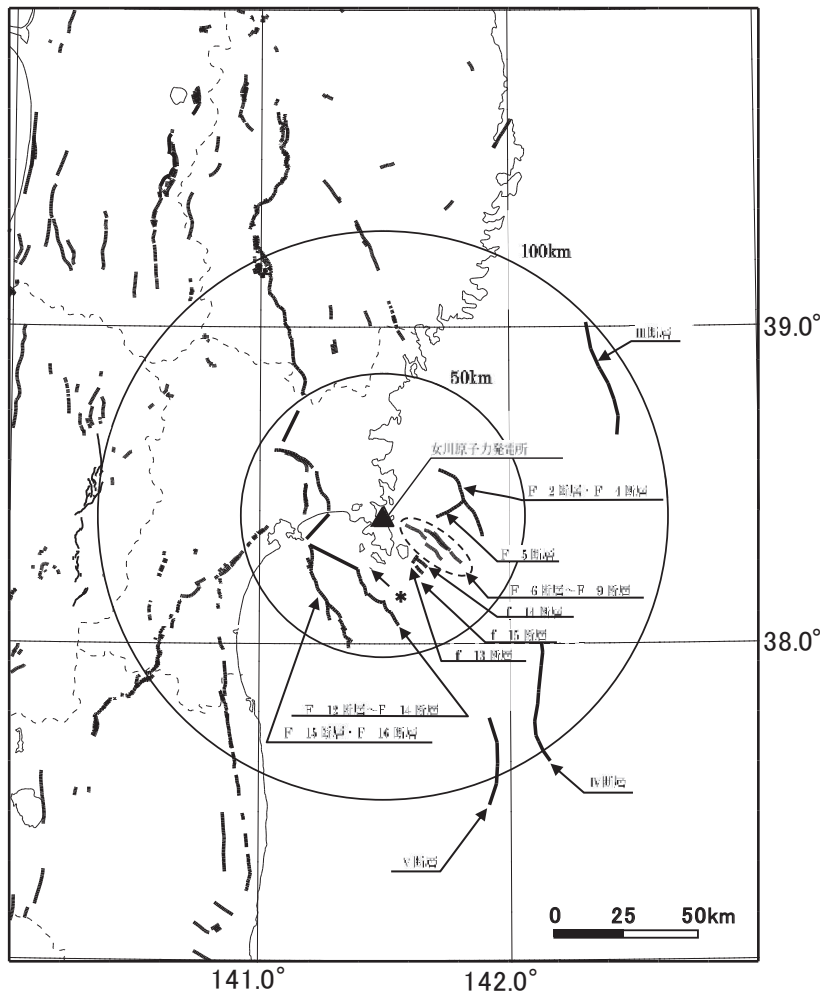


図 3 海洋プレート内地震の基準断層モデル



* : 一測線のみで認められる断層
 (活断層は、「3. 地盤」による。)

断層名	断層長さ L (km)	敷地からの 距離※ △ (km)	備考 (推定津波高さの検討)
F-2断層・F-4断層	約27.8	27.0	
F-5断層	約11.2	23.2	
F-6断層～F-9断層	約23.7	19.8	
F-12断層～F-14断層	約24.2	28.3	発電所と断層の位置関係 から検討対象外
F-15断層・F-16断層	約38.7	34.0	
f-13断層	約3.3	18.5	発電所と断層の位置関係 及び断層長さが長いF- 6断層～F-9断層で代 表させる。
f-14断層	約5.1	20.8	
f-15断層	約3.7	22.4	
III断層	約41	90.0	
IV断層	約43	86.2	
V断層	約31	93.4	発電所と断層の位置関係 及び断層長さが長いIV断 層で代表させる。

※断層中心から敷地までの平面距離

図 4 敷地周辺海域の活断層分布

4. 地震以外に起因する津波

敷地に影響を与える可能性がある地震以外を要因とする津波として、陸上及び海底での地すべり並びに斜面崩壊に起因する津波、火山現象に起因する津波を考慮している。

4.1 地すべり等に起因する津波

敷地周辺における陸上及び海底の地すべり、斜面崩壊に起因する津波については、文献調査及び海底地形判読調査による海底地すべり地形を抽出し、敷地への影響を評価している。

敷地周辺陸域の地すべりについて、歴史津波の記録はなく、海岸付近に大規模地すべり地形及び斜面崩壊地形は認められない。

敷地周辺海域の海底地すべりについて、歴史津波の記録はなく、明瞭な馬蹄形を呈する海底地すべり地形は認められない。

日本海溝付近の海底地すべりについて、海底地形判読調査等を踏まえて評価した結果、プレート間地震及び海洋プレート内地震に起因する津波を上回るものではないことを確認している。また、日本海溝付近における海山付近の海底地すべりについて、文献調査から大規模な海底地すべりは確認されないことから、敷地への影響は小さいと評価している。

なお、日本の領海外では、ハワイ付近に海底地すべりが認められることから、文献調査、海底地形判読調査等を踏まえて評価した結果、プレート間地震及び海洋プレート内地震に起因する津波を上回るものではないことを確認している。

4.2 火山現象に起因する津波

火山現象に起因する津波について、敷地周辺において歴史津波の記録はなく、敷地周辺及び敷地前面海域に敷地に影響を及ぼす津波の要因となる海底火山は認められないことから、敷地への影響は極めて小さいと評価している。

5. 津波発生要因の組合せの検討

地震に起因する津波及び地震以外に起因する津波の評価を踏まえ、津波発生要因の組み合わせについて検討している。

地震以外に起因する津波について敷地への影響は小さいこと及び東北地方太平洋沖型の地震に起因する津波の検討において、未知なる海底地すべりが存在する可能性を考慮した基準断層モデル（基準断層モデル③）を設定していることから、地震に起因する津波と地震以外に起因する津波の組み合わせの必要はないと評価している。

6. 基準津波

これまでの評価から、水位上昇側の評価において最も影響がある津波として、東北地方太平洋沖型の地震（基準断層モデル③）を選定し、基準津波（水位上昇側）と評価した（表 1(1)）。また、水位下降側の評価において最も影響がある津波として、東北地方太平洋沖型の地震（基準断層モデル②）を選定し、基準津波（水位下降側）と評価した（表 1(2)）。

基準津波の策定位置は、敷地前面海域の海底地形の特徴を踏まえ、施設からの反射波の影響が微小となるよう、敷地から沖合に約 10km 離れた位置（水深 100m）としている。基準津波策定位置における基準津波（水位上昇側）の最高水位は 0.P. +10.1m（最大水位上昇量 8.63m に朔望平均満潮位 0.P. +1.43m を考慮）、基準津波（水位下降側）の最低水位は 0.P. -3.5m（最大水位下降量 -3.30m に朔望平均干潮位 0.P. -0.14m を考慮）である。基準津波の策定位置を図 5 に、基準津波策定位置での時刻歴波形を図 6 に示す。

評価の結果、基準津波（水位上昇側）による敷地前面における最高水位は 0.P. +23.1m（最大水位上昇量 21.58m に朔望平均満潮位 0.P. +1.43m を考慮）、基準津波（水位下降側）による取水口前面における最低水位は 0.P. -10.6m（最大水位下降量 -10.38m に朔望平均干潮位 0.P. -0.14m を考慮）である。それらの結果を図 7 に示す。

表 1 (1) 最大水位変化

(地震に起因する津波，地震以外に起因する津波，地震と地震以外に起因する津波の組合せ)

水位上昇側（最大水位上昇量）

上段	最大水位上昇量，[]：地殻変動量（+：隆起，-：沈下）
下段	最大水位上昇量に地震に伴う沈下量を考慮した相対的な津波水位

(単位：m)

発生要因	種別	波源モデル	敷地	第1号機	第2号機	第3号機	第1号機	第2・3号機	
			前面	取水口 前面	取水口 前面	取水口 前面	放水口 前面	放水口 前面	
地震	プレート間地震	東北地方太平洋沖型の地震	基準断層モデル①	18.42	17.33	17.32	17.15	16.04	16.20
				[−0.58]	[−0.58]	[−0.58]	[−0.58]	[−0.58]	[−0.58]
			19.00	17.91	17.90	17.73	16.62	16.78	
		基準断層モデル②	18.86	17.03	17.40	17.55	15.50	15.34	
			[−0.77]	[−0.77]	[−0.77]	[−0.77]	[−0.77]	[−0.77]	
			19.63	17.80	18.17	18.32	16.27	16.11	
		基準断層モデル③	21.58	18.85	19.50	19.60	16.46	17.16	
			[−0.72]	[−0.72]	[−0.72]	[−0.72]	[−0.72]	[−0.72]	
		津波地震	22.30	19.57	20.22	20.32	17.18	17.88	
	21.82		17.21	17.61	17.20	14.39	15.01		
海洋プレート内地震	正断層型の地震	[+0.03]	[+0.03]	[+0.03]	[+0.03]	[+0.03]	[+0.03]		
		21.82	17.21	17.61	17.20	14.39	15.01		
海域の活断層による地殻内地震	F-6断層～F-9断層	22.05	12.92	16.45	15.12	14.26	12.74		
		[−0.03]	[±0.00]	[−0.02]	[−0.03]	[−0.04]	[−0.03]		
地震以外	地すべり及び斜面崩壊	1.2 (阿部(1989)の簡易予測式による推定津波高)							
	火山現象	発電所へ与える影響は極めて小さい							
地震と地震以外に起因する津波の組合せ		地震以外に起因する津波が発電所へ与える影響は極めて小さいとともに，未知なる海底地すべりが存在する可能性を考慮した東北地方太平洋沖型の地震(基準断層モデル③)を設定していることから，評価の必要はない。							

表 1 (2) 最大水位変化

(地震に起因する津波，地震以外に起因する津波，地震と地震以外に起因する津波の組合せ)

水位下降側（最大水位下降量）

上段	最大水位下降量，[]：地殻変動量（+：隆起，-：沈下）
下段	最大水位下降量に地震に伴う隆起量を考慮した相対的な津波水位

(単位：m)

発生要因	種別	波源モデル		第2号機取水口前面	
				最大水位下降量	貯留堰の天端高さ(0.P. -6.3m)を下回る継続時間(分)
地震	プレート間地震	東北地方太平洋沖型の地震	基準断層モデル①	-10.22 [-0.58] ----- -10.22	2.6
			基準断層モデル②	-10.38 [-0.77] ----- -10.38	2.6
			基準断層モデル③	-9.78 [-0.72] ----- -9.78	2.9
		津波地震	-9.17 [+0.03] ----- -9.20	1.9	
	海洋プレート内地震	正断層型の地震	-10.13 [±0.00] ----- -10.13	2.6	
	海域の活断層による地殻内地震	F-6断層～F-9断層	-1.2 (阿部(1989)の簡易予測式による推定津波高)		
地震以外	地すべり及び斜面崩壊		発電所へ与える影響は極めて小さい		
	火山現象		発電所へ与える影響は極めて小さい		
地震と地震以外に起因する津波の組合せ				地震以外に起因する津波が発電所へ与える影響は極めて小さいとともに、未知なる海底地すべりが存在する可能性を考慮した東北地方太平洋沖型の地震(基準断層モデル③)を設定していることから、評価の必要はない。	

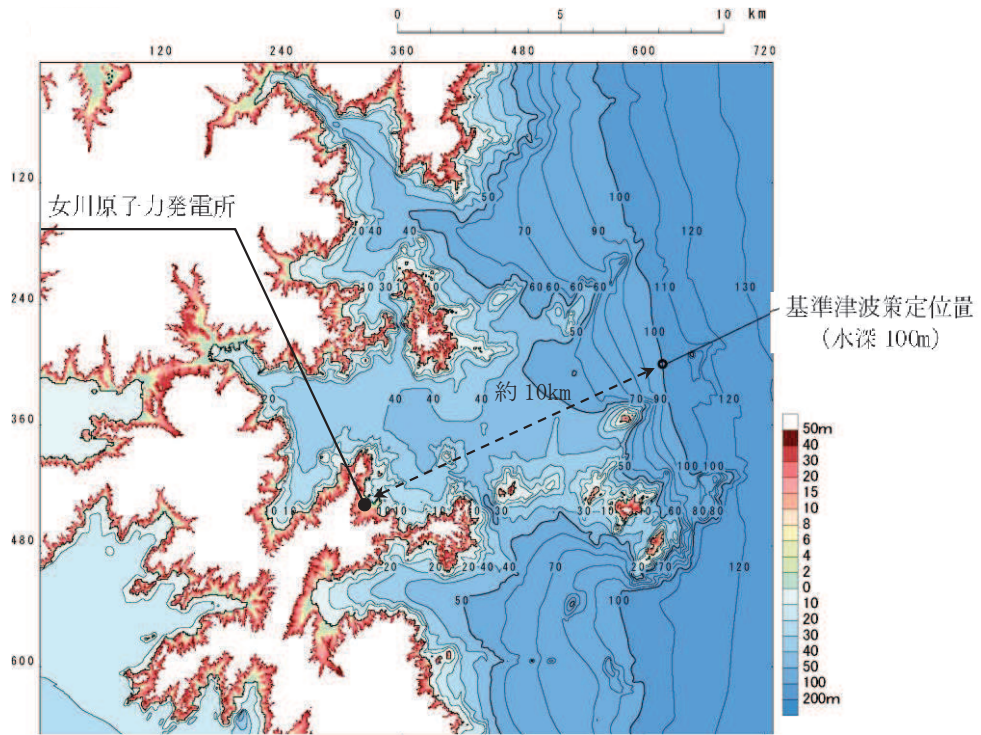


図 5 基準津波の策定位置

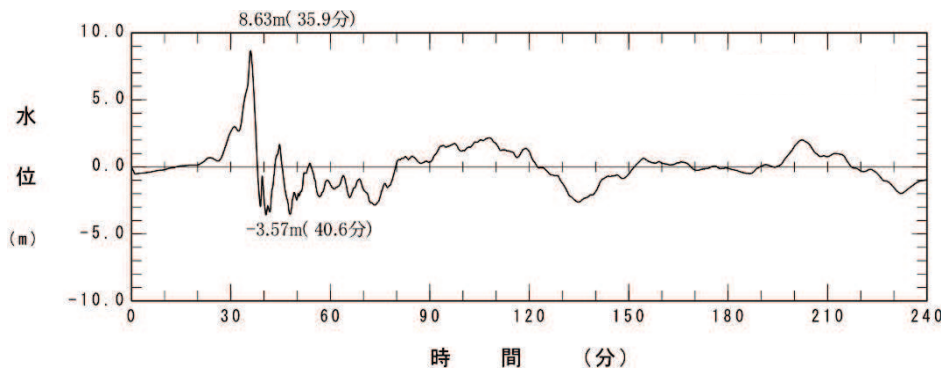


図 6(1) 基準津波 (水位上昇側) の時刻歴波形

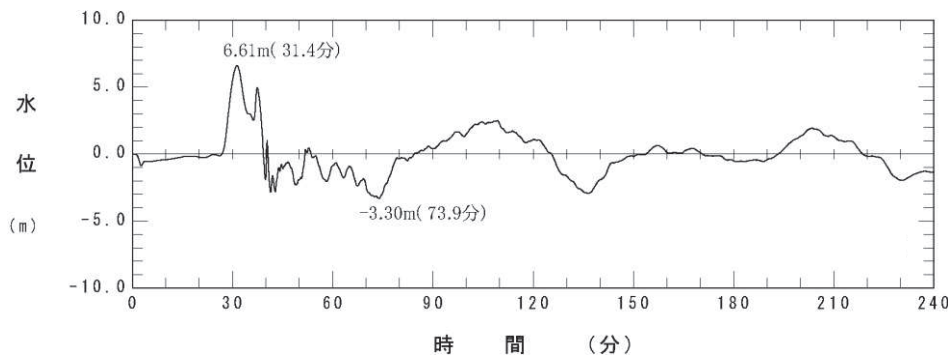


図 6(2) 基準津波 (水位下降側) の時刻歴波形

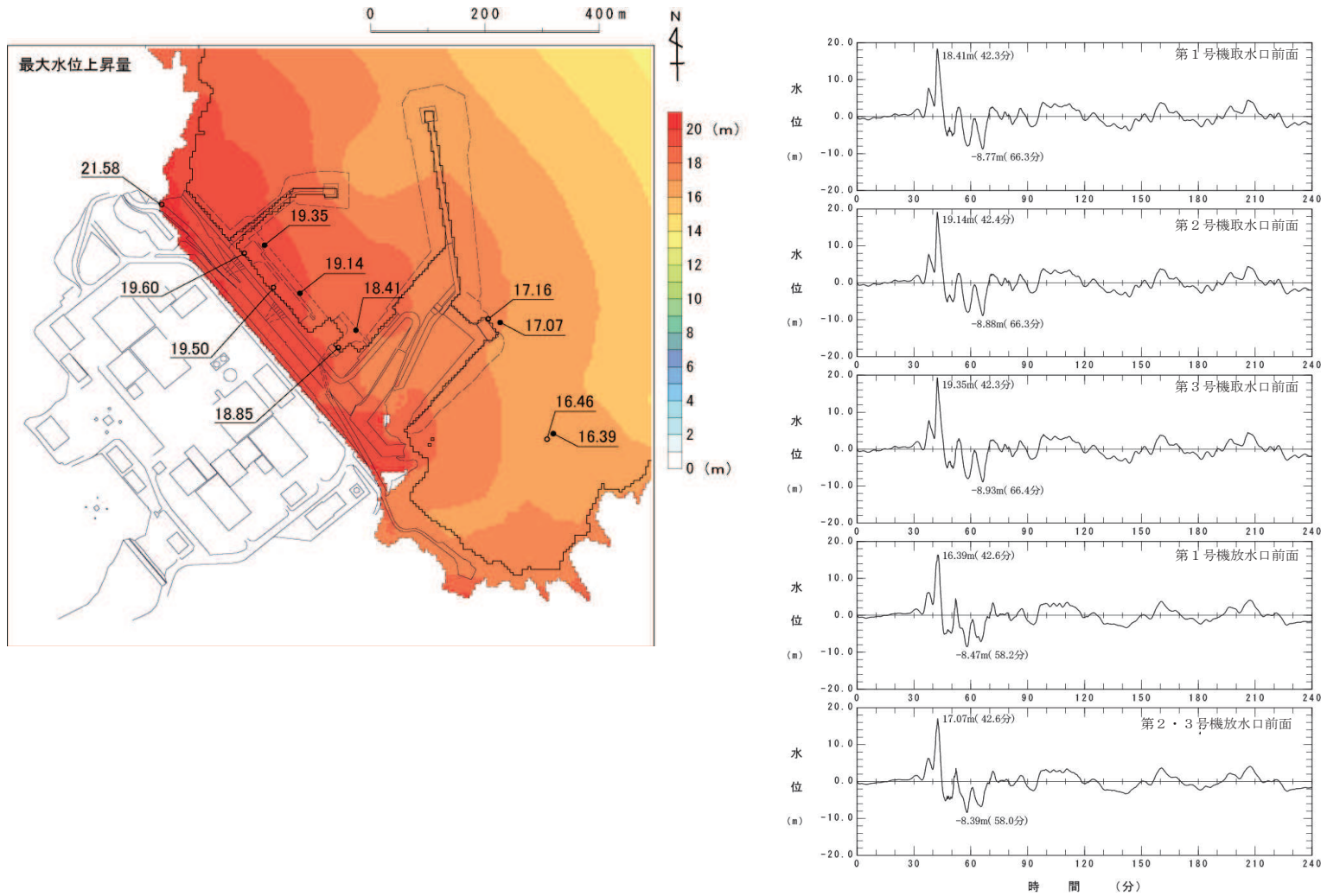


図 7 (1) 基準津波 (水位上昇側) の最大水位上昇量分布及び各取放水口前面における水位時刻歴波形

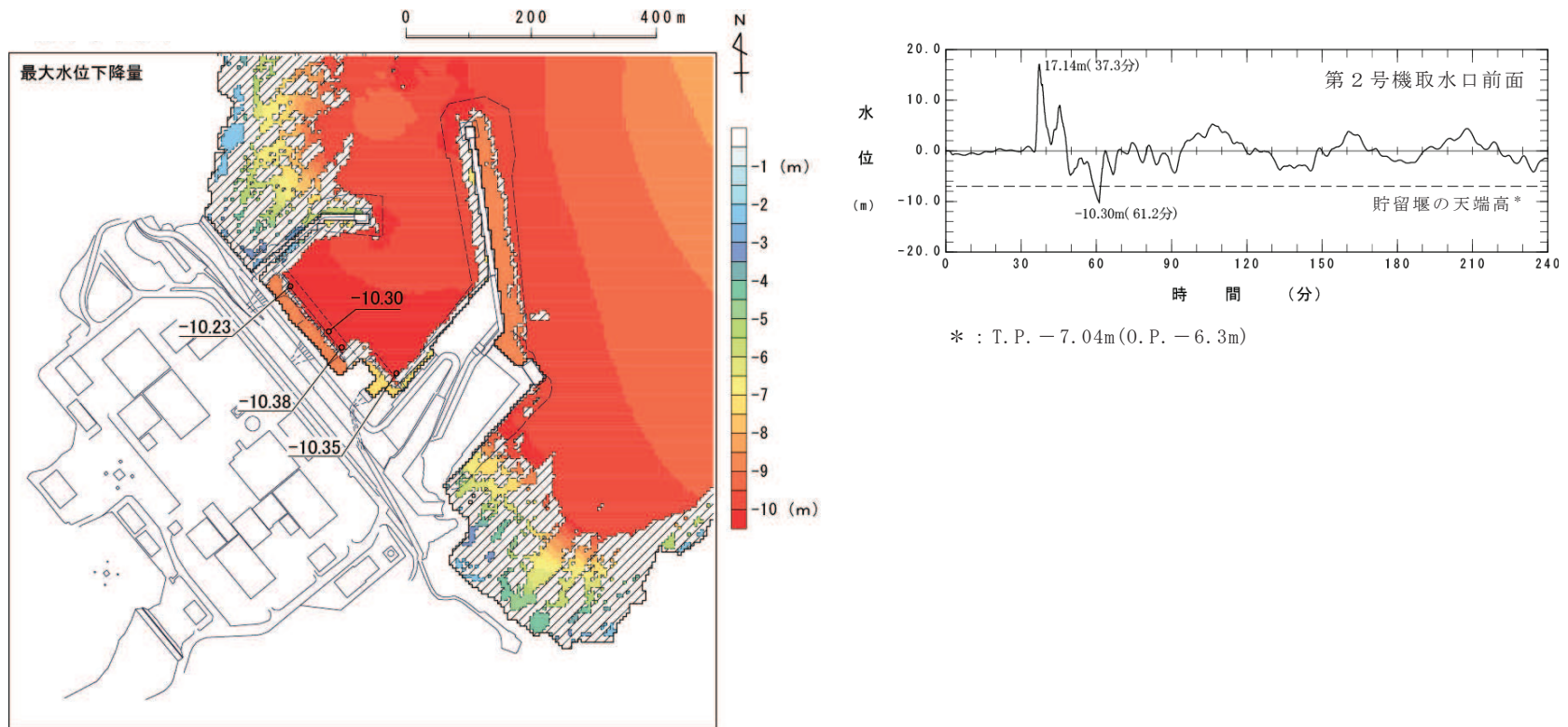


図 7 (2) 基準津波（水位下降側）の最大水位下降量分布及び取水口前面における水位時刻歴波形

VI-1-1-2-2-3 入力津波の設定

目次

1. 概要	1
2. 敷地の地形及び施設・設備並びに敷地周辺の人工構造物	1
2.1 敷地の地形及び施設・設備	1
2.2 敷地周辺の人工構造物	14
3. 基準津波による敷地周辺の遡上・浸水域	17
3.1 考慮事項	17
3.2 遡上解析モデル	17
3.3 敷地周辺の遡上・浸水域の評価	20
4. 入力津波の設定	27
4.1 考慮事項	28
4.2 遡上波による入力津波	30
4.3 経路からの津波による入力津波	34
5. 基準地震動 S_s との組合せで考慮する津波高さ	41
5.1 基準地震動 S_s の震源と津波の波源が同一の場合	41
5.2 基準地震動 S_s の震源と津波の波源が異なる場合	41

1. 概要

本添付書類は、入力津波の設定について説明するものである。

入力津波の設定においては、敷地及び敷地周辺における地形、施設・設備及び人工構造物等の位置等を把握し、遡上解析モデルを適切に設定した上で、遡上解析により、基準津波による敷地周辺の遡上・浸水域を評価する。

評価結果に基づき、各施設・設備の設計又は評価に用いる入力津波として、敷地への遡上に伴う入力津波（以下「遡上波」という。）と取水路・放水路等の経路からの流入に伴う入力津波（以下「経路からの津波」という。）を設定する。

また、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物の耐震計算において基準地震動 S_s との組合せで考慮する津波高さを評価する。

各施設の耐震性に関する評価については、添付書類「VI-2 耐震性に関する説明書」に示す。

2. 敷地の地形及び施設・設備並びに敷地周辺の人工構造物

2.1 敷地の地形及び施設・設備

女川原子力発電所の敷地は、牡鹿半島のほぼ中央東部に位置し、仙台市の東北東約 57 km の地点で、宮城県牡鹿郡女川町及び石巻市にまたがっている。敷地の地形は、三方を山に囲まれ北東側は女川湾に面しており、海岸線に直径を持つほぼ半円状の形状となっている。

敷地周辺の地形は、北上山地南端部、石巻平野及び丘陵地の 3 つに大きく区分され、敷地は北上山地南端部に位置している。北上山地南端部では、標高 500~300m の山頂が、北北西から南南東へ、次第に高度を減じながら連なって牡鹿半島に至っている。石巻平野は、北上川、迫川、江合川及び鳴瀬川によって開析された沖積低地であり、丘陵地は石巻平野西側の旭山付近から南北にのびる標高 50~100m の丘陵と、その北部の篁岳山（標高:236m）を中心とする丘陵が分布している。

敷地周辺の河川としては、敷地から北方約 17km に一級河川の北上川があり、追波湾に流入している。また、牡鹿半島には二級河川（後川、淀川及び湊川）及び準用河川（千鳥川、津持川、北ノ川及び中田川）があり、二級河川の後川は鮫ノ浦湾に、それ以外の河川は石巻湾側に流入している。

敷地は、主に、0. P. +2. 5m、0. P. +13. 8m 及び 0. P. +59m 以上の高さに分かれている。

設計基準対象施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画として、原子炉建屋、タービン建屋及び制御建屋は 0. P. +13. 8m の敷地に設置する。また、屋外には、0. P. +13. 8m の敷地に排気筒、海水ポンプ室補機ポンプエリア、軽油タンクエリア（軽油タンク、燃料移送ポンプ）及び復水貯蔵タンクを設置し、海水ポンプ室補機ポンプエリア、軽油タンクエリア及び復水貯蔵タンクから原子炉建屋に接続する配管を敷設する地下構造物や排気筒連絡ダクトは 0. P. +13. 8m の敷地の地下部に設置する。さらに、非常用取水設備として、0. P. +2. 5m の敷地の地下部に取水口及び貯留堰（津波防護施設を兼ねる。）、0. P. +2. 5m の敷地から 0. P. +13. 8m の敷地にかけての地下部に取水路、0. P. +13. 8m の敷地に海水ポンプ室を設置する。

津波防護施設として、女川湾に面した 0. P. +13. 8m の敷地面に天端高さ 0. P. +29. 0m の防潮堤

を設置する。また、海と接続する取水路、放水路からの敷地面への流入を防止するため、第2号機海水ポンプ室スクリーンエリア、第3号機海水ポンプ室スクリーンエリア、第2号機放水立坑及び第3号機放水立坑周りの敷地面（O.P.+13.8m）並びに第3号機海水熱交換器建屋取水立坑の天端（O.P.+14.0m）に防潮壁を設置し、O.P.+13.8mの敷地の地下部の第1号機取水路及び第1号機放水路には取放水路流路縮小工を設置する。

浸水防止設備として、第2号機補機冷却海水系放水路（O.P.+13.8m）の防潮壁横断部及び屋外排水路（O.P.+2.5m～O.P.+13.8m）の防潮堤横断部に逆流防止設備、第3号機海水熱交換器建屋補機ポンプエリア（O.P.+2.0m）から海水熱交換器建屋取水立坑へのアクセス用入口に水密扉、第3号機海水熱交換器建屋補機ポンプエリアの床開口部（O.P.+2.0m）、第2号機海水ポンプ室スクリーンエリアから原子炉機器冷却海水配管ダクトへのアクセス用入口（O.P.+14.0m）、第2号機海水ポンプ室防潮壁及び第3号機海水ポンプ室防潮壁区画内の揚水井戸（O.P.+14.0m）、第3号機補機冷却海水系放水ピットの開口部（O.P.+14.0m）に浸水防止蓋、第2号機海水ポンプ室補機ポンプエリア及び第3号機海水熱交換器建屋補機ポンプエリアの床開口部（O.P.+2.0m）に逆止弁付ファンネルを設置する。さらに、第2号機海水ポンプ室スクリーンエリア及び第2号機放水立坑エリアの防潮壁下部貫通部、第3号機海水ポンプ室スクリーンエリア及び第3号機放水立坑エリアの防潮壁下部貫通部、第3号機補機冷却海水系放水ピット浸水防止蓋貫通部に止水処置を実施する。

津波監視設備として、原子炉建屋屋上 O.P.+49.5m 及び防潮堤北側エリア O.P.+29.0m に津波監視カメラ、海水ポンプ室補機ポンプエリア O.P.+2.0m に取水ピット水位計を設置する。

敷地内のうち防潮堤外側の遡上域の建物・構築物等としては、O.P.+2.5m の敷地上に放水口モニタ建屋、屋外電動機等点検建屋等を設置する。

女川原子力発電所の敷地及び敷地周辺の地形、標高、河川を図 2-1 に、発電所全景を図 2-2 に、敷地の特性に応じた津波防護の概要を図 2-3 に、流入対策の概要を図 2-4 に示す。

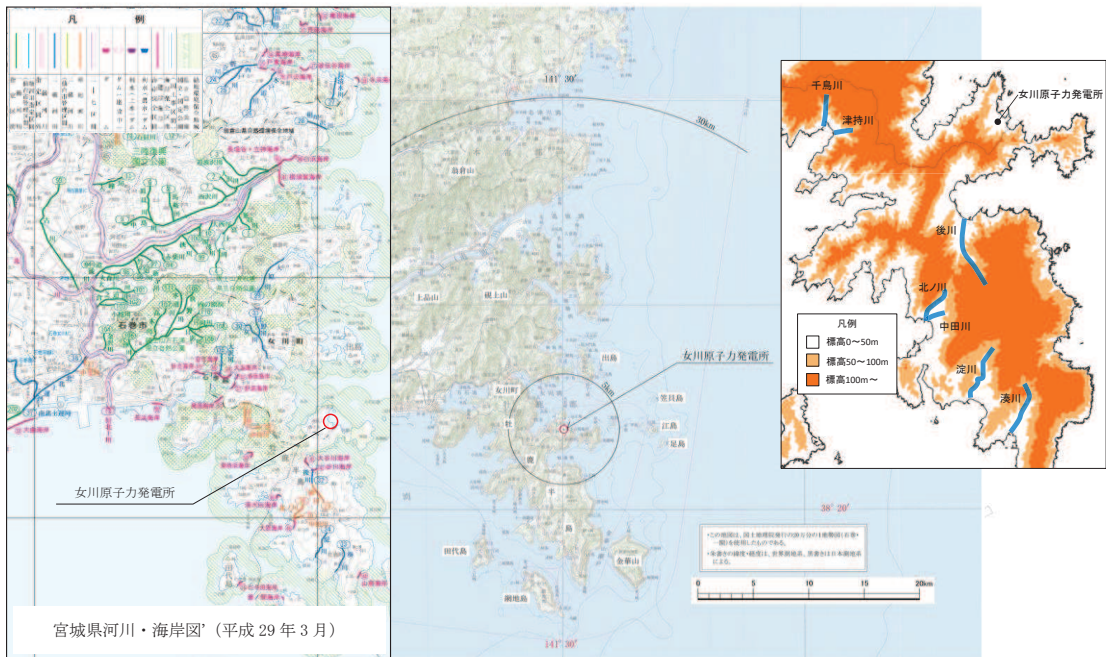


図 2-1 女川原子力発電所の位置



図 2-2 女川原子力発電所の全景

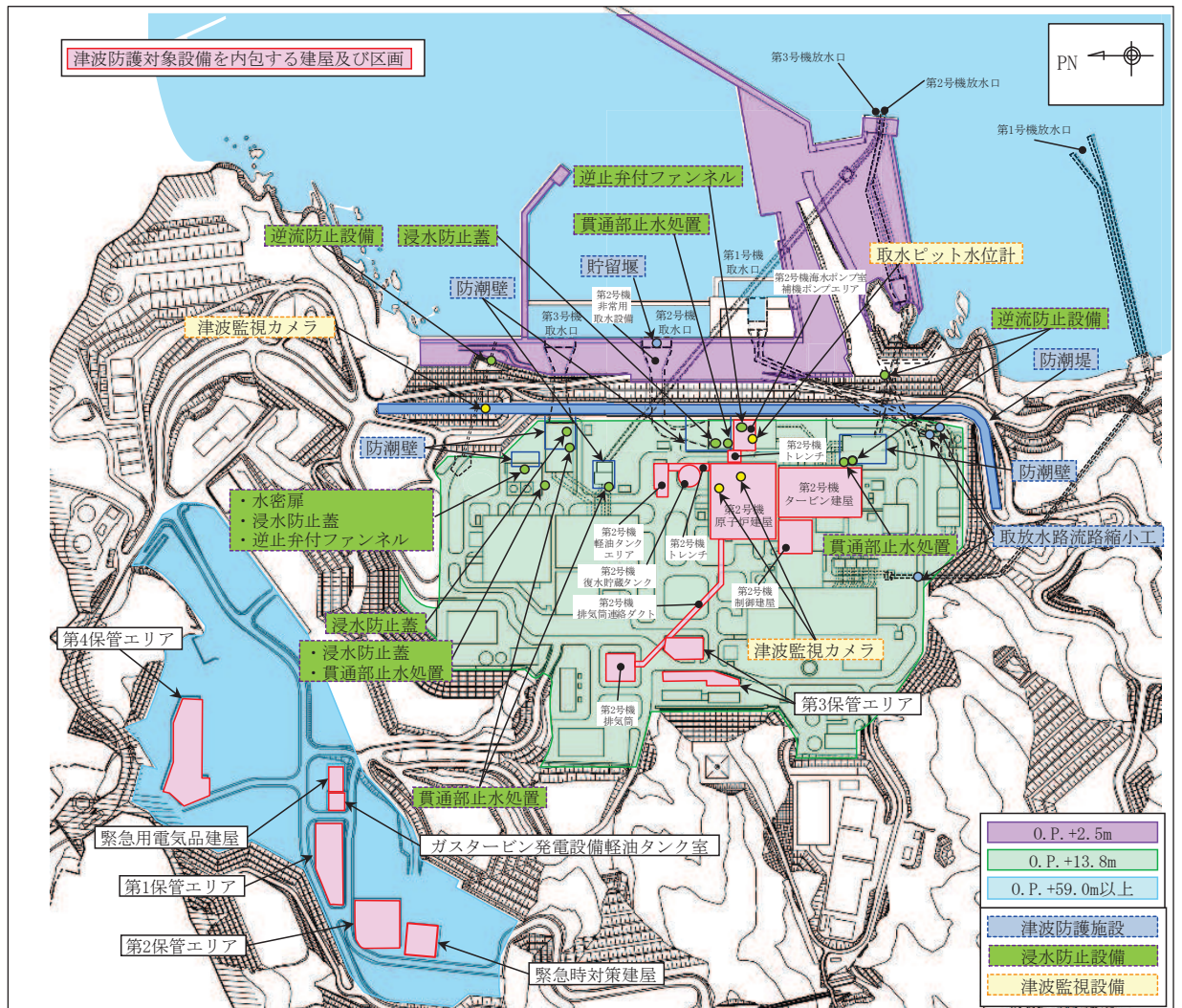


図 2-3 敷地の特性に応じた津波防護の概要



図 2-4 (1) 第 2 号機 海水ポンプ室 流入対策配置図 (平面図)

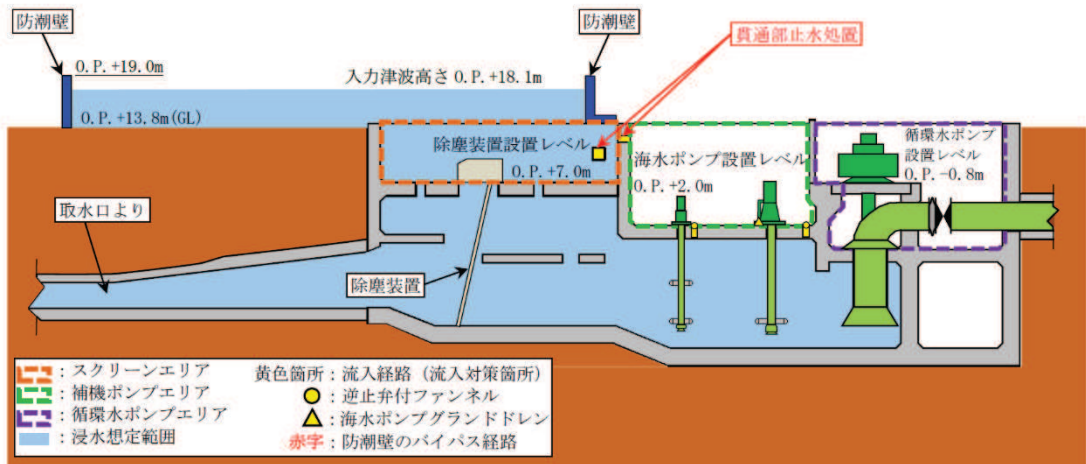


図 2-4 (2) 第 2 号機 海水ポンプ室 流入対策配置図 (A-A 断面図)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

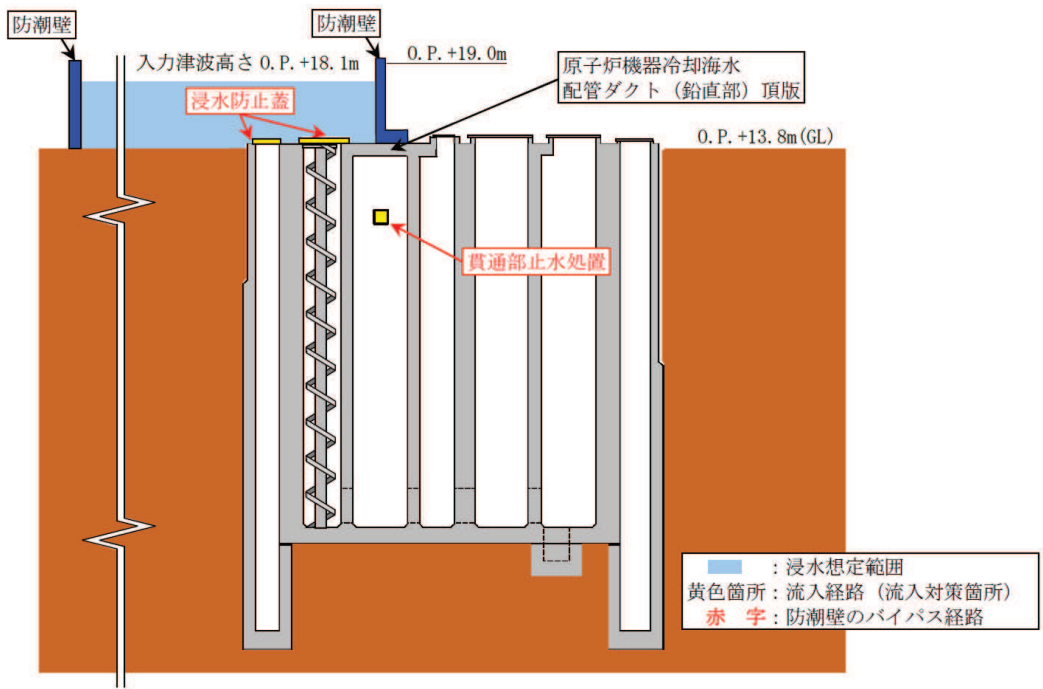


図 2-4 (3) 第 2 号機 海水ポンプ室 流入対策配置図 (B-B 断面図)



図 2-4 (4) 第 1 号機 海水ポンプ室 流入対策配置図 (平面図)

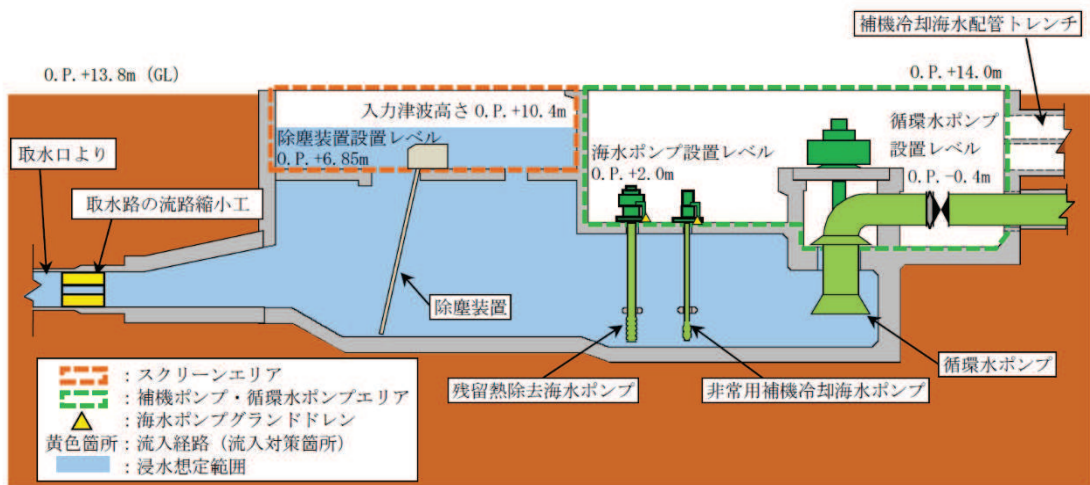


図 2-4 (5) 第 1 号機 海水ポンプ室 流入対策配置図 (A-A 断面図)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

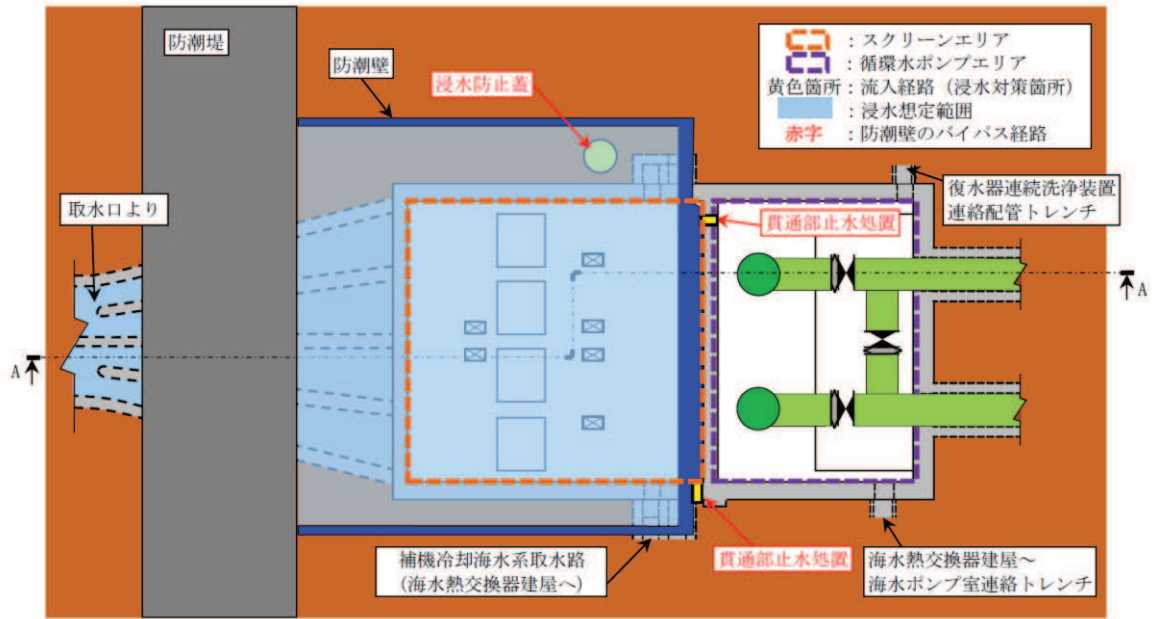


図 2-4 (6) 第 3 号機 海水ポンプ室 流入対策配置図 (平面図)

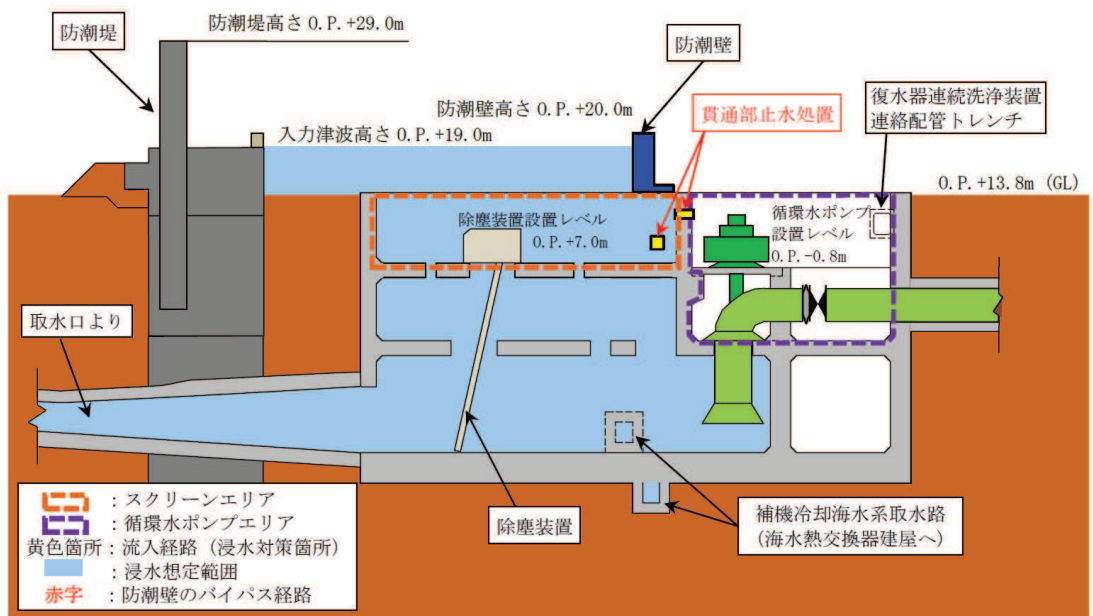


図 2-4 (7) 第 3 号機 海水ポンプ室 流入対策配置図 (A-A 断面図)

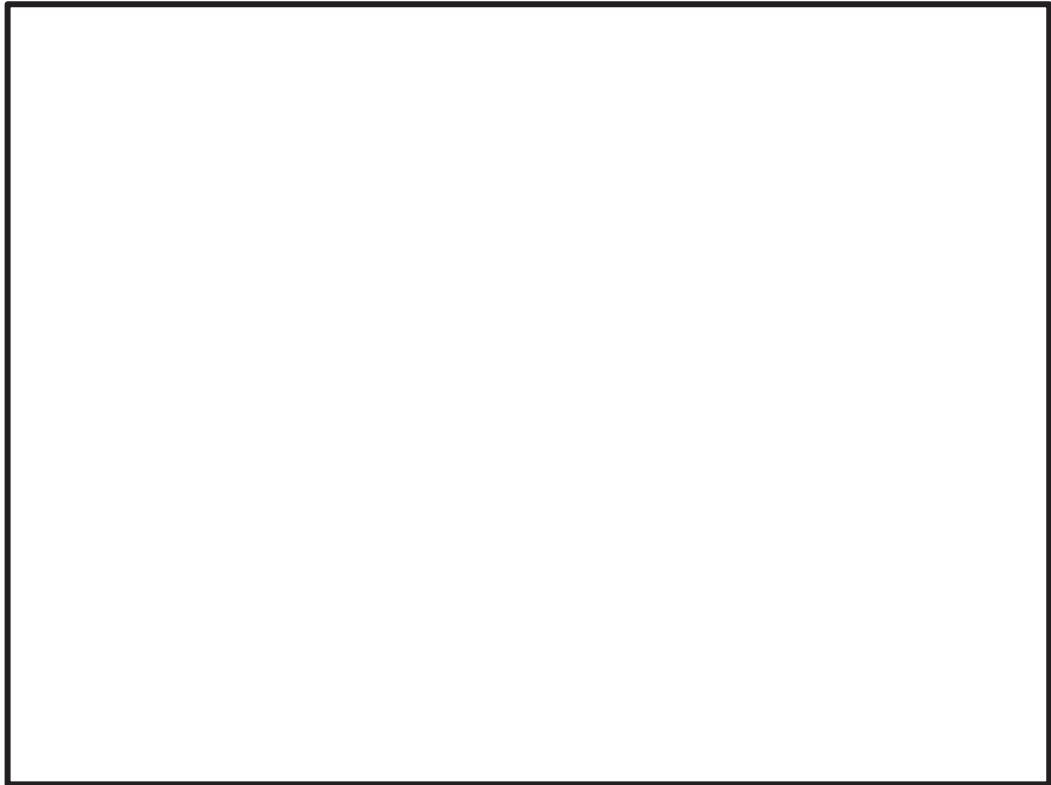


図 2-4 (8) 第 3 号機 海水熱交換器建屋 流入対策配置図 (平面図)

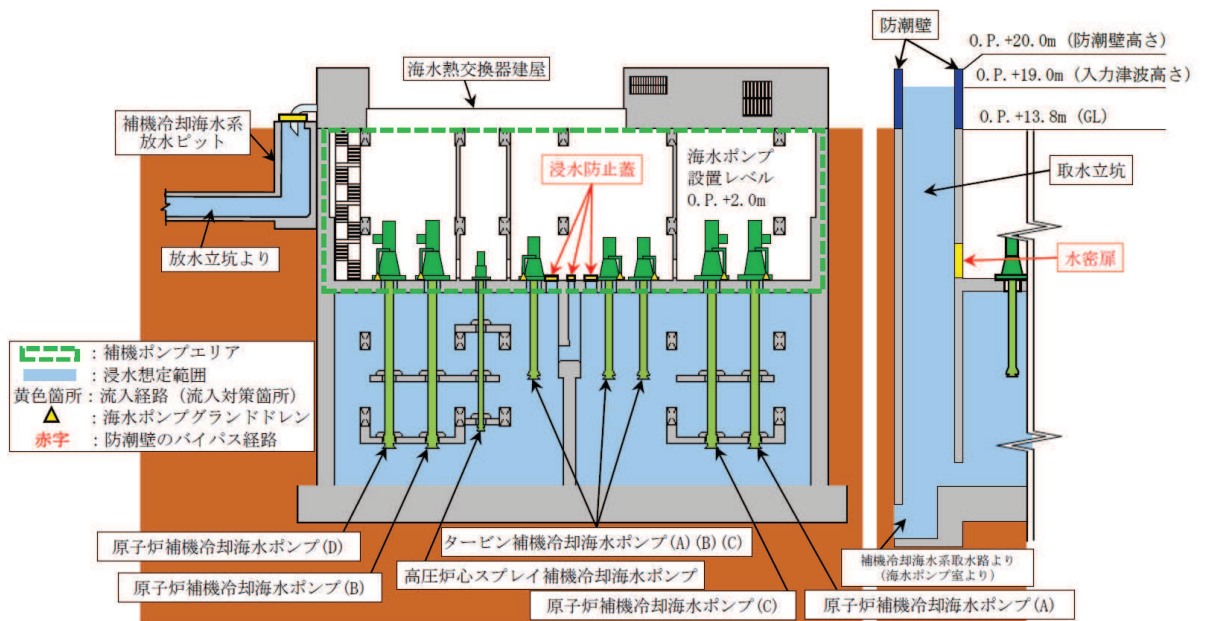


図 2-4 (9) 第 3 号機 海水熱交換器建屋 流入対策配置図
(左:A-A 断面図 右: B-B 断面図)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

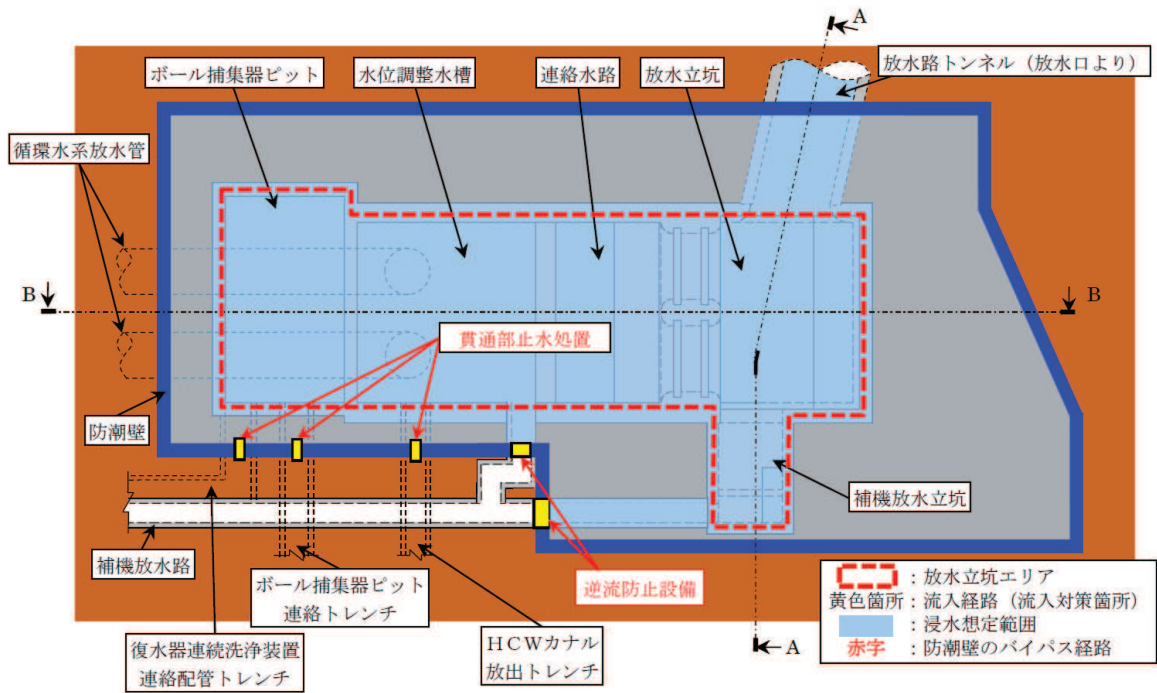


図 2-4 (10) 第 2 号機 放水立坑 流入対策配置図 (平面図)

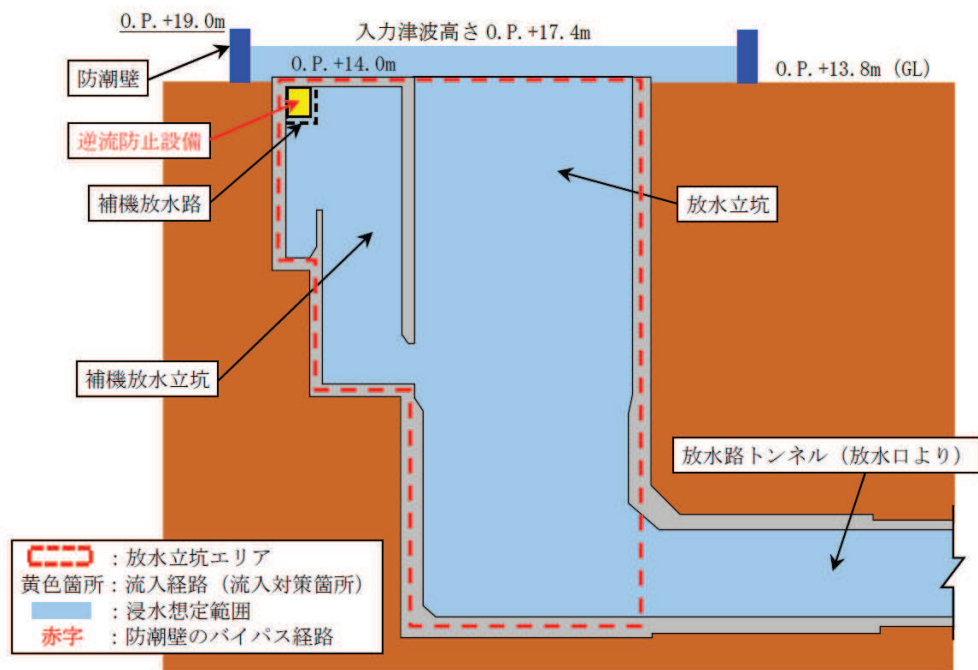


図 2-4 (11) 第 2 号機 放水立坑 流入対策配置図 (A-A 断面図)

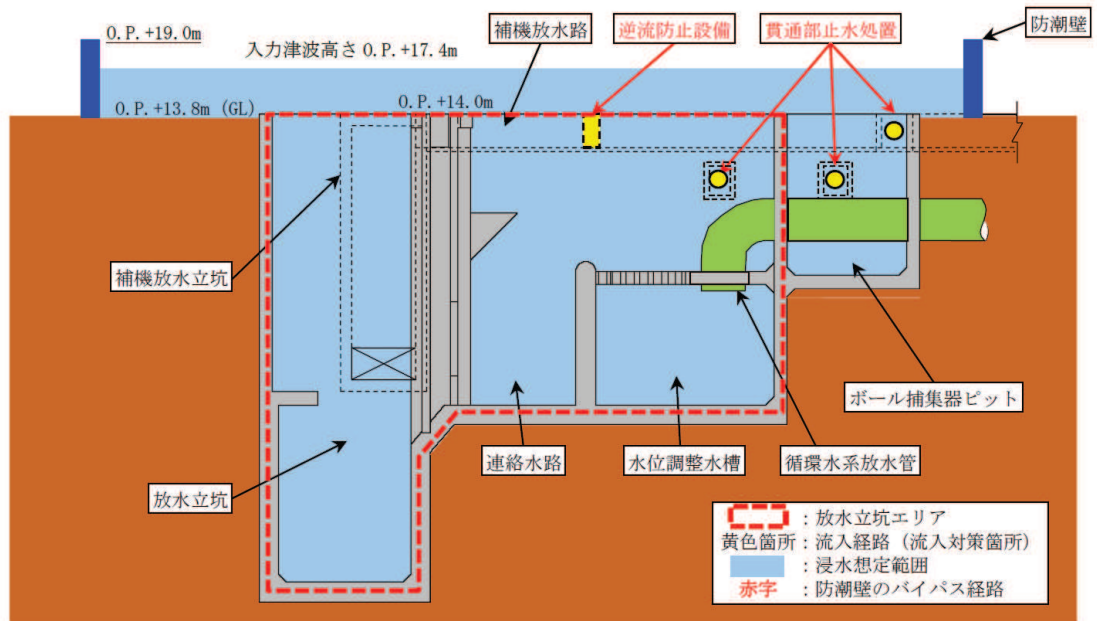


図 2-4 (12) 第 2 号機 放水立坑 流入対策配置図 (B-B 断面図)

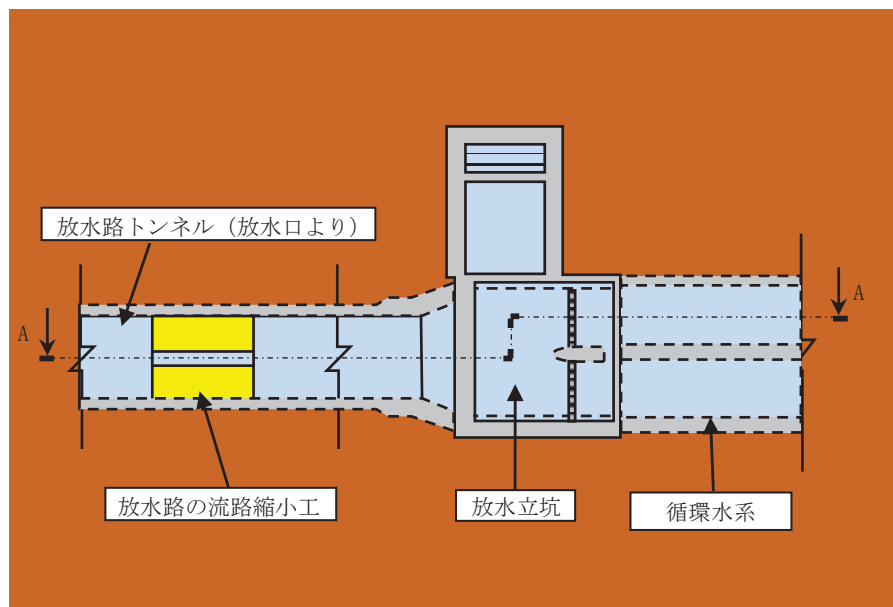


図 2-4 (13) 第 1 号機 放水立坑 流入対策配置図 (平面図)

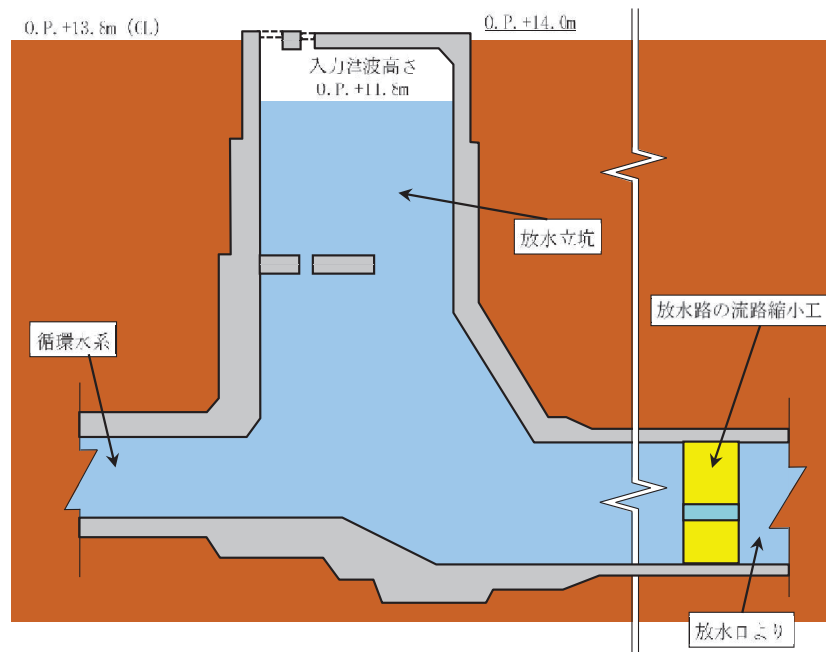


図 2-4 (14) 第 1 号機 放水立坑 流入対策配置図 (A-A 断面図)

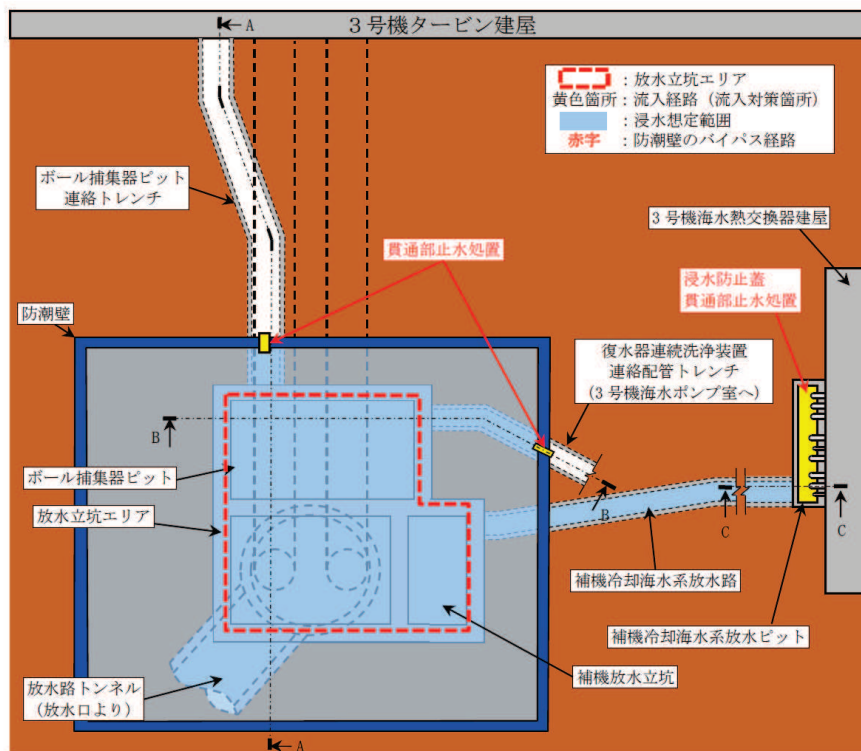


図 2-4 (15) 第 3 号機 放水立坑 流入対策配置図 (平面図)

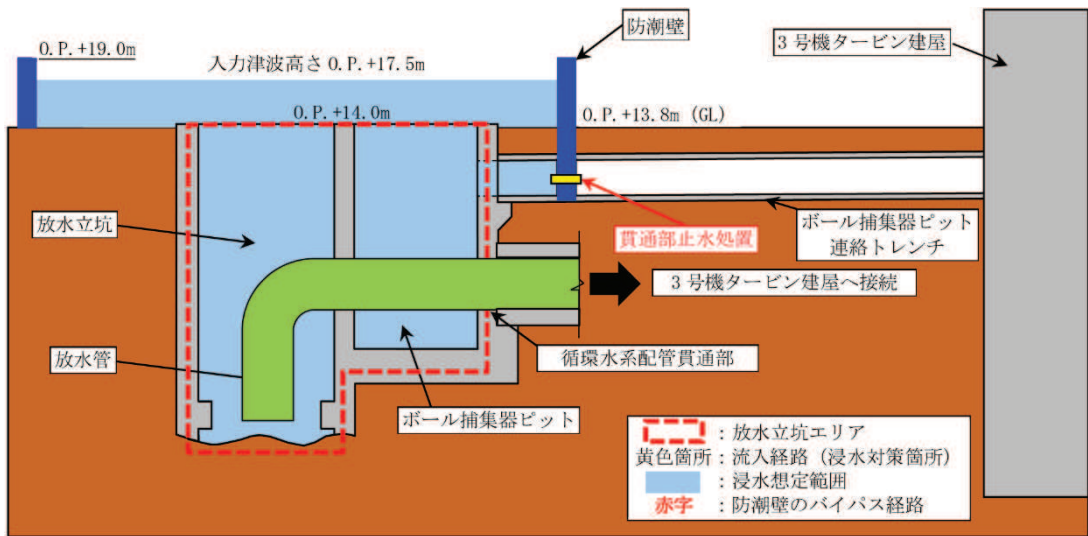


図 2-4 (16) 第 3 号機 放水立坑 流入対策配置図 (A-A 断面図)

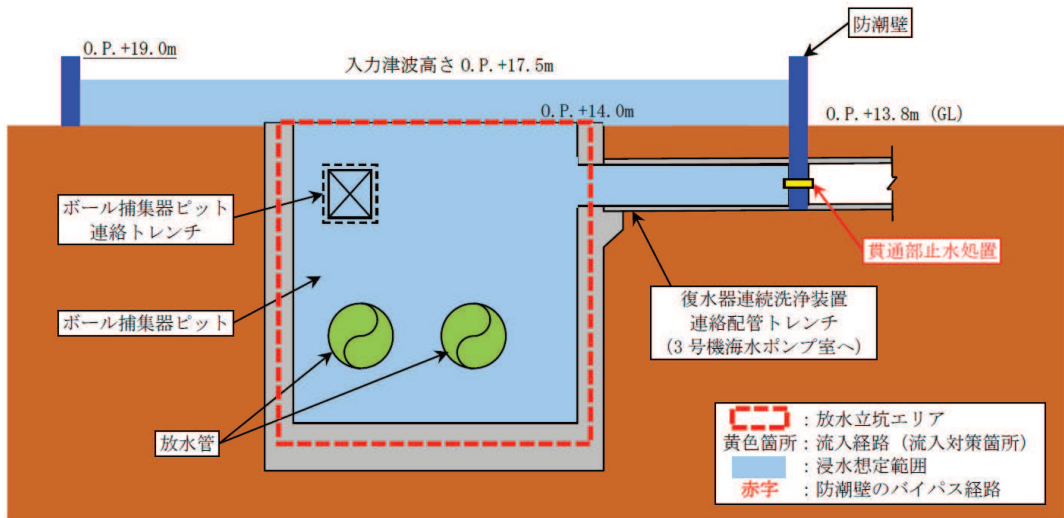


図 2-4 (17) 第 3 号機 放水立坑 流入対策配置図 (B-B 断面図)

2.2 敷地周辺の人工構造物

発電所構内の港湾施設としては、防波堤を設置しており、その内側には物揚岸壁（3,000 重量トン級）を設けている。敷地周辺の港湾としては、発電所から北西約 7km の位置に女川港があり、3,000 重量トン級岸壁が設けられ、防波堤が設置されている。また、女川湾には女川港（石浜、高白浜、横浦及び大石原浜を含む。）の他に 8 つの漁港（寺間、竹浦、桐ヶ崎、小乗浜、野々浜、飯子浜、塚浜及び小屋取）が点在する。発電所に最も近い漁港（北約 1km の位置）は小屋取漁港であり、同漁港には防波堤が整備され、小型漁船や船外機船等の係留船舶が約 20 隻停泊している。

また、発電所が面する女川湾では、カキやホタテ・ホヤなどの養殖漁業が営まれており、養殖筏等の海上設置物が認められる。

このほかに津波漂流物等の観点から、発電所へ最も影響があると考えられる小屋取地区には、民家、漁具、配電柱等がある。

発電所近傍の海上には、発電所沖合約 2km に女川～金華山、女川～江ノ島の定期航路があり、発電所沖合約 12km では仙台～苫小牧間のフェリーが運航されている。

敷地周辺の港湾施設及び漁港の位置を図 2-5 に、発電所周辺の海上交通定期船航路を図 2-6 に示す。

漂流物の評価については、添付書類「VI-1-1-2-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価」に示す。

なお、2011 年東北地方太平洋沖地震に伴い被災した地域では、防波堤・防潮堤の建設や住宅の高台移転等を目的とした造成による復旧・改修工事が計画されており、発電所の位置する宮城県では、ほぼ全ての計画箇所です工事が進められている。図 2-7 に宮城県における防潮堤の建設計画を示す。

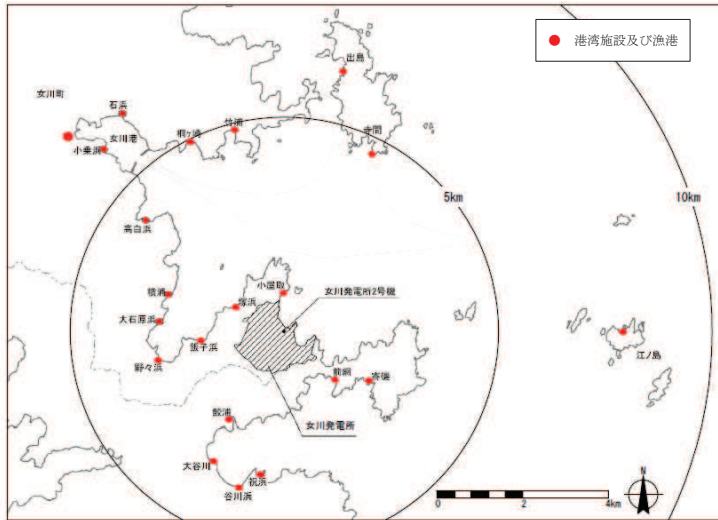


図 2-5 女川原子力発電所敷地付近地図（港湾施設及び漁港の位置）

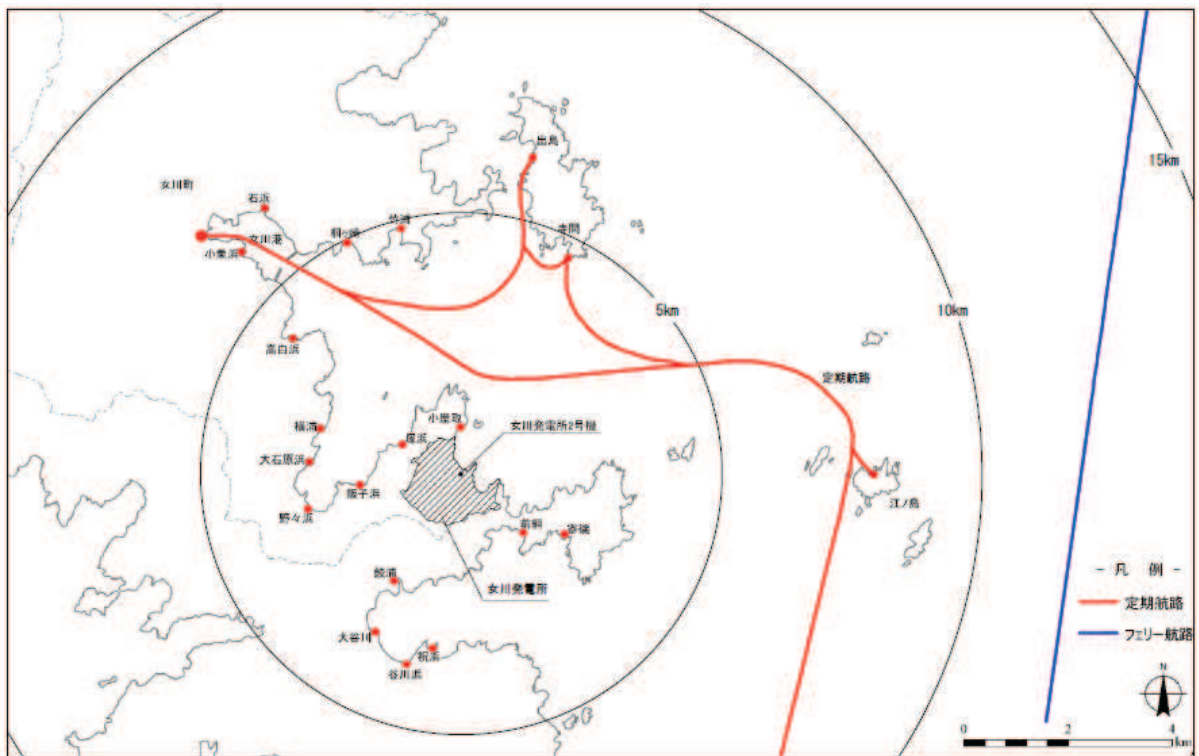


図 2-6 女川原子力発電所周辺の海上交通定期船航路：国土地理院数値地図より

宮城県における防潮堤災害復旧・復興の進捗状況

宮城県では、復旧・復興事業を実施するほぼ全ての箇所で着手済み、約6割の213箇所で完成済み。



海岸堤防(防潮堤)の復旧・復興状況について (R2年2月末)

区分	事業者	復旧・復興計画		工事着手済		工事着手率(%)		完了	
		箇所数	延長km	箇所数	延長km	箇所	延長	箇所数	延長km
農地海岸	国・県	98	26.2	98	26.2	100%	100%	89	25.6
漁港海岸	国・県・市・町	145	83.3	143	82.1	99%	99%	45	21.7
建設海岸	国・県	66	62.0	66	62.0	100%	100%	47	50.2
港湾海岸	県	37	54.3	37	54.3	100%	100%	16	10.8
治山	国・県	23	13.5	23	13.5	100%	100%	16	9.8
合計		369	239.3	367	238.1	99%	99%	213	118.1

・表中の工事着手済、工事着手率及び完了の黒字アンダーラインは、前回(R1.11月末)時点からの変更になります。

凡例

- 青線 工事着手区間
- 黄線 未着手区間
- 赤線 工事完成区間



環境・景観等に配慮した防潮堤の整備(中島海岸)

気仙沼市本吉町に位置する中島海岸は、東日本大震災により発生した津波等の影響により、防潮堤等の施設が大きな被害を受けました。施設の復旧に当たっては、比較的頻度の高い(数十年から百数十年に一度)津波に対する高さ(T.P+14.7m)で防潮堤の整備を行い、平成30年5月に防潮堤部分が完成しました。

中島海岸では、現在、環境や景観等に配慮するため、専門家から樹種の選定や植栽方法についてご意見をいただきながら、防潮堤の緑化整備を進めています。

中島海岸(緑化整備に関する検討会)

図 2-7 海岸線における防潮堤建設計画(令和2年2月末)(宮城県(2020))

3. 基準津波による敷地周辺の遡上・浸水域

3.1 考慮事項

遡上解析に当たっては、遡上及び流下経路上の地盤並びにその周辺の地盤について、地震に伴う液状化、流動化又はすべりによる標高変化を考慮した数値シミュレーションを実施し、遡上波の敷地への到達（回り込みによるものを含む。）の可能性について確認する。なお、敷地の周辺斜面が、遡上波の敷地への到達に対して障壁となっている箇所はない。

また、敷地周辺の河川としては、敷地から北方約 17km に一級河川の北上川があるが、追波湾に流入しており、発電所とは山地で隔てられている。北上川よりも近い範囲には二級河川（後川、淀川及び湊川）及び準用河川（千鳥川、津持川、北ノ川及び中田川）があるが、二級河川の後川は鮫ノ浦湾に、それ以外の河川は石巻湾側に流入しており、いずれの河川も発電所とは標高 100m 以上の山地で隔てられている。これらの状況から、敷地への遡上波に影響することはない。

遡上波の敷地への到達の可能性に係る検討に当たっては、基準地震動 S_s に伴い地形変化及び標高変化が生じる可能性を踏まえ、数値シミュレーションへの影響を確認するため、数値シミュレーションの条件として沈下なしの条件に加えて、盛土及び旧表土に対して揺すり込み及び液状化に伴い地盤を沈下させた条件についても考慮する。また、発電所の港湾施設である防波堤については、基準地震動 S_s による損傷が津波の遡上に影響を及ぼす可能性があるため、その防波堤の損傷の有無を数値シミュレーションの条件として考慮する。この上で、これらの条件及び条件の組合せを考慮した数値シミュレーションを実施し、遡上域や津波水位を保守的に設定する。

初期潮位は、T.P. $\pm 0.0\text{m}$ (O.P. $+0.74\text{m}$) とする。朔望平均満潮位 (O.P. $+1.43\text{m}$)、潮位のばらつき (0.16m) 及び東北地方太平洋沖型の地震による広域的な地殻変動量 (0.72m) は、数値シミュレーションによる津波水位に加えることで考慮する。

津波による洗掘については、防潮堤のセメント改良土及び背面補強工により洗掘に対する抵抗性がある設計とする。

3.2 遡上解析モデル

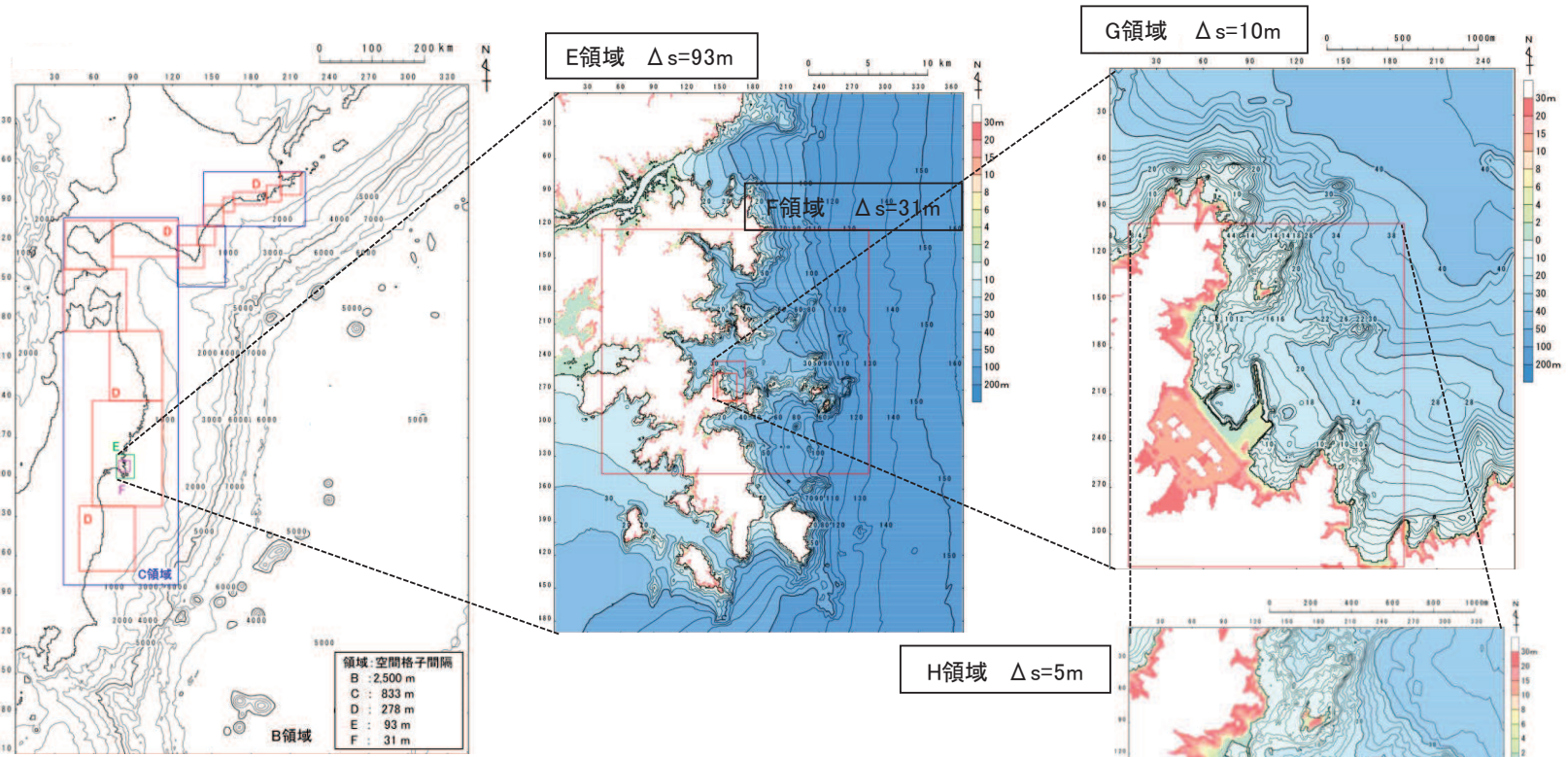
基準津波による敷地周辺の遡上・浸水域の評価に当たっては、遡上解析に影響を及ぼす斜面や道路等の地形とその標高及び伝播経路上の人工構造物の設置状況を考慮し、遡上域の格子サイズ（最小 5m）に合わせた形状にモデル化する。なお、標高のモデル化について、2011 年東北地方太平洋沖地震以前のデータを使用する場合には、広域的な地殻変動による約 1m の沈降を考慮する。

敷地沿岸域及び海底地形は、海域では一般財団法人日本水路協会による海底地形デジタルデータ（2006）（2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う広域的な地殻変動による約 1m の沈降を考慮）、平成 23 年 5 月に実施した深浅測量等による地形データを使用し、陸域では、2011 年東北地方太平洋沖地震後に整備された国土地理院の DEM データ等による地形データを使用する。

また、取水路、放水路等の諸元及び敷地標高については、発電所の竣工図等（2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う広域的な地殻変動による約 1m の沈降を考慮）を使用する。

伝播経路上の人工構造物については、図面を基に数値シミュレーション上影響を及ぼす構造物を考慮し、遡上・伝播経路の状態に応じた解析モデル、解析条件が適切に設定された遡上域のモデルを作成する。

図 3-1 に遡上解析モデルを示す。



計算領域とその水深及び格子分割

【3.11地震に伴う地殻変動量の考慮】

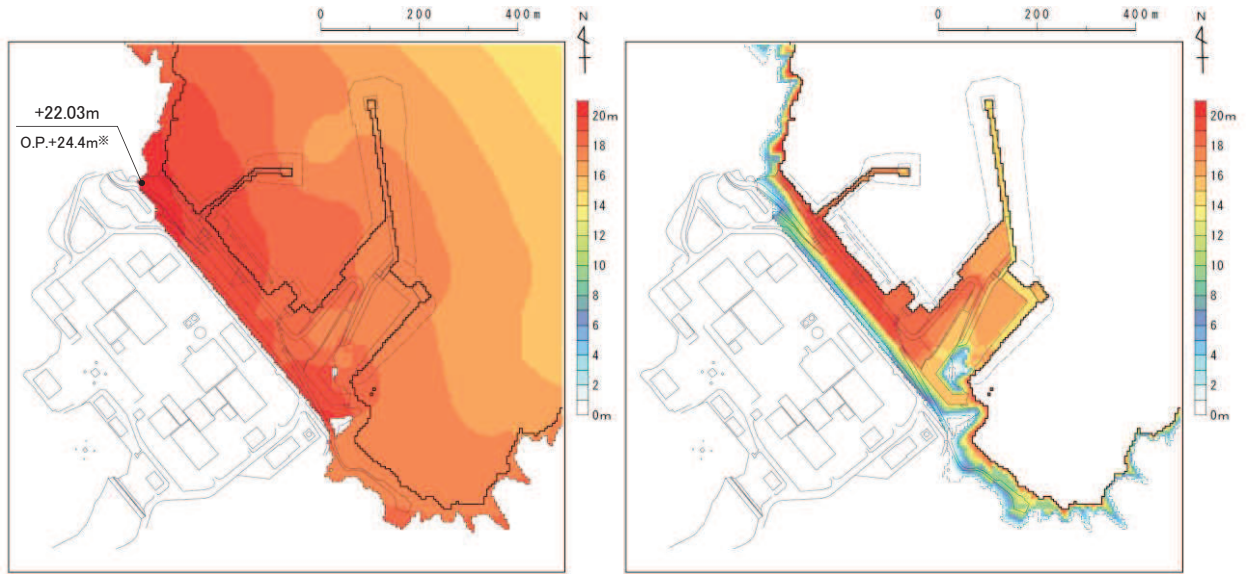
	E領域	F領域	G領域	H領域
陸域	地震後に整備された国土地理院5mDEMデータ			
海域		日本水路協会M7000データ(2006)を一律1.1m※沈下させた。 ※:F領域全体をカバーする平均的な沈下量		東北電力深浅測量データ(H23.5測量)

図 3-1 遡上解析モデル

3.3 敷地周辺の遡上・浸水域の評価

基準津波による遡上解析結果のうち、図 3-2 に最大水位上昇量分布及び最大浸水深分布を、図 3-3 に流速ベクトル分布を示す。

防潮堤等の津波防護施設がない場合は、敷地の大部分が遡上域となる。このため、津波防護施設である防潮堤を設置し、設計基準対象施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地に地上部から津波が到達、流入しない設計とする。防潮堤前面においては、「防波堤あり、基準地震動 S_s による地盤沈下あり」の組合せの第一波で最高水位となり、その津波水位は O.P. +24.4m となる。また、最高水位となる津波第一波の来襲時の流速は、第 1 号機取水口の東側付近で最大 12.79m/s となる。図 3-4 に最大流速分布を示す。

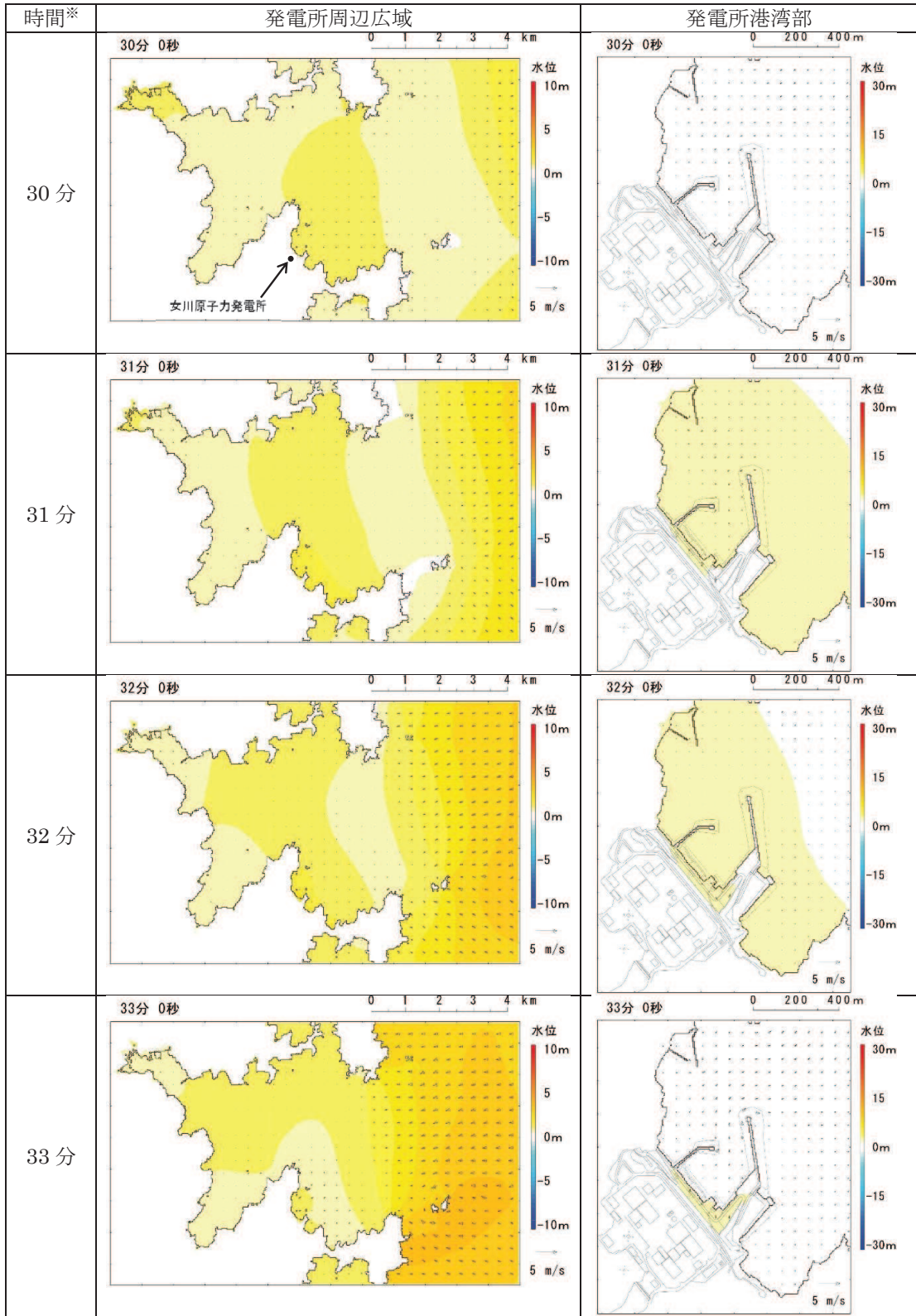


※朔望平均満潮位（O.P.+1.43m），潮位のばらつき（0.16m）及び地殻変動量（0.72m 沈降）を考慮した水位。

（最大水位上昇量分布）

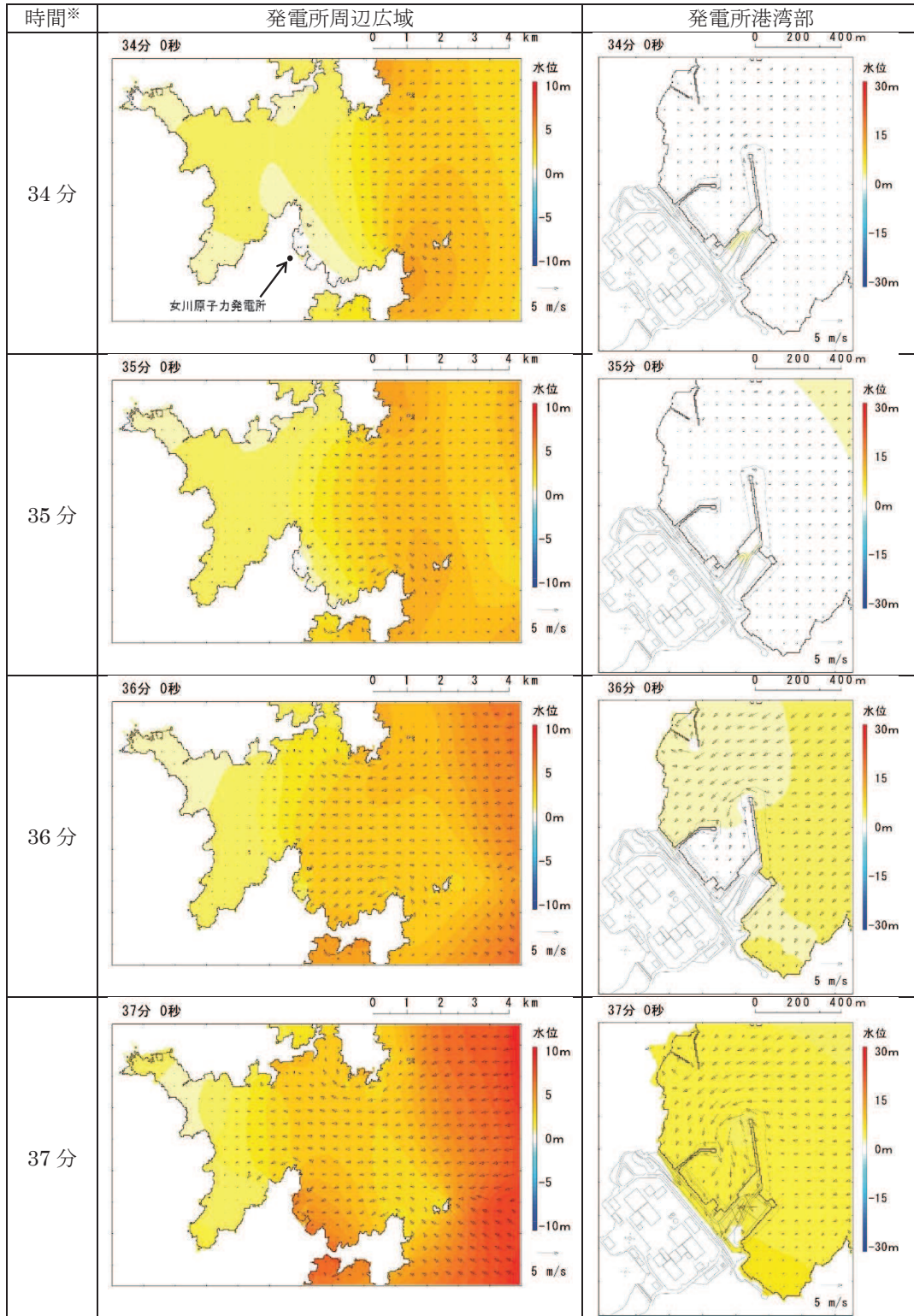
（最大浸水深分布）

図 3-2 基準津波による最大水位上昇量分布及び最大浸水深分布
（防波堤あり，基準地震動 S_s による地盤沈下あり）



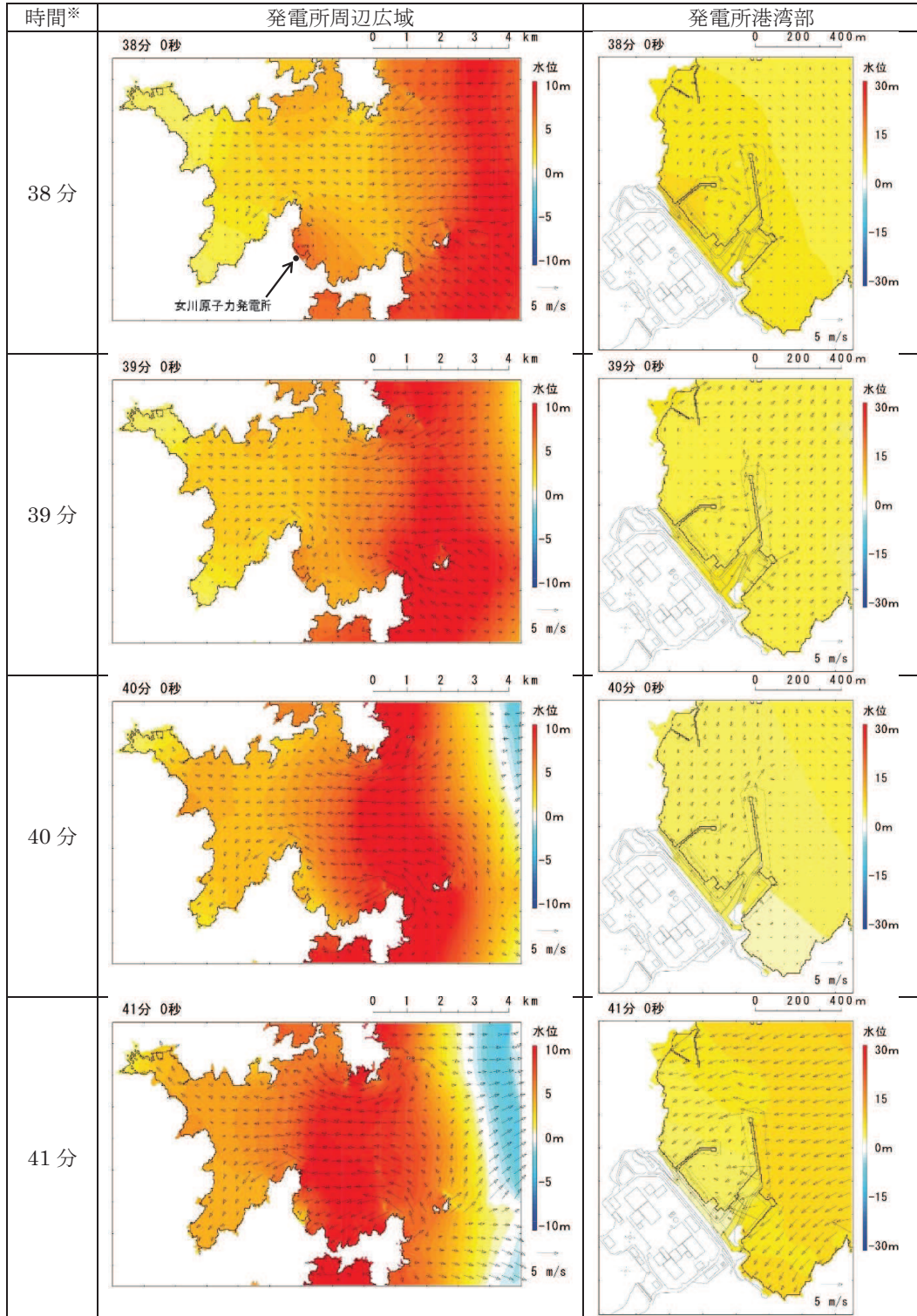
※ 津波の原因となる地震発生後の経過時間

図 3-3(1) 基準津波による遡上解析結果 (流速ベクトル分布) (防波堤あり) (1/4)



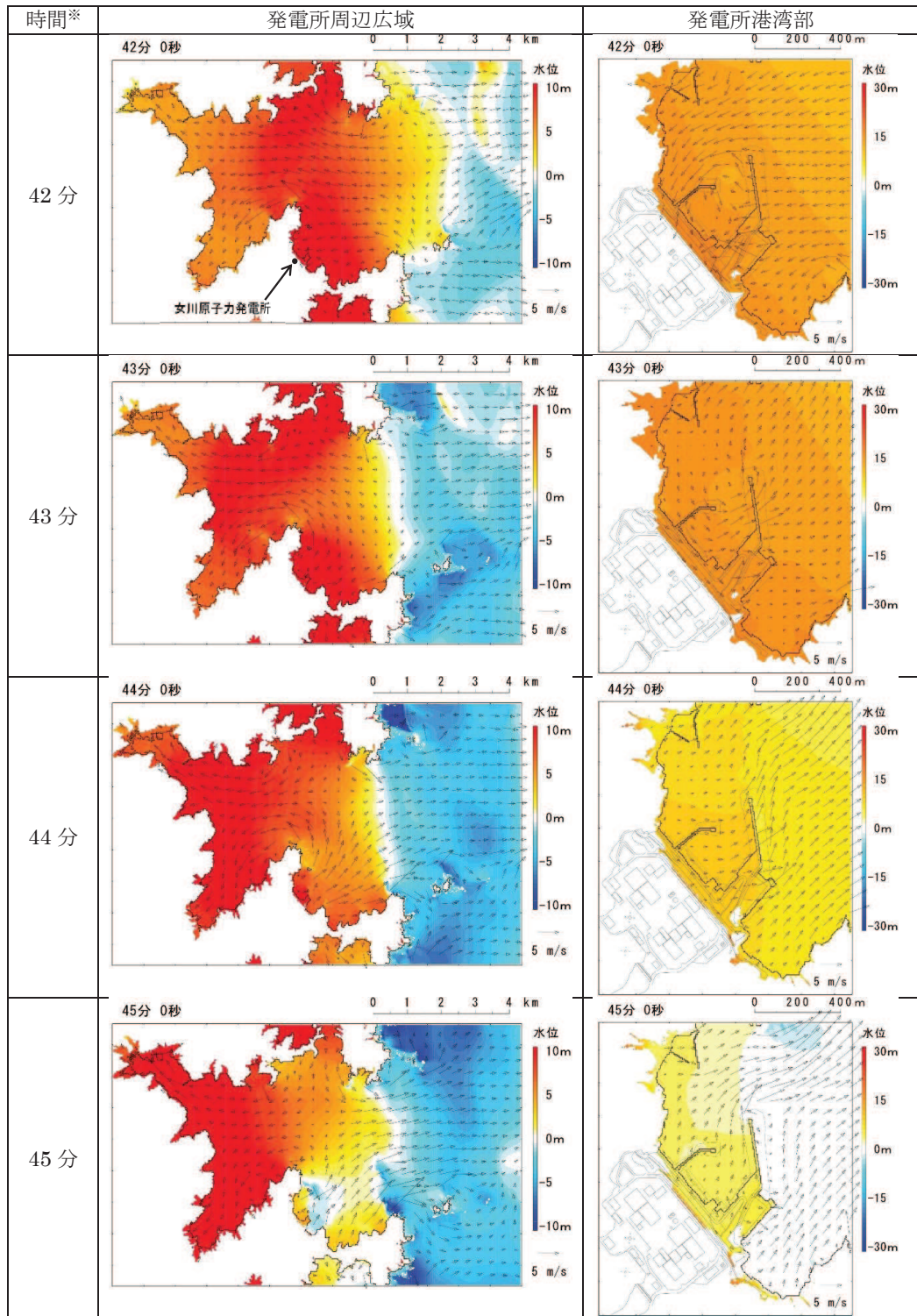
※ 津波の原因となる地震発生後の経過時間

図 3-3(2) 基準津波による遡上解析結果 (流速ベクトル分布) (防波堤あり) (2/4)



※ 津波の原因となる地震発生後の経過時間

図 3-3(3) 基準津波による遡上解析結果（流速ベクトル分布）（防波堤あり）（3/4）



※ 津波の原因となる地震発生後の経過時間

図 3-3(4) 基準津波による遡上解析結果（流速ベクトル分布）（防波堤あり）（4/4）

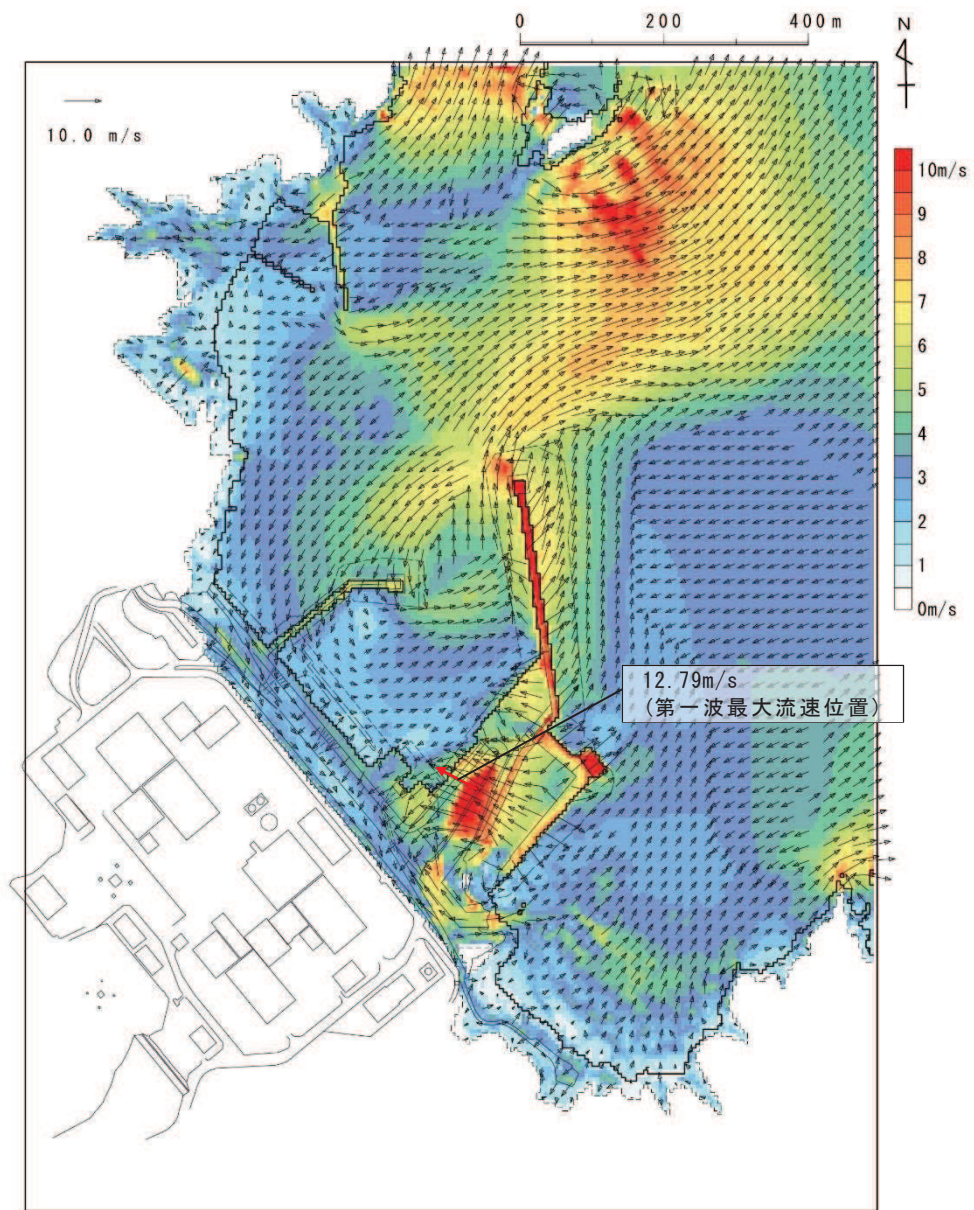


図 3-4 基準津波第一波来襲前後の最大流速分布
(防波堤あり)

4. 入力津波の設定

遡上解析の結果に基づき、各施設・設備の設計又は評価に用いる遡上波及び経路からの津波による入力津波を安全側に設定する。

入力津波の設定に当たっては、各施設・設備の構造・機能の損傷に影響する浸水高及び波力・波圧について安全側に評価するため、津波の高さ、速度、衝撃力等に着目し、各施設・設備において算定された数値を安全側に評価する。

基準津波による入力津波については、各施設・設備の構造・機能への影響を評価するために、水位上昇側及び水位下降側について入力津波を設定する。

経路からの津波による入力津波を各施設・設備の設計又は評価に用いる場合は、同経路の水理特性を考慮した管路解析を行い、潮位、地殻変動等を考慮して安全側に設定する。

なお、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ（以下「非常用海水ポンプ」という。）の取水性を確保するため、取水口底盤に貯留堰を設置する。また、取水ピットの水位低下時又は発電所を含む地域に大津波警報が発表された場合、循環水ポンプを停止する運用を定めるため、海水ポンプ室の入力津波高さの設定に当たっては、水位の評価は貯留堰の存在を考慮に入れるとともに、循環水ポンプの停止を前提として実施する。

4.1 考慮事項

4.1.1 水位変動

設計又は評価に用いる入力津波の設定においては、潮位変動として、上昇側の水位変動に対しては朔望平均満潮位 O.P. +1.43m 及び潮位のばらつき 0.16m を考慮し、下降側の水位変動に対しては朔望平均干潮位 O.P. -0.14m 及び潮位のばらつき 0.10m を考慮する。朔望平均潮位及び潮位のばらつきは敷地周辺の観測地点「鮎川検潮所（気象庁）」における潮位観測記録に基づき評価する。表 4-1 に考慮する潮位変動範囲を示す。

なお、観測地点「鮎川検潮所」は、女川原子力発電所の敷地南方約 11 km に位置し、発電所と同様に太平洋に面して設置されている。また、観測地点「鮎川検潮所」と発電所港湾内に設置している潮位計における潮位観測記録に有意な差はない。

潮汐以外の要因による潮位変動については、添付書類「VI-1-1-2-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価」の「3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価」による。

表 4-1 考慮する潮位変動範囲

	観測地点「鮎川検潮所」の潮位		考慮する潮位変動範囲 (①+②)
	① 朔望平均潮位* ¹	② 潮位のばらつき* ²	
水位上昇側	満潮位 O.P. +1.43m	0.16m	O.P. +1.59m
水位下降側	干潮位 O.P. -0.14m	0.10m	O.P. -0.24m

*1：1986年～1990年の潮位観測記録に基づき設定。

*2：2006年～2010年の潮位観測記録に基づき設定。

4.1.2 地殻変動

地震による地殻変動について、安全側の評価を実施するために、基準津波の波源である東北地方太平洋沖型の地震による広域的な地殻変動及び 2011 年東北地方太平洋沖地震による広域的な地殻変動を考慮する。

東北地方太平洋沖型の地震による広域的な地殻変動については、基準津波の波源モデルを踏まえて、Mansinha and Smylie(1971)の方法により算定し、水位上昇側で考慮する波源で 0.72m の沈降、水位下降側で考慮する波源で 0.77m の沈降である。また、2011 年東北地方太平洋沖地震による広域的な地殻変動については、地震前（平成 23 年 2 月）と地震後（平成 23 年 11 月）の発電所構内の水準点（3 点）を用いた水準測量結果の比較から、地震に伴い約 1m 沈降した。なお、地震後の余効変動量を把握するため平成 29 年 4 月に同様の測量を実施し、地震後（平成 23 年 11 月）から約 0.3m 隆起していることを確認した。

上昇側及び下降側の水位変動に対する安全性評価を実施する際には、2011 年東北地方太平洋沖地震による 1m の沈降を考慮した敷地高さや施設高さ等とする。

以上より、上昇側の水位変動に対して安全機能への影響を評価する際には、さらに水位上昇側で考慮する波源による 0.72m の沈降を考慮する。一方、下降側の水位変動に対して安全機能への影響を評価する際には、水位下降側で考慮する波源による 0.77m の沈降は考慮しない。

ただし、下降側の水位変動に対する安全性評価を実施する際には、平成 29 年 4 月までに確認された余効変動による約 0.3m の隆起の影響を評価する。また、今後も余効変動が継続することを想定し、2011 年東北地方太平洋沖地震による広域的な地殻変動の解消により約 1m 隆起した場合の影響も評価する。表 4-2 に評価に考慮する地殻変動量を示す。

表 4-2 評価に考慮する地殻変動量

	東北地方太平洋沖型の地震による広域的な地殻変動量	2011 年東北地方太平洋沖地震による広域的な地殻変動	評価に考慮する地殻変動量
水位 上昇側	考慮する (0.72m の沈降)	考慮する (約 1m の沈降)	約 1.72m の沈降を考慮する。
水位 下降側	考慮しない (0.77m の沈降)	考慮する* (約 1m の沈降)	約 1m の沈降を考慮する。

*：余効変動による約 0.3m の隆起及び地殻変動の解消による約 1m の隆起による影響を確認する。

4.2 遡上波による入力津波

遡上波については、設計又は評価に用いる入力津波高さとして、潮位変動、地震による地殻変動及び地震による地形変化を考慮する。また、2011年東北地方太平洋沖地震に伴い被災した地域で計画されている防波堤・防潮堤の建設工事や住宅の高台移転等を目的とした造成工事に伴う地形改変（以下、「復旧・改修工事に伴う地形改変」という。）の影響についても確認し、復旧・改修工事に伴う地形改変前後の津波高さを比較して、策定された数値を安全側に評価して入力津波高さを設定する。

表 4-3 に復旧・改修工事に伴う地形改変前後の津波高さ、表 4-4 に遡上波による設計又は評価に用いる入力津波、図 4-1 に防潮堤前面における時刻歴波形、図 4-2 に第 2 号機取水口前面における時刻歴波形を示す。

なお、復旧・改修工事に伴う地形改変が、発電所の前面海域の流況（流向・流速）に与える影響はほとんどない。図 4-3 に発電所前面海域における復旧・改修工事に伴う地形改変前後の流況比較を示す。

表 4-3(1) 復旧・改修工事に伴う地形改変前後の津波高さ（地形改変前）

設定位置		地震による地形変化		潮位変動		地震による地殻変動	津波高さ
		防波堤	護岸付近の敷地の沈下	朔望平均潮位	潮位のばらつき		
水位 上昇側	発電所 遡上域 (防潮堤)	防波堤 あり	1m 沈下 (地盤沈下あり)	考慮する (O. P. +1. 43m)	考慮する (+0. 16m)	考慮する (0. 72m の沈降)	O. P. +24. 4m
水位 下降側	第 2 号機 取水口	防波堤 なし	現地形 (地盤沈下なし)	考慮する (O. P. -0. 14m)	考慮する (-0. 10m)	考慮しない	O. P. -11. 6m

表 4-3(2) 復旧・改修工事に伴う地形改変前後の津波高さ（地形改変後）

設定位置		地震による地形変化		潮位変動		地震による地殻変動	津波高さ
		防波堤	護岸付近の敷地の沈下	朔望平均潮位	潮位のばらつき		
水位 上昇側	発電所 遡上域 (防潮堤)	防波堤 あり	1m 沈下 (地盤沈下あり)	考慮する (O. P. +1. 43m)	考慮する (+0. 16m)	考慮する (0. 72m の沈降)	O. P. +24. 2m
水位 下降側	第 2 号機 取水口	防波堤 なし	現地形 (地盤沈下なし)	考慮する (O. P. -0. 14m)	考慮する (-0. 10m)	考慮しない	O. P. -11. 8m

表 4-4 遡上波による設計又は評価に用いる入力津波

設定位置		津波高さ		設計又は評価に 用いる入力津波 高さ
		地形改変前	地形改変後	
水位上昇側	発電所遡上域 (防潮堤)	O. P. +24. 4m	O. P. +24. 2m	O. P. +24. 4m
水位下降側	第 2 号機取水口	O. P. -11. 6m	O. P. -11. 8m	O. P. -11. 8m

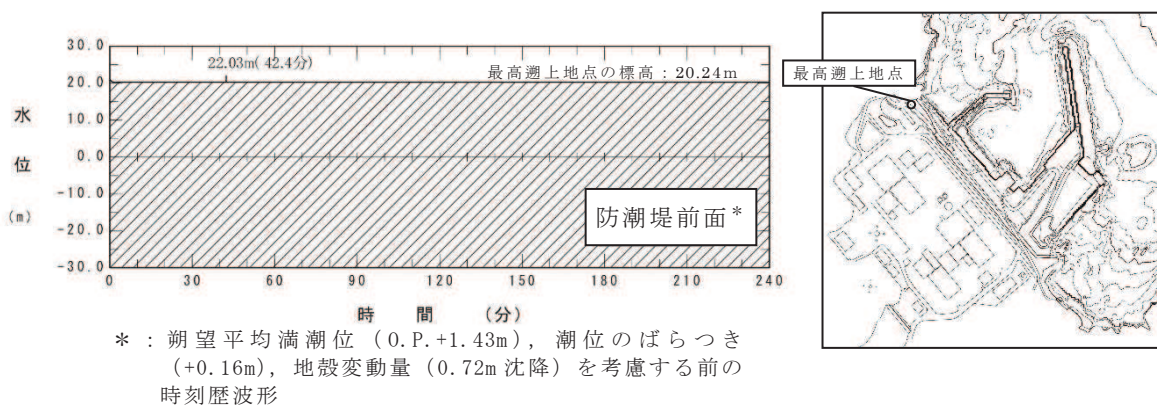


図 4-1 防潮堤前面における入力津波の時刻歴波形 (水位上昇側)

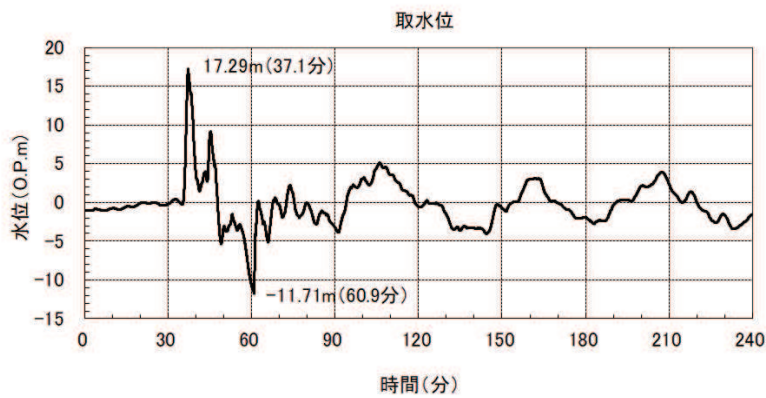
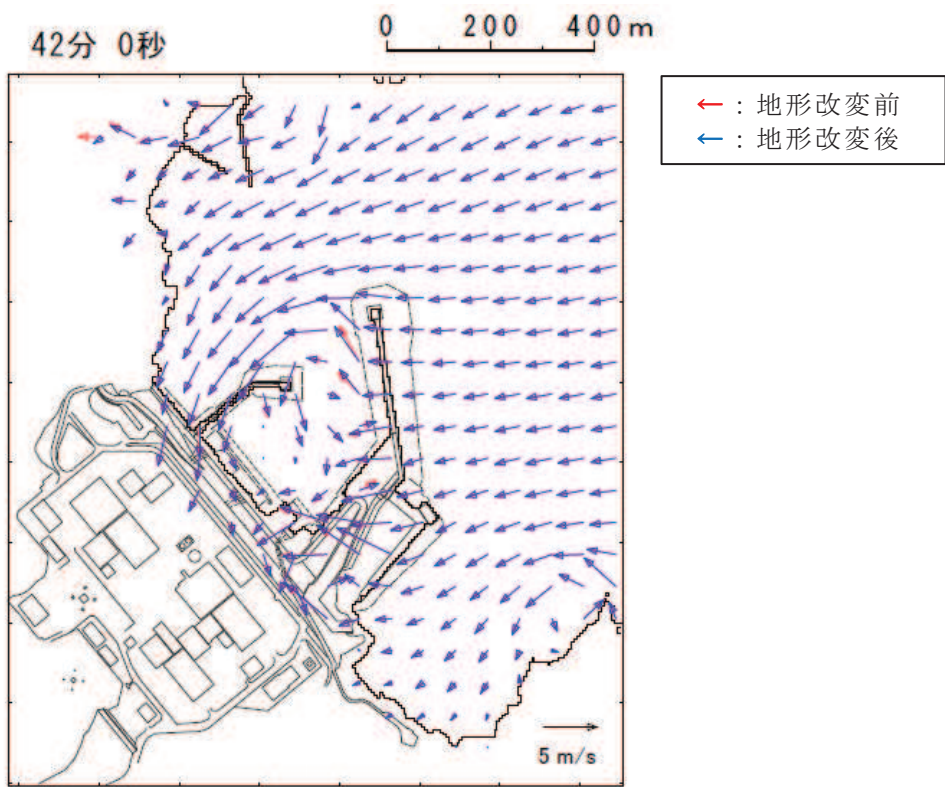
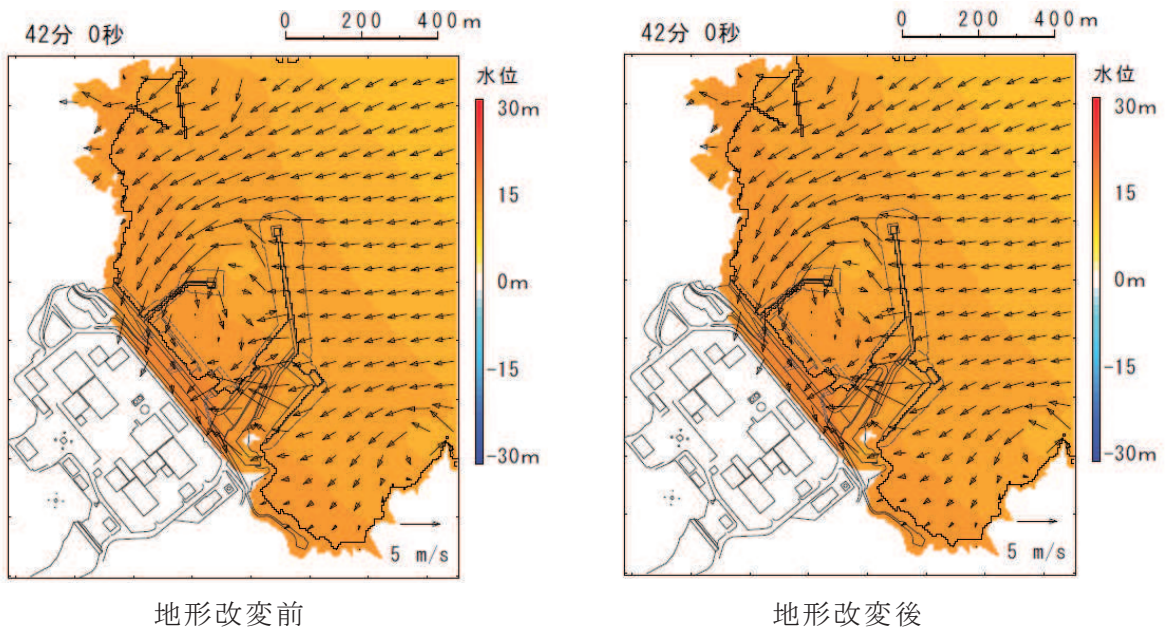


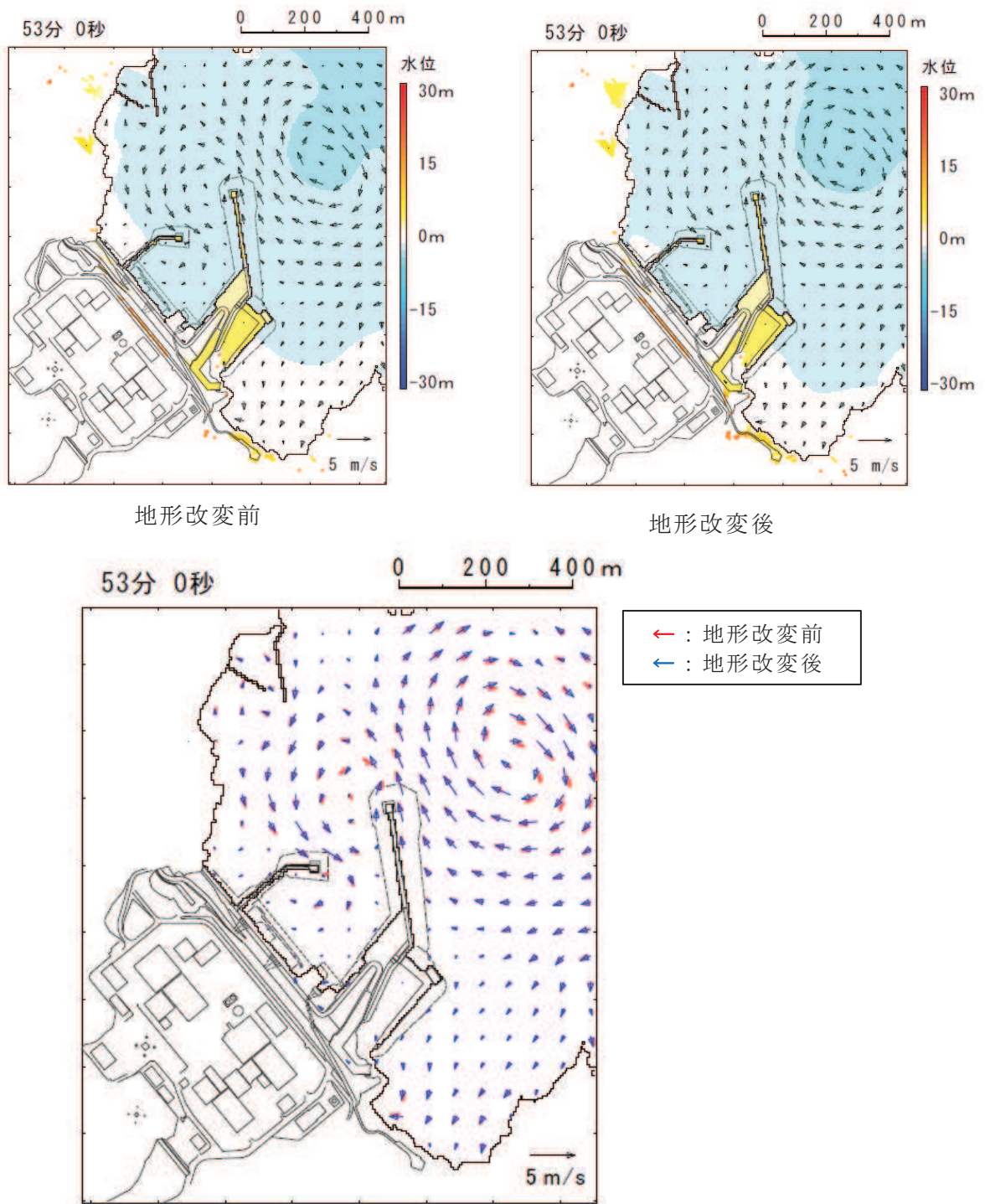
図 4-2 第 2 号機取水口前面における入力津波の時刻歴波形 (水位下降側)



流向・流速の重ね合わせ*

注記*：現状評価のベクトル (←) 上に，工事計画の反映のベクトル (←) を記載。
 両者の流況が異なる場合，現状評価のベクトル (←) が確認される (見える)。

図 4-3(1) 発電所敷地前面最高水位発生時 (地震発生約 42 分後) 付近の流況比較
 (基準津波 (水位上昇側))



流向・流速の重ね合わせ*

注記*：現状評価のベクトル（←）上に，工事計画の反映のベクトル（←）を記載。
 両者の流況が異なる場合，現状評価のベクトル（←）が確認される（見える）。

図 4-3(2) 女川湾湾奥から発電所に向かう流れが確認される地震発生
 約 50 分後以降の流況比較（地震発生 53 分後）
 （基準津波（水位下降側））

4.3 経路からの津波による入力津波

経路からの津波については，設計又は評価に用いる入力津波高さとして，潮位変動，地震による地殻変動及び地震による地形変化を考慮する。

管路解析においては，津波高さに影響するパラメータとして，潮位，地震による地殻変動及び地震による地形変化に加えて，管路の形状に応じた局所損失，材質及び表面の状況に応じた摩擦損失の影響を考慮するとともに，それぞれの経路に応じて，貝付着の有無及びスクリーンの有無の影響を考慮する。また，詳細設計段階における防潮壁の平面線形の変更，第2号機及び第3号機海水ポンプ室の躯体補強（増厚）（以下，「詳細設計を反映した防潮壁平面線形等」という。）並びに復旧・改修工事に伴う地形改変による影響についても確認し，これらの影響の考慮前後の津波高さを比較して，策定された数値を安全側に評価して入力津波高さを設定する。

表 4-5 に詳細設計を反映した防潮壁平面線形等及び復旧・改修工事に伴う地形改変前後の津波高さ，表 4-6 に経路からの津波による評価又は評価に用いる入力津波，図 4-3 に経路からの津波の時刻歴波形を示す。

表 4-5 (1) 詳細設計を反映した防潮壁平面線形等及び復旧・改修工事前後の津波高さ (考慮前)

		地震による地形変化		復旧・改修 工事に伴う 地形改変	潮位変動		地震による 地殻変動	管路状態		詳細設計を反映した防潮壁 平面線形等	津波高さ
		防波堤	護岸付近の 敷地の沈下		朔望平均潮位	潮位のばらつき		貝付着	スクリーン 損失		
水位 上昇側	第 1 号機 海水ポンプ室	防波堤 あり	1m沈下 (地盤沈下あり)	—	考慮する (0. P. +1. 43m)	考慮する (+0. 16m)	考慮する (0. 72m沈降)	貝代なし	損失なし	—	0. P. +10. 4m
	第 1 号機 放水立坑	防波堤 あり	現地形 (地盤沈下なし)	—	考慮する (0. P. +1. 43m)	考慮する (+0. 16m)	考慮する (0. 72m沈降)	貝代あり※1	損失なし	—	0. P. +11. 8m
	第 2 号機 海水ポンプ室	防波堤 なし	1m沈下 (地盤沈下あり)	—	考慮する (0. P. +1. 43m)	考慮する (+0. 16m)	考慮する (0. 72m沈降)	貝代なし	損失なし	—	0. P. +18. 1m
	第 2 号機 放水立坑	防波堤 なし	1m沈下 (地盤沈下あり)	—	考慮する (0. P. +1. 43m)	考慮する (+0. 16m)	考慮する (0. 72m沈降)	貝代あり※2	—※3	—	0. P. +17. 4m
	第 3 号機 海水ポンプ室	防波堤 なし	1m沈下 (地盤沈下あり)	—	考慮する (0. P. +1. 43m)	考慮する (+0. 16m)	考慮する (0. 72m沈降)	貝代なし	損失なし	—	0. P. +19. 0m
	第 3 号機海水熱交 換器建屋取水立坑	防波堤 なし	1m沈下 (地盤沈下あり)	—	考慮する (0. P. +1. 43m)	考慮する (+0. 16m)	考慮する (0. 72m沈降)	貝代なし	損失なし	—	0. P. +19. 0m
	第 3 号機 放水立坑	防波堤 なし	1m沈下 (地盤沈下あり)	—	考慮する (0. P. +1. 43m)	考慮する (+0. 16m)	考慮する (0. 72m沈降)	貝代あり※2	損失なし	—	0. P. +17. 5m
水位 下降側	第 2 号機 海水ポンプ室	防波堤 あり	1m沈下 (地盤沈下あり)	—	考慮する (0. P. -0. 14m)	考慮する (-0. 10m)	考慮しない	貝代なし	損失なし	—	0. P. -6. 4m

※ 1 : 第 1 号機放水路は、取放水路流路縮小工設置時に施工区間の清掃を実施することから、当該区間を「貝付着なし」とした評価を実施している。貝付着代については、第 1 号機取水路の貝付着実績(最大)に基づき 10 cm を考慮。

※ 2 : 第 2・3 号機放水路は、1 系統のみであるとともに水深が深いこと等から抜水点検できない構造となっており、清掃は行わない。また、清掃可能な箇所である放水立坑について「貝付着なし」とすると、津波溢水に対する容量が大きくなり、水位低減に寄与することから「貝付着あり」を基本条件とする。貝付着代については、第 1 号放水路と同様に 10 cm を考慮。

※ 3 : 第 2 号機補機放水路は、基準津波時に逆流防止設備により遮断されるため、補機冷却系海水ポンプ流量が水位に与える影響はない。

表 4-5 (2) 詳細設計を反映した防潮壁平面線形等及び復旧・改修工事前後の津波高さ (考慮後)

		地震による地形変化		復旧・改修 工事に伴う 地形改変	潮位変動		地震による 地殻変動	管路状態		詳細設計を反映した防潮壁 平面線形等	津波高さ
		防波堤	護岸付近の 敷地の沈下		朔望平均潮位	潮位のばらつき		貝付着	スクリーン 損失		
水位 上昇側	第 1 号機 海水ポンプ室	防波堤 あり	1m沈下 (地盤沈下あり)	地形改変 あり	考慮する (0. P. +1. 43m)	考慮する (+0. 16m)	考慮する (0. 72m沈降)	貝代なし	損失なし	—	0. P. +10. 4m
	第 1 号機 放水立坑	防波堤 あり	現地形 (地盤沈下なし)	地形改変 あり	考慮する (0. P. +1. 43m)	考慮する (+0. 16m)	考慮する (0. 72m沈降)	貝代あり※1	損失なし	—	0. P. +11. 8m
	第 2 号機 海水ポンプ室	防波堤 なし	1m沈下 (地盤沈下あり)	地形改変 あり	考慮する (0. P. +1. 43m)	考慮する (+0. 16m)	考慮する (0. 72m沈降)	貝代なし	損失なし	平面線形 変更あり	0. P. +18. 0m
	第 2 号機 放水立坑	防波堤 なし	1m沈下 (地盤沈下あり)	地形改変 あり	考慮する (0. P. +1. 43m)	考慮する (+0. 16m)	考慮する (0. 72m沈降)	貝代あり※2	—※3	平面線形 変更あり	0. P. +16. 6m
	第 3 号機 海水ポンプ室	防波堤 なし	1m沈下 (地盤沈下あり)	地形改変 あり	考慮する (0. P. +1. 43m)	考慮する (+0. 16m)	考慮する (0. 72m沈降)	貝代なし	損失なし	平面線形 変更あり	0. P. +18. 8m
	第 3 号機海水熱交換器建屋取水立坑	防波堤 なし	1m沈下 (地盤沈下あり)	地形改変 あり	考慮する (0. P. +1. 43m)	考慮する (+0. 16m)	考慮する (0. 72m沈降)	貝代なし	損失なし	平面線形 変更あり	0. P. +18. 8m
	第 3 号機 放水立坑	防波堤 なし	1m沈下 (地盤沈下あり)	地形改変 あり	考慮する (0. P. +1. 43m)	考慮する (+0. 16m)	考慮する (0. 72m沈降)	貝代あり※2	損失なし	平面線形 変更あり	0. P. +16. 7m
水位 下降側	第 2 号機 海水ポンプ室	防波堤 あり	現地形 (地盤沈下なし)	地形改変 あり	考慮する (0. P. -0. 14m)	考慮する (-0. 10m)	考慮しない	貝代なし	損失なし	平面線形 変更あり	0. P. -6. 4m

※ 1 : 第 1 号機放水路は、取放水路流路縮小工設置時に施工区間の清掃を実施することから、当該区間を「貝付着なし」とした評価を実施している。貝付着代については、第 1 号機取水路の貝付着実績 (最大) に基づき 10 cm を考慮。

※ 2 : 第 2・3 号機放水路は、1 系統のみであるとともに水深が深いこと等から抜水点検できない構造となっており、清掃は行わない。また、清掃可能な箇所である放水立坑について「貝付着なし」とすると、津波溢水に対する容量が大きくなり、水位低減に寄与することから「貝付着あり」を基本条件とする。貝付着代については、第 1 号放水路と同様に 10 cm を考慮。

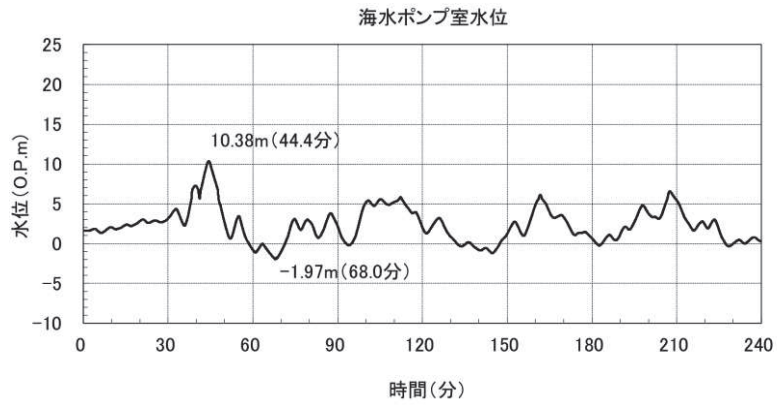
※ 3 : 第 2 号機補機放水路は、基準津波時に逆流防止設備により遮断されるため、補機冷却系海水ポンプ流量が水位に与える影響はない。

表 4-6(1) 詳細設計を反映した防潮壁平面線形等及び復旧・改修工事に伴う地形改変による影響を考慮した入力津波高さ（水位上昇側）

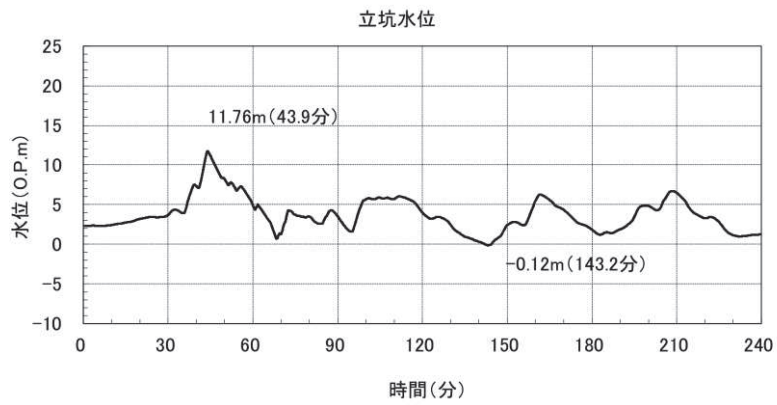
設定位置	津波高さ		設計又は評価に用いる 入力津波高さ
	考慮後	考慮前	
第1号機海水ポンプ室	O. P. +10.4m	O. P. +10.4m	O. P. +10.4m
第1号機放水立坑	O. P. +11.8m	O. P. +11.8m	O. P. +11.8m
第2号機海水ポンプ室	O. P. +18.0m	O. P. +18.1m	O. P. +18.1m
第2号機放水立坑	O. P. +16.6m	O. P. +17.4m	O. P. +17.4m
第3号機海水ポンプ室	O. P. +18.8m	O. P. +19.0m	O. P. +19.0m
第3号機海水熱交換器建屋取水立坑	O. P. +18.8m	O. P. +19.0m	O. P. +19.0m
第3号機放水立坑	O. P. +16.7m	O. P. +17.5m	O. P. +17.5m

表 4-6(2) 詳細設計を反映した防潮壁平面線形等及び復旧・改修工事に伴う地形改変による影響を考慮した入力津波高さ（水位下降側）

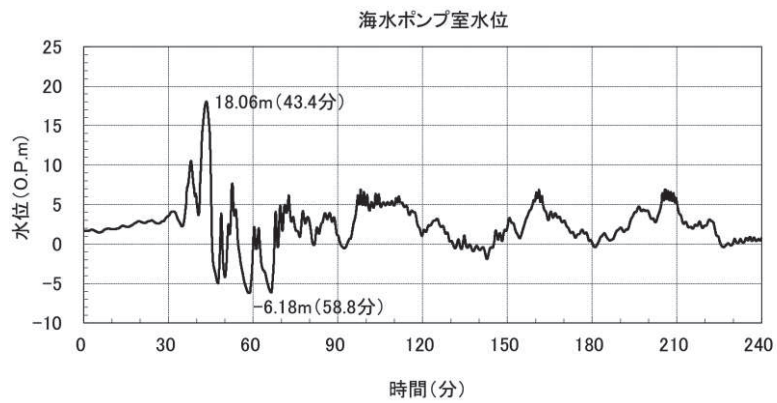
設定位置	津波高さ		設計又は評価に用いる 入力津波高さ
	考慮後	考慮前	
第2号機海水ポンプ室	O. P. -6.4m	O. P. -6.4m	O. P. -6.4m



(第 1 号機海水ポンプ室 上昇側)

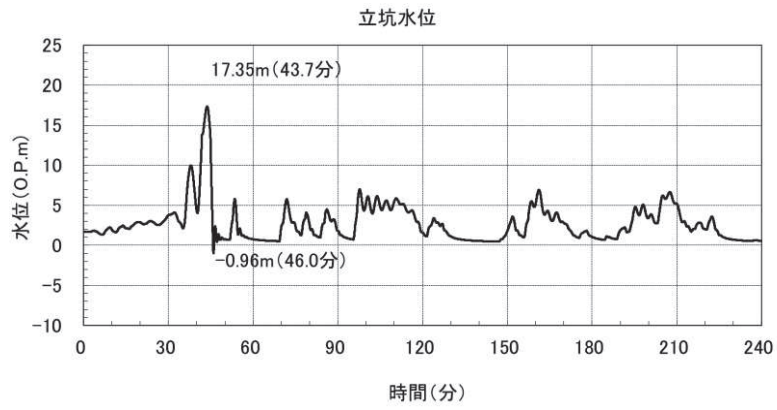


(第 1 号機放水立坑 上昇側)

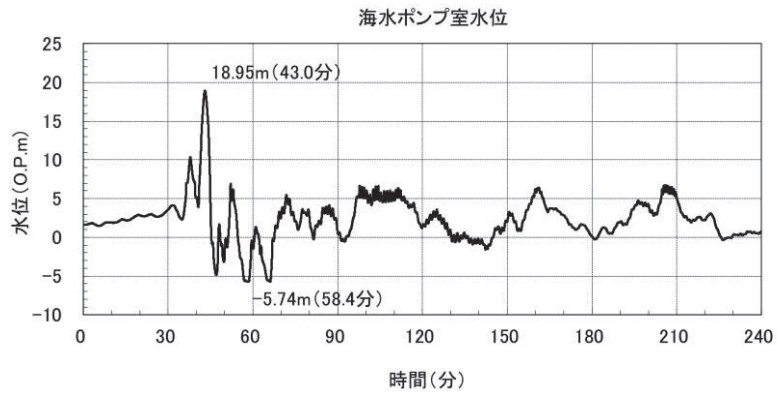


(第 2 号機海水ポンプ室 上昇側)

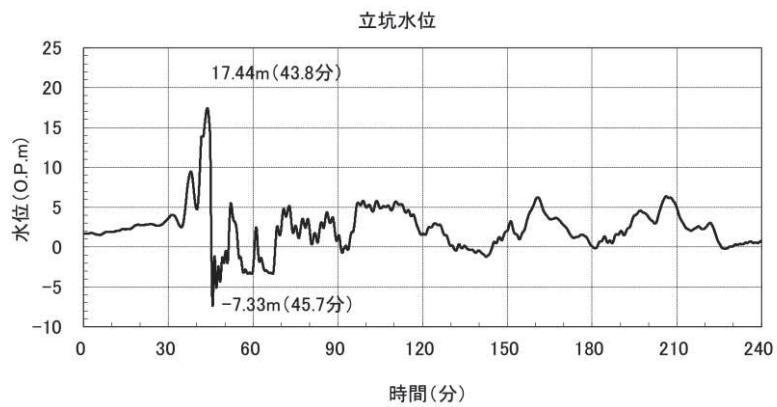
図 4-3(1) 入力津波の時刻歴波形 (1/3)



(第2号機放水立坑 上昇側)

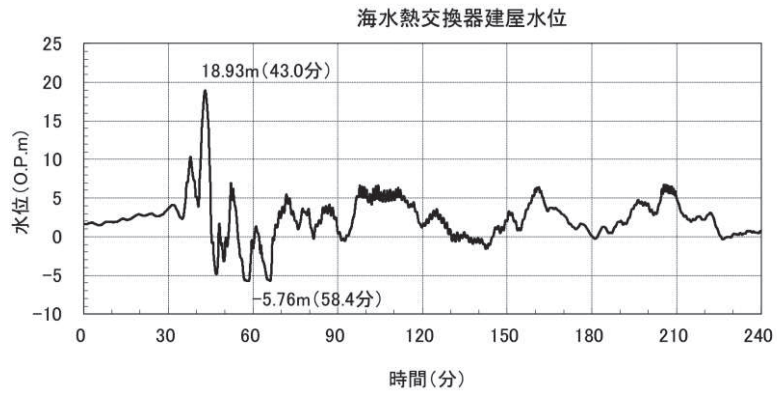


(第3号機海水ポンプ室 上昇側)

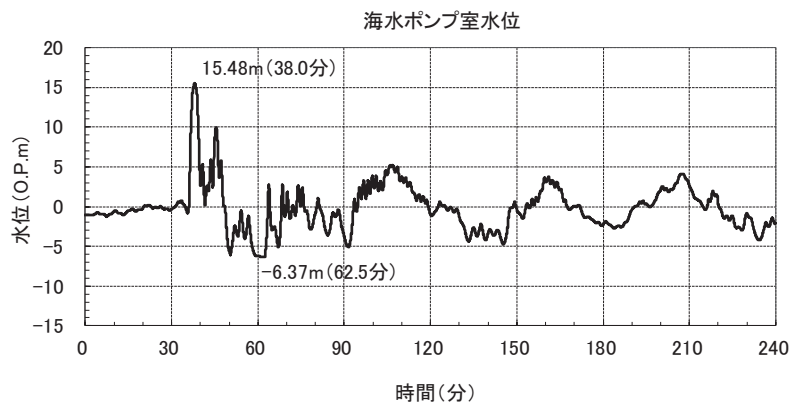


(第3号機放水立坑 上昇側)

図 4-3(2) 入力津波の時刻歴波形 (2/3)



(第3号機海水熱交換器建屋取水立坑 上昇側)



(第2号機海水ポンプ室 下降側)

図4-3(3) 入力津波の時刻歴波形 (3/3)

5. 基準地震動 S_s との組合せで考慮する津波高さ

基準地震動 S_s として選定している震源は図 5-1 に示す 2011 年東北地方太平洋沖型地震及び 2011 年 4 月 7 日宮城県沖型地震である。これらの震源に対して、基準津波として選定している波源は 2011 年東北地方太平洋沖型地震であり、地震波と津波の伝播速度が異なることを考慮すると、両者の組合せを考慮する必要はないと考えられる。以下、「5.1 基準地震動 S_s の震源と津波の波源が同一の場合」と「5.2 基準地震動 S_s の震源と津波の波源が異なる場合」とに分けて詳細に検討した結果を示す。

5.1 基準地震動 S_s の震源と津波の波源が同一の場合

2011 年東北地方太平洋沖型地震及び 2011 年 4 月 7 日宮城県沖型地震に伴う地震動が敷地に到達する時間並びに 2011 年東北地方太平洋沖型地震に伴う津波の水位変動量は図 5-2 に示す通りである。

2011 年東北地方太平洋沖型地震は、地震動が敷地に到達するのは地震発生後 2 分以内であるのに対し、同時帯における津波の水位変動量はおおむね 0m であることから、地震動と津波が同時に敷地に到達することはない。

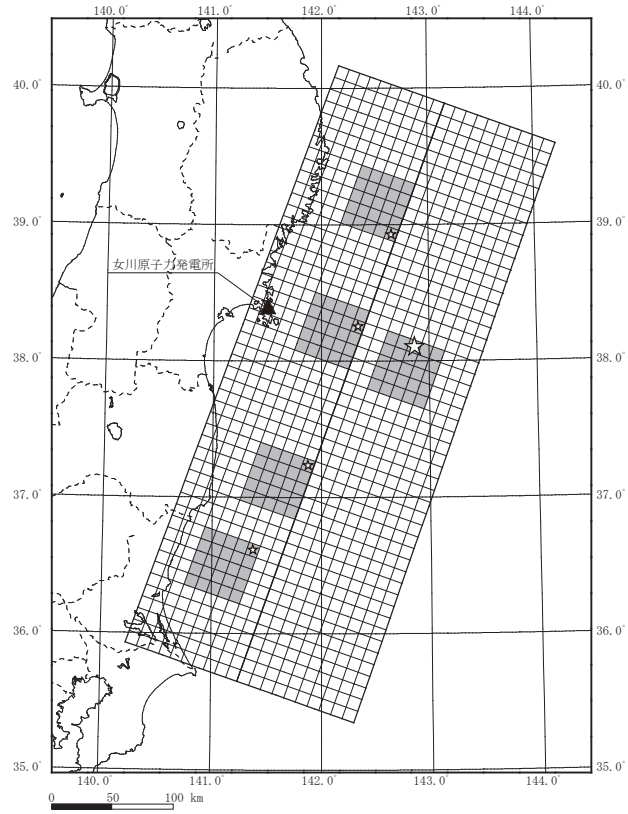
そのため、両者が同時に敷地に到達することはないことから、基準地震動 S_s による地震力と津波荷重の組合せを考慮する必要はない。

また、2011 年 4 月 7 日宮城県沖型地震に伴う津波については、地震の発生機構 (Mw7.4, 断層上縁深さ: 約 50 km~56 km) から水位変動量が十分小さく、女川原子力発電所に与える影響はほとんどないと考えられることから、地震力と津波荷重の組合せを考慮する必要はない。

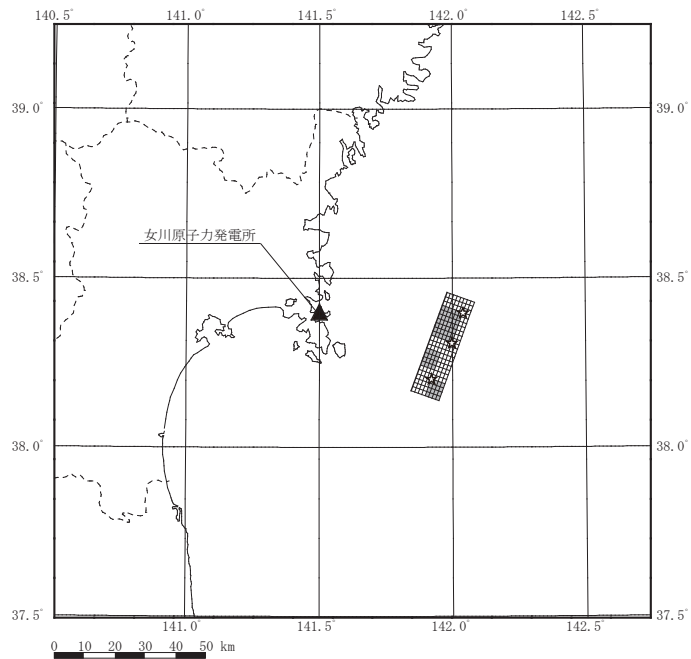
5.2 基準地震動 S_s の震源と津波の波源が異なる場合

基準津波以外の津波で、女川原子力発電所の津波高さに与える影響が大きい津波として、海洋プレート内地震 (正断層型の地震) がある (津波地震の波源は 2011 年東北地方太平洋沖型地震に含まれる)。海洋プレート内地震 (正断層型の地震) の津波波源位置は、図 5-3 に示すとおり、2011 年東北地方太平洋沖型地震よりも沖合に位置することから、仮に 2011 年東北地方太平洋沖型地震等の発生に伴い同地震が誘発された場合でも、基準地震動 S_s による地震動が敷地に到達する 2 分以内に、津波が敷地に到達することはない。

以上により、基準地震動 S_s による地震力と津波荷重の組合せを考慮する必要はない。

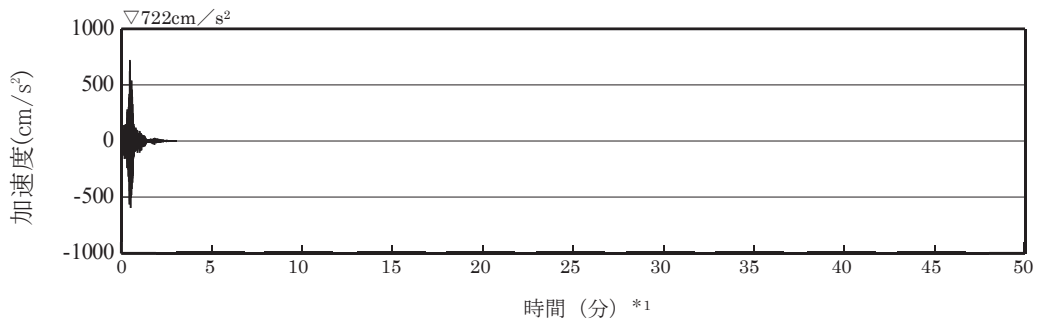


2011年東北地方太平洋沖型地震（基本ケース）

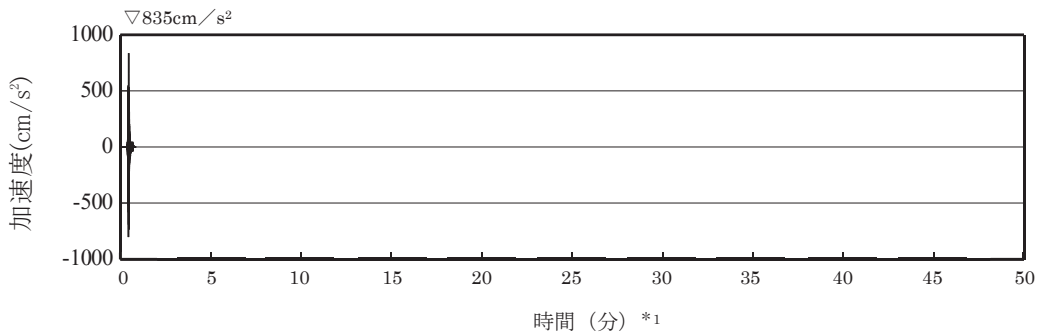


2011年4月7日宮城県沖型地震（基本ケース）

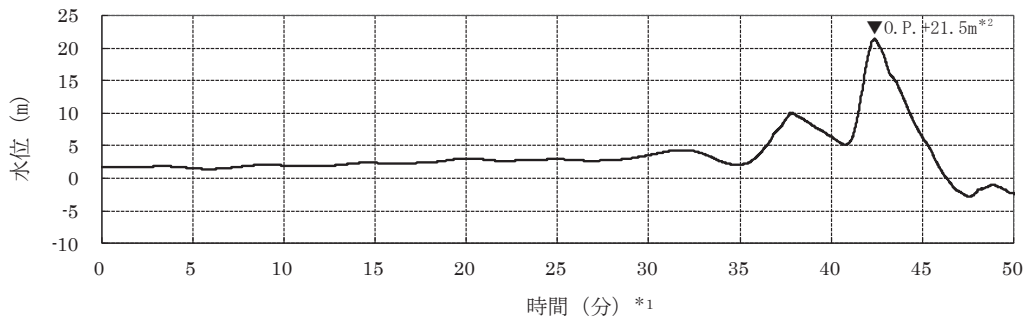
図 5-1 基準地震動の震源分布



2011年東北地方太平洋沖型地震による地震動（基準地震動S s - F 2, 水平方向）



2011年4月7日宮城県沖型地震による地震動（基準地震動S s - F 3, 水平方向）

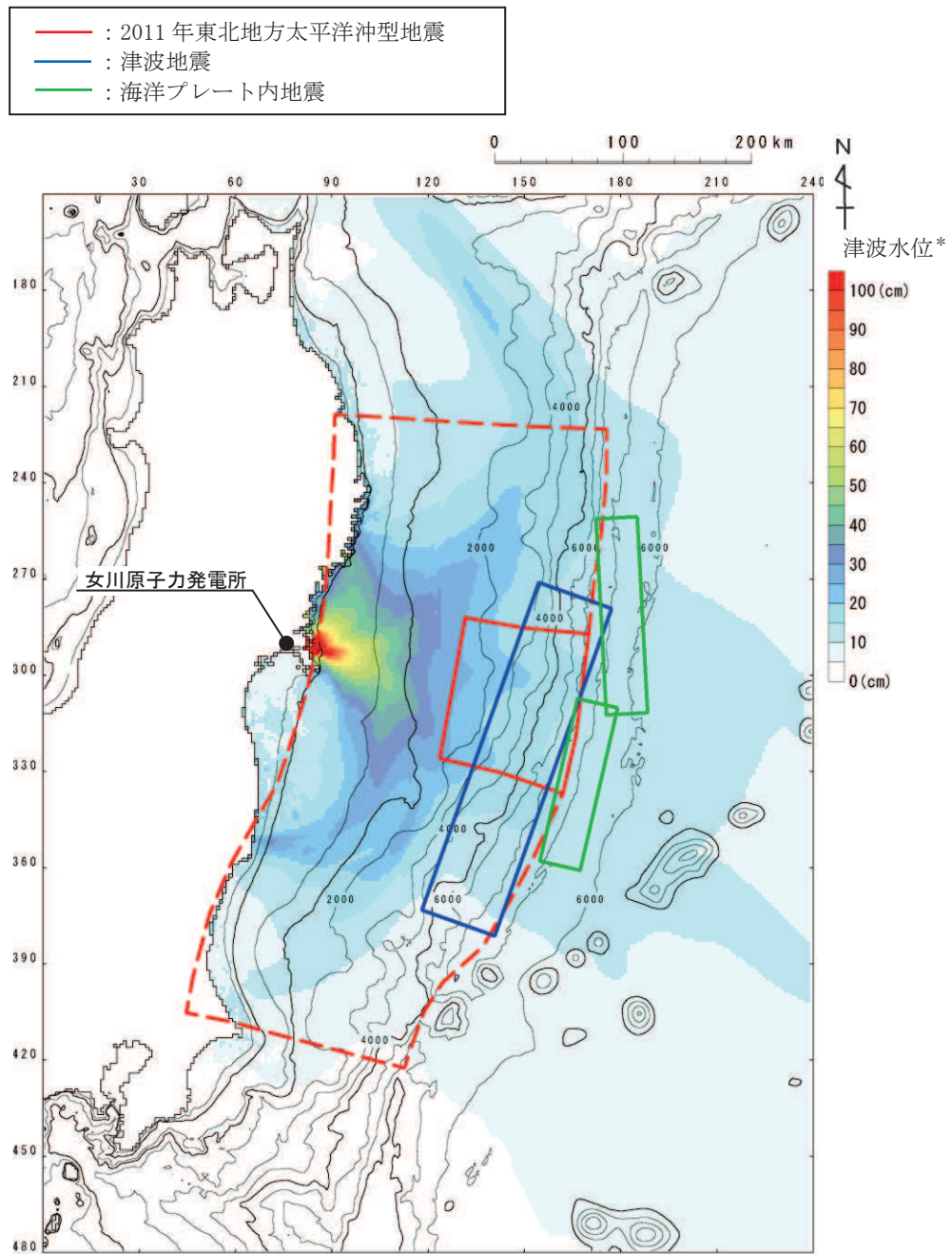


2011年東北地方太平洋沖型地震による津波（第2号機取水口前面における水位時刻歴波形）

*1：時間0秒は地震の発生時刻を示す。

*2：朔望平均満潮位（O.P. +1.43m）+潮位のぼらつき（+0.16m）+地震による地殻変動量を考慮。

図 5-2 地震動と津波の敷地への到達時間の比較



* : 発電所を津波波源（半径2kmの円を設定し、一律10mの初期水位を考慮）として仮定した場合の数値シミュレーションによる津波の伝播特性。

図 5-3 発電所の津波高さに与える影響が大きい津波の波源位置

VI-1-1-2-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価

目 次

1. 概要	1
2. 設備及び施設の設置位置	2
3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価	5
3.1 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の基本方針	5
3.2 敷地への流入防止（外郭防護1）に係る評価	5
3.3 漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護2）に係る評価	39
3.4 津波の流入等による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（内郭防護）に係る評価	51
3.5 水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価	81

1. 概要

本添付書類は、津波防護対策の方針として、津波防護対象設備に対する入力津波の影響について説明するものである。

津波防護対象設備が、設置（変更）許可を受けた基準津波により、その安全機能又は重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、遡上への影響要因、流入経路等を考慮して、設計時にそれぞれの施設に対して入力津波を設定するとともに、津波防護対象設備に対する入力津波の影響を評価し、影響に応じた津波防護対策を講じる設計とする。

評価においては、添付書類「VI-1-1-2-2-3 入力津波の設定」に示す入力津波を用いる。

2. 設備及び施設の設置位置

(1) 津波防護対象設備

津波防護対象設備については、添付書類「VI-1-1-2-2-1 耐津波設計の基本方針」の「2.1.1 津波防護対象設備」にて設定している設備を対象としている。ただし、津波防護対象設備のうち非常用取水設備については、津波来襲時において津波の影響から防護するために設置する津波防護対策そのもの又は津波の経路を形成する構築物であることから、これらの設備は津波による津波防護対象設備の影響評価の対象から除く。

(2) 津波防護対象設備を内包する建屋及び区画の設定

a. 設定の方針

津波防護対象設備を内包する建屋及び区画の単位で防護することで、その中に設置している津波防護対象設備を防護できることから、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画を設定する。

b. 設定の方法

耐震重要度分類及び安全機能の重要度分類に基づき、津波防護対象設備を選定し、当該設備が設置される建屋及び区画を調査し、抽出された当該建屋及び区画を、「津波防護対象設備を内包する建屋及び区画」として設定する。

c. 結果

発電所の主要な敷地高さは、主に 0. P. +2. 5m, 0. P. +13. 8m 及び 0. P. +59. 0m 以上に分かれている。

津波防護対象設備については、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画として、以下のとおり設定する。

敷地高さ 0. P. +13. 8m には、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画として原子炉建屋、タービン建屋及び制御建屋がある。また、屋外の 0. P. +13. 8m の敷地に排気筒並びに原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ（以下「非常用海水ポンプ」という。）を設置している海水ポンプ室補機ポンプエリア、軽油タンクエリア（軽油タンク、燃料移送ポンプ）及び復水貯蔵タンクを設置している。0. P. +13. 8m の地下部には、原子炉建屋と接続する海水ポンプ室補機ポンプエリア、軽油タンクエリア及び復水貯蔵タンクからの配管を敷設する地下構造物（以下「トレンチ」という。）や排気筒連絡ダクトを設置している。これらの建屋及び区画を設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画として設定する。

また、設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画（タービン建屋を除く。）に加え敷地高さ 0. P. +13. 8m には、可搬型重大事故等対処設備保管場

所である第3保管エリア，敷地高さ O.P.+59.0m 以上に緊急用電気品建屋及び緊急時対策建屋，屋外設備として，ガスタービン発電設備軽油タンク室，可搬型重大事故等対処設備の保管場所として，第1保管エリア，第2保管エリア及び第4保管エリアがある。これらの建屋及び区画を重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画として設定する。

設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画，重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画（以下「津波防護対象設備を内包する建屋及び区画」という。）の配置を図2-1に示す。また，設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画，重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画の一覧を表2-1に示す。

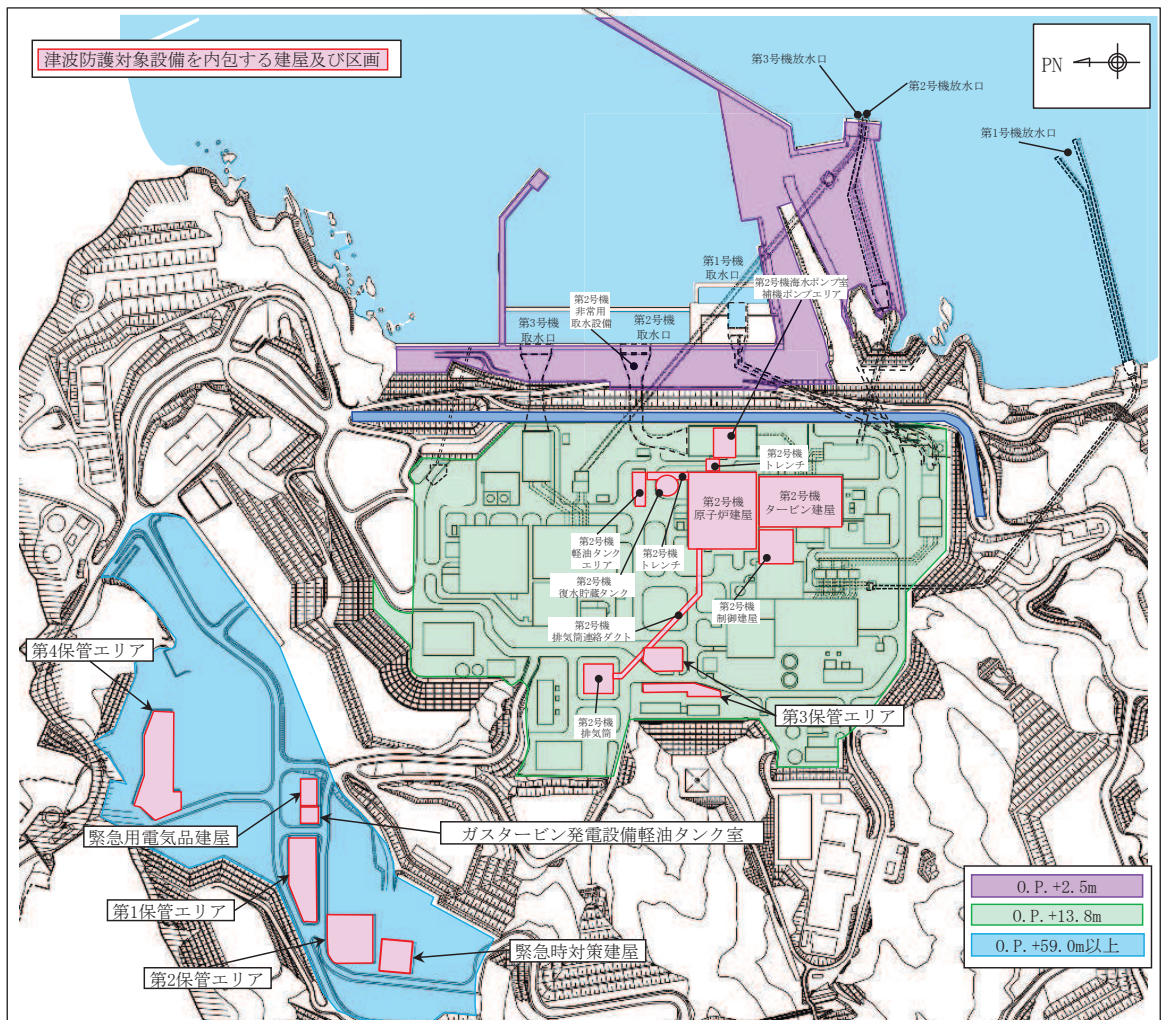


図 2-1 津波防護対象設備を内包する建屋及び区画の配置

表 2-1 津波防護対象設備を内包する建屋及び区画の一覧

津波防護対象設備を内包する建屋及び区画	基準津波	
	設計基準 対象施設	重大事故等 対処施設
原子炉建屋	○	○
制御建屋	○	○
タービン建屋	○	—
軽油タンクエリア	○	○
海水ポンプ室補機ポンプエリア	○	○
復水貯蔵タンク	○	○
トレンチ	○	○
排気筒	○	○
排気筒連絡ダクト	○	○
第1保管エリア	—	○
第2保管エリア	—	○
第3保管エリア	—	○
第4保管エリア	—	○
緊急用電気品建屋	—	○
緊急時対策建屋	—	○
ガスタービン発電設備軽油タンク室	—	○

3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価

3.1 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の基本方針

敷地の特性（敷地の地形、敷地及び敷地周辺の津波の遡上、流入状況等）に応じた津波防護を達成するため、敷地への流入防止（外郭防護1）、漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護2）、津波の流入等による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（内郭防護）並びに水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止の観点から、入力津波による津波防護対象設備への影響の有無の評価を実施することにより、津波防護対策が必要となる箇所を特定し、津波防護対策を実施する設計とする。また、上記の津波防護対策の他に、津波監視設備として津波監視カメラ及び取水ピット水位計を設置する設計とする。

津波監視設備である津波監視カメラ及び取水ピット水位計の詳細な設計方針については、添付書類「VI-1-1-2-2-5 津波防護に関する施設の設計方針」に示す。

3.2 敷地への流入防止（外郭防護1）に係る評価

津波防護対象設備への影響評価のうち、敷地への流入防止（外郭防護1）に係る評価に当たっては、津波による敷地への流入を防止するための評価を行うため、「(1) 評価方針」にて評価を行う方針を定め、「(2) 評価方法」に定める評価方法を用いて評価を実施し、評価の結果を「(3) 評価結果」に示す。

評価において、「2. 設備及び施設の設置位置」にて設定している津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が、津波により浸水する可能性があり、津波防護対策が必要と確認された箇所については、「(4) 津波防護対策」に示す対策を講じることにより、津波による津波防護対象設備を内包する建屋及び区画の浸水を防止できるとし、この場合の「(3) 評価結果」は、津波防護対策を踏まえて示すこととする。

(1) 評価方針

津波が敷地に来襲した場合、津波高さによって、敷地を遡上し地上部から津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に到達、流入する可能性が考えられる。また、海域と接続する取水路、放水路等の経路からの津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に津波が流入する可能性が考えられる。

このため、敷地への流入防止（外郭防護1）に係る評価では、敷地への遡上に伴う津波（以下「遡上波」という。）による入力津波の地上部からの到達、流入並びに取水路、放水路等の経路からの流入に伴う津波（以下「経路からの津波」という。）による入力津波の流入に分け、各々において津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に津波が流入し、津波防護対象設備へ影響を与えないことを評価する。具体的には以下のとおり。

a. 遡上波の地上部からの到達，流入の防止

津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が，基準津波による遡上波が到達しない十分高い位置に設置してあることを確認する。また，基準津波による遡上波が到達する高さにある場合には，津波防護施設及び浸水防止設備の設置により遡上波が到達しないことを確認する。

b. 取水路，放水路等の経路からの津波の流入防止

取水路，放水路等の経路から津波が流入する可能性について検討した上で，流入の可能性のある経路（扉，開口部，貫通口等）を特定する。

特定した経路に対して，津波防護施設及び浸水防止設備の設置により，津波の流入を防止可能であることを確認する。

(2) 評価方法

a. 遡上波の地上部からの到達，流入防止

遡上波による敷地周辺の遡上の状況を加味した浸水高さの分布と，設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画並びに重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画の設置された敷地の標高に基づく許容津波高さ又は津波防護対策を実施する場合はそれを踏まえた許容津波高さとの比較を行い，遡上波の地上部からの到達，流入の可能性の有無を評価する。

なお，評価においては，基準津波の策定位置における最高水位の年超過確率は 10^{-4} ～ 10^{-5} 程度であり，独立事象として津波と高潮が重畳する可能性は極めて低いと考えられるものの，高潮ハザードについては，プラント運転期間を超える再現期間 100 年に対する期待値 O.P. +1.95m と，入力津波で考慮した朔望平均満潮位 O.P. +1.43m と潮位のばらつき 0.16m の合計との差である 0.36m を参照する裕度とし，設計上の裕度の判断の際に考慮する。

高潮ハザードの再現期間 100 年に対する期待値については，観測地点「鮎川検潮所（気象庁）」における過去 41 年（1970 年～2010 年）の潮位観測記録に基づき求めた最高潮位の超過発生確率を参照する。図 3-1 に観測地点「鮎川検潮所（気象庁）」における最高潮位の超過発生確率，表 3-1 に観測地点「鮎川検潮所（気象庁）」における過去 41 年（1970 年～2010 年）の年最高潮位を示す。

b. 取水路，放水路等の経路からの津波の流入防止

津波が流入する可能性のある経路として，津波来襲時に海域と接続する循環水系，海水系及び屋外排水路の経路を特定する。

特定した各々の経路の標高に基づく許容津波高さ又は津波防護対策を実施する場合はそれを踏まえた許容津波高さとし，経路からの津波高さを比較することにより，津波防護対象設備を内包する建屋及び区画への津波の流入の可能性の有無を評価する。なお，流入の可能性に対する設計上の裕度評価の判断の際には，「a.

遡上波の地上部からの到達，流入の防止」と同様に裕度が確保できていることを確認する。

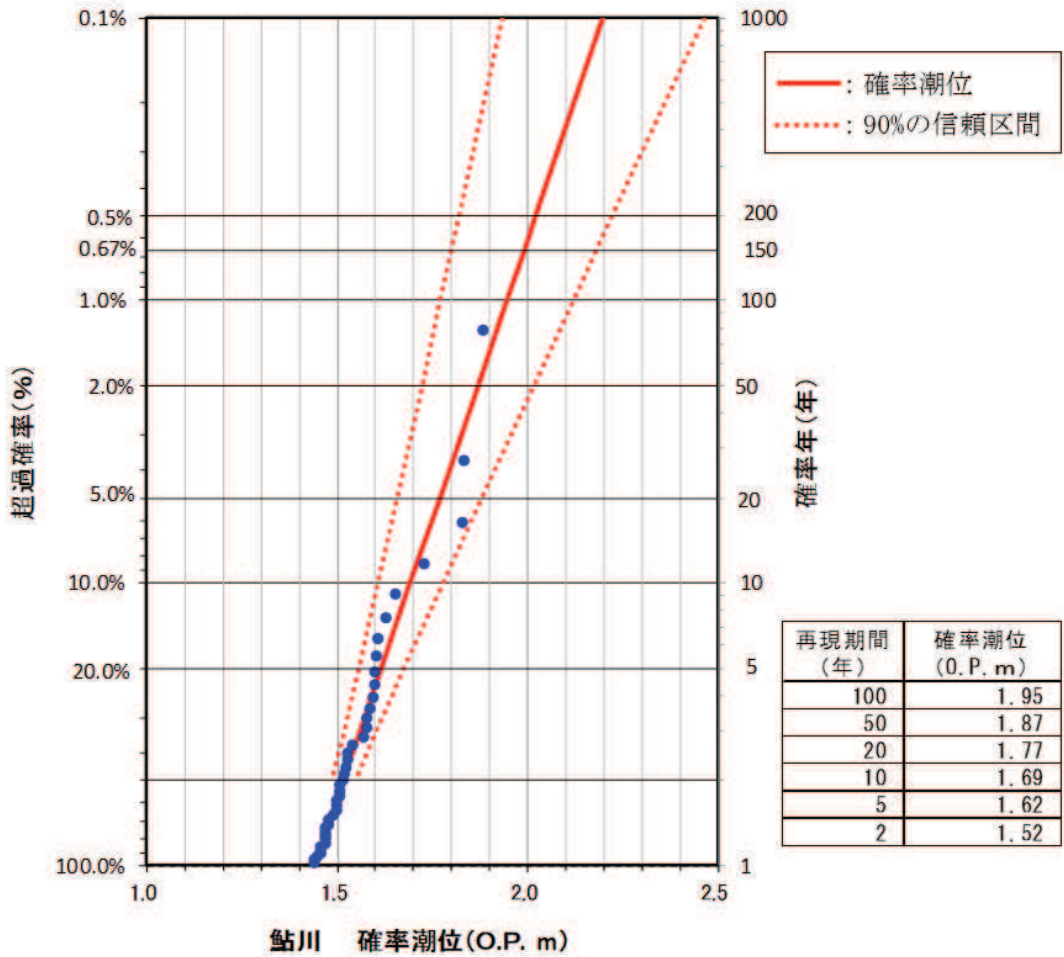


図 3-1 観測地点「鮎川検潮所」における最高潮位の超過確率

表 3-1 観測地点「鮎川検潮所」における年最高潮位* (1970年～2010年)

年	日付	時刻	年最高潮位(O.P.m)	順位	発生要因
1970	1月31日	8時00分	1.448		
1971	12月3日	15時00分	1.478		
1972	8月27日	5時00分	1.498		
1973	8月30日	4時00分	1.438		
1974	2月8日	16時00分	1.468		
1975	10月8日	17時00分	1.458		
1976	10月24日	16時00分	1.508		
1977	9月19日	19時00分	1.468		
1978	9月17日	3時00分	1.478		
1979	10月8日	5時00分	1.608	7	低気圧
1980	12月24日	16時00分	1.828	3	低気圧
1981	10月2日	17時00分	1.468		
1982	10月20日	17時00分	1.488		
1983	5月17日	5時00分	1.438		
1984	10月27日	16時00分	1.528		
1985	11月13日	15時00分	1.518		
1986	12月4日	16時00分	1.528		
1987	7月12日	3時00分	1.468		
1988	10月29日	17時00分	1.498		
1989	12月15日	16時00分	1.538		
1990	11月4日	15時00分	1.598	10	低気圧
1991	10月13日	17時00分	1.578		
1992	9月11日	15時00分	1.458		
1993	8月27日	23時00分	1.468		
1994	10月22日	16時00分	1.496		
1995	12月24日	16時00分	1.516		
1996	6月19日	4時00分	1.456		
1997	9月19日	17時00分	1.578		
1998	11月17日	14時00分	1.568		
1999	11月25日	16時00分	1.628	6	低気圧
2000	9月2日	18時00分	1.508		
2001	8月22日	5時00分	1.508		
2002	7月11日	3時00分	1.598	9	台風6号
2003	12月25日	15時00分	1.524		
2004	8月31日	4時00分	1.584		
2005	12月5日	17時00分	1.654	5	低気圧
2006	10月7日	15時00分	1.884	1	低気圧
2007	5月18日	3時00分	1.604	8	低気圧
2008	11月16日	16時00分	1.594		
2009	10月8日	16時00分	1.834	2	台風18号
2010	12月22日	15時00分	1.727	4	低気圧
最大値			1.884		
最小値			1.438		
最大最小差			0.446		—
平均			1.549		
標準偏差			0.107		

* 日本海洋データセンターホームページで公開されている
年最高潮位 (1970年～2010年) を利用

(3) 評価結果

a. 遡上波の地上部からの到達，流入の防止

遡上波による敷地周辺の遡上の状況，浸水の分布等の敷地への流入の可能性のある経路（以下「遡上経路」という。）を踏まえると，設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画並びに重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置される敷地のうち，O.P.+13.8mの敷地においては，遡上波が地上部から到達，流入することから，津波防護施設を設置することにより，津波防護対象設備へ影響を与えることはない。また，重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置される敷地のうち，O.P.+59.0m以上の敷地には，遡上波が到達，流入しないことから，津波防護対象設備へ影響を与えることはない。具体的な評価結果は，以下のとおり。

設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画並びに重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画のうち，原子炉建屋，タービン建屋及び制御建屋はO.P.+13.8mの敷地に設置している。また，屋外には，O.P.+13.8mの敷地面に排気筒，可搬型重大事故等対処設備保管場所である第3保管エリア，ピット構造にて，軽油タンクエリア（軽油タンク，燃料移送ポンプ），海水ポンプ室補機ポンプエリア及び復水貯蔵タンクを設置している。

なお，原子炉建屋と接続するトレンチや排気筒連絡ダクトは地下部に設置している。

これに対して，基準津波による遡上波が直接敷地に到達，流入することを防止できるように，敷地高さO.P.+13.8mに，高さ約15m（O.P.+29.0m）の防潮堤を設置する。防潮堤がつながる周囲の地山はO.P.+29.0m以上となっている。

一方，防潮堤位置での入力津波高さはO.P.+24.4mであり，防潮堤の高さには十分な裕度があることから，基準津波による遡上波が津波防護対象設備に到達，流入することはない。

なお，設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画を設置する敷地への遡上波の到達・流入の防止は防潮堤により達成しており，既存の地山斜面，盛土斜面等は活用していない。

緊急用電気品建屋，可搬型重大事故等対処設備保管場所である第1保管エリア，第2保管エリア及び第4保管エリア，緊急時対策建屋並びにガスタービン発電設備軽油タンク室は，O.P.+59.0mよりも高所に設置することから，津波による遡上波は到達しない。

これらの結果は，参照する裕度0.36mを考慮した場合においても十分な裕度がある。

表3-2に遡上波の地上部からの到達，流入評価結果を示す。

表 3-2 遡上波の地上部からの到達，流入評価結果

評価対象	①	②		裕度* ¹ (②-①)	評価
	入力津波 高さ (O.P.)	設置する 敷地高さ (O.P.)	防潮堤 高さ (O.P.)		
0.P.+13.8m の敷地に 設置される建屋・区画 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・制御建屋 ・軽油タンクエリア ・海水ポンプ室補機ポンプエリア ・復水貯蔵タンク ・トレンチ ・排気筒 ・排気筒連絡ダクト 	+24.4m* ²	+13.8m	+29.0m	4.6m* ³	○ 防潮堤高さが入力津波高さを上回っており，基準津波の遡上波は敷地に地上部から到達，流入しない
		<ul style="list-style-type: none"> ・第3保管エリア 			
0.P.+13.8m の敷地より 高所に設置される 建屋・区画	+24.4m* ²	+61.0m	+29.0m	36.6m* ³	○ 設置する敷地高さが入力津波高さを上回っており，基準津波の遡上波は敷地に地上部から到達，流入しない
		+61.3m		36.9m* ³	

*1 裕度の計算には「設置する敷地高さ」と「防潮堤高さ」の値のうち，大きい方を使用する

*2 朔望平均満潮位 (O.P.+1.43m) ，潮位のばらつき (0.16m) ，地殻変動量 (0.72m 沈降) を考慮

*3 参照する裕度 (0.36m) を考慮しても余裕がある

b. 取水路，放水路等の経路からの津波の流入防止

津波が流入する可能性がある流入経路を特定し，その経路ごとに津波防護対象設備を内包する建屋及び区画又は津波防護対象設備を内包する建屋及び区画の設置された敷地への流入の有無を評価した結果，津波防護対策として津波防護施設及び浸水防止設備を設置することにより，経路からの津波は流入しないことから津波防護対象設備へ影響を与えることはない。具体的な評価結果は以下のとおり。

(a) 津波防護対象設備を内包する建屋及び区画又は津波防護対象設備を内包する建屋及び区画の設置された敷地への経路からの津波が流入する可能性のある経路（流入経路）の特定

基準津波の来襲時に海域と接続し，津波防護対象設備を内包する建屋及び区画又は津波防護対象設備を内包する建屋及び区画の設置された敷地への津波の流入の可能性のある主な経路としては，表 3-3 に示すように，循環水系，海水系及び屋外排水路の流入箇所がある。

表 3-3(1) 流入経路特定結果(1/2)

流入経路		流入箇所	
取水路	2号機	循環水系	循環水ポンプ据付部
		海水系	海水ポンプ室スクリーンエリア 海水ポンプ室補機ポンプエリア床開口部 揚水井戸開口部 原子炉機器冷却海水配管ダクトへのアクセス用入口 海水ポンプ室スクリーンエリアの防潮壁下部配管貫通部 海水ポンプグラウンドドレン配管 補機冷却海水ポンプ据付部 (原子炉補機冷却海水ポンプ・高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ・タービン補機冷却海水ポンプ) 取水ピット水位計据付部
	1号機	循環水系	循環水ポンプ据付部
		海水系	海水ポンプ室スクリーンエリア 海水ポンプグラウンドドレン配管 補機冷却海水ポンプ据付部 (原子炉補機冷却海水ポンプ・非常用補機冷却海水ポンプ・残留熱除去海水ポンプ)
	3号機	循環水系	循環水ポンプ据付部
		海水系	海水ポンプ室スクリーンエリア 海水熱交換器建屋取水立坑 海水熱交換器建屋取水立坑へのアクセス用入口 海水熱交換器建屋補機ポンプエリア床開口部 揚水井戸開口部 海水ポンプ室スクリーンエリアの防潮壁下部配管・ケーブル貫通部 海水ポンプグラウンドドレン配管 補機冷却海水ポンプ据付部 (原子炉補機冷却海水ポンプ・高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ・タービン補機冷却海水ポンプ)

表 3-3(2) 流入経路特定結果(2/2)

流入経路		流入箇所		
放水路	2号機	循環水系	放水立坑 放水立坑エリアの防潮壁下部トレンチ貫通部 (ボール捕集器ピット連絡トレンチ配管・ケーブル貫通部, 復水器連続洗浄装置連絡配管トレンチ配管貫通部, HCW カナル放出トレンチ配管貫通部) 循環水系配管貫通部	
		海水系	放水立坑 補機冷却海水系放水路の防潮壁横断部	
	1号機	循環水系	放水立坑 循環水系配管貫通部	
		海水系	放水立坑 補機冷却海水系配管貫通部 (原子炉補機冷却海水系配管・非常用補機冷却海水系配管・残留熱除去海水系配管, タービン補機冷却海水系配管)	
	3号機	循環水系	放水立坑 放水立坑エリアの防潮壁下部トレンチ貫通部 (ボール捕集器ピット連絡トレンチ配管・ケーブル貫通部, 復水器連続洗浄装置連絡配管トレンチ配管貫通部) 循環水系配管貫通部	
		海水系	放水立坑 補機冷却海水系放水ピット開口部	
	屋外排水路		北側排水路の防潮堤横断部 南側排水路の防潮堤横断部	

(b) 特定した流入経路ごとの評価

イ. 取水路からの流入経路について

第2号機の取水側からの経路は、海域と接続する取水路、海水ポンプ室、循環水系配管を經由しタービン建屋内に至る経路と、海水ポンプ室から原子炉機器冷却海水配管ダクトを經由し原子炉建屋内及びタービン建屋内に至る経路で構成される（図3-2～図3-5）。

第1号機の取水側からの経路は、海域と接続する第1号機の取水路、海水ポンプ室、循環水系配管を經由し第1号機タービン建屋内に至る経路と、循環水系配管から分岐して補機冷却系トレンチを經由し第1号機制御建屋内に至る経路、海水ポンプ室から原子炉機器冷却海水配管ダクトを經由し第1号機原子炉建屋に至る経路で構成される（図3-2，図3-6，図3-7）。

第3号機の取水側からの経路は、海域と接続する第3号機の取水路、海水ポンプ室、循環水系配管を經由し第3号機タービン建屋内に至る経路と、第3号機海水ポンプ室から分岐して第3号機補機冷却海水系取水路、第3号機海水熱交換器建屋取水立坑を經由し海水熱交換器建屋内に至る経路で構成される（図3-2，図3-8～図3-11）。

これらの経路から敷地地上部への流入及び第2号機的设计基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に津波が流入する可能性について評価を行った。結果を以下に、また結果の一覧を表3-4にまとめて示す。

(イ) 敷地地上部への流入の可能性

取水路に繋がり第2号機的设计基準対象施設の津波防護対象設備を設置する敷地に津波が流入する可能性のある経路としては、第1号機海水ポンプ室スクリーンエリア、第2号機海水ポンプ室スクリーンエリア及び第3号機海水ポンプ室スクリーンエリア並びに第3号機海水熱交換器建屋取水立坑の開口部が挙げられる。第2号及び第3号機の海水ポンプ室スクリーンエリアはピット構造であり敷地地上面で開放されているが、第1号機においては、取水路流路の縮小により、参照する裕度(0.36m)を考慮しても津波高さが敷地高さに到達しないため、敷地地上部に津波は流入しない。第2号及び第3号機の海水ポンプ室スクリーンエリア並びに第3号機海水熱交換器建屋取水立坑においては、外郭防護の裕度評価の参照とする津波高さが敷地高さに到達するため、開口部の周りに十分な高さの防潮壁を設置し、この経路からの津波の流入を防止する。したがって、これらの経路から設計基準対象施設の津波防護対象設備を設置する敷地に津波が流入することはない（図3-3～図3-11，表3-4）。

なお、第1号機取水路の流路縮小工は、津波の引き波時の水位低下に対して、第1号機の性能維持施設である第1号機原子炉補機冷却海水ポンプ

及び第1号機非常用補機冷却海水ポンプを運転するために、必要な水路内貯留量を確保できる位置、廃止措置期間中にある第1号機の原子炉補機冷却海水ポンプ及び第1号機非常用補機冷却海水ポンプの維持に必要なとなる取水・放水機能への影響がない位置に設置する。流路縮小工の貫通部径の設定の考え方については、添付書類「VI-1-1-4-8-3-1 外郭浸水防護設備に係る設定根拠に関する説明書」に示す。

また、第2号及び第3号機の海水ポンプ室スクリーンエリア周りに設置する防潮壁には、作業上必要な場合に車両が進入・退出できるように、人力で15分以内に開閉可能な構造かつ閉止する際に特別な設備（クレーン等）を必要としない鋼製扉を設置するが、車両の進入・退出時を除き原則閉止運用とすることで津波の流入を防止する。

(ロ) 建屋及び区画への流入の可能性

取水路に繋がり第2号機の設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に流入する可能性のある経路としては、敷地地上面で開放されたピット構造となっている海水ポンプ室補機ポンプエリア床面の開口部が挙げられる。第2号機においては、管路解析により得られる補機ポンプエリアの入力津波高さが敷地高さに到達するため、床面の開口部に逆止弁付ファンネルを設置し、津波の流入を防止する。また、防潮壁の外側と内側のバイパス経路となる揚水井戸及び原子炉機器冷却海水配管ダクトに浸水防止蓋を設置し、海水ポンプ室スクリーンエリア防潮壁下部の配管及びケーブルの貫通部に止水処置を実施することで津波の流入を防止する。

第1号機においては、海水ポンプ室補機ポンプ・循環水ポンプエリアに直接海域に接続する開口として海水ポンプグランド dren 配管から津波が逆流し入口開口部から流入する可能性があるが、取水路流路の縮小により外郭防護の裕度評価の参照とする津波高さが敷地高さに到達しないため、敷地地上部に津波は流入しない。

第3号機においては、管路解析により得られる海水ポンプ室及び海水熱交換器建屋の入力津波高さが敷地高さに到達するため、海水熱交換器建屋床面の開口部に逆止弁付ファンネル及び浸水防止蓋を設置、海水熱交換器建屋の取水立坑へのアクセス用入口に水密扉を設置することで津波の流入を防止する。海水ポンプ室スクリーンエリアの防潮壁の外側と内側のバイパス経路となる揚水井戸に浸水防止蓋を設置し、海水ポンプ室スクリーンエリア防潮壁下部の配管及びケーブルの貫通部に止水処置を実施する。

また、屋外の第3号機海水ポンプ室循環水ポンプエリアには循環水ポンプ及び配管等が設置され、第3号機タービン建屋内に接続している。第3号機海水熱交換器建屋の屋外部には、原子炉補機冷却海水ポンプ、高圧炉

心スプレイ補機冷却海水ポンプ、タービン補機冷却海水ポンプ及び配管、弁等が設置され、第3号機海水熱交換器建屋の屋内部に接続している。これらの屋外に露出している設備について基準地震動 S_s による地震力及び津波の圧力に対して影響評価を実施し、バウンダリ機能が維持されることを確認した。また、第3号機タービン建屋及び第3号機海水熱交換器建屋の屋内部に設置されている海水系設備から、各建屋内部に津波が流入した場合を仮定し、敷地地上部への流入影響について評価を実施した。流入した津波は全て各建屋地下階空間部に貯留できることから、敷地地上部への津波の流入がないことを確認した。

なお、上記の第3号機海水ポンプ室及び第3号機海水熱交換器建屋に隣接する第3号機海水ポンプ室門型クレーンについては、女川2号機の原子炉起動前までに撤去することから、地震時に波及的影響を及ぼさない。

第2号及び第3号機において、海水ポンプグラウンドレン配管から津波が逆流し、入口開口部から流入する可能性があるが、排出先を変更（取水ピット→床側溝）することで、津波の流入を防止する。

同設備の配置を図3-3、図3-6、図3-8、図3-10に示す。

なお、平成23年（2011年）東北地方太平洋沖地震に伴う津波により、第2号機海水ポンプ室補機ポンプエリアへの津波の流入経路となった水位計貫通部については、安全対策工事完了時までにコンクリートにより閉塞することで津波の流入を防止する。

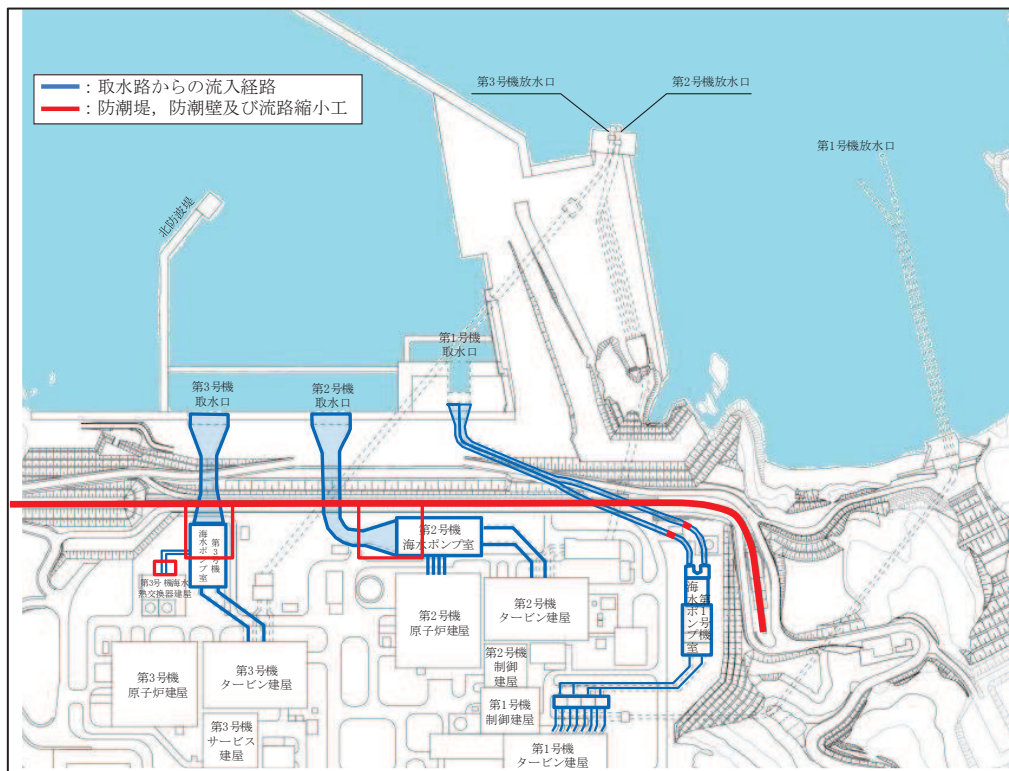


図 3-2 取水路配置図



図 3-3 第 2 号機 海水ポンプ室 流入対策配置図 (平面図)

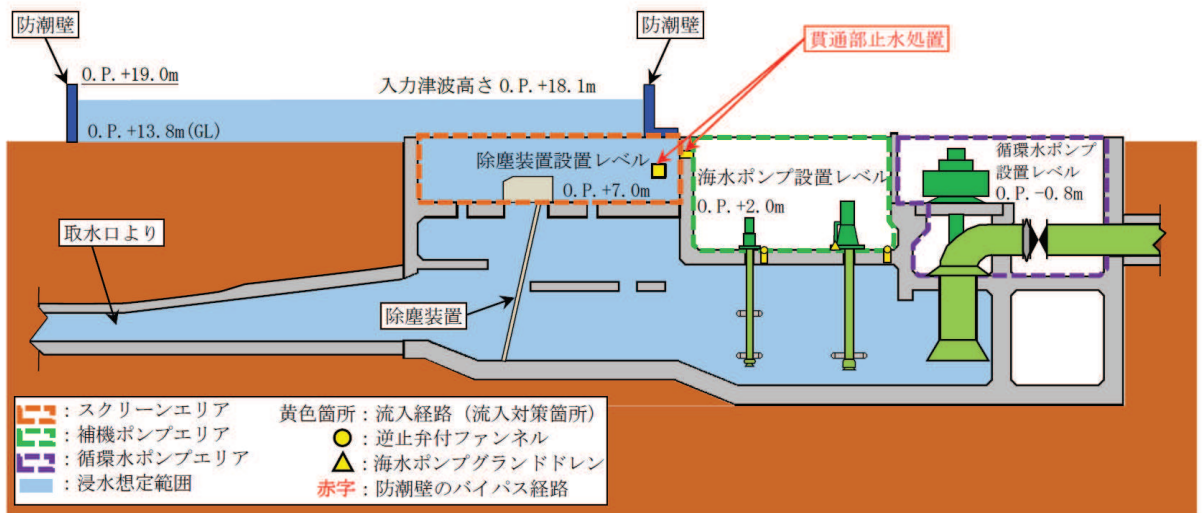


図 3-4 第 2 号機 海水ポンプ室 流入対策配置図 (A-A 断面図)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

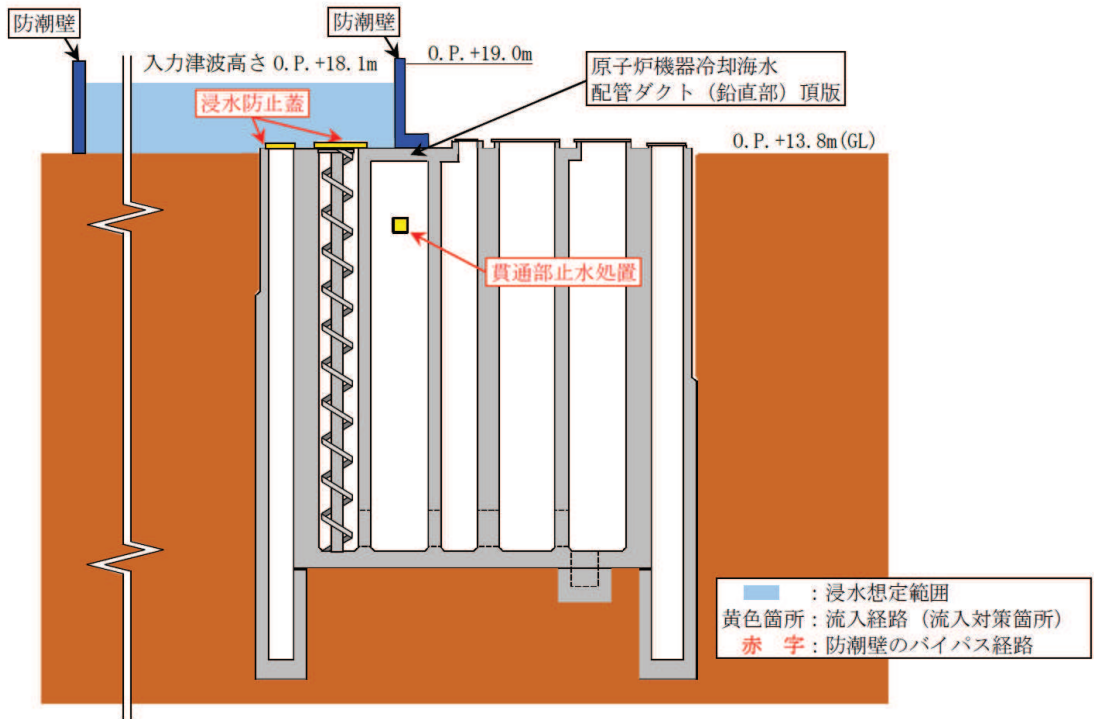


図 3-5 第 2 号機 海水ポンプ室 流入対策配置図 (B-B 断面図)

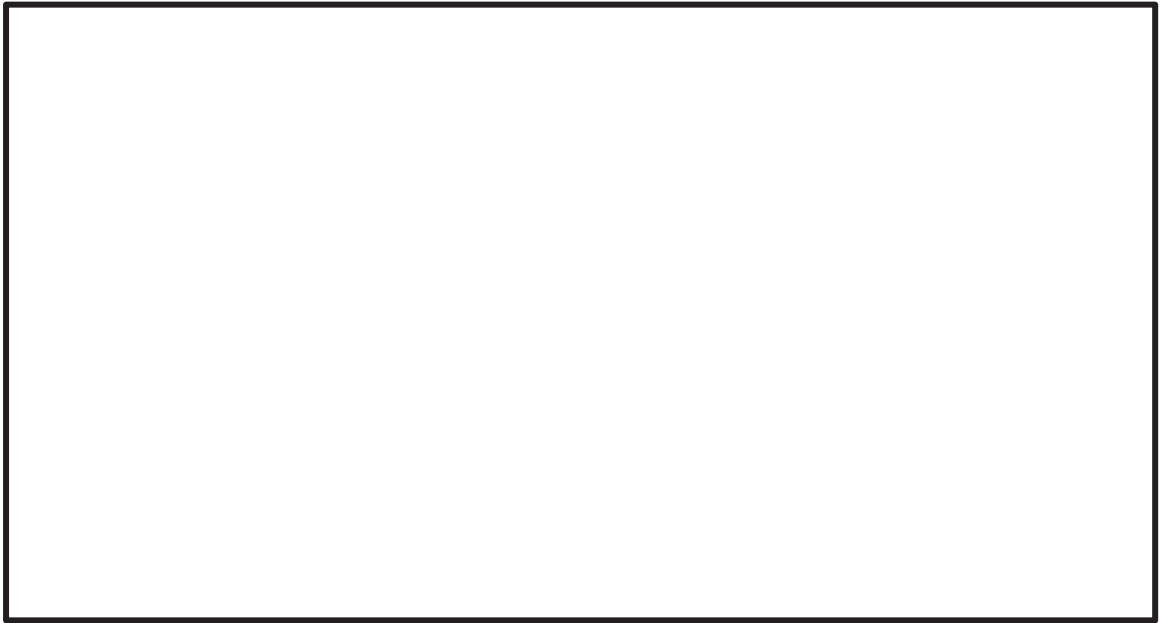


図 3-6 第 1 号機 海水ポンプ室 流入対策配置図 (平面図)

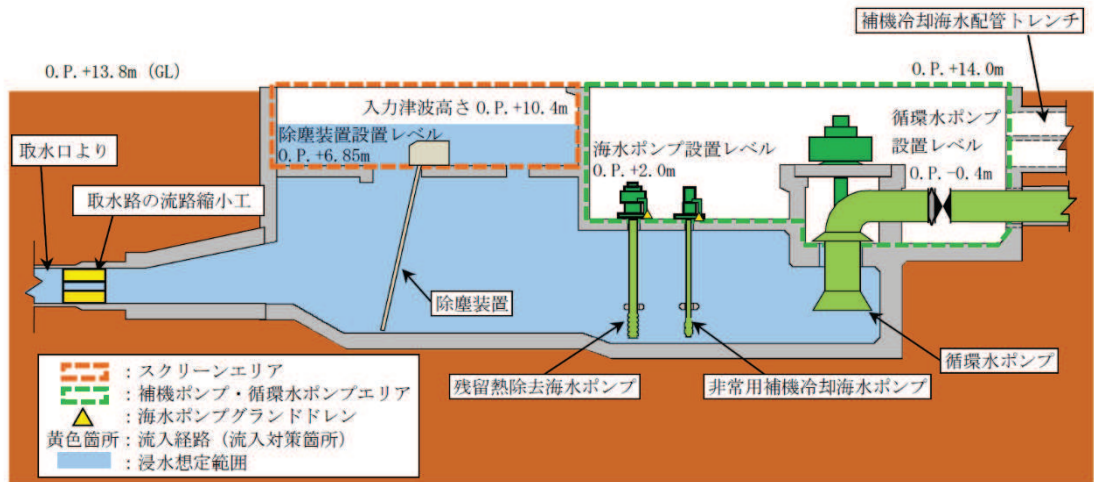


図 3-7 第 1 号機 海水ポンプ室 流入対策配置図 (A-A 断面図)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

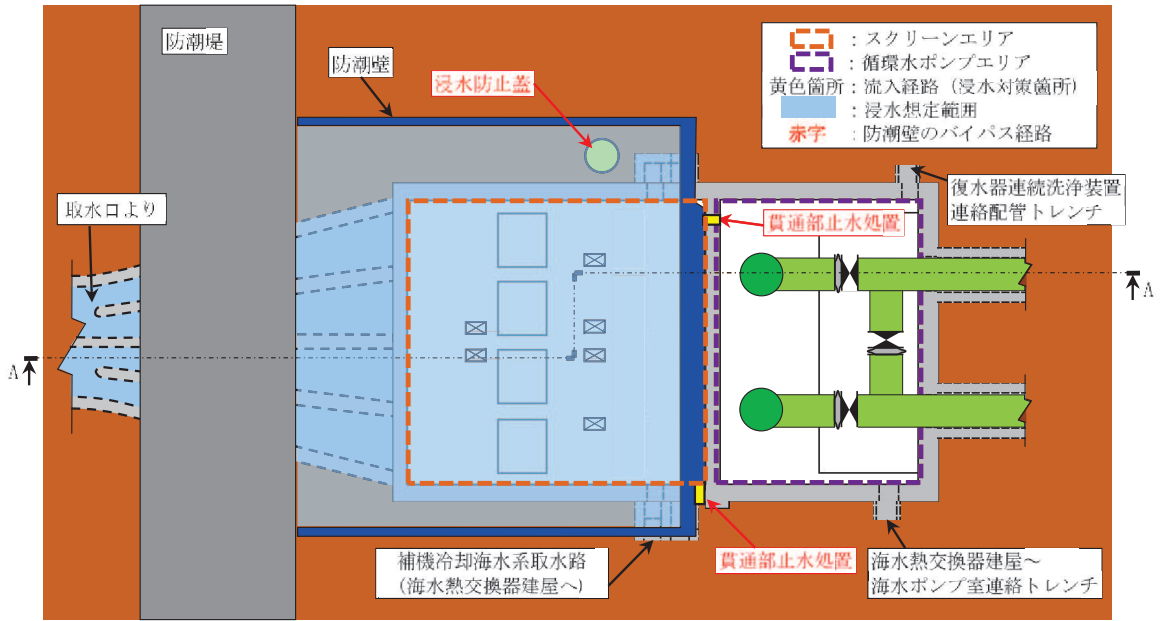


図 3-8 第 3 号機 海水ポンプ室 流入対策配置図 (平面図)

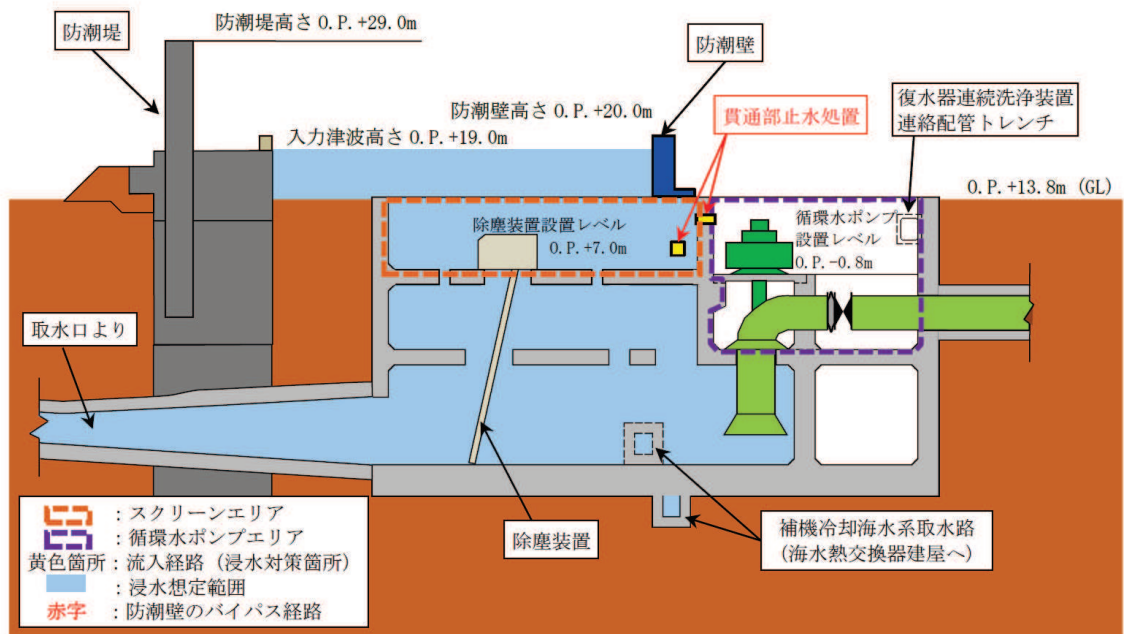


図 3-9 第 3 号機 海水ポンプ室 流入対策配置図 (A-A 断面図)

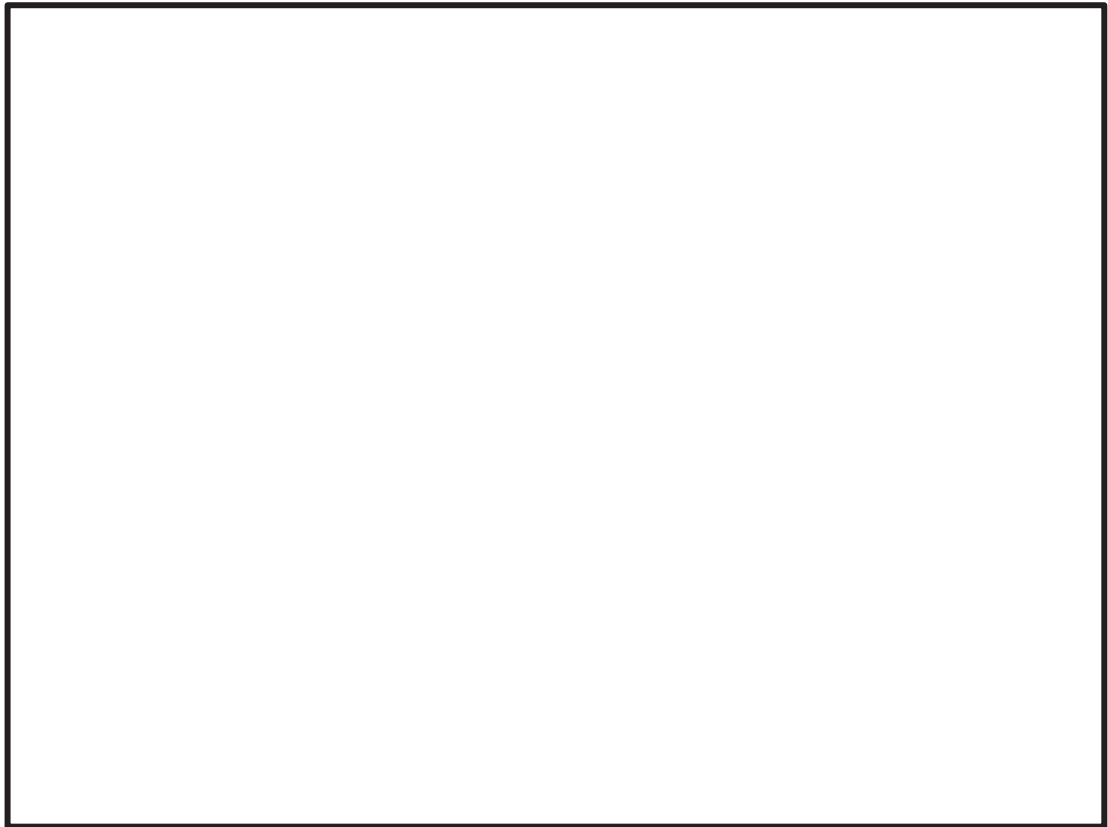


図 3-10 第 3 号機 海水熱交換器建屋 流入対策配置図 (平面図)

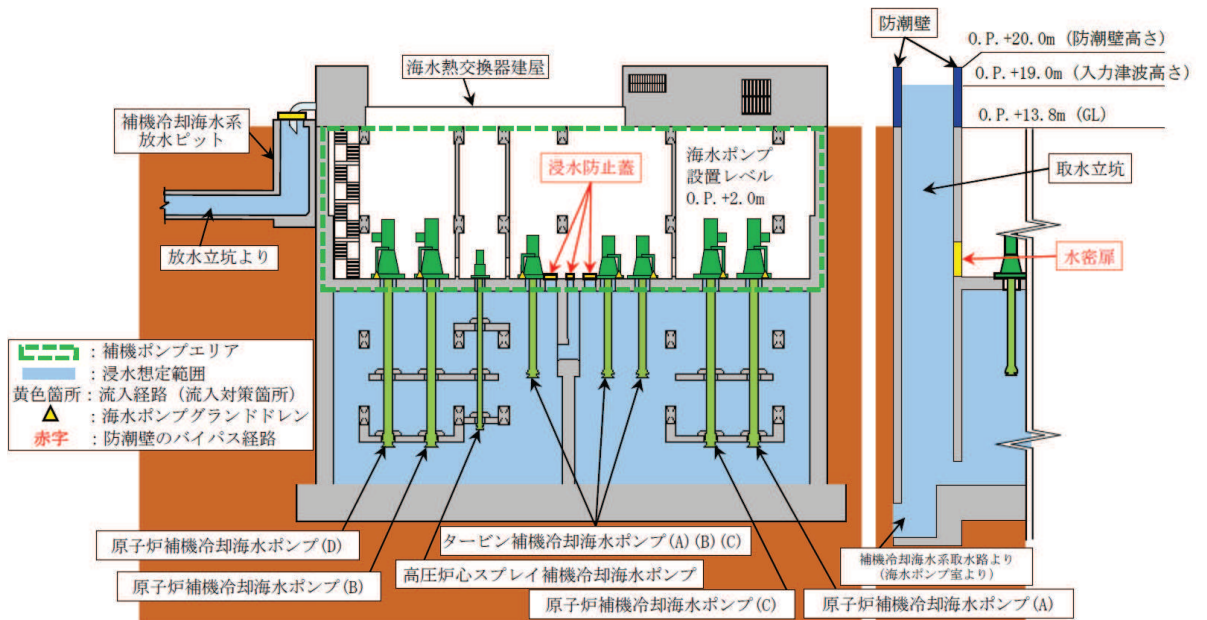


図 3-11 第 3 号機 海水熱交換器建屋 流入対策配置図

(左:A-A 断面図 右: B-B 断面図)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3-4 取水路からの津波の流入評価結果

流入経路		①入力 津波高さ (O.P.)	②許容 津波高さ (O.P.)	②-① 裕度	評価	
2号機	循環水系	海水ポンプ室	+18.1m	+19.0m ^{*1}	0.9m ^{*5}	○ 許容津波高さが入力津波高さを上回っており、敷地に津波は流入しない
	海水系	海水ポンプ室	+18.1m	+19.0m ^{*1}	0.9m ^{*5}	○ 許容津波高さが入力津波高さを上回っており、敷地に津波は流入しない
1号機	循環水系	海水ポンプ室	+10.4m	+14.0m ^{*2}	3.6m ^{*5}	○ 許容津波高さが入力津波高さを上回っており、敷地に津波は流入しない
	海水系	海水ポンプ室	+10.4m	+14.0m ^{*2}	3.6m ^{*5}	○ 許容津波高さが入力津波高さを上回っており、敷地に津波は流入しない
3号機	循環水系	海水ポンプ室	+19.0m	+20.0m ^{*3}	1.0m ^{*5}	○ 許容津波高さが入力津波高さを上回っており、敷地に津波は流入しない
	海水系	海水ポンプ室	+19.0m	+20.0m ^{*3}	1.0m ^{*5}	○ 許容津波高さが入力津波高さを上回っており、敷地に津波は流入しない
		海水熱交換器 建屋	+19.0m	+20.0m ^{*4}	1.0m ^{*5}	○ 許容津波高さが入力津波高さを上回っており、敷地に津波は流入しない

*1：2号機海水ポンプ室防潮壁の高さ

*2：1号機海水ポンプ室の高さ

*3：3号機海水ポンプ室防潮壁の高さ

*4：3号機海水熱交換器建屋取水立坑防潮壁の高さ

*5：参照する裕度（0.36m）を考慮しても余裕がある

ロ. 放水路からの流入経路について

第2号機の放水側からの経路は、タービン建屋から循環水系配管、放水立坑、放水路を經由し海域に至る経路と、原子炉建屋及びタービン建屋から補機冷却海水系放水路、放水立坑、放水路を經由し海域に至る経路で構成される（図3-12～図3-15）。

第1号機の放水側からの経路は、第1号機タービン建屋から循環水系配管、放水立坑、放水路を經由し海域に至る経路と、第1号機原子炉建屋及び第1号機制御建屋から補機冷却海水系放水路、放水立坑、放水路を經由し海域に至る経路で構成される（図3-12、図3-16、図3-17）。

第3号機の放水側からの経路は、第3号機タービン建屋から循環水系配管、放水立坑、放水路を經由し海域に至る経路と、第3号機海水熱交換器建屋から補機冷却海水系放水ピット、補機冷却海水系放水路、放水立坑、放水路を經由し海域に至る経路で構成される（図3-12、図3-18～図3-20）。

これらの経路から敷地地上部への流入及び第2号機の設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に津波が流入する可能性について評価を行った。結果を以下に、また結果の一覧を表3-5にまとめて示す。

(イ) 敷地地上部への流入の可能性

放水路に繋がり第2号機の設計基準対象施設の津波防護対象設備を設置する敷地に津波が流入する可能性のある経路としては、第1号機放水路、第2号機放水路、第3号機放水路の放水立坑及び補機冷却海水系放水ピットの開口部が挙げられる。これらは敷地地上面で開口しているが、第1号機放水路においては、放水路の流路の縮小により外郭防護の裕度評価の参照とする津波高さが敷地高さに到達しないため、敷地地上部に津波は流入しない。また、第2号機放水路及び第3号機放水路においては、外郭防護の裕度評価の参照とする津波高さが敷地高さに到達するため、放水立坑エリア周りに十分な高さの防潮壁を設置し、この経路からの津波の流入を防止する。また、第3号機補機冷却海水系放水ピットには浸水防止蓋を設置するとともに、浸水防止蓋を貫通する屋外に露出する配管は基準地震動 S_s による地震力及び津波の圧力に対してバウンダリ機能を維持し、貫通部には止水処置を実施する。なお、第2号機放水立坑壁面及び第3号機放水立坑壁面に循環水系配管貫通部があるが、当該貫通部は立坑壁面と循環水系配管が一体構造（配管設置後にコンクリートを打設）となっていることにより密着性を確保していることから津波の流入経路になることはない。したがって、これらの経路から設計基準対象施設の津波防護対象設備を設置する敷地に津波が流入することはない（図3-13～図3-21）。

なお、第1号機放水路の流路縮小工は、施工性及び保守管理性の観点か

ら、敷地内の放水立坑付近、廃止措置期間中にある第1号機の性能維持施設である第1号機原子炉補機冷却海水ポンプ並びに第1号機非常用補機冷却海水ポンプの維持に必要な取水・放水機能への影響がない位置に設置する。流路縮小工の貫通部径の設定の考え方については、添付書類「VI-1-1-4-8-3-1 外郭浸水防護設備に係る設定根拠に関する説明書」に示す。

また、第2号機放水路及び第3号機放水路の放水立坑エリア周りに設置する防潮壁には、作業上必要な場合に車両が進入・退出できるように、人力で15分以内に開閉可能な構造かつ閉止する際に特別な設備（クレーン等）を必要としない鋼製扉を設置するが、車両の進入・退出時を除き原則閉止運用とすることで津波の流入を防止する。

(ロ) 建屋及び区画への流入の可能性

放水路に繋がり第2号機の設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に流入する可能性のある経路としては、防潮壁の外側と内側をバイパスする開口部が考えられる。

第2号機においては、放水立坑エリア防潮壁下部の第2号機ボール捕集器ピット連絡トレンチ、第2号機復水器連続洗浄装置連絡配管トレンチ及び第2号機HCWカナル放出トレンチに配管及びケーブルの貫通部があるため、貫通部に止水処置を実施することで津波の流入を防止する。

第2号機補機冷却海水系放水路には防潮壁横断部に開口があるため、逆流防止設備を設置し、津波の流入を防止することから津波の流入経路になることはない。

第1号機においては、放水立坑への経路として循環水系配管、原子炉補機冷却海水系配管、非常用補機冷却海水系配管、残留熱除去海水系配管及びタービン補機冷却海水系配管の貫通部があるが、第1号機においては、放水路の流路の縮小により外郭防護の裕度評価の参照とする津波高さが敷地高さに到達しないため、敷地地上部に津波は流入しない。

第3号機においては、放水立坑エリア防潮壁下部の第3号機ボール捕集器ピット連絡トレンチ及び第3号機復水器連続洗浄装置連絡配管トレンチに配管及びケーブルの貫通部があるため、貫通部に止水処置を実施することで津波の流入を防止する。

同設備の配置を図3-13～図3-21に示す。

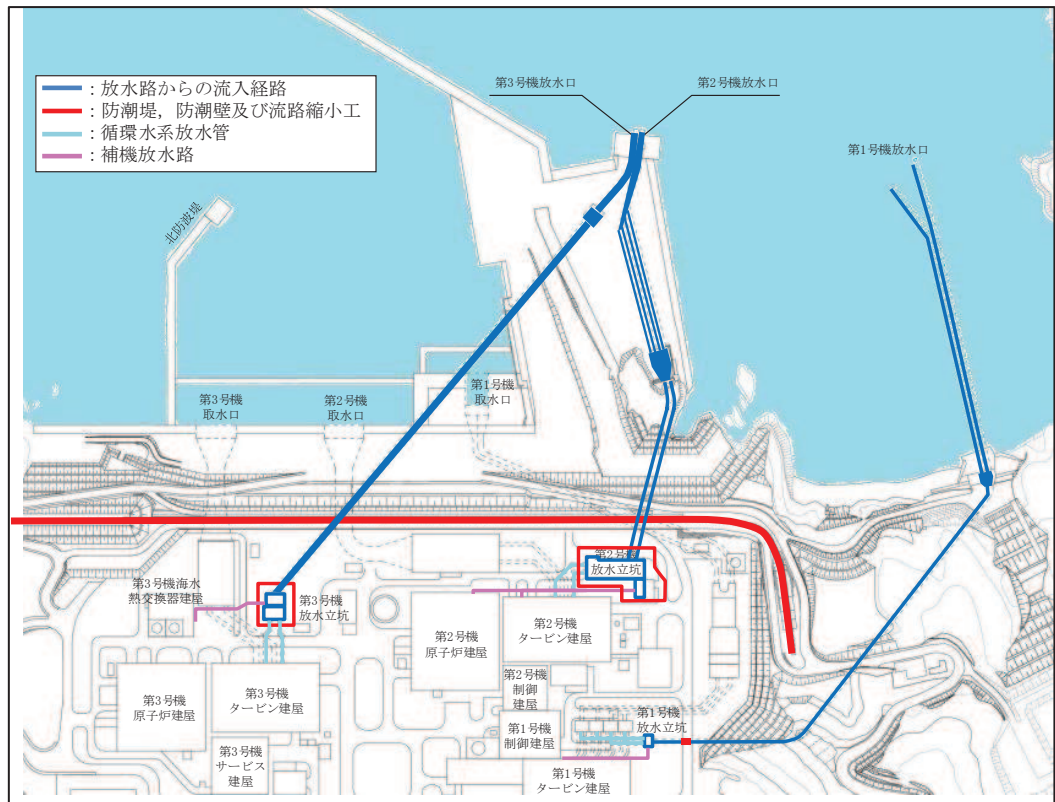


図 3-12 放水路配置図

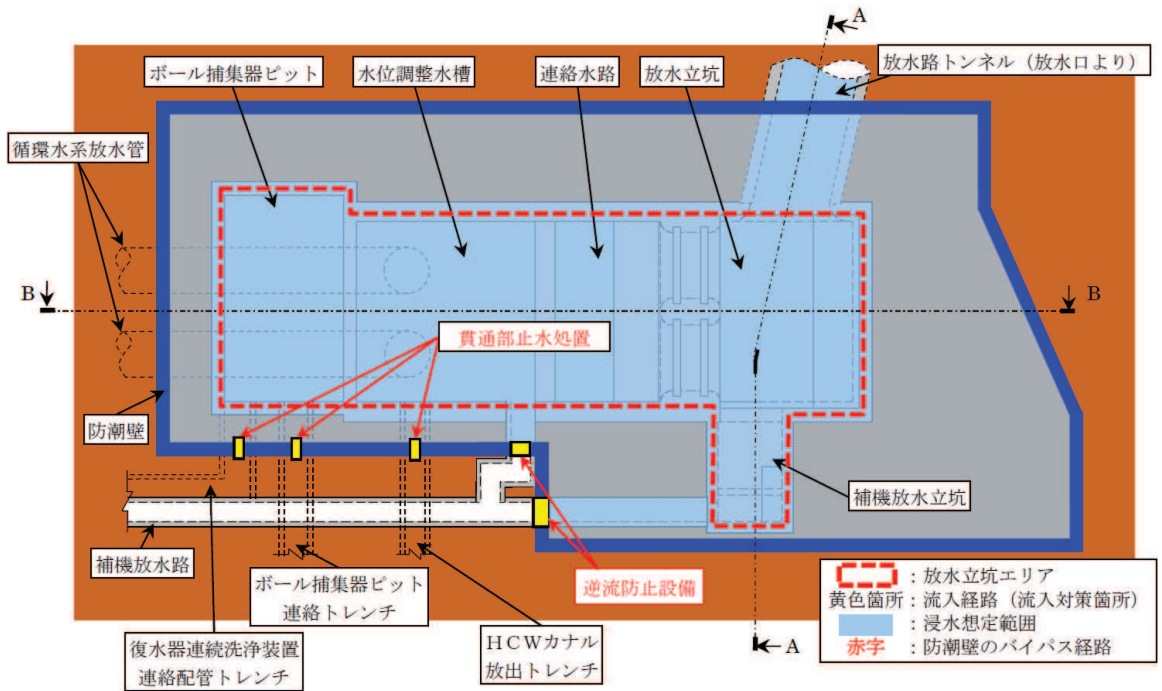


図 3-13 第 2 号機 放水立坑 流入対策配置図 (平面図)

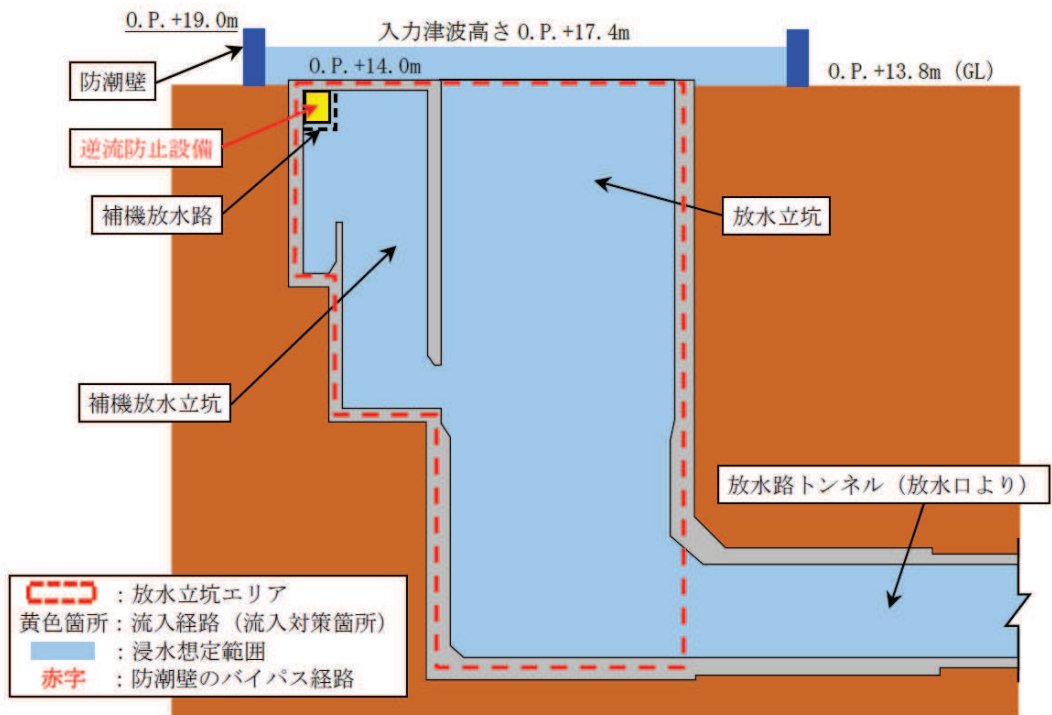


図 3-14 第 2 号機 放水立坑 流入対策配置図 (A-A 断面図)

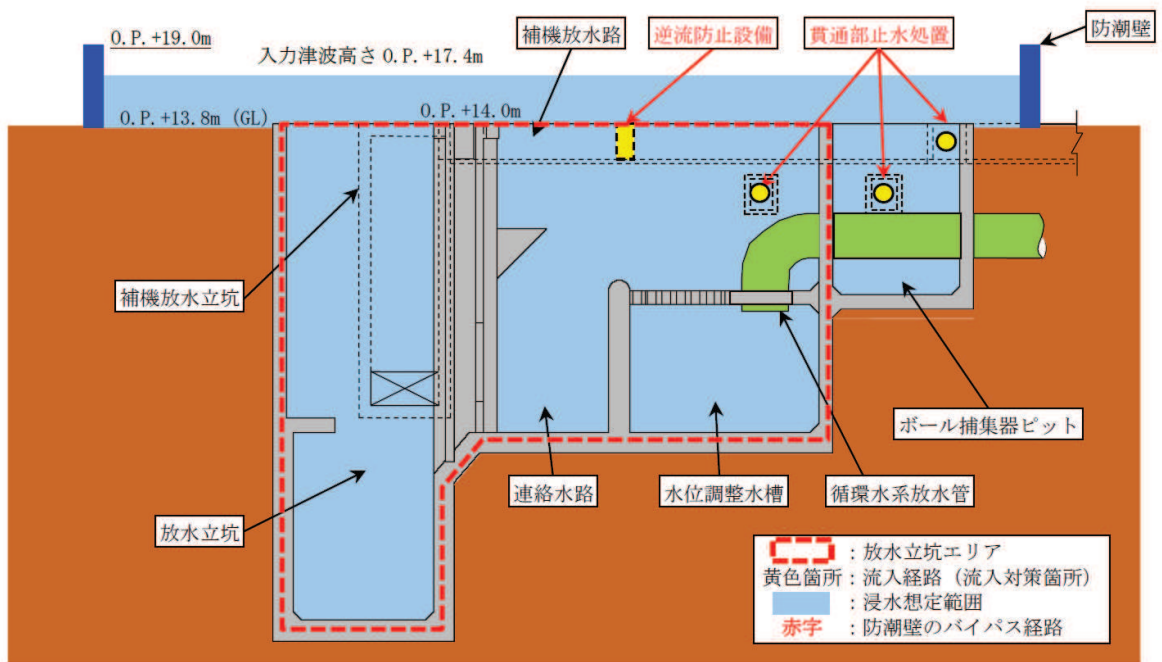


図 3-15 第 2 号機 放水立坑 流入対策配置図 (B-B 断面図)

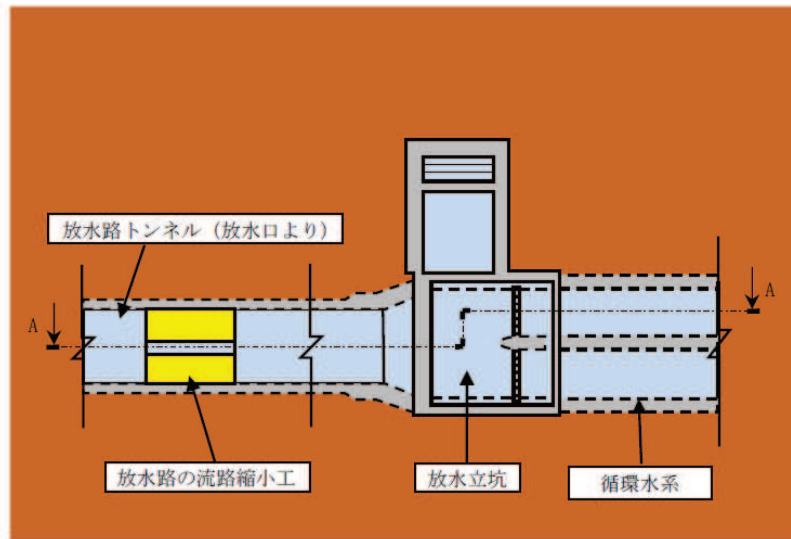


図 3-16 第 1 号機 放水立坑 流入対策配置図 (平面図)

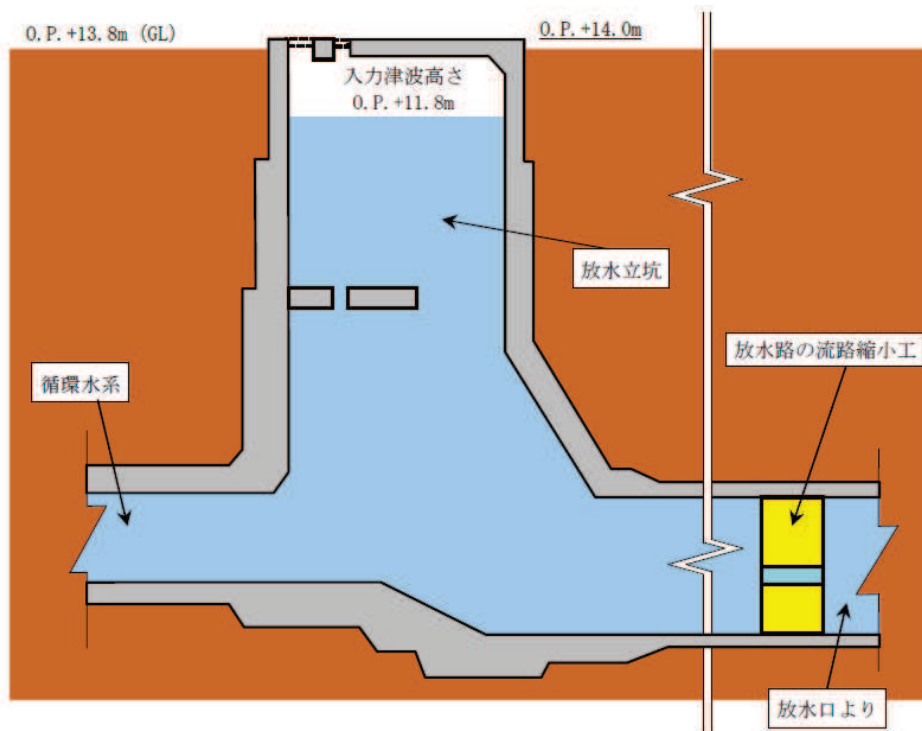


図 3-17 第 1 号機 放水立坑 流入対策配置図 (A-A 断面図)

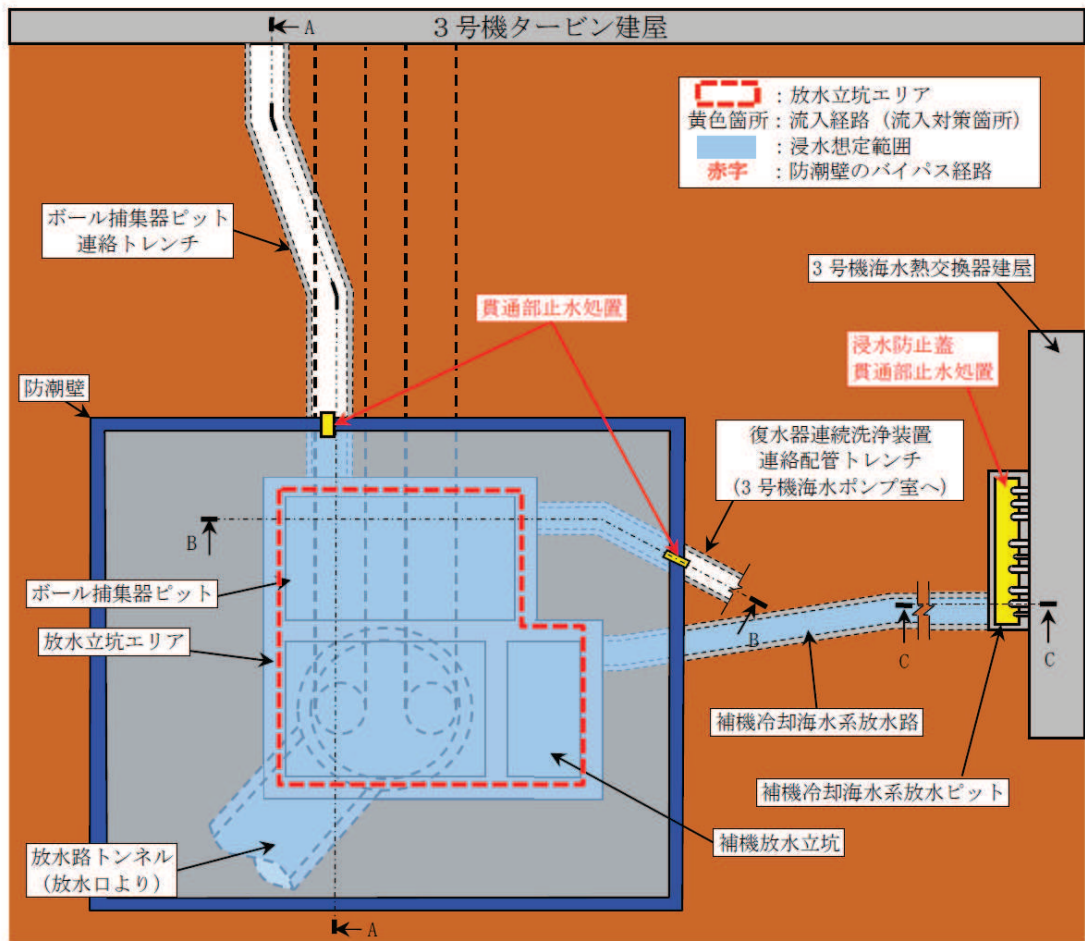


図 3-18 第 3 号機 放水立坑 流入対策配置図 (平面図)

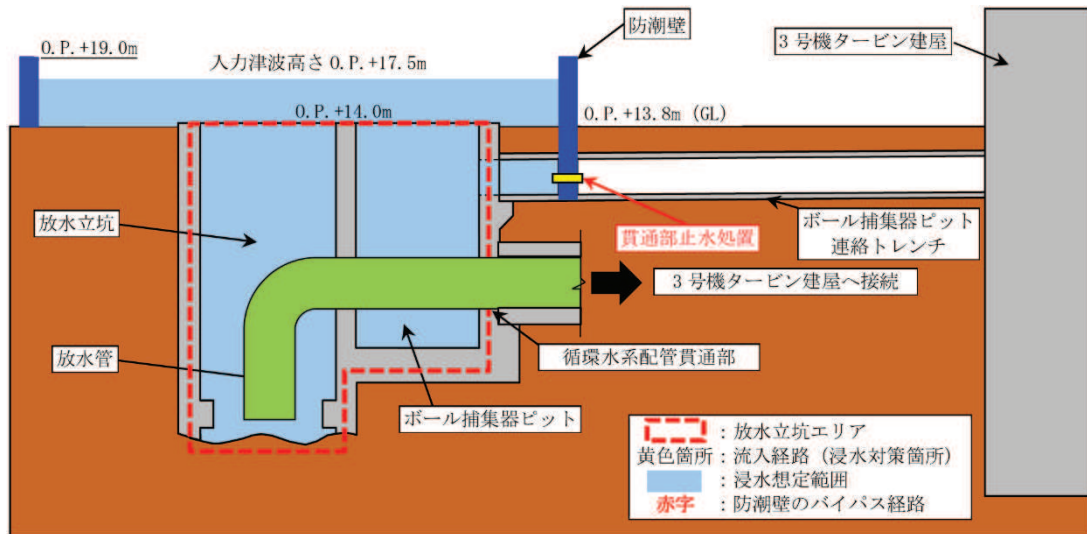


図 3-19 第 3 号機 放水立坑 流入対策配置図 (A-A 断面図)

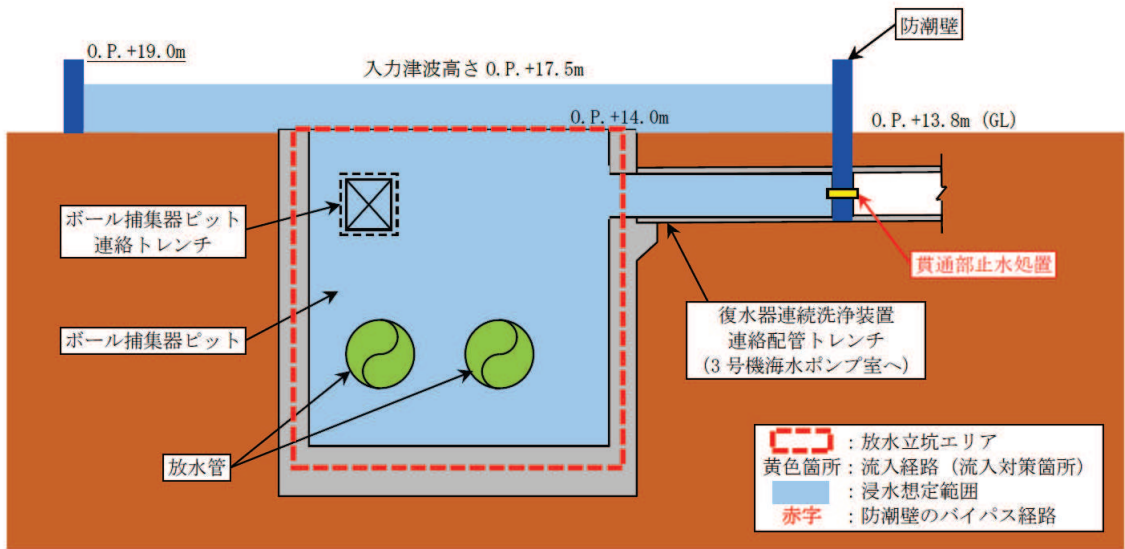


図 3-20 第 3 号機 放水立坑 流入対策配置図 (B-B 断面図)

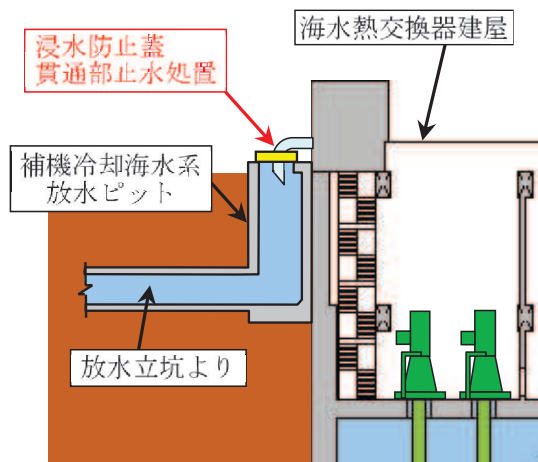


図 3-21 第 3 号機 放水立坑 流入対策配置図 (C-C 断面図)

表 3-5 放水路からの津波の流入評価結果

流入経路		①入力 津波高さ (O. P.)	②許容 津波高さ (O. P.)	②-① 裕度	評価	
2号機	循環水系	放水立坑	+17.4m	+19.0m ^{*1}	1.6m ^{*4}	○ 許容津波高さが入力津波高さを上回っており、敷地に津波は流入しない
	海水系	放水立坑	+17.4m	+19.0m ^{*1}	1.6m ^{*4}	○ 許容津波高さが入力津波高さを上回っており、敷地に津波は流入しない
1号機	循環水系	放水立坑	+11.8m	+14.0m ^{*2}	2.2m ^{*4}	○ 許容津波高さが入力津波高さを上回っており、敷地に津波は流入しない
	海水系	放水立坑	+11.8m	+14.0m ^{*2}	2.2m ^{*4}	○ 許容津波高さが入力津波高さを上回っており、敷地に津波は流入しない
3号機	循環水系	放水立坑	+17.5m	+19.0m ^{*3}	1.5m ^{*4}	○ 許容津波高さが入力津波高さを上回っており、敷地に津波は流入しない
	海水系	放水立坑	+17.5m	+19.0m ^{*3}	1.5m ^{*4}	○ 許容津波高さが入力津波高さを上回っており、敷地に津波は流入しない

*1：2号機放水立坑防潮壁の高さ

*2：1号機放水立坑の高さ

*3：3号機放水立坑防潮壁の高さ

*4：参照する裕度（0.36m）を考慮しても余裕がある

ハ. 屋外排水路からの流入経路について

屋外排水路は、敷地内の雨水排水を海域まで自然流下させる排水路であるが、屋外排水路と設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋は直接接続されていない。

屋外排水路は、原子炉建屋等を設置するエリア（O.P.+13.8m）で2箇所を集水して防潮堤を横断し、海域に排水する構造となっている。屋外排水路の防潮堤横断部（海側法尻部）には逆流防止設備を設置することから、津波が流入することはない。

なお、屋外排水路の防潮堤横断部（海側法尻部）に設置する逆流防止設備は開閉機能を有していることから、開閉機能が維持されていることを確認するため、日常点検及びパトロールを実施することを保安規定に定めて管理する。

(c) 各経路からの流入評価まとめ

各経路からの流入評価の結果一覧を表 3-6 に示す。表 3-6 に示すとおり、各経路からの流入を防止でき、高潮ハザードを考慮した参照する裕度である 0.36m と比較しても設計上の裕度がある。

表 3-6(1) 各経路からの津波の流入評価結果(1/4)

流入経路		流入箇所	①入力 津波高さ (O.P.)	②許容 津波高さ (O.P.)	②-① 裕度	評価				
取水路	2号機	循環水系	+18.1m	+19.0m*1	0.9m*9	○ 許容津波高さが入力 津波高さを上回って おり、敷地に津波は流 入しない				
		海水系								
	1号機	循環水系					+10.4m	+14.0m*2	3.6m*9	○ 許容津波高さが入力 津波高さを上回って おり、敷地に津波は流 入しない
		海水系								

*1: 2号機海水ポンプ室防潮壁の高さ

*2: 1号機海水ポンプ室の高さ

*3: 3号機海水ポンプ室防潮壁の高さ

*4: 3号機海水熱交換器建屋防潮壁の高さ

*5: 2号機放水立坑防潮壁の高さ

*6: 1号機放水立坑の高さ

*7: 3号機放水立坑防潮壁の高さ

*8: 防潮堤の高さ

*9: 参照する裕度(0.36m)を考慮しても余裕がある

表 3-6(2) 各経路からの津波の流入評価結果(2/4)

流入経路		流入箇所		①入力 津波高さ (O.P.)	②許容 津波高さ (O.P.)	②-① 裕度	評価	
取水 路	3号機	循環水系		循環水ポンプ据付部	+19.0m	+20.0m ^{*3}	1.0m ^{*9}	○ 許容津波高さが入力 津波高さを上回って おり,敷地に津波は流 入しない
		海水系	海水 ポンプ 室	海水ポンプ室スクリーンエリア 揚水井戸開口部 海水ポンプ室スクリーンエリアの防潮壁下部配 管・ケーブル貫通部				
			海水熱 交換器 建屋	海水熱交換器建屋取水立坑 海水熱交換器建屋取水立坑へのアクセス用入口 海水熱交換器建屋補機ポンプエリア床開口部 海水ポンプグランドドレン配管 補機冷却海水ポンプ据付部 (原子炉補機冷却海水ポンプ・高圧炉心スプレ イ補機冷却海水ポンプ・タービン補機冷却海水ポン プ)				
			+19.0m	+20.0m ^{*4}	1.0m ^{*9}	○ 許容津波高さが入力 津波高さを上回って おり,敷地に津波は流 入しない		

*1: 2号機海水ポンプ室防潮壁の高さ

*2: 1号機海水ポンプ室の高さ

*3: 3号機海水ポンプ室防潮壁の高さ

*4: 3号機海水熱交換器建屋防潮壁の高さ

*5: 2号機放水立坑防潮壁の高さ

*6: 1号機放水立坑の高さ

*7: 3号機放水立坑防潮壁の高さ

*8: 防潮堤の高さ

*9: 参照する裕度(0.36m)を考慮しても余裕がある

表 3-6(3) 各経路からの津波の流入評価結果(3/4)

流入経路		流入箇所	①入力 津波高さ (O.P.)	②許容 津波高さ (O.P.)	②-① 裕度	評価
放水路	2号機	循環水系	+17.4m	+19.0m*5	1.6m*9	○ 許容津波高さが入力 津波高さを上回って おり、敷地に津波は流 入しない
		海水系				
	1号機	循環水系	+11.8m	+14.0m*6	2.2m*9	○ 許容津波高さが入力 津波高さを上回って おり、敷地に津波は流 入しない
		海水系				
	3号機	循環水系	+17.5m	+19.0m*7	1.5m*9	○ 許容津波高さが入力 津波高さを上回って おり、敷地に津波は流 入しない
		海水系				

*1: 2号機海水ポンプ室防潮壁の高さ
 *2: 1号機海水ポンプ室の高さ
 *3: 3号機海水ポンプ室防潮壁の高さ
 *4: 3号機海水熱交換器建屋防潮壁の高さ
 *5: 2号機放水立坑防潮壁の高さ

*6: 1号機放水立坑の高さ
 *7: 3号機放水立坑防潮壁の高さ
 *8: 防潮堤の高さ
 *9: 参照する裕度 (0.36m) を考慮しても余裕がある

表 3-6(4) 各経路からの津波の流入評価結果(4/4)

流入経路	流入箇所	①入力 津波高さ (O.P.)	②許容 津波高さ (O.P.)	②-① 裕度	評価
屋外排水路	北側排水路の防潮堤横断部	+24.4m	+29.0m* ⁸	4.6m* ⁹	○ 許容津波高さが入力 津波高さを上回って おり、敷地に津波は 流入しない
	南側排水路の防潮堤横断部	+24.4m	+29.0m* ⁸	4.6m* ⁹	

*1: 2号機海水ポンプ室防潮壁の高さ

*2: 1号機海水ポンプ室の高さ

*3: 3号機海水ポンプ室防潮壁の高さ

*4: 3号機海水熱交換器建屋防潮壁の高さ

*5: 2号機放水立坑防潮壁の高さ

*6: 1号機放水立坑の高さ

*7: 3号機放水立坑防潮壁の高さ

*8: 防潮堤の高さ

*9: 参照する裕度(0.36m)を考慮しても余裕がある

(4) 津波防護対策

「(3) 評価結果」にて示すとおり，敷地への流入防止（外郭防護1）を実施するため，津波防護施設として，防潮堤，防潮壁，取放水路流路縮小工及び貯留堰を設置する。浸水防止設備として，逆流防止設備，水密扉，浸水防止蓋，逆止弁付ファンネルを設置する。また，貫通部の止水処置を実施する。

外郭防護として津波防護施設及び浸水防止設備を設置する際には，設計上の裕度を考慮することとする。

これらの設備の位置の概要を図 3-22 に示す。また，詳細な設計方針については，添付書類「VI-1-1-2-2-5 津波防護に関する施設の設計方針」に示す。

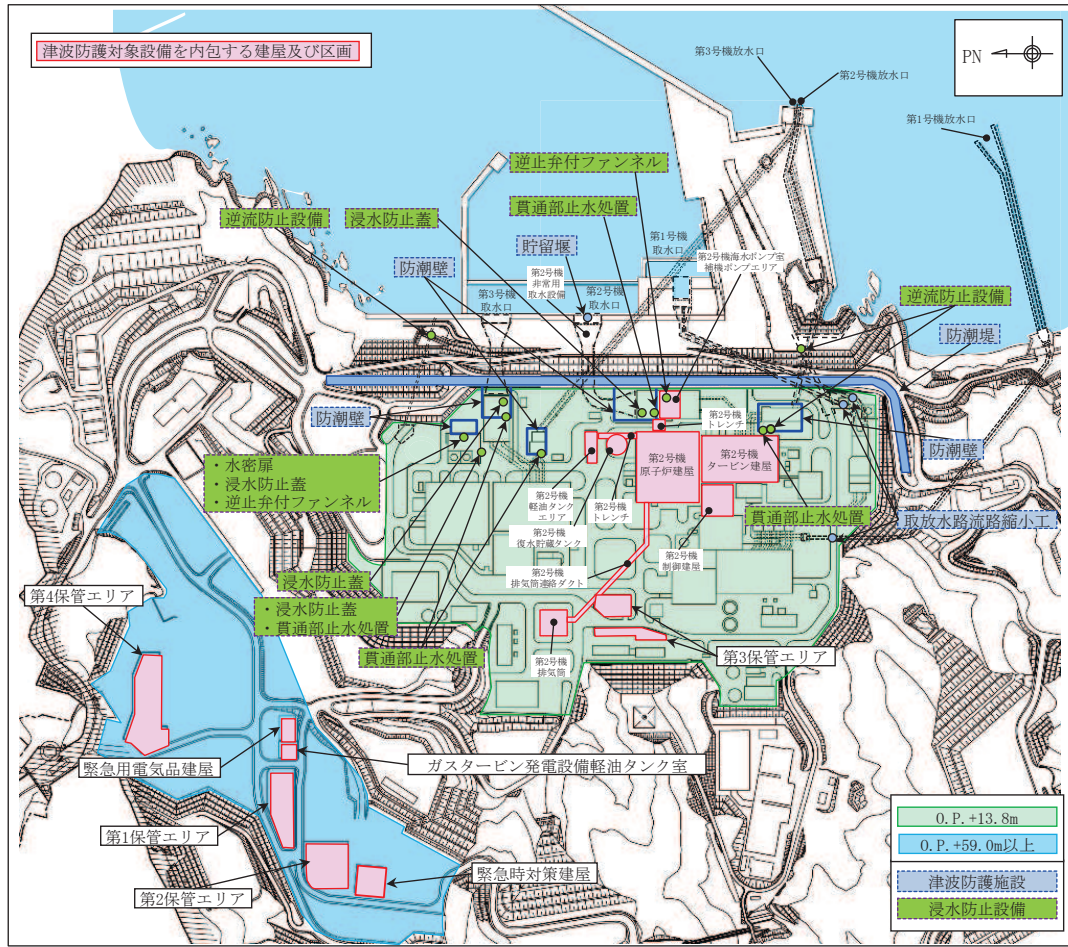


図 3-22 津波防護施設及び浸水防止設備の位置の概要図

3.3 漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護2）に係る評価

津波防護対象設備への影響評価のうち、漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護2）に係る評価に当たっては、漏水によって津波防護対象設備が有する重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止するための評価を行うため、「(1) 評価方針」にて評価を行う方針を定め、「(2) 評価方法」に定める評価方法を用いて評価を実施し、評価の結果を「(3) 評価結果」に示す。

評価において、漏水する可能性があると確認された箇所については、「(4) 津波防護対策」に示す対策を実施することにより、漏水によって津波防護対象設備が有する重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないこととし、この場合の「(3) 評価結果」は、津波防護対策を踏まえて示すこととする。

(1) 評価方針

津波が敷地に来襲した場合、「3.2 敷地への流入防止（外郭防護1）に係る評価」の「(4) 津波防護対策」に示す津波防護対策を講じた上でもなお漏れる水及び取水・放水設備の構造上、津波による圧力上昇により漏れる水を漏水と位置付け、ここでは、漏水による浸水範囲を想定（以下「浸水想定範囲」という。）し、浸水想定範囲の境界において、浸水想定範囲外に流出する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）に対して浸水対策を施すことにより浸水範囲を限定する。

また、浸水想定範囲及びその周辺に津波防護対象設備がある場合は、防水区画化を行い、漏水によって津波防護対象設備が有する重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響がないことを評価する。さらに、浸水想定範囲における長期間の浸水が想定される場合は、排水設備を設置する必要性を評価する。具体的には、以下のとおり。

a. 漏水対策（浸水想定範囲の設定）

取水・放水設備の構造上の特徴等を考慮して、取水・放水施設、地下部等における漏水の可能性のある箇所の有無を確認する。

漏水の可能性のある箇所がある場合は、当該箇所からの漏水による浸水想定範囲を確認する。

浸水想定範囲の境界において、浸水想定範囲外に流出する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、特定した経路（扉、開口部、貫通口等）に対して浸水対策を施すことにより浸水範囲を限定する。

b. 重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響確認

浸水想定範囲及びその周辺に津波防護対象設備がある場合は、浸水防止設備を設置する等により防水区画化することを確認する。必要に応じて防水区画内への

(3) 評価結果

a. 漏水対策（浸水想定範囲の設定）

(a) 漏水可能性の検討結果

入力津波高さ 0.P.+24.4m（防潮堤位置）に対して、敷地高さ 0.P.+13.8m に高さ約 15m（0.P.+29.0m）の防潮堤を設置していることから、基準津波による遡上波が直接敷地に到達、流入しないが、第2号機海水ポンプ室の床面高さは 0.P.+2.0m であり、基準津波が流入する可能性があるため、漏水が継続することによる浸水の範囲（以下「浸水想定範囲」という。）として想定する。

浸水想定範囲の境界において浸水想定範囲外に流出する可能性のある経路として、第2号機海水ポンプ室に貫通部が存在することから、浸水防止設備として逆止弁付ファンネルを設置することにより、各浸水想定範囲からの流入を防止するとともに、隣接区画への浸水影響を防止する。

以上より、津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画への漏水による浸水の可能性はないが、保守的な想定として、津波高さが逆止弁付ファンネルの設置高さを下回る時間帯においても、排水を期待せずに浸水量を算出し評価するとともに、漏水量を算出するに当たっては、許容漏えい量と同等の漏水が発生したものと仮定し、安全側に設定し評価する。

(b) 浸水想定範囲の設定

「(a) 漏水可能性の検討結果」を踏まえ、原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室、原子炉補機冷却海水ポンプ(B)(D)室、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室、タービン補機冷却海水ポンプ室、循環水ポンプ室を浸水想定範囲として設定する。浸水想定範囲及び浸水防止設備の概要を図 3-23 に示す。



No.	浸水想定範囲
①	原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室
②	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)(D)室
③	高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室
④	タービン補機冷却海水ポンプ室
⑤	循環水ポンプ室

図 3-23 浸水想定範囲及び浸水防止設備の概要

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- b. 重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響確認
(a) 防水区画の設定

「a. 漏水対策(浸水想定範囲の設定)(b) 浸水想定範囲の設定」を踏まえ、浸水想定範囲である海水ポンプ室補機ポンプエリア、循環水ポンプ室とその周辺の防護すべき重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を持つ設備を設置する区画を防水区画として設定する。

設計基準対象施設における重要な安全機能を持つ設備として、非常用海水ポンプが該当するため、非常用海水ポンプが設置されている海水ポンプ室補機ポンプエリアを防水区画として設定する。

重大事故等に対処するために必要な機能を持つ設備として、非常用海水ポンプが該当するため、非常用海水ポンプが設置されている海水ポンプ室補機ポンプエリアを防水区画として設定する。海水ポンプ室補機ポンプエリアの防水区画の概要を図3-24に示す。

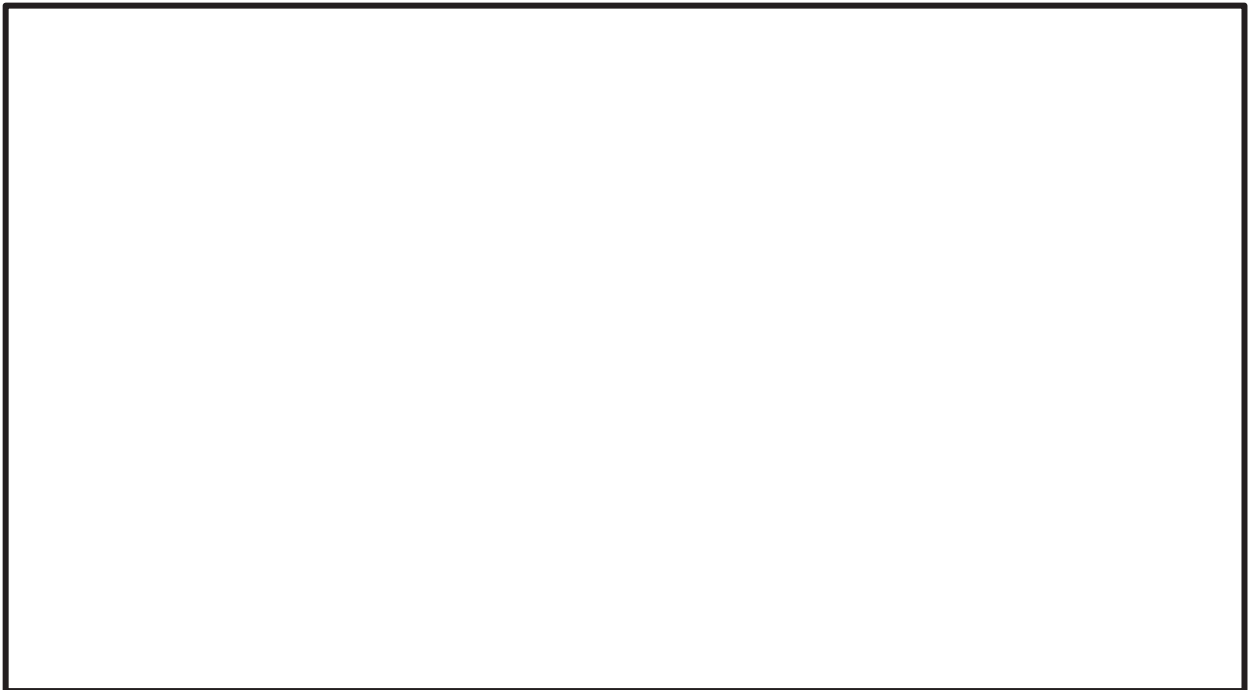


図 3-24 海水ポンプ室補機ポンプエリアの防水区画の概要

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(b) 安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響

防水区画のうち、海水ポンプ室機ポンプエリアに設置されている非常用海水ポンプが浸水した場合に、非常用海水ポンプの安全機能への影響を及ぼす可能性のある箇所として、ポンプ（電動機、端子箱）、電動弁及び計装品が考えられる。

ポンプ（電動機、端子箱）、電動弁及び計装品の機能喪失高さの設定については、それぞれ浸水により実際に機能を損なうおそれのある高さがあるが、一番低い設備の設置高さに対して余裕を考慮し、更に低いポンプのコンクリート基礎高さを機能喪失高さに設定する。海水ポンプ関連設備の位置関係を図 3-25 に示す。

また、第 2 号機海水ポンプ室補機ポンプエリアの各室毎の海水ポンプの安全機能影響評価結果を表 3-7、表 3-8、表 3-9 に示す。

第 2 号機原子炉補機冷却海水ポンプ、第 3 号機原子炉補機冷却海水ポンプ及び第 3 号機タービン補機冷却海水ポンプのグラウンド dren 配管は、ポンプグラウンド部の大気開放端から取水ピットへつながっており、取水ピットからの津波の流入により、海水ポンプ室補機ポンプエリアが浸水する可能性があるため、グラウンド dren の排水先を取水ピットから海水ポンプ室床側溝へ変更することにより、津波による流入経路とはならない設計とする（図 3-26、図 3-27）。

なお、補機冷却海水ポンプのグラウンドはグラウンドパッキンが挿入されており、グラウンドパッキン押さえを設置し、締め付けボルトで圧縮力を与えてシールをするとともに、適宜、日常点検及びパトロールを実施し、必要に応じてグラウンド部の増し締めを実施していることから、有意な漏水が発生することはない。また、ケーシングベント配管、ブローオフ配管及びポンプ据付面は、フランジ取り合い部を取付ボルトで密着する構造となっており、それらの接合フランジ部にシール材を施すとともに、適宜、日常点検及びパトロールにて機器の状態を確認していることから、有意な漏水が発生することはない。循環水ポンプのグラウンド部、ケーシングベント配管フランジ部、ブローオフ配管、ポンプ据付面フランジ部及び取水槽排気ラインフランジ部並びに取水ピット水位計据付部も同様の理由から有意な漏水が発生することはない。

海水ポンプ室床面の開口部に設置する逆止弁付ファンネルは、止水性確認のため漏えい試験を実施しており、有意な漏えい量は確認されていないが、ここでは保守的に漏えい試験結果によって得られた逆止弁付ファンネルの最大漏えい量にて浸水量を評価する。

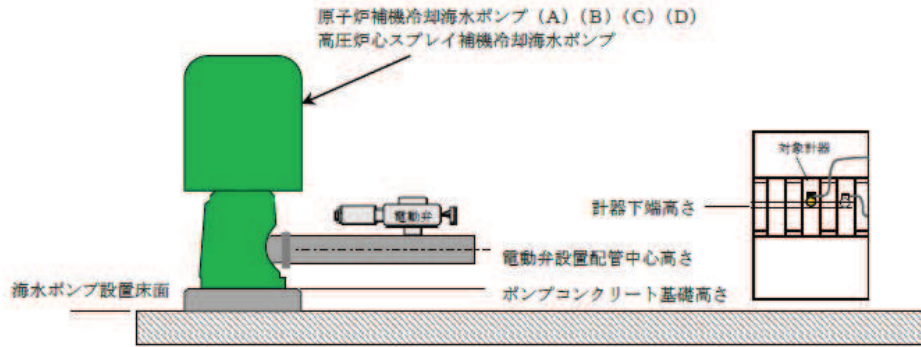


図 3-25 第 2 号機海水ポンプ関連設備の位置関係

表 3-7 原子炉補機冷却海水ポンプ (A) (C) 室に設置する海水ポンプの安全機能影響評価結果

機器名称	機能喪失高さの評価部位	機能喪失高さ (m) *	浸水量評価に用いる高さ
原子炉補機冷却海水ポンプ (A) (P45-C001A)	ポンプコンクリート基礎高さ	0.275	○
原子炉補機冷却海水ポンプ (C) (P45-C001C)	ポンプコンクリート基礎高さ	0.29	—
R S Wポンプ (A) 吐出弁 (P45-F002A)	電動弁設置配管中心高さ	1.025	—
R S Wポンプ (C) 吐出弁 (P45-F002C)	電動弁設置配管中心高さ	1.045	—
R S Wポンプ吐出連絡管 (A) 止め弁 (P45-F006A)	電動弁設置配管中心高さ	1.045	—
R S Wポンプ (A) 出口圧力伝送器 (P45-PT001A)	計器下端高さ	1.18	—
R S Wポンプ (A) 出口圧力保安器 (P45-I/AR001A-1)	計器下端高さ	1.225	—
R S Wポンプ (A) 出口圧力指示計 (P45-PI001A)	計器下端高さ	1.24	—
R S Wポンプ (C) 出口圧力伝送器 (P45-PT001C)	計器下端高さ	1.18	—
R S Wポンプ (C) 出口圧力保安器 (P45-I/AR001C-1)	計器下端高さ	1.225	—
R S Wポンプ (C) 出口圧力指示計 (P45-PI001C)	計器下端高さ	1.24	—

* 最大水上高さ (0.055m) を差し引いた値

表 3-8 原子炉補機冷却海水ポンプ (B) (D) 室に設置する海水ポンプの安全機能影響評価結果

機器名称	機能喪失高さの評価部位	機能喪失高さ (m) *	浸水量評価に用いる高さ
原子炉補機冷却海水ポンプ (B) (P45-C001B)	ポンプコンクリート基礎高さ	0.275	○
原子炉補機冷却海水ポンプ (D) (P45-C001D)	ポンプコンクリート基礎高さ	0.285	—
R S Wポンプ (B) 吐出弁 (P45-F002B)	電動弁設置配管中心高さ	1.045	—
R S Wポンプ (D) 吐出弁 (P45-F002D)	電動弁設置配管中心高さ	1.045	—
R S Wポンプ吐出連絡管 (B) 止め弁 (P45-F006B)	電動弁設置配管中心高さ	1.045	—
R S Wポンプ (B) 出口圧力伝送器 (P45-PT001B)	計器下端高さ	1.195	—
R S Wポンプ (B) 出口圧力保安器 (P45-I/AR001B-1)	計器下端高さ	1.225	—
R S Wポンプ (B) 出口圧力指示計 (P45-PI001B)	計器下端高さ	1.24	—
R S Wポンプ (D) 出口圧力伝送器 (P45-PT001D)	計器下端高さ	1.195	—
R S Wポンプ (D) 出口圧力保安器 (P45-I/AR001D-1)	計器下端高さ	1.225	—
R S Wポンプ (D) 出口圧力指示計 (P45-PI001D)	計器下端高さ	1.24	—

* 最大水上高さ (0.055m) を差し引いた値

表 3-9 高圧炉心スプレィ補機冷却海水ポンプ室に設置する海水ポンプの安全機能影響評価結果

機器名称	機能喪失高さの評価部位	機能喪失高さ (m) *	浸水量評価に用いる高さ
高圧炉心スプレィ補機冷却海水ポンプ (P48-C001)	ポンプコンクリート基礎高さ	0.065	○
H P S Wポンプ吐出弁 (P48-F002)	電動弁設置配管中心高さ	0.385	—
H P S Wポンプ出口圧力伝送器 (P48-PT001)	計器下端高さ	1.185	—
H P S Wポンプ出口圧力保安器 (P48-I/AR001-1)	計器下端高さ	1.225	—
H P S Wポンプ出口圧力指示計 (P48-PI001)	計器下端高さ	1.24	—
H P S Wストレナーナ差圧指示計 (P48-dPI002)	計器下端高さ	4.43	—

* 最大水上高さ (0.055m) を差し引いた値

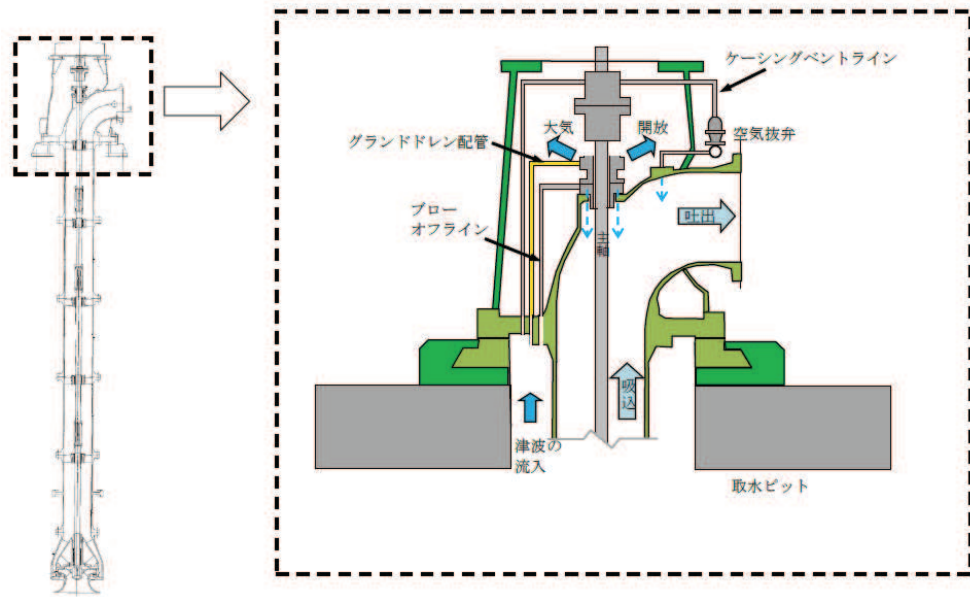


図 3-26 海水ポンプグランドドレン配管接続図（変更前）

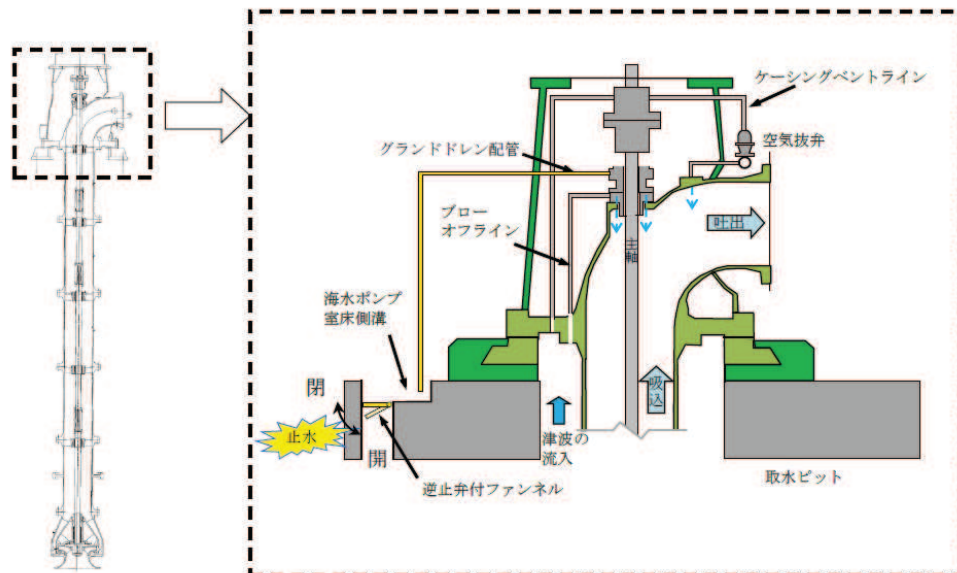


図 3-27 海水ポンプグランドドレン配管接続図（変更後）

(c) 浸水量評価

第2号機海水ポンプ室補機ポンプエリア各室の床面には、浸水防止設備として津波が床貫通部から直接浸水することを防止するために逆止弁付ファンネルを設置している。

逆止弁付ファンネルは、止水性確認のため漏えい試験を実施しており、有意な漏えい量は確認されていないが、ここでは保守的に漏えい試験結果によって得られた逆止弁付ファンネルの漏えい量のうち、水頭圧に関係なく最大漏えい量 $3.4 \times 10^{-2} \text{ m}^3/\text{h}$ (水頭圧 1.0m時) にて浸水量を評価する (表 3-10)。

また、津波高さが逆止弁付ファンネルの設置高さ (O.P.+2.0m) を下回る時間帯が適宜発生しており、都度、浸水した海水が排水されるものと想定されるが、排水を期待せずに浸水量を積算し評価する (図 3-29)。

浸水量評価には、海水ポンプ設置位置で津波高さが最大となる基準津波の時刻歴波形を用いる (図 3-28)。

なお、評価に用いる各区画の床面積の算出にあたっては、当該区画に設置されている各機器により占有されている領域等を考慮し、保守的な有効面積を算出する (表 3-11)。

入力津波が逆止弁付ファンネルの設置位置を超える時間において、最大漏水量が漏れたとしても漏水量は最大でも 0.3m^3 程度とわずかであり、安全機能を有する第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプへの漏水の影響はない (表 3-11)。

表 3-10 逆止弁付ファンネル漏えい試験結果

試験圧力 (MPa)	水頭圧 (m)	漏えい量 (m^3/h)
0.0006	0.06	0
0.005	0.5	2.4×10^{-4}
0.01	1.0	3.4×10^{-2}
0.02	2.0	2.4×10^{-2}
0.04	4.0	2.4×10^{-2}
0.06	6.0	4.3×10^{-3}
0.12	12.0	1.3×10^{-3}

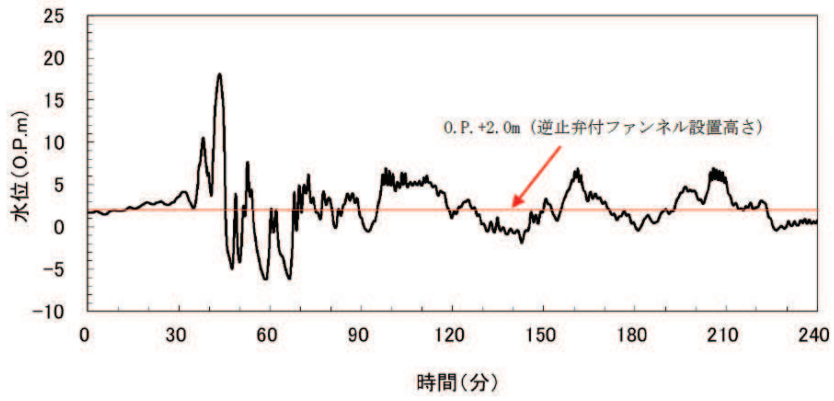


図 3-28 第 2 号機 海水ポンプ室水位と逆止弁付ファンネル設置高さ

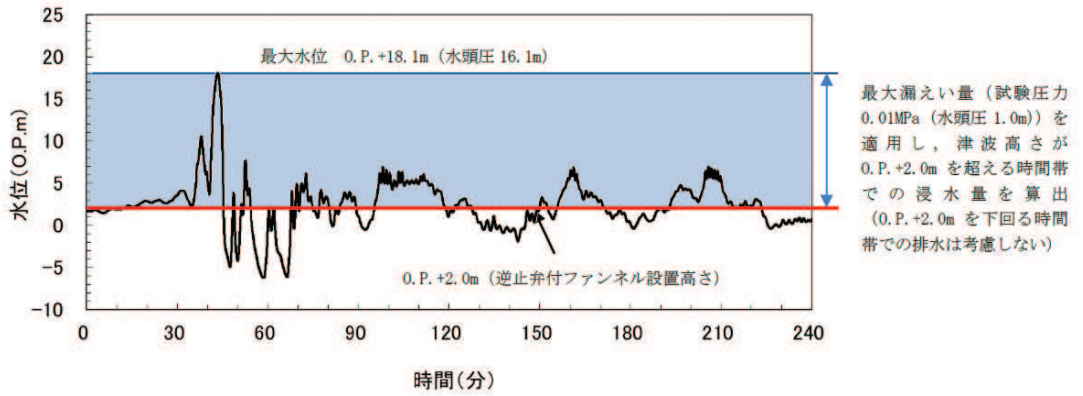


図 3-29 逆止弁付ファンネルからの浸水量評価適用図
(第 2 号機 海水ポンプ室補機ポンプエリア)

表 3-11 第 2 号機 海水ポンプ室の浸水量評価結果

設置区画	逆止弁付ファンネル設置数	浸水量 (m ³)	区画有効面積 (m ²)	機能喪失高さ* ¹ (m)	浸水高さ (m)
原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室	3	0.3	63.7	0.275	0.01 m
原子炉補機冷却海水ポンプ(B)(D)室	3	0.3	128.5	0.275	0.01 m
高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室	2	0.2	17.2	0.065	0.02 m
タービン補機冷却海水ポンプ室	3	0.3	120.5	—	0.01 m* ²

* 1 : ポンプ (電動機, 端子箱), 電動弁及び計装品の機能喪失高さの設定については, それぞれ浸水により実際に機能を損なうおそれのある高さがあるが, 一番低い設備の設置高さに対して余裕を考慮し, 更に低いポンプのコンクリート基礎高さを機能喪失高さに設定する。

* 2 : タービン補機冷却海水ポンプ室と図 3-24 に示す防水区画化範囲 (①, ②, ③) との境界に設置している扉下端の高さは 0.13m であり, 隣接する防水区画化範囲に流入することはない。タービン補機冷却海水ポンプ室扉の下端高さと浸水高さの関係について, 図 3-30 に示す。

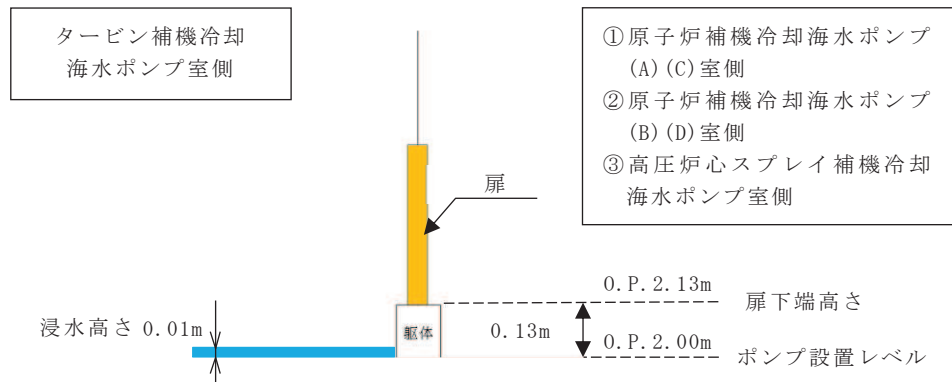


図 3-30 扉の下端高さと浸水高さの関係

c. 排水設備の検討

浸水想定範囲における浸水量評価を踏まえると, 当該範囲に浸水する量は僅かであり, 長期間の滞留も考えにくく重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能に影響を与えることはないことから, 排水設備は不要である。

(4) 津波防護対策

防水区画である海水ポンプ室には津波防護対象設備が設置されているが, 「(3) 評価結果」に示すとおり, 漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止 (外郭防護 2) を実施する。

3.4 津波の流入等による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（内郭防護）に係る評価

津波防護対象設備への影響評価のうち、津波の流入等による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（内郭防護）に係る評価に当たっては、地震による溢水に加えて、津波の流入によって津波防護対象設備が有する重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止するための評価を行うため、「(1) 評価方針」にて評価を行う方針を定め、「(2) 評価方法」に定める評価方法を用いて評価を実施し、評価の結果を「(3) 評価結果」に示す。

評価において、浸水防護重点化範囲が浸水する可能性があることが確認された箇所については、「(4) 津波防護対策」に示す対策を講じることにより、地震による溢水に加えて、津波の流入によって、津波防護対象設備が有する重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないこととし、この場合の「(3) 評価結果」は、津波防護対策を踏まえて示すこととする。

(1) 評価方針

津波の流入等による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（内郭防護）に係る評価では、津波防護対象設備に対して、内郭防護を実施することにより、地震・津波の相乗的な影響や津波以外の溢水要因も考慮した上で、津波防護対象設備が有する重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を津波による影響から隔離し、津波に対する浸水防護の多重化が達成されることを確認する。具体的な評価方針は以下のとおり。

a. 浸水防護重点化範囲の設定

津波防護対象設備を内包する建屋及び区画については、浸水防護重点化範囲として明確化する。

b. 浸水防護重点化範囲の境界における浸水評価

地震による溢水に加えて、津波の流入を考慮した浸水範囲、浸水量を安全側に想定する。浸水範囲、浸水量の安全側の想定に基づき、浸水防護重点化範囲に流入する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して流入防止の対策を実施することにより、浸水を防止可能であることを確認する。

(2) 評価方法

a. 浸水防護重点化範囲の設定

浸水防護重点化範囲を明確化するために、設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画並びに重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画について、その配置及び周辺敷地高さを整理し、浸水防護重点化範囲として設定する。

b. 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策

地震による溢水に加えて、津波の流入を考慮した浸水範囲及び浸水量を算出し、「a. 浸水防護重点化の範囲の設定」にて設定している浸水防護重点化範囲へ浸水する可能性の有無を評価する浸水範囲及び浸水量については、地震・津波の相乗的な影響や津波以外の溢水要因も含めて確認する。

具体的には、浸水防護重点化範囲に対するタービン建屋内及び浸水防護重点化範囲周辺の溢水の影響について溢水の想定を行い、溢水が発生する可能性がある場合にはその溢水量を評価し、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性を評価する。

なお、浸水防護重点化範囲への流入の可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）があり、津波防護対策を実施する場合は、それを踏まえて浸水防護重点化範囲への浸水の可能性を評価する。

(a) タービン建屋内の主復水器を設置するエリアの溢水の影響

タービン建屋内の主復水器を設置するエリアの溢水の影響については、地震に起因するタービン建屋内の循環水系配管の伸縮継手の損傷及び耐震Bクラス及びCクラス機器の損傷により、保有水が溢水するとともに、津波が循環水系配管に流れ込み、循環水系配管の伸縮継手の損傷箇所を介して、タービン建屋内に流入することが考えられる。

評価に当たっては、以下の条件を考慮する。また、タービン建屋における循環水系配管からの溢水の評価方針の概要を図3-31に示す。

- イ. 循環水系配管の伸縮継手の損傷箇所は、全円周状の破損（リング状破損）を想定する。
- ロ. 循環水系配管の伸縮継手の損傷箇所からの溢水量は、内部溢水の対策設備である循環水系隔離システム*によって溢水量低減を図っていることを考慮して算出する。循環水系隔離システムの概要を図3-32に示す。
- ハ. 溢水量は、系統保有水量と循環水ポンプ運転による循環水系配管の伸縮継手の損傷箇所からの漏えい量を考慮する。循環水ポンプ運転による漏えい量は、循環水系配管の伸縮継手の損傷から、循環水ポンプの停止までの間に循環水ポンプの定格流量が漏えいするものとする。また、循環水系配管の伸縮継手の損傷箇所からの流出圧力は、保守的に循環水ポンプの吐出圧力とし、配管の圧力損失は考慮しない。
- ニ. 津波の来襲前に循環水系隔離システムによる循環水ポンプの停止及び復水器水室出入口弁の閉止を行い、復水器水室出入口弁を含む津波のバウンダリが津波の圧力に対してタービン建屋内へ流入を防止できることを確認していることから、取水路及び放水路からの津波の流入とサイフォンによる流入は考慮しない。
- ホ. 発生した溢水量は、保守的にタービン建屋の最地下階（復水器室・共通エ

リア) に貯留するものとして没水水位を算定する。

- * 地震後に来襲する津波を考慮し、原子炉スクラム信号や漏えい検知によるインターロックを作動させ、循環水ポンプの停止及び復水器水室出入口弁の閉止を行うことで津波の流入を防止するものであり、基準地震動 S_s よる地震力に対して機能を保持する設計とする。

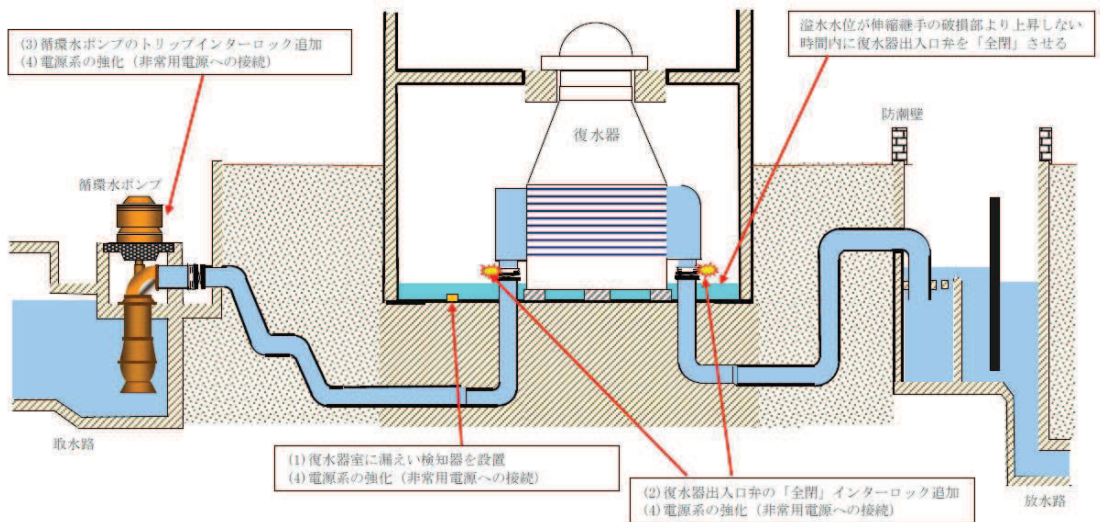


図 3-31 タービン建屋における循環水系配管からの溢水の評価方針の概要

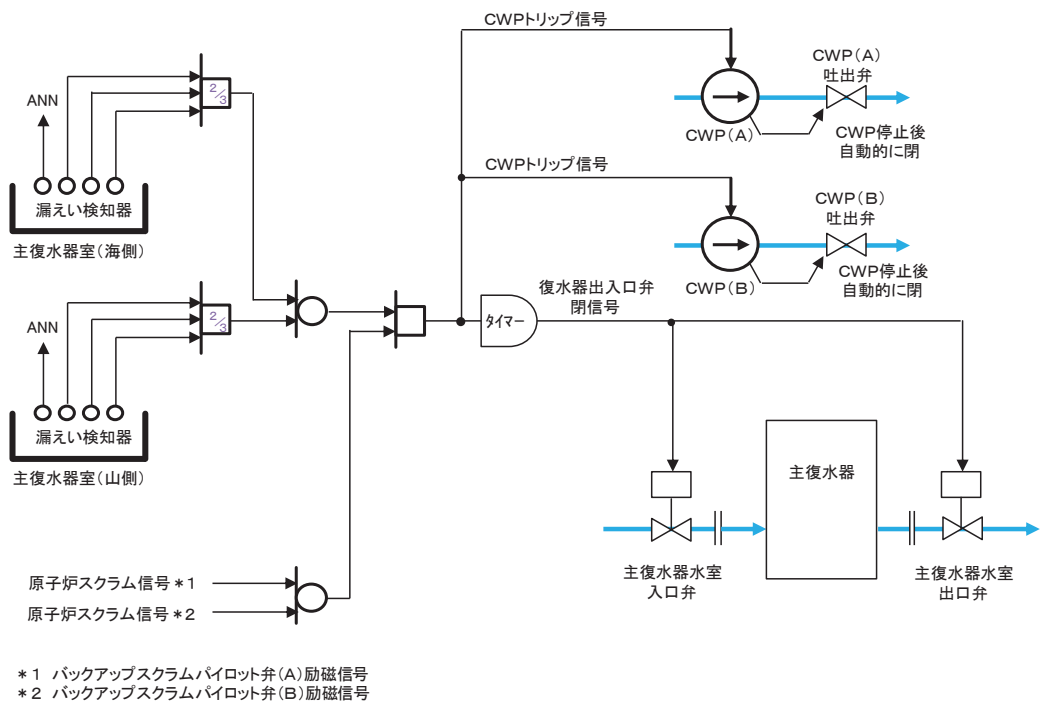


図 3-32 循環水系隔離システムの概要

- (b) タービン補機冷却海水系配管を敷設する原子炉機器冷却海水配管ダクト内及びタービン建屋（タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室）内のタービン補機冷却海水系配管を設置するエリアの溢水の影響

タービン補機冷却海水系配管を敷設する原子炉機器冷却海水配管ダクト内のタービン補機冷却海水系配管を設置するエリア及びタービン建屋（タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室）内のタービン補機冷却海水系配管を設置するエリアの溢水の影響については、地震に起因するタービン補機冷却海水系配管の破損により、津波がタービン補機冷却海水系配管の損傷箇所を介して、タービン補機冷却海水系配管を敷設する原子炉機器冷却海水配管ダクト内及びタービン建屋（タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室）内に流入することが考えられる。

評価に当たっては、以下の条件を考慮する。また、タービン補機冷却海水系配管を敷設する原子炉機器冷却海水配管ダクト内及びタービン建屋（タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室）内のタービン補機冷却海水系配管からの溢水の評価方針の概要を図 3-33 に示す。

- イ. 基準地震動 S_s が発生し、タービン補機冷却海水系配管を敷設する原子炉機器冷却海水配管ダクト内及びタービン建屋（タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室）内のタービン補機冷却海水系配管並びに耐震 B クラス及び C クラス機器の損傷を想定する。
- ロ. タービン補機冷却海水系配管の損傷箇所からの溢水量は、内部溢水の対策設備であるタービン補機冷却海水系隔離システム*により、溢水量低減を図っていることを考慮して算出する。タービン補機冷却海水系隔離システムの概要を図 3-34 に示す。
- ハ. 溢水量は、系統保有水量とタービン補機冷却海水ポンプ運転による配管の損傷箇所からの漏えい量を考慮する。タービン補機冷却海水ポンプ運転による漏えい量は、配管の損傷から、タービン補機冷却海水ポンプの停止までの間にタービン補機冷却海水ポンプの定格流量が漏えいするものとする。また、配管の損傷箇所からの流出圧力は、保守的にタービン補機冷却海水ポンプの吐出圧力とし、配管の圧力損失は考慮しない。
- ニ. 津波の来襲前にタービン補機冷却海水系隔離システムによるタービン補機冷却海水ポンプの停止及びタービン補機冷却海水ポンプ吐出弁の閉止を行い、タービン補機冷却海水ポンプ吐出弁を含む津波のバウンダリが津波の圧力に対してタービン建屋内へ流入を防止できることを確認していることから、取水路からの津波の流入は考慮しない。

ホ. 発生した溢水量は、保守的にタービン建屋（タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室）内に貯留するものとして没水水位を算定する。

* 地震後に来襲する津波を考慮し、原子炉スクラム信号や漏えい検知によるインターロックを作動させ、タービン補機冷却海水ポンプの停止及びタービン補機冷却海水ポンプ吐出弁の閉止を行うことで津波の流入を防止するものであり、基準地震動 S_s による地震力に対して機能を保持する設計とする。

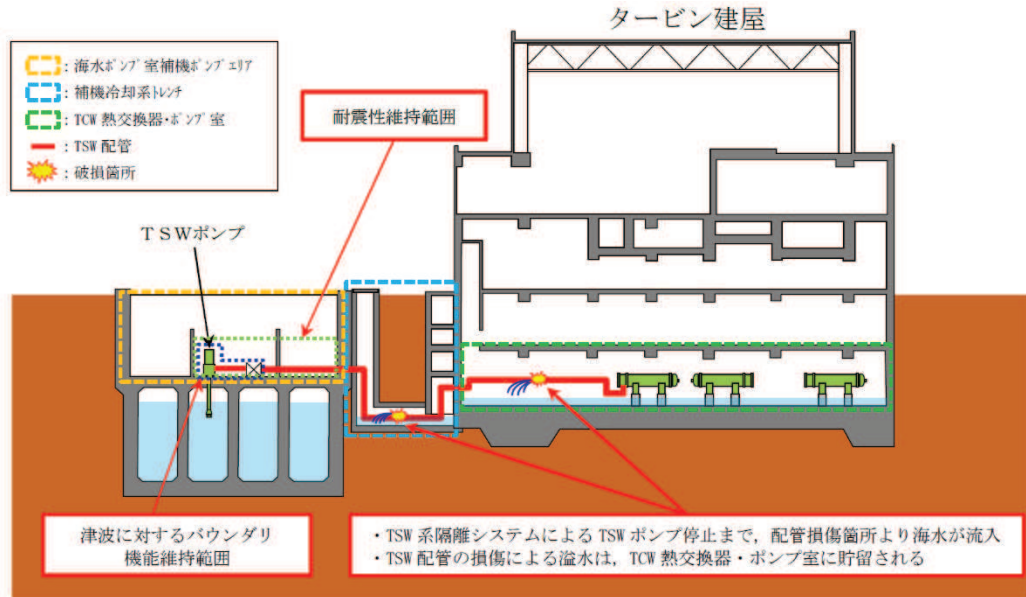


図 3-33 タービン補機冷却海水系配管からの溢水の評価方針の概要

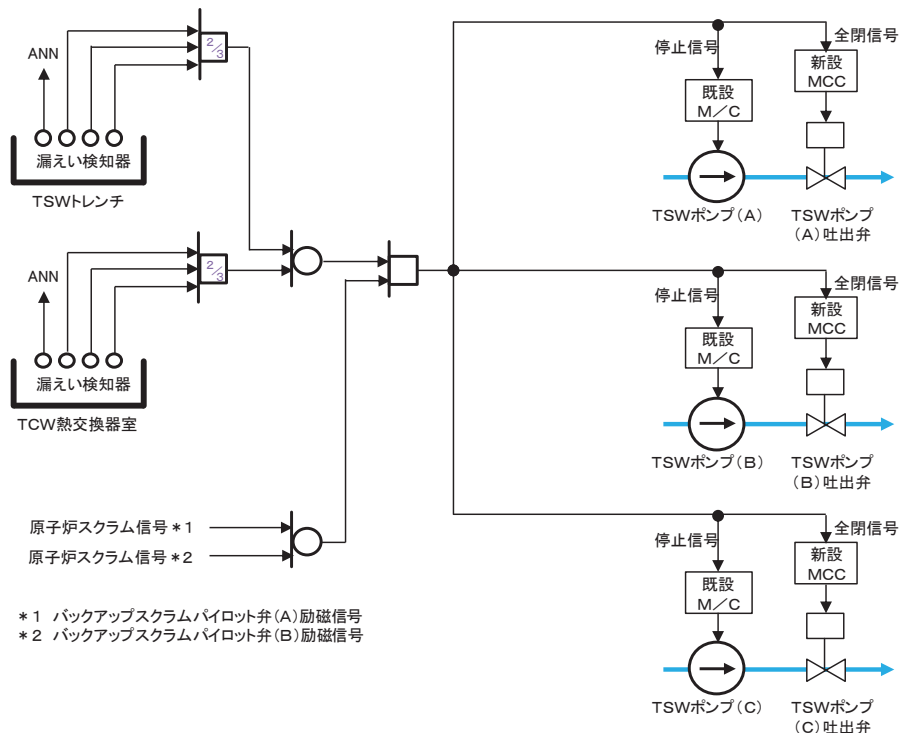


図 3-34 タービン補機冷却海水系隔離システムの概要

(c) 海水ポンプ室循環水ポンプエリアの溢水の影響

海水ポンプ室循環水ポンプエリアの溢水の影響については、地震に起因する海水ポンプ室循環水ポンプエリアの循環水系配管の伸縮継手の損傷による、海水ポンプ室循環水ポンプエリアに隣接する浸水防護重点化範囲（海水ポンプ室補機ポンプエリア）への影響を評価する。

(d) 海水ポンプ室補機ポンプエリアの溢水の影響

海水ポンプ室補機ポンプエリアの溢水の影響については、地震に起因する海水ポンプ室補機ポンプエリアの低耐震クラスであるタービン補機冷却海水系の機器及び配管の破損による、海水ポンプ室補機ポンプエリアのタービン補機冷却海水ポンプ室に隣接する浸水防護重点化範囲（補機ポンプエリアの原子炉補機冷却海水ポンプ室及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室）への影響を評価する。

(e) 地下水による影響

地下水による影響については津波の影響がないことから、VI-1-1-8「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」に示す。

(f) 屋外タンク等の損傷による溢水の影響

地震に起因する溢水として、敷地内の低耐震クラスである屋外タンクが損傷し、保有水が敷地内に流出することが考えられる。また、プラント通常運転時、補機冷却海水系ポンプで送水され補機冷却水系熱交換器で熱交換した海水は補機冷却海水系放水路に放出され、補機放水立坑に流れ込むが、津波来襲時は第2号機補機冷却海水系放水路に設置される逆流防止設備が閉動作し、補機冷却海水系放水路と補機放水立坑が隔離され、放水できなくなった海水が補機冷却海水系放水路から敷地に溢水することが考えられる。そのため、浸水防護重点化範囲への影響を評価する。

(3) 評価結果

a. 浸水防護重点化範囲の設定

(a) 設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に対する浸水防護重点化範囲の設定

設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画のうち，原子炉建屋，制御建屋，海水ポンプ室補機ポンプエリア，軽油タンクエリア，復水貯蔵タンク，トレンチ，排気筒及び排気筒連絡ダクトは，重要な安全機能を有する設備（耐震Sクラスの機器・配管等）を内包するため，浸水防護重点化範囲として設定する。

(b) 重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に対する浸水防護重点化範囲の設定

重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画のうち，原子炉建屋，制御建屋，海水ポンプ室補機ポンプエリア，軽油タンクエリア，復水貯蔵タンク，トレンチ，排気筒，排気筒連絡ダクト，第1保管エリア，第2保管エリア，第3保管エリア，第4保管エリア，緊急用電気品建屋，緊急時対策建屋及びガスタービン発電設備軽油タンク室は，重大事故等に対処するために必要な機能を有する設備を内包するため，浸水防護重点化範囲として設定する。

設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に対する浸水防護重点化範囲並びに重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に対する浸水防護重点化範囲の一覧を表 3-12，浸水防護重点化範囲を図 3-35，建屋断面概略及び浸水防護重点化範囲を図 3-36，海水ポンプ室補機ポンプエリアの浸水防護重点化範囲及び断面図を図 3-37 に示す。

表 3-12 浸水防護重点化範囲一覧

内郭防護に係る重要な機能及び 重大事故等に対処するために 必要な機能を有する 設備を内包する建屋及び区画	浸水防護重点化範囲	
	設計基準 対象施設	重大事故等 対処施設
原子炉建屋	○	○
制御建屋	○	○
軽油タンクエリア	○	○
海水ポンプ室補機ポンプエリア	○	○
復水貯蔵タンク	○	○
トレンチ	○	○
排気筒	○	○
排気筒連絡ダクト	○	○
第1保管エリア	-	○
第2保管エリア	-	○
第3保管エリア	-	○
第4保管エリア	-	○
緊急用電気品建屋	-	○
緊急時対策建屋	-	○
ガスタービン発電設備軽油タンク室	-	○

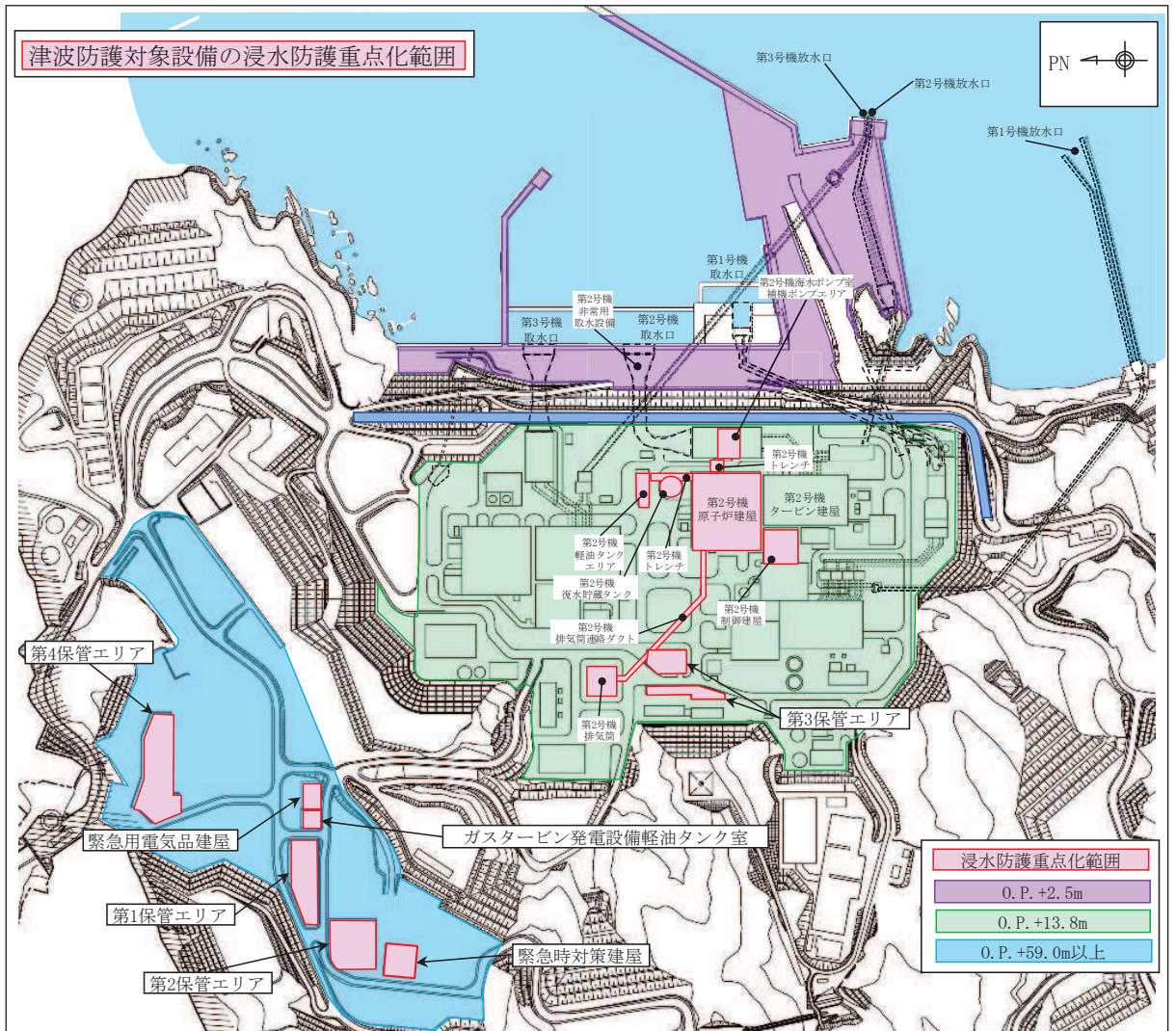


図 3-35 浸水防護重点化範囲

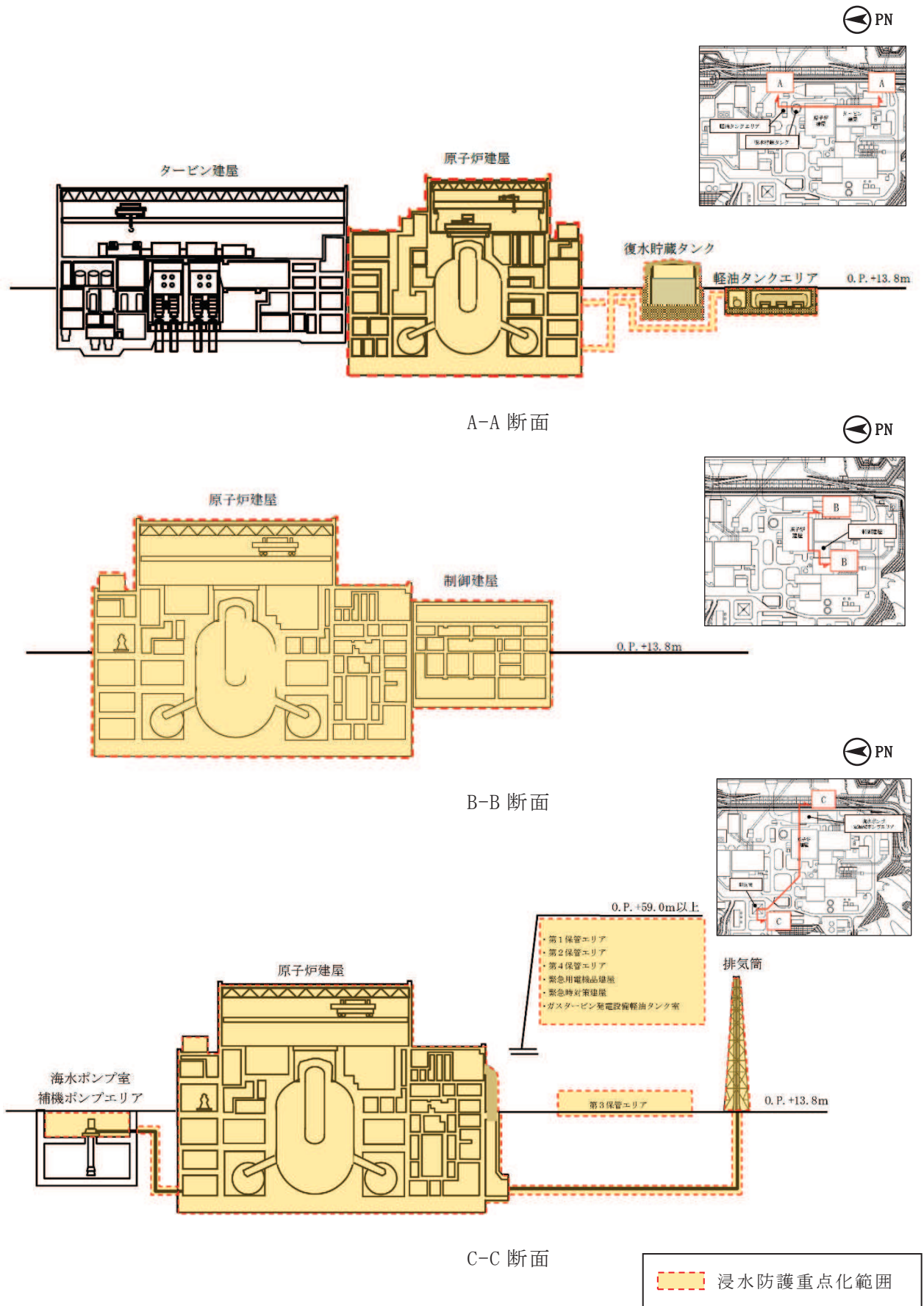


図 3-36 建屋断面概略及び浸水防護重点化範囲

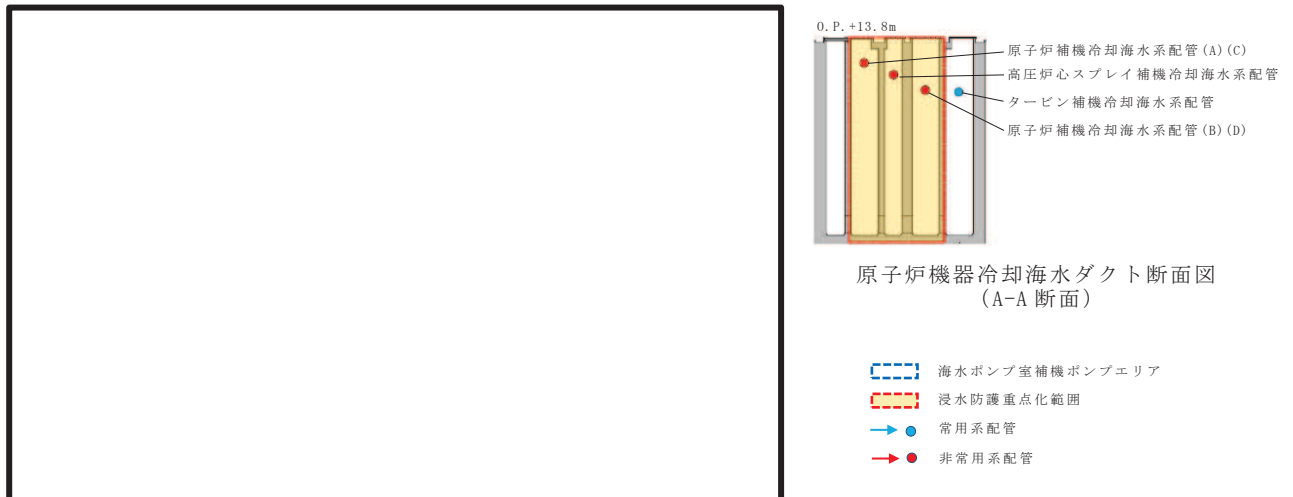


図 3-37 海水ポンプ室補機ポンプエリアの浸水防護重点化範囲及び断面図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

b. 浸水防護重点化範囲の境界における浸水評価結果

(a) タービン建屋内の主復水器を設置するエリアの溢水の影響

イ. 循環水系配管の伸縮継手の損傷箇所からの溢水量

循環水系配管の伸縮継手の損傷箇所からの溢水量は、溢水流量及び溢水時間から算出する。溢水流量は、循環水ポンプの定格流量（ $1,662 \text{ m}^3/\text{min} \times 2$ 台）を想定し、溢水時間は地震を起因とした循環水系配管の伸縮継手の損傷から循環水系隔離システムによる循環水ポンプの停止までの時間 50 秒（漏えい検知まで 20 秒、検知から循環水ポンプ停止まで 30 秒）として算出した結果、 $2,770 \text{ m}^3$ となり、系統保有水量 $1,200 \text{ m}^3$ の合計を算出すると $3,970 \text{ m}^3$ となる。

ロ. 循環水系配管の伸縮継手の損傷箇所からの流入量

循環水系隔離システムによる循環水ポンプの停止及び復水器水室出入口弁の閉止までの時間は約 200 秒間（漏えい検知まで約 20 秒、検知から復水器水室出入口弁の閉止まで約 3 分）であり、津波の来襲前に循環水ポンプの停止及び復水器水室出入口弁の閉止を完了できる。このため、津波の流入はなく、循環水系配管の伸縮継手の損傷箇所からの津波の流入量は 0 m^3 となる。

ハ. サイフォン効果による流入量

循環水系隔離システムにより復水器水室出入口弁を閉止することから、サイフォン効果による流入を防止できるため、サイフォン効果による流入量は 0 m^3 となる。

ニ. 耐震Bクラス及びCクラス機器の損傷による溢水量

耐震Bクラス及びCクラス機器(イ.を含む)の損傷による溢水量は $6,843 \text{ m}^3$

となる。

溢水量を算出する際の主要な系統は以下のとおりである。

系統：循環水系，復水及び給水系，給水加熱器ドレン系，タービン補機冷却水系及び消火系等

タービン建屋（管理区域）の耐震Bクラス及びCクラス機器（イ．を含む）の損傷による溢水量の合計は 6,843m³ となる。復水器廻り掘込部の容積 840m³ を考慮すると 6,003m³ となり，最地下階の床面積 2,761.9m² から，地震に起因する溢水によるタービン建屋（管理区域）における没水水位は，最地下階（復水器室・共通エリア）で 2.2m となる。評価結果を表 3-13 に示す。

なお，発電所を含む地域に大津波警報が発表された際には，保安規定に基づき海水ポンプ室水位を確認し，循環水ポンプの停止及び復水器水室出入口弁の閉止を実施することで，津波がタービン建屋内の主復水器を設置するエリアへ流入しない設計としている。

表 3-13 タービン建屋（管理区域）内の溢水量の評価結果

区画		溢水量 (m ³)	滞留面積 (m ²)	没水水位 (m)
名称	基準床レベル	①	②	①/②
復水器室 共通エリア	O. P. -0.2m	6,003* ¹	2,761.9	2.2* ²

*1：復水器廻りの掘込部の容積，840m³を考慮した値

*2：床面のコンクリート増し打ち分の最大値，55mmを考慮した値

(b) タービン補機冷却海水系配管を敷設する原子炉機器冷却海水配管ダクト内及びタービン建屋（タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室）内のタービン補機冷却海水系配管を設置するエリアの溢水の影響

イ．タービン補機冷却海水系配管の損傷箇所からの溢水量

タービン補機冷却海水系配管の損傷箇所からの溢水量は，溢水流量及び溢水時間から算出する。溢水流量は，タービン補機冷却海水ポンプの定格流量（37.5m³/min×2台）を想定し，溢水時間は地震を起因としたタービン補機冷却海水系配管の損傷からタービン補機冷却海水系隔離システムによるタービン補機冷却海水ポンプの停止及びタービン補機冷却海水ポンプ吐出弁の閉止までの時間 60 秒（漏えい検知まで 30 秒，検知からタービン補機冷却海水ポンプの停止及びタービン補機冷却海水ポンプ吐出弁の閉止まで 30 秒）として算出した結果，75m³となる。

ロ. タービン補機冷却海水系配管の損傷箇所からの流入量

タービン補機冷却海水系隔離システムによるタービン補機冷却海水ポンプの停止及びタービン補機冷却海水ポンプ吐出弁の閉止までの時間は、イ. より約 60 秒間であり、津波の来襲前にタービン補機冷却海水ポンプの停止及びタービン補機冷却海水ポンプ吐出弁の閉止を完了できる。このため、津波の流入はなく、タービン補機冷却海水系配管の損傷箇所からの津波の流入量は 0m^3 となる。

ハ. 耐震Bクラス及びCクラス機器の損傷による溢水量

耐震Bクラス及びCクラス機器（イ.を含む）の損傷による溢水量は 824m^3 となる。

溢水量を算出する際の主要な系統は以下のとおりである。

系統：タービン補機冷却海水系，タービン補機冷却水系，換気空調補機常用冷却水系及び消火系等

タービン建屋（非管理区域）の耐震Bクラス及びCクラス機器（イ.を含む）の損傷による溢水量の合計は 824m^3 となり、最地下階のタービン建屋（タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室）の床面積 410.9m^2 から、没水水位は、最地下階であるタービン建屋（タービン補機冷却系熱交換器・ポンプ室）で 2.1m となる。評価結果を表 3-14 に示す。

なお、発電所を含む地域に大津波警報が発表された際には、保安規定に基づき海水ポンプ室水位を確認し、タービン補機冷却海水ポンプの停止及びタービン補機冷却海水ポンプ吐出弁の閉止を実施することで、津波がタービン補機冷却海水系配管を敷設する原子炉機器冷却海水配管ダクト内及びタービン建屋（タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室）内のタービン補機冷却海水系配管を設置するエリアへ流入しない設計としている。

表 3-14 タービン建屋（タービン補機冷却系熱交換器・ポンプ室）内の溢水量の評価結果

区画		溢水量 (m^3)	滞留面積 (m^2)	没水水位 (m)
名称	基準床レベル	①	②	①/②
タービン補機冷却系熱交換器・ポンプ室	O. P. -1.2m	824	410.9	2.1

(c) 海水ポンプ室循環水ポンプエリアの溢水の影響

海水ポンプ室循環水ポンプエリアは、海水ポンプ室循環水ポンプエリアの低耐震クラスである循環水系について、内部溢水において基準地震動 S_s による地震力に対して機器及び配管の耐震性評価を実施している。また、津波の圧力に対してバウンダリ機能を維持する方針のため、影響評価に示すとおり本事象による津波の浸水はない。

海水ポンプ室循環水ポンプエリアの津波に対するバウンダリ機能維持範囲を図 3-38 及び図 3-39 に示す。



図 3-38 海水ポンプ室循環水ポンプエリアの津波に対するバウンダリ機能維持範囲 (平面図)

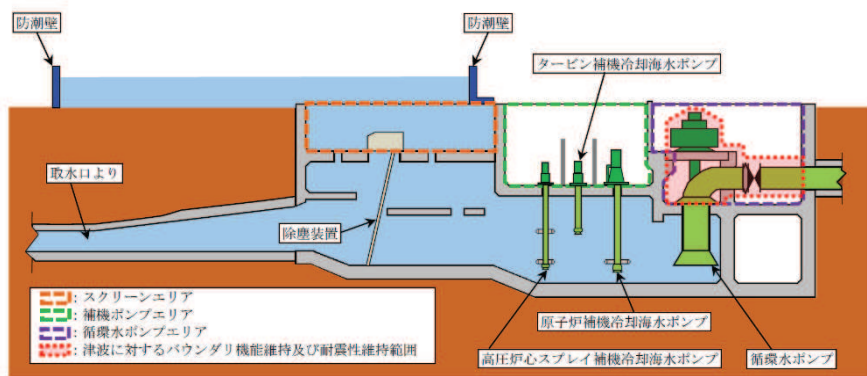


図 3-39 海水ポンプ室循環水ポンプエリアの津波に対するバウンダリ機能維持範囲 (断面図)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(d) 海水ポンプ室補機ポンプエリアの溢水の影響

海水ポンプ室補機ポンプエリアは、海水ポンプ室補機ポンプエリアの低耐震クラスであるタービン補機冷却海水系について、内部溢水において基準地震動 S_s による地震力に対して機器及び配管の耐震性評価を実施している。また、津波の圧力に対して、タービン補機冷却海水ポンプ、タービン補機冷却海水系ポンプ吐出弁及びタービン補機冷却海水ポンプからタービン補機冷却海水ポンプ吐出弁までの配管は、バウンダリ機能を維持する方針のため、影響評価に示すとおり本事象による津波の浸水はない。

海水ポンプ室補機ポンプエリアの津波に対するバウンダリ機能維持範囲を図 3-40 及図 3-41 に示す。



図 3-40 海水ポンプ室補機ポンプエリアの津波に対する
バウンダリ機能維持範囲

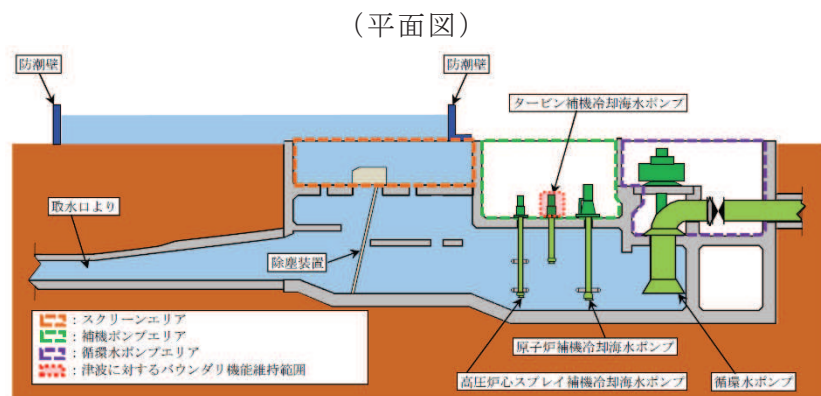


図 3-41 海水ポンプ室補機ポンプエリアの津波に対する
バウンダリ機能維持範囲

(断面図)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(e) 建屋外周地下部における地下水位の上昇による浸水防護重点化範囲への影響

地下水の影響については、地下水位低下設備には期待せず、建屋周囲の水位が地表面まで上昇することを想定する。VI-1-1-8「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」にて影響評価を実施している。

(f) 屋外タンク等の損傷による溢水の影響

イ. 敷地に対する屋外タンク等及び放水路からの溢水影響

地震に起因する溢水として、屋外タンク等の損傷による溢水源としては、基準地震動 S_s による地震力に対して耐震性が確保されない屋外タンク等が複数同時破損を想定した場合について、VI-1-1-8「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」にて評価を実施している。また、図 3-42 に示すように、地震後の津波来襲時には、第 2 号機放水立坑の水位上昇に伴い、補機冷却海水系放水路逆流防止設備が一時的に閉止することが考えられる。このため、第 2 号機補機冷却海水系が運転していることによる放水路からの補機放水も敷地への溢水源として考慮する。ここで、地震時の屋外タンク等の損傷による溢水に対して、津波来襲時における放水路からの補機放水による溢水は地震後約 40 分に発生するが、保守的に合算し溢水量として考慮する。

これらの溢水による各建屋、海水ポンプ室、復水貯蔵タンクの浸水水位は表 3-15 に示すとおり、地表面上 0.18m（敷地浸水深）であり、浸水防護重点化範囲の境界となるカーブ高さ（0.2m～0.38m）を超えて浸水防護重点化範囲に浸水することはない。

軽油タンクエリアにおける図 3-44 に示す浸水防護重点化範囲（浸水を想定するエリア）は、静的な耐震 S クラス設備（タンク、配管、手動弁）のみが存在するエリアであるため、耐震 S クラス設備（タンク、配管、手動弁）の浸水による影響を評価し、機能喪失しないことを確認している。

ロ. 海水ポンプ室近傍に対する放水路からの溢水影響

地震後の津波来襲による第 2 号機放水立坑の水位上昇に伴い、補機冷却海水系放水路逆流防止設備が一時的に閉止し、第 2 号機補機冷却海水系放水路からの補機放水による溢水の敷地への流入を想定した場合、第 2 号機補機冷却海水系放水路と第 2 号機海水ポンプ室補機ポンプエリアとの距離が近く、流れの影響を局所的に受ける可能性がある。

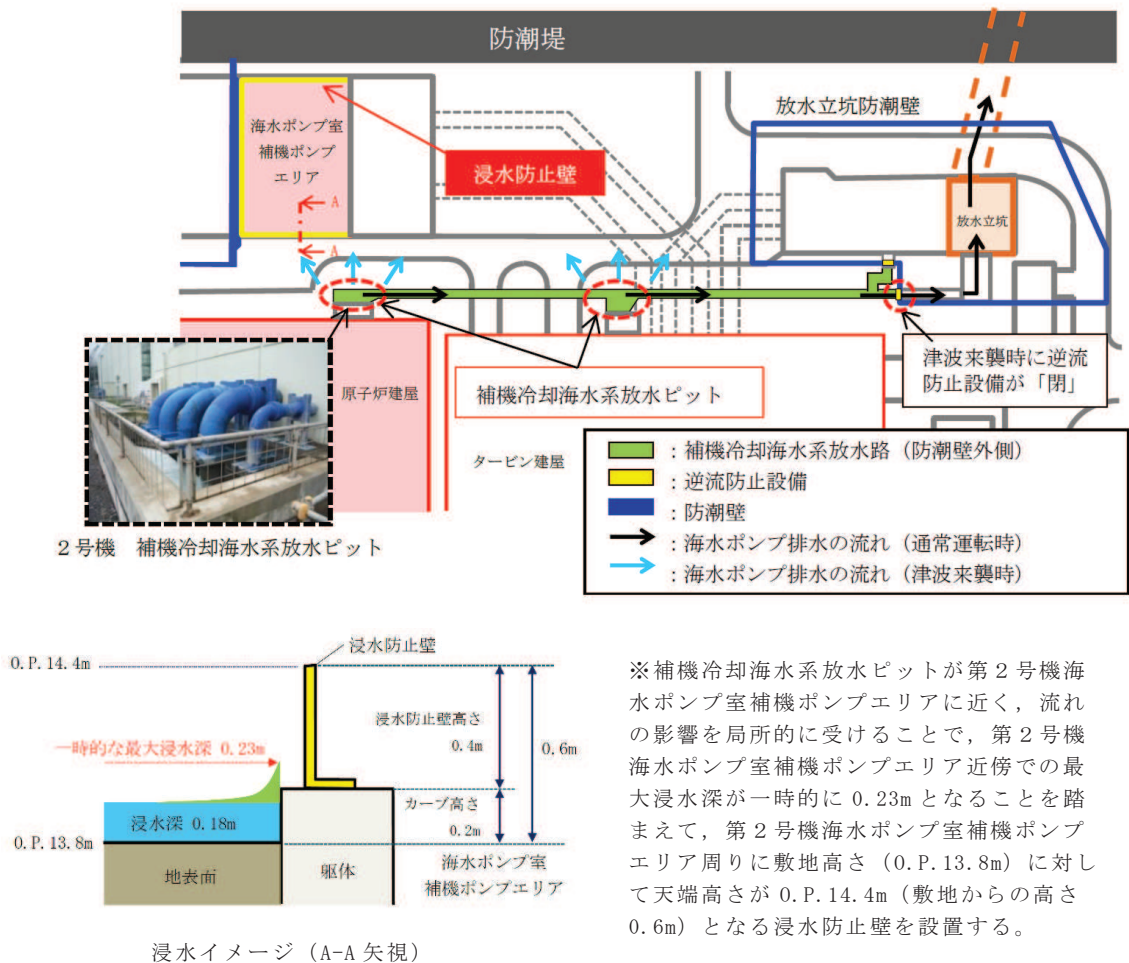
上記の事象は津波が直接流入する事象ではなく、第 2 号海水ポンプ室補機ポンプエリアには逆止弁付ファンネルが設置されており、排水が可能であるため、第 2 号海水ポンプ室補機ポンプエリアへの局所的な流入の影響は小さいと考え

られるが、第2号機海水ポンプ室補機ポンプエリア近傍での最大浸水深が一時的に0.23mとなることを踏まえて、第2号機海水ポンプ室補機ポンプエリア周りに敷地高さ(0.P.13.8m)に対して天端高さが0.P.14.4m(敷地からの高さ0.6m)となる浸水防止壁を設置する。表3-16に施設近傍の最大浸水深評価結果を示す。

ハ. 重大事故等対処施設に対する溢水影響

重大事故等対処施設の津波防護対象設備(非常用取水設備を除く。)の浸水防護重点化範囲のうち、0.P.+13.8mの敷地に第3保管エリアがあるが、敷地全体(0.P.+13.8m)に浸水した場合であっても、第3保管エリアに保管する可搬型重大事故等対処設備の走行可能水位以下であるため、アクセス性に影響はない。

また、緊急時対策建屋、緊急用電気品建屋、ガスタービン発電設備軽油タンク室、可搬型重大事故等対処設備保管場所である第1保管エリア、第2保管エリア及び第4保管エリアは、0.P.+59.0m以上の高所であるため、浸水防護重点化範囲の区画に浸水することはない。



※補機冷却海水系放水ピットが第2号機海水ポンプ室補機ポンプエリアに近く、流れの影響を局部的に受けることで、第2号機海水ポンプ室補機ポンプエリア近傍での最大浸水深が一時的に0.23mとなることを踏まえて、第2号機海水ポンプ室補機ポンプエリア周りに敷地高さ(0.P.13.8m)に対して天端高さが0.P.14.4m(敷地からの高さ0.6m)となる浸水防止壁を設置する。

図3-42 補機冷却海水系放水路からの溢水概要

表 3-15 敷地に対する屋外タンク及び補機冷却海水系放水路からの溢水影響評価結果

	カーブ 高さ (m)	溢水量 ①* ⁴ (m ³)	溢水量 ②* ⁵ (m ³)	溢水量 合計 ①+② (m ³)	敷地 面積* ⁶ ③ (m ²)	敷地 浸水深* ⁷ (①+②)/③ (m)	評価
原子炉建屋	0.33* ¹	19,700	676	20,376	115,000	0.18	○
制御建屋	0.33* ¹						
タービン建屋	0.38* ¹						
海水ポンプ室 (補機ポンプエリ ア)	0.20* ² (0.60* ³)						
復水貯蔵タンク	0.20* ¹						

- 注記 *1 建屋等の外壁扉の下端レベルから敷地レベル 0. P. +13. 8m を引いた値
 *2 海水ポンプ室の躯体の上端から敷地レベル 0. P. +13. 8m を引いた値
 *3 海水ポンプ室浸水防止壁上端から敷地レベル 0. P. +13. 8m を引いた値
 *4 基準地震動 S s による地震力に対して、耐震性が確保されない屋外タンク等について、複数同時破損を想定し、全量が敷地に流出するとした溢水量（詳細は「VI-1-1-8-4 溢水影響に関する評価」の「3.6 屋外タンク等からの流入防止」に示す。）
 *5 2号機 補機冷却海水系放水路より生じる溢水
 *6 敷地レベル 0. P. +13. 8m の敷地面積（詳細は「VI-1-1-8-4 溢水影響に関する評価」の「3.6 屋外タンク等からの流入防止」に示す。）
 *7 敷地レベル 0. P. +13. 8m からの浸水深

表 3-16 施設近傍の最大浸水深評価結果

	最大浸水深 (m)	カーブ高さ (m)	流入防止の 対策	評価
原子炉建屋近傍	0.20	0.33* ¹	-	○
制御建屋近傍	0.16	0.33* ¹	-	○
タービン建屋近傍	0.22	0.38* ¹	-	○
海水ポンプ室 (補機ポンプエリア)近傍	0.23	0.20* ²	浸水防止壁 (0.60m* ³)	○
復水貯蔵タンク近傍	0.11	0.20* ¹	-	○

- 注記 *1 建屋等の外壁扉の下端レベルから敷地レベル 0. P. +13. 8m を引いた値
 *2 海水ポンプ室の躯体の上端から敷地レベル 0. P. +13. 8m を引いた値
 *3 海水ポンプ室浸水防止壁上端から敷地レベル 0. P. +13. 8m を引いた値

(4) 津波防護対策

浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策については、以下の設計方針にて設置するものとする。

a. 内郭防護として考慮する溢水事象

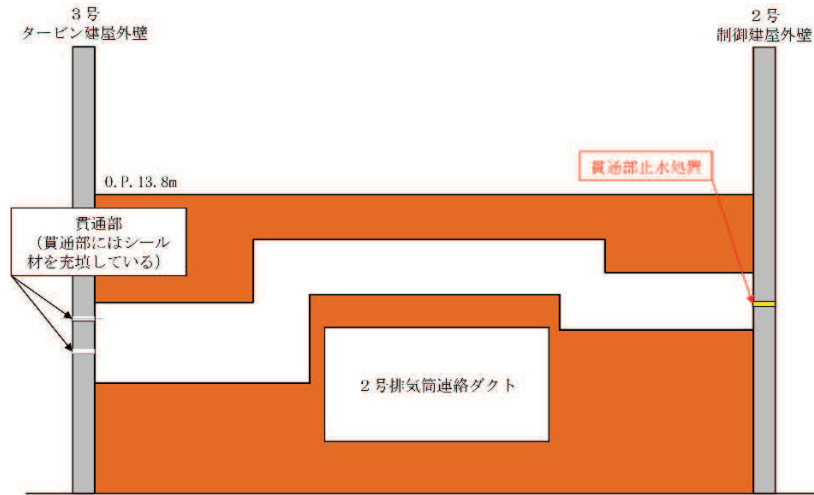
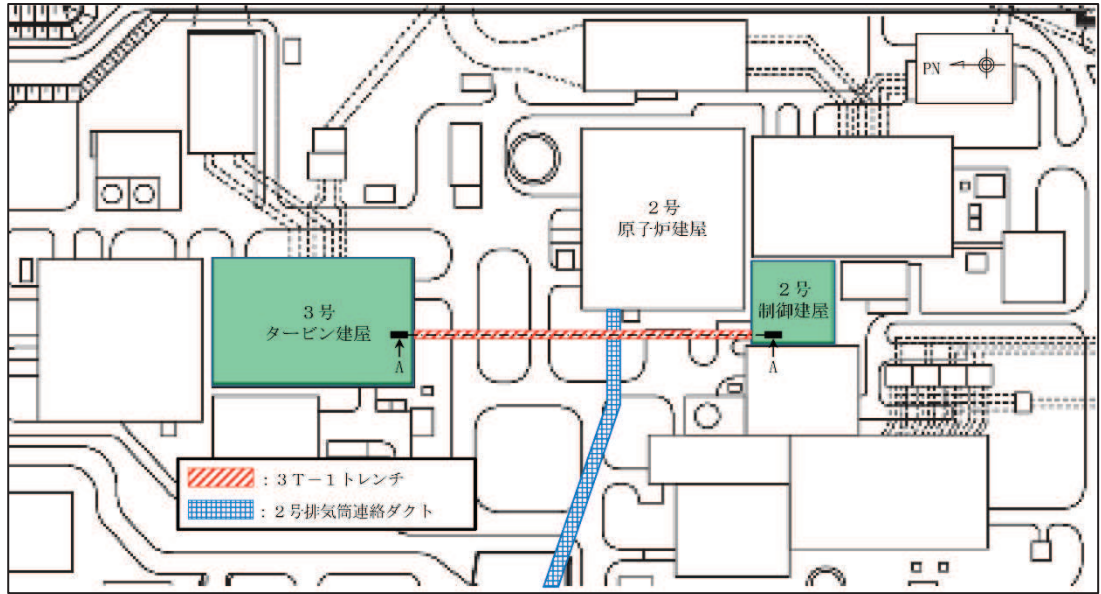
内郭防護として考慮する溢水事象は、「(3) 評価結果」に示すとおり、津波による敷地への流入がないことから、VI-1-1-8「発電用原子炉施設の浸水防護に関する説明書」に示す内部溢水にて評価している溢水事象を考慮する。

浸水防護重点化範囲に隣接する建屋等との境界については、内部溢水で考慮する耐震Bクラス及びCクラス機器の損傷による溢水事象により求めた浸水深に、余裕を考慮して設定した内部溢水で設定した浸水深を、保守的に内郭防護の設計に用いる浸水深に適用する。ただし、内部溢水における第1号機制御建屋で考慮する浸水深は、保守的な設定として地下階は全て没水する水位を仮定し、地上部（グラウンドレベルより上）の各階における溢水については、床から天井まで没水する水位を仮定している。内郭防護の設計に用いる浸水深についても、保守的に同様の浸水深を適用する。

地表面における浸水防護重点化範囲との境界については、内部溢水で考慮する屋外タンク等の破損による溢水を考慮する。また、地震後の津波来襲による第2号機放水立坑の水位上昇に伴い、補機冷却海水系放水路逆流防止設備が一時的に閉止することが考えられることから、第2号機補機冷却海水系が運転していることによる放水路からの補機放水も敷地への溢水源として考慮し、設計に用いる浸水深を算定する。

地下部における浸水防護重点化範囲との境界については、内部溢水で考慮する地下水位を考慮する。また、浸水防護重点化範囲である制御建屋に接続する他号炉の施設としては、第3号機タービン建屋の地下トレンチ（3T-1）があるため、浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策によって、浸水経路にならないことを確認する。第3号機タービン建屋の地下トレンチ（3T-1）の配置について図3-43に示す。

海水ポンプ室の循環水系、タービン補機冷却海水系からの溢水については、内部溢水の評価において、基準地震動 S_s による地震に対して耐震性を確保することを確認していること及び津波の圧力に対して海水ポンプ室への流入を防止できることを確認していることから、溢水を考慮しない。



制御建屋外壁の貫通部止水処置 (A-A 矢視)

図 3-43 第 3 号機タービン建屋の地下トレンチ (3T-1) の配置図

b. 考慮する溢水量低減対策

上記の溢水事象に関して、可能な限り溢水量を低減させるために内部溢水にて実施している対策は以下のとおりであり、これらの対策を考慮して、設計に用いる浸水深を算定する。

- ・循環水系隔離システム
- ・タービン補機冷却海水系隔離システム
- ・海水ポンプ室循環水ポンプエリアにおける循環水系に関する基準地震動 S_s による地震に対する耐震性確保
- ・海水ポンプ室補機ポンプエリアにおけるタービン補機冷却海水系に関する基準地震動 S_s による地震に対する耐震性確保

ここで、循環水系隔離システム及びタービン補機冷却海水系隔離システムは、基準津波到達前に系統の漏えいを検知し、弁が自動閉止することで、タービン建屋内への溢水を防止する内部溢水の対策設備であるが、津波到達時においても弁の閉止維持を含めた津波のバウンダリが、津波の圧力に対してタービン建屋への流入を防止できることを確認していることから、溢水量低減を期待する。

また、循環水系隔離システムに対する地震時の波及的影響については、内部溢水にて地震時復水器評価を実施している。海水ポンプ室補機ポンプエリア内の設備であるタービン補機冷却海水系隔離システムを含むタービン補機冷却海水系及び海水ポンプ室循環水ポンプエリア内の設備である循環水系は海水ポンプ室に設置しており、VI-2-1-5「波及影響に係る基本方針」の考え方を踏まえ、地震時の波及的影響として海水ポンプ室門型クレーン及び竜巻防護ネットについて確認する。これらの評価については、VI-2-11-2-1「海水ポンプ室門型クレーンの耐震性についての計算書」及びVI-2-11-2-2「竜巻防護ネットの耐震性についての計算書」に示す。

c. 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策

(a) 水密扉

浸水防護重点化範囲である原子炉建屋、制御建屋との境界に設置する水密扉について、浸水事象は内部溢水による耐震Bクラス及びCクラス機器の損傷による溢水によるものである。これらは直接的な津波の流入がないため、内部溢水の対策と整理できるが、浸水防護重点化範囲の境界に設置する水密扉であることを踏まえて、内郭防護との兼用設備として耐津波設計と同等の耐震設計を行う。

(b) 浸水防止蓋

浸水防護重点化範囲である軽油タンクエリアの開口部に設置する浸水防止蓋について、浸水事象は内部溢水で考慮する屋外タンク等の破損による溢水と、地震後の津波来襲に伴う、第2号機補機冷却海水系が運転していることによる放水路からの補機放水による溢水である。これらは直接的な津波の流入がないため、内部溢水の対策と整理できるが、浸水防護重点化範囲の境界に設置する浸水防止蓋であることを踏まえて、内郭防護との兼用設備として耐津波設計と同等の耐震設計を行う。

(c) 浸水防止壁

浸水防護重点化範囲である海水ポンプ室補機ポンプエリア周りに設置する浸水防止壁について、浸水事象は内部溢水で考慮する屋外タンク等の破損よ

る溢水と、地震後の津波来襲に伴う、第2号機補機冷却海水系が運転していることによる放水路からの補機放水による溢水である。

これらは直接的な津波の流入ではないが、浸水防護重点化範囲の境界である2号機海水ポンプ室補機ポンプエリア近傍での局所的な最大浸水深を考慮して、第2号機海水ポンプ室補機ポンプエリア周りに敷地高さ（O.P. 13.8m）に対して天端高さがO.P. 14.4m（敷地からの高さ0.6m）となる浸水防止壁を内郭防護として設置する。

(d) 貫通部止水処置

浸水防護重点化範囲の境界である原子炉建屋、制御建屋の壁面等に存在する配管等の貫通部に設置する貫通部止水処置について、浸水事象は内部溢水で考慮する耐震Bクラス及びCクラス機器の損傷による溢水である。これらは直接的な津波の流入がないため、内部溢水の対策と整理できるが、浸水防護重点化範囲の境界に設置する貫通部止水処置であることを踏まえて、内郭防護との兼用設備として耐津波設計と同等の耐震設計を行う。

浸水防護重点化範囲の境界である軽油タンクエリアの頂版及び浸水防護重点化範囲（浸水を想定するエリア）との境界の壁面に存在する配管等の貫通部止水処置について、浸水事象は内部溢水で考慮する屋外タンクの破損による溢水と、地震後の津波来襲に伴う、第2号機補機冷却海水系が運転していることによる放水路からの補機放水による溢水である。これらは直接的な津波の流入がないため、溢水の対策と整理できるが、浸水防護重点化範囲の境界に設置する貫通部止水処置であることを踏まえて、内郭防護との兼用設備として耐津波設計と同等の耐震設計を行う。

地下水位の上昇については、内部溢水において、地下水位低下設備に期待せず、地下水位が地表面まで上昇すると仮定して、建屋外壁等に貫通部止水処置を実施する方針としている。耐津波設計でも同様の設計方針であるため、これらの浸水防護重点化範囲の境界に設置する貫通部止水処置は、内郭防護との兼用設備として耐津波設計と同等の耐震設計を行う。また、第3号機タービン建屋の地下トレンチ（3T-1）と浸水防護重点化範囲との境界である制御建屋外壁についても、内郭防護との兼用設備として貫通部止水処置を行う。（図3-43）

表3-17に内郭防護として考慮する事象と津波防護対策の整理を示し、浸水防護重点化範囲の境界の整理を図3-45に示す。また、表3-18にこれらの内郭防護として浸水対策の一覧を示し、内郭防護として浸水対策を実施する範囲を図3-47、タービン建屋内における浸水イメージを図3-46に示す。

これらの詳細な設計方針については、添付書類「VI-1-1-2-2-5 津波防護に関する施設の設計方針」に示す。

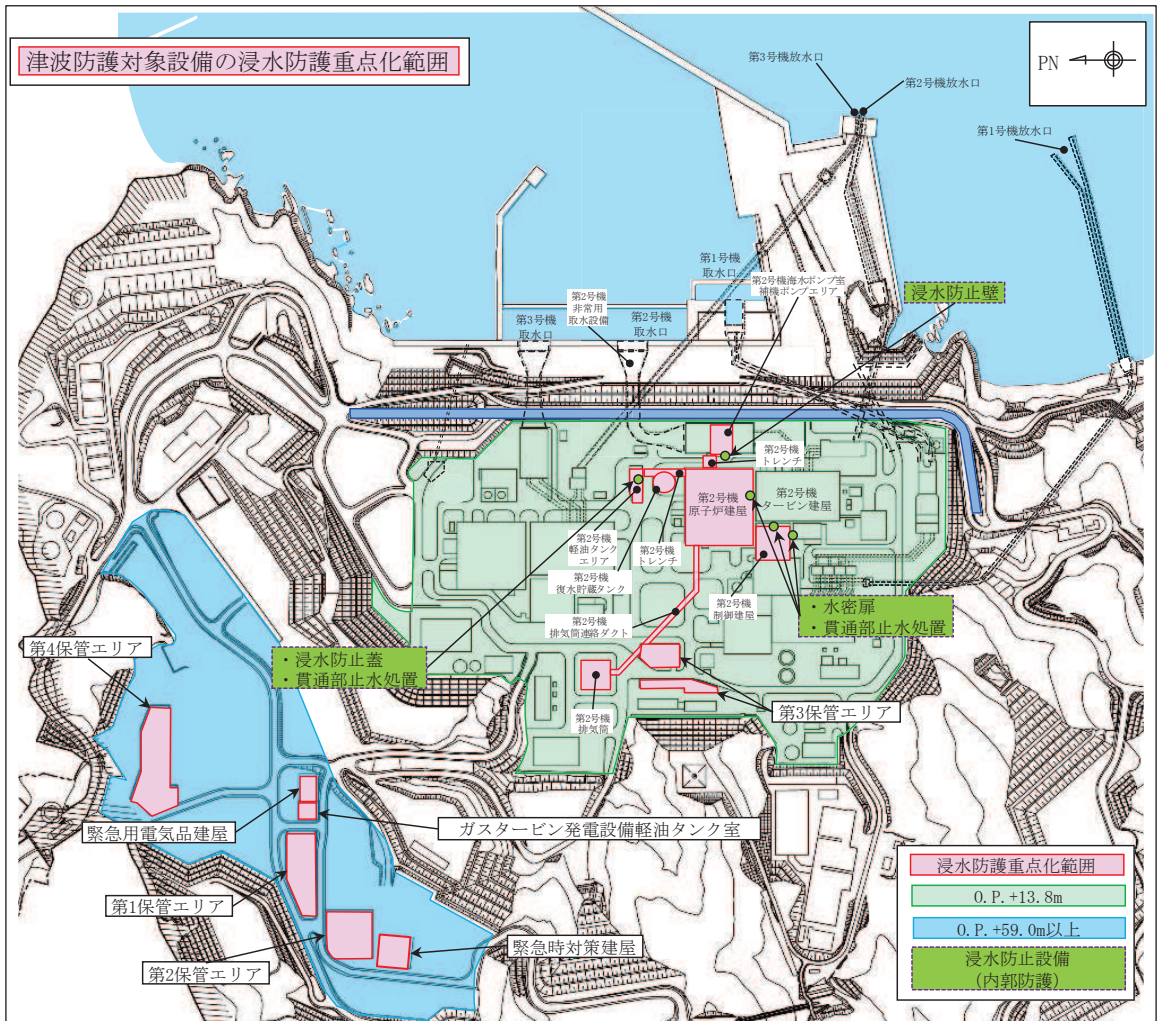
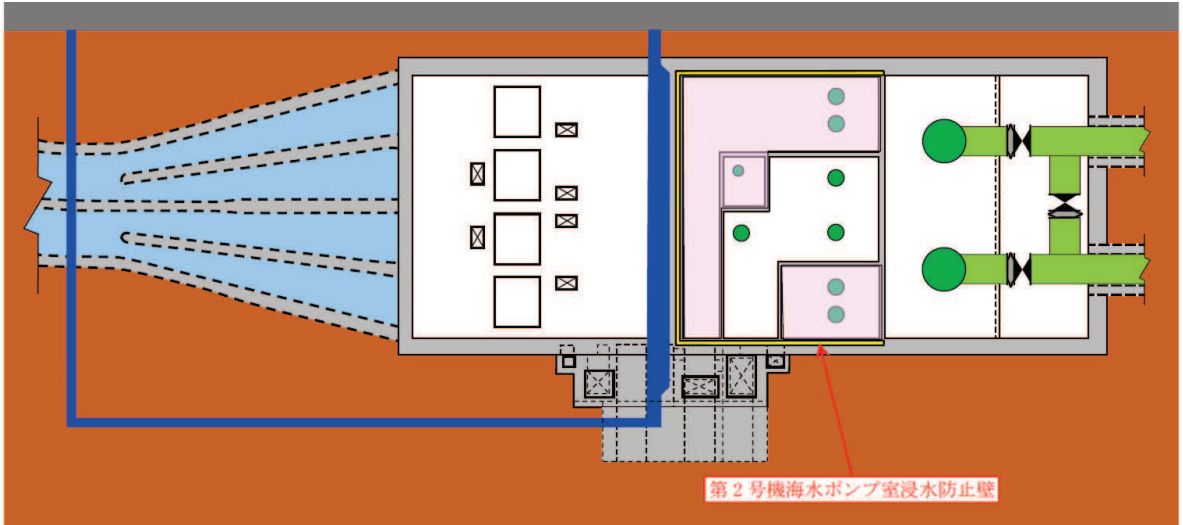
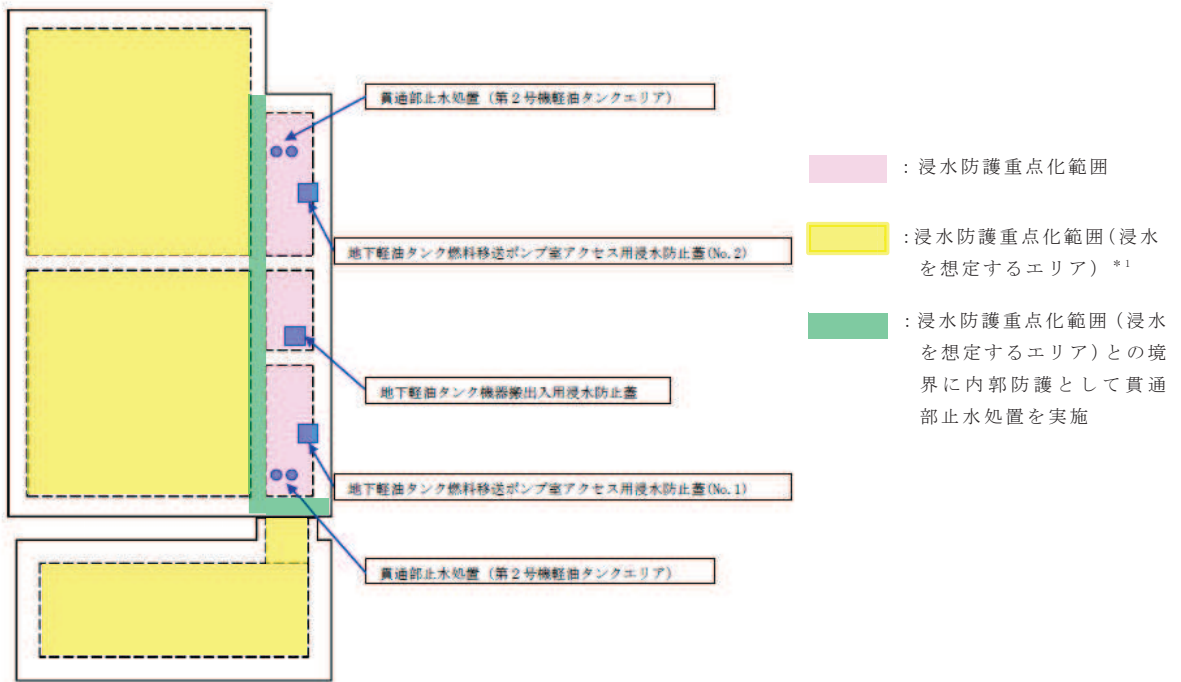


図 3-44 浸水防止設備（内郭防護）の位置の概要図（1/2）



海水ポンプ室補機ポンプエリア



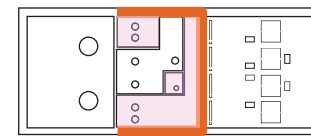
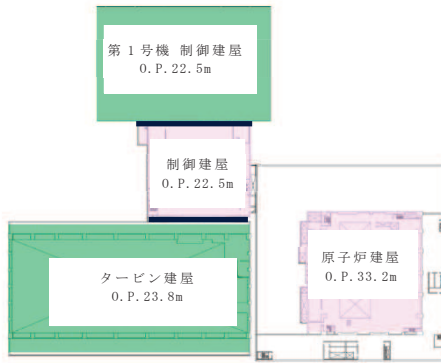
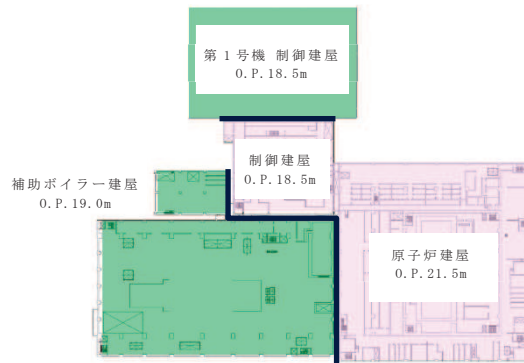
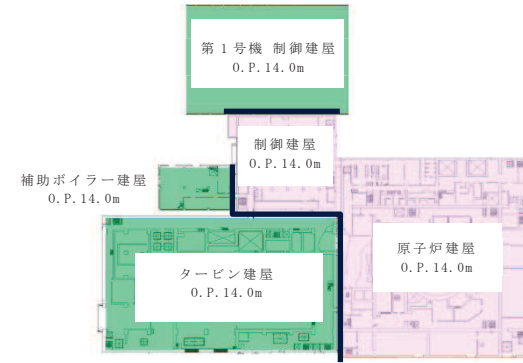
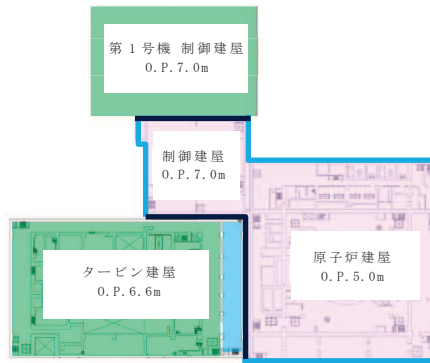
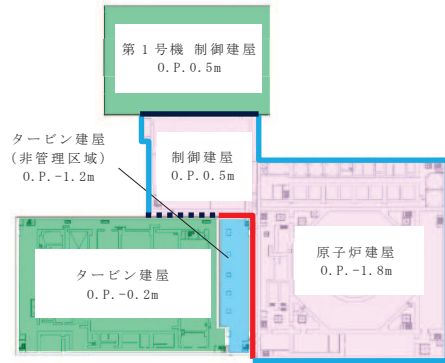
注記 *1 浸水防護重点化範囲(浸水を想定するエリア)については、静的な耐震Sクラス設備(タンク、配管、手動弁)のみが存在するエリアであり、耐震Sクラス設備(タンク、配管、手動弁)の浸水による影響を評価し、機能喪失しないことを確認している。

軽油タンクエリア

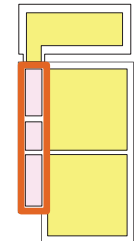
図 3-44 浸水防止設備(内郭防護)の位置の概要図(2/2)

表 3-17 内郭防護として考慮する事象と津波防護対策の整理

内郭防護として考慮する溢水事象		想定事象の分類	内部溢水で考慮する溢水量低減対策	津波の流入	浸水防護重点化範囲への影響	浸水防護重点化範囲の境界への津波防護対策	内部溢水にて実施する止水対策との兼用の有無	津波防護対策の種類	備考
屋内	内部溢水にて考慮する耐震B, Cクラス機器の損傷による溢水	内部溢水	—	津波の流入なし	・浸水防護重点化範囲への浸水防止のため、浸水防護重点化範囲の境界における止水対策を内郭防護とする	・水密扉(原子炉建屋, 制御建屋) (内訳)表3-18:設備No.1~7,9~11 ・貫通部止水処置(原子炉建屋, 制御建屋) (内訳)表3-18:設備No.13, 17	有	(A)	
	(a)タービン建屋内の主復水器を設置するエリアの溢水	内部溢水	・循環水系隔離システム(内部溢水)により、津波到達前に復水器水室出入口弁が閉止することで溢水量を低減する	津波の流入なし (復水器水室出入口弁を含む津波のバウンダリが津波の流入を防止できることを確認しており、タービン建屋への流入経路なし)		・貫通部止水処置(制御建屋) (内訳)表3-18:設備No.15	有	(B)	・復水器水室出入口弁を含む津波のバウンダリが津波の圧力に対してタービン建屋へ流入を防止できることを確認する
	(b)タービン補機冷却海水系配管を敷設する原子炉機器冷却海水配管ダクト及びタービン建屋タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室内のタービン補機冷却海水系配管を設置するエリアの溢水	内部溢水	・タービン補機冷却海水系隔離システム(内部溢水)により、津波到達前に吐出弁が閉止することで溢水量を低減する	津波の流入なし (タービン補機冷却海水ポンプ吐出弁を含む津波のバウンダリが津波の流入を防止できることを確認しており、タービン建屋への流入経路なし)		・水密扉(制御建屋) (内訳)表3-18:設備No.8 ・貫通部止水処置(原子炉建屋, 制御建屋) (内訳)表3-18:設備No.12,16	有	(C)	・タービン補機冷却海水ポンプ吐出弁を含む津波のバウンダリが津波の圧力に対してタービン建屋への流入を防止できることを確認する
屋外	(c)海水ポンプ室循環水ポンプエリアの溢水	内部溢水	海水ポンプ室の循環水系配管の耐震性確保によるバウンダリ機能維持(内部溢水)により、溢水の発生なし	津波の流入なし (海水ポンプ室の津波のバウンダリとなる循環水系が津波の流入を防止できることを確認しており、海水ポンプ室への津波の流入経路なし)	・浸水防護重点化範囲への浸水の影響なし	—	—	—	・海水ポンプ室の津波のバウンダリとなる循環水系が津波の圧力に対して海水ポンプ室への流入を防止できることを確認する
	(d)海水ポンプ室補機ポンプエリアの溢水	内部溢水	海水ポンプ室のタービン補機冷却海水系配管の耐震性確保によるバウンダリ機能維持(内部溢水)により、溢水の発生なし	津波の流入なし (海水ポンプ室の津波のバウンダリとなるタービン補機冷却海水系が津波の流入を防止できることを確認しており、海水ポンプ室への津波の流入経路なし)	・浸水防護重点化範囲への浸水の影響なし	—	—	—	・海水ポンプ室の津波のバウンダリとなるタービン補機冷却海水系が津波の圧力に対して海水ポンプ室への流入を防止できることを確認する
	(e)建屋外周地下部における地下水位の上昇	内部溢水	— (地下水低下設備に期待せず、地表面までの水位上昇を考慮)	津波の流入なし	浸水防護重点化範囲への浸水防止のため、浸水防護重点化範囲の境界における止水対策を内郭防護とする	・貫通部止水処置(原子炉建屋, 制御建屋) (内訳)表3-18:設備No.14, 18	有	(D)	
	(f)屋外タンク等の損傷による溢水	内部溢水	—	津波の流入なし	浸水防護重点化範囲への浸水防止のため、浸水防護重点化範囲の境界における止水対策を内郭防護とする	・浸水防止蓋(軽油タンクエリア) (内訳)表3-18:設備No.21~23 ・貫通部止水処置(軽油タンクエリア) (内訳)表3-18:設備No.19,20	有	(E)	
					津波襲来時の補機冷却海水系放水逆流防止設備の一時的な閉止による補機放水の敷地への溢水を考慮し、浸水防護重点化範囲への浸水防止のため、海水ポンプ室補機ポンプエリアに浸水防止壁を設置する	・浸水防止壁(海水ポンプ室補機ポンプエリア) (内訳)表3-18:設備No.24	無	(F)	
				第3号機海水ポンプ室及び第3号機熱交換器建屋からの溢水による浸水防護重点化範囲への浸水の影響なし	—	—	—	・第3号機海水ポンプ室及び第3号機熱交換器建屋の津波のバウンダリとなる施設が津波の圧力に対して敷地への流入を防止できることを確認する	



海水ポンプ室補機ポンプエリア



軽油タンクエリア

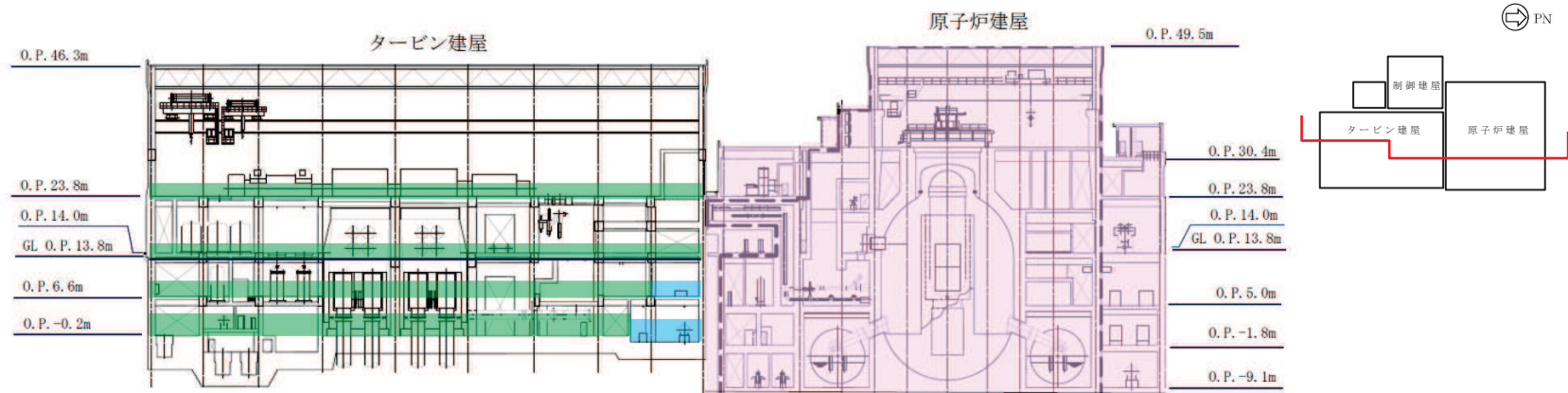
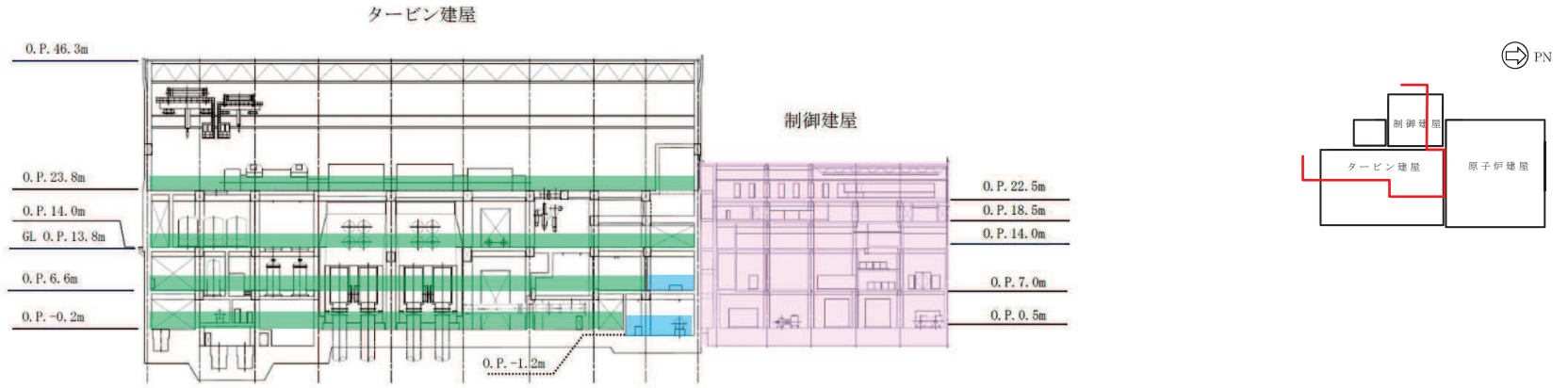
【考慮する事象に対する浸水防護重点化範囲境界の整理の色別凡例】

- 内部溢水にて考慮する耐震 B, C クラス機器の損傷による溢水
- (a) タービン建屋内の主復水器を設置するエリアの溢水影響
- (b) タービン補機冷却海水系配管を敷設する原子炉機器冷却海水配管ダクト内及びタービン建屋（タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室）内のタービン補機冷却海水系配管を設置するエリアの溢水の影響
- (e) 建屋外周地下部における地下水位の上昇による影響
- (f) 屋外タンク等の損傷による溢水の影響

【凡例】

- 浸水防護重点化範囲
- 浸水防護重点化範囲（浸水を想定するエリア）
- 浸水範囲
- 浸水範囲（タービン非管理区域）

図 3-45 浸水防護重点化範囲の境界の整理



- 【凡例】
- 浸水防護重点化範囲
 - 浸水範囲
 - 浸水範囲（タービン非管理区域）

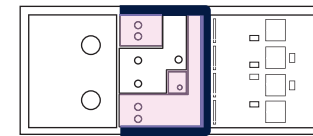
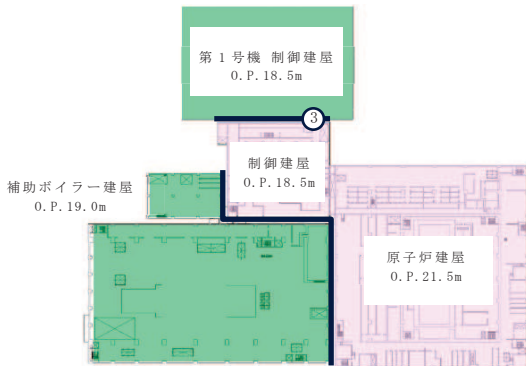
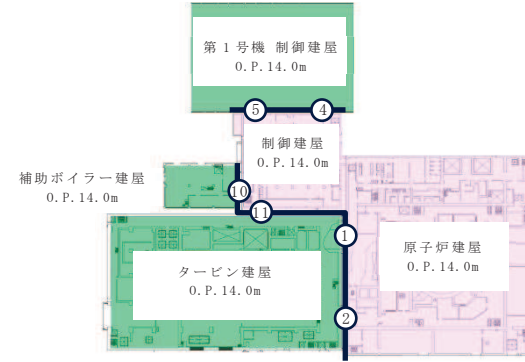
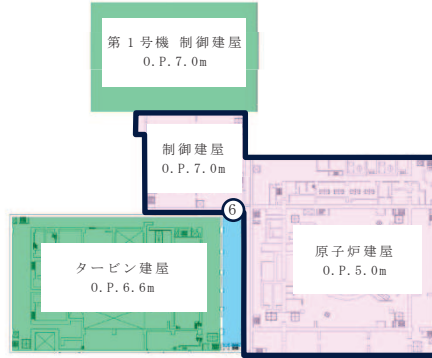
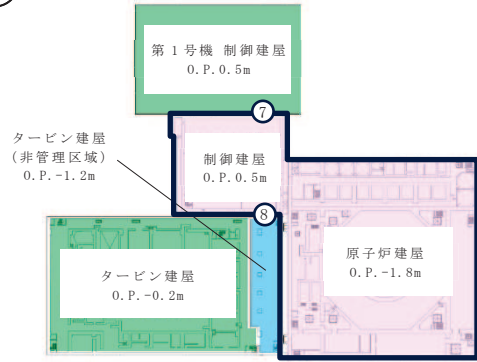
図 3-46 タービン建屋内における浸水イメージ

表 3-18 内郭防護として浸水対策の一覧 (1/2)

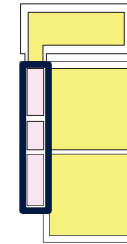
設備分類	設備 No.	設備名称	設置場所	設計に用いる 浸水深	考慮する浸水 (浸水発生箇所)	設計に用いる浸水深の考え方	津波防護対策 の分類
浸水防止設備 (内郭防護)	1	①原子炉建屋浸水防止水密扉 (No.1)	原子炉建屋 (O.P.14.0m)	FL+0.4m (O.P.14.4m)	耐震B,Cクラス機器の損傷による溢水 (タービン建屋 (O.P.14.0m))	タービン建屋 (O.P.14.0m) における耐震B,Cクラス機器の複数同時破損による浸水深 (FL+0.3m) に、+0.1mを考慮して設計に用いる浸水深 (内部溢水) を適用	(A)
	2	②原子炉建屋浸水防止水密扉 (No.2)	原子炉建屋 (O.P.14.0m)	FL+0.4m (O.P.14.4m)	耐震B,Cクラス機器の損傷による溢水 (タービン建屋 (O.P.14.0m))	タービン建屋 (O.P.14.0m) における耐震B,Cクラス機器の複数同時破損による浸水深 (FL+0.3m) に、+0.1mを考慮して設計に用いる浸水深 (内部溢水) を適用	(A)
	3	③制御建屋浸水防止水密扉 (No.1)	制御建屋 (O.P.18.5m)	FL+4.0m (O.P.22.5m)	耐震B,Cクラス機器の損傷による溢水 (1号機制御建屋 (O.P.18.5m))	1号制御建屋 (O.P.18.5m) における耐震B,Cクラス機器の複数同時破損による浸水深 (FL+4.0m) は保守的に床面から天井までの高さを考慮して設計に用いる浸水深 (内部溢水) を適用	(A)
	4	④制御建屋浸水防止水密扉 (No.2)	制御建屋 (O.P.14.0m)	FL+4.0m (O.P.18.0m)	耐震B,Cクラス機器の損傷による溢水 (1号機制御建屋 (O.P.14.0m))	1号制御建屋 (O.P.14.0m) における耐震B,Cクラス機器の複数同時破損による浸水深 (FL+4.0m) は保守的に床面から天井までの高さを考慮して設計に用いる浸水深 (内部溢水) を適用	(A)
	5	⑤制御建屋浸水防止水密扉 (No.3)	制御建屋 (O.P.14.0m)	FL+4.0m (O.P.18.0m)	耐震B,Cクラス機器の損傷による溢水 (1号機制御建屋 (O.P.14.0m))	1号制御建屋 (O.P.14.0m) における耐震B,Cクラス機器の複数同時破損による浸水深 (FL+4.0m) は保守的に床面から天井までの高さを考慮して設計に用いる浸水深 (内部溢水) を適用	(A)
	6	⑥計測制御電源室 (B) 浸水防止水密扉 (No.3)	制御建屋 (O.P.7.0m)	FL+0.4m (O.P.7.4m)	耐震B,Cクラス機器の損傷による溢水 (タービン建屋 (O.P.7.0m))	タービン建屋 (O.P.7.0m) における耐震B,Cクラス機器の複数同時破損による浸水深 (FL+0.3m) に、+0.1mを考慮して設計に用いる浸水深 (内部溢水) を適用	(A)
	7	⑦制御建屋空調機械室 (A) 浸水防止水密扉	制御建屋 (O.P.0.5m)	FL+17.5m (O.P.18.0m)	耐震B,Cクラス機器の損傷による溢水 (1号機制御建屋 (O.P.0.5m))	1号制御建屋 (O.P.0.5m) における耐震B,Cクラス機器の複数同時破損による浸水深 (FL+17.5m) は保守的に床面から天井までの高さを考慮して設計に用いる浸水深 (内部溢水) を適用	(A)
	8	⑧制御建屋空調機械室 (B) 浸水防止水密扉	制御建屋 (O.P.0.5m)	FL+0.5m (O.P.1.0m)	耐震B,Cクラス機器の損傷による溢水 [タービン補機冷却海水系配管の損傷箇所からの溢水量を含む] (タービン建屋 (O.P.-1.2m))	タービン建屋 (非管理区域、O.P.-1.2m) における耐震B,Cクラス機器の複数同時破損 (タービン補機冷却海水系配管の損傷箇所からの溢水量を含む) を考慮した浸水深 (FL+2.1m) に、+0.1mを考慮して設計に用いる浸水深 (FL+2.2m (O.P.1.0m)) (内部溢水) を適用する。その場合、当該扉の設置位置が、O.P.0.5mため、制御建屋のFL+0.5mに相当する。	(C)
	9	⑨第2号機MCR浸水防止水密扉	制御建屋 (O.P.22.5m)	FL+4.0m (O.P.26.5m)	耐震B,Cクラス機器の損傷による溢水 (1号機制御建屋 (O.P.22.5m))	1号制御建屋 (O.P.22.5m) における耐震B,Cクラス機器の複数同時破損による浸水深 (FL+4.0m) は保守的に床面から天井までの高さを考慮して設計に用いる浸水深 (内部溢水) を適用	(A)
	10	⑩制御建屋浸水防止水密扉 (No.4)	制御建屋 (O.P.14.0m)	FL+0.4m (O.P.14.4m)	耐震B,Cクラス機器の損傷による溢水 (補助ボイラー建屋 (O.P.14.0m))	補助ボイラー建屋 (O.P.14.0m) における耐震B,Cクラス機器の複数同時破損による浸水深 (FL+0.3m) に、+0.1mを考慮して設計に用いる浸水深 (内部溢水) を適用	(A)
	11	⑪制御建屋浸水防止水密扉 (No.5)	制御建屋 (O.P.14.0m)	FL+0.4m (O.P.14.4m)	耐震B,Cクラス機器の損傷による溢水 (タービン建屋 (O.P.14.0m))	タービン建屋 (O.P.14.0m) における耐震B,Cクラス機器の複数同時破損による浸水深 (FL+0.3m) に、+0.1mを考慮して設計に用いる浸水深 (内部溢水) を適用	(A)

表 3-18 内郭防護として浸水対策の一覧 (2/2)

設備分類	No.	設備名称	設置場所	設計に用いる 浸水深	考慮する浸水 (浸水発生箇所)	設計に用いる浸水深の考え方	津波防護対策 の分類
浸水防止設備 (内郭防護)	12	貫通部止水処置(第2号機原子炉建屋)	原子炉建屋外壁 (タービン建屋と隣接)	FL+2.2m (O.P.1.0m)	耐震B,Cクラス機器の損傷による溢水 〔タービン補機冷却海水系配管の損傷箇所から の溢水量を含む〕 (タービン建屋(O.P.-1.2m))	タービン建屋(非管理区域、O.P.-1.2m)における耐震B,Cクラス機器の 複数同時破損(タービン補機冷却海水系配管の損傷箇所からの溢水量 を含む)考慮した浸水深(FL+2.1m)に、+0.1m考慮して設計に用いる浸 水深(FL+2.2m(O.P.1.0m)) (内部溢水)を適用する。	(C)
	13		原子炉建屋外壁 (タービン建屋と隣接)	内部溢水にて設定	タービン建屋における耐震B,Cクラス機器の損 傷による溢水	耐震B,Cクラス機器を有するタービン建屋と隣接する浸水防護重点化範 囲(原子炉建屋)の境界については、内郭防護として扱い、内部溢水に て保守的に設定した浸水深を適用する。	(A)
	14		原子炉建屋外壁 (地下部)	内部溢水にて設定	地表面までの水位 (地下部)	地下水低下設備に期待せず、貫通部止水処置を内郭防護として扱い、 保守的に地表面までの水位上昇を仮定する。	(D)
	15	貫通部止水処置(第2号制御建屋)	制御建屋外壁 (タービン建屋と隣接)	FL+2.3m (O.P.2.1m)	耐震B,Cクラス機器の損傷による溢水 〔循環水系配管の伸縮継手の損傷箇所からの 溢水量含む〕 (タービン建屋(O.P.-0.2m))	タービン建屋(管理区域、O.P.-0.2m)における耐震B,Cクラス機器の複 数同時破損(循環水系配管の伸縮継手の損傷箇所からの溢水量含む) を考慮した浸水深(FL+2.2m)に、+0.1m考慮して設計に用いる浸水深 (FL+2.3m(O.P.2.1m)) (内部溢水)を適用する。	(B)
	16		制御建屋外壁 (タービン建屋と隣接)	FL+2.2m (O.P.1.0m)	耐震B,Cクラス機器の損傷による溢水 〔タービン補機冷却海水系配管の損傷箇所から の溢水量を含む〕 (タービン建屋(O.P.-1.2m))	タービン建屋(非管理区域、O.P.-1.2m)における耐震B,Cクラス機器の 複数同時破損(タービン補機冷却海水系配管の損傷箇所からの溢水量 を含む)考慮した浸水深(FL+2.1m)に、+0.1m考慮して設計に用いる浸 水深(FL+2.2m(O.P.1.0m)) (内部溢水)を適用する。	(C)
	17		制御建屋外壁 (タービン建屋、1号制御建屋、 補助ボイラー建屋と隣接)	内部溢水にて設定	タービン建屋、1号制御建屋、補助ボイラー建 屋における耐震B,Cクラス機器の損傷による溢 水	耐震B,Cクラス機器を有するタービン建屋、1号制御建屋、補助ボイラー 建屋と隣接する浸水防護重点化範囲(制御建屋)の境界については、 内郭防護として扱い、内部溢水にて保守的に設定した浸水深を適用す る。	(A)
	18		制御建屋外壁 (地下部)	内部溢水にて設定	地表面までの水位 (地下部)	地下水低下設備に期待せず、貫通部止水処置を内郭防護として扱い、 保守的に地表面までの水位上昇を仮定する。	(D)
	19	貫通部止水処置(第2号機軽油タンクエリア)	GL (O.P.13.8m)	GL+0.18m (O.P.13.98m)	地震時の屋外タンク等の損傷による溢水	屋外タンク等の複数同時破損、補機放水路からの溢水を考慮した溢水 評価にて保守的に設定した浸水深を適用	(E)
	20		浸水防護重点化範囲(浸水を 想定するエリア)との境界	軽油タンク(A)、(B)室 との境界 FL+5.48m(O.P.13.98m) 軽油タンク(H)室との境界 FL+8.58m(O.P.13.98m)	浸水防護重点化範囲(浸水を想定するエリア) において、GL+0.18m(O.P.13.98m)まで浸水 すると想定	地震時の屋外タンク等の損傷による溢水が発生し、GL+0.18mまで、浸 水防護重点化範囲(浸水を想定するエリア)である軽油タンク(A)、 (B)、(H)室が没水した場合を想定した浸水深を適用	(E)
	21	地下軽油タンク燃料移送ポンプポンプ室アクセ ス用浸水防止蓋(No.1)	GL (O.P.13.8m)	GL+0.18m (O.P.13.98m)	地震時の屋外タンク等の損傷による溢水	屋外タンク等の複数同時破損、補機放水路からの溢水を考慮した溢水 評価にて保守的に設定した浸水深を適用	(E)
	22	地下軽油タンク燃料移送ポンプポンプ室アクセ ス用浸水防止蓋(No.2)	GL (O.P.13.8m)	GL+0.18m (O.P.13.98m)	地震時の屋外タンク等の損傷による溢水	屋外タンク等の複数同時破損、補機放水路からの溢水を考慮した溢水 評価にて保守的に設定した浸水深を適用	(E)
	23	地下軽油タンク機器搬出入口浸水防止蓋	GL (O.P.13.8m)	GL+0.18m (O.P.13.98m)	地震時の屋外タンク等の損傷による溢水	屋外タンク等の複数同時破損、補機放水路からの溢水を考慮した溢水 評価にて保守的に設定した浸水深を適用	(E)
	24	第2号機海水ポンプ室浸水防止壁	海水ポンプ室カーブ (O.P.14.0m)	GL+0.18m (O.P.13.98m)	地震時の屋外タンク等の損傷による溢水	屋外タンク等の複数同時破損、補機放水路からの溢水を考慮した溢水 評価にて保守的に設定した浸水深を適用 設計で用いる浸水深は海水ポンプ室カーブ高さを越えないが、敷地高さ から0.6mの浸水防止壁(天端高さ(O.P.14.4m))を設置	(F)



海水ポンプ室補機ポンプエリア



軽油タンクエリア

【凡例】

- 浸水防護重点化範囲
- 浸水防護重点化範囲（浸水を想定するエリア）
- 浸水範囲
- 浸水範囲（タービン非管理区域）

- 内郭防護として浸水対策を実施する範囲
- 内郭防護としての水密扉

図 3-47 内郭防護として浸水対策を実施する範囲

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3.5 水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価

津波防護対象設備への影響のうち、水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価に当たっては、津波による水位低下や水位上昇といった水位変動に伴う取水性の低下並びに砂移動や漂流物等の津波の二次的な影響による津波防護対象設備が有する重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止するための評価を行うため、「(1) 評価方針」にて評価を行う方針を定め、「(2) 評価方法」に定める評価方法を用いて評価を実施し、評価の結果を「(3) 評価結果」に示す。

評価において、水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響を与える可能性がある場合は、「(4) 津波防護対策」に示す対策を講じることにより、水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響によって、津波防護対象設備が有する重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないこととし、この場合の「(3) 評価結果」は、津波防護対策を踏まえて示すこととする。

(1) 評価方針

水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価では、海水を使用しプラントの冷却を行うために海域と接続する系統を持ち、津波による水位変動が取水性に影響を与える可能性があると考えられる非常用海水ポンプ、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を対象に、水位変動に対して非常用海水ポンプ等の取水性が確保できることの確認を行う。

a. 非常用海水ポンプ、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の取水性

津波による水位の低下及び波力に対して、非常用海水ポンプ、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）が機能保持できる設計であることを確認する。また、津波による水位の低下に対して、プラントの冷却に必要な海水が確保できることを確認する。

b. 津波の二次的な影響による非常用海水ポンプ、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の機能保持確認

津波による水位変動に伴う海底の砂移動・堆積及び漂流物に対して取水口等の通水性が確保できることを確認し、浮遊砂等の混入に対して非常用海水ポンプ、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）が機能保持できる設計であることを確認する。

(2) 評価方法

- a. 非常用海水ポンプ，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の取水性

非常用海水ポンプ，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）については，海水ポンプ室の下降側の評価水位と非常用海水ポンプ，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の取水可能水位を比較し，津波の評価水位が非常用海水ポンプ，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の取水可能水位を下回る可能性の有無を評価する。

また，非常用海水ポンプは揚水管が水中にあるため，津波による波力の影響の有無を評価する。

- b. 津波の二次的な影響による非常用海水ポンプ，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の機能確保

- (a) 砂移動による取水口から海水ポンプ室までの通水性の影響確認

取水口から取水路を経て非常用海水ポンプが設置される海水ポンプ室までの経路について，砂移動による通水性への影響を確認する。取水口の呑口部に設置される貯留堰の底面の高さは 0. P. -7. 1m（基準津波による地盤沈下量 0. 72m を考慮した値）であり，取水口の呑口は 7m を超える高さを有している。また，海水ポンプ室の底面の高さは 0. P. -12. 4m であり，原子炉補機冷却海水ポンプの吸込み下端から 1. 15m，高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの吸込み下端から 2. 45m の距離がある。これらの構造を踏まえ，砂移動に関する数値シミュレーションを実施し，基準津波の水位変動に伴う砂の移動・堆積に対して，取水口が閉塞することなく，取水口，取水路及び海水ポンプ室の通水性が確保可能であるか否かを評価する。

- (b) 砂混入時の非常用海水ポンプ，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の取水機能維持の確認

発電所周辺の砂の粒径分布の調査結果及び砂移動に関する数値シミュレーション結果から求められる基準津波の水位変動に伴う浮遊砂の濃度を基に浮遊砂の平均粒径及び平均濃度を算出し，浮遊砂の混入に対して非常用海水ポンプ，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の取水性が保持可能か否かを評価する。

- (c) 漂流物による取水性への影響評価

- イ. 取水口の閉塞の評価

発電所敷地内及び敷地周辺で漂流物となる可能性のある施設・設備を抽出し，抽出された漂流物となる可能性のある施設・設備が漂流した場合に，取水口の閉塞が生じる可能性の有無を図 3-49 の評価フローに基づき評価する。

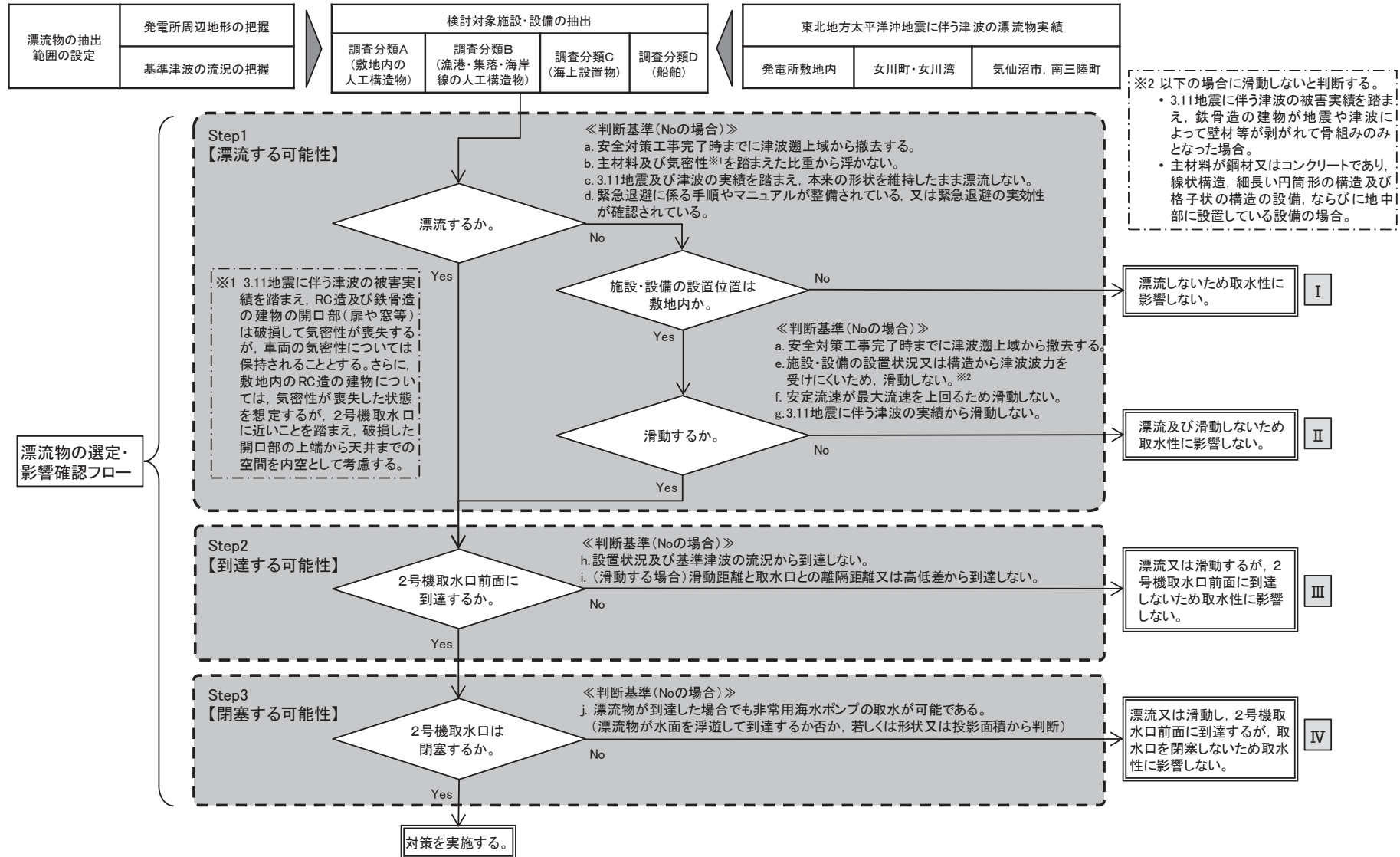
ロ. 除塵装置の漂流の可能性の評価

海水中の塵芥物を除去するために設置されている除塵装置（固定式バースクリーン及びトラベリングスクリーン）が、基準津波の流速に対して漂流物となる可能性の有無について評価する。評価においては、基準津波の流速により生じる除塵装置前後の水位差が設計水位差以下であることを確認する。基準津波の流速により生じる除塵装置前後の水位差が設計水位差を超える場合には、構造部材の強度評価を実施する。また、除塵装置は低耐震クラス設備であることから、津波の要因となる地震による破損の可能性、津波に伴う漂流物の衝突による破損の可能性について評価する。

ハ. 衝突荷重として用いる漂流物の選定

漂流物による衝突荷重を考慮する施設について、各施設の設置位置を踏まえ、防潮堤、屋外排水路逆流防止設備（防潮堤北側）及び貯留堰を選定した上で、イ.及びロ.の結果から、漂流物となる可能性が否定できない施設・設備のうち津波防護に関する施設の設計に衝突荷重として用いる漂流物の選定を行う。

基準津波は、第一波の水位が高く、流速も大きいことから、第一波により漂流したものが津波防護施設及び浸水防止設備に与える影響が大きくなる。このことに加え、衝突荷重を考慮する施設の設置標高等を踏まえて、図 3-48 に示す影響評価フローに基づき、衝突荷重として用いる漂流物を選定する。



※2 以下の場合に滑動しないと判断する。
 ・3.11地震に伴う津波の被害実績を踏まえ、鉄骨造の建物が地震や津波によって壁材等が剥がれて骨組みのみとなった場合。
 ・主材料が鋼材又はコンクリートであり、線状構造、細長い円筒形の構造及び格子状の構造の設備、ならびに地中に設置している設備の場合。

漂流物の選定・影響確認フロー

図 3-48 漂流物評価フロー

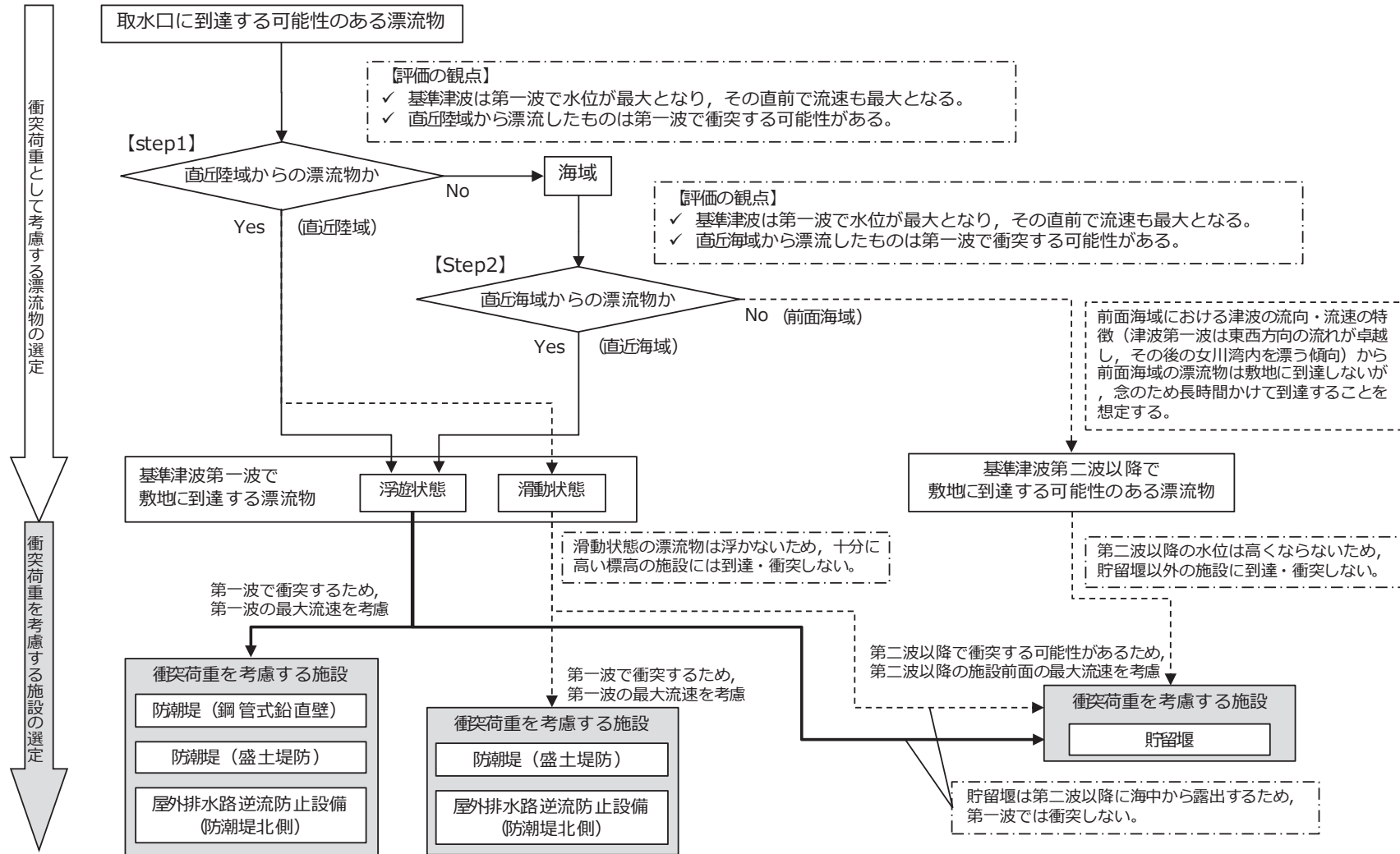


図 3-49 津波防護施設の機能に対する影響評価フロー

(3) 評価結果

- a. 非常用海水ポンプ，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の取水性

(a) 非常用海水ポンプ

引き波による水位低下時においても，原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプの継続運転が十分可能となるように，取水口底盤に海水を貯水する天端高さ 0.P. -6.3m の貯留堰を設置する。貯留堰により津波による水位低下に対して原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプの取水可能水位 0.P. -8.95m 以上の水位を確保するため，原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプは機能を保持できる。取水設備の構造概要を図 3-50 に示す。

入力津波による取水口前面における水位時刻歴波形を図 3-51 に示す。貯留堰天端高さ 0.P. -6.3m を下回る時間は，最大で約 4 分（191 秒）である。また，3.11 地震の余効変動による約 0.3m の隆起を考慮した場合の貯留堰高さを下回る時間は 199 秒，今後も余効変動が継続することを想定し 3.11 地震の広域的な地殻変動の解消により約 1 m 隆起したとしても貯留堰高さを下回る時間は 221 秒である。

以上の結果を踏まえ，保守的に 10 分間にわたり原子炉補機冷却海水ポンプ（定格流量 1,900m³/h）4 台及び高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプ（定格流量 250m³/h）1 台が全数運転を継続した場合に加え，常用海水ポンプである循環水ポンプ（定格流量 99,720m³/h）2 台のトリップからポンプ停止までの時間（遊転時間分 30 秒）に取水する水量も考慮した水量は 2,971m³ である。この時，引き波時に使用可能な貯留堰の有効貯留水量は 4,300m³ であるため，原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプは十分に機能を確保できる設計となっている。非常用取水設備である貯留堰，取水口，取水路及び海水ポンプ室の容量の考え方については，添付書類「VI-1-1-4-8-5-1 取水設備に係る設定根拠に関する説明書」に示す。

なお，取水路及び海水ポンプ室が循環水系と非常用海水冷却系で併用されているため，発電所を含む地域に大津波警報が発表された際には，海水ポンプ室水位を中央制御室にて監視し，引き波による水位低下を確認した場合，非常用海水冷却系の取水量を確保するため，常用系海水ポンプ（循環水ポンプ）を停止する運用を保安規定に定める。

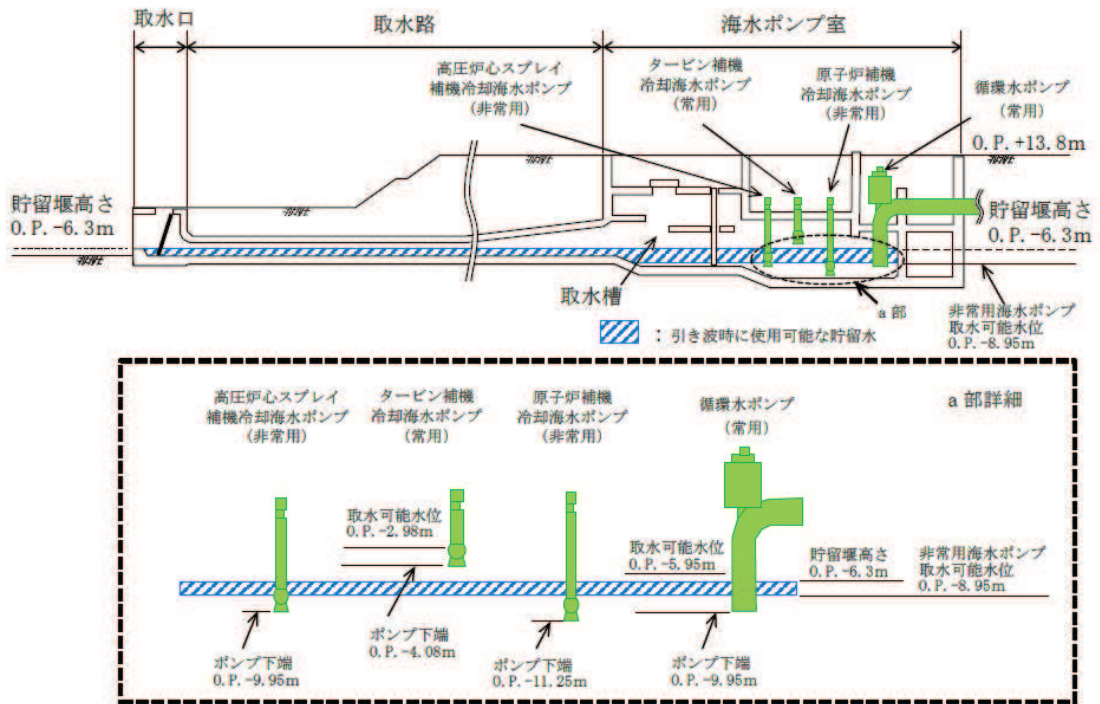


図 3-50 取水設備構造概要

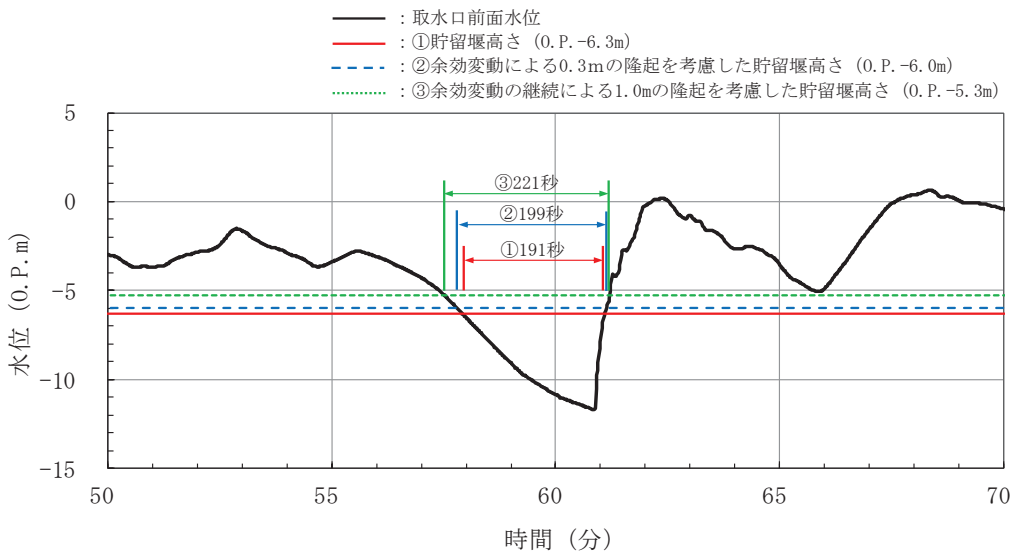


図 3-51 取水口前面における入力津波による水位時刻歴波形 (水位下降側)

非常用海水ポンプは揚水管が水中にあるため、津波による波力の影響の有無を評価する。海水ポンプ室の流速の状況から、非常用海水ポンプの揚水管に1.10m/sの流速が作用すると想定し、流体によって生じた抗力が揚水管に作用した場合の各部位の評価を実施する。評価結果を表3-19及び表3-20に示す。波力により非常用海水ポンプの各部位に発生する応力は、許容応力よりも小さいため、非常用海水ポンプの取水性に影響はない。

表3-19 評価結果一覧（原子炉補機冷却海水ポンプ）

評価部位	材料	項目	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
基礎ボルト	SCM435	せん断	1	366
		引張	1	475
中間支持台 基礎ボルト	SUS316	せん断	1	118
コラムパイプ (揚水管)	SUS316	一次一般膜	21	199

表3-20 評価結果一覧（高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ）

評価部位	材料	項目	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
基礎ボルト	SUS304	せん断	1	118
		引張	8	153
第一中間支持台 基礎ボルト*	SUS316	せん断	2	118
第二中間支持台 基礎ボルト*	SUS316	せん断	2	118
コラムパイプ (揚水管)	SUS316	一次一般膜	40	199

*： 中間支持台のせん断応力は、それぞれ評価点の中間支持台のみで押し津波の全荷重を集中荷重として受けるモデルにて計算しており、発生応力は各中間支持台で同一となる

(b) 大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、津波が収束した後に使用することから、水位低下はポンプの取水性に影響しない。

b. 津波の二次的な影響による非常用海水ポンプ，大容量送水ポンプ（タイプ I）及び大容量送水ポンプ（タイプ II）の機能確認

(a) 砂移動による取水口から海水ポンプ室までの通水性への影響確認

津波来襲後における第 2 号機取水口前の海底面は O.P. -8.3m (O.P. -7.5m に基準津波による地盤沈下量 0.72m を考慮した値) で，貯留堰高さは O.P. -7.1m (O.P. -6.3m に基準津波による地盤沈下量 0.72m を考慮した値) であり，平均潮位 (O.P. + 0.77m) において，取水路の取水可能部は 7m を超える高さを有する。これに対し，数値シミュレーションにより得られた砂移動に伴う取水口前面の砂の堆積量は，取水路横断方向の平均で，約 0.3m であることから，取水口を閉塞することはない。

また，海水ポンプ室底面は O.P. -12.4m であり，非常用海水ポンプの下端は，原子炉補機冷却海水ポンプは O.P. -11.25m，高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは O.P. -9.95m であることから，海水ポンプ室底面から 1.15～2.45m 高い位置に海水ポンプが設置されている。海水ポンプ室への砂堆積による非常用海水ポンプの取水性への影響について評価した結果，数値シミュレーションにより得られた砂移動に伴う海水ポンプ室における砂の堆積厚さは，水位上昇側で最大 0.05m，水位下降側で最大 0.10m であることから，非常用海水ポンプへの影響はなく機能は保持できる。非常用海水ポンプ吸込み下端の位置の関係を図 3-52 に示す。

大容量送水ポンプ（タイプ I）及び大容量送水ポンプ（タイプ II）の取水は，大容量送水ポンプ吸込用のホースの先端に取り付けた付属水中ポンプを海水ポンプ室又は取水口に設置して吸い込む構造となっている。付属水中ポンプにはフロートが設けられており，水面付近の海水を取水する。そのため，海水ポンプ室及び取水口の砂の堆積量は大容量送水ポンプ（タイプ I）及び大容量送水ポンプ（タイプ II）の取水性に影響を与えない。大容量送水ポンプの吸込みイメージを図 3-53 に示す。

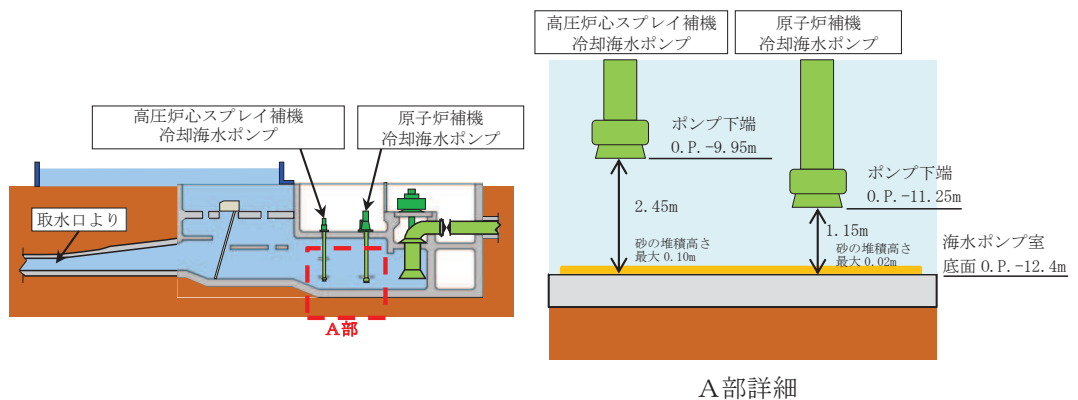


図 3-52 非常用海水ポンプ吸込み下端の位置の関係

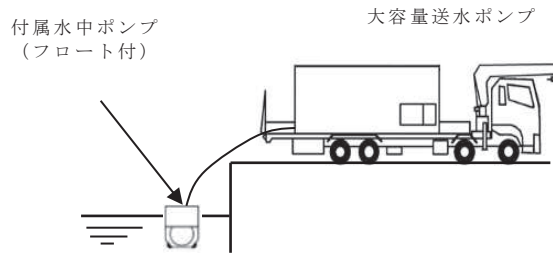
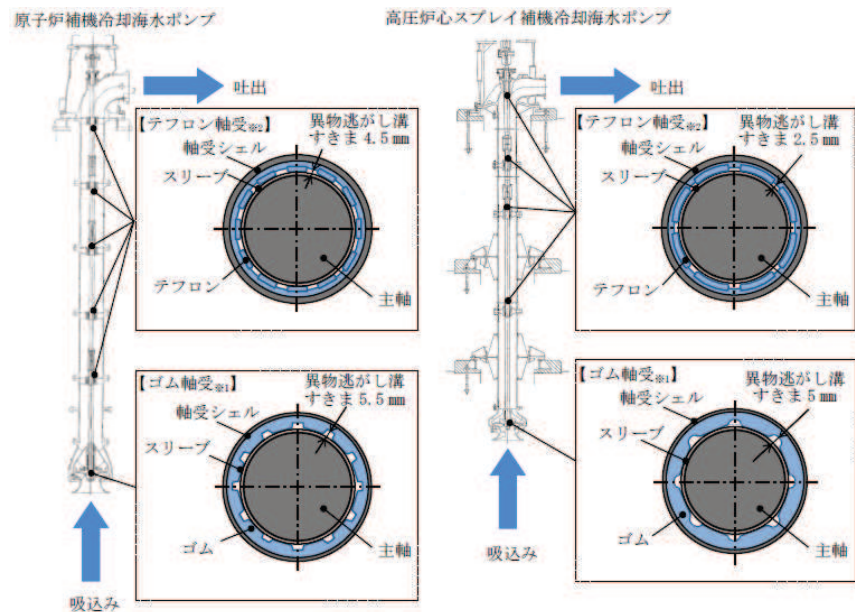


図 3-53 大容量送水ポンプ吸込みイメージ

(b) 砂混入時の非常用海水ポンプ，大容量送水ポンプ（タイプ I）及び大容量送水ポンプ（タイプ II）の取水機能維持の確認

イ. 非常用海水ポンプ

浮遊砂の評価を実施した結果，発電所周辺の砂の平均粒径は約 0.2mm で，粒径数ミリメートル以上の砂はごくわずかであることを確認した。また，粒径数ミリメートル以上の砂は浮遊し難いものであることを踏まえると，非常用海水ポンプに，取水時の浮遊砂の一部が軸受潤滑水としてポンプ軸受に混入したとしても非常用海水ポンプの軸受に設けられた 4.5mm（原子炉補機冷却海水ポンプ）及び 2.5mm（高压炉心スプレー補機冷却海水ポンプ）の異物逃し溝から排出されるため，非常用海水ポンプの機能は保持できる。非常用海水ポンプの軸受の構造を図 3-54 に示す。



※ 1 : ポンプ起動時に水没状態である箇所に適用
 ※ 2 : ポンプ起動時に水没状態ではない箇所に適用（焼き付き防止）

図 3-54 非常用海水ポンプの軸受構造図

ロ. 大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、津波収束した後に使用する設備であり、海水ポンプ室の浮遊砂濃度は、図 3-55 に示すとおり、津波来襲後約 2 時間で津波来襲前と同程度まで低下することから取水機能に影響はない。

また、同設備は、一般的に災害時に海水を取水するために用いられる設備であり、取水への砂混入に対しても耐性を有している。浮遊砂の評価結果より発電所周辺の砂の平均粒径は約 0.2mm で、粒径数ミリメートル以上の砂はごくわずかであること、また、粒径数ミリメートル以上の砂は浮遊し難いものであることを踏まえると、仮に浮遊砂が混入した場合においても、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の取水機能は保持できる。

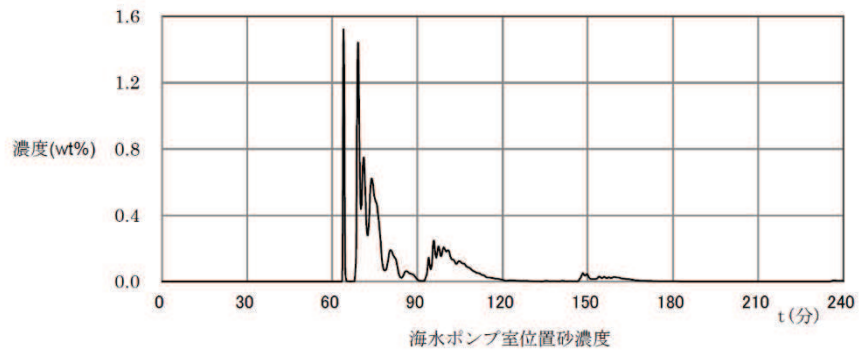


図 3-55 海水ポンプ室の浮遊砂濃度時刻歴波形

(c) 漂流物による取水性への影響評価

イ. 取水口の閉塞の評価

図 3-49 のフロー図に従い実施した各項目の評価結果を以下に示し、漂流物となる可能性のある施設・設備による取水口への影響評価を行った結果を表 3-21～表 3-26 に示す。

(イ) 発電所周辺地形及び基準津波の流況の把握

発電所は、東北地方太平洋側のリアス海岸の南端部に位置する牡鹿半島の女川湾南側の湾口部に位置し、発電所よりも西側の湾の奥側には複数の漁港や女川町等の市街地が形成されている。

上昇側の基準津波は、発電所の東方より来襲し、地震発生約 42 分後に水位がおおむね最大となり、5m/s 以上の流速が確認される。下降側の基準津波は、発電所の東方より来襲し、地震発生約 36 分後に敷地前面に到達し、5m/s 以上の流速が確認される。発電所港湾内の主たる流れは、上昇側と下降側のいずれの基準津波においても、港湾口からの寄せ波時の海水の流入、引き波時の流出によるものである。

(ロ) 漂流物の抽出範囲の設定

発電所周辺地形及び基準津波の流況から、時間をかけて遠方から発電所に漂流する可能性も考慮し、漂流物を抽出する範囲は女川湾全体とした。抽出範囲を図 3-56 に示す。

(ハ) 漂流物として検討する施設・設備の抽出

漂流物の抽出範囲における平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震に伴う津波の漂流物の特徴及びその実績を把握するとともに、発電所周辺と類似した地形（気仙沼市及び南三陸町）での漂流物の特徴も把握し、検討対象施設・設備の抽出を行った。

抽出にあたっては、施設・設備の配置特性を踏まえ、抽出範囲を敷地内と敷地外に分類した上で、敷地外については、漁港・集落・海岸線の人工構造物、海上設置物、船舶に分類して調査を行った。

(ニ) 取水性への影響評価

発電所敷地内で漂流し、取水口に到達する可能性があるものとして、鉄骨造建物の壁材、屋外中継盤等の内部構成部材、車両等が挙げられるが、取水口は十分な通水面積を有していることから、取水性への影響はない。また、発電所の物揚岸壁又は港湾内に停泊する燃料等輸送船、作業船、貨物船等の船舶があるが、津波警報等発令時には、作業を中断し、緊急離岸する船側と退避状況に関する情報連絡を行う運用を保安規定に定めて管理することで、船舶は緊急退避し、漂流することはないため、取水性への影響はない。さらに、燃料等輸送船については、津波警報等が発令された場

合において、陸側の輸送物の退避の可否判断を含めた退避の手順を定めるとともに、輸送物を退避できない場合は、漂流物化防止対策を実施する運用を保安規定に定めて管理することから、取水性への影響はない。なお、2・3号機カーテンウォール内ではゴムボートのみ入港できる運用を保安規定に定めて管理するため、ゴムボートは取水口に到達する可能性があるが、取水口は十分な通水面積を有していることから、取水性への影響はない。

発電所の防波堤については、地震及び津波により損傷する可能性があるが、ケーソン堤は3,000t級の重量構造物であり、取水口まで200m程度の距離があることから取水口に到達することはない。上部コンクリートについても重量物であり、取水口に到達することはない。消波ブロック、被覆石及び捨石については、滑動する可能性があるが、取水口は港湾内よりも約4m高い位置にあることから、滑動して取水口に到達することはない。

発電所敷地外で漂流し、取水口に到達する可能性があるものとしては、車両、コンテナ・ユニットハウス、小型船舶、油槽所のタンク及びがれき（壁材、木片、廃プラスチック類等）が挙げられるが、取水口は十分な通水面積を有していることから、取水性への影響はない。このほか、発電所近傍で操業する漁船が航行不能になった場合においても、取水口は十分な通水面積を有していることから、取水性への影響はない。

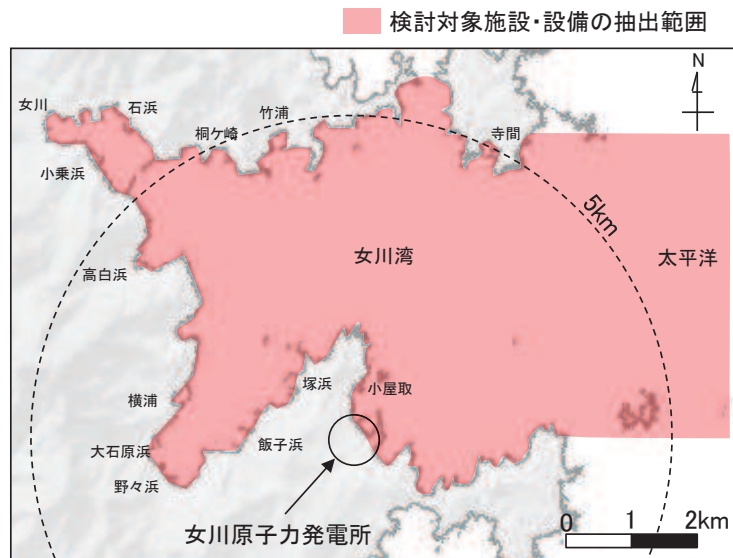


図 3-56 漂流物として検討する施設・設備の抽出範囲

表 3-21 (1) 発電所構内における人工構造物 (調査分類 A) の評価結果 (Step1)

No.	名 称	主材料	重量	Step1 (漂流する可能性)				評価*1
				漂流		滑動		
				検討結果*1	比重*2	設置場所	検討結果*1	
1	北防波堤導標 敷地側導標	鋼材	約 0.5 t 約 0.2 t	【判断基準：b】 当該設備の比重と海水の比重を比較した結果、漂流物とはならない。*3	鋼材比重 【7.85】	発電所敷地内	【判断基準：e】 細長い円筒形の構造であり、津波波力を受けにくいいため、滑動しない。	II
2	東防波堤灯台	RC	約 30 t	【判断基準：b】 No.3~5の施設を代表に評価を行った。扉や窓等の開口部が地震又は津波波力により破損して気密性が喪失し、施設内部に津波が流入する。ただし、3.11地震に伴う津波の実績を踏まえ、開口部上端から天井までの空間を含めた施設体積を算出し、当該設備の比重と海水の比重を比較した結果、漂流物とはならない。	(3.11地震に伴う津波の実績を踏まえ、開口部上端から天井までの空間を含めた施設体積と重量から算出) 【1.16~1.34】	発電所敷地内	これらの施設は直接基礎又は杭基礎構造であることから、滑動しにくいと考えられるが、3.11地震に伴う津波の事例では、4階建てのRC造の建物が約70m移動したとの報告があることから、滑動することを考慮する。	Step2 (滑動)
3	3号機放水路サンプリング建屋	RC (RC造)	約 185 t					
4	2号機放水口モニタ建屋	RC (RC造)	約 224 t					
5	2号機放流管真空ポンプ室	RC (RC造)	約 136 t					
6	1号機放水路サンプリング室 (排水路試料採取室)	RC (RC造)	—					
7	1号機放水口モニタ建屋	RC (RC造)	—	【判断基準：b, c】 扉や窓等の開口部及び壁材が地震又は津波波力により破損して気密性が喪失し、施設内部に津波が流入する。このことを踏まえ、施設本体については主材料である鋼材の比重から漂流物とはならない。一方、地震又は津波波力により施設本体から分離した壁材等についてはがれき化して漂流物となる。	≪施設本体≫ 鋼材比重 【7.85】	発電所敷地内	【判断基準：e, g】 施設本体 (鉄骨のみ) は、津波波力を受けにくい構造であるとともに、3.11地震に伴う津波の実績から滑動しない。	II
8	港湾作業管理詰所	鋼材 (鉄骨造) 石膏ボード	—					
9	オイルフェンス格納倉庫	鋼材 (鉄骨造) 石膏ボード	—					
10	屋外電動機等点検建屋	鋼材 (鉄骨造) 石膏ボード	—	≪施設本体以外≫ 石膏ボード比重 【0.65】	発電所敷地内	—	Step2 (漂流)	

注記 *1: 判断基準 (No の場合) 及び評価については図 3-48 を参照

*2: 鋼材及びコンクリートの比重は道路橋示方書・同解説より設定, 石膏ボードの比重は JIS A6901 より設定

*3: 内空を有する構造であるため、津波波力によって破損して地面又は本体設備から離れた後、浮遊する可能性があるが、破損した部分からすぐに海水が流入し、浮遊できる時間はごくわずかであることから、海水の比重と比較し、漂流物とはならないと評価している。

表 3-21 (2) 発電所構内における人工構造物 (調査分類 A) の評価結果 (Step1)

No.	名 称	主材料	重量	Step1 (漂流する可能性)				評価*1	
				漂流		滑動			
				検討結果*1	比重*2	設置場所	検討結果*1		
11	配電柱	コンクリート	390kg/本	【判断基準：b】 当該設備の比重と海水の比重を比較した結果、漂流物とはならない。*4	コンクリート比重 【2.34】	発電所敷地内	細長い円筒形の構造であり、津波波力を受けにくい ため、滑動しない。	II	
12	車両	鋼材	巡視点検用車両	約 0.7~2.15t	地震又は津波波力を受けた後も内空は保持されるため、内空を含めた当該設備の比重を算出し、海水の比重と比較した結果、漂流物となる。	(軽・普通乗用車、ワンボックスを想定し、重量と体積から算出) 【0.2~0.57】	発電所敷地内	—	Step2 (漂流)
			車両系重機	約 2.7~41.2t	【判断基準：b】 地震又は津波波力を受けた後も内空は保持されるため、内空を含めた当該設備の比重を算出し、海水の比重と比較した結果、漂流物とはならない。	(ダンプトラック、バックホウ、ラフタークレーン等を想定し、重量と体積から算出) 【1.11*3~3.36】	発電所敷地内	当該設備の最大形状の車両として使用済燃料輸送車両を代表とする。 車両は地盤等に固定されていないことから、滑動を考慮する。	Step2 (滑動)
			燃料等輸送車両	約 9.7~34t		(使用済燃料・LLW 輸送車両) 【1.25~1.36】	発電所敷地内		Step2 (滑動)
13	2号機カーテンウォール (PC板)	PC	約 6t	【判断基準：a】 安全対策工事完了時までに撤去する予定であることから、漂流物とはならない。	PC 比重 【2.49】	発電所敷地内	【判断基準：a】 安全対策工事完了時までに撤去する予定であることから、滑動しない (漂流物とはならない)。	II	
14	2号機カーテンウォール (H型鋼)	鋼材	約 2.5t		鋼材比重 【7.85】	発電所敷地内		II	
15	2号機カーテンウォール (上部コンクリート)	コンクリート	約 9t/m		コンクリート比重 【2.34】	発電所敷地内		II	

注記 *1: 判断基準 (No の場合) 及び評価については図 3-48 を参照

*2: 鋼材、コンクリート及び PC の比重は道路橋示方書・同解説より設定

*3: 漂流物評価において、基準津波時における上限浮遊砂体積濃度 (1%) を考慮した海水比重 1.05 を適用した場合においても、「漂流物とはならない」と評価し

たもののうち最小の比重は 1.11 (車両系重機) であることから、評価結果には影響しない

*4: 内空を有する構造であるため、津波波力によって破損して地面又は本体設備から離れた後、浮遊する可能性があるが、破損した部分からすぐに海水が流入し、浮遊できる時間はごくわずかであることから、海水の比重と比較し、漂流物とはならないと評価している。

表 3-21 (3) 発電所構内における人工構造物 (調査分類 A) の評価結果 (Step1)

No.	名 称	主材料	重量	Step1 (漂流する可能性)				評価*1				
				漂流		滑動						
				検討結果*1	比重*2	設置場所	検討結果*1					
16	1号機及び2・3号機 カーテンウォール (PC板)	PC	約8t	【判断基準:b】 当該設備の比重と海水の比重を比較した結果、漂流物とはならない。	PC比重 【2.49】	発電所敷地内	発電所の港湾内の最大流速9.3m/sに対して、当該設備の安定流速は6.2m/sであることから、滑動する。	Step2 (滑動)				
17	1号機及び2・3号機 カーテンウォール (鋼製トラス)	鋼材	約40~60t		鋼材比重 【7.85】	発電所敷地内	【判断基準:e】 線状構造であり、津波波力を受けにくいから、滑動しない。	II				
18	1号機及び2・3号機 カーテンウォール (上部コンクリート)	コンクリート	約17t/m		コンクリート比重 【2.34】	発電所敷地内	【判断基準:f】 発電所の港湾内の最大流速9.3m/sに対して、当該設備の安定流速は10.4m/sであることから、滑動しない。	II				
19	屋外キュービクル	鋼材	—	【判断基準:b】 扉等の開口部が地震又は津波波力により破損して施設内部に津波が流入し、内部を構成する部材が設備本体から分離して漂流物となる。一方、設備本体については鋼材の比重から漂流物とはならない。	《設備本体》 鋼材比重 【7.85】	発電所敷地内	主材料が同じ(鋼材)である車両(車両系重機及び(燃料等輸送車両)で代表させ、滑動することを考慮する。	Step2 (滑動)				
20	屋外中継盤	鋼材	—									
21	海上レーダー中継盤	鋼材	—									
22	海側設備分電盤	鋼材	—						《設備本体以外》 漂流することを考慮	発電所敷地内	—	Step2 (漂流)
23	電気中継盤	鋼材	—									

注記 *1: 判断基準 (No の場合) 及び評価については図 3-48 を参照

*2: 鋼材, コンクリート及び PC の比重は道路橋示方書・同解説より設定

表 3-21 (4) 発電所構内における人工構造物（調査分類 A）の評価結果（Step1）

No.	名 称	主材料	重量	Step1（漂流する可能性）				評価*1
				漂流		滑動		
				検討結果*1	比重*2	設置場所	検討結果*1	
24	角落し	PC	—	【判断基準：b】 当該設備の比重と海水の比重を比較した結果、漂流物とはならない。*3	PC 比重 【2.49】	発電所敷地内	同種設備であるカーテンウォールの PC 板で代表させ、滑動することを考慮する。	Step2 (滑動)
25	3号機放水口モニタリング架台	鋼材	—		鋼材比重 【7.85】	発電所敷地内	主材料が同じ（鋼材）である車両（車両系重機及び（燃料等輸送車両）で代表させ、滑動することを考慮する。	Step2 (滑動)
26	海上レーダー支柱	コンクリート	—		コンクリート 比重 【2.34】	発電所敷地内	【判断基準：e】 細長い円筒形の構造であり、津波波力を受けにくいため、滑動しない。	II
27	鋼製ゲート	鋼材	—		鋼材比重 【7.85】	発電所敷地内	【判断基準：e】 格子状の構造であり、津波波力を受けにくいため、滑動しない。	II
28	警備用カメラ支柱	鋼材	—		鋼材比重 【7.85】	発電所敷地内	【判断基準：e】 細長い円筒形の構造であり、津波波力を受けにくいため、滑動しない。	II
29	排水路フラップゲート巡視路	鋼材	—		鋼材比重 【7.85】	発電所敷地内	【判断基準：e】 細長い円筒形で格子状に設置されており、津波波力を受けにくいため、滑動しない。	II

注記 *1：判断基準（No の場合）及び評価については図 3-48 を参照

*2：鋼材、コンクリート及び PC の比重は道路橋示方書・同解説より設定

*3：海上レーダー支柱、警備用カメラ支柱及び排水路フラップゲート巡視路は、内空を有する構造であるため、津波波力によって破損して地面又は本体設備から離れた後、浮遊する可能性があるが、破損した部分からすぐに海水が流入し、浮遊できる時間はごくわずかであることから、海水の比重と比較し、漂流物とはならないと評価している。

表 3-21 (5) 発電所構内における人工構造物 (調査分類 A) の評価結果 (Step1)

No.	名称	主材料	重量	Step1 (漂流する可能性)				評価*1
				漂流		滑動		
				検討結果*1	比重*2	設置場所	検討結果*1	
30	ペーキング支柱	鋼材	—	【判断基準：b】 当該設備の比重と海水の比重を比較した結果、漂流物とはならない。*3	鋼材比重 【7.85】	発電所敷地内	【判断基準：e】 細長い円筒形の構造であり、津波波力を受けにくいいため、滑動しない。	II
31	照明支柱	鋼材	—		鋼材比重 【7.85】	発電所敷地内	【判断基準：e】 細長い円筒形の構造であり、津波波力を受けにくいいため、滑動しない。	II
32	立入制限区域柵	鋼材	—		鋼材比重 【7.85】	発電所敷地内	【判断基準：e】 格子状の構造であり、津波波力を受けにくいいため、滑動しない。	II
33	マンホール	鋼材	—		鋼材比重 【7.85】	発電所敷地内	【判断基準：e】 地面に設置されており、津波波力を受けにくいことから、滑動しない。	II
34	グレーチング	鋼材	—		鋼材比重 【7.85】	発電所敷地内	【判断基準：e】 格子状の構造であり、津波波力を受けにくいいため、滑動しない。	II
35	バッチャープラント (コンクリート製造設備)	鋼材	—	【判断基準：a】 バッチャープラント、工事用仮設物及び建物は、仮設備であり、安全対策工事完了時までに撤去する予定であることから、漂流物とはならない。	鋼材比重 【7.85】	発電所敷地内	【判断基準：a】 バッチャープラント、工事用仮設物及び建物は、仮設備であり、安全対策工事完了時までに撤去する予定であることから、滑動しない (漂流物とはならない)。	II
36	工事用仮設物及び建物	—	—		—	発電所敷地内		II

注記 *1：判断基準 (No の場合) 及び評価については図 3-48 を参照

*2：鋼材の比重は道路橋示方書・同解説より設定

*3：ペーキング支柱及び照明支柱は、内空を有する構造であるため、津波波力によって破損して地面又は本体設備から離れた後、浮遊する可能性があるが、破損した部分からすぐに海水が流入し、浮遊できる時間はごくわずかであることから、海水の比重と比較し、漂流物とはならないと評価している。

表 3-21 (6) 発電所構内における人工構造物 (調査分類 A) の評価結果 (Step1)

No.	名 称	主材料	重量	Step1 (漂流する可能性)				評価*1
				漂流		滑動		
				検討結果*1	比重*2	設置場所	検討結果*1	
37	防波堤 (ケーソン)	コンクリート	約 3,000t	【判断基準：b】 当該設備の比重と海水の比重を比較した結果、漂流物とはならない。	コンクリート比重 【2.34】	発電所敷地内	【判断基準：f】 発電所の港湾内の最大流速 9.3m/s に対して、当該設備の安定流速は 15.7m/s であることから、滑動しない。	II
38	防波堤 (上部コンクリート)	コンクリート	約 100t/m		コンクリート比重 【2.34】	発電所敷地内	【判断基準：f】 発電所の港湾内の最大流速 9.3m/s に対して、当該設備の安定流速は 13.1m/s であることから、滑動しない。	II
39	防波堤 (消波ブロック)	コンクリート	30t		コンクリート比重 【2.34】	発電所敷地内	発電所の港湾内の最大流速 9.3m/s に対して、当該設備の安定流速は 5.2~7.3m/s であることから、滑動する。	Step2 (滑動)
40	防波堤 (被覆石)	石	500kg/個以上		石材比重 【2.29】	発電所敷地内	発電所の港湾内の最大流速 9.3m/s に対して、当該設備の安定流速は 3.6m/s であることから、滑動する。	Step2 (滑動)
41	防波堤 (捨石)	石	5~100kg/個		石材比重 【2.29】	発電所敷地内	発電所の港湾内の最大流速 9.3m/s に対して、当該設備の安定流速は 1.6~2.7m/s であることから、滑動する。	Step2 (滑動)

注記 *1：判断基準 (No の場合) 及び評価については図 3-48 を参照

*2：コンクリートの比重は道路橋示方書・同解説より設定，石材の比重は「港湾の施設の技術上の基準・同解説 (2007)」より設定

表 3-21 (7) 発電所構内における人工構造物 (調査分類 A) の評価結果 (Step2~3)

No.	名称	主材料	重量	Step1 の結果	Step2 (到達する可能性) *	Step3 (閉塞する可能性) *	評価*		
2	東防波堤灯台	RC	約 30 t	3.11 地震に伴う津波の事例では、4 階建ての RC 造の建物が約 70m 移動したとの報告があることから、滑動することを考慮する。	【判断基準：i】 開口部上端から天井までに空気層を考慮しているが、地面の段差等によって滑動中に傾いたり、港湾内に沈む過程でこの空気層は失われ、主材料であるコンクリートの比重になると考えられる。主材料であるコンクリートの比重を用いた安定流速 (9.4~10.2m/s) は港湾内の最大流速 9.3m/s よりも大きくなるため、港湾内に沈んだ後には滑動しないことから、2 号機取水口前面には到達しない。	-	III		
3	3 号機放水路サンプリング建屋	RC (RC 造)	-						
4	2 号機放水口モニタ建屋	RC (RC 造)	-						
5	2 号機放流管真空ポンプ室	RC (RC 造)	-						
6	1 号機放水路サンプリング室 (排水路試料採取室)	RC (RC 造)	-						
7	1 号機放水口モニタ建屋	RC (RC 造)	-						
8	港湾作業管理詰所	鋼材 (鉄骨造) 石膏ボード	-	壁材等 (石膏ボード) 等ががれきり化して漂流する。	到達を考慮する。	【判断基準：j】 想定しているがれき (壁材等) は軽量物であり、水面に浮遊することから取水口を閉塞することはない。	IV		
9	オイルフェンス格納倉庫	鋼材 (鉄骨造) 石膏ボード	-						
10	屋外電動機等点検建屋	鋼材 (鉄骨造) 石膏ボード	-						
12	車両	鋼材	巡視点検用車両	約 0.7~2.15t	内空を含めた当該設備の比重と海水の比重の関係から、漂流する。	到達を考慮する。	【判断基準：j】 車両の中で最も形状の大きい使用済燃料輸送車両 (全長：約 15.2m, 全幅：約 3m) が第 2 号機取水口前面に到達したとしても、取水口の取水面積の方が十分大きいことから、取水口を閉塞することはない。	IV	
			車両系重機	約 2.7~41.2t					最大形状の使用済燃料輸送車両を代表に評価した。 上記車両の安定流速は 4.1m/s であり、車両は地盤等に固定されていないため、滑動する。
			燃料等輸送車両	約 9.7~34t					

注記 * : 判断基準 (No の場合) 及び評価については図 3-48 を参照

表 3-21 (8) 発電所構内における人工構造物 (調査分類 A) の評価結果 (Step2~3)

No.	名称	主材料	重量	Step1 の結果	Step2 (到達する可能性) *	Step3 (閉塞する可能性) *	評価 *
16	1号機及び2・3号機 カーテンウォール (PC板)	PC	約 8t	当該設備の安定流速 6.2m/s と発電所の港湾内の最大流速 9.3m/s を比較した結果、滑動する。	当該設備と第2号機取水口前面の 隔離は約 40m であるのに対して、 安定流速が港湾内の最大流速を超 える時間から算出される滑動距離 は約 450m であることから、到達 を考慮する。	【判断基準：j】 PC板の形状に対して、取水口の 取水面積の方が十分大きいことか ら、取水口を閉塞することはない。	IV
19	屋外キュービクル	鋼材	—	≪施設本体≫ 主材料が同じ(鋼材)である車両(車 両系重機及び(燃料等輸送車両)で 代表させ、滑動することを考慮す る。 ≪施設本体以外≫ 内部を構成する部材が設備本体か ら分離して漂流物となる。	≪施設本体≫ 車両(車両系重機及び(燃料等輸 送車両)と同様に到達を考慮する。 ≪施設本体以外≫ 到達を考慮する。	≪施設本体≫ 【判断基準：j】 当該設備本体の形状(2.3m×4.7m× 1.3m)に対して、取水口の取水面積 の方が十分大きいことから、取水 口を閉塞することはない。 ≪施設本体以外≫ 【判断基準：j】 想定しているがれき(内部を構成 する部材)は、軽量物であり、水面 に浮遊することから、取水口を閉 塞することはない。	IV
20	屋外中継盤	鋼材	—				
21	海上レーダー中継盤	鋼材	—				
22	海側設備分電盤	鋼材	—				
23	電気中継盤	鋼材	—				
24	角落し	PC	—	同種設備であるカーテンウォール の PC 板で代表させ、滑動すること を考慮する。	カーテンウォールの PC 板と同様 に到達を考慮する。	【判断基準：j】 角落しの形状(15m×4.94m× 0.3m)に対して、取水口の取水面 積の方が十分大きいことから、取 水口を閉塞することはない。	IV

注記 * : 判断基準 (No の場合) 及び評価については図 3-48 を参照

表 3-21 (9) 発電所構内における人工構造物 (調査分類 A) の評価結果 (Step2~3)

No.	名称	主材料	重量	Step1 の結果	Step2 (到達する可能性) *	Step3 (閉塞する可能性) *	評価*
25	3号機放水口モニタリング架台	鋼材	—	主材料が同じ(鋼材)である車両(車両系重機及び(燃料等輸送車両)で代表させ、滑動することを考慮する。	車両(車両系重機及び(燃料等輸送車両)と同様に到達を考慮する。	【判断基準:j】 3号機放水口モニタリング架台の形状(2.5m×1.2m×2.5m)に対して、取水口の取水面積の方が十分大きいことから、取水口を閉塞することはない。	IV
39	防波堤(消波ブロック)	コンクリート	30t	各設備の安定流速と発電所の港湾内の最大流速9.3m/sを比較した結果、滑動する。	【判断基準:i】 各設備は滑動するものの、第2号機取水口は発電所港湾内に比べ、約4m高い位置にあることから、到達しない。	—	III
40	防波堤(被覆石)	石材	500kg/個以上				
41	防波堤(捨石)	石材	5~100kg/個				

注記 * : 判断基準 (No の場合) 及び評価については図 3-48 を参照

表 3-22(1) 漁港・集落・海岸線における人工構造物（調査分類 B）の評価結果

No.	名 称	主材料	重量	Step1（漂流する可能性）		Step2 （到達する可能性）*	Step3 （閉塞する可能性）*	評価*
				検討結果*	比重			
1	車両	鋼材	—	地震又は津波波力を受けた後も内空は保持されるため、漂流物となることを想定する。	—	到達を考慮する。	【判断基準：j】 調査分類 A の車両で最も形状の大きい使用済燃料輸送車両（全長：約 15.2m, 全幅：約 3m）と同等を想定したとしても、取水口の取水面積の方が十分大きいことから、取水口を閉塞することはない。	IV
2	コンテナ・ ユニットハウス	鋼材等	約 30t		—		【判断基準：j】 想定するコンテナの形状（12.2m×2.5m×2.9m）に対して、取水口の取水面積の方が十分大きいことから、取水口を閉塞することはない。	IV
3	油槽所 （軽油・重油タンク）	鋼材	容量 約 200kl		内地震又は津波波力を受けた後も内空は保持されるため、漂流物となることを想定する。 なお、類似地形からの検討結果から最大規模を考慮する。		—	【判断基準：j】 タンク形状は円形であるのに対して、取水口は平面状となっていることから、タンクが取水口を完全に閉塞することはない。
4	漁具	—	—	【判断基準：b】 地震又は津波波力によって、当該設備は損傷すると考えられ、損傷で生じた木片、廃プラスチック類等のがれきが漂流物となる。 一方、コンクリート及び鋼材を主材料とするものについては、それぞれの比重と海水の比重を比較した結果、漂流物とはならない。	コンクリート比重 【2.34】 鋼材比重 【7.85】	木片、廃プラスチック類等のがれきについて、到達を考慮する。	【判断基準：j】 想定しているがれき（木片、廃プラスチック類等）は、軽量物であり、水面に浮遊することから取水口を閉塞することはない。	IV
5	工事用資機材	R C	—					

注記 *：判断基準（No の場合）及び評価については図 3-48 を参照

表 3-22 (2) 漁港・集落・海岸線における人工構造物（調査分類 B）の評価結果

No.	名 称	主材料	重量	Step1 (漂流する可能性)		Step2 (到達する可能性) *	Step3 (閉塞する可能性) *	評価 *
				検討結果 *	比重			
6	排水処理施設	R C (RC 造)	延床面積 約 550m ²	【判断基準：b, c】 扉や窓等の開口部が地震又は津波波力により破損して気密性が喪失し、施設内部に津波が流入する。このことを踏まえ、施設本体については主材料の比重から漂流物とはならない。	≪施設本体≫ コンクリート比重 【2.34】	—	—	I
				一方、地震又は津波波力により施設本体から分離したものががれき化して漂流物となる。	≪施設本体以外≫ 漂流することを考慮	到達を考慮する。	【判断基準：j】 想定しているがれきは、軽量物であり、水面に浮遊することから取水口を閉塞することはない。	IV
7	家屋	—	—	【判断基準：b】 地震又は津波波力によって、当該設備は損傷すると考えられるため、建物の形状を維持したまま漂流物となることはない。ただし、損傷で生じたコンクリート及び鋼材を主材料とするものについては、それぞれの比重と海水の比重を比較した結果、漂流物とはならないが、木片、壁材等についてはがれき化して漂流物となる。	コンクリート比重 【2.34】 鋼材比重 【7.85】	木片、壁材等のがれきについて、到達を考慮する。	【判断基準：j】 想定しているがれき（木片、壁材等）は、軽量物であり、水面に浮遊することから取水口を閉塞することはない。	IV

注記 * : 判断基準 (No の場合) 及び評価については図 3-48 を参照

表 3-22 (3) 漁港・集落・海岸線における人工構造物（調査分類 B）の評価結果

No.	名 称	主材料	重量	Step1 (漂流する可能性)		Step2 (到達する可能性) *	Step3 (閉塞する可能性) *	評価 *
				検討結果 *	比重			
8	ガソリンスタンド	R C	敷地面積 約 500m ²	<p>【判断基準：b,c】 扉や窓等の開口部及び壁材が地震又は津波波力により破損して気密性が喪失し、施設内部に津波が流入する。このことを踏まえ、施設本体については主材料の比重から漂流物とはならない。一方、地震又は津波波力により施設本体から分離した壁材等の軽量物についてはがれき化して漂流物となる。</p>	<p>《施設本体》 コンクリート 【2.34】 鋼材比重【7.85】</p>	<p>《施設本体》 —</p>	<p>《施設本体》 —</p>	<p>《施設本体》 I</p>
9	商業施設	R C, 鋼材を想定 (R C 造, 鉄骨造)						
10	工業施設 (魚市場・ 水産加工施設等)	R C, 鋼材を想定 (R C 造, 鉄骨造)						
11	宿泊施設	R C, 鋼材を想定 (R C 造, 鉄骨造)	約 7t/棟					
12	砕石プラント	鋼材						
13	病院	R C, 鋼材 (R C 造, 一部鉄骨造)						
14	学校	R C (R C 造)	敷地面積 約 5,500m ²					
15	駅舎	鋼材 (鉄骨造)						
16	その他公共施設 (町役場を想定)	R C, 鋼材 (R C 造, 一部鉄骨造)						
					<p>《施設本体以外》 —</p>	<p>《施設本体以外》 【判断基準：j】 想定しているがれき（壁材等）は、軽量物であり、水面に浮遊することから取水口を閉塞することはない。</p>	<p>《施設本体以外》 IV</p>	

注記 * : 判断基準 (No の場合) 及び評価については図 3-48 を参照

表 3-22 (4) 漁港・集落・海岸線における人工構造物（調査分類 B）の評価結果

No.	名 称	主材料	重量	Step1（漂流する可能性）		Step2 （到達する可能性）*	Step3（閉塞する可能性）*	評価
				検討結果*	比重			
17	けい留施設・防波堤・護岸	コンクリート 鋼材	—	【判断基準：b】 当該施設の比重と海水の比重を比較した結果、漂流物とはならない。	コンクリート比重 【2.34】 鋼材比重 【7.85】	—	—	I
18	物揚クレーン	鋼材	—		鋼材比重 【7.85】			
19	配電柱・街灯・信号機	鋼材 コンクリート	約 1.6t/基		コンクリート比重 【2.34】 鋼材比重 【7.85】			
20	通信用鉄塔	鋼材	—		鋼材比重 【7.85】			
21	灯台・航路標識	R C, 鋼材	約 60t/基		コンクリート比重 【2.34】 鋼材比重 【7.85】			

注記 *：判断基準（No の場合）及び評価については図 3-48 を参照

表 3-23(1) 海上設置物（調査分類 C）の評価結果

No.	名 称	主材料	重量	Step1（漂流する可能性）		Step2 （到達する可能性）*	Step3 （閉塞する可能性）*	評価*
				検討結果*	比重			
1	漁業権消滅範囲標識 ブイ	FRP	1t 未満	アンカー等で係留されているが、津波波力によりアンカー等が破断・破損するおそれがあることから、漂流物となる。	—	到達を考慮する。	【判断基準：j】 想定しているがれき（FRP 材）は、軽量物であり、水面に浮遊することから取水口を閉塞することはない。	IV
2	航路標識ブイ	鋼材	5t 未満	【判断基準：b】 アンカー等で係留されているが、津波波力によりアンカー等が破断・破損し、浮標部の気密性も喪失する。このことを踏まえ、設備本体については主材料の比重と海水の比重を比較した結果、漂流物とはならない。一方、上部の軽量物が漂流物となる可能性がある。	《設備本体》 鋼材比重 【7.85】	—	—	I
3	海水温度観測用浮標	鋼材	5t 未満	【判断基準：b】 津波波力により部分的に損傷するおそれがあるが、鋼材を主材料とした重量物であるため、漂流物とはならない。	上部材 漂流することを 考慮	上部材について、到達を考慮する。	【判断基準：j】 想定しているがれきは、軽量物であり、水面に浮遊することから取水口を閉塞することはない。	IV
4	海水温度観測鉄塔	鋼材	—	【判断基準：b】 アンカー等で係留されているが、津波波力によりアンカー等が破断・破損するおそれがあり、当該設備が損傷して木片等のがれきが漂流物となる。	鋼材比重 【7.85】	—	—	I
7	養殖筏	フオートロープ・木材	1t 未満	アンカー等で係留されているが、津波波力によりアンカー等が破断・破損するおそれがあり、当該設備が損傷して木片等のがれきが漂流物となる。	—	木片等のがれきについて、到達を考慮する。	【判断基準：j】 想定しているがれき（木片等）は、軽量物であり、水面に浮遊することから取水口を閉塞することはない。	IV
8	標識ブイ	FRP (想定)	—					

注記 *：判断基準（No の場合）及び評価については図 3-48 を参照

表 3-23 (2) 海上設置物 (調査分類 C) の評価結果

No.	名 称	主材料	重量	Step1 (漂流する可能性) *	Step2 (到達する可能性) *	Step3 (閉塞する可能性) *	評価 *
5	係留漁船	F R P	発電所敷地前面海域 : 約 5t (総トン数) 発電所敷地前面海域以外 : 約 19t (総トン数)	係留索により係留されているが、津波波力により係留索が破損することで、漂流物となる可能性がある。	到達を考慮する。 (航行中の漁船についても到達を考慮する。)	【判断基準 : j】 漁船の最大規模は約 19t (総トン数)であり、喫水深約 2m, 船体長さ約 20m, 幅約 5mであるのに対して、 取水口の取水面積は十分に 大きいことから、取水口を 閉塞する可能性はない。	IV
6	係留大型漁船	鋼材	約 3,000t (重量トン数) 女川港を船籍港としている最大規模の船舶は約 499t (総トン数)の漁船であるが、女川港の岸壁は約 3,000 重量トン級であることから、今後寄港して係留する可能性のある最大の船舶として、約 3,000 重量トンの大型船舶を想定する。		【判断基準 : h】 3.11 地震に伴う津波の漂流物の特徴から、大型船舶が津波の来襲により被災するパターンとしては、①押し波による陸上への乗り上げ、②引き波による水位低下に伴う転覆・座礁・沈没することが考えられる。そのため、津波の第一波の寄せ波によって陸上へ乗り上げのおそれがあるが、発電所には到達しない。また、陸上へ乗り上げなかった場合については、引き波による水位低下に伴い転覆・座礁・沈没するおそれがあるが、発電所には到達しない。 仮に女川港湾内に漂流したとしても女川港には湾口防波堤があり、港外へ漂流しにくい構造となっていること、港外へ漂流したとしても、津波の流向の特徴から、女川港から沖側への流れは西から東に向かう流れが卓越していることから、発電所には到達しない。 以上のことから、係留大型漁船については、第 2 号機取水口前面には到達しない。	—	III

注記 * : 判断基準 (No の場合) 及び評価については図 3-48 を参照

表 3-24(1) 定期航路船舶等（調査分類D）の評価結果

No.	名 称		主材料	重量 (総トン数)	Step1 (漂流する可能性) *	Step2 (到達する可能性) *	Step3 (閉塞する可能性) *	評価 *
1	ベガ	女川～金華山 (潮プランニング)	鋼材	19	<p>【判断基準：d】 津波警報等の情報収集を可能とする無線・電話等を搭載しており、津波警報発令時等の退避措置が明確であり、安全な海域に速やかに退避する予定であることを確認した。よって、これら定期船舶は漂流物とはならない。 また、定期航路船舶は、東北地方太平洋沖地震に伴う津波時には、沖合いへの退避等を行い、津波による被災を免れていることを確認した。</p>	-	-	I
2	アルティア		鋼材	19				
3	しまなぎ	女川～出島・江ノ島 (シーパル女川汽船)	鋼材	62				
4	いしかり	仙台～苫小牧 (太平洋フェリー)	鋼材	15,762				
5	きそ		鋼材	15,795				
6	きたかみ		鋼材	13,694				

注記 * : 判断基準 (No の場合) 及び評価については図 3-48 を参照

表 3-24 (2) 定期航路船舶等 (調査分類D) の評価結果

No.	名 称	主材料	重量	Step1 (漂流する可能性) *	Step2 (到達する可能性) *	Step3 (閉塞する可能性) *	評価 *
7	大型漁船 (航行中)	鋼材	約 3,000t (重量トン数) 女川港を船籍港としている最大規模の船舶は約 499t (総トン数) の漁船であるが、女川港の岸壁は約 3,000 重量トン級であることから、今後寄港して係留する可能性のある最大の船舶として、約 3,000 重量トンの大型船舶を想定する。	発電所との離隔が最短で約 2km の沖合を航行している状況を想定するが、航行中であれば、津波来襲前に沖合への退避が十分可能である。さらに、総トン数 20 トン以上の大型船舶については、国土交通省による検査 (定期検査, 中間検査, 臨時検査及び臨時航行検査) が義務付けられており、故障等により操船できなくなるとは考えにくいことから、漂流する可能性は低いと考えられる。 ただし、漂流する可能性を完全に否定することはできないため、Step2 (到達する可能性) の検討も踏まえて評価する。	【判断基準 : h】 通常の退避ルート上からの軌跡解析を行い、発電所に漂流するような特徴的な流れがないことを確認した。 また、発電所に近いルートを航行することを想定し、同様の軌跡解析を行ったが、発電所に漂流するような特徴的な流れがないことを確認した。 以上から、発電所に到達しない。	—	III

注記 * : 判断基準 (No の場合) 及び評価については図 3-48 を参照

表 3-25 燃料等輸送船（調査分類 D）の評価結果

No.	名 称	主材料	重量 (総トン数)	Step1 (漂流する可能性) *	Step2 (到達する可能性) *	Step3 (閉塞する可能性) *	評価 *
1	燃料等輸送船	鋼材	約 3,000t (重量トン数)	<p>【判断基準：d】 津波警報等発令時には、原則として緊急退避を行うため漂流物とはならない。緊急退避にあたっては、当社と船会社並びに荷役作業会社との連絡体制を整備するとともに、輸送ごとに地震・津波発生時の対応を定め緊急退避訓練を実施している。また、当社は輸送契約を締結している船会社に対して、緊急対応の措置の状況を監査や訓練報告書により確認することで、緊急退避の実効性を確認している。</p>	—	—	I

注記 * : 判断基準 (No の場合) 及び評価については図 3-48 を参照

表 3-26 作業船，貨物船等（調査分類 D）の評価結果

No.	名 称	主材料	重量	Step1 (漂流する可能性) *	Step2 (到達する可能性) *	Step3 (閉塞する可能性) *	評価 *
1	作業船（ゴムボート以外），貨物船	鋼材	約 3,000t (重量トン数) 発電所港湾の岸壁は約 3,000 重量トン級であることから，入港する可能性のある最大の船舶として，約 3,000 重量トンの船舶を想定する。	【判断基準：d】 津波警報等報発令時には，原則として緊急退避を行うため漂流物とはならない。 なお，緊急退避にあたっては，当社と船会社並びに荷役作業会社との連絡体制を整備するとともに，輸送ごとに地震・津波発生時の対応を保安規定に定めて管理することとしている。	—	—	I
2	作業船（ゴムボート）	ゴム	1t 未満	2・3号機カーテンウォールが障害物となり，沖合いへの退避が困難であるため，漂流を考慮する。	到達を考慮する。	【判断基準：j】 調査分類 C の係留小型船舶（約 19t：総トン数）と同等を想定したとしても，取水口の取水面積の方が十分大きいことから，取水口を閉塞することはない。	IV

注記 *：判断基準（No の場合）及び評価については図 3-48 を参照

(ロ) 除塵装置の漂流の可能性の評価

海水中の塵芥物を除去するために設置されている除塵装置については、海水ポンプ室への異物の混入を防止する効果が期待できるが、津波時には損傷して、除塵装置自体が漂流物となる可能性があることから、基準津波に対する強度を確認した。

除塵装置は、取水口に固定式バースクリーン、海水ポンプ室にバケット型スクリーンを設置している。固定式バースクリーンは、鋼材を溶接により格子状に接合した固定バー枠構造であり、取水口1区画当たり8分割された固定バー枠からなる。固定バー枠の上端及び下端は取水口に支持され、中間部分は中間受桁により支持される。バケット型スクリーンは、バケット（網枠）がキャリングチェーンにより接合された構造であり、キャリングチェーンは上部の駆動機構により回転する。下部スプロケットは海水ポンプ室、上部スプロケットは駆動装置に支持される。除塵装置の構造を図3-57、図3-58に示す。

取水路の管路解析により得られた固定バースクリーン及びバケット型スクリーン位置での流速からそれぞれ損失水頭を求め、求めた損失水頭を発生水位差として評価した。

評価の結果、固定バースクリーン及びバケット型スクリーンは、設計水位差内であったことから、漂流物とはならず、取水性に影響を及ぼすものではない。評価結果を表3-27に示す。

また、固定式バースクリーンは鋼材を溶接接合した構造となっており、仮に津波により変形するようなことがあっても個々の鋼材が分離し漂流物化する可能性はない。

除塵装置は低耐震クラスであることから、津波要因の地震あるいは漂流物の衝突により破損し、変形あるいは分離・脱落して取水口又は海水ポンプ室で堆積する可能性がある。しかし、主たる構成要素であるバケットが隙間の多い構造であること、取水口呑口の断面寸法と非常用海水ポンプに必要な取水路の通水量を考慮すると、除塵装置の変形や分離による堆積により非常用海水ポンプに必要な通水性が損なわれることはないと考えられる。

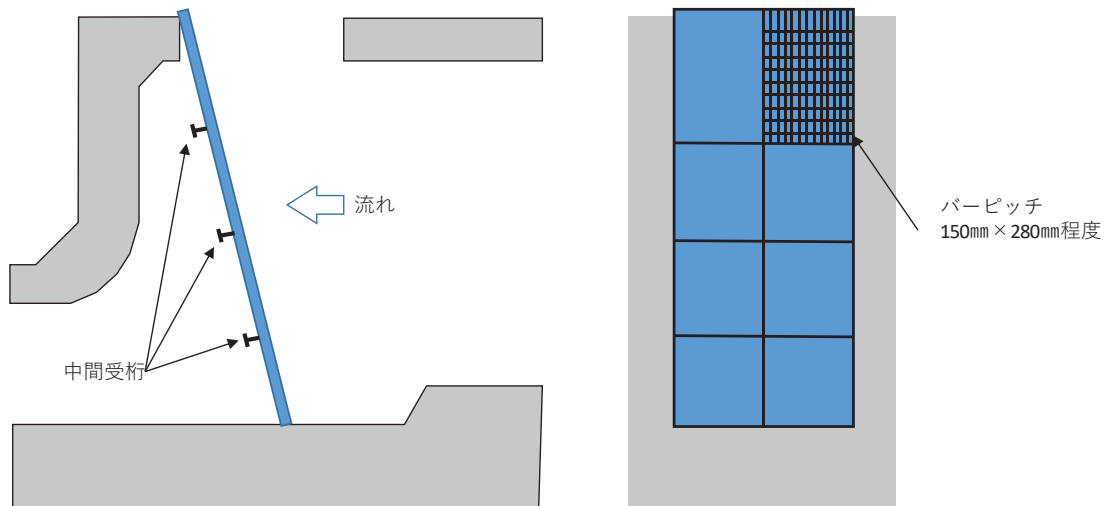


図 3-57 除塵装置構造図 (固定式バースクリーン)

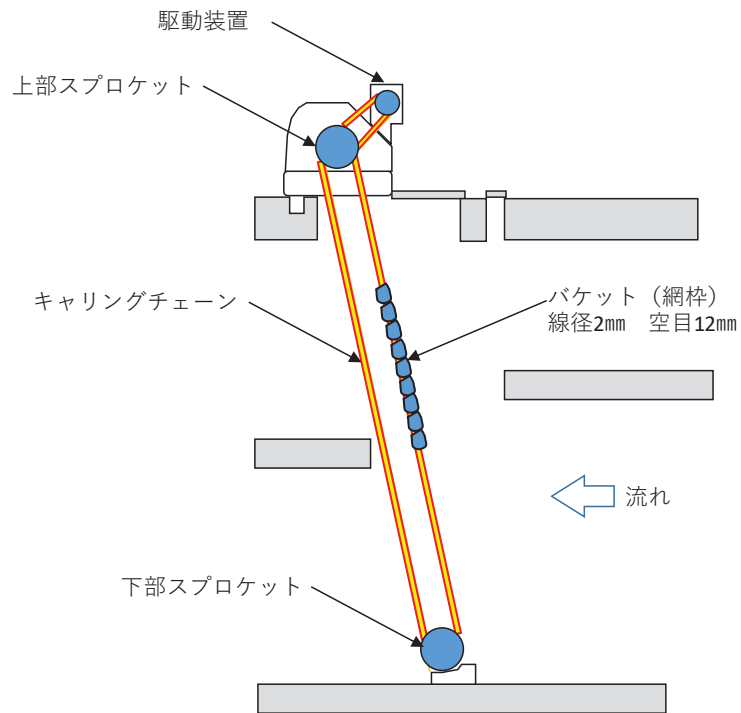


図 3-58 除塵装置構造図 (バケット型スクリーン)

表 3-27 除塵装置の取水性影響評価結果

設備	部材	発生水位差/設計水位差	判定
固定式バースクリーン	バースクリーン	0.1(m)/1.0(m)	○
	中間受桁	0.1(m)/1.0(m)	○
バケット型スクリーン	バケット	1.2(m)/1.5(m)	○
	キャリングチェーン	1.2(m)/1.5(m)	○

(ハ) 衝突荷重として用いる漂流物の選定

(イ) 津波に関するサイト特性

女川湾内では、津波第一波の水位及び流速が支配的で、東西方向の流れが卓越しており、第二波以降の水位及び流速は小さいが、東西方向の流れが繰り返されている特徴がある。

防潮堤及び屋外排水路逆流防止設備（防潮堤北側）の前面における最高水位は、基準津波の第一波により生じており、第二波以降は到達しない。一方、貯留堰については、第一波では露出せず、第二波以降に海中から露出するという特徴がある。

(ロ) 衝突荷重として考慮する漂流物の選定

イ.及びロ.の結果から、取水口前面に到達する可能性のある漂流物は、浮遊するものと浮遊しないが滑動するものに分けられる。衝突荷重は漂流物の初期配置に影響されるため、基準津波の流向・流速の特徴及び漂流物の衝突を考慮する施設からの距離を踏まえ、これらの漂流物を「直近陸域」、「直近海域」及び「前面海域」の3つに区分（図 3-59）した上で、防潮堤、屋外排水路逆流防止設備（防潮堤北側）及び貯留堰に衝突する可能性がある漂流物を選定する。

発電所の敷地内を「直近陸域」、防潮堤、屋外排水路逆流防止設備（防潮堤北側）及び貯留堰から約 500m の海域内を「直近海域」、「直近海域」よりも沖側を「前面海域」として設定した。「直近海域」に該当する漂流物については、漁業権消滅区域の範囲、発電所に最も近い小屋取漁港の漁船の航行ルート及び発電所周辺海域の漁業形態を踏まえて整理を行った。

衝突する可能性のある漂流物の初期配置について整理した結果を表 3-28 に示す。

これらの初期配置の整理結果を踏まえ、図 3-49 のフローに基づき防潮堤、屋外排水路逆流防止設備（防潮堤北側）及び貯留堰に衝突する可能性がある漂流物の選定を行った。

その結果、防潮堤（鋼管式鉛直壁）には「直近陸域」の巡視点検用車両（2.15t）及び「直近海域」の小型漁船（FRP 製、排水トン数 15t）を選定した。防潮堤（盛土堤防）及び屋外排水路逆流防止設備（防潮堤北側）には「直近陸域」の巡視点検用車両（2.15t）及び「直近海域」の小型漁船（FRP 製、排水トン数 15t）に加えて、滑動して衝突する可能性のあるものとして「直近陸域」の車両系重機（41.2t）を選定した。貯留堰には、「直近陸域」の巡視点検用車両（2.15t）、「直近海域」の小型漁船（FRP 製、排水トン数 15t）及び「前面海域」の漁船（FRP 製、排水トン

数 57t) に加えて，滑動して衝突する可能性のあるものとして「直近陸域」の車両系重機 (41.2t) を選定した。

防潮堤，屋外排水路逆流防止設備 (防潮堤北側) 及び貯留堰に衝突する可能性がある漂流物の選定結果を表 3-29 に示す。

衝突荷重の算定に当たっては，選定された漂流物の種類，位置，津波の流況等に応じて，「日本道路協会 平成 14 年 3 月 道路橋示方書・同解説 I 共通編・IV 下部構造編」，「FEMA (2012) *」等による式から適用可能なものを選定して算出し，最も大きくなった衝突荷重を設定する。

なお，衝突荷重としては小さくなるものの，寸法の小さな漂流物が影響を及ぼす可能性は否定できないため，衝突荷重を考慮する施設以外も含め，寸法の小さな漂流物の影響について評価する方針とする。

*: Guidelines for Design of Structures for Vertical Evacuation from Tsunamis Second Edition, FEMA P-646, Federal Emergency Management Agency, 2012

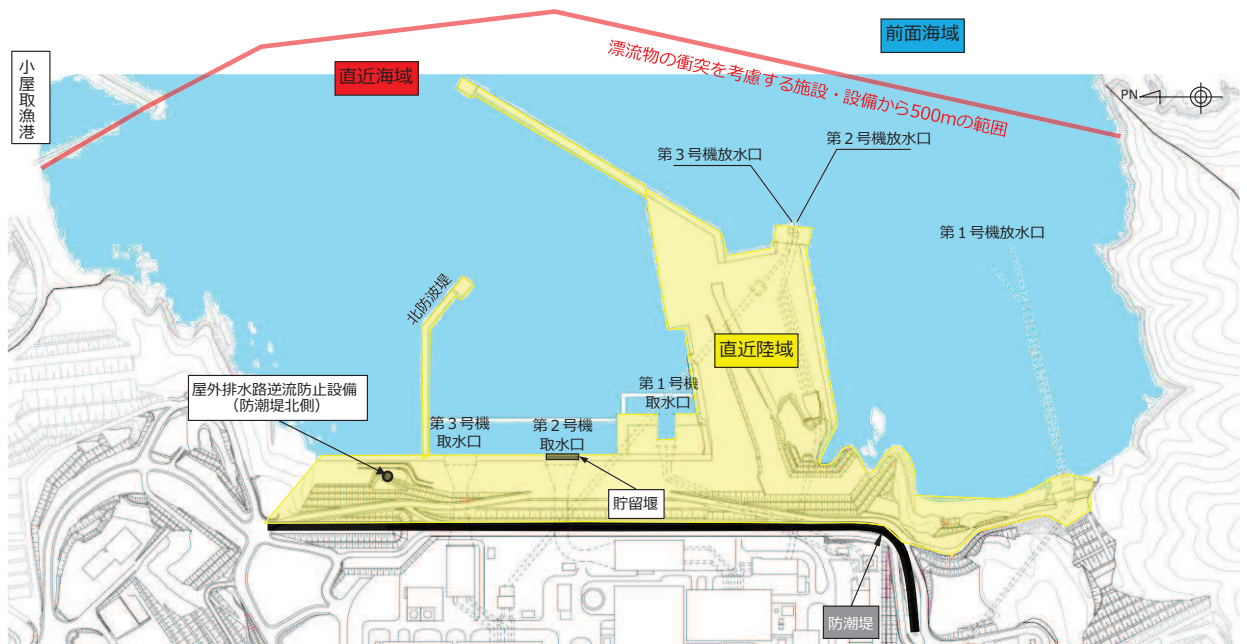


図 3-59 「直近陸域」，「直近海域」及び「前面海域」の区分

表 3-28 衝突する可能性のある漂流物の初期配置整理結果

範囲		漂流物	重量等	到達形態		
敷地内	陸域	角落し	約7t	滑動	<p>「直近陸域」(滑動)からの漂流物に選定する。最も重量のある車両系重機(41.2t)を代表漂流物とする。</p> <p>「直近陸域」(浮遊)からの漂流物に選定する。最も重量のある巡視点検用車両(2.15t)を代表漂流物とする。</p>	
		第3号機モニタリング架台	— *1	滑動		
		車両系重機・燃料等輸送車	2.7~41.2t	滑動		
		PC板(カーテンウォール)	約8t	滑動		
		キュービクル類	約5t	滑動		
		がれき	— *2	浮遊		
		巡視点検用車両	2.15t	浮遊		
	海域	ゴムボート	1t未満	浮遊	<p>「直近海域」からの漂流物に選定する。最も重量のある小型漁船(FRP製、排水トン数15t)を代表漂流物とする。</p>	
敷地外	小屋取地区	海域	小型漁船(FRP製)	総トン数5t (排水トン数:15t)		浮遊
		陸域	がれき	— *2	浮遊	
	小屋取地区以外	陸域	がれき	— *2	浮遊	<p>「前面海域」からの漂流物に選定する。最も重量のある漁船(FRP製、排水トン数57t)を代表漂流物とする。</p>
陸域		車両	— *3	浮遊		
海域		がれき	— *2	浮遊		
海域		漁船(FRP製)	総トン数19t (排水トン数:57t)	浮遊		
陸域		がれき	— *2	浮遊		
陸域		車両	— *3	浮遊		
		コンテナ・ユニットハウス	約30t	浮遊		
		タンク	22t以下(約200kl)	浮遊		

注記 *1: 第3号機モニタリング架台はその形状から車両系重機の41.2tよりも軽いと評価。
 *2: がれきは、3.11地震に伴う津波で漂流したがれきを踏まえ、巡視点検用車両の2.15tよりも軽いと評価。
 *3: 敷地外の車両は、漁船の57tよりも軽いと評価。

表 3-29 衝突する可能性のある漂流物の選定結果

衝突する可能性のある漂流物	重量等	到達形態	初期配置区分	衝突荷重を考慮する施設			
				防潮堤(鋼管式鉛直壁)	防潮堤(盛土堤防)	屋外排水路逆流防止設備(防潮堤北側)	貯留堰
車両系重機	41.2t	滑動	直近陸域	— *2	○	○	○
巡視点検用車両	2.15t	浮遊	直近陸域	○	○	○	○
小型漁船(FRP)	総トン数5t (排水トン数:15t *1)	浮遊	直近海域	○	○	○	○
漁船(FRP)	総トン数19t (排水トン数:57t *1)	浮遊	前面海域	— *3	— *3	— *3	○

注記 *1: 以降、漁船の重量は排水トン数で示す
 *2: 滑動状態の漂流物は浮かないため、防潮堤(鋼管式鉛直壁)には衝突しない。
 *3: 第二波以降の水位は高くないため、貯留堰以外の施設に到達・衝突しない。

(4) 津波防護対策

「(3) 評価結果」にて示すとおり，水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価を行った結果，引き波時の津波の水位が非常用海水ポンプの取水可能水位を下回るため，水位変動に伴う非常用海水ポンプの取水性を保持するため，貯留堰を設置する。

VI-1-1-2-2-5 津波防護に関する施設の設計方針

目 次

1. 概要	1
2. 設計の基本方針	2
3. 要求機能及び性能目標	3
3.1 津波防護施設	4
3.2 浸水防止設備	9
3.3 津波監視設備	26
4. 機能設計	27
4.1 津波防護施設	27
4.2 浸水防止設備	33
4.3 津波監視設備	53

1. 概要

本添付書類は、添付書類「VI-1-1-2-2-1 耐津波設計の基本方針」に基づき、津波防護に関する施設の施設分類、要求機能及び性能目標を明確にし、各施設の機能設計及び構造強度設計に関する設計方針について説明するものである。

2. 設計の基本方針

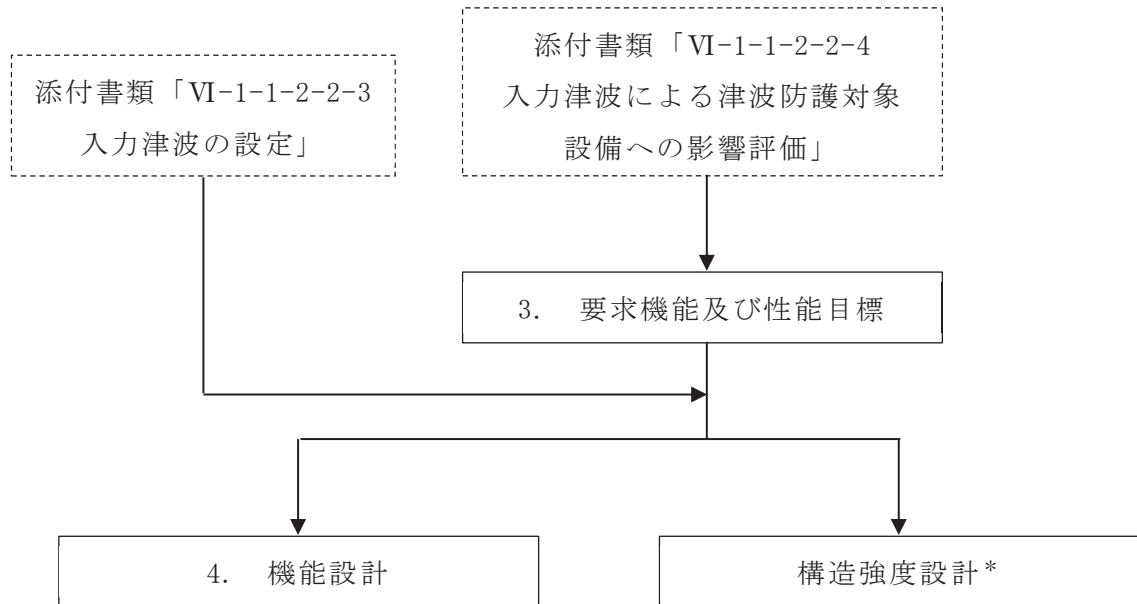
発電所に影響を与える可能性がある基準津波の発生により，添付書類「VI-1-1-2-2-2-1 耐津波設計の基本方針」にて設定している津波防護対象設備がその安全機能又は重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないようにするため，津波防護に関する施設を設置する。津波防護に関する施設は，添付書類「VI-1-1-2-2-3 入力津波の設定」で設定している入力津波に対して，その機能が保持できる設計とする。

津波防護に関する施設の設計に当たっては，添付書類「VI-1-1-2-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価」にて設定している津波防護対策を実施する目的や施設の分類を踏まえて，施設分類ごとの要求機能を整理するとともに，施設ごとに機能設計上の性能目標及び構造強度設計上の性能目標を定める。

津波防護に関する施設の構造強度設計上の性能目標を達成するため，施設ごとに各機能の設計方針を示す。

津波防護に関する施設が構造強度設計上の性能目標を達成するための構造強度の設計方針等については，添付書類「VI-3-別添 3-1 津波への配慮が必要な施設の強度計算の方針」に示す。

津波防護に関する施設の設計フローを図 2-1 に示す。



(注) フロー中の番号は本添付書類での記載箇所の章を示す。

*：添付書類「VI-3-別添 3-1 津波への配慮が必要な施設の強度計算の方針」

図 2-1 施設の設計フロー

3. 要求機能及び性能目標

津波防護対策を実施する目的として、添付書類「VI-1-1-2-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価」において、津波の発生に伴い、津波防護対象設備がその安全機能又は重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないこととしている。また、施設の分類については、添付書類「VI-1-1-2-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価」において、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備に分類している。これらを踏まえ、施設分類ごとの要求機能を整理するとともに、施設分類ごとの要求機能を踏まえた施設ごとの機能設計上の性能目標及び構造強度上の性能目標を設定する。

津波防護に関する施設について、施設分類（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備）ごとの配置を図 3-1 に示す。

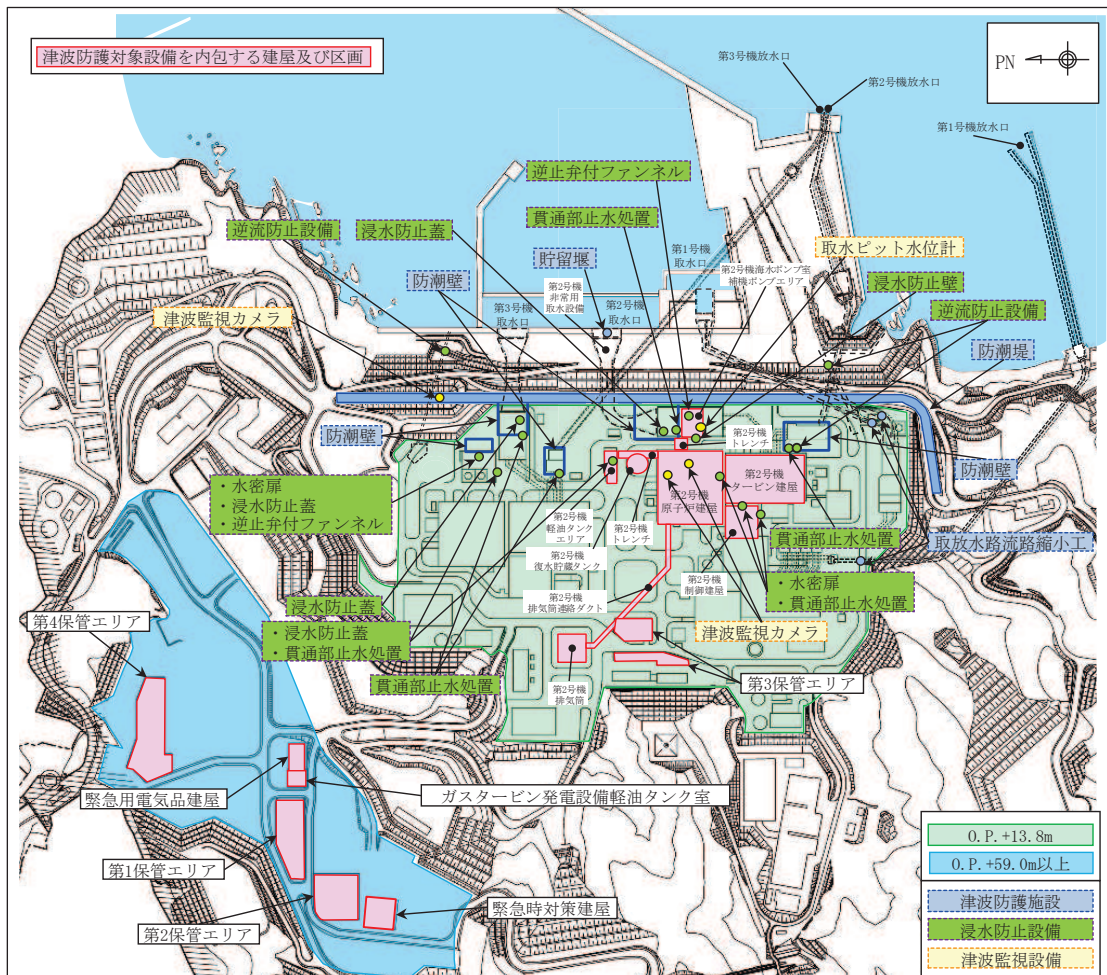


図 3-1 津波防護に関する施設の配置

3.1 津波防護施設

(1) 施設

a. 防潮堤

- (a) 防潮堤（鋼管式鉛直壁）（外郭防護）
- (b) 防潮堤（盛土堤防）（外郭防護）

b. 防潮壁

- (a) 防潮壁（第2号機海水ポンプ室）（外郭防護）
- (b) 防潮壁（第2号機放水立坑）（外郭防護）
- (c) 防潮壁（第3号機海水ポンプ室）（外郭防護）
- (d) 防潮壁（第3号機放水立坑）（外郭防護）
- (e) 防潮壁（第3号機海水熱交換器建屋）（外郭防護）

c. 取放水路流路縮小工

- (a) 取放水路流路縮小工（第1号機取水路）（No.1），（No.2）（外郭防護）
- (b) 取放水路流路縮小工（第1号機放水路）（外郭防護）

d. 貯留堰（No.1），（No.2），（No.3），（No.4），（No.5），（No.6）

(2) 要求機能

津波防護施設は、繰返しの来襲を想定した入力津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備が、要求される機能を損なうおそれがないよう、津波による浸水及び漏水を防止することが要求される。

(3) 性能目標

a. 防潮堤

(a) 防潮堤（鋼管式鉛直壁）

防潮堤（鋼管式鉛直壁）は、地震後の繰返しの来襲を想定した遡上波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

防潮堤（鋼管式鉛直壁）は、地震後の繰返しの来襲を想定した遡上波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とする。上部工は鋼管杭、鋼製遮水壁、鉄筋コンクリート（RC）遮水壁及び漂流物防護工で構成し、鋼管杭の周囲にコンクリート製の背面補強工を設置する。下部工の鋼管杭は岩盤又は改良地盤に支持され、すべり安定性を確保するために改良地盤の海側に置換コンクリートを設置する。上部工の鋼管杭と下部工の鋼管杭は一体の構造であるため、上部工が下部工からずれる又は浮き上が

るおそれのない設計とするとともに、上部工の境界部及び地震時に異なる挙動を示す可能性がある構造体の境界部には止水ジョイントを設置し、部材を有意な漏えいを生じない変形にとどめる設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(b) 防潮堤（盛土堤防）

防潮堤（盛土堤防）は、地震後の繰返しの来襲を想定した遡上波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

防潮堤（盛土堤防）は、地震後の繰返しの来襲を想定した遡上波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とする。セメント改良土による盛土構造とし、岩盤又は改良地盤に支持され、すべり安定性を確保するために、改良地盤の海側に置換コンクリートを設置する。また、十分に低い透水性の材料とすることにより、有意な漏えいを生じない設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

b. 防潮壁

(a) 防潮壁（第2号機海水ポンプ室）

防潮壁（第2号機海水ポンプ室）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

防潮壁（第2号機海水ポンプ室）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、上部工は鋼製遮水壁（鋼板）、鋼製遮水壁（鋼桁）、及び鋼製扉の3種類の構造形式で構成し、下部工は岩盤に支持される鋼管杭（一部、場所打ちコンクリート杭）とフーチングで構成し、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とし、上部工と下部工を一体とした構造とし、上部工が下部工からずれる又は浮き上がるおそれのない設計とするとともに、地震時に異なる挙動を示す可能性がある構造体の境界部には止水ジョイントを設置し、部材を有意な漏えいを生じない変形にとどめる設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。なお、鋼製扉については、原則閉止運用とすることから、閉止時を対象に構造健全性の評価を行う。

(b) 防潮壁（第2号機放水立坑）

防潮壁（第2号機放水立坑）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路から

の津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

防潮壁（第2号機放水立坑）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、上部工は鋼製遮水壁（鋼板）、鋼製遮水壁（鋼桁）及び鋼製扉の3種類の構造形式で構成し、下部工は岩盤に支持される鋼管杭とフーチングで構成し、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とし、上部工と下部工を一体とした構造とし、上部工が下部工からずれる又は浮き上がるおそれのない設計とするとともに、地震時に異なる挙動を示す可能性がある構造体の境界部には止水ジョイントを設置し、部材を有意な漏えいを生じない変形にとどめる設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。なお、鋼製扉については、原則閉止運用とすることから、閉止時を対象に構造健全性の評価を行う。

(c) 防潮壁（第3号機海水ポンプ室）

防潮壁（第3号機海水ポンプ室）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

防潮壁（第3号機海水ポンプ室）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、上部工は鋼製遮水壁（鋼板）、鋼製遮水壁（鋼桁）及び鋼製扉の3種類の構造形式で構成し、下部工は岩盤に支持される鋼管杭とフーチングで構成し、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とし、上部工と下部工を一体とした構造とし、上部工が下部工からずれる又は浮き上がるおそれのない設計とするとともに、地震時に異なる挙動を示す可能性がある構造体の境界部には止水ジョイントを設置し、部材を有意な漏えいを生じない変形にとどめる設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。なお、鋼製扉については、原則閉止運用とすることから、閉止時を対象に構造健全性の評価を行う。

(d) 防潮壁（第3号機放水立坑）

防潮壁（第3号機放水立坑）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

防潮壁（第3号機放水立坑）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路から

の津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、上部工は鋼製遮水壁（鋼板）、鋼製遮水壁（鋼桁）及び鋼製扉の3種類の構造形式で構成し、下部工は岩盤に支持される鋼管杭とフーチングで構成し、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とし、上部工と下部工を一体とした構造とし、上部工が下部工からずれる又は浮き上がるおそれのない設計とするとともに、地震時に異なる挙動を示す可能性がある構造体の境界部には止水ジョイントを設置し、部材を有意な漏えいを生じない変形にとどめる設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。なお、鋼製扉については、原則閉止運用とすることから、閉止時を対象に構造健全性の評価を行う。

(e) 防潮壁（第3号機海水熱交換器建屋）

防潮壁（第3号機海水熱交換器建屋）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

防潮壁（第3号機海水熱交換器建屋）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、上部工は鋼製遮水壁（鋼板）で構成し、第3号機海水熱交換器建屋取水立坑上に設置し、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とし、上部工と下部工を一体とした構造とし、上部工が下部工からずれる又は浮き上がるおそれのない設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

c. 取放水路流路縮小工

(a) 取放水路流路縮小工（第1号機取水路）(No. 1), (No. 2)

取放水路流路縮小工（第1号機取水路）(No. 1), (No. 2) は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、第1号機取水路からの津波の流入を抑制し、第1号機取水路から敷地への津波の流入を防止することを機能設計上の性能目標とする。また、第1号機の性能維持施設である第1号機原子炉補機冷却海水ポンプ並びに第1号機非常用補機冷却海水ポンプに影響を与えないこととする。

取放水路流路縮小工（第1号機取水路）(No. 1), (No. 2) は、第1号機取水路内に設置するコンクリートに貫通口（貫通口径：m）を設けた構造であり、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強

度上の性能目標とする。

(b) 取放水路流路縮小工（第1号機放水路）

取放水路流路縮小工（第1号機放水路）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、第1号機放水路からの津波の流入を抑制し、第1号機放水路から敷地への津波の流入を防止することを機能設計上の性能目標とする。また、第1号機の性能維持施設である第1号機原子炉補機冷却海水ポンプ並びに第1号機非常用補機冷却海水ポンプに影響を与えないこととする。

取放水路流路縮小工（第1号機放水路）は、第1号機放水路内に設置するコンクリートに貫通口（貫通口径： m）を設けた構造であり、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

d. 貯留堰（No. 1）、（No. 2）、（No. 3）、（No. 4）、（No. 5）、（No. 6）

貯留堰（No. 1）、（No. 2）、（No. 3）、（No. 4）、（No. 5）、（No. 6）は、地震後の繰返しの来襲を想定した遡上波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波による水位低下に対して非常用海水ポンプが取水可能な高さ以上の施工により、非常用海水ポンプの機能が保持でき、かつ、原子炉冷却に必要な海水を確保できることを機能設計上の性能目標とする。

貯留堰（No. 1）、（No. 2）、（No. 3）、（No. 4）、（No. 5）、（No. 6）は、地震後の繰返しの来襲を想定した遡上波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、取水口底盤に設置する鉄筋コンクリート製の堰で構成し、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とし、ずれる又は浮き上がるおそれのない設計とするとともに、部材を有意な漏えいを生じない変形にとどめる設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

3.2 浸水防止設備

(1) 設備

a. 逆流防止設備

- (a) 屋外排水路逆流防止設備（防潮堤南側）（No. 1）、（No. 2）、（No. 3）（外郭防護）
- (b) 屋外排水路逆流防止設備（防潮堤北側）（外郭防護）
- (c) 補機冷却海水系放水路逆流防止設備（No. 1）、（No. 2）（外郭防護）

b. 水密扉

- (a) 水密扉(第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア)(No. 1)(外郭防護)
 - (b) 水密扉(第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア)(No. 2)(外郭防護)
 - (c) 原子炉建屋浸水防止水密扉 (No. 1) (内郭防護)
 - (d) 原子炉建屋浸水防止水密扉 (No. 2) (内郭防護)
 - (e) 制御建屋浸水防止水密扉 (No. 1) (内郭防護)
 - (f) 制御建屋浸水防止水密扉 (No. 2) (内郭防護)
 - (g) 制御建屋浸水防止水密扉 (No. 3) (内郭防護)
 - (h) 計測制御電源室 (B) 浸水防止水密扉 (No. 3) (内郭防護)
 - (i) 制御建屋空調機械 (A) 室浸水防止水密扉 (内郭防護)
 - (j) 制御建屋空調機械 (B) 室浸水防止水密扉 (内郭防護)
 - (k) 第2号機 MCR 浸水防止水密扉 (内郭防護)
 - (l) 制御建屋浸水防止水密扉 (No. 4) (内郭防護)
 - (m) 制御建屋浸水防止水密扉 (No. 5) (内郭防護)
- c. 浸水防止蓋
- (a) 浸水防止蓋 (原子炉機器冷却海水配管ダクト) (外郭防護)
 - (b) 浸水防止蓋 (第3号機補機冷却海水系放水ピット) (外郭防護)
 - (c) 浸水防止蓋 (第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア角落し部) (外郭防護)
 - (d) 浸水防止蓋 (第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア点検用開口部) (No. 1), (No. 2) (外郭防護)
 - (e) 浸水防止蓋 (揚水井戸 (第2号機海水ポンプ室防潮壁区画内)) (外郭防護)
 - (f) 浸水防止蓋 (揚水井戸 (第3号機海水ポンプ室防潮壁区画内)) (外郭防護)
 - (g) 地下軽油タンク燃料移送ポンプ室アクセス用浸水防止蓋 (No. 1), (No. 2) (内郭防護)
 - (h) 地下軽油タンク機器搬出入用浸水防止蓋 (内郭防護)
- d. 浸水防止壁
- (a) 第2号機海水ポンプ室浸水防止壁 (内郭防護)
- e. 逆止弁付ファンネル
- (a) 第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ (A) (C) 室逆止弁付ファンネル (No. 1), (No. 2), (No. 3) (外郭防護)
 - (b) 第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ (B) (D) 室逆止弁付ファンネル (No. 1), (No. 2), (No. 3) (外郭防護)
 - (c) 第2号機高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル (No. 1), (No. 2) (外郭防護)
 - (d) 第2号機タービン補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル (No. 1), (No. 2), (No. 3) (外郭防護)

- (e) 第3号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネル (No. 1), (No. 2) (外郭防護)
- (f) 第3号機原子炉補機冷却海水ポンプ(B)(D)室逆止弁付ファンネル (No. 1), (No. 2) (外郭防護)
- (g) 第3号機高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル (No. 1), (No. 2) (外郭防護)
- (h) 第3号機タービン補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル (No. 1), (No. 2), (No. 3) (外郭防護)

f. 貫通部止水処置

- (a) 貫通部止水処置 (第2号機海水ポンプ室防潮壁横断部) (外郭防護)
- (b) 貫通部止水処置 (第2号機放水立坑防潮壁横断部) (外郭防護)
- (c) 貫通部止水処置 (第3号機海水ポンプ室防潮壁横断部) (外郭防護)
- (d) 貫通部止水処置 (第3号機放水立坑防潮壁横断部) (外郭防護)
- (e) 貫通部止水処置 (第3号機補機冷却海水系放水ピット浸水防止蓋貫通部) (外郭防護)
- (f) 貫通部止水処置 (第2号機原子炉建屋) (内郭防護)
- (g) 貫通部止水処置 (第2号機制御建屋) (内郭防護)
- (h) 貫通部止水処置 (第2号機軽油タンクエリア) (内郭防護)

(2) 要求機能

浸水防止設備は、繰返しの来襲を想定した入力津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備が、要求される機能を損なうおそれがないよう、浸水想定範囲等における浸水時及び浸水後の波圧等に対する耐性を評価し、津波による浸水及び漏水を防止することが要求される。

(3) 性能目標

a. 逆流防止設備

- (a) 屋外排水路逆流防止設備 (防潮堤南側) (No. 1), (No. 2), (No. 3)

屋外排水路逆流防止設備 (防潮堤南側) (No. 1), (No. 2), (No. 3) は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置された敷地に屋外排水路逆流防止設備 (防潮堤南側) を介して浸水することを防止するため、屋外排水路逆流防止設備 (防潮堤南側) に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

屋外排水路逆流防止設備 (防潮堤南側) (No. 1), (No. 2), (No. 3) は、地震後

の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の扉体で構成し、十分な支持性能を有する屋外排水路（防潮堤南側）の出口側集水ピットに固定する構造（地中構造物）とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(b) 屋外排水路逆流防止設備（防潮堤北側）

屋外排水路逆流防止設備（防潮堤北側）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置された敷地前面に屋外排水路逆流防止設備（防潮堤北側）を介して浸水することを防止するため、屋外排水路逆流防止設備（防潮堤北側）に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

屋外排水路逆流防止設備（防潮堤北側）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の漂流物防護工及び扉体で構成し、十分な支持性能を有する屋外排水路（防潮堤北側）の出口側集水ピットに固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(c) 補機冷却海水系放水路逆流防止設備（No. 1）、（No. 2）

補機冷却海水系放水路逆流防止設備（No. 1）、（No. 2）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置された敷地に補機冷却海水系放水路逆流防止設備を介して浸水することを防止するため、補機冷却海水系放水路逆流防止設備に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

補機冷却海水系放水路逆流防止設備（No. 1）、（No. 2）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の扉体で構成し、十分な支持性能を有する防潮壁（第2号機放水立坑）に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

b. 水密扉

(a) 水密扉（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア）（No. 1）

水密扉（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア）（No. 1）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区

画が設置された敷地に水密扉（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア）（No.1）を介して浸水することを防止するため、水密扉（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア）（No.1）に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

水密扉（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア）（No.1）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の水密扉で構成し、十分な支持性能を有する第3号機海水熱交換器建屋躯体に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(b) 水密扉（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア）（No.2）

水密扉（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア）（No.2）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置された敷地に水密扉（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア）（No.2）を介して浸水することを防止するため、水密扉（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア）（No.2）に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

水密扉（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア）（No.2）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の水密扉で構成し、十分な支持性能を有する第3号機海水熱交換器建屋躯体に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(c) 原子炉建屋浸水防止水密扉（No.1）

原子炉建屋浸水防止水密扉（No.1）は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に原子炉建屋浸水防止水密扉（No.1）を介して浸水することを防止するため、原子炉建屋浸水防止水密扉（No.1）に余裕を考慮した浸水高さを設定し、止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

原子炉建屋浸水防止水密扉（No.1）は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の水密扉で構成し、十分な支持性能を有する原子炉建屋躯体に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(d) 原子炉建屋浸水防止水密扉 (No. 2)

原子炉建屋浸水防止水密扉 (No. 2) は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に原子炉建屋浸水防止水密扉 (No. 2) を介して浸水することを防止するため、原子炉建屋浸水防止水密扉 (No. 2) に余裕を考慮した浸水高さを設定し、止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

原子炉建屋浸水防止水密扉 (No. 2) は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の水密扉で構成し、十分な支持性能を有する原子炉建屋躯体に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(e) 制御建屋浸水防止水密扉 (No. 1)

制御建屋浸水防止水密扉 (No. 1) は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に制御建屋浸水防止水密扉 (No. 1) を介して浸水することを防止するため、制御建屋浸水防止水密扉 (No. 1) に余裕を考慮した浸水高さを設定し、止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

制御建屋浸水防止水密扉 (No. 1) は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の水密扉で構成し、十分な支持性能を有する制御建屋躯体に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(f) 制御建屋浸水防止水密扉 (No. 2)

制御建屋浸水防止水密扉 (No. 2) は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に制御建屋浸水防止水密扉 (No. 2) を介して浸水することを防止するため、制御建屋浸水防止水密扉 (No. 2) に余裕を考慮した浸水高さを設定し、止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

制御建屋浸水防止水密扉 (No. 2) は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の水密扉で構成し、十分な支持性能を有する制御建屋躯体に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(g) 制御建屋浸水防止水密扉 (No. 3)

制御建屋浸水防止水密扉 (No. 3) は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に制御建屋浸水防止水密扉 (No. 3) を介して浸水することを防止するため、制御建屋浸水防止水密扉 (No. 3) に余裕を考慮した浸水高さを設定し、止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

制御建屋浸水防止水密扉 (No. 3) は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の水密扉で構成し、十分な支持性能を有する制御建屋躯体に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(h) 計測制御電源室 (B) 浸水防止水密扉 (No. 3)

計測制御電源室 (B) 浸水防止水密扉 (No. 3) は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に計測制御電源室 (B) 浸水防止水密扉 (No. 3) を介して浸水することを防止するため、計測制御電源室 (B) 浸水防止水密扉 (No. 3) に余裕を考慮した浸水高さを設定し、止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

計測制御電源室 (B) 浸水防止水密扉 (No. 3) は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の水密扉で構成し、十分な支持性能を有する制御建屋躯体に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(i) 制御建屋空調機械 (A) 室浸水防止水密扉

制御建屋空調機械 (A) 室浸水防止水密扉は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に制御建屋空調機械 (A) 室浸水防止水密扉を介して浸水することを防止するため、制御建屋空調機械 (A) 室浸水防止水密扉に余裕を考慮した浸水高さを設定し、止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

制御建屋空調機械 (A) 室浸水防止水密扉は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の水密扉で構成し、十分な支持性能を有する制御建屋躯体に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(j) 制御建屋空調機械 (B) 室浸水防止水密扉

制御建屋空調機械 (B) 室浸水防止水密扉は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に制御建屋空調機械(B)室浸水防止水密扉を介して浸水することを防止するため、制御建屋空調機械(B)室浸水防止水密扉に余裕を考慮した浸水高さを設定し、止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

制御建屋空調機械 (B) 室浸水防止水密扉は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の水密扉で構成し、十分な支持性能を有する制御建屋躯体に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(k) 第2号機 MCR 浸水防止水密扉

第2号機 MCR 浸水防止水密扉は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に第2号機 MCR 浸水防止水密扉を介して浸水することを防止するため、第2号機 MCR 浸水防止水密扉に余裕を考慮した浸水高さを設定し、止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

第2号機 MCR 浸水防止水密扉は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の水密扉で構成し、十分な支持性能を有する制御建屋躯体に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(l) 制御建屋浸水防止水密扉 (No. 4)

制御建屋浸水防止水密扉 (No. 4) は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に制御建屋浸水防止水密扉 (No. 4)を介して浸水することを防止するため、制御建屋浸水防止水密扉(No. 4)に余裕を考慮した浸水高さを設定し、止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

制御建屋浸水防止水密扉 (No. 4) は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の水密扉で構成し、十分な支持性能を有する制御建屋躯体に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(m) 制御建屋浸水防止水密扉 (No. 5)

制御建屋浸水防止水密扉（No.5）は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に制御建屋浸水防止水密扉（No.5）を介して浸水することを防止するため、制御建屋浸水防止水密扉（No.5）に余裕を考慮した浸水高さを設定し、止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

制御建屋浸水防止水密扉（No.5）は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の水密扉で構成し、十分な支持性能を有する制御建屋躯体に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

c. 浸水防止蓋

(a) 浸水防止蓋（原子炉機器冷却海水配管ダクト）

浸水防止蓋（原子炉機器冷却海水配管ダクト）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置された敷地に浸水防止蓋（原子炉機器冷却海水配管ダクト）を介して浸水することを防止するため、原子炉機器冷却海水配管ダクトに想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

浸水防止蓋（原子炉機器冷却海水配管ダクト）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の浸水防止蓋で構成し、十分な支持性能を有する原子炉機器冷却海水配管ダクトに固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(b) 浸水防止蓋（第3号機補機冷却海水系放水ピット）

浸水防止蓋（第3号機補機冷却海水系放水ピット）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置された敷地に浸水防止蓋（第3号機補機冷却海水系放水ピット）を介して浸水することを防止するため、第3号機補機冷却海水系放水ピットに想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

浸水防止蓋（第3号機補機冷却海水系放水ピット）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、

風及び積雪による荷重に対し、鋼製の浸水防止蓋で構成し、十分な支持性能を有する第3号機海水熱交換器建屋躯体に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(c) 浸水防止蓋（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア角落し部）

浸水防止蓋(第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア角落し部)は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置された敷地に浸水防止蓋（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア角落し部）を介して浸水することを防止するため、浸水防止蓋（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア角落し部）に想定される浸水高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

浸水防止蓋(第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア角落し部)は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の浸水防止蓋で構成し、十分な支持性能を有する第3号機海水熱交換器建屋躯体に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(d) 浸水防止蓋（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア点検用開口部）
 (No. 1), (No. 2)

浸水防止蓋(第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア点検用開口部) (No. 1) (No. 2) は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置された敷地に浸水防止蓋（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア点検用開口部）(No. 1) (No. 2) を介して浸水することを防止するため、浸水防止蓋（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア点検用開口部）(No. 1) (No. 2) に想定される浸水高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

浸水防止蓋(第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア点検用開口部) (No. 1) (No. 2) は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の浸水防止蓋で構成し、十分な支持性能を有する第3号機海水熱交換器建屋躯体に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(e) 浸水防止蓋（揚水井戸（第2号機海水ポンプ室防潮壁区画内））

浸水防止蓋（揚水井戸（第2号機海水ポンプ室防潮壁区画内））は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置された敷地に浸水防止蓋（揚水井戸（第2号機海水ポンプ室防潮壁区画内））を介して浸水することを防止するため、揚水井戸（第2号機海水ポンプ室防潮壁区画内）に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

浸水防止蓋（揚水井戸（第2号機海水ポンプ室防潮壁区画内））は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の浸水防止蓋で構成し、十分な支持性能を有する揚水井戸（第2号機海水ポンプ室防潮壁区画内）に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(f) 浸水防止蓋（揚水井戸（第3号機海水ポンプ室防潮壁区画内））

浸水防止蓋（揚水井戸（第3号機海水ポンプ室防潮壁区画内））は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置された敷地に浸水防止蓋（揚水井戸（第3号機海水ポンプ室防潮壁区画内））を介して浸水することを防止するため、揚水井戸（第3号機海水ポンプ室防潮壁区画内）に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

浸水防止蓋（揚水井戸（第3号機海水ポンプ室防潮壁区画内））は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の浸水防止蓋で構成し、十分な支持性能を有する揚水井戸（第3号機海水ポンプ室防潮壁区画内）に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(g) 地下軽油タンク燃料移送ポンプ室アクセス用浸水防止蓋（No.1）,（No.2）

地下軽油タンク燃料移送ポンプ室アクセス用浸水防止蓋（No.1）,（No.2）は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画である軽油タンクエリアに浸水防止蓋を介して浸水することを防止するため、地下軽油タンク燃料移送ポンプ室アクセス用浸水防止蓋（No.1）,（No.2）に余裕を考慮した浸水高さを設定し、止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

地下軽油タンク燃料移送ポンプ室アクセス用浸水防止蓋（No.1）,（No.2）は、

地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の浸水防止蓋で構成し、十分な支持性能を有する軽油タンクエリアに固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(h) 地下軽油タンク機器搬出入用浸水防止蓋

地下軽油タンク機器搬出入用浸水防止蓋は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画である軽油タンクエリアに浸水防止蓋を介して浸水することを防止するため、地下軽油タンク機器搬出入用浸水防止蓋に余裕を考慮した浸水高さを設定し、止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

地下軽油タンク機器搬出入用浸水防止蓋は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の浸水防止蓋で構成し、十分な支持性能を有する軽油タンクエリアに固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

d. 浸水防止壁

(a) 第2号機海水ポンプ室浸水防止壁

第2号機海水ポンプ室浸水防止壁は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画である海水ポンプ室補機ポンプエリアに浸水することを防止するため、余裕を考慮した浸水高さを設定し、止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

第2号機海水ポンプ室浸水防止壁は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の浸水防止壁で構成し、十分な支持性能を有する海水ポンプ室に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

e. 逆止弁付ファンネル

(a) 第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネル (No. 1), (No. 2), (No. 3)

第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネル (No. 1),

(No. 2), (No. 3)は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画である海水ポンプ室補機ポンプエリアに第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネル(No. 1), (No. 2), (No. 3)を介して浸水することを防止するため、海水ポンプ室に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネル(No. 1), (No. 2), (No. 3)は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の逆止弁で構成し、十分な支持性能を有する海水ポンプ室に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

- (b) 第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(B)(D)室逆止弁付ファンネル(No. 1), (No. 2), (No. 3)

第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(B)(D)室逆止弁付ファンネル(No. 1), (No. 2), (No. 3)は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画である海水ポンプ室補機ポンプエリアに第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(B)(D)室逆止弁付ファンネル(No. 1), (No. 2), (No. 3)を介して浸水することを防止するため、海水ポンプ室に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(B)(D)室逆止弁付ファンネル(No. 1), (No. 2), (No. 3)は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の逆止弁で構成し、十分な支持性能を有する海水ポンプ室に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

- (c) 第2号機高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル(No. 1), (No. 2)

第2号機高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル(No. 1), (No. 2)は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画である海水ポンプ室補機ポンプエリアに第2号機高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル(No. 1), (No. 2)を介して

浸水することを防止するため、海水ポンプ室に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

第2号機高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル(No. 1), (No. 2) は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の逆止弁で構成し、十分な支持性能を有する海水ポンプ室に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

- (d) 第2号機タービン補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル(No. 1), (No. 2), (No. 3)

第2号機タービン補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル(No. 1), (No. 2), (No. 3) は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画である海水ポンプ室補機ポンプエリアに第2号機タービン補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル(No. 1), (No. 2), (No. 3)を介して浸水することを防止するため、海水ポンプ室に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

第2号機タービン補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル(No. 1), (No. 2), (No. 3) は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の逆止弁で構成し、十分な支持性能を有する海水ポンプ室に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

- (e) 第3号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネル(No. 1), (No. 2)

第3号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネル(No. 1), (No. 2) は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置された敷地に第3号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネル(No. 1), (No. 2)を介して浸水することを防止するため、第3号機海水熱交換器建屋に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

第3号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネル(No. 1), (No. 2) は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の逆止弁で構成し、十分な支持性能を有する第3号機海水熱交換器建屋に固定する構

造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

- (f) 第3号機原子炉補機冷却海水ポンプ(B)(D)室逆止弁付ファンネル (No. 1), (No. 2)

第3号機原子炉補機冷却海水ポンプ(B)(D)室逆止弁付ファンネル (No. 1), (No. 2) は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置された敷地に第3号機原子炉補機冷却海水ポンプ(B)(D)室逆止弁付ファンネル (No. 1), (No. 2) を介して浸水することを防止するため、第3号機海水熱交換器建屋に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

第3号機原子炉補機冷却海水ポンプ(B)(D)室逆止弁付ファンネル (No. 1), (No. 2) は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の逆止弁で構成し、十分な支持性能を有する第3号機海水熱交換器建屋に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

- (g) 第3号機高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル (No. 1), (No. 2)

第3号機高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル(No. 1), (No. 2) は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置された敷地に第3号機高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル (No. 1), (No. 2) を介して浸水することを防止するため第3号機海水熱交換器建屋に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

第3号機高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル(No. 1), (No. 2) は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、鋼製の逆止弁で構成し、十分な支持性能を有する第3号機海水熱交換器建屋に固定する構造とし、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

- (h) 第3号機タービン補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル (No. 1), (No. 2), (No. 3)

第3号機タービン補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル(No. 1), (No. 2), (No. 3) は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂

流物の衝突，風及び積雪を考慮した場合においても，津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置された敷地に第3号機タービン補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル（No. 1），（No. 2），（No. 3）を介して浸水することを防止するため，第3号機海水熱交換器建屋に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

第3号機タービン補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル（No. 1），（No. 2），（No. 3）は，地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震，漂流物の衝突，風及び積雪による荷重に対し，鋼製の逆止弁で構成し，十分な支持性能を有する第3号機海水熱交換器建屋に固定する構造とし，地震後，津波後の再使用性を考慮し，主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

f. 貫通部止水処置

(a) 貫通部止水処置（第2号機海水ポンプ室防潮壁横断部）

貫通部止水処置（第2号機海水ポンプ室防潮壁横断部）は，地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波を考慮した浸水に対し，余震，漂流物の衝突，風及び積雪を考慮した場合においても，想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの止水処置により，止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

貫通部止水処置（第2号機海水ポンプ室防潮壁横断部）は，地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに余震，漂流物の衝突，風及び積雪による荷重に対し，貫通部の貫通口と貫通物の隙間をシリコンシール又はブーツラバーにより塞ぐ構造とし，止水性の保持を考慮して主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(b) 貫通部止水処置（第2号機放水立坑防潮壁横断部）

貫通部止水処置（第2号機放水立坑防潮壁横断部）は，地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波を考慮した浸水に対し，余震，漂流物の衝突，風及び積雪を考慮した場合においても，想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの止水処置により，止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

貫通部止水処置（第2号機放水立坑防潮壁横断部）は，地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに余震，漂流物の衝突，風及び積雪による荷重に対し，貫通部の貫通口と貫通物の隙間をシリコンシール又はブーツラバーにより塞ぐ構造とし，止水性の保持を考慮して主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性

能目標とする。

(c) 貫通部止水処置（第3号機海水ポンプ室防潮壁横断部）

貫通部止水処置（第3号機海水ポンプ室防潮壁横断部）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの止水処置により、止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

貫通部止水処置（第3号機海水ポンプ室防潮壁横断部）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、貫通部の貫通口と貫通物の隙間をシリコンシール又はブーツラバーにより塞ぐ構造とし、止水性の保持を考慮して主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(d) 貫通部止水処置（第3号機放水立坑防潮壁横断部）

貫通部止水処置（第3号機放水立坑防潮壁横断部）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの止水処置により、止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

貫通部止水処置（第3号機放水立坑防潮壁横断部）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、貫通部の貫通口と貫通物の隙間をシリコンシール又はブーツラバーにより塞ぐ構造とし、止水性の保持を考慮して主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(e) 貫通部止水処置（第3号機補機冷却海水系放水ピット浸水防止蓋貫通部）

貫通部止水処置（第3号機補機冷却海水系放水ピット浸水防止蓋貫通部）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの止水処置により、止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

貫通部止水処置（第3号機補機冷却海水系放水ピット浸水防止蓋貫通部）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、貫通部の貫通口と貫通物の隙間をシリコンシール又はブーツラバーにより塞ぐ構造とし、止水性の保持を考慮して主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とするこ

とを構造強度上の性能目標とする。

(f) 貫通部止水処置（第2号機原子炉建屋）

貫通部止水処置（第2号機原子炉建屋）は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、余裕を考慮した浸水高さを設定した止水処置により止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

貫通部止水処置（第2号機原子炉建屋）は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、貫通部の貫通口と貫通物の隙間をシリコンシール又はブーツラバーにより塞ぐ構造とし、止水性の保持を考慮して主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(g) 貫通部止水処置（第2号機制御建屋）

貫通部止水処置（第2号機制御建屋）は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、余裕を考慮した浸水高さを設定した止水処置により止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

貫通部止水処置（第2号機制御建屋）は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、貫通部の貫通口と貫通物の隙間をシリコンシール又はブーツラバーにより塞ぐ構造とし、止水性の保持を考慮して主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(h) 貫通部止水処置（第2号機軽油タンクエリア）

貫通部止水処置（第2号機軽油タンクエリア）は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、余裕を考慮した浸水高さを設定した止水処置により止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

貫通部止水処置（第2号機軽油タンクエリア）は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、貫通部の貫通口と貫通物の隙間をシリコンシール、ブーツラバー又はモルタルにより塞ぐ構造とし、止水性の保持を考慮して主要な構造部材の構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

3.3 津波監視設備

(1) 設備

a. 津波監視カメラ

b. 取水ピット水位計

(2) 要求機能

津波監視設備は、繰返しの来襲を想定した入力津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護施設及び浸水防止設備が機能を保持できていることを監視するため、津波の来襲状況を監視できることが要求される。

(3) 性能目標

a. 津波監視カメラ

津波監視カメラは、地震後の繰返しの来襲を想定した遡上波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、波力及び漂流物の影響を受けない位置にカメラ本体を設置するとともに、昼夜問わず敷地への津波の来襲状況を監視可能な仕様とし、波力及び漂流物の影響を受けない位置への電路の設置及び非常用電源から給電する構成とすることにより、中央制御室での監視機能を保持することを機能設計上の性能目標とする。

津波監視カメラは、風及び積雪を考慮した荷重に対し、監視機能が保持できる設計とするために、カメラ本体を鋼製の架台上にボルトで固定する設計とし、津波の影響を受けない位置に設置し、主要な構造部材が構造健全性を保持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

b. 取水ピット水位計

取水ピット水位計は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、漂流物の影響を受けにくい位置に水位計を設置し、海水ポンプ室の上昇側及び下降側の水位変動を測定可能な能力を有するとともに、波力及び漂流物の影響を受けない位置への電路の設置及び非常用電源から給電する構成とすることにより、中央制御室での監視機能を保持することを機能設計上の性能目標とする。

取水ピット水位計は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した荷重に対し、監視機能が保持できる設計とするために、津波による影響を受けにくい海水ポンプ室に固定する設計とし、主要な構造部材が構造健全性を保持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

4. 機能設計

添付書類「VI-1-1-2-2-3 入力津波の設定」で設定している入力津波に対し、「3. 要求機能及び性能目標」で設定している津波防護に関する施設の機能設計上の性能目標を

達成するために、各施設の機能設計の方針を定める。

4.1 津波防護施設

(1) 防潮堤

防潮堤は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1 津波防護施設 (3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

防潮堤は、防潮堤（鋼管式鉛直壁）及び防潮堤（盛土堤防）の2種類に分けられる。防潮堤の構造形式及び基礎構造を踏まえ、以下に構造形式ごとの機能設計を示す。

a. 防潮堤（鋼管式鉛直壁）

防潮堤（鋼管式鉛直壁）は、地震後の繰返しの来襲を想定した遡上波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

防潮堤（鋼管式鉛直壁）は、入力津波による浸水高さ（防潮堤前面：O.P. +24.4m）に対して余裕を考慮した天端高さ O.P. +29.0m とし、防潮堤（盛土堤防）と合わせて敷地を取り囲むように設置する設計とする。

防潮堤（鋼管式鉛直壁）の上部構造は、鋼管杭の前面に設置する鋼製遮水壁、鉄筋コンクリート（RC）遮水壁、止水ジョイント及び背面補強工により遮水性を保持する設計とする。また、鋼製遮水壁の前面に設置する漂流物防護工により、漂流物の衝突の影響を抑制する設計とする。

防潮堤（鋼管式鉛直壁）の杭直下、周辺及び背面に、剛性の高い背面補強工（コンクリート）、改良地盤（高圧噴射攪拌工法）、置換コンクリート及びセメント改良土を構築することで、杭の変形を抑制し、鋼製遮水壁、止水ジョイント、背面補強工、改良地盤、置換コンクリート及びセメント改良土による止水性（遮水性・難透水性）を保持する設計とする。

防潮堤（鋼管式鉛直壁）の鋼管杭、背面補強工及び置換コンクリートは、十分な支持性能を有する岩盤及び改良地盤に支持する設計とする。また、鋼製遮水壁及び鉄筋コンクリート（RC）遮水壁は鋼管杭に、漂流物防護工は鋼製遮水壁に設置する。

防潮堤（鋼管式鉛直壁）の鋼製遮水壁間は、波圧による変形に追随する、止水ジョイント（止水ゴム又はウレタン・シリコーン）を設置することで、遮水性を保持する設計とする。

鋼製遮水壁間に設置する止水ジョイント（止水ゴム又はウレタン・シリコーン）は、以下に示す変形試験及び耐圧試験により止水性を確認したものと同一材質の

止水ジョイントを使用する設計とする。

(a) 変形試験

イ. 試験条件

変形試験については、試験機を用いて地震時、津波時及び重畳時（津波＋余震時）に想定される変位を作用させた場合に、止水ジョイントに有意な漏えいを生じない変形に留まることを確認する。

ロ. 試験結果

設定した変位を繰返し作用させた結果、止水ジョイントは漏えいを生じない変形に留まることを確認した。

(b) 耐圧試験

イ. 試験条件

耐圧試験については、試験機を用いて津波時及び重畳時（津波＋余震時）に想定される変位を作用させた上で、津波時及び重畳時（津波＋余震時）に想定される水圧を作用させた場合に、止水ジョイントに有意な漏えいが生じないことを確認する。

ロ. 試験結果

設定した水圧及び変位を作用させた結果、止水ジョイントに漏えいが無いことを確認した。

津波の影響等、津波による浸食や洗堀、地盤中からの回り込みによる浸水に対しては、十分に透水係数の低い地盤により難透水性を保持する設計とする。

b. 防潮堤（盛土堤防）

防潮堤（盛土堤防）は、地震後の繰返しの来襲を想定した遡上波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

防潮堤（盛土堤防）は、入力津波による浸水高さ（防潮堤前面：O.P.+24.4m）に対して余裕を考慮した天端高さ O.P.+29.0m とし、防潮堤（鋼管式鉛直壁）と合わせて敷地を取り囲むように設置する設計とする。

防潮堤（盛土堤防）は、セメント改良土及び置換コンクリートで構成され、十分な支持性能を有する岩盤及び改良地盤に支持する設計とする。

また、十分に透水係数の低いセメント改良土、置換コンクリート及び改良地盤による止水性（難透水性）を保持し、津波の影響等、津波による浸食や洗堀、地盤中からの回り込みによる浸水を防止する設計とする。

(2) 防潮壁

防潮壁は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1 津波防護施設 (3) 性能目標」

で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

a. 防潮壁（第2号機海水ポンプ室）

防潮壁（第2号機海水ポンプ室）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

防潮壁（第2号機海水ポンプ室）は、防潮壁（第2号機海水ポンプ室）設置箇所を入力津波による浸水高さ 0.P.+18.1m に対して余裕を考慮した天端高さ 0.P.+19.0m とし、第2号機海水ポンプ室スクリーンエリアを取り囲むように設置する設計とする。

防潮壁（第2号機海水ポンプ室）は、上部工は鋼製遮水壁（鋼板）、鋼製遮水壁（鋼桁）及び鋼製扉の3種類の構造形式で構成し、下部工は岩盤に支持される鋼管杭（一部、場所打ちコンクリート杭）とフーチングで構成し、上部工と下部工を一体とした構造として施工することにより止水性を保持する設計とする。

防潮壁（第2号機海水ポンプ室）は、主要な構造体の境界並びに隣接する防潮堤（鋼管式鉛直壁）及び第2号機海水ポンプ室との境界には、試験等により止水性を確認した止水ジョイントを設置し、境界部からの浸水を防止する設計とする。

防潮壁（第2号機海水ポンプ室）の主要な構造体の境界並びに隣接する防潮堤（鋼管式鉛直壁）及び第2号機海水ポンプ室との境界に設置する止水ジョイントは、以下に示す変形試験及び耐圧試験により止水性を確認したものと同一材質の止水ジョイントを使用する設計とする。

(a) 変形試験

イ. 試験条件

変形試験については、試験機を用いて地震時に想定される変位を作用させた場合に、止水ジョイントに有意な漏えいを生じない変形に留まることを確認する。

ロ. 試験結果

設定した変位を繰返し作用させた結果、止水ジョイントは漏えいを生じない変形に留まることを確認した。

(b) 耐圧試験

イ. 試験条件

耐圧試験については、試験機を用いて津波時及び重畳時（津波＋余震時）に想定される変位を作用させた上で、津波時及び重畳時（津波＋余震時）に想定される水圧を作用させた場合に、止水ジョイントに有意な漏えいが生じないことを確認する。

ロ. 試験結果

設定した水圧及び変位を作用させた結果、止水ジョイントに漏えいがないことを確認した。

防潮壁（第2号機海水ポンプ室）は、下部工に鉄筋コンクリート製のフーチングもしくは鋼製の矢板を設置することから、津波の影響等、津波による浸食及び洗掘に対する耐性を有することで、止水性を保持する設計とする。

b. 防潮壁（第2号機放水立坑）

防潮壁（第2号機放水立坑）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

防潮壁（第2号機放水立坑）は、防潮壁（第2号機放水立坑）設置箇所を入力津波による浸水高さ O.P.+17.4m に対して余裕を考慮した天端高さ O.P.+19.0m とし、第2号機放水立坑を取り囲むように設置する設計とする。

防潮壁（第2号機放水立坑）は、上部工は鋼製遮水壁（鋼板）、鋼製遮水壁（鋼桁）及び鋼製扉の3種類の構造形式で構成し、下部工は岩盤に支持される鋼管杭とフーチングで構成し、上部工と下部工を一体とした構造として施工することにより止水性を保持する設計とする。

防潮壁（第2号機放水立坑）は、主要な構造体の境界には、試験等により止水性を確認した止水ジョイントを設置し、境界部からの浸水を防止する設計とする。変形試験及び耐圧試験の内容は「a. 防潮壁（第2号機海水ポンプ室）」と同じ。

防潮壁（第2号機放水立坑）は、下部工に鉄筋コンクリート製のフーチングもしくは鋼製の矢板を設置することから、津波の影響等、津波による浸食及び洗掘に対する耐性を有することで、止水性を保持する設計とする。

c. 防潮壁（第3号機海水ポンプ室）

防潮壁（第3号機海水ポンプ室）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

防潮壁（第3号機海水ポンプ室）は、防潮壁（第3号機海水ポンプ室）設置箇所を入力津波による浸水高さ O.P.+19.0m に対して余裕を考慮した天端高さ O.P.+20.0m とし、第3号機海水ポンプ室スクリーンエリアを取り囲むように設置する設計とする。

防潮壁（第3号機海水ポンプ室）は、上部工は鋼製遮水壁（鋼板）、鋼製遮水壁

(鋼桁)及び鋼製扉の3種類の構造形式で構成し、下部工は岩盤に支持される鋼管杭とフーチングで構成し、上部工と下部工を一体とした構造として施工することにより止水性を保持する設計とする。

防潮壁(第3号機海水ポンプ室)は、主要な構造体の境界並びに隣接する防潮堤(鋼管式鉛直壁)及び第3号機海水ポンプ室との境界には、試験等により止水性を確認した止水ジョイントを設置し、境界部からの浸水を防止する設計とする。変形試験及び耐圧試験の内容は「a. 防潮壁(第2号機海水ポンプ室)」と同じ。

防潮壁(第3号機海水ポンプ室)は、下部工に鉄筋コンクリート製のフーチングもしくは鋼製の矢板を設置することから、津波の影響等、津波による浸食及び洗掘に対する耐性を有することで、止水性を保持する設計とする。

d. 防潮壁(第3号機放水立坑)

防潮壁(第3号機放水立坑)は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

防潮壁(第3号機放水立坑)は、防潮壁(第3号機放水立坑)設置箇所を入力津波による浸水高さ O.P.+17.5m に対して余裕を考慮した天端高さ O.P.+19.0m とし、第3号機放水立坑を取り囲むように設置する設計とする。

防潮壁(第3号機放水立坑)は、上部工は鋼製遮水壁(鋼板)、鋼製遮水壁(鋼桁)及び鋼製扉の3種類の構造形式で構成し、下部工は岩盤に支持される鋼管杭とフーチングで構成し、上部工と下部工を一体とした構造として施工することにより止水性を保持する設計とする。

防潮壁(第3号機放水立坑)は、主要な構造体の境界には、試験等により止水性を確認した止水ジョイントを設置し、境界部からの浸水を防止する設計とする。変形試験及び耐圧試験の内容は「a. 防潮壁(第2号機海水ポンプ室)」と同じ。

防潮壁(第3号機放水立坑)は、下部工に鉄筋コンクリート製のフーチングもしくは鋼製の矢板を設置することから、津波の影響等、津波による浸食及び洗掘に対する耐性を有することで、止水性を保持する設計とする。

e. 防潮壁(第3号機海水熱交換器建屋)

防潮壁(第3号機海水熱交換器建屋)は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

防潮壁(第3号機海水熱交換器建屋)は、防潮壁(第3号機海水熱交換器建屋)

設置箇所の入力津波による浸水高さ 0. P. +19. 0m に対して余裕を考慮した天端高さ 0. P. +20. 0m とし、第 3 号機海水熱交換器建屋取水立坑を取り囲むように設置する設計とする。

防潮壁（第 3 号機海水熱交換器建屋）は、上部工は鋼製遮水壁（鋼板）で構成し、岩盤に支持される第 3 号機海水熱交換器建屋取水立坑上に一体とした構造として施工することにより止水性を保持する設計とする。

防潮壁（第 3 号機海水熱交換器建屋）は、第 3 号機海水熱交換器建屋との境界には止水ジョイントを設置し、境界部からの浸水を防止する設計とする。

(3) 取放水路流路縮小工

取放水路流路縮小工は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3. 1 津波防護施設 (3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

a. 取放水路流路縮小工（第 1 号機取水路）(No. 1), (No. 2)

取放水路流路縮小工（第 1 号機取水路）(No. 1), (No. 2) は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、第 1 号機取水路からの津波の流入を抑制し、第 1 号機取水路から敷地への津波の流入を防止するとともに、第 1 号機の性能維持施設である原子炉補機冷却海水ポンプ並びに非常用補機冷却海水ポンプに影響を与えないようにするため、以下の措置を講じる設計とする。

取放水路流路縮小工（第 1 号機取水路）(No. 1), (No. 2) は、入力津波による浸水高さ 0. P. +24. 4m に対して機能を保持する設計とする。

取放水路流路縮小工（第 1 号機取水路）は、コンクリートに貫通部を設けた構造とし、十分な支持性能を有する第 1 号機取水路内に設置することにより機能を保持する設計とする。

b. 取放水路流路縮小工（第 1 号機放水路）

取放水路流路縮小工（第 1 号機放水路）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、第 1 号機放水路からの津波の流入を抑制し、第 1 号機放水路から敷地への津波の流入を防止するとともに、第 1 号機の性能維持施設である原子炉補機冷却海水ポンプ並びに非常用補機冷却海水ポンプに影響を与えないようにするため、以下の措置を講じる設計とする。

取放水路流路縮小工（第 1 号機放水路）は、入力津波による浸水高さ 0. P. +24. 4m に対して機能を保持する設計とする。

取放水路流路縮小工（第 1 号機放水路）は、コンクリートに貫通部を設けた構

造とし、十分な支持性能を有する第1号機放水路内に設置することにより機能を保持する設計とする。

(4) 貯留堰 (No. 1), (No. 2), (No. 3), (No. 4), (No. 5), (No. 6)

貯留堰 (No. 1), (No. 2), (No. 3), (No. 4), (No. 5), (No. 6) は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1 津波防護施設 (3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

貯留堰 (No. 1), (No. 2), (No. 3), (No. 4), (No. 5), (No. 6) は、地震後の繰返しの来襲を想定した遡上波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波による水位低下に対して非常用海水ポンプが取水可能な高さ以上の施工により、非常用海水ポンプの機能が保持でき、かつ、原子炉冷却に必要な海水を確保するため、以下の措置を講じる設計とする。

貯留堰 (No. 1), (No. 2), (No. 3), (No. 4), (No. 5), (No. 6) は、非常用海水ポンプの取水に必要な高さ及び原子炉冷却に必要な貯留量を考慮した天端高さ O.P. - 6.3m とし、取水口底盤に設置する設計とする。

貯留堰 (No. 1), (No. 2), (No. 3), (No. 4), (No. 5), (No. 6) は、鉄筋コンクリート製の堰であり、取水口、取水路及び海水ポンプ室とあわせて海水を貯留する設計とする。貯留堰は取水口と一体構造とし、ずれる又は浮き上がるおそれのない設計とするとともに、部材を有意な漏えいを生じない変形にとどめる設計とする。また、漏水が生じるような顕著なひび割れが発生しない設計とすることにより、止水性を保持する設計とする。

4.2 浸水防止設備

(1) 逆流防止設備

逆流防止設備は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.2 浸水防止設備 (3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

a. 屋外排水路逆流防止設備 (防潮堤南側) (No. 1), (No. 2), (No. 3)

屋外排水路逆流防止設備 (防潮堤南側) (No. 1), (No. 2), (No. 3) は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置された敷地に屋外排水路逆流防止設備 (防潮堤南側) を介して浸水することを防止し、屋外排水路逆流防止設備 (防潮堤南側) に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

屋外排水路逆流防止設備 (防潮堤南側) (No. 1), (No. 2), (No. 3) は、屋外排水路逆流防止設備 (防潮堤南側) の入力津波高さ O.P. +24.4m に余裕を考慮した津波

高さに対して、止水性を保持する設計とする。

屋外排水路逆流防止設備（防潮堤南側）(No. 1), (No. 2), (No. 3) は、鋼製とし、十分な支持性能を有する屋外排水路(防潮堤南側)の出口側集水ピットに設置し、扉体と戸当りの境界には止水ゴムを設置して圧着構造とし、止水性を保持する設計とする。

b. 屋外排水路逆流防止設備（防潮堤北側）

屋外排水路逆流防止設備（防潮堤北側）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置された敷地に屋外排水路逆流防止設備（防潮堤北側）を介して浸水することを防止し、屋外排水路逆流防止設備（防潮堤北側）に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

屋外排水路逆流防止設備（防潮堤北側）は、屋外排水路逆流防止設備（防潮堤北側）の入力津波高さ O.P. +24. 4m に余裕を考慮した津波高さに対して、止水性を保持する設計とする。

屋外排水路逆流防止設備（防潮堤北側）は、鋼製とし、十分な支持性能を有する屋外排水路（防潮堤北側）の出口側集水ピットに設置し、扉体と戸当りの境界には止水ゴムを設置して圧着構造とし、止水性を保持する設計とする。また、鋼製の扉体の前面に設置する漂流物防護工により、漂流物の衝突の影響を抑制する設計とする。

c. 補機冷却海水系放水路逆流防止設備（No. 1), (No. 2)

補機冷却海水系放水路逆流防止設備（No. 1), (No. 2) は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置された敷地に補機冷却海水系放水路逆流防止設備を介して浸水することを防止し、補機冷却海水系放水路逆流防止設備に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

補機冷却海水系放水路逆流防止設備（No. 1), (No. 2) は、補機冷却海水系放水路逆流防止設備の入力津波高さ O.P. +17. 4m に余裕を考慮した津波高さに対して、止水性を保持する設計とする。

補機冷却海水系放水路逆流防止設備（No. 1), (No. 2) は、鋼製とし、十分な支持性能を有する防潮壁（第 2 号機放水立坑）に設置し、扉体と戸当りの境界には止水ゴムを設置して圧着構造とし、止水性を保持する設計とする。

(2) 水密扉

水密扉は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.2 浸水防止設備 (3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

a. 水密扉（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア）(No.1)

水密扉（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア）(No.1)は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置された敷地に水密扉（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア）(No.1)を介して浸水することを防止し、想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

水密扉（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア）(No.1)は、取水立坑の入力津波高さ O.P.+19.0m に余裕を考慮した津波高さに対して、第3号機海水熱交換器建屋に設置し、止水性を保持する設計とする。

水密扉（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア）(No.1)は、鋼製とし、十分な支持性能を有する第3号機海水熱交換器建屋躯体に固定することにより、止水性を保持する設計とする。また、扉体と扉枠の境界にはパッキンを設置して圧着構造とし、止水性を保持する設計とする。

b. 水密扉（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア）(No.2)

水密扉（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア）(No.2)は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置された敷地に水密扉（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア）(No.2)を介して浸水することを防止し、想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

水密扉（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア）(No.2)は、取水立坑の入力津波高さ O.P.+19.0m に余裕を考慮した津波高さに対して、第3号機海水熱交換器建屋に設置し、止水性を保持する設計とする。

水密扉（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア）(No.2)は、鋼製とし、十分な支持性能を有する第3号機海水熱交換器建屋躯体に固定することにより、止水性を保持する設計とする。また、扉体と扉枠の境界にはパッキンを設置して圧着構造とし、止水性を保持する設計とする。

c. 原子炉建屋浸水防止水密扉（No.1）

原子炉建屋浸水防止水密扉（No. 1）は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に原子炉建屋浸水防止水密扉（No. 1）を介して浸水することを防止するため、浸水高さを以下のとおり設定し、止水性を保持するための措置を講じる設計とする。

原子炉建屋浸水防止水密扉（No. 1）は、内部溢水にて考慮する隣接建屋における機器破損等による溢水量から求めた水位であり、水位が高くなるように設定した浸水範囲、浸水量を用いて算出した床面からの浸水高さ FL+0.4m に対して、原子炉建屋に設置し、止水性を保持する設計とする。

原子炉建屋浸水防止水密扉（No. 1）は、鋼製とし、十分な支持性能を有する原子炉建屋躯体に固定することにより、止水性を保持する設計とする。また、扉体と扉枠の境界にはパッキンを設置して圧着構造とし、止水性を保持する設計とする。

d. 原子炉建屋浸水防止水密扉（No. 2）

原子炉建屋浸水防止水密扉（No. 2）は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に原子炉建屋浸水防止水密扉（No. 2）を介して浸水することを防止するため、浸水高さを以下のとおり設定し、止水性を保持するための措置を講じる設計とする。

原子炉建屋浸水防止水密扉（No. 2）は、内部溢水にて考慮する隣接建屋における機器破損等による溢水量から求めた水位であり、水位が高くなるように設定した浸水範囲、浸水量を用いて算出した床面からの浸水高さ FL+0.4m に対して、原子炉建屋に設置し、止水性を保持する設計とする。

原子炉建屋浸水防止水密扉（No. 2）は、鋼製とし、十分な支持性能を有する原子炉建屋躯体に固定することにより、止水性を保持する設計とする。また、扉体と扉枠の境界にはパッキンを設置して圧着構造とし、止水性を保持する設計とする。

e. 制御建屋浸水防止水密扉（No. 1）

制御建屋浸水防止水密扉（No. 1）は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に制御建屋浸水防止水密扉（No. 1）を介して浸水することを防止するため、浸水高さを以下のとおり設定し、止水性を保持するための措置を講じる設計とする。

制御建屋浸水防止水密扉（No. 1）は、内部溢水にて考慮する隣接建屋における

機器破損等による溢水量から求めた水位であり、水位が高くなるように設定した浸水範囲、浸水量を用いて算出した床面からの浸水高さ FL+4.0m に対して、制御建屋に設置し、止水性を保持する設計とする。

制御建屋浸水防止水密扉 (No. 1) は、鋼製とし、十分な支持性能を有する制御建屋躯体に固定することにより、止水性を保持する設計とする。また、扉体と扉枠の境界にはパッキンを設置して圧着構造とし、止水性を保持する設計とする。

f. 制御建屋浸水防止水密扉 (No. 2)

制御建屋浸水防止水密扉 (No. 2) は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に制御建屋浸水防止水密扉 (No. 2) を介して浸水することを防止するため、浸水高さを以下のとおり設定し、止水性を保持するための措置を講じる設計とする。

制御建屋浸水防止水密扉 (No. 2) は、内部溢水にて考慮する隣接建屋における機器破損等による溢水量から求めた水位であり、水位が高くなるように設定した浸水範囲、浸水量を用いて算出した床面からの浸水高さ FL+4.0m に対して、制御建屋に設置し、止水性を保持する設計とする。

制御建屋浸水防止水密扉 (No. 2) は、鋼製とし、十分な支持性能を有する制御建屋躯体に固定することにより、止水性を保持する設計とする。また、扉体と扉枠の境界にはパッキンを設置して圧着構造とし、止水性を保持する設計とする。

g. 制御建屋浸水防止水密扉 (No. 3)

制御建屋浸水防止水密扉 (No. 3) は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に制御建屋浸水防止水密扉 (No. 2) を介して浸水することを防止するため、浸水高さを以下のとおり設定し、止水性を保持するための措置を講じる設計とする。

制御建屋浸水防止水密扉 (No. 3) は、内部溢水にて考慮する隣接建屋における機器破損等による溢水量から求めた水位であり、水位が高くなるように設定した浸水範囲、浸水量を用いて算出した床面からの浸水高さ FL+4.0m に対して、制御建屋に設置し、止水性を保持する設計とする。

制御建屋浸水防止水密扉 (No. 3) は、鋼製とし、十分な支持性能を有する制御建屋躯体に固定することにより、止水性を保持する設計とする。また、扉体と扉枠の境界にはパッキンを設置して圧着構造とし、止水性を保持する設計とする。

h. 計測制御電源室 (B) 浸水防止水密扉 (No. 3)

計測制御電源室（B）浸水防止水密扉（No.3）は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に計測制御電源室（B）浸水防止水密扉（No.3）を介して浸水することを防止するため、浸水高さを以下のとおり設定し、止水性を保持するための措置を講じる設計とする。

計測制御電源室（B）浸水防止水密扉（No.3）は、内部溢水にて考慮する隣接建屋における機器破損等による溢水量から求めた水位であり、水位が高くなるように設定した浸水範囲、浸水量を用いて算出した床面からの浸水高さ FL+0.4m に対して、制御建屋に設置し、止水性を保持する設計とする。

計測制御電源室（B）浸水防止水密扉（No.3）は、鋼製とし、十分な支持性能を有する制御建屋躯体に固定することにより、止水性を保持する設計とする。また、扉体と扉枠の境界にはパッキンを設置して圧着構造とし、止水性を保持する設計とする。

i. 制御建屋空調機械（A）室浸水防止水密扉

制御建屋空調機械（A）室浸水防止水密扉は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に制御建屋空調機械（A）室浸水防止水密扉を介して浸水することを防止するため、浸水高さを以下のとおり設定し、止水性を保持するための措置を講じる設計とする。

制御建屋空調機械（A）室浸水防止水密扉は、内部溢水にて考慮する隣接建屋における機器破損等による溢水量から求めた水位であり、水位が高くなるように設定した浸水範囲、浸水量を用いて算出した床面からの浸水高さ FL+17.5m に対して、制御建屋に設置し、止水性を保持する設計とする。

制御建屋空調機械（A）室浸水防止水密扉は、鋼製とし、十分な支持性能を有する制御建屋躯体に固定することにより、止水性を保持する設計とする。また、扉体と扉枠の境界にはパッキンを設置して圧着構造とし、止水性を保持する設計とする。

j. 制御建屋空調機械（B）室浸水防止水密扉

制御建屋空調機械（B）室浸水防止水密扉は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に制御建屋空調機械（B）室浸水防止水密扉を介して浸水することを防止するため、浸水高さを以下のとおり設定し、止水性を保持するための措置を講じる設計とする。

制御建屋空調機械（B）室浸水防止水密扉は、内部溢水にて考慮する隣接建屋に

における機器破損等による溢水量から求めた水位であり、水位が高くなるように設定した浸水範囲、浸水量を用いて算出した床面からの浸水高さFL+0.5mに対して、制御建屋に設置し、止水性を保持する設計とする。

制御建屋空調機械(B)室浸水防止水密扉は、鋼製とし、十分な支持性能を有する制御建屋躯体に固定することにより、止水性を保持する設計とする。また、扉体と扉枠の境界にはパッキンを設置して圧着構造とし、止水性を保持する設計とする。

k. 第2号機 MCR 浸水防止水密扉

第2号機 MCR 浸水防止水密扉は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に第2号機 MCR 浸水防止水密扉を介して浸水することを防止するため、浸水高さを以下のとおり設定し、止水性を保持するための措置を講じる設計とする。

第2号機 MCR 浸水防止水密扉は、内部溢水にて考慮する隣接建屋における機器破損等による溢水量から求めた水位であり、水位が高くなるように設定した浸水範囲、浸水量を用いて算出した床面からの浸水高さFL+4.0mに対して、制御建屋に設置し、止水性を保持する設計とする。

第2号機 MCR 浸水防止水密扉は、鋼製とし、十分な支持性能を有する制御建屋躯体に固定することにより、止水性を保持する設計とする。また、扉体と扉枠の境界にはパッキンを設置して圧着構造とし、止水性を保持する設計とする。

1. 制御建屋浸水防止水密扉 (No. 4)

制御建屋浸水防止水密扉 (No. 4) は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に制御建屋浸水防止水密扉 (No. 4) を介して浸水することを防止するため、浸水高さを以下のとおり設定し、止水性を保持するための措置を講じる設計とする。

制御建屋浸水防止水密扉 (No. 4) は、内部溢水にて考慮する隣接建屋における機器破損等による溢水量から求めた水位であり、水位が高くなるように設定した浸水範囲、浸水量を用いて算出した床面からの浸水高さFL+0.4mに対して、制御建屋に設置し、止水性を保持する設計とする。

制御建屋浸水防止水密扉 (No. 4) は、鋼製とし、十分な支持性能を有する制御建屋躯体に固定することにより、止水性を保持する設計とする。また、扉体と扉枠の境界にはパッキンを設置して圧着構造とし、止水性を保持する設計とする。

m. 制御建屋浸水防止水密扉 (No. 5)

制御建屋浸水防止水密扉 (No. 5) は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に制御建屋浸水防止水密扉 (No. 5) を介して浸水することを防止するため、浸水高さを以下のとおり設定し、止水性を保持するための措置を講じる設計とする。

制御建屋浸水防止水密扉 (No. 5) は、内部溢水にて考慮する隣接建屋における機器破損等による溢水量から求めた水位であり、水位が高くなるように設定した浸水範囲、浸水量を用いて算出した床面からの浸水高さ FL+0.4m に対して、制御建屋に設置し、止水性を保持する設計とする。

制御建屋浸水防止水密扉 (No. 5) は、鋼製とし、十分な支持性能を有する制御建屋躯体に固定することにより、止水性を保持する設計とする。また、扉体と扉枠の境界にはパッキンを設置して圧着構造とし、止水性を保持する設計とする。

(3) 浸水防止蓋

浸水防止蓋は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.2 浸水防止設備 (3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

a. 浸水防止蓋 (原子炉機器冷却海水配管ダクト)

浸水防止蓋 (原子炉機器冷却海水配管ダクト) は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画で設置された敷地に浸水防止蓋 (原子炉機器冷却海水配管ダクト) を介して浸水することを防止し、原子炉機器冷却海水配管ダクトに想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

浸水防止蓋 (原子炉機器冷却海水配管ダクト) は、浸水防止蓋 (原子炉機器冷却海水配管ダクト) の入力津波高さ O.P.+18.1m に余裕を考慮した津波高さに対して、止水性を保持する設計とする。

浸水防止蓋 (原子炉機器冷却海水配管ダクト) は、鋼製とし、十分な支持性能を有する原子炉機器冷却海水配管ダクトの上部に止水ゴム又はガスケットを挟んで固定することにより、止水性を保持する設計とする。

b. 浸水防止蓋 (第3号機補機冷却海水系放水ピット)

浸水防止蓋 (第3号機補機冷却海水系放水ピット) は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画で設置された敷地に

浸水防止蓋（第3号機補機冷却海水系放水ピット）を介して浸水することを防止し、第3号機補機冷却海水系放水ピットに想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

浸水防止蓋（第3号機補機冷却海水系放水ピット）は、浸水防止蓋（第3号機補機冷却海水系放水ピット）の入力津波高さ O.P.+17.5m に余裕を考慮した津波高さに対して、止水性を保持する設計とする。

浸水防止蓋（第3号機補機冷却海水系放水ピット）は、鋼製とし、十分な支持性能を有する第3号機海水熱交換器建屋躯体に固定し、第3号機補機冷却海水系放水ピットとの構造境界部に止水ゴム又はガスケットを設置することにより、止水性を保持する設計とする。

c. 浸水防止蓋（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア角落し部）

浸水防止蓋（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア角落し部）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画で設置された敷地に浸水防止蓋（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア角落し部）を介して浸水することを防止し、第3号機海水熱交換器建屋に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

浸水防止蓋（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア角落し部）は、第3号機海水熱交換器建屋の入力津波高さ O.P.+19.0m に余裕を考慮した津波高さに対して、止水性を保持する設計とする。

浸水防止蓋（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア角落し部）は、鋼製とし、十分な支持性能を有する第3号機海水熱交換器建屋躯体に止水ゴム又はガスケットを挟んで固定することにより、止水性を保持する設計とする。

d. 浸水防止蓋（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア点検用開口部）
 (No. 1), (No. 2)

浸水防止蓋（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア点検用開口部）(No. 1), (No. 2) は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画の設置された敷地に浸水防止蓋（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア点検用開口部）(No. 1), (No. 2) を介して浸水することを防止し、第3号機海水熱交換器建屋に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

浸水防止蓋（第3号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア点検用開口部）

(No. 1), (No. 2) は, 第 3 号機海水熱交換器建屋の入力津波高さ 0.P.+19.0m に余裕を考慮した津波高さに対して, 止水性を保持する設計とする。

浸水防止蓋 (第 3 号機海水熱交換器建屋海水ポンプ設置エリア点検用開口部)
 (No. 1), (No. 2) は, 鋼製とし, 十分な支持性能を有する第 3 号機海水熱交換器建屋躯体に止水ゴム又はガスケットを挟んで固定することにより, 止水性を保持する設計とする。

e. 浸水防止蓋 (揚水井戸 (第 2 号機海水ポンプ室防潮壁区画内))

浸水防止蓋 (揚水井戸 (第 2 号機海水ポンプ室防潮壁区画内)) は, 地震後の繰返し の来襲を想定した経路からの津波に対し, 余震, 漂流物の衝突, 風及び積雪を考慮した場合においても, 津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に設置された敷地に浸水防止蓋 (揚水井戸 (第 2 号機海水ポンプ室防潮壁区画内)) を介して浸水することを防止し, 揚水井戸 (第 2 号機海水ポンプ室防潮壁区画内) に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持するため, 以下の措置を講じる設計とする。

浸水防止蓋 (揚水井戸 (第 2 号機海水ポンプ室防潮壁区画内)) は, 浸水防止蓋 (揚水井戸 (第 2 号機海水ポンプ室防潮壁区画内)) の入力津波高さ 0.P.+18.1m に余裕を考慮した津波高さに対して, 止水性を保持する設計とする。

浸水防止蓋 (揚水井戸 (第 2 号機海水ポンプ室防潮壁区画内)) は, 鋼製とし, 十分な支持性能を有する揚水井戸 (第 2 号機海水ポンプ室防潮壁区画内) の上部に止水ゴム又はガスケットを挟んで固定することにより, 止水性を保持する設計とする。

f. 浸水防止蓋 (揚水井戸 (第 3 号機海水ポンプ室防潮壁区画内))

浸水防止蓋 (揚水井戸 (第 3 号機海水ポンプ室防潮壁区画内)) は, 地震後の繰返し の来襲を想定した経路からの津波に対し, 余震, 漂流物の衝突, 風及び積雪を考慮した場合においても, 津波防護対象設備を内包する建屋及び区画で設置された敷地に浸水防止蓋 (揚水井戸 (第 3 号機海水ポンプ室防潮壁区画内)) を介して浸水することを防止し, 揚水井戸 (第 3 号機海水ポンプ室防潮壁区画内) に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持するため, 以下の措置を講じる設計とする。

浸水防止蓋 (揚水井戸 (第 3 号機海水ポンプ室防潮壁区画内)) は, 浸水防止蓋 (揚水井戸 (第 3 号機海水ポンプ室防潮壁区画内)) の入力津波高さ 0.P.+19.0m に余裕を考慮した津波高さに対して, 止水性を保持する設計とする。

浸水防止蓋 (揚水井戸 (第 3 号機海水ポンプ室防潮壁区画内)) は, 鋼製とし, 十分な支持性能を有する揚水井戸 (第 3 号機海水ポンプ室防潮壁区画内) の上部

に止水ゴム又はガスケットを挟んで固定することにより、止水性を保持する設計とする。

g. 地下軽油タンク燃料移送ポンプ室アクセス用浸水防止蓋 (No. 1), (No. 2)

地下軽油タンク燃料移送ポンプ室アクセス用浸水防止蓋 (No. 1), (No. 2) は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画である軽油タンクエリアに浸水することを防止するため、浸水高さを以下のとおり設定し、止水性を保持するための措置を講じる設計とする。

地震時において女川原子力発電所にある耐震性が確保されない屋外タンク等がすべて破損し、全量流出することを想定するとともに、敷地内に広がった溢水は雨水排水路からの排水や地盤への浸透は考慮しないものとして、水位が高くなるように設定した地表面からの浸水高さ 0.18m に対して、止水性を保持する設計とする。

地下軽油タンク燃料移送ポンプ室アクセス用浸水防止蓋 (No. 1), (No. 2) は、鋼製とし、十分な支持性能を有する軽油タンクエリアの上部に止水ゴム又はガスケットを挟んで固定することにより、止水性を保持する設計とする。

h. 地下軽油タンク機器搬出入用浸水防止蓋

地下軽油タンク機器搬出入用浸水防止蓋は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画である軽油タンクエリアに浸水することを防止するため、浸水高さを以下のとおり設定し、止水性を保持するための措置を講じる設計とする。

地震時において女川原子力発電所にある耐震性が確保されない屋外タンク等がすべて破損し、全量流出することを想定するとともに、敷地内に広がった溢水は雨水排水路からの排水や地盤への浸透は考慮しないものとして、水位が高くなるように設定した地表面からの浸水高さ 0.18m に対して、止水性を保持する設計とする。

地下軽油タンク燃料移送ポンプ室アクセス用浸水防止蓋は、鋼製とし、十分な支持性能を有する軽油タンクエリアの上部に止水ゴム又はガスケットを挟んで固定することにより、止水性を保持する設計とする。

(4) 浸水防止壁

浸水防止壁は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.2 浸水防止設備 (3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針と

している。

a. 第2号機海水ポンプ室浸水防止壁

第2号機海水ポンプ室浸水防止壁は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画である第2号機海水ポンプ室に浸水することを防止するため、浸水高さを以下のとおり設定し、止水性を保持するための措置を講じる設計とする。

地震時において女川原子力発電所にある耐震性が確保されない屋外タンク等がすべて破損し、全量流出することを想定するとともに、敷地内に広がった溢水は雨水排水路からの排水や地盤への浸透は考慮しないものとして、水位が高くなるように設定した地表面からの浸水高さ0.18mに対して、止水性を保持する設計とする。

第2号機海水ポンプ室浸水防止壁は、鋼製とし、十分な支持性能を有する海水ポンプ室に止水ゴム又はガスケットを挟んで固定することにより、止水性を保持する設計とする。

(5) 逆止弁付ファンネル

逆止弁付ファンネルは、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.2 浸水防止設備 (3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

a. 第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネル(No.1), (No.2), (No.3)

第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネルは、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画である海水ポンプ室補機ポンプエリアに第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネルを介して浸水することを防止し、海水ポンプ室に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネルは、海水ポンプ室の入力津波高さO.P.+18.1mに余裕を考慮した津波高さに対して、止水性を保持する設計とする。

第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネルは、鋼製とし、十分な支持性能を有する海水ポンプ室に止水ゴム又はガスケットを挟んで固定することにより、止水性を保持する設計とする。

第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネルは、以下に

示す漏えい試験により止水性を確認したのと同じ形状、寸法の逆止弁を設置する設計とする。

(a) 漏えい試験

イ. 試験条件

漏えい試験については、第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネルを模擬した(同じ形状、寸法)試験体を用いて実施し、想定される津波高さに余裕を考慮した高さ以上となる水圧を作用させた場合に、弁座部からの漏えい量が許容漏えい量以下であることを確認する。第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネルの漏洩試験の概要を図4-1に示す。

ロ. 試験結果

試験の結果、弁座部からの漏えい量が許容漏えい量以下であることを確認した。



図4-1 逆止弁付ファンネルの漏えい試験概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- b. 第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(B)(D)室逆止弁付ファンネル (No. 1), (No. 2), (No. 3)

第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(B)(D)室逆止弁付ファンネルは、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画である海水ポンプ室補機ポンプエリアに第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(B)(D)室逆止弁付ファンネルを介して浸水することを防止し、海水ポンプ室に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(B)(D)室逆止弁付ファンネルは、海水ポンプ室の入力津波高さ O.P. +18.1m に余裕を考慮した津波高さに対して、止水性を保持する設計とする。

第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(B)(D)室逆止弁付ファンネルは、鋼製とし、十分な支持性能を有する海水ポンプ室に止水ゴム又はガスケットを挟んで固定することにより、止水性を保持する設計とする。

第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(B)(D)室逆止弁付ファンネルは、以下に示す漏えい試験により止水性を確認したものと同一形状、寸法の逆止弁を設置する設計とする。

- (a) 漏えい試験

「第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネル」と同じ。

- c. 第2号機高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル (No. 1), (No. 2)

第2号機高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネルは、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画である海水ポンプ室補機ポンプエリアに第2号機高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネルを介して浸水することを防止し、海水ポンプ室に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

第2号機高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネルは、海水ポンプ室の入力津波高さ O.P. +18.1m に余裕を考慮した津波高さに対して、止水性を保持する設計とする。

第2号機高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネルは、鋼製とし、十分な支持性能を有する海水ポンプ室に止水ゴム又はガスケットを挟んで固定することにより、止水性を保持する設計とする。

第 2 号機高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネルは、以下に示す漏えい試験により止水性を確認したのと同じ形状、寸法の逆止弁を設置する設計とする。

(a) 漏えい試験

「第 2 号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネル」と同じ。

- d. 第 2 号機タービン補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル (No. 1), (No. 2), (No. 3)

第 2 号機タービン補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネルは、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画である海水ポンプ室補機ポンプエリアに第 2 号機タービン補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネルを介して浸水することを防止し、海水ポンプ室に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

第 2 号機タービン補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネルは、海水ポンプ室の入力津波高さ O.P.+18.1m に余裕を考慮した津波高さに対して、止水性を保持する設計とする。

第 2 号機タービン補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネルは、鋼製とし、十分な支持性能を有する海水ポンプ室に止水ゴム又はガスケットを挟んで固定することにより、止水性を保持する設計とする。

第 2 号機タービン補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネルは、以下に示す漏えい試験により止水性を確認したのと同じ形状、寸法の逆止弁を設置する設計とする。

(a) 漏えい試験

「第 2 号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネル」と同じ。

- e. 第 3 号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネル(No. 1), (No. 2)

第 3 号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネルは、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置される敷地に第 3 号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネルを介して浸水することを防止し、第 3 号機海水熱交換器建屋に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

第 3 号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネルは、第 3 号

機海水熱交換器建屋の入力津波高さ 0. P. +19. 0m に余裕を考慮した津波高さに対して、止水性を保持する設計とする。

第 3 号機原子炉補機冷却海水ポンプ (A) (C) 室逆止弁付ファンネルは、鋼製とし、十分な支持性能を有する第 3 号機海水熱交換器建屋に止水ゴム又はガスケットを挟んで固定することにより、止水性を保持する設計とする。

第 3 号機原子炉補機冷却海水ポンプ (A) (C) 室逆止弁付ファンネルは、以下に示す漏えい試験により止水性を確認したのと同じ形状、寸法の逆止弁を設置する設計とする。

(a) 漏えい試験

「第 2 号機原子炉補機冷却海水ポンプ (A) (C) 室逆止弁付ファンネル」と同じ。

f. 第 3 号機原子炉補機冷却海水ポンプ (B) (D) 室逆止弁付ファンネル (No. 1), (No. 2)

第 3 号機原子炉補機冷却海水ポンプ (B) (D) 室逆止弁付ファンネルは、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置される敷地に第 3 号機原子炉補機冷却海水ポンプ (B) (D) 室逆止弁付ファンネルを介して浸水することを防止し、第 3 号機海水熱交換器建屋に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

第 3 号機原子炉補機冷却海水ポンプ (B) (D) 室逆止弁付ファンネルは、第 3 号機海水熱交換器建屋の入力津波高さ 0. P. +19. 0m に余裕を考慮した津波高さに対して、止水性を保持する設計とする。

第 3 号機原子炉補機冷却海水ポンプ (B) (D) 室逆止弁付ファンネルは、鋼製とし、十分な支持性能を有する第 3 号機海水熱交換器建屋に止水ゴム又はガスケットを挟んで固定することにより、止水性を保持する設計とする。

第 3 号機原子炉補機冷却海水ポンプ (B) (D) 室逆止弁付ファンネルは、以下に示す漏えい試験により止水性を確認したのと同じ形状、寸法の逆止弁を設置する設計とする。

(a) 漏えい試験

「第 2 号機原子炉補機冷却海水ポンプ (A) (C) 室逆止弁付ファンネル」と同じ。

g. 第 3 号機高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル (No. 1), (No. 2)

第 3 号機高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネルは、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区

画が設置される敷地に第3号機高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネルを介して浸水することを防止し、第3号機海水熱交換器建屋に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

第3号機高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネルは、第3号機海水熱交換器建屋の入力津波高さ O. P. +19.0m に余裕を考慮した津波高さに対して、止水性を保持する設計とする。

第3号機高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネルは、鋼製とし、十分な支持性能を有する第3号機海水熱交換器建屋に止水ゴム又はガasketを挟んで固定することにより、止水性を保持する設計とする。

第3号機高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネルは、以下に示す漏えい試験により止水性を確認したのと同じ形状、寸法の逆止弁を設置する設計とする。

(a) 漏えい試験

「第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネル」と同じ。

h. 第3号機タービン補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネル (No. 1), (No. 2), (No. 3)

第3号機タービン補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネルは、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が設置される敷地に第3号機タービン補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネルを介して浸水することを防止し、第3号機海水熱交換器建屋に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

第3号機タービン補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネルは、第3号機海水熱交換器建屋の入力津波高さ O. P. +19.0m に余裕を考慮した津波高さに対して、止水性を保持する設計とする。

第3号機タービン補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネルは、鋼製とし、十分な支持性能を有する第3号機海水熱交換器建屋に止水ゴム又はガasketを挟んで固定することにより、止水性を保持する設計とする。

第3号機タービン補機冷却海水ポンプ室逆止弁付ファンネルは、以下に示す漏えい試験により止水性を確認したのと同じ形状、寸法の逆止弁を設置する設計とする。

(a) 漏えい試験

「第2号機原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(C)室逆止弁付ファンネル」と同じ。

(6) 貫通部止水処置

貫通部止水処置は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.2 浸水防止設備 (3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

a. 貫通部止水処置 (第2号機海水ポンプ室防潮壁横断部)

貫通部止水処置 (第2号機海水ポンプ室防潮壁横断部) は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの止水処置により、止水性を保持するために以下の設計とする。

貫通部止水処置 (第2号機海水ポンプ室防潮壁横断部) は、入力津波による浸水高さ 0.P.+18.1m (第2号機海水ポンプ室) に余裕を考慮した浸水高さに対して、止水性を保持する設計とする。

貫通部止水処置 (第2号機海水ポンプ室防潮壁横断部) のうち、シリコンシール及びブーツラバーによる貫通部止水処置については、漏えい試験により止水性を確認した施工方法にて施工する。

(a) 漏えい試験

イ. 試験条件

漏えい試験は、実機で使用する形状及び寸法を考慮した試験体を用いて実施し、津波荷重水位以上の水位を想定した水頭圧を作用させた場合にシリコンシール及びブーツラバーと貫通部及び貫通部との境界部に漏えいが生じないことを確認する。シリコンシールによる貫通部止水処置の漏えい試験の概要を図4-2、ブーツラバーによる貫通部止水処置の漏えい試験の概要を図4-3に示す。

ロ. 試験結果

試験の結果、有意な漏えいは認められなかった。



図4-2 シリコンシールによる貫通部止水処置の漏えい試験概要図



図 4-3 ブーツラバーによる貫通部止水処置の漏えい試験概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

b. 貫通部止水処置（第 2 号機放水立坑防潮壁横断部）

貫通部止水処置（第 2 号機放水立坑防潮壁横断部）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの止水処置により、止水性を保持するために以下の設計とする。

貫通部止水処置（第 2 号機放水立坑防潮壁横断部）は、入力津波による浸水高さ 0.P.+17.4m（第 2 号機放水立坑）に余裕を考慮した浸水高さに対して、止水性を保持する設計とする。

貫通部止水処置（第 2 号機放水立坑防潮壁横断部）のうち、シリコンシール及びブーツラバーによる貫通部止水処置については、漏えい試験により止水性を確認した施工方法にて施工する。

(a) 漏えい試験

「貫通部止水処置（第 2 号機海水ポンプ室防潮壁横断部）」と同じ。

c. 貫通部止水処置（第 3 号機海水ポンプ室防潮壁横断部）

貫通部止水処置（第 3 号機海水ポンプ室防潮壁横断部）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの止水処置により、止水性を保持するために以下の設計とする。

貫通部止水処置（第 3 号機海水ポンプ室防潮壁横断部）は、入力津波による浸水高さ 0.P.+19.0m（第 3 号機海水ポンプ室）に余裕を考慮した浸水高さに対して、止水性を保持する設計とする。

貫通部止水処置（第3号機海水ポンプ室防潮壁横断部）のうち、シリコンシール及びブーツラバーによる貫通部止水処置については、漏えい試験により止水性を確認した施工方法にて施工する。

(a) 漏えい試験

「貫通部止水処置（第2号機海水ポンプ室防潮壁横断部）」と同じ。

d. 貫通部止水処置（第3号機放水立坑防潮壁横断部）

貫通部止水処置（第3号機放水立坑防潮壁横断部）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの止水処置により、止水性を保持するために以下の設計とする。

貫通部止水処置（第3号機放水立坑防潮壁横断部）は、入力津波による浸水高さ O.P. +17.5m（第3号機放水立坑）に余裕を考慮した浸水高さに対して、止水性を保持する設計とする。

貫通部止水処置（第3号機放水立坑防潮壁横断部）のうち、シリコンシール及びブーツラバーによる貫通部止水処置については、漏えい試験により止水性を確認した施工方法にて施工する。

(a) 漏えい試験

「貫通部止水処置（第2号機海水ポンプ室防潮壁横断部）」と同じ。

e. 貫通部止水処置（第3号機補機冷却海水系放水ピット浸水防止蓋貫通部）

貫通部止水処置（第3号機補機冷却海水系放水ピット浸水防止蓋貫通部）は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの止水処置により、止水性を保持するために以下の設計とする。

貫通部止水処置（第3号機補機冷却海水系放水ピット浸水防止蓋貫通部）は、入力津波による浸水高さ O.P. +17.5m に余裕を考慮した浸水高さに対して、止水性を保持する設計とする。

貫通部止水処置（第3号機補機冷却海水系放水ピット浸水防止蓋貫通部）のうち、シリコンシール及びブーツラバーによる貫通部止水処置については、漏えい試験により止水性を確認した施工方法にて施工する。

(a) 漏えい試験

「貫通部止水処置（第2号機海水ポンプ室防潮壁横断部）」と同じ。

f. 貫通部止水処置（第2号機原子炉建屋）

貫通部止水処置（第2号機原子炉建屋）は、地震による溢水に加えて津波の流

入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画である第2号機原子炉建屋に浸水することを防止するため、浸水高さを以下のとおり設定し、止水性を保持するための措置を講じる設計とする。

地震時において女川原子力発電所にある耐震性が確保されない屋外タンク等がすべて破損し、全量流出することを想定するとともに、敷地内に広がった溢水は雨水排水路からの排水や地盤への浸透は考慮しないものとして、水位が高くなるように設定した地表面からの浸水高さ 0.18m に対して、止水性を保持する設計とする。

なお、内部溢水の評価にて設定しているタービン建屋内の主復水器を設置するエリアの浸水高さ（床面から 2.2m）に対する止水性については、地表面からの浸水高さ 0.18m における止水性に包含される。

貫通部止水処置（第2号機原子炉建屋）のうち、シリコンシール及びブーツラバーによる貫通部止水処置については、漏えい試験により止水性を確認した施工方法にて施工する。

(a) 漏えい試験

「貫通部止水処置（第2号機海水ポンプ室防潮壁横断部）」と同じ。

g. 貫通部止水処置（第2号機制御建屋）

貫通部止水処置（第2号機制御建屋）は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画である第2号機制御建屋に浸水することを防止するため、浸水高さを以下のとおり設定し、止水性を保持するための措置を講じる設計とする。

地震時において女川原子力発電所にある耐震性が確保されない屋外タンク等がすべて破損し、全量流出することを想定するとともに、敷地内に広がった溢水は雨水排水路からの排水や地盤への浸透は考慮しないものとして、水位が高くなるように設定した地表面からの浸水高さ 0.18m に対して、止水性を保持する設計とする。

なお、内部溢水の評価にて設定しているタービン建屋内のタービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室の浸水高さ（床面から 2.1m）に対する止水性については、地表面からの浸水高さ 0.18m における止水性に包含される。

貫通部止水処置（第2号機制御建屋）のうち、シリコンシール及びブーツラバーによる貫通部止水処置については、漏えい試験により止水性を確認した施工方法にて施工する。

(a) 漏えい試験

「貫通部止水処置（第2号機海水ポンプ室防潮壁横断部）」と同じ。

h. 貫通部止水処置（第2号機軽油タンクエリア）

貫通部止水処置（第2号機軽油タンクエリア）は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画である第2号機軽油タンクエリアに浸水することを防止するため、浸水高さを以下のとおり設定し、止水性を保持するための措置を講じる設計とする。

地震時において女川原子力発電所にある耐震性が確保されない屋外タンク等がすべて破損し、全量流出することを想定するとともに、敷地内に広がった溢水は雨水排水路からの排水や地盤への浸透は考慮しないものとして、水位が高くなるように設定した地表面からの浸水高さ 0.18m に対して、止水性を保持する設計とする。

貫通部止水処置（第2号機軽油タンクエリア）のうち、シリコンシール及びブーツラバーによる貫通部止水処置については、漏えい試験により止水性を確認した施工方法にて施工する。

(a) 漏えい試験

「貫通部止水処置（第2号機海水ポンプ室防潮壁横断部）」と同じ。

4.3 津波監視設備

(1) 津波監視カメラ

津波監視カメラは、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.3 津波監視設備 (3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

津波監視カメラは、地震後の繰返しの来襲を想定した遡上波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波及び漂流物の影響を受けない場所として、防潮堤内側の原子炉建屋の屋上及び津波高さを上回る防潮堤（盛土堤防）の上部にカメラ本体を設置し、昼夜問わず監視可能な設計とする。また、カメラ本体からの映像信号を電路により中央制御室に設置する津波監視カメラ制御盤及び監視モニタに伝送し、中央制御室にて監視可能な設計とする。電路については、波力や漂流物の影響を受けない箇所に設置し、電源は津波の影響を受けない建屋に設置する非常用電源から給電する設計とする。

(2) 取水ピット水位計

取水ピット水位計は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.3 津波監視設備 (3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

取水ピット水位計は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、海水ポンプ室の想定される津波高さに余裕を考慮した高さに耐えうる設計とするとともに、漂流物の影響を受けにくい海水ポンプ室補機ポンプエリア床面に設置する。

取水ピット水位計は、朔望平均潮位を考慮した海水ポンプ室の上昇側及び下降側の津波高さを計測できるように 0. P. -11. 25m～0. P. +19. 00m の水位をバブラ管式の検出器を用いて正確な測定が可能な設計とする。

また、検出器で測定した海水ポンプ室水位の信号を電路により中央制御室に伝送し、中央制御室にて監視可能な設計とする。電路については、波力や漂流物の影響を受けない箇所に設置し、電源は津波の影響を受けない建屋に設置する非常用電源から給電する設計とする。

VI-1-1-2-3 竜巻への配慮に関する説明書

目 次

- VI-1-1-2-3-1 竜巻への配慮に関する基本方針
- VI-1-1-2-3-2 竜巻の影響を考慮する施設及び固縛対象物の選定
- VI-1-1-2-3-3 竜巻防護に関する施設の設計方針

VI-1-1-2-3-1 竜巻への配慮に関する基本方針

目 次

1. 概要	1
2. 竜巻防護に関する基本方針	1
2.1 基本方針	1
2.1.1 竜巻より防護すべき施設	1
2.1.2 設計竜巻及び設計飛来物の設定	1
2.1.3 竜巻の影響を考慮する施設の竜巻防護設計方針	2
2.2 適用規格	8

1. 概要

本資料は、発電用原子炉施設の竜巻防護設計が「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」（以下「技術基準規則」という。）第7条及びその「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の解釈」（以下「解釈」という。）に適合することを説明し、技術基準規則第54条及びその解釈に規定される「重大事故等対処設備」を踏まえた重大事故等対処設備への配慮についても説明するものである。

2. 竜巻防護に関する基本方針

2.1 基本方針

外部事象防護対象施設が、設計竜巻によりその安全機能が損なわれないよう、設計時にそれぞれの施設の設置状況等を考慮して、竜巻より防護すべき施設に対する設計竜巻からの影響を評価し、外部事象防護対象施設が安全機能を損なうおそれがある場合は、影響に応じた防護対策を講じる設計とする。重大事故等対処設備は設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないように、添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の位置的分散を考慮した設計とする。

添付書類「VI-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」の「3.1.1 (2) 風（台風）」を踏まえ、風（台風）に対する設計についても、竜巻に対する設計で確認する。確認結果については本資料で示し、包絡関係を確認する。

2.1.1 竜巻より防護すべき施設

添付書類「VI-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」の「2.3 外部からの衝撃より防護すべき施設」に従い、竜巻より防護すべき施設は、外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備とする。

2.1.2 設計竜巻及び設計飛来物の設定

設計竜巻及び設計飛来物の設定について、以下に示す。

(1) 設計竜巻

設計竜巻の最大風速は100m/sと設定する。設計竜巻の最大風速100m/sに対して、風（台風）の風速は30m/sであるため、風（台風）の設計は竜巻の設計に包絡される。

具体的な設計方針を、添付書類「VI-1-1-2-3-3 竜巻防護に関する施設の設計方針」に示す。

(2) 設計飛来物

設置（変更）許可を受けたとおり，固縛等の運用，管理を考慮して，飛来した場合に運動エネルギー又は貫通力が最も大きくなる鋼製材（長さ 4.2m×幅 0.3m×高さ 0.2m，質量 135kg，飛来時の最大水平速度 46.6m/s，飛来時の最大鉛直速度 16.7～34.7m/s）を設計飛来物として設定する。設計飛来物の最大鉛直速度については，敷地の高台高さ及び評価対象物への到達の有無を踏まえて，評価対象物ごとに高台を考慮した最大鉛直速度を設定する。

また，評価対象物の設置状況及びその他環境状況に応じて，砂利についても，設計飛来物として設定する。

なお，敷地内において，飛来した場合の運動エネルギー又は貫通力が設計飛来物である鋼製材より大きな発電所敷地の屋外に保管する資機材や車両（以下「資機材等」という。）については，その保管場所，設置場所等を考慮し，外部事象防護対象施設，防護対策施設及び外部事象防護対象施設を内包する施設に衝突し，外部事象防護対象施設の機能に影響を及ぼす可能性がある場合には，固縛，固定又は外部事象防護対象施設，防護対策施設及び外部事象防護対象施設を内包する施設からの離隔，撤去並びに車両の入構管理及び退避を実施することを保安規定に定め，運用を行う。

固縛対象物の選定に当たっては，添付書類「VI-1-1-2-3-2 竜巻の影響を考慮する施設及び固縛対象物の選定」に従った方針を保安規定に示す。

2.1.3 竜巻の影響を考慮する施設の竜巻防護設計方針

「2.1.1 竜巻より防護すべき施設」にて設定した施設について，「2.1.2 設計竜巻及び設計飛来物の設定」にて設定した設計竜巻による荷重（設計竜巻の風圧力による荷重，気圧差による荷重及び設計飛来物による衝撃荷重を組み合わせた荷重）（以下「設計竜巻荷重」という。）及びその他考慮すべき荷重に対する竜巻防護設計を実施する。竜巻より防護すべき施設に対し，それぞれの設置状況等を踏まえ，設計竜巻荷重に対する影響評価を実施し，影響評価の結果を踏まえて，竜巻の影響について評価を行う施設（以下「竜巻の影響を考慮する施設」という。）を選定する。竜巻の影響を考慮する具体的な施設については，添付書類「VI-1-1-2-3-2 竜巻の影響を考慮する施設及び固縛対象物の選定」に示し，選定したそれぞれの施設に対する詳細設計については，添付書類「VI-1-1-2-3-3 竜巻防護に関する施設の設計方針」に示す。

(1) 設計方針

a. 外部事象防護対象施設

外部事象防護対象施設は、設計竜巻荷重及びその他考慮すべき荷重に対して、その施設に要求される機能を維持する設計とする。外部事象防護対象施設における配置、施設の構造等を考慮した設計方針を以下に示す。

(a) 屋外の外部事象防護対象施設

屋外の外部事象防護対象施設は、設計竜巻荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、竜巻時及び竜巻通過後において、安全機能を損なわないよう、施設に要求される機能を維持する設計とする。なお、このとき外部事象防護対象施設が安全機能を損なうおそれがある場合は、防護措置として防護対策施設を設置する等の防護対策を講じる設計とする。

(b) 屋内の外部事象防護対象施設

イ. 屋内の外部事象防護対象施設は、設計竜巻荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、竜巻時及び竜巻通過後において、安全機能を損なわないよう、建屋等の竜巻より防護すべき施設を内包する施設により防護する設計とする。

ロ. 外気と繋がっている屋内の外部事象防護対象施設は、設計竜巻の気圧差による荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、竜巻時及び竜巻通過後において、安全機能を損なわないよう、施設に要求される機能を維持する設計とする。

ハ. 建屋等による飛来物の防護が期待できない屋内の外部事象防護対象施設は、設計竜巻荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、竜巻時及び竜巻通過後において、安全機能を損なわないよう、施設に要求される機能を維持する設計とする。設計竜巻荷重及びその他考慮すべき荷重により安全機能を損なうおそれがある場合には、防護措置として防護対策施設を設置する等の防護対策を講じる設計とする。

b. 重大事故等対処設備

(a) 屋外の重大事故等対処設備

屋外の重大事故等対処設備は、添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に基づき、竜巻時及び竜巻通過後において、設計竜巻の風圧力による荷重に対し、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう、位置的分散を考慮した設置又は保管とともに、浮き上がり又は横滑りによって設計基準事故対処設備等や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突する可能性がある設備に対し、飛散させないよう固縛の措置をとることにより、設計基準事故対処設備等や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備が同時に損傷し

ない設計とする。

(b) 屋内の重大事故等対処設備

屋内の重大事故等対処設備は、添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に基づき、竜巻時及び竜巻通過後において、設計竜巻の風圧力による荷重に対し、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう、竜巻より防護すべき施設を内包する施設により防護する設計とする。

c. 防護対策施設

防護対策施設として、竜巻防護ネット（ネット（金網部）（硬鋼線材：線径φ4mm，網目寸法50mm及び40mm），防護板（炭素鋼：板厚8mm以上）及び支持部材により構成する。）及び竜巻防護鋼板（防護鋼板（炭素鋼：板厚8mm以上）及び架構により構成する。）を設置し、竜巻時及び竜巻通過後において、設計竜巻荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、内包する外部事象防護対象施設が安全機能を損なわないよう、設計飛来物が外部事象防護対象施設に衝突することを防止可能な設計とする。

また、防護対策施設は、その他考えられる自然現象（地震等）に対して、外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼさない設計とする。

d. 竜巻より防護すべき施設を内包する施設

竜巻より防護すべき施設を内包する施設は、竜巻時及び竜巻通過後において、設計竜巻荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、内包する竜巻より防護すべき施設の安全機能を損なわないよう、設計飛来物が竜巻より防護すべき施設に衝突することを防止可能な設計とする。

e. 外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼす可能性がある施設

外部事象防護対象施設等は、竜巻時及び竜巻通過後において、設計竜巻荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、機械的及び機能的な波及的影響により外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

機械的な波及的影響としては、設計竜巻荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼす可能性がある施設や重大事故等対処設備、資機材等の倒壊、損傷、飛散等により外部事象防護対象施設等に与える影響を考慮し、機能的影響としては、設計竜巻荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある施設の損傷等による外部事象防護対象施設の機能喪失を考慮する。

f. 竜巻随件事象を考慮する施設

外部事象防護対象施設は、竜巻による随件事象として過去の竜巻被害の状況及び発電所における施設の配置から想定される、危険物貯蔵施設の火災、屋外タンク等からの溢水及び設計竜巻又は設計竜巻と同時に発生する雷の影響による外部電源喪失によって、その安全機能を損なわない設計とする。

竜巻随伴による火災に対しては、火災による損傷の防止における想定に包絡される又は火災を起こさない設計とする。

なお、竜巻随伴による溢水に対しては、溢水による損傷の防止における溢水量の想定に包絡される又は溢水を起こさない設計とする。

さらに、竜巻随伴による外部電源喪失に対しては、外部電源喪失を生じない又は代替設備による電源供給が可能な設計とする。

(2) 荷重の組合せ及び許容限界

竜巻の影響を考慮する施設の竜巻防護設計における構造強度評価は、以下に示す設計竜巻荷重とそれ以外の荷重の組合せを適切に考慮して、施設の構造強度評価を実施し、その結果がそれぞれ定める許容限界内にあることを確認する。

設計竜巻荷重の算出については、添付書類「VI-3-別添 1-1 竜巻への配慮が必要な施設の強度計算の方針」に示す。

a. 荷重の種類

(a) 常時作用する荷重

常時作用する荷重としては、持続的に生じる荷重である自重、水頭圧及び上載荷重を考慮する。

(b) 設計竜巻荷重

設計竜巻荷重としては、設計竜巻の風圧力による荷重、気圧差による荷重及び設計飛来物による衝撃荷重を考慮する。飛来物による衝撃荷重としては、設計飛来物が衝突する場合の荷重を設定することを基本とする。これらの荷重は短期荷重とする。

(c) 運転時の状態で作用する荷重

運転時の状態で作用する荷重としては、配管等にかかる内圧やポンプのラスト荷重等の運転時荷重を考慮する。

b. 荷重の組合せ

(a) 竜巻の影響を考慮する施設の設計における荷重の組合せとしては、常時作用する荷重、設計竜巻荷重及び運転時の状態で作用する荷重を適切に考慮する。

(b) 設計竜巻荷重については、対象とする施設の設置場所及びその他の環境条件によって設定する。

(c) 設計飛来物による衝突の設定においては、評価に応じて影響の大きくなる

向きで衝突するように設定する。さらに、衝突断面積についても、影響が大きくなるような形状として設定する。

- (d) 常時作用する荷重及び運転時の状態で作用する荷重については、組み合わせることで設計竜巻荷重の抗力となる場合には、保守的に組み合わせないことを基本とする。

c. 許容限界

外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備の許容限界は原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（平成 26 年 9 月 17 日原規技発第 1409172 号）を参照し、設計竜巻荷重と地震荷重との類似性、規格等への適用性を踏まえ、「原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1 -1987）」、「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）」及び「原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1 -1991 追補版）」（以下「J E A G 4 6 0 1」という。）等の安全上適切と認められる規格及び基準又は試験等で妥当性が確認されている値を用いて、以下のことを確認する。

- (a) 外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備のうち外部事象防護対象施設と同一設備

外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備のうち外部事象防護対象施設と同一設備の許容限界は、設計竜巻荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、構成する主要構造部材が、おおむね弾性状態に留まることとする。

- (b) 屋外の重大事故等対処設備に取り付ける固縛装置

屋外の重大事故等対処設備に取り付ける固縛装置の許容限界は、設計竜巻の風圧力による荷重に対し、固縛状態を維持するために、固縛装置の構成部材である連結材は破断が生じないよう十分な強度を有していること、固定材は塑性ひずみが生じる場合であっても、終局耐力に対し十分な強度を有すること及び基礎部は、取替が容易でないことから、弾性状態に留まることとする。

- (c) 防護対策施設

防護対策施設（竜巻防護ネット）の構成品であるネットは、設計竜巻の風圧力による荷重、設計飛来物による衝撃荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、主要な構造部材の破断が生じないよう、破断荷重に対して十分な余裕を持った強度を有し、たわみを生じても、設計飛来物が外部事象防護対象施設と衝突しないよう外部事象防護対象施設との離隔を確保できることとする。

防護対策施設（竜巻防護ネット）の構成品である防護板及び防護対策施設（竜巻防護鋼板）の構成品である防護鋼板は、設計竜巻の風圧力による荷重、設計飛来物による衝撃荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、設計飛来物が外部事象防護対象施設へ衝突することを防止するために、設計飛来物が、防

護板及び防護鋼板を貫通せず，外部事象防護対象施設に波及的影響を与えないものとする。

竜巻防護ネットのネット及び防護板の支持部材並びに竜巻防護鋼板の支持構造物である架構は，設計竜巻の風圧力による荷重，設計飛来物による衝撃荷重及びその他考慮すべき荷重がネット及び防護板並びに防護鋼板に作用する場合には，主要な構造部材に塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し，外部事象防護対象施設の安全機能を損なわないようネット等を支持出来るようにする。また，設計竜巻の風圧力による荷重，設計飛来物による衝撃荷重及びその他考慮すべき荷重が主要な構造部材に直接作用した際にも，主要な構成部材は貫通せず又構成部材の損傷に伴う支持部材及び架構の崩壊に至らず，外部事象防護対象施設に波及的影響を与えないものとする。

(d) 竜巻より防護すべき施設を内包する施設

竜巻より防護すべき施設を内包する施設については，設計竜巻荷重及びその他考慮すべき荷重に対して，主要な構造部材が終局状態に至るようなひずみ又は荷重が生じないこととする。また，竜巻より防護すべき施設を内包する施設の外殻を構成する部材が，評価式に基づく貫通を生じない最小必要厚さ以上とすること，及び竜巻より防護すべき施設が波及的影響を受けないよう，竜巻より防護すべき施設を内包する施設の外殻を構成する部材が裏面剥離を生じない最小必要厚さ以上とすることとし，主要な構造部材が終局状態に至るようなひずみ又は荷重が生じないこととする。

竜巻の影響に対する防護機能を期待する扉は，設計竜巻荷重及びその他考慮すべき荷重に対し，扉の外殻を構成する部材が貫通を生じない最小必要厚さ以上とし，外部事象防護対象施設が波及的影響を受けないよう，主要な構造部材が終局状態に至るようなひずみ又は荷重が生じないこととする。

(e) 外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼす可能性がある施設

外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼす可能性がある施設は，倒壊，損傷等が生じる場合においても，機械的影響により外部事象防護対象施設等の必要な機能を損なわないよう十分な離隔を確保するか又は施設が終局状態に至ることがないように構造強度を保持することとする。また，施設を構成する主要な構造部材に塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が微少なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し，外部事象防護対象施設の安全機能を損なわないようにする。また，機能的影響により外部事象防護対象施設の必要な機能を損なわないよう，機能喪失に至る可能性のある変形を生じないこととする。

2.2 適用規格

適用する規格，基準等を以下に示す。

- ・ 建築基準法（昭和 25 年 5 月 24 日法律第 201 号）
- ・ 建築基準法施行令（昭和 25 年 11 月 16 日政令第 338 号）
- ・ 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（平成 2 年 8 月 30 日 原子力安全委員会決定）
- ・ 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）
- ・ 原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1 -1987）
- ・ 原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1 -1991 追補版）
- ・ J S M E S N C 1 -2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格
- ・ ISES7607-3 軽水炉構造機器の衝撃荷重に関する調査 その 3 ミサイルの衝突による構造壁の損傷に関する評価式の比較検討（昭和 51 年 10 月 高温構造安全技術研究組合）
- ・ タービンミサイル評価について（昭和 52 年 7 月 20 日 原子力委員会原子炉安全専門審査会）
- ・ U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION:REGULATORY GUIDE 1.76, DESIGN-BASIS TORNADO AND TORNADO MISSILES FOR NUCLEAR POWER PLANTS, Revision1, March 2007
- ・ Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Designs (Nuclear Energy Institute 2011 Rev8 (NEI07-13))
- ・ 日本建築学会 2004 年 建築物荷重指針・同解説
- ・ 日本建築学会 2005 年 鋼構造設計規準 -許容応力度設計法-
- ・ 日本建築学会 2010 年 各種合成構造設計指針・同解説
- ・ 日本建築学会 1999 年 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 -許容応力度設計法-
- ・ 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（(社)日本建築学会，2005 制定）
- ・ 日本建築学会 2010 年 容器構造設計指針・同解説
- ・ 日本建築学会 2007 年 煙突構造設計指針
- ・ 日本建築学会 2010 年 鋼構造塑性設計指針
- ・ 日本建築センター 1982 年 煙突構造設計施工指針
- ・ 2015 年版 建築物の構造関係技術基準解説書（国土交通省国土技術政策総合研究所・国立研究開発法人建築研究所）
- ・ 日本機械学会 1987 年 新版機械工学便覧

- ・日本道路協会 平成 20 年 8 月 小規模吊橋指針・同解説
- ・日本建築学会 2019 年 鋼構造許容応力度設計規準
- ・クレーン構造規格
- ・日本道路協会 平成 14 年 道路橋示方書・同解説 V 耐震設計編
- ・日本道路協会 平成 16 年 道路橋支承便覧
- ・日本溶接協会 2003 年 動的繰返し大変形を受ける溶接鋼構造物の脆性破壊性能評価方法, WES2808

なお、発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号）に関する内容については、J S M E S N C 1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格に従うものとする。

VI-1-1-2-3-2 竜巻の影響を考慮する施設及び固縛対象物の選定

目 次

1. 概要	1
2. 選定の基本方針	1
2.1 竜巻の影響を考慮する施設の選定の基本方針	1
2.2 竜巻防護のための固縛対象物の選定の基本方針	1
3. 竜巻の影響を考慮する施設の選定	2
3.1 外部事象防護対象施設	2
3.2 重大事故等対処設備	3
3.3 防護対策施設	3
3.4 竜巻より防護すべき施設を内包する施設	3
3.5 外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼす可能性がある施設	4
3.6 竜巻随件事象を考慮する施設	6
4. 竜巻防護のための固縛対象物の選定	8
4.1 発電所敷地の屋外に保管する資機材等	8
4.1.1 発電所における飛来物の調査	8
4.1.2 固縛対象物の選定	8
4.2 屋外の重大事故等対処設備	10

1. 概要

本資料は、添付書類「VI-1-1-2-3-1 竜巻への配慮に関する基本方針」に基づき、竜巻の影響を考慮する施設及び竜巻防護のための固縛対象物の選定について説明するものである。

2. 選定の基本方針

竜巻の影響を考慮する施設の選定及び竜巻防護のための固縛対象物の選定の基本方針について説明する。

2.1 竜巻の影響を考慮する施設の選定の基本方針

竜巻の影響を考慮する施設は、その設置場所、構造等を考慮して選定する。

屋外に設置している外部事象防護対象施設、重大事故等対処設備及び防護措置として設置する防護対策施設は、竜巻による荷重が作用するおそれがあるため、竜巻の影響を考慮する施設として選定する。

屋内に設置している外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備は、建屋にて防護されることから、屋内の外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備の代わりに竜巻より防護すべき施設を内包する施設を竜巻の影響を考慮する施設として選定する。ただし、外気と繋がっている屋内の外部事象防護対象施設及び建屋等による飛来物の防護が期待できない屋内の外部事象防護対象施設については、竜巻の影響を考慮する施設として選定する。

外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼす可能性がある施設として、発電所構内の施設のうち、機械的影響を及ぼす可能性がある施設、機能的影響を及ぼす可能性がある施設を抽出し、竜巻の影響を考慮する施設として選定する。

また、竜巻随件事象として想定される火災、溢水、外部電源喪失も考慮し、竜巻の影響を考慮する施設を選定する。

2.2 竜巻防護のための固縛対象物の選定の基本方針

外部事象防護対象施設に対して竜巻による飛来物の影響を防止する観点から、竜巻による飛来物として想定すべき資機材等を調査し、設計竜巻により飛来物となり外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼす可能性があるものを固縛、固定、外部事象防護対象施設等からの離隔及び頑健な建屋内に収納又は撤去する。

屋外の重大事故等対処設備は、設計竜巻の風圧力による荷重に対して、位置的分散を考慮した設置又は保管により、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計に加え、浮き上がり又は横滑りによって設計基準事故対処設備等や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突し、損傷させることのない設計とすること、また、外部事象防護対象施設等に対して波及的影響を及ぼさない設計とすることから、

屋外の重大事故等対処設備は，設計竜巻の風圧力に対し，竜巻時及び竜巻通過後において，外部事象防護対象施設に衝突し，外部事象防護対象施設の機能に影響を及ぼす可能性のあるもの，並びに，設計基準事故対処設備等や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突し，損傷させる可能性のあるものについて固縛する。

3. 竜巻の影響を考慮する施設の選定

選定の基本方針を踏まえ，以下のとおり竜巻の影響を考慮する施設を選定する。

3.1 外部事象防護対象施設

竜巻から防護すべき施設のうち外部事象防護対象施設を以下のとおり選定する。

(1) 屋外の外部事象防護対象施設

外部事象防護対象施設のうち，屋外に設置している施設を，竜巻の影響を考慮する施設として以下の施設を選定する。

- ・原子炉補機冷却海水ポンプ
- ・高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ
- ・高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ
- ・復水貯蔵タンク
- ・配管及び弁（原子炉補機冷却海水ポンプ，高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ周り）
- ・非常用ガス処理系（屋外配管）
- ・排気筒
- ・原子炉建屋

(2) 外気と繋がっている屋内の外部事象防護対象施設

屋内に設置している外部事象防護対象施設のうち，外気と繋がる外部事象防護対象施設については，竜巻の気圧差による荷重が作用するおそれがあるため，竜巻の影響を考慮する施設として，以下の施設を選定する。

- ・中央制御室換気空調系，計測制御電源室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系（ファン，ダンパ，ダクト）
- ・隔離弁（中央制御室換気空調系隔離弁，原子炉棟給排気隔離弁（原子炉建屋原子炉棟換気空調系））
- ・軽油タンク（燃料移送ポンプ等を含む。）

(3) 建屋等による飛来物の防護が期待できない屋内の外部事象防護対象施設

屋内に設置している外部事象防護対象施設のうち，建屋等による飛来物防護

が期待できない外部事象防護対象施設については、設計竜巻による荷重が作用するおそれがあるため、竜巻の影響を考慮する施設として以下のとおり選定する。

なお、建屋等による防護が期待できない外部事象防護対象施設は、損傷する可能性のある開口部付近の外部事象防護対象施設を竜巻の影響を考慮する施設とする。

a. 損傷する可能性がある開口部付近の外部事象防護対象施設

原子炉建屋の開口部建具が飛来物の衝突により損傷し、飛来物が建屋内の外部事象防護対象施設に衝突する可能性があるため、以下の施設を選定する。

- ・ダンパ及びファン（原子炉補機室換気空調系）

外部事象防護対象施設のうち竜巻の影響を考慮する施設の選定フローを図 3-1 に示す。

3.2 重大事故等対処設備

屋外に設置又は保管している重大事故等対処設備は、竜巻の影響を受けることから、全ての重大事故等対処設備を竜巻の影響を考慮する施設として選定する。

屋外に設置する具体的な重大事故等対処設備については、添付書類「VI-1-1-2-別添 1 屋外に設置されている重大事故等対処設備の抽出」に示す。また、設計竜巻の風圧力による荷重に対し、固縛対象の選定の考え方については、「4.2 屋外の重大事故等対処設備」に示す。

3.3 防護対策施設

外部事象防護対象施設の損傷防止のために防護措置として設置する施設を、竜巻の影響を考慮する施設として選定する。

- ・海水ポンプ室竜巻防護対策施設（竜巻防護ネット）
- ・原子炉補機室換気空調系開口部防護対策施設（竜巻防護鋼板）

3.4 竜巻より防護すべき施設を内包する施設

屋内に設置している竜巻より防護すべき施設は、建屋にて防護されることから、竜巻より防護すべき施設の代わりに竜巻より防護すべき施設を内包する施設を、竜巻の影響を考慮する施設として選定する。

- ・タービン建屋（気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタ等を内包する建屋）
- ・制御建屋（中央制御室を内包する建屋）
- ・軽油タンク室（軽油タンク A 系及び軽油タンク B 系を内包する構造物）
- ・軽油タンク室（H）（軽油タンク H P C S 系を内包する構造物）

3.5 外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼす可能性がある施設

外部事象防護対象施設等の機能に、機械的影響、機能的影響の観点から、波及的影響を及ぼす可能性がある施設を抽出する。

(1) 機械的影響を及ぼす可能性がある施設

外部事象防護対象施設等に機械的影響を及ぼす可能性がある施設として、外部事象防護対象施設を内包する施設に隣接し、外部事象防護対象施設を内包する施設との接触により、外部事象防護対象施設に損傷を及ぼす可能性がある外部事象防護対象施設を内包しない施設及び倒壊により外部事象防護対象施設に損傷を及ぼす可能性がある施設を竜巻の影響を考慮する施設として抽出する。

倒壊により外部事象防護対象施設に損傷を及ぼす可能性がある施設としては、施設高さが低い施設は倒壊しても外部事象防護対象施設に影響を与えないため、当該施設の高さと外部事象防護対象施設までの最短距離を比較することにより選定する。海水ポンプ室門型クレーンは、待機時にはストッパーにより停留位置に固定されるが、ストッパーが破損した場合には竜巻の風圧力により移動し、外部事象防護対象施設等に隣接し、倒壊により外部事象防護対象施設等に損傷を及ぼす可能性があるため選定する。

また、竜巻の風圧力により飛来物となる可能性がある屋外の重大事故等対処設備及び資機材等のその他の施設についても機械的影響を及ぼす可能性がある施設として選定する。

- a. 外部事象防護対象施設を内包する施設に隣接し外部事象防護対象施設を内包する施設との接触により外部事象防護対象施設に損傷を及ぼす可能性がある施設

外部事象防護対象施設に隣接し、外部事象防護対象施設を内包する施設と接触する可能性がある以下の施設を選定する。

- ・補助ボイラー建屋（制御建屋及びタービン建屋に隣接する施設）
- ・第1号機制御建屋（制御建屋に隣接する施設）
- ・サイトバンカ建屋（タービン建屋に隣接する施設）

- b. 倒壊により外部事象防護対象施設等に損傷を及ぼす可能性がある施設
倒壊により外部事象防護対象施設等に損傷を及ぼす可能性のある以下の施設を選定する。

- ・海水ポンプ室門型クレーン（原子炉補機冷却海水ポンプ等近傍の施設）

- c. その他の施設

その他、竜巻の風圧力により機械的影響を及ぼす可能性があるものとして、以下の施設を選定する。

- ・発電所敷地の屋外に保管する重大事故等対処設備，資機材等

屋外の重大事故等対処設備は，飛来した場合に外部事象防護対象施設及び設計基準事故対処設備等や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突し，損傷させる可能性のある設備について，固縛等の飛来物発生防止対策を実施する。また，運動エネルギー又は貫通力が設計飛来物より大きな資機材等（屋外の重大事故等対処設備を除く。）についても，固縛等の飛来物発生防止対策を実施する。

具体的な固縛対象物については，「4. 竜巻防護のための固縛対象物の選定」に示す。

(2) 機能的影響を及ぼす可能性がある施設

外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼす可能性がある施設のうち，機能的影響を及ぼす可能性がある施設として，外部事象防護対象施設の屋外の付属設備を竜巻の影響を考慮する施設として選定する。

a. 外部事象防護対象施設の屋外の付属設備

外気と繋がっており，竜巻の風圧力及び気圧差による影響を受ける可能性があり，外部事象防護対象施設の付属配管である以下の施設を選定する。

- ・非常用ディーゼル発電設備排気消音器及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備排気消音器（以下「非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）排気消音器」という。）（非常用ディーゼル発電機等の付属設備）
- ・非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンクミスト配管，非常用ディーゼル発電設備燃料油ドレンタンクミスト配管，非常用ディーゼル発電設備機関ミスト配管及び非常用ディーゼル発電設備潤滑油サンプタンクミスト配管並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンクミスト配管，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料油ドレンタンクミスト配管，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備機関ミスト配管及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油補給タンクミスト配管（以下「非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）付属ミスト配管」という。）（非常用ディーゼル発電機等の付属設備）
- ・軽油タンクベント配管（軽油タンクの付属設備）

外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼす可能性がある施設の選定フローを，図 3-2 に示す。

3.6 竜巻随件事象を考慮する施設

火災を考慮する施設として油を内包する屋外の危険物貯蔵施設や原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプを選定し、溢水を考慮する施設として屋外タンク等を選定し、外部電源喪失事象を考慮する施設として送電線等を選定する。

- ・屋外の危険物貯蔵施設（火災）
- ・原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ（火災）
- ・屋外タンク等（溢水）
- ・送電線等（外部電源喪失）

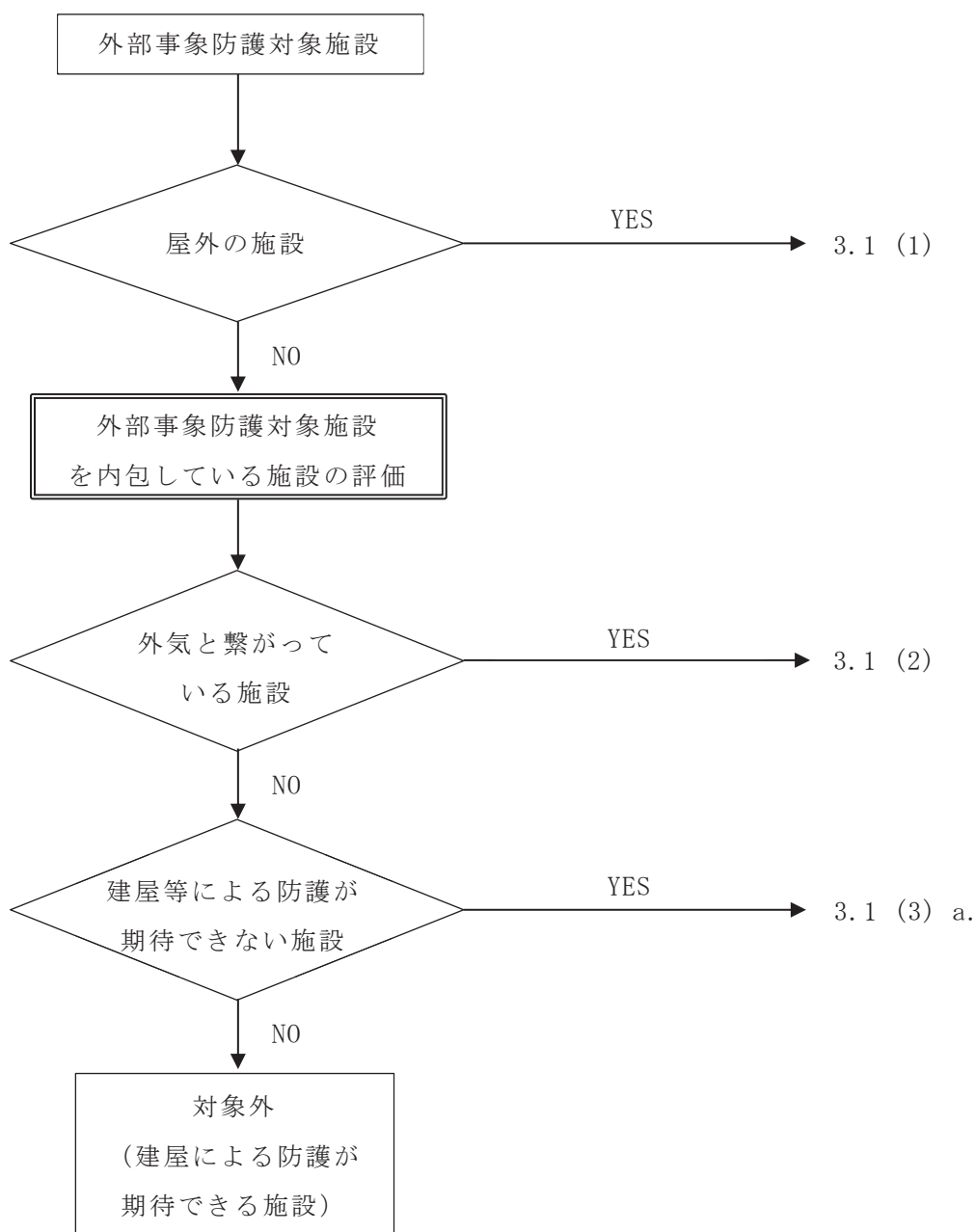


図 3-1 外部事象防護対象施設のうち竜巻の影響を考慮する施設の選定フロー

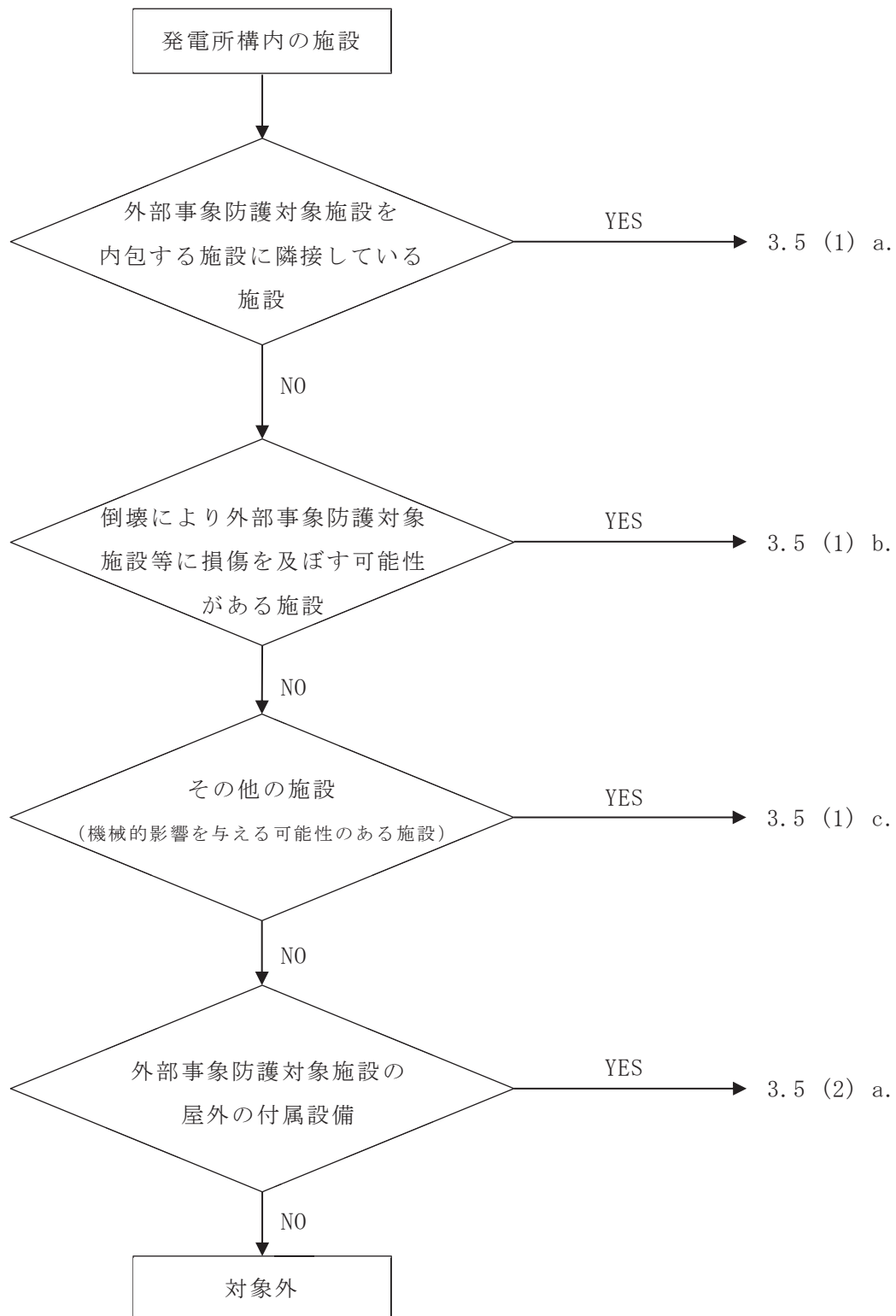


図 3-2 外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼす可能性がある施設の選定フロー

4. 竜巻防護のための固縛対象物の選定

発電所敷地の屋外に保管する資機材等及び屋外の重大事故等対処設備のうち、固縛を実施するものの選定について説明する。

4.1 発電所敷地の屋外に保管する資機材等

4.1.1 発電所における飛来物の調査

竜巻防護の観点から想定すべき飛来物を選定するために現地調査を行い、その結果を基に想定すべき飛来物となりうる資機材等を抽出した。

調査範囲は女川原子力発電所の敷地のみならず、発電所敷地近傍も含んだ、原子炉建屋から半径約 800m の範囲とした。図 4-1 に発電所における現地調査範囲を示す。また、調査結果について表 4-1 に示す。

4.1.2 固縛対象物の選定

飛来物調査により抽出した、飛来物となり得る資機材等について、資機材等の寸法、質量及び形状より空力パラメータ ($C_D A/m$) を次式により算出する。

$$\frac{C_D A}{m} = \frac{c(C_{D1}A_1 + C_{D2}A_2 + C_{D3}A_3)}{m}$$

A : 代表面積 (m^2)

c : 係数 (1/3)

C_D : 抗力係数

m : 質量 (kg)

出典：東京工芸大学（平成 23 年 2 月）「平成 21～22 年度原子力安全基盤調査研究（平成 22 年度）竜巻による原子力施設への影響に関する調査研究」、独立行政法人原子力安全基盤機構委託研究成果報告書

代表面積 A (m^2) は、想定すべき飛来物の形状に応じて直方体又は円柱に置換した各面の面積を表し、資機材等の形状に応じて適切に選定する。また、抗力係数 C_D は、想定すべき飛来物の形状に応じた係数として、表 4-2 に示す $C_{D1} \sim C_{D3}$ を用いる。

算出した空力パラメータを用いて、竜巻による風速場の中での飛来物の軌跡を解析する解析コードの「TONBOS」により、飛来物の速度、飛散距離及び飛散高さを算出する。

また、飛来物の運動エネルギー ($=1/2 \cdot m \cdot V^2$) は飛来物の質量と解析コード「TONBOS」により算出した速度から求める。

さらに、飛来物の貫通力として、飛来物の衝突による貫通が発生する時の部材

厚（貫通限界厚さ）を算出する。貫通限界厚さは、コンクリートに対して米国 N R C の基準類に算出式として記載されている修正 NDRC 式(4.1)及び Degen 式(4.2)、鋼板に対してタービンミサイル評価について（昭和 52 年 7 月 20 日 原子力委員会 原子炉安全専門審査会）の中で貫通厚さの算出式に使用されている BRL 式から求める。

<修正 NDRC 式及び Degen 式>

$$\left. \begin{array}{l} \frac{x_c}{\alpha_c d} \leq 2 \quad \text{の場合} \quad \frac{x_c}{d} = 2 \left\{ \left(\frac{12145}{\sqrt{F_c}} \right) N d^{0.2} \frac{M}{d^3} \left(\frac{V}{1000} \right)^{1.8} \right\}^{0.5} \\ \frac{x_c}{\alpha_c d} \geq 2 \quad \text{の場合} \quad \frac{x_c}{d} = \left(\frac{12145}{\sqrt{F_c}} \right) N d^{0.2} \frac{M}{d^3} \left(\frac{V}{1000} \right)^{1.8} + 1 \end{array} \right\} (4.1)$$

$$\left. \begin{array}{l} \frac{x_c}{\alpha_c d} \leq 1.52 \quad \text{の場合} \quad t_p = \alpha_p d \left\{ 2.2 \left(\frac{x_c}{\alpha_c d} \right) - 0.3 \left(\frac{x_c}{\alpha_c d} \right)^2 \right\} \\ 1.52 \leq \frac{x_c}{\alpha_c d} \leq 13.42 \quad \text{の場合} \quad t_p = \alpha_p d \left\{ 0.69 + 1.29 \left(\frac{x_c}{\alpha_c d} \right) \right\} \end{array} \right\} (4.2)$$

t_p : 貫通限界厚さ (cm)

x_c : 貫入深さ (cm)

F_c : コンクリートの設計基準強度（固縛対象物の選定では 330kgf/cm²とする。）

d : 飛来物の直径 (cm)

（飛来物の衝突面の外形の最小投影面積に等しい円の直径）

M : 飛来物の質量 (kg)

V : 飛来物の最大水平速度 (m/s)

N : 飛来物の先端形状係数 (=1.14)

（保守的な評価となる、非常に鋭い場合の数値を使用）

α_c : 飛来物の低減係数 (=1.0)

α_p : 飛来物の低減係数 (=1.0)

<BRL 式>

$$T^{\frac{3}{2}} = \frac{0.5mv^2}{1.4396 \times 10^9 \cdot K^2 \cdot d^{\frac{3}{2}}}$$

T : 貫通限界厚さ (m)

d : 飛来物が衝突する衝突断面の等価直径 (m)

(最も投影面積が小さくなる衝突断面の等価直径)

K : 鋼板の材質に関する係数 (=1.0)

m : 飛来物の質量 (kg)

v : 飛来物の飛来速度 (m/s)

固縛対象物の選定は、設計飛来物の及ぼす影響に包含されているか否かについての観点により、以下の項目を満たすものを抽出する。

[固縛対象物（設計飛来物の及ぼす影響に包含されない物）の選定]

- ・運動エネルギーが設計飛来物に設定している鋼製材の 146.6kJ より大きいもの。
- ・コンクリートに対する貫通力（貫通限界厚さ）が設計飛来物に設定している鋼製材の 22.5cm より大きいもの。
- ・鋼板に対する貫通力（貫通限界厚さ）が設計飛来物に設定している鋼製材の 27.6mm より大きいもの。

設計飛来物に包含されない資機材等は、外部事象防護対象施設等及び防護対策施設までの距離又は障害物の有無を考慮し、離隔（退避を含む）の対策を講じることができない資機材等は外部事象防護対象施設等及び防護対策施設に波及的影響を及ぼす可能性があることから固定又は固縛する。

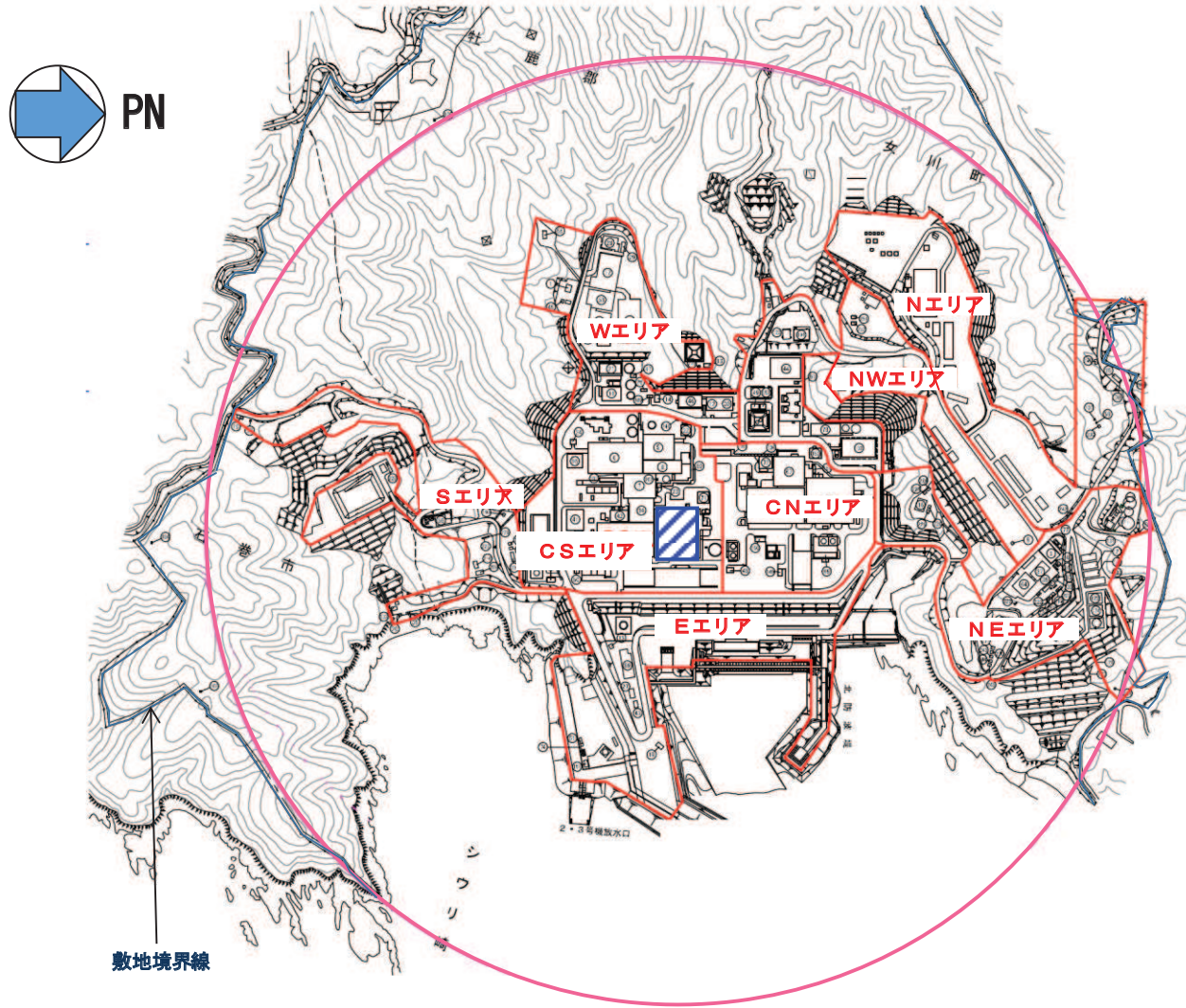
なお、評価に用いた解析コード「TONBOS」の検証、妥当性確認等の概要については、添付書類「VI-5 計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

固縛対象物の選定フローを図 4-2 に示す。


4.2 屋外の重大事故等対処設備

屋外の重大事故等対処設備のうち、固縛を必要とする重大事故等対処設備（以下「固縛対象設備」という。）は、設計竜巻の風圧力による荷重により飛散し、外部事象防護対象施設等に影響を及ぼす可能性のあるもの、また、設計基準事故対処設備等や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に影響を及ぼす可能性のあるものを選定する。

固縛対象設備を表 4-3 に示す。



凡例

 : 原子炉建屋

エリア記号	エリア名称
C N , C S	防護区域内
E	敷地内の東
N	敷地内の北
N E	敷地内の北東
N W	敷地内の北西
S	敷地の南
W	敷地内の西

図 4-1 発電所における現地調査範囲図

表 4-1 発電所における竜巻防護の観点から想定すべき主な飛来物の一覧表

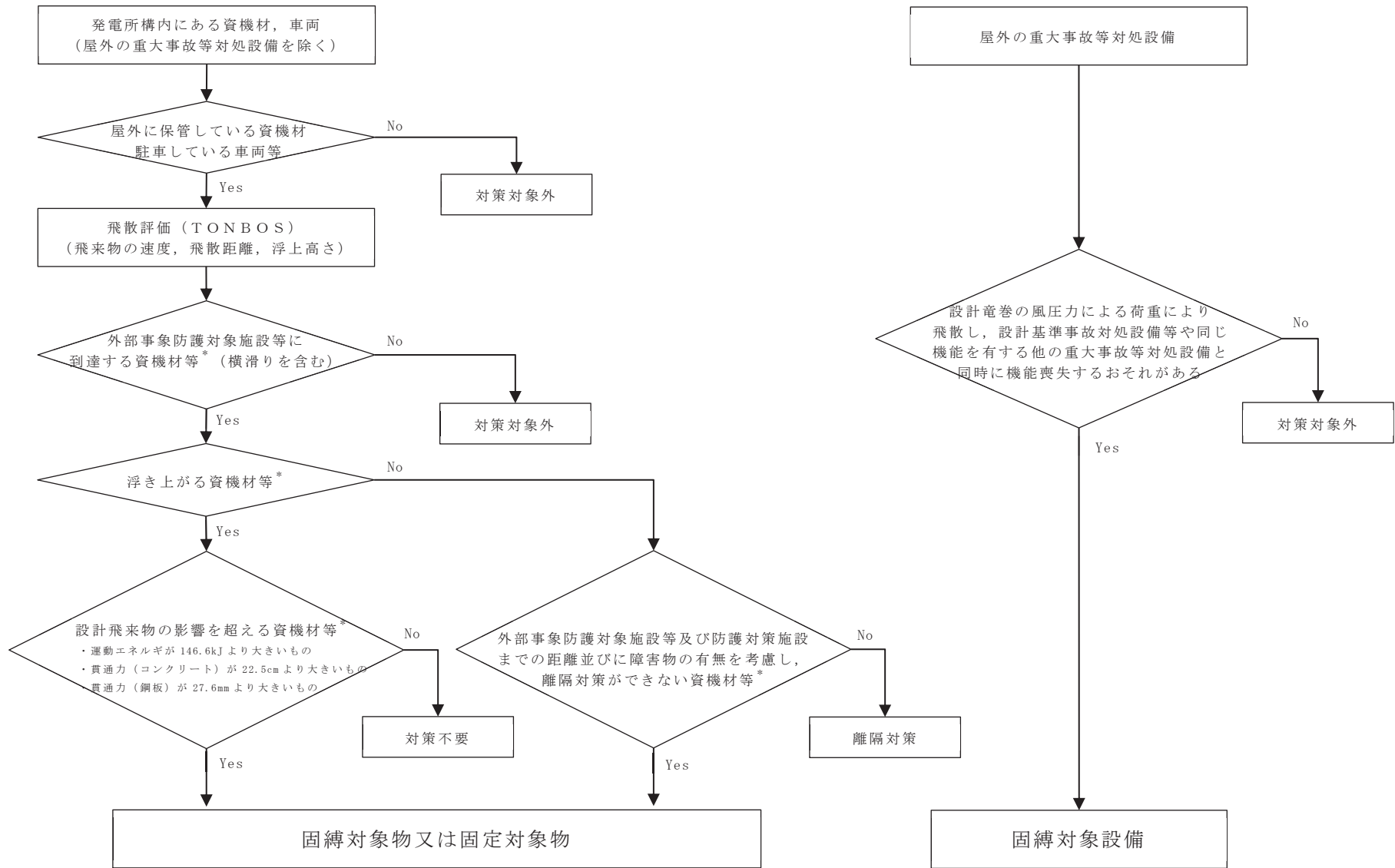
棒状	板状	塊状	その他
<ul style="list-style-type: none"> ・形鋼 ・電柱 ・(ガイド) 鋼製材* ・鉄パイプ ・(ガイド) 鉄パイプ* ・配管 ・雨どい 	<ul style="list-style-type: none"> ・大型鋼製枠 ・敷き鉄板 ・コンクリート板 ・(ガイド) コンクリート板* ・マンホール蓋 ・外壁 ・屋根 (鋼板) ・シャッター ・扉 ・ガラス窓 ・手すり 	<ul style="list-style-type: none"> ・コンテナボックス ・(ガイド) コンテナボックス* ・フォークリフト ・コンクリート塊 ・発電機 ・自動販売機 ・家庭用室外機 ・砂利 ・鋼製階段 ・照明器具 ・アンテナ 	<ul style="list-style-type: none"> ・循環水ポンプインペラ ・循環水ポンプ架台 ・ポンプケーシング ・(ガイド) トラック* ・乗用車 ・バス ・トレーラー ・オールテレーンクレーン ・大型鋼管 ・ガスボンベ ・加熱器バスケット

* 竜巻影響評価ガイドにおいてサイズ及び質量が記載されている物品。

注：各ジャンルにおける代表的な形状にて整理した表であり、ジャンル内の物品全てが同一の形状となるわけではない。

表 4-2 飛来物の抗力係数

想定飛来物形状	C_{D1}	C_{D2}	C_{D3}
棒状物体	2.0	0.7 (円形断面) 1.2 (矩形断面)	0.7 (円形断面) 1.2 (矩形断面)
板状物体	1.2	1.2	2.0
塊状物体	2.0	2.0	2.0



注記：*資機材等は資機材，車両を示す。

図 4-2 固縛対象物等及び固縛対象設備の選定フロー

表 4-3 屋外の重大事故等対処設備のうち固縛を必要とする固縛対象設備一覧

固縛対象設備	設備区分
大容量送水ポンプ (タイプⅠ)	可搬
大容量送水ポンプ (タイプⅡ)	可搬
ホース延長回収車	可搬
取水用ホース	可搬
送水用ホース	可搬
注水用ヘッダ	可搬
原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット	可搬
耐熱ホース	可搬
除熱用ヘッダ	可搬
可搬型窒素ガス供給装置	可搬
窒素供給用ホース	可搬
窒素供給用ヘッダ	可搬
放水砲	可搬
泡消火薬剤混合装置	可搬
シルトフェンス	可搬
小型船舶	可搬
可搬型モニタリングポスト	可搬
ブルドーザ	可搬
バックホウ	可搬
電源車	可搬
電源車 (緊急時対策所用)	可搬
タンクローリ	可搬
給油用ホース	可搬
軽油払出用ホース	可搬
代替気象観測設備	可搬

VI-1-1-2-3-3 竜巻防護に関する施設的设计方針

目 次

1. 概要	1
2. 設計の基本方針	1
3. 要求機能及び性能目標	2
3.1 外部事象防護対象施設	2
3.2 重大事故等対処設備	9
3.3 防護対策施設	10
3.4 竜巻より防護すべき施設を内包する施設	12
3.5 外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼす可能性がある施設	13
3.6 竜巻随件事象を考慮する施設	15
4. 機能設計	16
4.1 外部事象防護対象施設	16
4.2 重大事故等対処設備	20
4.3 防護対策施設	20
4.4 竜巻より防護すべき施設を内包する施設	21
4.5 外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼす可能性がある施設	22
4.6 竜巻随件事象を考慮する施設	24

1. 概要

本資料は、添付書類「VI-1-1-2-3-1 竜巻への配慮に関する基本方針」及び添付書類「VI-1-1-2-3-2 竜巻の影響を考慮する施設及び固縛対象物の選定」に基づき、竜巻防護に関する施設の施設分類、要求機能及び性能目標を明確にし、各施設分類の機能設計及び構造強度設計に関する設計方針について説明するものである。

2. 設計の基本方針

発電所に影響を与える可能性がある竜巻の発生により、添付書類「VI-1-1-2-3-1 竜巻への配慮に関する基本方針」にて設定している竜巻より防護すべき施設が、その安全機能又は重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないようにするため、竜巻の影響を考慮する施設の設計を行う。竜巻の影響を考慮する施設は、添付書類「VI-1-1-2-3-1 竜巻への配慮に関する基本方針」にて設定している設計竜巻に対して、その機能が維持できる設計とする。

竜巻の影響を考慮する施設の設計に当たっては、添付書類「VI-1-1-2-3-1 竜巻への配慮に関する基本方針」にて設定している竜巻防護設計の目的及び添付書類「VI-1-1-2-3-2 竜巻の影響を考慮する施設及び固縛対象物の選定」にて選定している施設の分類を踏まえて、施設分類ごとの要求機能を整理するとともに、施設ごとに機能設計上の性能目標及び構造強度設計上の性能目標を定める。

竜巻の影響を考慮する施設の機能設計上の性能目標を達成するため、施設分類ごとに各機能の設計方針を示す。

竜巻の影響を考慮する施設の設計フローを図 2-1 に示す。

竜巻の影響を考慮する施設が構造強度設計上の性能目標を達成するための施設ごとの構造強度の設計方針等については、添付書類「VI-3-別添 1 竜巻への配慮が必要な施設の強度に関する説明書」に示すこととし、竜巻防護ネット等の防護対策施設を除く竜巻の影響を考慮する施設の強度計算の方針を添付書類「VI-3-別添 1-1 竜巻への配慮が必要な施設の強度計算の方針」に、防護対策施設の強度計算の方針を添付書類「VI-3-別添 1-2 防護対策施設の強度計算の方針」に示す。

なお、竜巻の影響に対する防護機能を期待する扉は、竜巻により防護すべき施設を内包する施設を構成する建具であることから、扉の強度計算の方針は原子炉建屋の一部として、添付書類「VI-3-別添 1-1 竜巻への配慮が必要な施設の強度計算の方針」に示す。

また、屋外の重大事故等対処設備の固縛装置の強度計算の方針を添付書類「VI-3-別添 1-3 屋外重大事故等対処設備の固縛装置の強度計算の方針」に示す。また、竜巻防護措置として設置する防護対策施設については、外部事象防護対象施設への地震による波及的影響を防止する設計としている。耐震計算の方針、方法及び結果については、添付書類「VI-2 耐震性に関する説明書」に示す。

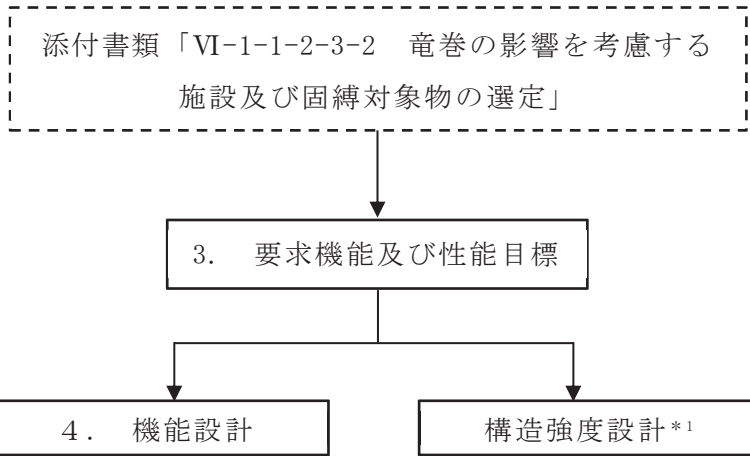


図 2-1 施設の設計フロー*2

注記 *1：添付書類「VI-3-別添 1 竜巻への配慮が必要な施設の強度に関する説明書」

*2：フロー中の番号は本資料での記載箇所の章を示す。

3. 要求機能及び性能目標

竜巻防護対策を実施する目的として、添付書類「VI-1-1-2-3-1 竜巻への配慮に関する基本方針」において、発電所に影響を与える可能性がある竜巻の発生に伴い、外部事象防護対象施設の安全機能を損なうおそれがないこと及び重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないこととしている。また、施設の種類については、添付書類「VI-1-1-2-3-2 竜巻の影響を考慮する施設及び固縛対象物の選定」において、外部事象防護対象施設、重大事故等対処設備、防護対策施設、竜巻より防護すべき施設を内包する施設、外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼす可能性がある施設及び竜巻随伴事象を考慮する施設に分類している。これらを踏まえ、施設分類ごとの要求機能を整理するとともに、施設分類ごとの要求機能を踏まえた施設ごとの機能設計上の性能目標及び構造強度設計上の性能目標を設定する。

3.1 外部事象防護対象施設

(1) 屋外の外部事象防護対象施設

a. 施設

- (a) 原子炉補機冷却海水ポンプ
- (b) 高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプ
- (c) 高圧炉心スプレー補機冷却海水系ストレーナ
- (d) 復水貯蔵タンク
- (e) 配管及び弁（原子炉補機冷却海水ポンプ、高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプ周り）
- (f) 非常用ガス処理系（屋外配管）

- (g) 排気筒
- (h) 原子炉建屋

b. 要求機能

屋外の外部事象防護対象施設は、設計竜巻の風圧力、気圧差及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、施設の安全機能を損なわないことが要求される。

c. 性能目標

屋外の外部事象防護対象施設のうち、設計飛来物に対して、構造強度により安全機能を維持できない原子炉補機冷却海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレナ、配管及び弁（原子炉補機冷却海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ周り）は、設計飛来物を外部事象防護対象施設に衝突させないことを目的として防護対策施設である海水ポンプ室竜巻防護対策施設（竜巻防護ネット）を設置する。

防護対策施設については、「3.3 防護対策施設」に記載する。

(a) 原子炉補機冷却海水ポンプ

防護対策施設に内包される原子炉補機冷却海水ポンプは、設計竜巻の風圧力、気圧差及び竜巻防護ネットを通過する飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、電源を確保するとともに、ポンプの機能を維持することにより原子炉補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

防護対策施設に内包される原子炉補機冷却海水ポンプは、設計竜巻の風圧力による荷重、気圧差による荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、ポンプの機能を維持することにより原子炉補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するために、海水ポンプ室床面のコンクリート基礎に本体を基礎ボルトで固定するとともに、ポンプの機能維持に必要な付属品を本体にボルト固定し、主要な構造部材が海水の送水機能を維持可能な構造強度を有すること及び海水を送水するための動的機能を維持することを構造強度設計上の性能目標とする。

また、防護対策施設に内包される原子炉補機冷却海水ポンプは、竜巻防護ネットを通過する飛来物による衝撃荷重に対し、海水により原子炉補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するために、有意な変形を生じない設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(b) 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ

防護対策施設に内包される高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、設計竜巻の風圧力、気圧差及び竜巻防護ネットを通過する飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、電源を確保するとともに、ポンプの機能を維持

することにより高圧炉心スプレイ補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

防護対策施設に内包される高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、設計竜巻の風圧力による荷重、気圧差による荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、ポンプの機能を維持することにより高圧炉心スプレイ補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するために、海水ポンプ室床面のコンクリート基礎に本体を基礎ボルトで固定するとともに、ポンプの機能維持に必要な付属品を本体にボルト固定し、主要な構造部材が海水の送水機能を維持可能な構造強度を有すること及び海水を送水するための動的機能を維持することを構造強度設計上の性能目標とする。

また、防護対策施設に内包される高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、竜巻防護ネットを通過する飛来物による衝撃荷重に対し、海水により高圧炉心スプレイ補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するために、有意な変形を生じない設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(c) 高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ

防護対策施設に内包される高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナは、設計竜巻の風圧力、気圧差及び竜巻防護ネットを通過する飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、高圧炉心スプレイ補機冷却水系負荷を冷却する機能を保持維持することを機能設計上の性能目標とする。

防護対策施設に内包される高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナは、設計竜巻の風圧力による荷重、気圧差による荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、ストレーナに接続する配管を海水ポンプ室床面にてサポートで支持し、主要な構造部材が海水中の固形物を除去する機能を維持可能な構造強度を有する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

また、防護対策施設に内包される高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナは、竜巻防護ネットを通過する飛来物による衝撃荷重に対し、有意な変形を生じない設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(d) 復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンクは、設計竜巻の風圧力、気圧差に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、炉心を冷却する機能を維持する設計とし、設計飛来物の衝突による損傷に対し、炉心冷却のための水源を保有することを機能設計上の性能目標とする。

復水貯蔵タンクは、設計竜巻の風圧力、気圧差による荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、復水貯蔵タンクエリアに設けたコンクリート基礎に基礎ボルトで固定し、主要な構造部材が炉心冷却のための水源を保有する機能を保持可能な構造強度を有することを構造強度設計上の性能目標とする。

また、設計飛来物の衝突に対しては、変形が生じた場合においても、炉心冷却のための水源を保有する機能を維持可能な状態に留まる設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

- (e) 配管及び弁（原子炉補機冷却海水ポンプ，高压炉心スプレー補機冷却海水ポンプ周り）

防護対策施設に内包される配管及び弁は、設計竜巻の風圧力、気圧差及び竜巻防護ネットを通過する飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、原子炉補機冷却水系負荷を冷却する機能及び高压炉心スプレー補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

防護対策施設に内包される配管及び弁は、設計竜巻の風圧力による荷重、気圧差による荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、海水ポンプ室床面に設けたコンクリート基礎、支持架構等に固定又は壁面にサポートで支持し、主要な構造部材が流路を確保する機能を維持可能な構造強度を有する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

また、防護対策施設に内包される配管及び弁は、竜巻防護ネットを通過する飛来物による衝撃荷重に対し、有意な変形を生じない設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

- (f) 非常用ガス処理系（屋外配管）

非常用ガス処理系（屋外配管）は、設計竜巻の風圧力に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、事故時に放射性物質を除去した気体を屋外に排気する機能を維持する設計とし、設計飛来物の衝突による損傷に対し、閉塞することはないことにより、設計基準事故時における安全機能を損なわない設計とすることを機能設計上の性能目標とする。

非常用ガス処理系（屋外配管）は、設計竜巻の風圧力による荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、原子炉建屋の壁面にサポートで支持し、主要な構造部材が流路を確保する機能を維持可能な構造強度を有することを構造強度設計上の性能目標とする。

なお、設計竜巻の気圧差については、外気と通じており気圧差は発生しないことから考慮しない。

- (g) 排気筒

排気筒は、設計竜巻の風圧力に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、建屋内の空気を大気に排気する機能を維持することを機能設計上の性能目標とし、設計飛来物の衝突による損傷に対し、閉塞することはないことにより、設計基準事故時における安全機能を損なわない設計とすることを機能設計上の性能目標とする。

排気筒は、設計竜巻の風圧力による荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、

排気筒の支持架構にサポートで支持し、主要な構造部材が流路を確保する機能を維持可能な構造強度を有することを構造強度設計上の性能目標とする。

なお、設計竜巻の気圧差については、外気と通じており気圧差は発生しないことから考慮しない。

(h) 原子炉建屋

原子炉建屋は、設計竜巻の風圧力、気圧差及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、放射性物質の閉じ込め機能及び放射線の遮蔽機能を維持すること、さらに原子炉建屋は、竜巻より防護すべき施設を内包する施設でもあるため、設計竜巻の風圧力、気圧差及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、設計飛来物が竜巻より防護すべき施設に衝突することを防止可能なものとし、竜巻より防護すべき施設として必要な機能を損なわないよう、波及的影響を与えないものとするを機能設計上の性能目標とする。

原子炉建屋は、設計竜巻荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、構造骨組の構造健全性が維持されるとともに、屋根、壁及び開口部（扉類）が破損せず閉じ込め機能を維持可能な構造強度を有すること、設計飛来物が竜巻より防護すべき施設に衝突することを防止するために、設計飛来物が竜巻より防護すべき施設を内包する施設の外殻を構成する部材を貫通せず、また、竜巻より防護すべき施設に波及的影響を与えないために、竜巻より防護すべき施設を内包する施設の外殻を構成する部材自体の転倒及び脱落が生じない設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(2) 外気と繋がっている屋内の外部事象防護対象施設

a. 施設

- (a) 角ダクト及び丸ダクト（中央制御室換気空調系、計測制御電源室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系）
- (b) ダンパ（中央制御室換気空調系、計測制御電源室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系）
- (c) 隔離弁（中央制御室換気空調系隔離弁、原子炉棟給排気隔離弁（原子炉建屋原子炉棟換気空調系））
- (d) ファン（中央制御室換気空調系、計測制御電源室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系）
- (e) 軽油タンク（燃料移送ポンプ等を含む。）

b. 要求機能

外気と繋がっている屋内の外部事象防護対象施設は、設計竜巻の風圧力、気圧差及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、施設の安全機能を損なわないことが要求される。

c. 性能目標

- (a) 角ダクト及び丸ダクト（中央制御室換気空調系，計測制御電源室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系）

外気と繋がっている中央制御室換気空調系，計測制御電源室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系の角ダクト及び丸ダクトは，設計竜巻の気圧差に対し，竜巻時及び竜巻通過後においても，換気空調を行う機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

外気と繋がっている中央制御室換気空調系，計測制御電源室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系の角ダクト及び丸ダクトは，設計竜巻の気圧差による荷重及びその他考慮すべき荷重に対し，原子炉建屋及び制御建屋の壁面等にサポートで支持し，主要な構造部材が流路を確保する機能を維持可能な構造強度を有する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

なお，設計竜巻による風圧力による荷重及び設計飛来物による衝撃荷重については，建屋により防護されることから考慮しない。

- (b) ダンパ（中央制御室換気空調系，計測制御電源室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系）

外気と繋がっている中央制御室換気空調系，計測制御電源室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系のダンパは，設計竜巻の気圧差に対し，竜巻時及び竜巻通過後においても，換気空調を行う機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

外気と繋がっている中央制御室換気空調系，計測制御電源室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系のダンパは，設計竜巻の気圧差による荷重及びその他考慮すべき荷重に対し，中央制御室換気空調系，計測制御電源室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系のダクトに固定し，開閉可能な機能及び閉止性の維持を考慮して主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

なお，設計竜巻による風圧力による荷重及び設計飛来物による衝撃荷重については，建屋及び防護対策施設により防護されることから考慮しない。

- (c) 隔離弁（中央制御室換気空調系隔離弁，原子炉棟給排気隔離弁（原子炉建屋原子炉棟換気空調系））

外気と繋がっている中央制御室換気空調系隔離弁及び原子炉棟給排気隔離弁（原子炉建屋原子炉棟換気空調系）は，設計竜巻の気圧差に対し，竜巻時及び竜巻通過後においても，換気空調を行う機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

外気と繋がっている中央制御室換気空調系及び原子炉棟給排気隔離弁（原子炉建屋原子炉棟換気空調系）は，設計竜巻の気圧差による荷重及びその他考慮

すべき荷重に対し，中央制御室換気空調系及び原子炉建屋原子炉棟換気空調系のダクトに固定し，開閉可能な機能及び閉止性の維持を考慮して主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

なお，設計竜巻による風圧力による荷重及び設計飛来物による衝撃荷重については，建屋により防護されることから考慮しない。

- (d) ファン（中央制御室換気空調系，計測制御電源室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系）

外気と繋がっている中央制御室換気空調系，計測制御電源室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系のファンは，設計竜巻の気圧差に対し，竜巻時及び竜巻通過後においても，換気空調を行う機能又は放射性物質の放出低減機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

外気と繋がっている中央制御室換気空調系，計測制御電源室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系のファンは，設計竜巻の気圧差による荷重及びその他考慮すべき荷重に対し，原子炉建屋及び制御建屋の床面等の基礎に固定し，主要な構造部材が必要な風量を送風する機能を維持可能な構造強度を有する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

なお，設計竜巻による風圧力による荷重及び設計飛来物による衝撃荷重については，建屋及び防護対策施設により防護されることから考慮しない。

- (e) 軽油タンク（燃料移送ポンプ等を含む。）

外気と繋がっている軽油タンク（燃料移送ポンプ等を含む。）は設計竜巻の気圧差に対し，竜巻時及び竜巻通過後においても，非常用高圧母線へ7日間の電源供給が継続できるよう燃料補給を行う機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

外気と繋がっている軽油タンク（燃料移送ポンプ等を含む。）は設計竜巻の気圧差による荷重及びその他考慮すべき荷重に対し，軽油タンク室及び軽油タンク室（H）に設けた基礎に固定し，主要な構造部材が非常用高圧母線へ7日間の電源供給が継続できるよう燃料補給する機能を維持可能な構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

なお，設計竜巻による風圧力による荷重及び設計飛来物による衝撃荷重については，軽油タンク室及び軽油タンク室（H）により防護されることから考慮しない。

(3) 建屋等による飛来物の防護が期待できない屋内の外部事象防護対象施設

a. 施設

ダンパ及びファン（原子炉補機室換気空調系）

b. 要求機能

建屋等による飛来物の防護が期待できない屋内の外部事象防護対象施設は、設計竜巻の風圧力、気圧差及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、施設の安全機能を損なわないことが要求される。

c. 性能目標

ダンパ及びファン（原子炉補機室換気空調系）は建屋内に設置しているが、ダンパ及びファン（原子炉補機室換気空調系）の一部については、設計飛来物の衝突に対し、建屋の構造部材の一部である開口部建具による防護機能が期待できない。

これらの施設は、設計飛来物の衝突に対して構造強度により安全機能を維持できないことから、設計飛来物を外部事象防護対象施設に衝突させないことを目的として、防護対策施設である原子炉補機室換気空調系開口部防護対策施設（竜巻防護鋼板）を設置する。防護対策施設については、「3.3 防護対策施設」に記載する。

3.2 重大事故等対処設備

(1) 施設

屋外に設置している重大事故等対処設備については、添付書類「VI-1-1-2-別添 1 屋外に設置されている重大事故等対処設備の抽出」に示す。

(2) 要求機能

屋外の重大事故等対処設備は、設計竜巻の風圧力に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないこと及び設計基準事故対処設備等や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備が同時に損傷する可能性がある場合には飛来物とならないことが要求される。

(3) 性能目標

屋外の重大事故等対処設備は、設計竜巻の風圧力に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう、位置的分散を考慮した設置又は保管とともに、設計基準事故対処設備等や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突し、損傷する可能性がある場合には、浮き上がり又は横滑りを拘束することを機能設計上の性能目標とする。

屋外の重大事故等対処設備は、設計竜巻の風圧力に対し、位置的分散を考慮した設置又は保管とすることから、構造強度設計上の性能目標は設定しない。

なお、屋外の重大事故等対処設備の浮き上がり又は横滑りを拘束するために設置

する固縛装置は、設計竜巻の風圧力による荷重に対し、屋外の重大事故等対処設備が浮き上がり又は横滑りにより設計基準事故対処設備等や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突し、損傷することを防止するために保管場所又は設置場所に設置することとし、浮き上がり又は横滑りしない機能を維持可能な構造強度を有する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

具体的な位置的分散については、添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

3.3 防護対策施設

(1) 施設

- a. 海水ポンプ室竜巻防護対策施設（竜巻防護ネット）
- b. 原子炉補機室換気空調系開口部防護対策施設（竜巻防護鋼板）

(2) 要求機能

防護対策施設は、設計竜巻の風圧力、気圧差による荷重及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、外部事象防護対象施設が必要な機能を損なわないよう、外部事象防護対象施設に設計飛来物が衝突することを防止し、また、外部事象防護対象施設に波及的影響を与えないことが要求される。

(3) 性能目標

- a. 海水ポンプ室竜巻防護対策施設（竜巻防護ネット）

海水ポンプ室竜巻防護対策施設（竜巻防護ネット）は、ネット、防護板及び支持部材で構成し、設計竜巻の風圧力及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、設計飛来物が外部事象防護対象施設へ衝突することを防止可能なものとし、また、外部事象防護対象施設が有する安全機能を損なわないよう、波及的影響を与えないことを機能設計上の性能目標とする。

海水ポンプ室竜巻防護対策施設（竜巻防護ネット）のうちネットは、設計竜巻の風圧力による荷重、設計飛来物の鋼製材による衝撃荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、設計飛来物の鋼製材が外部事象防護対象施設へ衝突することを防止するために、主要な部材が破断せず、たわみが生じても、設計飛来物の鋼製材が外部事象防護対象施設と衝突しないよう捕捉できる設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

海水ポンプ室竜巻防護対策施設（竜巻防護ネット）のうち防護板は、設計竜巻の風圧力による荷重、設計飛来物の鋼製材による衝撃荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、設計飛来物の鋼製材が外部事象防護対象施設へ衝突することを防止するために、設計飛来物が防護板を構成する主要な構造部材を貫通せず、十分な構造強度を有する設計とし、また、外部事象防護対象施設に波及的影響を与えないために、防護板を構成する部材自体の転倒及び脱落を生じない設計とすること

を構造強度設計上の性能目標とする。

海水ポンプ室竜巻防護対策施設（竜巻防護ネット）のうち支持部材は，設計竜巻の風圧力による荷重，設計飛来物の鋼製材による衝撃荷重及びその他考慮すべき荷重に対し，設計飛来物の鋼製材が外部事象防護対象施設へ衝突することを防止するために，設計飛来物が支持部材を構成する主要な構造部材を貫通せず，ネット及び防護板を支持する機能を維持可能な構造強度を有する設計とし，また，外部事象防護対象施設に波及的影響を与えないために，支持部材を構成する部材自体の転倒及び脱落を生じない設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

なお，設計竜巻による気圧差による荷重については，外気と通じており気圧差は発生しないことから考慮しない。

b. 原子炉補機室換気空調系開口部防護対策施設（竜巻防護鋼板）

原子炉補機室換気空調系開口部防護対策施設（竜巻防護鋼板）は，防護鋼板及び架構で構成し，設計竜巻の風圧力及び設計飛来物の衝突に対し，竜巻時及び竜巻通過後においても，設計飛来物が外部事象防護対象施設に衝突することを防止可能なものとし，また，外部事象防護対象施設が必要な機能を損なわないよう，波及的影響を与えないことを機能設計上の性能目標とする。

原子炉補機室換気空調系開口部防護対策施設（竜巻防護鋼板）のうち防護鋼板は，設計竜巻の風圧力による荷重，設計飛来物の鋼製材による衝撃荷重及びその他考慮すべき荷重に対し，設計飛来物の鋼製材が外部事象防護対象施設へ衝突することを防止するために，設計飛来物が防護鋼板を構成する主要な構造部材を貫通せず，十分な構造強度を有する設計とし，また，外部事象防護対象施設に波及的影響を与えないために，防護鋼板を構成する部材自体の転倒及び脱落を生じない設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

原子炉補機室換気空調系開口部防護対策施設（竜巻防護鋼板）のうち架構は，設計竜巻の風圧力による荷重，設計飛来物の鋼製材による衝撃荷重及びその他考慮すべき荷重に対し，設計飛来物の鋼製材が外部事象防護対象施設へ衝突することを防止するために，設計飛来物が架構の外殻を構成する主要な構造部材を貫通せず，防護鋼板を支持する機能を維持可能な構造強度を有する設計とし，また，外部事象防護対象施設に波及的影響を与えないために，架構の外殻を構成する部材自体の転倒及び脱落を生じない設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

なお，設計竜巻による気圧差による荷重については，外気と通じており気圧差は発生しないことから考慮しない。

3.4 竜巻より防護すべき施設を内包する施設

(1) 施設

- a. 制御建屋
- b. タービン建屋
- c. 軽油タンク室及び軽油タンク室（H）

(2) 要求機能

竜巻より防護すべき施設を内包する制御建屋，タービン建屋，軽油タンク室及び軽油タンク室（H）は，設計竜巻の風圧力，気圧差及び設計飛来物の衝突に対し，竜巻時及び竜巻通過後においても，設計飛来物が竜巻より防護すべき施設に衝突することを防止可能なものとし，竜巻より防護すべき施設として必要な機能を損なわないよう，波及的影響を与えないものとするのが要求される。

(3) 性能目標

- a. 制御建屋及びタービン建屋

制御建屋及びタービン建屋は，設計竜巻の風圧力，気圧差及び設計飛来物の衝突に対し，竜巻時及び竜巻通過後においても，設計飛来物が竜巻より防護すべき施設に衝突することを防止可能なものとし，竜巻より防護すべき施設として必要な機能を損なわないよう，波及的影響を与えないものとするを機能設計上の性能目標とする。

制御建屋及びタービン建屋は，設計竜巻荷重及びその他考慮すべき荷重に対し，設計飛来物が竜巻より防護すべき施設に衝突することを防止するために，設計飛来物が竜巻より防護すべき施設を内包する施設の外殻を構成する部材を貫通せず，また，竜巻より防護すべき施設に波及的影響を与えないために，竜巻より防護すべき施設を内包する施設の外殻を構成する部材自体の転倒及び脱落が生じない設計とすることを，構造強度設計上の性能目標とする。

- b. 軽油タンク室及び軽油タンク室（H）

軽油タンク室及び軽油タンク室（H）は，地下埋設されており風圧力による荷重は作用しないことから，設計竜巻による気圧差及び設計飛来物の衝突に対し，竜巻時及び竜巻通過後においても，設計飛来物が竜巻より防護すべき施設に衝突することを防止可能なものとし，竜巻より防護すべき施設として必要な機能を損なわないよう，波及的影響を与えないものとするを機能設計上の性能目標とする。

軽油タンク室及び軽油タンク室（H）は，設計竜巻の気圧差による荷重，設計飛来物の衝撃荷重及びその他考慮すべき荷重に対し，設計飛来物が竜巻より防護すべき施設に衝突することを防止するために，設計飛来物が竜巻より防護すべき施設を内包する施設の外殻を構成する部材を貫通せず，また，竜巻より防護すべき施設に波及的影響を与えないために，竜巻より防護すべき施設を内包する施設

の外殻を構成する部材自体の転倒及び脱落が生じない設計とすることを、構造強度設計上の性能目標とする。

3.5 外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼす可能性がある施設

(1) 施設

a. 機械的影響を及ぼす可能性がある施設

- (a) 補助ボイラー建屋
- (b) 第1号機制御建屋
- (c) サイトバンカ建屋
- (d) 海水ポンプ室門型クレーン
- (e) 発電所敷地の屋外に保管する重大事故等対処設備及び資機材等

b. 機能的影響を及ぼす可能性がある施設

- (a) 非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）排気消音器
- (b) 非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）付属ミスト配管及び軽油タンクベント配管

(2) 要求機能

外部事象防護対象施設は、機械的及び機能的な波及的影響により、設計竜巻の風圧力、気圧差及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、施設の安全機能を損なわないことが要求される。

(3) 性能目標

a. 機械的影響を及ぼす可能性がある施設

- (a) 補助ボイラー建屋，第1号機制御建屋，サイトバンカ建屋

補助ボイラー建屋，第1号機制御建屋，サイトバンカ建屋は、設計竜巻の風圧力、気圧差及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、機械的な波及的影響により、竜巻より防護すべき施設が必要な機能を損なわないように、竜巻より防護すべき施設を内包するタービン建屋及び制御建屋へ波及的影響を及ぼさないものとするを機能設計上の性能目標とする。

補助ボイラー建屋，第1号機制御建屋，サイトバンカ建屋は、設計竜巻荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、竜巻より防護すべき施設を内包するタービン建屋及び制御建屋に接触による影響を及ぼさない設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

- (b) 海水ポンプ室門型クレーン

海水ポンプ室門型クレーンは設計竜巻の風圧力及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻の襲来が予測される場合には、クレーン作業を中止し、外部事象防護対象施設に影響を及ぼさない停留位置へ固定を行う運用等により、竜巻より防護す

べき施設の必要な機能を損なわないように、竜巻より防護すべき施設である原子炉補機冷却海水ポンプ等へ波及的影響を及ぼさないものとするを機能設計上の性能目標とする。

海水ポンプ室門型クレーンは、設計竜巻の風圧力による荷重、設計飛来物による衝撃荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、海水ポンプ室門型クレーンを停留位置に固定するための主要な部材が構造強度を有することで接触による影響を及ぼさない設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

なお、設計竜巻による気圧差による荷重については、外気と通じており気圧差は発生しないことから考慮しない。

(c) 発電所敷地の屋外に保管する重大事故等対処設備及び資機材等

外部事象防護対象施設等は、屋外に保管する重大事故等対処設備及び資機材等による機械的な波及的影響により、外部事象防護対象施設の安全機能を損なわないよう、屋外に保管する重大事故等対処設備及び資機材等は固縛、固定又は外部事象防護対象施設等からの離隔対策を実施し、外部事象防護対象施設の安全機能に影響を及ぼす飛来物とならないことを機能設計上の性能目標とする。

これら重大事故等対処設備及び資機材等は固縛、固定又は外部事象防護対象施設等からの離隔対策により、外部事象防護対象施設の安全機能に影響を及ぼすような飛来物とならない運用とすることから、構造強度上の性能目標は設定しない。

b. 機能的影響を及ぼす可能性がある施設

(a) 非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）排気消音器

非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）排気消音器は、設計竜巻の風圧力及び設計飛来物による衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、機能的な波及的影響により、ディーゼル発電機が必要な機能を損なわないように、設計竜巻の風圧力に対し、非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）排気消音器が排気機能を維持する設計とし、設計飛来物の衝突に対し、非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）排気消音器が機能の一部を喪失しても速やかに外部事象防護対象施設の安全機能を復旧する設計とすることを機能設計上の性能目標とする。

非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）排気消音器は、設計竜巻の風圧力による荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、排気機能を維持するため、原子炉建屋屋上面に設けたコンクリート基礎に本体を基礎ボルトで固定し、主要な構造部材が排気機能を維持可能な構造強度を有することを構造強度設計上の性能目標とする。

なお、設計竜巻による気圧差による荷重については、外気と通じており気圧差は発生しないことから考慮しない。

- (b) 非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）
 付属ミスト配管及び軽油タンクベント配管

非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）
 付属ミスト配管及び軽油タンクベント配管は、設計竜巻の風圧力、気圧差及び設計飛来物による衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、機能的な波及的影響により、ディーゼル発電機が必要な機能を損なわないように、設計竜巻の風圧力及び気圧差に対し、非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）付属ミスト配管及び軽油タンクベント配管が通気機能を維持する設計とし、設計飛来物の衝突に対し、非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）付属ミスト配管及び軽油タンクベント配管が機能の一部を喪失しても速やかに外部事象防護対象施設の安全機能を復旧する設計とすることを機能設計上の性能目標とする。

非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）
 付属ミスト配管及び軽油タンクベント配管は、設計竜巻の風圧力による荷重、気圧差による荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、通気機能を維持するために、サポートによる支持で建屋壁面や軽油タンク室等に固定し、主要な構造部材が通気機能を保持可能な構造強度を有することを構造強度設計上の性能目標とする。

3.6 竜巻随件事象を考慮する施設

(1) 施設

- a. 屋外の危険物貯蔵施設等（火災）
- b. 原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ（火災）
- c. 屋外タンク等（溢水）
- d. 送電線等（外部電源喪失）

(2) 要求機能

竜巻随件事象を考慮する施設は、設計竜巻の風圧力、気圧差及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、竜巻随件事象により外部事象防護対象施設の安全機能を損なうおそれのないことが要求される。

(3) 性能目標

- a. 屋外の危険物貯蔵施設等（火災）

屋外の危険物貯蔵施設等は、設計竜巻の風圧力、気圧差及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、火災を発生させない又は火災が発生しても他の原因による火災の影響の範囲内に収まることを機能設計上の性能目標

とする。

- b. 原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ（火災）
原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは，設計竜巻の風圧力，気圧差及び設計飛来物の衝突に対し，竜巻時及び竜巻通過後においても，火災を発生させない又は火災が発生しても他の原因による火災の影響の範囲内に収まることを機能設計上の性能目標とする。
- c. 屋外タンク等（溢水）
屋外タンク等は，設計竜巻の風圧力，気圧差及び設計飛来物の衝突に対し，竜巻時及び竜巻通過後においても，溢水を発生させない又は溢水が発生しても他の原因による溢水の影響の範囲内に収まることを機能設計上の性能目標とする。
- d. 送電線等（外部電源喪失）
送電線等は，設計竜巻の風圧力，気圧差及び設計飛来物の衝突に対し，竜巻時及び竜巻通過後においても，外部電源喪失を発生させない又は外部電源喪失が発生しても代替設備による電源供給ができることを機能設計上の性能目標とする。

4. 機能設計

添付書類「VI-1-1-2-3-1 竜巻への配慮に関する基本方針」で設定している設計竜巻に対し，「3. 要求機能及び性能目標」で設定している竜巻の影響を考慮する施設の機能設計上の性能目標を達成するために，各施設の機能設計の方針を定める。

4.1 外部事象防護対象施設

(1) 屋外の外部事象防護対象施設

a. 原子炉補機冷却海水ポンプの設計方針

原子炉補機冷却海水ポンプは，「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(1)c. 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために，以下の設計方針としている。

防護対策施設に内包される原子炉補機冷却海水ポンプは，設計竜巻の風圧力及び気圧差及び竜巻防護ネットを通過する飛来物の衝突に対し，竜巻時及び竜巻通過後においても，電源を確保するために，設計竜巻の影響を受けない原子炉建屋に設置している非常用所内電源から，地下等に設けたダクト内の電路を通じて受電する構成とする。また，ポンプの機能を維持することにより原子炉補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するために，ポンプモータへの電源供給を行い，ポンプの回転を維持することにより，原子炉補機冷却海水系に送水する設計とする。

b. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの設計方針

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは，「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(1)c. 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために，

以下の設計方針としている。

防護対策施設に内包される高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、設計竜巻の風圧力、気圧差及び竜巻防護ネットを通過する飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、電源を確保するために、設計竜巻の影響を受けない原子炉建屋に設置している非常用所内電源から、地下に設けたダクト内の電路を通じて受電する構成とする。また、ポンプの機能を維持することにより高圧炉心スプレイ補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するために、ポンプモータへの電源供給を行い、ポンプの回転を維持することにより、高圧炉心スプレイ補機冷却海水系に送水する設計とする。

c. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナの設計方針

高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナは、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(1)c. 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

防護対策施設に内包される高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナは、設計竜巻の風圧力、気圧差及び竜巻防護ネットを通過する飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、高圧炉心スプレイ補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するため、海水中の固形物を除去する機能を維持する設計とする。

d. 復水貯蔵タンクの設計方針

復水貯蔵タンクは、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(1)c. 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

復水貯蔵タンクは、設計竜巻の風圧力、気圧差及び飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、炉心冷却のための水源を保有する設計とする。

e. 配管及び弁（原子炉補機冷却海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ周り）の設計方針

配管及び弁（原子炉補機冷却海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ周り）は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(1)c. 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

防護対策施設に内包される配管及び弁（原子炉補機冷却海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ周り）は、設計竜巻の風圧力、気圧差及び竜巻防護ネットを通過する飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、原子炉補機冷却水系負荷を冷却する機能及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するため、流路を確保する機能を維持する設計とする。

f. 非常用ガス処理系（屋外配管）の設計方針

非常用ガス処理系（屋外配管）は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(1)c. 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

非常用ガス処理系（屋外配管）は、設計竜巻の風圧力に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、事故時に放射性物質を除去した気体を屋外に排気する機能を維持するため、流路を確保する機能を維持する設計とする。

また、非常用ガス処理系（屋外配管）は、設計飛来物の衝突に対し、貫通により高所での放射性物質放出機能を喪失する可能性があることから、屋外の資機材等に飛来物発生防止対策を実施し、飛来物となるものが少なくなるように運用することに加え、竜巻通過後において、補修等の対応を取ることで、運転管理等の運用の措置により機能を復帰する運用とする。

g. 排気筒の設計方針

排気筒は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(1)c. 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

排気筒は、設計竜巻の風圧力に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、建屋内の空気を大気に排気する機能を維持するため、流路を確保する機能を維持する設計とする。

また、排気筒は、設計飛来物の衝突に対し、貫通により高所での放射性物質放出機能を喪失する可能性があることから、屋外の資機材等に飛来物発生防止対策を実施し、飛来物となるものが少なくなるように運用することに加え、竜巻通過後において、補修等の対応を取ることで、運転管理等の運用の措置により機能を復帰する運用とする。

h. 原子炉建屋の設計方針

原子炉建屋は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(1)c. 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

原子炉建屋は、設計竜巻の風圧力、気圧差及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、放射性物質の閉じ込め機能及び放射線の遮蔽機能を維持する設計とする。また、竜巻から防護すべき施設を内包する施設でもあるため、設計飛来物が竜巻より防護すべき施設に衝突することを防止するために、竜巻より防護すべき施設を建屋内に設置する設計とする。

(2) 外気と繋がっている屋内の外部事象防護対象施設

a. 角ダクト及び丸ダクト（中央制御室換気空調系、計測制御電源室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系）の設計方針

角ダクト及び丸ダクト（中央制御室換気空調系、計測制御電源室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系）は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(2)c. 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

外気と繋がっている中央制御室換気空調系、計測制御電源室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系の角ダクト及び丸ダクトは、設計竜巻の気圧差に対し、竜

巻時及び竜巻通過後においても、換気空調を行う機能を維持するために、流路を確保する機能を維持する設計とする。

- b. ダンパ（中央制御室換気空調系，計測制御電源室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系）の設計方針

ダンパ（中央制御室換気空調系，計測制御電源室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系）は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(2)c. 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

外気と繋がっている中央制御室換気空調系，計測制御電源室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系のダンパは，設計竜巻の気圧差に対し，竜巻時及び竜巻通過後においても換気空調を行う機能を維持するために，開閉可能な機能及び閉止性を維持する設計とする。

- c. 隔離弁（中央制御室換気空調系隔離弁及び原子炉棟給排気隔離弁（原子炉建屋原子炉棟換気空調系））の設計方針

隔離弁（中央制御室換気空調系隔離弁及び原子炉棟給排気隔離弁（原子炉建屋原子炉棟換気空調系））は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(2)c. 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

防護対策施設に内包される，外気と繋がっている隔離弁（中央制御室換気空調系隔離弁及び原子炉棟給排気隔離弁（原子炉建屋原子炉棟換気空調系））は，設計竜巻の気圧差に対し，竜巻時及び竜巻通過後においても，換気空調を行う機能を維持するために，開閉可能な機能及び閉止性を維持する設計とする。

- d. ファン（中央制御室換気空調系，計測制御電源室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系）の設計方針

ファン（中央制御室換気空調系，計測制御電源室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系）は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(2)c. 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

外気と繋がっている中央制御室換気空調系，計測制御電源室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系のファンは，設計竜巻の気圧差に対し，竜巻時及び竜巻通過後においても，換気空調を行う機能を維持するために送風する機能を維持する設計とする。

- e. 軽油タンク（燃料移送ポンプ等を含む。）の設計方針

軽油タンク（燃料移送ポンプ等を含む。）は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(2)c. 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

軽油タンク（燃料移送ポンプ等を含む。）は，設計竜巻の気圧差に対し，竜巻時及び竜巻通過後においても，非常用高圧母線へ7日間の電源供給が継続できるよ

う燃料補給する機能を維持する設計とする。

4.2 重大事故等対処設備

(1) 重大事故等対処設備の設計方針

重大事故等対処設備は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.2(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

屋外の重大事故等対処設備は、設計竜巻の風圧力に対し、位置的分散を図るとともに、設計基準事故対処設備等や同じ機能を有する重大事故等対処設備に衝突し、損傷する可能性がある場合に、浮き上がり又は横滑りを拘束するために、固縛する設計とする。

ただし、浮き上がり又は横滑りを拘束する屋外の重大事故等対象設備のうち、地震時の移動等を考慮して地震後の機能を維持する設備は、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう、固縛装置の連結材に適切な余長を持たせた設計とする。

4.3 防護対策施設

(1) 海水ポンプ室竜巻防護対策施設（竜巻防護ネット）の設計方針

海水ポンプ室竜巻防護対策施設（竜巻防護ネット）は、ネット、防護板及び支持部材で構成し、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.3(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

海水ポンプ室竜巻防護対策施設（竜巻防護ネット）のうちネットは、設計竜巻による風圧力及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、設計飛来物が外部事象防護対象施設へ衝突することを防止可能とするために、外部事象防護対象施設の上部に設置し、設計飛来物がネットに衝突した際に破断せず、設計飛来物の鋼製材を受け止める設計とする。

また、ネットは設計竜巻の風圧力及び設計飛来物の鋼製材の衝突に対し、ネットがたわんだとしても、外部事象防護対象施設の必要な機能を損なわないように、外部事象防護対象施設に対し一定の離隔を有する設計とする。

ネットについては、網目の細かい複数枚のネットを重ねて設置することにより、設計飛来物の鋼製材はネットに衝突し、ネット内側に侵入させない設計とする。

海水ポンプ室竜巻防護対策施設（竜巻防護ネット）のうち防護板は、設計竜巻による風圧力及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、設計飛来物が外部事象防護対象施設へ衝突することを防止するために、海水ポンプ室内に設置される外部事象防護対象施設の上部に設置し、また、外部事象防護対象施設に波及的影響を与えない設計とする。

海水ポンプ室竜巻防護対策施設（竜巻防護ネット）のうち支持部材は、設計竜巻

による風圧力及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、外部事象防護対象施設が必要な機能を維持するために、ネット及び防護板を支持し、また、外部事象防護対象施設に波及的影響を与えない設計とする。

(2) 原子炉補機室換気空調系開口部防護対策施設（竜巻防護鋼板）の設計方針

原子炉補機室換気空調系開口部防護対策施設は、防護鋼板及び架構で構成し、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.3(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

原子炉補機室換気空調系開口部防護対策施設のうち防護鋼板は、設計竜巻による風圧力及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、設計飛来物が外部事象防護対象施設へ衝突することを防止するために、原子炉補機室換気空調系開口部を取り囲むように設置し、また、外部事象防護対象施設に波及的影響を与えない設計とする。

原子炉補機室換気空調系開口部防護対策施設のうち架構は、設計竜巻による風圧力及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、外部事象防護対象施設が必要な機能を維持するために、防護鋼板を支持し、また、外部事象防護対象施設に波及的影響を与えない設計とする。

4.4 竜巻より防護すべき施設を内包する施設

(1) 竜巻より防護すべき施設を内包する施設の設計方針

竜巻より防護すべき施設を内包する施設の設計方針は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.4(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

a. 制御建屋及びタービン建屋

制御建屋及びタービン建屋は、設計竜巻の風圧力、気圧差及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、設計飛来物が竜巻より防護すべき施設に衝突することを防止し、また竜巻より防護すべき施設に波及的影響を与えないために、竜巻から防護すべき施設を建屋の内部に設置する設計とする。

b. 軽油タンク室及び軽油タンク室（H）

軽油タンク室及び軽油タンク室（H）は、設計竜巻の気圧差及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、設計飛来物が竜巻より防護すべき施設に衝突することを防止し、また竜巻より防護すべき施設に波及的影響を与えないために、竜巻から防護すべき施設を地中構造物の内部に設置する設計とする。

4.5 外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼす可能性がある施設

機械的影響を与える可能性がある施設のうち、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.5(3)a.(c) 発電所敷地の屋外に保管する重大事故等対処設備及び資機材等」については、それぞれ外部事象防護対象施設に機械的影響を与える可能性がある施設のため、機能設計上の設計目標を「(1) 機械的影響を与える可能性がある施設」の「c. 発電所敷地の屋外に保管する重大事故等対処設備及び資機材等の設計方針」に示す。

(1) 機械的影響を与える可能性がある施設

a. 補助ボイラー建屋，第1号機制御建屋及びサイトバンカ建屋の設計方針

補助ボイラー建屋，第1号機制御建屋及びサイトバンカ建屋は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

補助ボイラー建屋，第1号機制御建屋及びサイトバンカ建屋は、設計竜巻の風圧力、気圧差及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、竜巻より防護すべき施設に機械的影響を与えないために、竜巻より防護すべき施設を内包するタービン建屋及び制御建屋に対し一定の離隔を有する設計とする。

b. 海水ポンプ室門型クレーンの設計方針

海水ポンプ室門型クレーンは、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

海水ポンプ室門型クレーンは、設計竜巻の風圧力及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、竜巻より防護すべき施設に機械的影響を与えないために、竜巻の襲来が予測される場合には、クレーン作業を中止し、外部事象防護対象施設に影響を及ぼさない停留位置へ固定を行う運用等により、原子炉補機冷却海水ポンプ等へ接触の影響を及ぼさない設計とする。

c. 発電所敷地の屋外に保管する重大事故等対処設備及び資機材等の設計方針

発電所敷地の屋外に保管する重大事故等対処設備及び資機材等は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

外部事象防護対象施設は、屋外に保管する重大事故等対処設備及び資機材等による機械的な波及的影響により、外部事象防護対象施設の安全機能を損なわないよう、屋外に保管する重大事故等対処設備及び資機材等は固縛、固定又は外部事象防護対象施設からの離隔対策を実施し、外部事象防護対象施設の安全機能に影響を及ぼす飛来物とならない設計とする。

これら重大事故等対処設備及び資機材等は固縛、固定又は外部事象防護対象施設からの離隔対策により、外部事象防護対象施設の安全機能に影響を及ぼすような飛来物とならない運用とする。

固縛又は固定が必要な重大事故等対処設備及び資機材等の選定については、添付書類「VI-1-1-2-3-2 竜巻の影響を考慮する施設及び固縛対象物の選定」に基づき選定する。

(2) 機能的影響を与える可能性がある施設

- a. 非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）
排気消音器の設計方針

非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）排気消音器は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）排気消音器は、設計竜巻の風圧力に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、排気機能を維持するために、外部事象防護対象施設に接続し、排気を行うための流路を確保する設計とする。また、非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）排気消音器は、設計飛来物の衝突に対し、貫通により排気機能の一部を喪失する可能性があることから、排気機能の一部を喪失しても速やかに外部事象防護対象施設の安全機能を復旧するために、竜巻の通過後において、補修等の対応がとれる配置とし、運転管理等の運用上の措置により速やかに機能を復帰する運用とする。

- b. 非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）
付属ミスト配管及び軽油タンクベント配管の設計方針

非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）付属ミスト配管及び軽油タンクベント配管は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）付属ミスト配管及び軽油タンクベント配管は、設計竜巻の風圧力及び気圧差に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、通気機能を維持するために、外部事象防護対象施設に接続し、通気を行うための流路を確保する設計とする。また、非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）付属ミスト配管及び軽油タンクベント配管は、設計飛来物の衝突に対し、貫通により通気機能の一部を喪失する可能性があることから、通気機能の一部を喪失しても速やかに外部事象防護対象施設の安全機能を復旧するために、竜巻の通過後において、補修等の対応がとれる配置とし、運転管理等の運用上の措置により速やかに機能を復帰する運用とする。

4.6 竜巻随件事象を考慮する施設

(1) 屋外の危険物貯蔵施設等（火災）の設計方針

屋外の危険物貯蔵施設等（火災）は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.6(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

屋外の危険物貯蔵施設等は、設計竜巻の風圧力、気圧差及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、火災を発生させない又は火災が発生しても他の原因による火災の影響の範囲内に収まるように、火災による損傷の防止における想定に包絡される設計とする。

屋外の危険物貯蔵施設等に対する火災防護設計については、添付書類「VI-1-1-2-5 外部火災への配慮に関する説明書」に示す。

(2) 原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ（火災）の設計方針

原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ（火災）は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.6(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、設計竜巻の風圧力、気圧差及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、火災を発生させないように、海水ポンプ室竜巻防護対策施設（竜巻防護ネット）設置し、火災を引き起こし得る設計飛来物が衝突しない設計とする。

(3) 屋外タンク等（溢水）の設計方針

屋外タンク等（溢水）は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.6(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

屋外タンク等は、設計竜巻の風圧力、気圧差及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、溢水を発生させない又は溢水が発生しても他の原因による溢水の影響の範囲内におさまるように、溢水による損傷防止における溢水量の想定に包絡される設計とする。

屋外タンク等に対する溢水防護方針については、添付書類「VI-1-1-8 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」に示す。

(4) 送電線等（外部電源喪失）の設計方針

送電線等（外部電源喪失）は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.6(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

送電線等は、設計竜巻の風圧力、気圧差及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、外部電源を喪失させない又は外部電源喪失が発生しても代替設備による電源供給ができるように、代替設備として設計竜巻の風圧力、気圧

差及び設計飛来物の衝突に対し十分な強度を有する建屋等に非常用ディーゼル発電機を設置する設計とする。

VI-1-1-2-4 火山への配慮に関する説明書

目 次

- VI-1-1-2-4-1 火山への配慮に関する基本方針
- VI-1-1-2-4-2 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定
- VI-1-1-2-4-3 降下火砕物の影響を考慮する施設の設計方針

VI-1-1-2-4-1 火山への配慮に関する基本方針

目次

1. 概要	1
2. 火山防護に関する基本方針	1
2.1 基本方針	1
2.1.1 降下火砕物より防護すべき施設	1
2.1.2 設計に用いる降下火砕物特性	1
2.1.3 降下火砕物の影響に対する設計方針	2
2.2 適用規格	6

1. 概要

本資料は、発電用原子炉施設の火山防護設計が「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」（以下「技術基準規則」という。）第7条及びその「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の解釈」（以下「解釈」という。）に適合することを説明し、技術基準規則第54条及びその解釈に規定される「重大事故等対処設備」を踏まえた重大事故等対処設備への配慮についても説明するものである。

2. 火山防護に関する基本方針

2.1 基本方針

発電用原子炉施設の火山防護設計は、外部事象防護対象施設については想定される火山事象によりその安全機能を損なうおそれがないこと、重大事故等対処設備については設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを目的とし、技術基準規則に適合するように設計する。

想定される火山事象は、発電所の運用期間中において発電所の安全機能に影響を及ぼし得るとして設置（変更）許可を受けた「降下火砕物」であり、直接的影響及び間接的影響について考慮する。

添付書類「VI-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」の「3.1.1(6) 積雪」で設定している設計に従って、火山事象と同様に施設に堆積する積雪の影響について確認する。確認結果については、本資料に示す。

2.1.1 降下火砕物より防護すべき施設

添付書類「VI-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」の「2.3 外部からの衝撃より防護すべき施設」に示す外部からの衝撃より防護すべき施設を踏まえて、降下火砕物より防護すべき施設は、外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備とする。

2.1.2 設計に用いる降下火砕物特性

敷地において考慮する火山事象として、設置（変更）許可を受けた層厚15cm、粒径2 mm以下、密度0.7 g/cm³（乾燥状態）～密度1.5 g/cm³（湿潤状態）の降下火砕物を設計条件として設定する。その特性を表2-1に示す。なお、粒径が2 mm以上の降下火砕物の影響については、含まれる割合が小さいこと及び粒径が2 mm以上の降下火砕物が少量混入したとしても降下火砕物は砂より硬度が低くもろいため砕けて施設等に損傷を与えることはないことから考慮する必要はない。また、大気中においては水分が混ざることによって凝集する場合があるが、水中では凝集しない。

表 2-1 設計に用いる降下火砕物特性

層 厚	粒 径	密 度
15 cm	2 mm以下	湿潤状態：1.5 g/cm ³ 乾燥状態：0.7 g/cm ³

2.1.3 降下火砕物の影響に対する設計方針

降下火砕物の影響を考慮する各施設において、考慮する直接的影響因子が異なることから、降下火砕物の影響を考慮する施設と影響因子との組合せを行う。

降下火砕物の影響を考慮する施設の選定については、添付書類「VI-1-1-2-4-2 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定」に示す。降下火砕物の影響を考慮する施設と影響因子との関連については、添付書類「VI-1-1-2-4-3 降下火砕物の影響を考慮する施設の設計方針」に示す。

選定した降下火砕物の影響を考慮する施設及び影響因子について、「2.1.2 設計に用いる降下火砕物特性」にて設定している降下火砕物に対する火山防護設計を実施する。設計は添付書類「VI-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」の「4. 組合せ」で設定している自然現象の組合せに従って、自然現象のうち、風（台風）及び積雪の荷重との組合せを考慮する。地震については、基準地震動の震源と火山とは十分な距離があることから独立事象として扱いそれぞれの頻度が十分小さいこと、火山性地震については火山と敷地とは十分な距離があることから火山性地震とこれに関連する事象による影響はないと判断し、地震との組合せを考慮しない。詳細な設計については、添付書類「VI-1-1-2-4-3 降下火砕物の影響を考慮する施設の設計方針」に示す。

(1) 設計方針

a. 構造物への荷重に対する設計方針

屋外に設置し、降下火砕物が堆積しやすい構造を有する外部事象防護対象施設は、降下火砕物による荷重、風（台風）及び積雪を考慮した荷重に対し、その安全性を損なうおそれがない設計とする。なお、運用により降下火砕物を適宜除去することから、降下火砕物による荷重については複数回堆積することを想定する。

降下火砕物が堆積しやすい構造を有する降下火砕物より防護すべき施設を内包する施設は、想定する降下火砕物による荷重、風（台風）及び積雪を考慮した荷重に対し、施設に内包される降下火砕物より防護すべき施設の必要な機能を損なうおそれがない設計とする。

屋外の重大事故等対処設備は、降下火砕物による荷重により機能を損なわないように、降下火砕物を適宜除去することにより、想定する降下火砕物による荷重に対し、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

降下火砕物の荷重は湿潤状態の2207 N/m²とする。なお、積雪単独の堆積荷重は860 N/m²（積雪量：43 cm）であるため、積雪の設計は火山の設計に包絡される。

b. 閉塞に対する設計方針

水循環系の閉塞を考慮する施設並びに換気系、電気系及び計測制御系における閉塞を考慮する施設は、想定する降下火砕物による閉塞に対し、機能を損なうおそれがないよう閉塞しない設計とする。

c. 摩耗に対する設計方針

水循環系、換気系、電気系及び計測制御系における摩耗を考慮する施設は、想定する降下火砕物による摩耗に対し、機能を損なうおそれがないよう摩耗しにくい設計とする。

d. 腐食に対する設計方針

構造物、水循環系、換気系、電気系及び計測制御系における腐食を考慮する施設は、想定する降下火砕物による腐食に対し、機能を損なうおそれがないよう腐食しにくい設計とする。

屋外の重大事故等対処設備は、降下火砕物を適宜除去することにより、想定する降下火砕物による腐食に対し、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう腐食しにくい設計とする。

e. 発電所周辺の大気汚染に対する設計方針

発電所周辺の大気汚染を考慮する施設は、想定する降下火砕物による大気汚染に対し、機能を損なうおそれがないよう降下火砕物が侵入しにくい設計とする。

f. 絶縁低下に対する設計方針

絶縁低下を考慮する施設は、想定する降下火砕物による絶縁低下に対し、機能を損なうおそれがないよう降下火砕物が侵入しにくい設計とする。

g. 間接的影響に対する設計方針

間接的影響を考慮する施設は、想定する降下火砕物による間接的影響である長期（7日間）の外部電源喪失、発電所外における交通の途絶及び発電所内における交通の途絶によるアクセス制限事象に対し、発電用原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわない設計とする。

(2) 荷重の組合せ及び許容限界

添付書類「VI-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」の「4. 組合せ」で設定している自然現象の組合せに従って、降下火砕物、積雪及び風（台風）の荷重の組合せを考慮する。

構造物への荷重に対しては、降下火砕物による荷重とその他の荷重の組合せを考慮して構造強度評価を行い、その結果がそれぞれ定める許容限界以下となるよう設計する。

建築基準法における積雪の荷重の考え方に準拠し、降下火砕物の堆積から30日以内に降下火砕物を適切に除去することを保安規定に定め管理することで、降下火砕物による荷重を短期に生じる荷重とし、外部事象防護対象施設については、機能設計上の性能目標を満足するようにおおむね弾性状態に留まることを許容限界とする。また、外部事象防護対象施設を内包する建屋については、機能設計上の性能目標を満足するよう、建屋を構成する部位ごとに応じた許容限界を設定する。

設計に用いる降下火砕物、積雪及び風（台風）の組合せを考慮した荷重の算出については、添付書類「VI-3-別添2-1 火山への配慮が必要な施設の強度計算の方針」に示す。

a. 荷重の種類

(a) 常時作用する荷重

常時作用する荷重としては、持続的に生じる荷重である自重、積載荷重及び水頭圧を考慮する。

(b) 降下火砕物による荷重

湿潤状態の降下火砕物が堆積した場合の荷重を考慮する。ただし、この荷重は短期荷重とする。

(c) 積雪荷重

添付書類「VI-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」の「4. 組合せ」で設定している自然現象の組合せに従って、積雪荷重を考慮する。ただし、この荷重は短期荷重とする。

(d) 風荷重

添付書類「VI-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」の「4. 組合せ」で設定している自然現象の組合せに従って、風荷重を考慮する。ただし、この荷重は短期荷重とする。

(e) 運転時の状態で作用する荷重

運転時の状態で作用する荷重としては、ポンプのスラスト荷重等の運転時荷重を考慮する。

b. 荷重の組合せ

- (a) 降下火砕物の影響を考慮する施設における荷重の組合せとしては、設計に用いる常時作用する荷重，降下火砕物による荷重，積雪荷重，風荷重及び運転時の状態で作用する荷重を適切に考慮する。
- (b) 常時作用する荷重，積雪荷重，風荷重及び運転時の状態で作用する荷重については，組み合わせることで降下火砕物による荷重の抗力となる場合には，保守的に組み合わせないことを基本とする。
- (c) 設計に用いる降下火砕物による荷重，風荷重及び積雪荷重については，対象とする施設の設置場所，その他の環境条件によって設定する。

c. 許容限界

降下火砕物による荷重及びその他の荷重に対する許容限界は，「原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1 -1987）」等の安全上適切と認められる規格及び基準等で妥当性が確認されている値を用いて，降下火砕物が堆積する期間を考慮し設定する。

添付書類「VI-1-1-2-4-3 降下火砕物の影響を考慮する施設の設計方針」の「3.2 影響因子を考慮した施設分類」において選定する構造物への荷重を考慮する施設のうち，外部事象防護対象施設については，当該構造物全体の変形能力に対して十分な余裕を有するように，外部事象防護対象施設を構成する材料がおおむね弾性状態に留まることを基本とする。構造物への荷重を考慮する施設のうち，外部事象防護対象施設を内包する建屋については，内包する防護すべき施設に降下火砕物を堆積させない機能に加え原子炉建屋は放射性物質の閉じ込め機能及び放射線の遮蔽機能を維持できるよう，建屋を構成する部位ごとに応じた許容限界を設定する。

許容限界の詳細については，添付書類「VI-3-別添2-1 火山への配慮が必要な施設の強度計算の方針」に示す。

2.2 適用規格

適用する規格，基準等を以下に示す。

- (1) 建築基準法（昭和25年5月24日法律第201号）
- (2) 建築基準法施行令（昭和25年11月16日政令第338号）
- (3) 宮城県建築基準法施行細則（昭和46年3月30日宮城県規則第21号）
- (4) 日本建築学会 2005年 鋼構造設計規準 -許容応力度設計法-
- (5) 日本建築学会 2004年 建築物荷重指針・同解説
- (6) 原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1 -1987）
- (7) 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）
- (8) 原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1 -1991 追補版）
- (9) J S M E S N C 1 -2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格
- (10) 日本機械学会 1987年 新版機械工学便覧
- (11) 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）

なお，発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年通商産業省告示第501号）に関する内容については，J S M E S N C 1 -2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格に従うものとする。

VI-1-1-2-4-2 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定

目次

1. 概要	1
2. 選定の基本方針	1
3. 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定	1
3.1 外部事象防護対象施設	2
3.2 外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設	3
3.3 重大事故等対処設備	3
3.4 降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋	3
3.5 間接的影響を考慮する施設	4

1. 概要

本資料は、添付書類「VI-1-1-2-4-1 火山への配慮に関する基本方針」に示す降下火砕物の影響に対する設計方針を踏まえて、降下火砕物の影響を考慮する施設の選定について説明するものである。

2. 選定の基本方針

降下火砕物の影響について評価を行う施設(以下「降下火砕物の影響を考慮する施設」という。)は、その設置状況や構造等により以下のとおり選定する。

降下火砕物より防護すべき施設のうち、外部事象防護対象施設に係る降下火砕物の影響を考慮する施設は以下により選定する。

屋外に設置している外部事象防護対象施設のうち、降下火砕物の影響を受ける可能性のあるものについては、降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

屋内に設置している外部事象防護対象施設は、建屋にて防護されており直接降下火砕物とは接触しないため、外部事象防護対象施設の代わりに外部事象防護対象施設を内包する建屋を降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。ただし、降下火砕物を取り込むおそれがある屋内の外部事象防護対象施設については、降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

降下火砕物の影響による機能的な波及的影響を考慮し、外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設を内包する建屋(以下「外部事象防護対象施設等」という。)が、降下火砕物の影響を受けた外部事象防護対象施設以外の施設により機能的な波及的影響を受けるおそれがある場合は、外部事象防護対象施設等に影響を及ぼす可能性のある外部事象防護対象施設以外の施設を、波及的影響を及ぼし得る施設として選定する。

降下火砕物より防護すべき施設のうち、重大事故等対処設備に係る降下火砕物の影響を考慮する施設は以下により選定する。

屋外に設置している重大事故等対処設備は、直接降下火砕物と接触するため、降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

屋内に設置している重大事故等対処設備は、建屋にて防護されることから、重大事故等対処設備の代わりに重大事故等対処設備を内包する建屋を降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

降下火砕物より防護すべき施設に対する降下火砕物の間接的影響を考慮し、発電用原子炉及び使用済燃料プールの安全性に間接的に影響を与える可能性がある非常用電源設備を、降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

3. 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定

「2. 選定の基本方針」に示す選定方針を踏まえて、降下火砕物の影響を考慮する施設を以下のとおり選定する。

3.1 外部事象防護対象施設

(1) 屋外に設置している外部事象防護対象施設

屋外に設置している外部事象防護対象施設は直接降下火砕物の影響を受ける可能性があるため、降下火砕物の影響を考慮する施設として、以下のとおり選定する。

- a. 原子炉補機冷却海水ポンプ
- b. 高圧炉心スプレィ補機冷却海水ポンプ
- c. 高圧炉心スプレィ補機冷却海水系ストレーナ
- d. 非常用ガス処理系（屋外配管）
- e. 排気筒
- f. 復水貯蔵タンク
- g. 原子炉建屋

(2) 降下火砕物を含む海水の流路となる外部事象防護対象施設

降下火砕物を含む海水の流路となる外部事象防護対象施設については、直接降下火砕物の影響を受ける可能性があるため、降下火砕物の影響を考慮する施設として、以下のとおり選定する。

- a. 原子炉補機冷却海水ポンプ
- b. 原子炉補機冷却海水系ストレーナ
- c. 高圧炉心スプレィ補器冷却海水ポンプ
- d. 高圧炉心スプレィ補機冷却海水系ストレーナ
- e. 海水系下流設備（原子炉補機冷却水系熱交換器，高圧炉心スプレィ補機冷却水系熱交換器）

(3) 降下火砕物を含む空気の流路となる外部事象防護対象施設

降下火砕物を含む空気の流路となる施設については、直接降下火砕物の影響を受ける可能性があるため、降下火砕物の影響を考慮する施設として、以下のとおり選定する。

- a. 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機（以下「非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機を含む。）」という。）
- b. 非常用換気空調系（外気取入口）
 - ・中央制御室換気空調系
 - ・計測制御電源室換気空調系
 - ・原子炉補機室換気空調系
- c. 非常用ガス処理系（屋外配管）
- d. 排気筒

(4) 外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する外部事象防護対象施設

屋内に設置している外部事象防護対象施設のうち、屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設については、降下火砕物の影響を受ける可能性があるため、降下火砕物の影響を考慮する施設として、以下のとおり選定する。

- a. 計測制御用電源設備（無停電電源装置）
- b. 非常用所内電気設備（所内低圧系統）

3.2 外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設

外部事象防護対象施設等に影響を及ぼす可能性のある外部事象防護対象施設以外の施設を、降下火砕物の影響を考慮する施設として、以下のとおり選定する。

- (1) 非常用ディーゼル発電設備排気消音器及び排気管，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備排気消音器及び排気管（以下「非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）排気消音器及び排気管」という。）
- (2) 海水取水設備（除塵装置）

3.3 重大事故等対処設備

- (1) 屋外に設置している重大事故等対処設備

屋外に設置している重大事故等対処設備は、直接降下火砕物と接触するため、降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

具体的な重大事故等対処設備については、添付書類「VI-1-1-2-別添1 屋外に設置されている重大事故等対処設備の抽出」に示す。

3.4 降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋等*

屋内に設置している降下火砕物より防護すべき施設（外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備）は、建屋にて防護されており直接降下火砕物とは接触しないため、降下火砕物より防護すべき施設の代わりに降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋を、降下火砕物の影響を考慮する施設として、以下のとおり選定する。

- (1) 原子炉建屋（非常用ディーゼル発電設備他を内包する建屋）
- (2) タービン建屋（気体廃棄物処理系の隔離弁他を内包する建屋）
- (3) 制御建屋（中央制御室を内包する建屋）
- (4) 軽油タンク室（軽油タンクを内包する施設）
- (5) 軽油タンク室（H）（軽油タンク（H）を内包する施設）

注記 *：原子炉建屋は、屋外に設置している外部事象防護対象施設としても選定する。緊急時対策建屋については、緊急時対策所遮蔽を屋外に設置している重大事故等対処設備として選定する。

3.5 間接的影響を考慮する施設

想定する降下火砕物に対し，発電用原子炉及び使用済燃料プールの安全性に間接的に影響を与える可能性がある非常用電源設備を，降下火砕物の影響を考慮する施設として，以下のとおり選定する。

- (1) 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）
- (2) 軽油タンク
- (3) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ（以下「非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）燃料移送ポンプ」という。）

VI-1-1-2-4-3 降下火碎物の影響を考慮する施設的设计方針

目次

1.	概要	1
2.	設計の基本方針	1
3.	施設分類	2
3.1	降下火砕物の影響を考慮する施設と影響因子との関連	2
3.2	影響因子を考慮した施設分類	4
4.	要求機能及び性能目標	9
4.1	構造物への荷重を考慮する施設	9
4.2	水循環系の閉塞を考慮する施設	12
4.3	換気系，電気系及び計測制御系における閉塞を考慮する施設	13
4.4	水循環系，換気系，電気系及び計測制御系における摩耗を考慮する施設	15
4.5	構造物，水循環系，換気系，電気系及び計測制御系における腐食を考慮する施設	16
4.6	発電所周辺の大気汚染を考慮する施設	19
4.7	絶縁低下を考慮する施設	20
4.8	間接的影響を考慮する施設	20
5.	機能設計	22
5.1	構造物への荷重を考慮する施設	22
5.2	水循環系の閉塞を考慮する施設	24
5.3	換気系，電気系及び計測制御系における閉塞を考慮する施設	25
5.4	水循環系，換気系，電気系及び計測制御系における摩耗を考慮する施設	27
5.5	構造物，水循環系，換気系，電気系及び計測制御系における腐食を考慮する施設	29
5.6	発電所周辺の大気汚染を考慮する施設	35
5.7	絶縁低下を考慮する施設	35
5.8	間接的影響を考慮する施設	36

1. 概要

本資料は、添付書類「VI-1-1-2-4-1 火山への配慮に関する基本方針」に示す降下火砕物の影響に対する設計方針を踏まえて、降下火砕物の影響を考慮する施設の影響因子との組合せ、施設分類、要求機能及び性能目標を明確にし、各施設分類の機能設計に関する設計方針について説明するものである。

2. 設計の基本方針

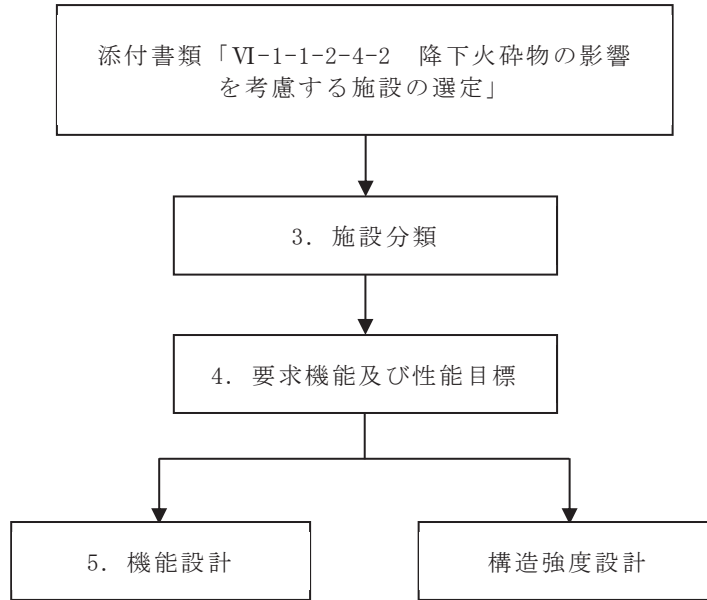
発電所に影響を与える可能性がある火山事象の発生により、添付書類「VI-1-1-2-4-1 火山への配慮に関する基本方針」にて設定している降下火砕物より防護すべき施設がその安全機能又は重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないようにするため、降下火砕物の影響を考慮する施設の設計を行う。降下火砕物の影響を考慮する施設は、添付書類「VI-1-1-2-4-1 火山への配慮に関する基本方針」にて設定している降下火砕物に対して、その機能が維持できる設計とする。

降下火砕物の影響を考慮する施設の設計に当たっては、添付書類「VI-1-1-2-4-2 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定」にて選定している施設を踏まえて、影響因子ごとに施設を分類する。その施設分類及び添付書類「VI-1-1-2-4-1 火山への配慮に関する基本方針」にて設定している火山防護設計の目的を踏まえて、施設分類ごとに要求機能を整理するとともに、施設ごとに機能設計上の性能目標及び構造強度設計上の性能目標を定める。

降下火砕物の影響を考慮する施設の機能設計上の性能目標を達成するため、施設分類ごとに各機能の設計方針を示す。

なお、降下火砕物の影響を考慮する施設が構造強度設計上の性能目標を達成するための構造強度の設計方針等については、添付書類「VI-3-別添2-1 火山への配慮が必要な施設の強度計算の方針」に示し、強度計算の方法及び結果については、添付書類「VI-3-別添2-1-1 原子炉補機冷却海水ポンプの強度計算書」から添付書類「VI-3-別添2-1-4 鋼製ハッチの強度計算書」に示す。

降下火砕物の影響を考慮する施設の設計フローを図2-1に示す。



注：フロー中の番号は本資料での記載事項の章を示す。なお、構造強度設計については、添付書類「VI-3-別添2 火山への配慮が必要な施設の強度に関する説明書」に示す。

図2-1 施設の設計フロー

3. 施設分類

添付書類「VI-1-1-2-4-2 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定」で抽出した降下火砕物の影響を考慮する各施設において、考慮する直接的影響因子が異なることから、降下火砕物の影響を考慮する施設と影響因子との関連について整理した上で、直接的影響及び間接的影響に対する各施設分類を以下に示す。

3.1 降下火砕物の影響を考慮する施設と影響因子との関連

設計に考慮すべき直接的影響因子については、降下火砕物の特徴から以下のものが考えられる。

降下火砕物はマグマ噴出時に粉碎、急冷したガラス片、鉱物結晶片からなる粒子であり、堆積による構造物への荷重並びに施設への取り込みによる閉塞及び摩耗が考えられる。また、降下火砕物には亜硫酸ガス、硫化水素及びフッ化水素等の火山ガス成分が付着しているため、施設への接触による腐食及び施設への取り込みによる大気汚染が考えられる。さらに、降下火砕物は水に濡れると酸性を呈し導電性を生じるため、絶縁低下が考えられる。

これらの直接的影響因子を踏まえ、間接的影響を考慮する施設以外の降下火砕物の影響を考慮する施設の形状、機能に応じて、影響因子を設定する。

外部事象防護対象施設，外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち屋外に設置している施設及び外部事象防護対象施設を内包する建屋については，降下火砕物が堆積しやすい構造を有する場合には荷重による影響を考慮するため，構造物への荷重を影響因子として設定する。

外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち，降下火砕物を含む海水の流路となる水循環系の施設については，閉塞による影響を考慮するため，水循環系の閉塞を影響因子として設定する。

外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち，降下火砕物を含む空気の流路となる換気系，電気系及び計測制御系の施設については，閉塞による影響を考慮するため，換気系，電気系及び計測制御系における閉塞を影響因子として設定する。

外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち，降下火砕物を含む海水の流路となる水循環系の施設，空気を取り込みかつ摺動部を有する換気系，電気系及び計測制御系の施設については，摩耗による影響を考慮するため，水循環系，換気系，電気系及び計測制御系における摩耗を影響因子として設定する。

外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち屋外に設置している施設，降下火砕物を含む海水の流路となる水循環系の施設，降下火砕物を含む空気の流路となる換気系，電気系及び計測制御系の施設並びに外部事象防護対象施設を内包する建屋については，腐食による影響を考慮するため，構造物，水循環系，換気系，電気系及び計測制御系における腐食を影響因子として設定する。

中央制御室については，大気汚染による影響を考慮するため，発電所周辺の大気汚染を影響因子として設定する。

外部事象防護対象施設のうち空気を取り込む機構を有する計測制御用電源設備（無停電電源装置）及び非常用所内電気設備（所内低圧系統）については，絶縁低下による影響を考慮するため，絶縁低下を影響因子として設定する。

設定した影響因子と間接的影響を考慮する施設以外の降下火砕物の影響を考慮する施設との組合せを整理する。

降下火砕物の影響を考慮する施設（屋外の重大事故等対処設備及び間接的影響を考慮する施設を除く。）の特性を踏まえて必要な設計項目を選定した結果を表 3-1 に示す。

その結果を踏まえ，間接的影響を考慮する施設を含めた施設の分類を「3.2 影響因子を考慮した施設分類」に示す。

屋外に設置又は保管している重大事故等対処設備については，火山事象が重大事故等の起因とならないこと及び重大事故等時に火山事象が発生することは考えにくいた

め、設備を使用していない保管時を考慮することとし、閉塞、摩耗、大気汚染及び絶縁低下については降下火砕物の影響を受けず、荷重、腐食については保安規定に降下火砕物を適宜除去することを定め、管理することで、降下火砕物の影響を受けない設計とする。

3.2 影響因子を考慮した施設分類

降下火砕物により直接的影響を考慮する施設及び間接的影響を考慮する施設に対する各施設の分類を以下のとおりとする。

(1) 構造物への荷重を考慮する施設

- a. 原子炉補機冷却海水ポンプ
- b. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ
- c. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ
- d. 復水貯蔵タンク
- e. 軽油タンク室
- f. 軽油タンク室（H）
- g. 非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）排気消音器及び排気管
- h. 原子炉建屋
- i. タービン建屋
- j. 制御建屋

(2) 水循環系の閉塞を考慮する施設

- a. 原子炉補機冷却海水ポンプ
- b. 原子炉補機冷却海水系ストレーナ
- c. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ
- d. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ
- e. 海水系下流設備（原子炉補機冷却水系熱交換器，高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器）
- f. 海水取水設備（除塵装置）

(3) 換気系，電気系及び計測制御系における閉塞を考慮する施設

- a. 原子炉補機冷却海水ポンプ
- b. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ
- c. 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）
- d. 非常用換気空調系（外気取入口）
- e. 非常用ガス処理系（屋外配管）
- f. 排気筒

(4) 水循環系，換気系，電気系及び計測制御系の摩耗を考慮する施設

- a. 原子炉補機冷却海水ポンプ
 - b. 原子炉補機冷却海水系ストレーナ
 - c. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ
 - d. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ
 - e. 海水系下流設備（原子炉補機冷却水系熱交換器，高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器）
 - f. 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）
 - g. 海水取水設備（除塵装置）
- (5) 構造物，水循環系，換気系，電気系及び計測制御系における腐食を考慮する施設
- a. 原子炉補機冷却海水ポンプ
 - b. 原子炉補機冷却海水系ストレーナ
 - c. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ
 - d. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ
 - e. 海水系下流設備（原子炉補機冷却水系熱交換器，高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器）
 - f. 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）
 - g. 非常用換気空調系（外気取入口）
 - h. 非常用ガス処理系（屋外配管）
 - i. 排気筒
 - j. 計測制御用電源設備（無停電電源装置）
 - k. 非常用所内電気設備（所内低圧系統）
 - l. 復水貯蔵タンク
 - m. 軽油タンク室
 - n. 軽油タンク室（H）
 - o. 非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）
排気消音器及び排気管
 - p. 海水取水設備（除塵装置）
 - q. 原子炉建屋
 - r. タービン建屋
 - s. 制御建屋
- (6) 発電所周辺の大気汚染を考慮する施設
- a. 非常用換気空調系（中央制御室換気空調系）
- (7) 絶縁低下を考慮する施設
- a. 計測制御用電源設備（無停電電源装置）
 - b. 非常用所内電気設備（所内低圧系統）
- (8) 間接的影響を考慮する施設

- a. 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）
- b. 軽油タンク
- c. 非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）
燃料移送ポンプ

表3-1 降下火砕物の影響を考慮する施設（屋外の重大事故等対処設備及び間接的影響を考慮する施設を除く。）と影響因子の組合せ(1/2)

影響因子 降下火砕物の影響を考慮する施設	直接的影響の要因						
	構造物への荷重	水循環系の閉塞	換気系，電気系及び計測制御系における閉塞	水循環系，換気系，電気系及び計測制御系における摩耗	構造物，水循環系，換気系，電気系及び計測制御系における腐食	発電所周辺の大気汚染	絶縁低下
原子炉補機冷却海水ポンプ，高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプ	○	○	○ (電動機)	○	○	- ②	- ②
原子炉補機冷却海水系ストレナ	- ①	○	- ②	○	○	- ②	- ②
高圧炉心スプレー補機冷却海水系ストレナ	○	○	- ②	○	○	- ②	- ②
海水系下流設備（原子炉補機冷却水系熱交換器，高圧炉心スプレー補機冷却水系熱交換器）	- ①	○	- ②	○	○	- ②	- ②
非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機を含む。）	- ①	- ②	○	○	○	- ②	- ②
非常用換気空調系（外気取入口）[中央制御室換気空調系，原子炉補機室換気空調系，計測制御電源室換気空調系]	- ①	- ②	○	- ②	○	○	- ②

影響因子に対する個別評価を実施：○
影響因子に対する個別評価不要：-

個別評価を実施しない理由：①荷重の影響を受けにくい構造
②影響因子と直接関連しない

表3-1 降下火砕物の影響を考慮する施設（屋外の重大事故等対処設備及び間接的影響を考慮する施設を除く。）と影響因子の組合せ(2/2)

影響因子 降下火砕物の影響を考慮する施設	直接的影響の要因						
	構造物への荷重	水循環系の閉塞	換気系，電気系及び計測制御系における閉塞	水循環系，換気系，電気系及び計測制御系における摩耗	構造物，水循環系，換気系，電気系及び計測制御系における腐食	発電所周辺の大気汚染	絶縁低下
非常用ガス処理系（屋外配管）	－ ①	－ ②	○	－ ②	○	－ ②	－ ②
排気筒	－ ①	－ ②	○	－ ②	○	－ ②	－ ②
計測制御用電源設備（無停電電源装置），非常用所内電気設備（所内低圧系統）	－ ①	－ ②	－ ②	－ ②	○	－ ②	○
復水貯蔵タンク	○	－ ②	－ ②	－ ②	○	－ ②	－ ②
軽油タンク室，軽油タンク室（H）	○	－ ②	－ ②	－ ②	○	－ ②	－ ②
非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）排気消音器及び排気管	○	－ ②	－ ②	－ ②	○	－ ②	－ ②
海水取水設備（除塵装置）	－ ②	○	－ ②	○	○	－ ②	－ ②
原子炉建屋，タービン建屋，制御建屋	○	－ ②	－ ②	－ ②	○	－ ②	－ ②

影響因子に対する個別評価を実施：○
影響因子に対する個別評価不要：－

個別評価を実施しない理由：①荷重の影響を受けにくい構造
②影響因子と直接関連しない

4. 要求機能及び性能目標

火山事象の発生に伴い、外部事象防護対象施設の安全機能を損なうおそれがないよう、また、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう火山防護設計を行う施設を「3. 施設分類」において、構造物への荷重を考慮する施設、水循環系の閉塞を考慮する施設、換気系、電気系及び計測制御系における閉塞を考慮する施設、水循環系、換気系、電気系及び計測制御系における摩耗を考慮する施設、構造物、水循環系、換気系、電気系及び計測制御系における腐食を考慮する施設、発電所周辺の大気汚染を考慮する施設、絶縁低下を考慮する施設並びに間接的影響を考慮する施設に分類している。これらを踏まえ、施設分類ごとに要求機能を整理するとともに、機能設計上の性能目標及び構造強度設計上の性能目標を設定する。

4.1 構造物への荷重を考慮する施設

(1) 施設

設備及び建屋等に分類する。

a. 設備

- (a) 原子炉補機冷却海水ポンプ
- (b) 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ
- (c) 高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ
- (d) 復水貯蔵タンク
- (e) 非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）排気消音器及び排気管

b. 建屋等

- (a) 原子炉建屋
- (b) タービン建屋
- (c) 制御建屋
- (d) 軽油タンク室
- (e) 軽油タンク室（H）

(2) 要求機能

a. 設備

構造物への荷重を考慮する施設のうち設備は、想定する降下火砕物による荷重に対し、積雪及び風（台風）の荷重を考慮した場合においても、その安全機能を損なうおそれがないことが要求される。

b. 建屋等

構造物への荷重を考慮する施設のうち建屋は、想定する降下火砕物による荷重に対し、積雪及び風（台風）の荷重を考慮した場合においても、降下火砕物より防護すべき施設が要求される機能を損なうおそれがないよう、建屋に内包する降下火砕物より防護すべき施設に降下火砕物による荷重が作用することを防止することが要求される。また、原子炉建屋については、上記に加え、放射性物質の閉じ込め機能及び放射線の遮蔽機能に影響を与えないことが要求される。

(3) 性能目標

a. 設備

(a) 原子炉補機冷却海水ポンプ

原子炉補機冷却海水ポンプは、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、原子炉補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

原子炉補機冷却海水ポンプは、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、降下火砕物堆積時の機能維持を考慮して、海水ポンプ室床面のコンクリート基礎に基礎ボルトで固定し、原子炉補機冷却海水ポンプの主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(b) 高圧炉心スプレィ補機冷却海水ポンプ

高圧炉心スプレィ補機冷却海水ポンプは、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、高圧炉心スプレィ補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

高圧炉心スプレィ補機冷却海水ポンプは、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、降下火砕物堆積時の機能維持を考慮して、海水ポンプ室床面のコンクリート基礎に基礎ボルトで固定し、高圧炉心スプレィ補機冷却海水ポンプの主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(c) 高圧炉心スプレィ補機冷却海水系ストレーナ

高圧炉心スプレィ補機冷却海水系ストレーナは、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、高圧炉心スプレィ補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

高圧炉心スプレィ補機冷却海水系ストレーナは、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、降下火砕物堆積時の機能維持を考慮して、高圧炉心スプレィ補機冷却海水系ストレーナの主要な構造部材が構造健全性を維持する設計又は堆積しにくい形状とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(d) 復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンクは、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、炉心冷却のための水源を保有することを機能設計上の性能目標とする。

復水貯蔵タンクは、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、復水貯蔵タンクエリアに設けたコンクリート基礎に基礎ボルトで固定し、主要な構造部材が炉心冷却のため水源を保有する機能を保持可能な構造強度を有することを構造強度設計上の性能目標とする。

(e) 非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）排気消音器及び排気管

非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）排気消音器及び排気管は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、ディーゼル発電機の排気機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）排気消音器及び排気管は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、降下火砕物堆積時の機能維持を考慮して、非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）排気消音器及び排気管の主要な構造部材が構造健全性を維持する設計又は堆積しにくい形状とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

b. 建屋等

(a) 原子炉建屋

原子炉建屋は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、放射性物質の閉じ込め機能及び放射線の遮蔽機能並びに建屋が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建屋によって内包する防護すべき施設に降下火砕物を堆積させない機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

原子炉建屋は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、降下火砕物堆積時の機能維持を考慮して、部材又は建屋全体として構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(b) タービン建屋

タービン建屋は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、建屋が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建屋によって内包する防護すべき施設に降下火砕物を堆積させない機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

タービン建屋は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、降下火砕物堆積時の機能維持を考慮して、部材又は建屋全体として構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(c) 制御建屋

制御建屋は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、建屋が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建屋によって内包する防護すべき施設に降下火砕物を堆積させない機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

制御建屋は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、降下火砕物堆積時の機能維持を考慮して、部材又は建屋全体として構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(d) 軽油タンク室

軽油タンク室は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、タンク室が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、タンク室によって内包する防護すべき施設に降下火砕物を堆積させない機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

軽油タンク室は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、降下火砕物堆積時の機能維持を考慮して、部材又はタンク室全体として構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(e) 軽油タンク室（H）

軽油タンク室（H）は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、タンク室が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、タンク室によって内包する防護すべき施設に降下火砕物を堆積させない機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

軽油タンク室（H）は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、降下火砕物堆積時の機能維持を考慮して、部材又はタンク室全体として構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

4.2 水循環系の閉塞を考慮する施設

(1) 施設

- a. 原子炉補機冷却海水ポンプ
- b. 原子炉補機冷却海水系ストレーナ
- c. 高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプ
- d. 高圧炉心スプレー補機冷却海水系ストレーナ
- e. 海水系下流設備（原子炉補機冷却水系熱交換器，高圧炉心スプレー補機冷却水系熱交換器）
- f. 海水取水設備（除塵装置）

(2) 要求機能

水循環系の閉塞を考慮する施設は、想定する降下火砕物に対し、その安全機能を

損なうおそれがないことが要求される。

(3) 性能目標

a. 原子炉補機冷却海水ポンプ

原子炉補機冷却海水ポンプは、想定する降下火砕物による閉塞に対し、降下火砕物の粒径を考慮して閉塞しない流路幅を確保することにより、原子炉補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

b. 原子炉補機冷却海水系ストレーナ

原子炉補機冷却海水系ストレーナは、想定する降下火砕物による閉塞に対し、降下火砕物の粒径を考慮して閉塞しない流路幅を確保することにより、原子炉補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

c. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、想定する降下火砕物による閉塞に対し、降下火砕物の粒径を考慮して閉塞しない流路幅を確保することにより、高圧炉心スプレイ補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

d. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ

高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナは、想定する降下火砕物による閉塞に対し、降下火砕物の粒径を考慮して閉塞しない流路幅を確保することにより、高圧炉心スプレイ補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

e. 海水系下流設備（原子炉補機冷却水系熱交換器，高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器）

海水系下流設備は、想定する降下火砕物による閉塞に対し、降下火砕物の粒径を考慮して閉塞しない流路幅を確保することにより、原子炉補機冷却水系負荷及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持することを機能設計上の目標とする。

f. 海水取水設備（除塵装置）

海水取水設備（除塵装置）は、想定する降下火砕物による閉塞に対し、降下火砕物の粒径を考慮して閉塞しない流路幅を確保することにより、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプに通水する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

4.3 換気系，電気系及び計測制御系における閉塞を考慮する施設

(1) 施設

a. 原子炉補機冷却海水ポンプ

b. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ

- c. 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）
- d. 非常用換気空調系（外気取入口）
- e. 非常用ガス処理系（屋外配管）
- f. 排気筒

(2) 要求機能

換気系，電気系及び計測制御系における閉塞を考慮する施設は，想定する降下火砕物に対し，その安全機能を損なうおそれがないことが要求される。

(3) 性能目標

a. 原子炉補機冷却海水ポンプ

原子炉補機冷却海水ポンプ（電動機）は，想定する降下火砕物による閉塞に対し，降下火砕物の粒径を考慮して閉塞しない流路幅を確保することにより，原子炉補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

b. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ（電動機）は，想定する降下火砕物による閉塞に対し，降下火砕物の粒径を考慮して閉塞しない流路幅を確保することにより，高圧炉心スプレイ補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

c. 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は，想定する降下火砕物による閉塞に対し，流路への降下火砕物の侵入を低減させることにより，非常用高圧母線へ給電する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

d. 非常用換気空調系（外気取入口）

非常用換気空調系（外気取入口）は，想定する降下火砕物による閉塞に対し，流路への降下火砕物の侵入を低減させることにより，各部屋を換気又は空調管理することで機器の運転に必要な温度条件の維持，居住性の維持及び被ばく低減を図る機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

e. 非常用ガス処理系（屋外配管）

非常用ガス処理系（屋外配管）は，想定する降下火砕物による閉塞に対し，降下火砕物が侵入した場合でも閉塞への影響を低減させることにより，事故時に放射性物質を除去した気体を屋外に排気する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

f. 排気筒

排気筒は，想定する降下火砕物による閉塞に対し，降下火砕物が侵入した場合でも閉塞への影響を低減させることにより，建屋内の空気を大気に排気する機能

を維持することを機能設計上の性能目標とする。

4.4 水循環系，換気系，電気系及び計測制御系における摩耗を考慮する施設

(1) 施設

- a. 原子炉補機冷却海水ポンプ
- b. 原子炉補機冷却海水系ストレーナ
- c. 高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプ
- d. 高圧炉心スプレー補機冷却海水系ストレーナ
- e. 海水系下流設備（原子炉補機冷却水系熱交換器，高圧炉心スプレー補機冷却水系熱交換器）
- f. 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機を含む。）
- g. 海水取水設備（除塵装置）

(2) 要求機能

水循環系，換気系，電気系及び計測制御系における摩耗を考慮する施設は，想定する降下火砕物に対し，その安全機能を損なうおそれがないことが要求される。

(3) 性能目標

a. 原子炉補機冷却海水ポンプ

原子炉補機冷却海水ポンプは，想定する降下火砕物による摩耗に対し，降下火砕物の摺動部への侵入を低減させること及び運用により，原子炉補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

b. 原子炉補機冷却海水系ストレーナ

原子炉補機冷却海水系ストレーナは，想定する降下火砕物による摩耗に対し，運用により，原子炉補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

c. 高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプ

高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプは，想定する降下火砕物による摩耗に対し，降下火砕物の摺動部への侵入を低減させること及び運用により，高圧炉心スプレー補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

d. 高圧炉心スプレー補機冷却海水系ストレーナ

高圧炉心スプレー補機冷却海水系ストレーナは，想定する降下火砕物による摩耗に対し，運用により，高圧炉心スプレー補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

e. 海水系下流設備（原子炉補機冷却水系熱交換器，高圧炉心スプレー補機冷却水系熱交換器）

海水系下流設備は，想定する降下火砕物による摩耗に対し，運用により，原子

炉補機冷却水系負荷及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

- f. 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、想定する降下火砕物による閉塞に対し、降下火砕物の摺動部への侵入を低減させること、降下火砕物を考慮して摺動部に耐摩耗性をもたせること及び運用により、非常用高圧母線へ給電する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

- g. 海水取水設備（除塵装置）

海水取水設備（除塵装置）は、想定する降下火砕物による摩耗に対し、運用により、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプに通水する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

4.5 構造物，水循環系，換気系，電気系及び計測制御系における腐食を考慮する施設

(1) 施設

- a. 原子炉補機冷却海水ポンプ
- b. 原子炉補機冷却海水系ストレーナ
- c. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ
- d. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ
- e. 海水系下流設備（原子炉補機冷却水系熱交換器，高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器）
- f. 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）
- g. 非常用換気空調系（外気取入口）
- h. 非常用ガス処理系（屋外配管）
- i. 排気筒
- j. 計測制御用電源設備（無停電電源装置）
- k. 非常用所内電気設備（所内低圧系統）
- l. 復水貯蔵タンク
- m. 軽油タンク室
- n. 軽油タンク室（H）
- o. 非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）
排気消音器及び排気管
- p. 海水取水設備（除塵装置）
- q. 原子炉建屋
- r. タービン建屋
- s. 制御建屋

(2) 要求機能

構造物, 水循環系, 換気系, 電気系及び計測制御系における腐食を考慮する施設は, 想定する降下火砕物に対し, その安全機能を損なうおそれがないことが要求される。

(3) 性能目標

a. 原子炉補機冷却海水ポンプ

原子炉補機冷却海水ポンプは, 想定する降下火砕物による腐食に対し, 塗装等により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により, 原子炉補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

b. 原子炉補機冷却海水系ストレーナ

原子炉補機冷却海水系ストレーナは, 想定する降下火砕物による腐食に対し, 塗装等により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により, 原子炉補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

c. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは, 想定する降下火砕物による腐食に対し, 塗装等により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により, 高圧炉心スプレイ補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

d. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ

高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナは, 想定する降下火砕物による腐食に対し, 塗装等により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により, 高圧炉心スプレイ補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

e. 海水系下流設備 (原子炉補機冷却水系熱交換器, 高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器)

海水系下流設備は, 想定する降下火砕物による腐食に対し, 降下火砕物を考慮して施設に耐食性を持たせること及び運用により, 原子炉補機冷却水系負荷及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持することを機能設計上の目標とする。

f. 非常用ディーゼル発電機 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)

非常用ディーゼル発電機 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。) は, 想定する降下火砕物による腐食に対し, 降下火砕物を考慮して施設に耐食性を持たせること及び運用により, 非常用高圧母線へ給電する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

g. 非常用換気空調系 (外気取入口)

非常用換気空調系 (外気取入口) は, 想定する降下火砕物による腐食に対し, 流路への降下火砕物の侵入を低減させること, 降下火砕物を考慮して施設に耐食性を持たせること, 塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用に

より、各部屋を換気又は空調管理することで機器の運転に必要な温度条件の維持、居住性の維持及び被ばく低減を図る機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

h. 非常用ガス処理系（屋外配管）

非常用ガス処理系（屋外配管）は、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、事故時に放射性物質を除去した気体を屋外に排気する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

i. 排気筒

排気筒は、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、建屋内の空気を大気に排気する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

j. 計測制御用電源設備（無停電電源装置）

計測制御用電源設備（無停電電源装置）は、想定する降下火砕物による腐食に対し、盤内への降下火砕物の侵入を低減させることにより、発電用原子炉施設の異常状態を検知し、必要な場合、原子炉停止系等を作動させる機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

k. 非常用所内電気設備（所内低圧系統）

非常用所内電気設備（所内低圧系統）は、想定する降下火砕物による腐食に対し、盤内への降下火砕物の侵入を低減させることにより、工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備への給電機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

l. 復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンクは、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、炉心冷却のための水源を保有する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

m. 軽油タンク室

軽油タンク室は、想定する降下火砕物による腐食に対し、頂版がコンクリート構造物であること、ハッチ部の塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、内包する防護すべき施設に降下火砕物を接触させない機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

n. 軽油タンク室（H）

軽油タンク室（H）は、想定する降下火砕物による腐食に対し、頂版がコンクリート構造物であること、ハッチ部の塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、内包する防護すべき施設に降下火砕物を接触させない機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

- o. 非常用ディーゼル発電設備(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。) 排気消音器及び排気管

非常用ディーゼル発電設備(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。) 排気消音器及び排気管は、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、ディーゼル発電機の排気機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

- p. 海水取水設備(除塵装置)

海水取水設備(除塵装置)は、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプに通水する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

- q. 原子炉建屋

原子炉建屋は、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、放射性物質の閉じ込め機能及び放射線の遮蔽機能並びに建屋が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建屋によって内包する防護すべき施設に降下火砕物を接触させない機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

- r. タービン建屋

タービン建屋は、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、建屋が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建屋によって内包する防護すべき施設に降下火砕物を接触させない機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

- s. 制御建屋

制御建屋は、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、建屋が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建屋によって内包する防護すべき施設に降下火砕物を接触させない機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

4.6 発電所周辺の大気汚染を考慮する施設

(1) 施設

- a. 非常用換気空調系(中央制御室換気空調系)

(2) 要求機能

発電所周辺の大気汚染を考慮する施設は、想定する降下火砕物に対し、その安全機能を損なうおそれがないことが要求される。

(3) 性能目標

- a. 非常用換気空調系(中央制御室換気空調系)

非常用換気空調系のうち中央制御室換気空調系は、想定する降下火砕物による大気汚染に対し、中央制御室への降下火砕物の侵入を低減させることにより、中央制御室を換気又は空調管理することで居住性の維持を図る機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

4.7 絶縁低下を考慮する施設

(1) 施設

- a. 計測制御用電源設備（無停電電源装置）
- b. 非常用所内電気設備（所内低圧系統）

(2) 要求機能

絶縁低下を考慮する施設は、想定する降下火砕物に対し、その安全機能を損なうおそれがないことが要求される。

(3) 性能目標

- a. 計測制御用電源設備（無停電電源装置）

計測制御用電源設備（無停電電源装置）は、想定する降下火砕物による絶縁低下に対し、盤内への降下火砕物の侵入を低減させることにより、発電用原子炉施設の異常状態を検知し、必要な場合、原子炉停止系等を作動させる機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

- b. 非常用所内電気設備（所内低圧系統）

非常用所内電気設備（所内低圧系統）は、想定する降下火砕物による絶縁低下に対し、盤内への降下火砕物の侵入を低減させることにより、工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備への給電機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

4.8 間接的影響を考慮する施設

(1) 施設

- a. 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）
- b. 軽油タンク
- c. 非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）
燃料移送ポンプ

(2) 要求機能

間接的影響を考慮する施設は、想定する降下火砕物に対し、発電用原子炉の停止並びに停止後の発電用原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なうおそれがないことが要求される。

(3) 性能目標

- a. 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、想定する降下火砕物による間接的影響に対し、降下火砕物の影響を受けない配置にすることにより、非常用高圧母線へ7日間の電源供給が継続できるよう給電する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

b. 軽油タンク

軽油タンクは、想定する降下火砕物による間接的影響に対し、降下火砕物の影響を受けない配置にすることにより、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）へ7日間の燃料供給が継続できるよう燃料を保有する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

c. 非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）

燃料移送ポンプ

非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）燃料移送ポンプは、想定する降下火砕物による間接的影響に対し、降下火砕物の影響を受けない配置にすることにより、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）へ7日間の燃料供給が継続できるよう燃料を移送する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

5. 機能設計

添付書類「VI-1-1-2-4-1 火山への配慮に関する基本方針」で設定している降下火砕物特性に対し、「4. 要求機能及び性能目標」で設定している降下火砕物の影響を考慮する施設の機能設計上の性能目標を達成するために、各施設の機能設計の方針を定める。

5.1 構造物への荷重を考慮する施設

(1) 施設

a. 設備

(a) 原子炉補機冷却海水ポンプの設計方針

原子炉補機冷却海水ポンプは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.1(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

原子炉補機冷却海水ポンプは、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、原子炉補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するため、冷却水として海水を取水し、原子炉補機冷却海水系統の各設備に送水する機能を維持する設計とする。

(b) 高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプの設計方針

高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.1(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプは、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、高圧炉心スプレー補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するため、冷却水として海水を取水し、高圧炉心スプレー補機冷却海水系統の各設備に送水する機能を維持する設計とする。

(c) 高圧炉心スプレー補機冷却海水系ストレーナ設計方針

高圧炉心スプレー補機冷却海水系ストレーナは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.1(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

高圧炉心スプレー補機冷却海水系ストレーナは、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、高圧炉心スプレー補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するため、海水中の固形物を除去する機能を維持する設計とする。

(d) 復水貯蔵タンクの設計方針

復水貯蔵タンクは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.1(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

復水貯蔵タンクは、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に

対し、炉心冷却のための水源を保有する設計とする。

- (e) 非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）排気消音器及び排気管の設計方針

非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）排気消音器及び排気管は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.1(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）排気消音器及び排気管は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、ディーゼル発電機の排気機能を維持する設計とする。

(2) 建屋等

- a. 原子炉建屋の設計方針

原子炉建屋は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.1(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

原子炉建屋は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、放射性物質の閉じ込め機能及び放射線の遮蔽機能並びに建屋が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建屋によって内包する防護すべき施設に降下火砕物を堆積させない機能を維持する設計とする。

- b. タービン建屋の設計方針

タービン建屋は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.1(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

タービン建屋は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、建屋が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建屋によって内包する防護すべき施設に降下火砕物を堆積させない機能を維持する設計とする。

- c. 制御建屋の設計方針

制御建屋は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.1(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

制御建屋は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、建屋が降下火砕物により防護すべき施設を内包し、建屋によって内包する防護すべき施設に降下火砕物を堆積させない機能を維持する設計とする。

- d. 軽油タンク室の設計方針

軽油タンク室は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.1(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

軽油タンク室は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、タンク室が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、タンク室によって内包する防護すべき施設に降下火砕物を堆積させない機能を維持する設計とする。

e. 軽油タンク室（H）の設計方針

軽油タンク室（H）は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.1(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

軽油タンク室（H）は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、タンク室が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、タンク室によって内包する防護すべき施設に降下火砕物を堆積させない機能を維持する設計とする。

5.2 水循環系の閉塞を考慮する施設

(1) 施設

a. 原子炉補機冷却海水ポンプの設計方針

原子炉補機冷却海水ポンプは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

原子炉補機冷却海水ポンプは、想定する降下火砕物による閉塞に対し、降下火砕物の粒径を考慮して閉塞しない流路幅を確保することにより、原子炉補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するため、原子炉補機冷却海水ポンプ狭隘部を降下火砕物の粒径より大きくすることで閉塞しない設計とする。

b. 原子炉補機冷却海水系ストレーナの設計方針

原子炉補機冷却海水系ストレーナは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

原子炉補機冷却海水系ストレーナは、想定する降下火砕物による閉塞に対し、降下火砕物の粒径を考慮して閉塞しない流路幅を確保することにより、原子炉補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するため、原子炉補機冷却海水系ストレーナのメッシュサイズを降下火砕物の粒径より大きくすることで閉塞しない設計とする。

c. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの設計方針

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、想定する降下火砕物による閉塞に対し、降下火砕物の粒径を考慮して閉塞しない流路幅を確保することにより、高圧炉心スプレイ補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するため、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ狭隘部を降下火砕物の粒径より大きくすることで閉塞しない設計とする。

d. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナの設計方針

高圧炉心スプレー補機冷却海水系ストレーナは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

高圧炉心スプレー補機冷却海水系ストレーナは、想定する降下火砕物による閉塞に対し、降下火砕物の粒径を考慮して閉塞しない流路幅を確保することにより、高圧炉心スプレー補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するため、高圧炉心スプレー補機冷却海水系ストレーナのメッシュサイズを降下火砕物の粒径より大きくすることで閉塞しない設計とする。

- e. 海水系下流設備（原子炉補機冷却水系熱交換器、高圧炉心スプレー補機冷却水系熱交換器）の設計方針

海水系下流設備は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

海水系下流設備は、想定する降下火砕物による閉塞に対し、降下火砕物の粒径を考慮して閉塞しない流路幅を確保することにより、原子炉補機冷却水系負荷及び高圧炉心スプレー補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するため、設備の伝熱管内径を降下火砕物の粒径より大きくすることで閉塞しない設計とする。

- f. 海水取水設備（除塵装置）の設計方針

海水取水設備（除塵装置）は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

海水取水設備（除塵装置）は、想定する降下火砕物による閉塞に対し、降下火砕物の粒径を考慮して閉塞しない流路幅を確保することにより、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプに通水する機能を維持するため、除塵装置のメッシュサイズを降下火砕物の粒径より大きくすることで閉塞しない設計とする。

5.3 換気系、電気系及び計測制御系における閉塞を考慮する施設

(1) 施設

- a. 原子炉補機冷却海水ポンプの設計方針

原子炉補機冷却海水ポンプは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.3(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

原子炉補機冷却海水ポンプの電動機は、想定する降下火砕物による閉塞に対し、降下火砕物の粒径を考慮した閉塞しない流路幅の確保及び降下火砕物が侵入し難い構造とすることにより、原子炉補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するため、電動機を冷却する空気冷却用冷却管の内径を降下火砕物の粒径より大きくす

ること及び冷却空気取入口を下向きとすることで閉塞しない設計とする。

b. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの設計方針

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.3(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの電動機は、想定する降下火砕物による閉塞に対し、降下火砕物の粒径を考慮した閉塞しない流路幅を確保する構造とすることにより、高圧炉心スプレイ補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するため、電動機を冷却する冷却流路を降下火砕物の粒径より大きくすることで閉塞しない設計とする。

c. 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の設計方針

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.3(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、想定する降下火砕物による閉塞に対し、流路への降下火砕物の侵入を低減させることにより、非常用高圧母線へ給電する機能を維持するため、吸気口上流側の外気取入口にルーバを設置し下方から吸い込む構造とすること及び空気の流路にバグフィルタを設置することで閉塞しない設計とする。

また、保安規定にバグフィルタの取替え及び清掃することを定め管理することで閉塞しない設計とする。

d. 非常用換気空調系（外気取入口）の設計方針

非常用換気空調系（外気取入口）は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.3(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

非常用換気空調系（外気取入口）は、想定する降下火砕物による閉塞に対し、流路への降下火砕物の侵入を低減させることにより、各部屋を換気又は空調管理することで機器の運転に必要な温度条件の維持、居住性の維持及び被ばく低減を図る機能を維持するため、非常用換気空調系の給気系外気取入口にバグフィルタを設置することで閉塞しない設計とする。

また、保安規定にバグフィルタの取替え及び清掃すること並びに外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止又は事故時運転モードへ切換えることを定め管理することで閉塞しない設計とする。

e. 非常用ガス処理系（屋外配管）の設計方針

非常用ガス処理系（屋外配管）は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.3(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

非常用ガス処理系（屋外配管）は排気筒内に開放して設置されており、想定する降下火砕物による閉塞に対し、事故時に放射性物質を除去した気体を屋外に排気する機能を維持するため、排気筒の排気により降下火砕物を侵入し難くすることで閉塞しない設計とする。

f. 排気筒の設計方針

排気筒は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.3(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

排気筒は、想定する降下火砕物による閉塞に対し、建屋内の空気を大気に排気する機能を維持するため、排気筒の排気により降下火砕物を侵入し難くすることで閉塞しない設計とする。

5.4 水循環系，換気系，電気系及び計測制御系における摩耗を考慮する施設

(1) 施設

a. 原子炉補機冷却海水ポンプの設計方針

原子炉補機冷却海水ポンプは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.4(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

原子炉補機冷却海水ポンプは、想定する降下火砕物の摩耗に対し、降下火砕物の摺動部への侵入を低減させること及び運用により、原子炉補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するため、電動機を開口部がない全閉構造とすることで摩耗しにくい設計とする。

また、保安規定に点検及び必要に応じた補修を実施することを定め管理することで摩耗が進展しない設計とする。

b. 原子炉補機冷却海水系ストレーナの設計方針

原子炉補機冷却海水系ストレーナは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.4(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

原子炉補機冷却海水系ストレーナは、想定する降下火砕物による摩耗に対し、運用により、原子炉補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するため、保安規定に点検及び必要に応じた補修の実施を定め管理することで摩耗が進展しない設計とする。

c. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの設計方針

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.4(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、想定する降下火砕物の摩耗に対し、降下火砕物の摺動部への侵入を低減させること及び運用により、高圧炉心スプレイ補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するため、電動機を開口部がない全閉構造とすることで摩耗しにくい設計とする。

また、保安規定に点検及び必要に応じた補修を実施することを定め管理することで摩耗が進展しない設計とする。

d. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナの設計方針

高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.4(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナは、想定する降下火砕物による摩耗に対し、運用により、高圧炉心スプレイ補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するため、保安規定に点検及び必要に応じた補修の実施を定め管理することで摩耗が進展しない設計とする。

e. 海水系下流設備（原子炉補機冷却水系熱交換器，高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器）の設計方針

海水系下流設備は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.4(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

海水系下流設備は、想定する降下火砕物による摩耗に対し、運用により、原子炉補機冷却水系負荷及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するため、保安規定に点検及び必要に応じた補修の実施を定め管理することで摩耗が進展しない設計とする。

f. 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の設計方針

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.4(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、想定する降下火砕物による摩耗に対し、降下火砕物の摺動部への侵入を低減させること、降下火砕物を考慮して摺動部に耐摩耗性を持たせること及び運用により、非常用高圧母線へ給電する機能を維持するため、吸気口上流側の外気取入口にルーバを設置し下方から吸い込む構造とすることで、空気の流路にバグフィルタを設

置すること及び摺動部に摩耗しにくい材料を使用することで摩耗しにくい設計とする。

また、保安規定にバグフィルタの取替え及び清掃並びに点検及び必要に応じた補修を実施することを定め管理することで摩耗が進展しない設計とする。

g. 海水取水設備（除塵装置）の設計方針

海水取水設備（除塵装置）は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.4(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

海水取水設備（除塵装置）は、想定する降下火砕物による摩耗に対し、運用により、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプに通水する機能を維持するため、保安規定に点検及び必要に応じた補修を実施することを定め管理することで摩耗が進展しない設計とする。

5.5 構造物、水循環系、換気系、電気系及び計測制御系における腐食を考慮する施設

(1) 施設

a. 原子炉補機冷却海水ポンプの設計方針

原子炉補機冷却海水ポンプは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

原子炉補機冷却海水ポンプは、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、原子炉補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するため、外装の塗装及び海水と接触する部位の防汚塗装を実施すること並びに電動機を開口部がない全閉構造とすることで短期的な腐食が発生しない設計とする。

また、保安規定に点検及び補修を実施することを定め管理することで長期的な腐食が進展しない設計とする。

b. 原子炉補機冷却海水系ストレーナの設計方針

原子炉補機冷却海水系ストレーナは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

原子炉補機冷却海水系ストレーナは、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装等により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、原子炉補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するため、原子炉補機冷却海水系ストレーナの海水と接触する部位の防汚塗装及びライニングを実施することで短期的な腐食が発生しない設計とする。

また、保安規定に点検及び補修を実施することを定め管理することで長期的な

腐食が進展しない設計とする。

c. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの設計方針

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装等により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、高圧炉心スプレイ補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するため、外装の塗装及び海水と接触する部位の防汚塗装を実施すること並びに電動機を開口部がない全閉構造とすることで短期的な腐食が発生しない設計とする。

また、保安規定に点検及び補修を実施することを定め管理することで長期的な腐食が進展しない設計とする。

d. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナの設計方針

高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナは、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装等により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナの外装の塗装、海水と接触する部位の防汚塗装及びライニングを実施することで短期的な腐食が発生しない設計とする。

また、保安規定に点検及び補修を実施することを定め管理することで長期的な腐食が進展しない設計とする。

e. 海水系下流設備（原子炉補機冷却水系熱交換器、高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器）の設計方針

海水系下流設備は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

海水系下流設備は、想定する降下火砕物による腐食に対し、降下火砕物を考慮して施設に耐食性を持たせること及び運用により、原子炉補機冷却水系負荷及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系負荷を冷却する機能を維持するため、海水と接触する部位に耐食性のある材料を使用することで短期的な腐食が発生しない設計とする。

また、保安規定に点検及び補修を実施することを定め管理することで長期的な腐食が進展しない設計とする。

- f. 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の設計方針

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、想定する降下火砕物による腐食に対し、降下火砕物を考慮して施設に耐食性を持たせること及び運用により、非常用高圧母線へ給電する機能を維持するため、降下火砕物と接触する部位に耐食性のある材料を使用することで短期的な腐食が発生しない設計とする。

また、保安規定に点検及び補修を実施することを定め管理することで長期的な腐食が進展しない設計とする。

- g. 非常用換気空調系（外気取入口）の設計方針

非常用換気空調系（外気取入口）は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

非常用換気空調系（外気取入口）は、想定する降下火砕物による腐食に対し、流路への降下火砕物の侵入を低減させること、降下火砕物を考慮して施設に耐食性を持たせること、塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、各部屋を換気又は空調管理することで機器の運転に必要な温度条件の維持、居住性の維持及び被ばく低減を図る機能を維持するため、非常用換気空調系の外気取入口にバグフィルタを設置することで降下火砕物が侵入しにくい設計とする。

また、保安規定にバグフィルタの取替え及び清掃することを定め管理することで長期的な腐食が進展しない設計とする。

- h. 非常用ガス処理系（屋外配管）の設計方針

非常用ガス処理系（屋外配管）は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

非常用ガス処理系（屋外配管）は、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、事故時に放射性物質を除去した気体を屋外に排気する機能を維持するため、外装の塗装を実施することで短期的な腐食が発生しない設計とする。

また、保安規定に点検及び補修を実施することを定め管理することで長期的な腐食が進展しない設計とする。

- i. 排気筒の設計方針

排気筒は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定して

いる機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

排気筒は、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、建屋内の空気を大気に排気する機能を維持するため、外装の塗装を実施することで短期的な腐食が発生しない設計とする。

また、保安規定に点検及び補修を実施することを定め管理することで長期的な腐食が進展しない設計とする。

j. 計測制御用電源設備（無停電電源装置）の設計方針

計測制御用電源設備（無停電電源装置）は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

計測制御用電源設備（無停電電源装置）は、想定する降下火砕物による腐食に対し、盤内への降下火砕物の侵入を低減させることにより、発電用原子炉施設の異常状態を検知し、必要な場合、原子炉停止系等を作動させる機能を維持するため、計測制御用電源設備（無停電電源装置）を設置する計測制御電源室換気空調系の外気取入口にバグフィルタを設置することで降下火砕物が侵入しにくい設計とする。

また、保安規定にバグフィルタの取替え及び清掃することを定め管理することで長期的な腐食が進展しない設計とする。

k. 非常用所内電気設備（所内低圧系統）の設計方針

非常用所内電気設備(所内低圧系統)は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

非常用所内電気設備（所内低圧系統）は、想定する降下火砕物による腐食に対し、盤内への降下火砕物の侵入を低減させることにより、工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備への給電機能を維持するため、非常用所内電気設備（所内低圧系統）を設置する原子炉補機室の換気空調系の外気取入口にバグフィルタを設置することで降下火砕物が侵入しにくい設計とする。

また、保安規定にバグフィルタの取替え及び清掃することを定め管理することで長期的な腐食が進展しない設計とする。

1. 復水貯蔵タンクの設計方針

復水貯蔵タンクは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

復水貯蔵タンクは、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により炉心冷却のための水源を保有する機能を維持するため、外装の塗装を実施することで短期的な腐食が発生しない設計とする。

また、保安規定に点検及び補修を実施することを定め管理することで長期的な腐食が進展しない設計とする。

m. 軽油タンク室の設計方針

軽油タンク室は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

軽油タンク室は、想定する降下火砕物による腐食に対し、頂版がコンクリート構造物であること、ハッチ部の塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、タンク室が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、タンク室によって内包する防護すべき施設に降下火砕物を接触させない機能を維持するため、ハッチ部に外装の塗装を実施することで短期的な腐食が発生しない設計とする。

また、保安規定に点検及び補修を実施することを定め管理することで長期的な腐食が進展しない設計とする。

n. 軽油タンク室（H）の設計方針

軽油タンク室（H）は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

軽油タンク室（H）は、想定する降下火砕物による腐食に対し、頂版がコンクリート構造物であること、ハッチ部の塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、タンク室が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、タンク室によって内包する防護すべき施設に降下火砕物を接触させない機能を維持するため、ハッチ部に外装の塗装を実施することで短期的な腐食が発生しない設計とする。

また、保安規定に点検及び補修を実施することを定め管理することで長期的な腐食が進展しない設計とする。

o. 非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）
排気消音器及び排気管の設計方針

非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）排気消音器及び排気管は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）排気消音器及び排気管は、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、ディーゼル発電機の排気機能を維持するため、外装の塗装を実施することで短期的な腐食が発生しない設計とする。

また、保安規定に点検及び補修を実施することを定め管理することで長期的な腐食が進展しない設計とする。

p. 海水取水設備（除塵装置）の設計方針

海水取水設備（除塵装置）は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

海水取水設備（除塵装置）は、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプに通水する機能を維持するため、海水と接触する部位の防汚塗装を実施することで短期的な腐食が発生しない設計とする。

また、保安規定に点検及び補修を実施することを定め管理することで長期的な腐食が進展しない設計とする。

q. 原子炉建屋の設計方針

原子炉建屋は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

原子炉建屋は、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、放射性物質の閉じ込め機能及び放射線の遮蔽機能並びに建屋が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建屋によって内包する防護すべき施設に降下火砕物を接触させない機能を維持するため、外面の塗装を実施することで短期的な腐食が発生しない設計とする。

また、保安規定に点検及び補修を実施することを定め管理することで長期的な腐食が進展しない設計とする。

r. タービン建屋の設計方針

タービン建屋は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

タービン建屋は、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、建屋が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建屋によって内包する防護すべき施設に降下火砕物を接触させない機能を維持するため、外面の塗装を実施することで短期的な腐食が発生しない設計とする。

また、保安規定に点検及び補修を実施することを定め管理することで長期的な腐食が進展しない設計とする。

s. 制御建屋の設計方針

制御建屋は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

制御建屋は、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと及び運用により、建屋が降下火砕物より防護すべき施設

を内包し、建屋によって内包する防護すべき施設に降下火砕物を接触させない機能を維持するため、外面の塗装を実施することで短期的な腐食が発生しない設計とする。

また、保安規定に点検及び補修を実施することを定め管理することで長期的な腐食が進展しない設計とする。

5.6 発電所周辺の大気汚染を考慮する施設

(1) 施設

a. 非常用換気空調系（中央制御室換気空調系）の設計方針

非常用換気空調系（中央制御室換気空調系）は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.6(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

非常用換気空調系（中央制御室換気空調系）は、想定する降下火砕物による大気汚染に対し、中央制御室への降下火砕物の侵入を低減させることにより、中央制御室を換気又は空調管理することで居住性を確保する機能を維持するため、外気取入口にバグフィルタを設置すること、外気取入ダンパの閉止及び事故時運転モードへの切換えをすることで降下火砕物が侵入しにくい設計とする。

また、保安規定にバグフィルタの取替え及び清掃すること並びに外気取入ダンパの閉止及び事故時運転モードへの切換えを定め管理することで降下火砕物による中央制御室の大気汚染を防止する設計とする。

5.7 絶縁低下を考慮する施設

(1) 施設

a. 計測制御用電源設備（無停電電源装置）の設計方針

計測制御用電源設備（無停電電源装置）は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.7(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

計測制御用電源設備（無停電電源装置）は、想定する降下火砕物による絶縁低下に対し、盤内への降下火砕物の侵入を低減させることにより、発電用原子炉施設の異常状態を検知し、必要な場合、原子炉停止系等を作動させる機能を維持するため、計測制御用電源設備（無停電電源装置）を設置するエリアを空調管理する計測制御電源室の換気空調系の外気取入口にバグフィルタを設置することで降下火砕物が侵入しにくい設計とする。

また、保安規定にバグフィルタの取替え及び清掃することを定め管理することで計測制御用電源設備（無停電電源装置）の絶縁低下を防止する設計とする。

b. 非常用所内電気設備（所内低圧系統）の設計方針

非常用所内電気設備(所内低圧系統)は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.7(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

非常用所内電気設備（所内低圧系統）は、想定する降下火砕物による絶縁低下に対し、盤内への降下火砕物の侵入を低減させることにより、工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備への給電機能を維持するため非常用所内電気設備（所内低圧系統）を設置するエリアを空調管理する原子炉補機室の換気空調系の外気取入口にバグフィルタを設置することで降下火砕物が侵入しにくい設計とする。

また、保安規定にバグフィルタの取替え及び清掃することを定め管理することで非常用所内電気設備（所内低圧系統）の絶縁低下を防止する設計とする。

5.8 間接的影響を考慮する施設

(1) 施設

a. 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の設計方針

非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.8(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、想定する降下火砕物による間接的影響に対し、降下火砕物の影響を受けない配置にすることにより、非常用高圧母線へ7日間の電源供給が継続できるよう給電する機能を維持するため、降下火砕物の影響を受けない建屋内に設置する設計とする。

b. 軽油タンクの設計方針

軽油タンクは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.8(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

軽油タンクは、想定する降下火砕物による間接的影響に対し、降下火砕物の影響を受けない配置にすることにより、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）へ7日間の燃料供給が継続できるよう燃料を保有する機能を維持するため、降下火砕物の影響を受けない地中に設置する設計とする。

c. 非常用ディーゼル発電設備(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。)燃料移送ポンプの設計方針

非常用ディーゼル発電設備(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。)

燃料移送ポンプは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.8(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

非常用ディーゼル発電設備(高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備を含む。)燃料移送ポンプは、想定する降下火砕物による間接的影響に対し、降下火砕物の影響を受けない配置にすることにより、非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機を含む。)へ7日間の燃料供給が継続できるよう燃料を移送する機能を維持するため、降下火砕物の影響を受けない地中に設置する設計とする。

VI-1-1-2-5 外部火災への配慮に関する説明書

目 次

- VI-1-1-2-5-1 外部火災への配慮に関する基本方針
- VI-1-1-2-5-2 外部火災の影響を考慮する施設の選定
- VI-1-1-2-5-3 外部火災防護における評価の基本方針
- VI-1-1-2-5-4 外部火災防護に関する許容温度設定根拠
- VI-1-1-2-5-5 外部火災防護における評価方針
- VI-1-1-2-5-6 外部火災防護における評価条件及び評価結果
- VI-1-1-2-5-7 二次的影響（ばい煙）及び有毒ガスに対する設計

VI-1-1-2-5-1 外部火災への配慮に関する基本方針

目 次

1. 概要	1
2. 外部火災防護に関する基本方針	1
2.1 基本方針	1
2.2 適用規格及び適用基準	6

1. 概要

本資料は、発電用原子炉施設の外部火災防護設計が「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」（以下「技術基準規則」という。）第7条及びその「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の解釈」（以下「解釈」という。）に適合することを説明し、技術基準規則第54条及びその解釈に規定される「重大事故等対処設備」を踏まえた重大事故等対処設備への配慮についても説明するものである。

2. 外部火災防護に関する基本方針

2.1 基本方針

発電用原子炉施設の外部火災防護設計は、外部事象防護対象施設について外部火災により安全機能を損なわないこと及び安全性を損なうおそれがある場合は防護措置その他の適切な措置を講じなければならないこと、重大事故等対処設備については外部火災により設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に重大事故等時に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを目的とし、技術基準規則に適合するように設計する。

外部事象防護対象施設は、防火帯の設置、建屋による防護、離隔距離の確保による防護を行うことで、安全機能を損なわない設計とする。

外部火災の影響については、保安規定に定期的な評価の実施を定めることにより評価する。

想定される外部火災において、火災・爆発源を発電所敷地内及び敷地外に設定し、外部事象防護対象施設に係る温度や距離を算出し、これらによる影響評価を行い、最も厳しい火災・爆発が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。

外部火災による二次的影響（ばい煙）、外部火災起因を含む有毒ガスの影響、爆発による飛来物の影響についても評価を行い、外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

発電所敷地内の火災・爆発源としては、森林火災、発電所敷地内に設置する屋外の危険物タンク、危険物貯蔵所、常時危険物を貯蔵する一般取扱所、危険物を搭載した車両及び危険物を内包する貯蔵設備以外の設備（以下「危険物貯蔵施設等」という。）の火災・爆発、航空機墜落による火災及び発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災と航空機墜落による火災が同時に発生した場合の重畳火災を想定する。

発電所敷地外又はその周辺で想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）として想定される発電所敷地外の火災・爆発源としては、近隣の産業施設の火災・爆発、発電所近くを通る燃料輸送車両の火災・爆発及び漂流船舶の火災・爆発を想定する。

建屋内に設置する外部事象防護対象施設は、建屋にて防護することから建屋の評価を行い、屋外の外部事象防護対象施設は、当該施設を評価する。評価結果が満足しな

い場合は、防護措置として適切な処置を講じるものとする。

外部火災評価においては、発電所に最も厳しい火災・爆発が発生した場合を想定し、評価を行う。

2.1.1 外部火災より防護すべき施設

外部火災より防護すべき施設は、添付書類「VI-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」の「2.3 外部からの衝撃より防護すべき施設」に従い、外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備とする。

2.1.2 外部火災より防護すべき施設の設計方針

(1) 外部事象防護対象施設の設計方針

森林火災については、外部事象防護対象施設を内包する建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度が許容温度（200℃）となる危険距離及び屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度（排気筒の表面温度 325℃並びに復水貯蔵タンクの貯留水を使用する復水補給水系の系統最高使用温度 66℃並びに原子炉補機冷却海水ポンプの冷却空気温度を上部軸受の機能維持に必要な 40℃及び下部軸受の機能維持に必要な 55℃並びに高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの冷却空気温度 55℃）となる危険距離を算出し、その危険距離を上回る離隔距離を確保する設計とする。

発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災及び航空機墜落による火災については、火災源ごとに輻射強度、燃焼継続時間等を求め、外部事象防護対象施設を内包する建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度及び屋外の外部事象防護対象施設の温度を算出し、許容温度を満足する設計とする。

また、発電所敷地内において、燃料補充用のタンクローリ火災が発生した場合の影響については、燃料補充時は監視人が立会を実施することを保安規定に定めて管理し、万一の火災発生時は速やかに消火活動が可能である体制であることから、外部事象防護対象施設への影響を与えることはない。

外部事象防護対象施設以外の設計基準対象施設については、その火災による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、離隔距離を確保すること、建屋による防護又はそれらを適切に組み合わせることで、安全機能を損なわない設計とする。

発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の爆発については、ガス爆発の爆風圧が 0.01MPa となる危険限界距離を算出し、その危険限界距離を上回る離隔距離を確保する設計とする。

発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災と航空機墜落による火災が同時に発生した場合の重畳火災については、外部事象防護対象施設を内包する建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度及び屋外の外部事象防護対象施設の温度を算出し、許容温度を満足する設計とする。

外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設を内包する建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）が外部火災に対して十分な健全性を有することを確認するための評価に用いる許容温度の設定根拠は、添付書類「VI-1-1-2-5-4 外部火災防護に関する許容温度設定根拠」に示す。

外部火災より防護すべき施設のうち、外部火災の影響について評価を行う施設（以下「外部火災の影響を考慮する施設」という。）の選定については、添付書類「VI-1-1-2-5-2 外部火災の影響を考慮する施設の選定」に示す。

森林火災については、延焼防止を目的として、設置（変更）許可を受けた防火帯（約 20 m）を敷地内に設ける設計とし、防火帯は延焼防止効果を損なわない設計とするため、防火帯に可燃物を含む機器等を設置する場合は必要最小限とする。

また、危険距離の算出については、防火帯の外縁（火災側）付近における火災輻射発散度（建屋及び復水貯蔵タンク評価においては 477kW/m^2 、排気筒評価において発散度 367 kW/m^2 、その他評価においては 408kW/m^2 ）を用いる。

発電所敷地外の火災である近隣の産業施設の火災については、発電所敷地外 10km 以内に石油コンビナートは存在しないため、外部事象防護対象施設の安全機能を損なうおそれがない。また、発電所敷地外半径 10km 以内の産業施設、燃焼輸送車両及び漂流船舶の火災については、火災源ごとに輻射強度、燃焼継続時間等を求め、外部事象防護対象施設を内包する建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度が許容温度となる危険距離及び屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度となる危険距離を算出し、その危険距離を上回る離隔距離を確保する設計とする。

発電所敷地外半径 10km 以内の産業施設、燃焼輸送車両及び漂流船舶の爆発については、ガス爆発の爆風圧が 0.01MPa となる危険限界距離を算出し、その危険限界距離を上回る離隔距離を確保する設計とする。また、ガス爆発による容器破損時に破片の最大飛散距離を算出し、最大飛散距離を上回る離隔距離を確保する設計とする。

なお、漂流船舶の爆発については、発電所敷地外半径 10km 以内を航行する爆発のおそれがある船舶は存在しないため、爆発による外部事象防護対象施設への影響について考慮する必要はない。

外部火災による二次的影響（ばい煙）による影響については、侵入を防止する

ため適切な防護対策を講じることで、外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

外部火災を起因とするばい煙が発生した場合には、外気を取り込む空調系統(換気空調系で給気されるエリアの設置機器を含む)に対するばい煙の侵入を防止するため、バグフィルタを設置する設計とする。

外気を設備内に取り込む屋内設置機器(非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む)に対しては、ばい煙の侵入を防止するため、フィルタを設置する設計、又はばい煙が侵入したとしても機器の損傷、閉塞を防止するため、ばい煙が流路に溜まりにくい構造とする設計とする。

外気を取り込む屋外設置機器(原子炉補機冷却海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ)に対しては、ばい煙の侵入による機器の損傷を防止するため、機器本体を全閉構造とする設計、又はばい煙が侵入したとしても機器の損傷、閉塞を防止するため、ばい煙が流路に溜まりにくい構造とする設計とする。

外部火災起因を含む有毒ガスが発生した場合には、室内に滞在する人員の環境劣化を防止するために設置した外気取入ダンパを閉止し、中央制御室内の空気を循環させる事故時運転モードへの切替え及び空調ファンの停止により、有毒ガスの侵入を防止する設計とする。なお、外気取入ダンパの閉止及び事故時運転モードへ切替えによる外気の遮断及び空調ファンの停止による外気流入の抑制を保安規定に定めて管理する。

主要道路、鉄道路線、一般航路及び石油コンビナート施設は離隔距離を確保することで事故等による火災に伴う発電所への有毒ガスの影響がない設計とする。

なお、ばい煙及び有毒ガスに対する具体的な設計については、添付書類「VI-1-1-2-5-7 二次的影響(ばい煙)及び有毒ガスに対する設計」に示す。

(2) 重大事故等対処設備の設計方針

屋内の重大事故等対処設備についてはこれらを内包する建屋にて防護し、屋外の重大事故等対処設備については設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に必要な機能を損なわないよう、位置的分散を図る。具体的な位置的分散については、添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

2.1.3 外部事象防護対象施設の評価方針

屋内に設置する外部事象防護対象施設は、建屋にて防護することから建屋にて評価を行い、屋外の外部事象防護対象施設は当該施設を評価する。

外部火災影響評価は、火災・爆発源ごとに危険距離又は危険限界距離を算出し離隔距離と比較する方法と、建屋表面温度及び屋外の外部事象防護対象施設の温

度（排気筒の表面温度，復水貯蔵タンクの温度，原子炉補機冷却海水ポンプの冷却空気温度，高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプの冷却空気温度）を算出し許容温度と比較する方法を用いる。

外部火災における評価方針を添付書類「VI-1-1-2-5-3 外部火災防護における評価の基本方針」に示す。

火災・爆発源ごとの森林火災をはじめとする評価方針は，添付書類「VI-1-1-2-5-5 外部火災防護における評価方針」に示す。

火災・爆発源ごとの森林火災をはじめとする評価条件及び評価結果は，添付書類「VI-1-1-2-5-6 外部火災防護における評価条件及び評価結果」に示す。

2.2 適用規格及び適用基準

適用する規格としては、最新の規格基準を含め技術的妥当性及び適用性を示した上で適用可能とする。

適用する指針等を以下に示す。

- ・ 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド
(平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 1 3 0 6 1 9 1 2 号)
- ・ 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
(平成 21 年 3 月 9 日原子力安全委員会一部改訂)
- ・ 実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について
(平成 21・06・25 原院第 1 号 平成 21 年 6 月 30 日原子力安全・保安院一部改正)
- ・ 石油コンビナートの防災アセスメント指針
(平成 25 年 3 月 消防庁特殊災害室)
- ・ 建築火災のメカニズムと火災安全設計
(平成 19 年 12 月 25 日日本建築センター)
- ・ 日本機械学会 2009 年 伝熱工学資料 改訂第 5 版

VI-1-1-2-5-2 外部火災の影響を考慮する施設の選定

目 次

1. 概要	1
2. 選定の基本方針	1
2.1 外部火災の影響を考慮する施設の選定	1
2.2 重大事故等対処設備の選定	2
2.3 外部火災の二次的影響（ばい煙）を考慮する施設の選定	2
2.4 有毒ガスの影響を考慮する施設の選定	2

1. 概要

本資料は、添付書類「VI-1-1-2-5-1 外部火災への配慮に関する基本方針」に従い、外部火災の影響を考慮する施設の選定について説明するものである。

2. 選定の基本方針

外部火災の影響を考慮する施設としては、施設の設置場所、構造を考慮して選定する。

施設の選定にあたっては、外部火災より防護すべき施設を選定するとともに、外部火災の二次的影響（ばい煙）又は有毒ガスの影響を考慮する施設を選定する。

なお、外部火災の影響を考慮する施設以外の外部火災影響について、屋内に設置する施設は、建屋にて防護するため、波及的影響を考慮する必要はない。屋外に設置する施設は、その機能が喪失しても外部火災の影響を考慮する施設へ影響を及ぼす施設はないため、外部火災の影響を考慮する施設へ波及的影響を及ぼす可能性はない。

2.1 外部火災の影響を考慮する施設の選定

屋内に設置する外部事象防護対象施設は、建屋にて防護することから、外部事象防護対象施設の代わりに外部事象防護対象施設を内包する建屋を外部火災の影響を考慮する施設として選定する。屋外の外部事象防護対象施設は、外部火災の影響により安全性を損なうおそれがあるため、外部火災の影響を考慮する施設として選定する。外部事象防護対象施設以外の施設については、屋内に設置する施設は、建屋により防護することとし、屋外の外部事象防護対象施設については、防火帯の内側に設置すること又は消火活動等により防護する。

外部火災の影響を考慮する施設を以下に示す。

- (1) 外部事象防護対象施設を内包する建屋
 - a. タービン建屋
 - b. 制御建屋
- (2) 屋外の外部事象防護対象施設
 - a. 原子炉建屋
 - b. 排気筒
 - c. 復水貯蔵タンク
 - d. 原子炉補機冷却海水ポンプ（高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプを含む。）
 - e. 高圧炉心スプレー補機冷却海水系ストレーナ

外部火災の影響を考慮する施設のうち高圧炉心スプレー補機冷却海水系ストレーナについては、他の外部火災の影響を考慮する施設の評価により、安全機能を損なわない設計であることを確認できるため、以降での評価は実施しない。

2.2 重大事故等対処設備の選定

屋内の重大事故等対処設備についてはこれらを内包する建屋にて防護し、屋外の重大事故等対処設備については、位置的分散にて対応するため、以降での評価は実施しない。具体的な位置的分散については、添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

2.3 外部火災の二次的影響（ばい煙）を考慮する施設の選定

外部事象防護対象施設が二次的影響（ばい煙）により安全性を損なうおそれがないよう、二次的影響（ばい煙）を考慮する施設は以下により選定する。

外気を取り込む空調系統（換気空調系で給気されるエリアの設置機器を含む）は二次的影響（ばい煙）により人体及び室内の空気を取り込む機器に影響を及ぼすおそれがあるため、二次的影響（ばい煙）を考慮する設備として選定する。

外気を設備内に取り込む機器、外気を取り込む屋外設置機器は二次的影響（ばい煙）により機器の故障が発生するおそれがあるため、二次的影響（ばい煙）を考慮する機器として選定する。

ばい煙を含む外気又は、室内空気を機器内に取り込む機構を有しない設備又は、取り込んだ場合でも、その影響が非常に小さいと考えられる設備（ポンプ、モータ、弁、盤内に換気ファンを有しない制御盤、計器、排気筒等）については、対象外とする。

- (1) 外気を取り込む空調系統（換気空調系で給気されるエリアの設置機器を含む）
 - a. 換気空調系
 - b. 安全保護装置

- (2) 外気を設備内に取り込む機器
 - a. 非常用ディーゼル発電機
 - b. 高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機

- (3) 外気を取り込む屋外設置機器
 - a. 原子炉補機冷却海水ポンプ
 - b. 高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプ

2.4 有毒ガスの影響を考慮する施設の選定

外部火災起因を含む有毒ガスの影響を考慮する施設については、人体に影響を及ぼすおそれがある換気空調設備を選定する。

VI-1-1-2-5-3 外部火災防護における評価の基本方針

目 次

1. 概要	1
2. 外部火災防護における評価の基本方針	1
2.1 評価の基本方針	1
2.2 許容温度	3

1. 概要

本資料は、添付書類「VI-1-1-2-5-1 外部火災への配慮に関する基本方針」に示す外部火災の影響に対する設計方針を踏まえて、外部火災の影響を考慮する施設について、外部火災により安全機能を損なうおそれがないことを確認するための評価方針について説明するものである。

2. 外部火災防護における評価の基本方針

技術基準規則のうち第 7 条及びその解釈に適合することを確認し、添付書類「VI-1-1-2-5-2 外部火災の影響を考慮する施設の選定」で選定した施設について、添付書類「VI-1-1-2-5-5 外部火災防護における評価方針」により評価を行う。それぞれの火災源ごとに危険距離等を算出し、その危険距離を上回る離隔距離が確保されていること、又は算出した外部事象防護対象施設を内包する建屋の表面温度、屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度を満足することを確認する。

2.1 評価の基本方針

評価方針は、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」を参照して、添付書類「VI-1-1-2-5-1 外部火災への配慮に関する基本方針」により実施することを基本とする。

具体的な評価方針は、添付書類「VI-1-1-2-5-5 外部火災防護における評価方針」に示す。

2.1.1 発電所敷地内に対する評価の基本方針

2.1.1.1 火災源に対する評価の基本方針

(1) 森林火災

防火帯外縁付近における火災輻射発散度(それぞれ評価が最も厳しくなるよう建屋及び復水貯蔵タンク評価において 477kW/m^2 、排気筒評価において、 367kW/m^2 、その他評価においては 408kW/m^2 を抽出)を用いて、外部事象防護対象施設を内包する建屋の表面温度が許容温度となる危険距離及び、屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度となる危険距離を算出し、その危険距離を上回る離隔距離が確保されていることを確認する。

(2) 発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災

発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の燃料量等を勘案して、危険物貯蔵施設等ごとに外部事象防護対象施設を内包する建屋の表面温度及び屋外の外部事象防護対象施設の温度を算出し、許容温度を満足することを確認する。

(3) 航空機墜落による火災

対象航空機の燃料積載量等を勘案して、対象航空機ごとに外部事象防護対

象施設を内包する建屋の表面温度及び屋外の外部事象防護対象施設の温度を算出し、許容温度を満足することを確認する。

(4) 敷地内の危険物貯蔵施設等の火災と航空機墜落による火災の重畳火災

敷地内の危険物貯蔵施設等の火災と航空機墜落による火災の評価条件により算出した輻射強度及び燃焼継続時間等により、外部事象防護対象施設の受熱面に対し、最も厳しい条件となる火災源と外部事象防護対象施設を選定し、外部事象防護対象施設を内包する建屋の表面温度及び屋外の外部事象防護対象施設の温度を算出し、許容温度を満足することを確認する。

2.1.2 発電所敷地外に対する評価の基本方針

2.1.2.1 火災源に対する評価の基本方針

(1) 近隣の産業施設の火災

近隣の産業施設の燃料貯蔵量等を勘案して、外部事象防護対象施設を内包する建屋の表面温度が許容温度となる危険距離及び屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度となる危険距離を算出し、その危険距離を上回る離隔距離が確保されていることを確認する。

(2) 燃料輸送車両の火災

燃料輸送車両の燃料貯蔵量等を勘案して、外部事象防護対象施設を内包する建屋の表面温度が許容温度となる危険距離及び屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度となる危険距離を算出し、その危険距離を上回る離隔距離が確保されていることを確認する。

(3) 漂流船舶の火災

漂流船舶の燃料貯蔵量等を勘案して、外部事象防護対象施設を内包する建屋の表面温度が許容温度となる危険距離及び屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度となる危険距離を算出し、その危険距離を上回る離隔距離が確保されていることを確認する。

2.1.2.2 爆発源に対する評価の基本方針

(1) 近隣の産業施設のガス爆発

近隣の産業施設の燃料貯蔵量等を勘案して、ガス爆発の爆風圧が 0.01MPa となる危険限界距離を算出し、その危険限界距離を上回る離隔距離が確保されていることを確認する。また、ガス爆発による容器破損時に破片の最大飛散距離を算出し、最大飛散距離を上回る離隔距離が確保されていることを確認する。

(2) 燃料輸送車両のガス爆発

燃料輸送車両の燃料貯蔵量等を勘案して、ガス爆発の爆風圧が 0.01MPa となる危険限界距離を算出し、その危険限界距離を上回る離隔距離が確保されていることを確認する。また、ガス爆発による容器破損時に破片の最大飛散距離を算出し、最大飛散距離を上回る離隔距離が確保されていることを確認する。

2.2 許容温度

外部火災の影響を考慮する施設及び津波防護施設が外部火災に対して十分な健全性を有することを確認するための評価に用いる許容温度を以下に示し、その設定根拠は、添付書類「VI-1-1-2-5-4 外部火災防護に関する許容温度設定根拠」に示す。

2.2.1 外部火災の影響を考慮する施設

(1) 建屋

火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度（200℃）を許容温度とする。

(2) 復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンクの最高使用温度（66℃）を許容温度とする。

(3) 排気筒

鋼材の強度が維持される温度（325℃）を許容温度とする。

(4) 原子炉補機冷却海水ポンプ

上部軸受の機能維持に必要な温度上昇限界（40℃）を許容温度とする。また、下部軸受の機能維持に必要な温度上昇限界（55℃）を許容温度とする。

(5) 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ

上部軸受の機能維持に必要な温度上昇限界（55℃）を許容温度とする。また、下部軸受の機能維持に必要な温度上昇限界（55℃）を許容温度とする。

VI-1-1-2-5-4 外部火災防護に関する許容温度設定根拠

目 次

1.	概要	1
2.	設定根拠	1
2.1	建屋	1
2.2	復水貯蔵タンク	1
2.3	排気筒	1
2.4	原子炉補機冷却海水ポンプ	1
2.5	高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ	2

1. 概要

本資料は、添付書類「VI-1-1-2-5-1 外部火災への配慮に関する基本方針」に従い、外部火災の影響を考慮する施設が、外部火災に対して十分な健全性を有することを確認するための評価に用いる許容温度の設定根拠について説明するものである。

2. 設定根拠

2.1 建屋

建屋コンクリート表面温度の許容温度は、 200°C^{*1} （火災時における短期温度上昇を考慮した場合においてコンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度）以下とする。

建屋の温度評価はコンクリート表面温度で実施している。建屋の表面は、太陽輻射による温度上昇を考慮し、初期温度を 50°C に設定する。また、材質表面の放射率を考慮しない評価であるため、 200°C を下回れば建屋の機能は確保される。

2.2 復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンクの許容温度は、 66°C （貯留水を使用する復水補給水系の系統最高使用温度）以下とする。

復水貯蔵タンクの温度評価はタンク内の水温で実施している。復水貯蔵タンクの外表面は、太陽輻射による温度上昇を考慮し、初期温度を 50°C に設定する。また、材質表面の放射率を考慮しない評価であるため、 66°C を下回ればタンクの機能は確保される。

2.3 排気筒

排気筒は、防護が必要となる部位が直接火災の影響を受けるため、各施設の表面で評価を行う。

排気筒の許容温度は、火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、鋼材の強度が維持される保守的な温度 325°C^{*1} 以下とする。

排気筒の温度評価は表面温度で実施している。排気筒の表面は、太陽輻射による温度上昇を考慮し、初期温度を 50°C に設定する。また、材質表面の放射率を考慮しない評価であるため、 325°C を下回れば排気筒の機能は確保される。

2.4 原子炉補機冷却海水ポンプ

原子炉補機冷却海水ポンプの許容温度は、上部及び下部軸受の上昇温度を考慮し、電動機軸受の冷却として外気を用いることから、冷却空気温度を許容温度として設定する。上部軸受については軸受温度を 80°C （自由対流式軸受の表面で測定するときの

温度限度*²) 以下とするために必要な冷却空気温度 40℃*³を許容温度とし、下部軸受については軸受温度を 95℃(転がり軸受に、耐熱性の良好なグリースを使用する場合で、表面で測定するときの最高温度*²) 以下とするために必要な冷却空気温度 55℃*⁴を許容温度として設定する。

原子炉補機冷却海水ポンプの温度評価は原子炉補機冷却海水ポンプ内への冷却空気の初期温度を 40℃に設定し、また材質表面の放射率を考慮しない評価であるため、40℃を下回れば、原子炉補機冷却海水ポンプの機能は確保される。

2.5 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの許容温度は、上部及び下部軸受の上昇温度を考慮し、電動機軸受の冷却として外気を用いることから、冷却空気温度を許容温度として設定する。電動機上部及び下部軸受温度を 95℃(転がり軸受に、耐熱性の良好なグリースを使用する場合で、表面で測定するときの最高温度*²) 以下とするために必要な冷却空気温度 55℃*⁴を許容温度として設定する。

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの温度評価は高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ内への冷却空気の初期温度を 40℃に設定し、また材質表面の放射率を考慮しない評価であるため、55℃を下回れば、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの機能は確保される。

注記 *1 : 建築火災のメカニズムと火災安全設計(平成 19 年 12 月 25 日日本建築センター)

*2 : 電気規格調査会標準規格 誘導機(J E C 2 1 3 7-2000)

*3 : 80℃(滑り軸受の温度限度) -40℃(冷却空気の初期温度) =40℃

*4 : 95℃(転がり軸受の温度限度) -40℃(冷却空気の初期温度) =55℃

VI-1-1-2-5-5 外部火災防護における評価方針

目 次

1. 概要	1
2. 評価について	1
2.1 発電所敷地内の火災源に対する評価方針	1
2.2 発電所敷地外の火災に対する評価方針	32

1. 概要

本資料は、添付書類「VI-1-1-2-5-1 外部火災への配慮に関する基本方針」に従い、外部火災防護における評価方針について説明するものである。

2. 評価について

外部火災防護における評価として、森林火災については外部火災の影響を考慮する施設の危険距離を算出し、その危険距離を上回る離隔距離が確保されていることを確認する。

発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災、航空機墜落による火災、発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災と航空機墜落による火災が同時に発生した場合の重畳火災（以下「重畳火災」という。）については、外部火災の影響を考慮する施設の温度を算出し、許容温度を満足することを確認する。

近隣の産業施設、燃料輸送車両及び漂流船舶の火災については、外部火災の影響を考慮する施設の危険距離を算出し、その危険距離を上回る離隔距離が確保されていることを確認する。

火災源ごとの評価方針を以下に示す。

2.1 発電所敷地内の火災源に対する評価方針

2.1.1 森林火災の評価について

(1) 評価方針

設置（変更）許可を受けた防火帯外縁における最大火線強度から算出される火災輻射発散度を用いて、外部事象防護対象施設を内包する建屋の表面温度が許容温度となる危険距離及び建屋を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度となる危険距離を算出し、その危険距離を上回る離隔距離が確保されていることを確認する。熱影響評価上は保守的に、最大の火災輻射発散度（建屋及び復水貯蔵タンク評価においては 477 kW/m^2 、排気筒評価においては 367 kW/m^2 、その他評価においては 408 kW/m^2 ）の円筒火炎モデルが一様に存在するものとして評価する。評価に用いる評価指標とその内容を表 2.1.1-1、評価対象施設から最も近い防火帯外縁の位置を図 2.1.1-1 に示す。

(2) 評価条件

- a. 森林火災による熱を受ける面と森林火災の火災輻射強度が発する地点が同じ高さにあると仮定し最短距離にて評価を行う。
- b. 森林火災の火炎は、円筒火炎モデルを使用する。火炎の高さは燃焼半径の 3 倍とし、燃焼半径から円筒火炎モデルの数を算出することにより火炎到達幅の分だけ円筒火炎モデルが横一列に並ぶものとする。横一列に並んだ円筒火

炎モデルの数だけ外部火災の影響を考慮する施設へ熱が伝わることとする。

- c. 円筒火炎モデルの燃焼の考え方は、ある地点の燃焼完了後に隣へ移動する解析であり、隣へ移動した後は燃焼していた地点の可燃物を燃焼しつくしていることから、消炎するものとする。また、メッシュの燃焼途中での移動は考慮しない。最初の地点から両隣へ移動した後の輻射は、2箇所から同時に輻射される。森林火災における円筒火炎モデル評価の概要を図 2.1.1-2 に示す。
- d. 気象条件は無風状態とする。

(3) 計算方法

森林火災解析結果による火炎輻射発散度，火炎長及び火炎到達幅を用いて，火炎輻射強度，燃焼半径，燃焼継続時間，円筒火炎モデル数，形態係数等を求め，それらから危険距離を算出する。

a. 記号の説明

算出に用いる記号とその単位及び定義を以下に示す。

記号	単位	定義
《共通》		
R	m	燃焼半径
H	m	火炎長
F	—	円筒火炎モデル数
\hat{F}	—	1メッシュあたりの円筒火炎モデル数 (10mメッシュ)
W	m	火炎到達幅
R _f	kW/m ²	火炎輻射発散度
I _R	kW/m ²	火炎輻射強度
ε	—	吸収率
φ _i	—	各円筒火炎モデルの形態係数
L _i	m	離隔距離
E	W/m ²	輻射強度
φ _t	—	各火炎モデルの形態係数を合計した値
L _t	m	危険距離
T	°C	許容温度
《建屋》		
T ₀	°C	初期温度
t	s	燃焼継続時間
C _p	J/kg/K	コンクリート比熱

ρ	kg/m ³	コンクリート密度
λ	W/m/K	コンクリート熱伝導率

記号	単位	定義
《復水貯蔵タンク》		
T_0	℃	初期温度
D_o	m	タンク外径
D_i	m	タンク内径
ρ_w	kg/m ³	水の密度
$C_{p w}$	J/kg/K	水の比熱
ρ_s	kg/m ³	タンク壁材の密度
$C_{p s}$	J/kg/K	タンク壁材の比熱
h	m	タンク円筒高さ
e	m	タンク最小板厚
《排気筒》		
T_0	℃	初期温度
h	W/m ² /K	熱伝達率
《原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ》		
T_0	℃	通常運転時の上昇温度
A_T	m ²	受熱面積
G	kg/s	重量流量
C_p	J/kg/K	空気比熱

。

b. 燃焼半径の算出

燃焼半径（R）を次式のとおり算出する。

$$R = \frac{H}{3} \quad (\text{式 2.1.1-1})$$

(出典：評価ガイド)

c. 円筒火炎モデル数の算出

円筒火炎モデル数（F）及び 10m メッシュ内の円筒火炎モデル数 \hat{F} を次式のとおり算出する。

$$F = \frac{W}{2R} \quad \hat{F} = \frac{10}{2R} \quad (\text{式 2.1.1-2})$$

(出典：評価ガイド)

10m メッシュ内の円筒火炎モデル数 \hat{F} は火炎到達幅Wを地形データの最小単位である 10m 幅に分割したメッシュ内の円筒火炎モデル数であるため、円筒火炎モデル数F及び 10m メッシュ内の円筒火炎モデル数 \hat{F} の関係は以下のとおりである。

$$F = \frac{W}{2R} = \frac{W}{10} \cdot \frac{10}{2R} = \frac{W}{10} \cdot \hat{F} \quad (\text{式 2.1.1-3})$$

d. 火炎輻射強度の算出

火炎輻射強度は FARSITE 出力データである反応強度から算出する。反応強度は炎から輻射として放出される熱エネルギーと、火炎・煙として対流放出される熱エネルギーの和から求められることから、反応強度に対する火炎輻射強度の割合を求めることで、反応強度から火炎輻射強度を算出する。「SFPE Handbook of Fire Protection Engineering」から各樹木の発熱量を引用し、反応強度に対する火炎輻射強度の割合を算出する。

女川原子力発電所敷地近傍には、針葉樹及び落葉広葉樹がある。そのため、輻射熱割合は、針葉樹 0.377 と落葉広葉樹 0.371 のうち保守的に大きい値である針葉樹の係数 0.377 を使用する。

$$\text{火炎輻射強度 (W/m}^2\text{)} = \text{反応強度 (W/m}^2\text{)} \times \text{針葉樹の係数} \quad (\text{式 2.1.1-4})$$

e. 火炎輻射発散度の算出

火炎輻射発散度 (Rf) を次式のとおり算出する。

$$Rf = I_R \cdot \varepsilon \quad (\text{式 2.1.1-5})$$

f. 各円筒火炎モデルの形態係数の算出

各円筒火炎モデルの形態係数 (ϕ_i) を次式のとおり算出する。

$$\phi_i = \frac{1}{\pi n} \tan^{-1} \left(\frac{m}{\sqrt{n^2 - 1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left\{ \frac{(A - 2n)}{n \sqrt{AB}} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{A(n-1)}{B(n+1)}} \right] - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{(n-1)}{(n+1)}} \right] \right\} \quad (\text{式 2.1.1-6})$$

ただし

$$m = \frac{H}{R} \cong 3, \quad n = \frac{L_i}{R}, \quad A = (1+n)^2 + m^2, \quad B = (1-n)^2 + m^2$$

(出典：評価ガイド)

g. 輻射強度の算出

輻射強度 (E_0) を、次式のとおり算出する。

$$E = E_0 + 2 \sum_{i=1}^n E_i \quad (\text{受熱面への輻射強度})$$

$$E_0 = \phi_0 \cdot \dot{F} \cdot Rf \quad (\text{中心火炎の場合}) \quad (\text{式 2.1.1-7})$$

$$E_i = \phi_i \cdot \dot{F} \cdot Rf \cdot 2 \quad (\text{中心以外の火炎の場合}) \quad (\text{式 2.1.1-8})$$

各円筒火炎モデルの形態係数を合計した値が、外部火炎の影響を考慮する施設に及ぼす影響について考慮すべき形態係数 ϕ_t となる。

$$\phi_t = (\phi_i + \phi_{i+1} + \phi_{i+2} \cdots)$$

なお、 $i + (i+1) + (i+2) \cdots + (i+X)$ の火炎モデル数の合計は F 個となる。

(出典：評価ガイド)

h. 形態係数の算出

(a) 建屋

外壁表面の温度が 200℃となる輻射強度を危険輻射強度として次式のとおり算出する。

$$\rho C_p \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial x} \left(\lambda \frac{\partial T}{\partial x} \right) \quad (\text{式 2.1.1-9})$$

危険輻射強度 E となる形態係数 ϕ を次式のとおり算出する。

$$E = Rf \cdot \phi \quad (\text{式 2.1.1-10})$$

(出典：評価ガイド)

また、天井スラブの評価については、天井への輻射の入射角が浅く垂直外壁面に比べて天井スラブへの輻射強度が低いことから垂直外壁面の評価に包絡される。

天井スラブの評価概念図を図 2.1.1-3 に示す。

(b) 復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンクの貯蔵水を使用する復水補給水系の系統最高使用温度 66℃を越えない最大の輻射強度を危険輻射強度として次式のとおり算出する。

$$T = T_0 + \frac{Et \left(\frac{\pi D_o h}{2} + \frac{\pi D_o^2}{4} \right)}{\rho_w C_{pw} V + \rho_s C_{ps} \left\{ \frac{(D_o^2 - D_i^2) \pi h}{4} + 2\pi \frac{D_o^2}{4} e \right\}} \quad (\text{式 2.1.1-11})$$

危険輻射強度 E となる形態係数 ϕ を次式のとおり算出する。

$$E = Rf \cdot \phi \quad (\text{式 2.1.1-12})$$

(出典：評価ガイド)

(c) 排気筒

排気筒の鋼材の強度が維持される保守的な温度 325℃を越えない最大の輻射強度を危険輻射強度として次式のとおり算出する。

$$T = T_0 + \frac{E}{2h} \quad (\text{式 2.1.1-13})$$

危険輻射強度 E となる形態係数 ϕ を次式のとおり算出する。

$$E = Rf \cdot \phi \quad (\text{式 2.1.1-14})$$

(出典：評価ガイド)

$$Rf = I_R \cdot \varepsilon \quad (\text{式 2.1.1-15})$$

(d) 原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ

ポンプ軸受の機能が維持される冷却空気の許容温度を越えない最大の輻射強度を危険輻射強度として次式のとおり算出する。許容温度は、原子炉補機冷却海水ポンプ上部軸受においては 40℃，原子炉補機冷却海水ポンプ下部軸受，高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ上部及び下部軸受においては 55℃ に設定する。

$$T = T_0 + \frac{E \times A_T}{G \times C_P} \quad (\text{式 2.1.1-16})$$

危険輻射強度 E となる形態係数 ϕ を次式のとおり算出する。

$$E = Rf \cdot \phi \quad (\text{式 2.1.1-17})$$

(出典：評価ガイド)

i. 危険距離の算出

形態係数 (ϕ_t)，火炎長 (H) 及び燃焼半径 (R) を用いて危険距離 (L_t) を，次式のとおり算出する。

$$\phi_t = \frac{1}{\pi n} \tan^{-1} \left(\frac{m}{\sqrt{n^2 - 1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left\{ \frac{(A - 2n)}{n \sqrt{AB}} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{A(n-1)}{B(n+1)}} \right] - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{(n-1)}{(n+1)}} \right] \right\} \quad (\text{式 2.1.1-18})$$

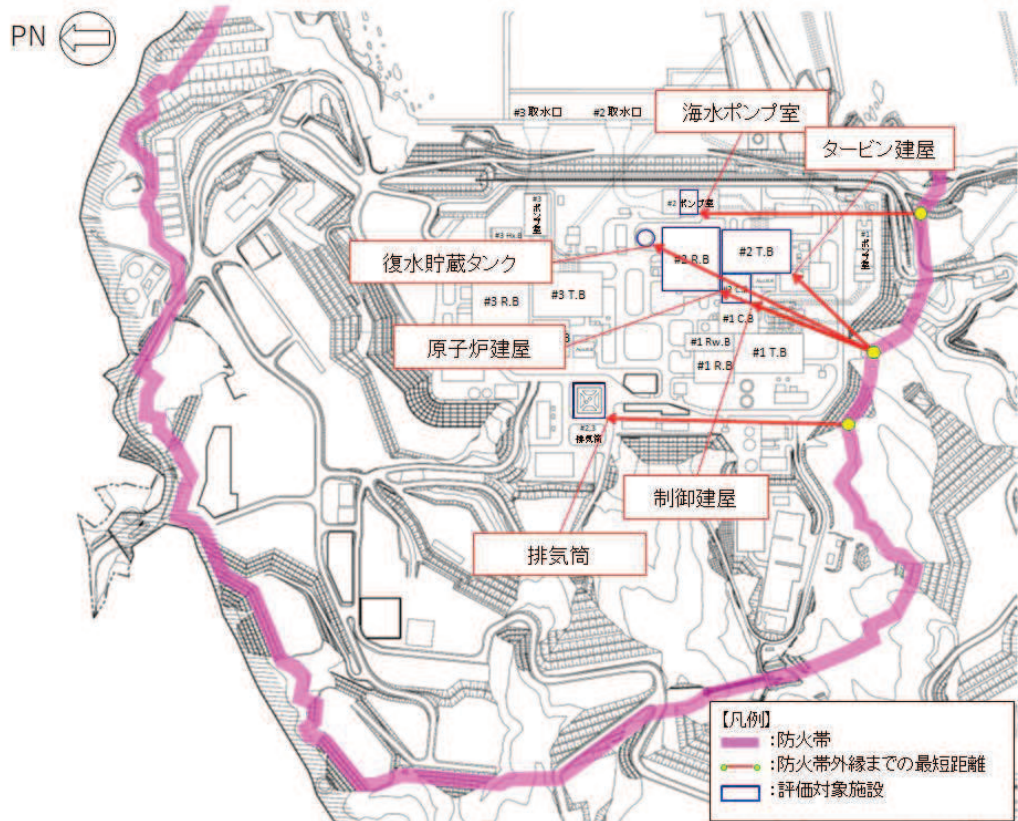
ただし，

$$m = \frac{H}{R} \div 3, \quad n = \frac{L_t}{R}, \quad A = (1+n)^2 + m^2, \quad B = (1-n)^2 + m^2$$

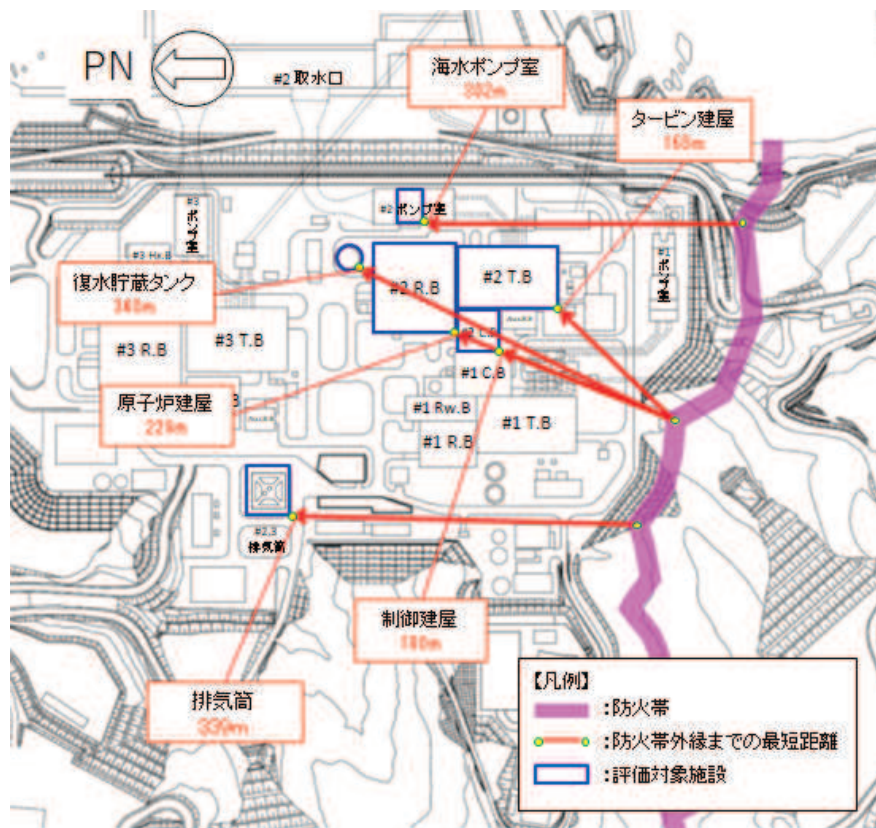
(出典：評価ガイド)

表 2.1.1-1 温度評価に用いたデータ内容

項 目	内 容	
FARSITE 解析結果	火炎到達時間 (hr)	出火から火炎の前線が該当地点に到達するまでの時間。火炎継続時間の算出に使用する。
	反応強度 (kW/m ²)	単位面積当たりの熱放出速度であり，火炎輻射強度の根拠となる火災規模。火炎輻射強度の算出に使用する。
	火炎長 (m)	反応強度が最大位置の火炎の高さ。円筒火炎モデルの形態係数の算出に使用する。
FARSITE 解析結果 より算出 したデータ	火炎継続時間 (hr)	到達時間から算出され，円筒火炎モデルを用いた温度上昇の算出に使用する。
	火炎輻射強度 (kW/m ²)	反応強度に米国 NFPA の係数 0.377 を乗じて算出され，円筒火炎モデルを用いた温度上昇の算出に使用する。
	燃焼半径 (m)	火炎長に基づき算出され，円筒火炎モデルの形態係数の算出に使用する。
	火炎到達幅 (m)	防火帯外縁における火炎到達セル数×セル幅 (10 m)

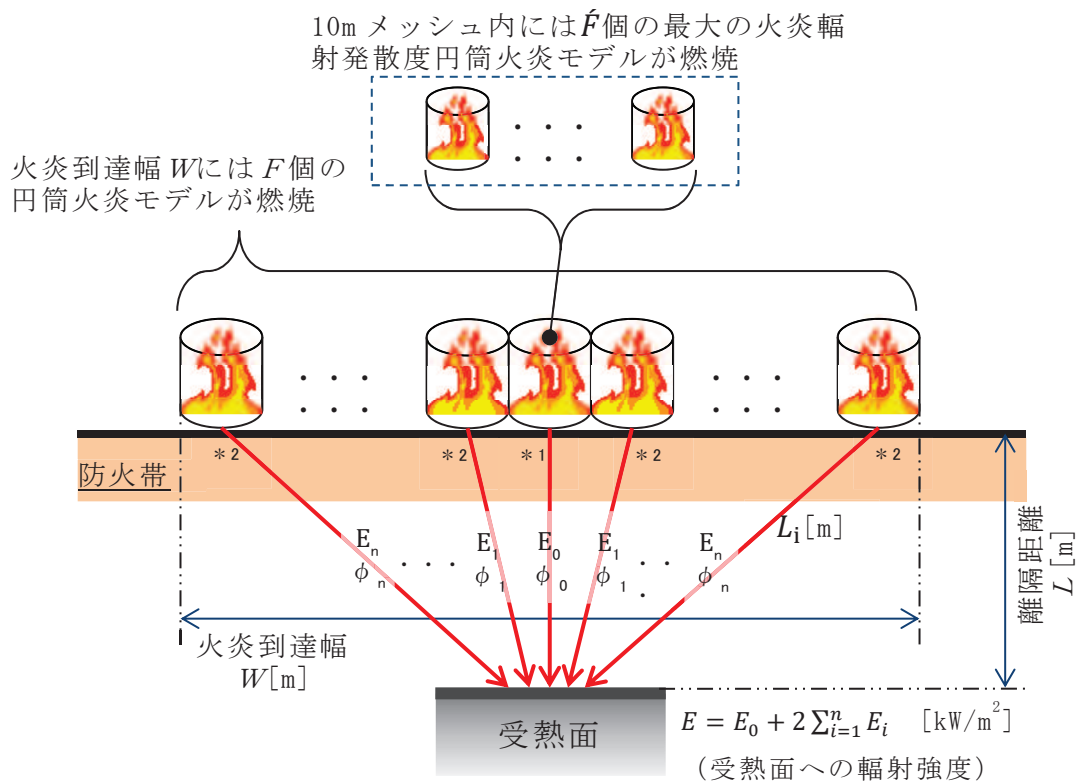


(敷地全体図)



(拡大図)

図 2.1.1-1 外部火災の影響を考慮する施設と最も近い防火帯外縁の位置関係



注記 *1 : \hat{F} 個分の円筒火炎モデルから放射

*2 : \hat{F} 個分の円筒火炎モデルを 2 箇所から放射

- 受熱面への放射強度 E は、受熱面に対して中心の火炎からの放射強度 E_0 と中心以外の火炎からの放射強度 E_i を積算したものである。なお、中心以外の円筒火炎モデルは左右対称であることから、片側を 2 倍して算出している。
- 形態係数 ϕ_i は、受熱面と火炎の距離に依存するため、円筒火炎モデルごとにそれぞれ算出する。
- 火炎放射発散度は、保守的に最大火炎放射発散度 R_f を用いる。

図 2.1.1-2 円筒火炎モデルの概念図

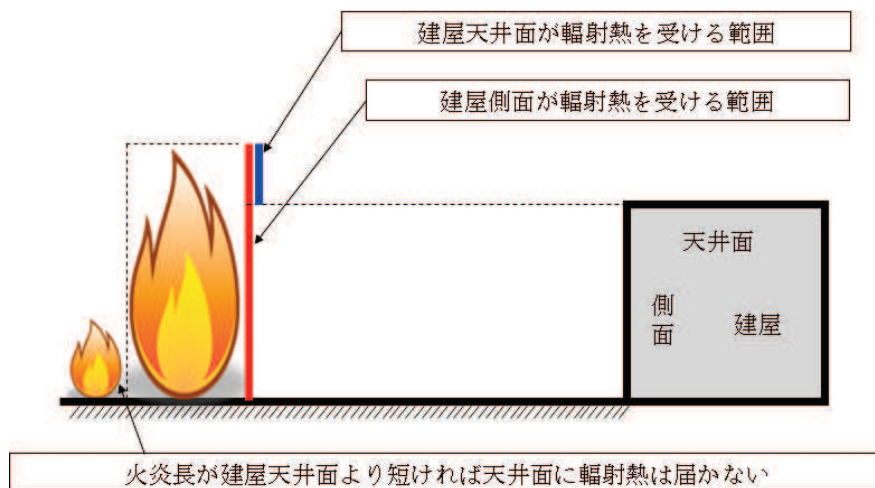


図 2.1.1-3 天井スラブの評価概念図

2.1.2 発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災の評価について

2.1.2.1 火災源に対する評価方針

(1) 評価方針

発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の離隔距離や貯蔵量を勘案して、火災源ごとに外部火災の影響を考慮する施設の温度を算出し、許容温度を満足することを確認する。

発電所敷地内の設置している屋外の危険物貯蔵施設等のうち、直接外部火災の影響を考慮する施設を臨むことができる危険物貯蔵施設等と外部火災の影響を考慮する施設を図 2.1.2-1 のフローに基づき選定し、火災源ごとに外部火災の影響を考慮する施設に対する温度を算出し評価する。

発電所敷地内の屋外に設置する危険物貯蔵施設等のうち、法令に基づく届出対象施設の設置状況及び配置を表 2.1.2-1 及び図 2.1.2-2 に示す。また、発電所敷地内の屋外に設置する危険物貯蔵施設等のうち、法令に基づく届出対象施設ではない施設の設置状況及び配置を表 2.1.2-2 及び図 2.1.2-3 に示す。

発電所敷地内の設置している屋外の危険物貯蔵施設等のうちフローに基づき選定した火災の影響評価対象は 1 号機軽油貯蔵タンク、3 号機軽油タンク、大容量電源装置、2 号機起動変圧器、2 号機所内変圧器、2 号機補助ボイラー用変圧器、2 号機静止型原子炉再循環ポンプ用電源装置入力変圧器（以下、PLR-VVVF 変圧器という。）、3 号機主変圧器、3 号機起動変圧器及び 3 号機励磁電源変圧器である。

なお、地下貯蔵タンクは火災の発生する可能性が低いことから対象外とする。ただし、大容量電源装置用燃料タンクについては、地下貯蔵タンクであるが、装置起動用発電機の軽油タンクが地上面にあることから評価対象とした。

また、発電所構外より入所してくるタンクローリについては、燃料補給時は監視人が立会いを実施し、万が一の火災発生時は速やかに消火活動が可能であることから、評価対象外とした。

(2) 評価条件

- a. 危険物貯蔵施設等の貯蔵量は、危険物施設として許可された貯蔵容量を超えない運用上の最大貯蔵量とする。
- b. 離隔距離は、評価上厳しくなるよう、タンク位置から外部火災の影響を考慮する施設までの直線距離とする。
- c. 危険物貯蔵施設等の破損等による防油堤内の全面火災を想定した。
- d. 気象条件は無風状態とする。
- e. 火災は円筒火災モデルとし、火災の高さは燃焼半径の 3 倍とした。想定する円筒火災モデルを図 2.1.2-4 に示す。

(3) 計算方法

火災源の防油堤面積等から求める燃焼半径，燃料量により燃焼継続時間を求める。その燃焼継続時間，輻射強度等を用いて，外部火災の影響を考慮する施設の温度を算出する。

a. 記号の説明

算出に用いる記号とその単位及び定義を以下に示す。

記号	単位	定義
《共通》		
R	m	燃焼半径
w	m	防油堤幅
d	m	防油堤奥行き
S	m ²	防油堤面積 (w × d)
H	m	火炎長
L	m	離隔距離
E	W/m ²	輻射強度
R _f	kW/m ²	火炎輻射発散度
φ	—	形態係数
t	s	燃焼継続時間
V	m ³	燃料量
M	kg/m ² /s	質量低下速度
燃料 ρ	kg/m ³	燃料密度
v	m/s	燃焼速度 (= M / ρ)
《建屋》		
T ₀	°C	初期温度
t	s	燃焼継続時間
C _p	J/kg/K	コンクリート比熱
ρ	kg/m ³	コンクリート密度
α	m ² /s	コンクリート温度拡散率
λ	W/m/K	コンクリート熱伝導率
《復水貯蔵タンク》		
T ₀	°C	初期温度
D _o	m	タンク外径
D _i	m	タンク内径

記号	単位	定義
ρ_w	kg/m ³	水の密度
$C_{p w}$	J/kg/K	水の比熱
ρ_s	kg/m ³	タンク壁材の密度
$C_{p s}$	J/kg/K	タンク壁材の比熱
h	m	タンク円筒高さ
e	m	タンク最小板厚
《排気筒》		
T_o	°C	初期温度
h	W/m ² /K	熱伝達率
ε	—	吸収率
《原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ》		
T_o	°C	通常運転時の上昇温度
A_T	m ²	受熱面積
G	kg/s	重量流量
C_p	J/kg/K	空気比熱

b. 燃焼半径の算出

燃焼半径（R）を次式のとおり算出する。

$$R = \frac{l}{\sqrt{\pi}} \times \sqrt{w \times d} \quad (\text{出典：評価ガイド})$$

$$R = \sqrt{\frac{S}{\pi}} \quad (\text{式 2.1.2-1})$$

c. 形態係数の算出

形態係数（φ）を次式のとおり算出する。

$$\phi = \frac{1}{\pi n} \tan^{-1} \left(\frac{m}{\sqrt{n^2 - 1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left\{ \frac{(A - 2n)}{n\sqrt{AB}} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{A(n-1)}{B(n+1)}} \right] - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{(n-1)}{(n+1)}} \right] \right\}$$

(式 2.1.2-2)

ただし

$$m = \frac{H}{R} \div 3, \quad n = \frac{L}{R}, \quad A = (1+n)^2 + m^2, \quad B = (1-n)^2 + m^2$$

(出典：評価ガイド)

d. 輻射強度の算出

輻射強度（E）を次式のとおり算出する。

$$E = Rf \cdot \phi \quad (\text{式 2.1.2-3})$$

(出典：評価ガイド)

e. 燃焼継続時間の算出

燃焼継続時間（t）を次式のとおり算出する。

$$t = \frac{V}{\pi R^2 \times v} \quad (\text{式 2.1.2-4})$$

(出典：評価ガイド)

f. 温度の算出

(a) 建屋

外壁表面の温度を次式のとおり算出する。

$$T = T_0 + \frac{2E\sqrt{\alpha t}}{\lambda} \left[\frac{1}{\sqrt{\pi}} \exp\left(-\frac{x^2}{4\alpha t}\right) - \frac{x}{2\sqrt{\alpha t}} \operatorname{erfc}\left(\frac{x}{2\sqrt{\alpha t}}\right) \right]$$

(式 2.1.2-5)

ただし、変圧器火災については次式のとおり算出する。

$$T = T_0 + \left(\frac{\varepsilon E}{h}\right) \left[1 - \operatorname{erf}\left(\frac{x}{2\sqrt{\alpha t}}\right) - \exp\left(\frac{h}{\lambda}x + \frac{h^2}{\lambda^2}\alpha t\right) \left\{ 1 - \operatorname{erf}\left(\frac{x}{2\sqrt{\alpha t}} + \frac{h}{\lambda}\sqrt{\alpha t}\right) \right\} \right] \quad (\text{式 2.1.2-6})$$

(b) 復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンクの貯蔵水温度を次式のとおり算出する。

$$T = T_0 + \frac{Et \left(\frac{\pi D_o h}{2} + \frac{\pi D_o^2}{4} \right)}{\rho_w C_{pw} V + \rho_s C_{ps} \left\{ \frac{(D_o^2 - D_i^2)\pi h}{4} + 2\pi \frac{D_o^2}{4} e \right\}} \quad (\text{式 2.1.2-7})$$

(c) 排気筒

排気筒鉄塔の表面温度を次式のとおり算出する。

$$T = T_0 + \frac{\varepsilon E}{2h} \quad (\text{式 2.1.2-8})$$

(d) 原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ
ポンプ軸受の冷却空気温度を次式のとおり算出する。

$$T = T_0 + \frac{E \times A_T}{G \times C_P} \quad (\text{式 2.1.2-9})$$

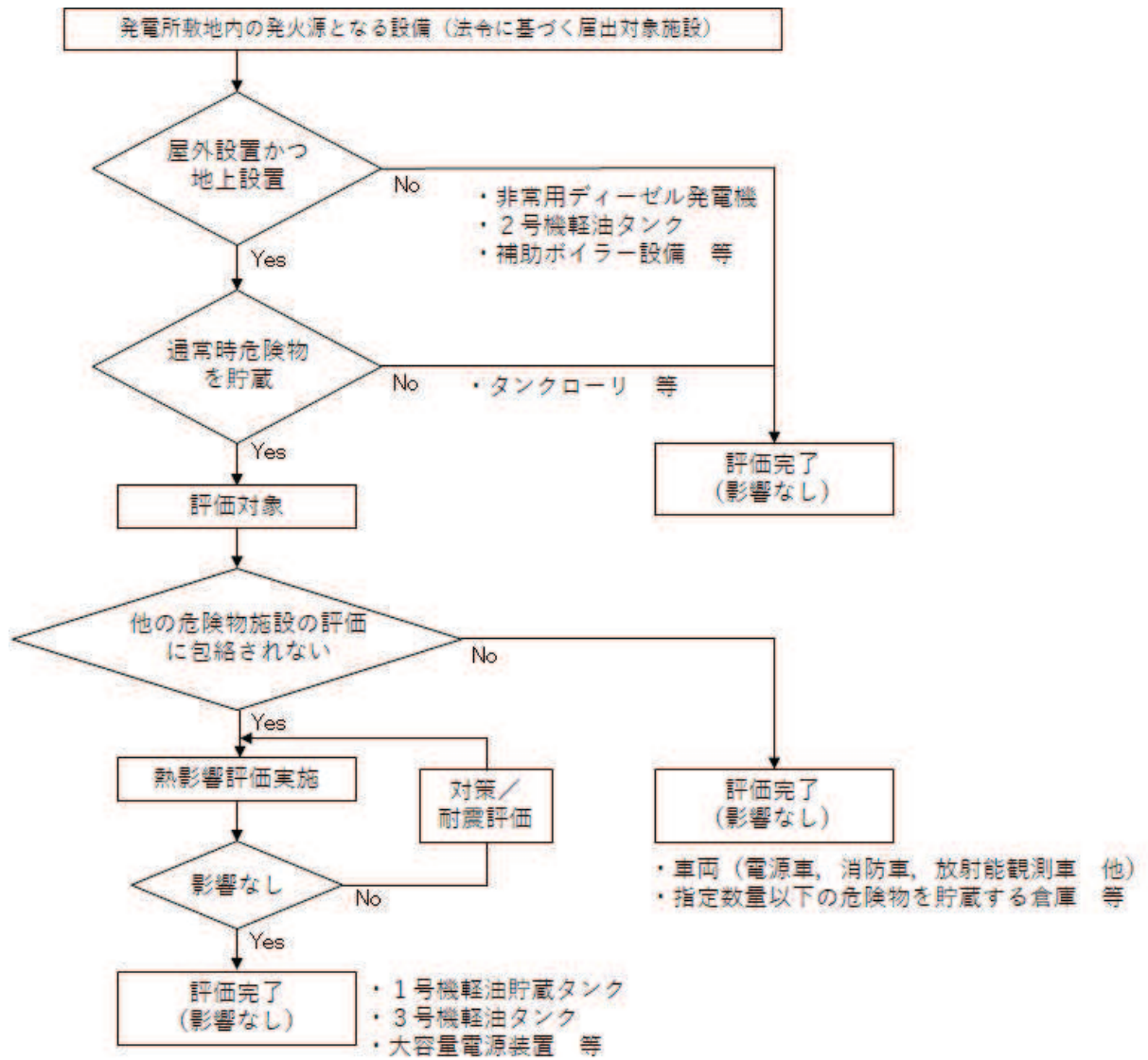


図 2.1.2-1 評価対象抽出フロー(1/2)
(法令に基づく届出対象施設)

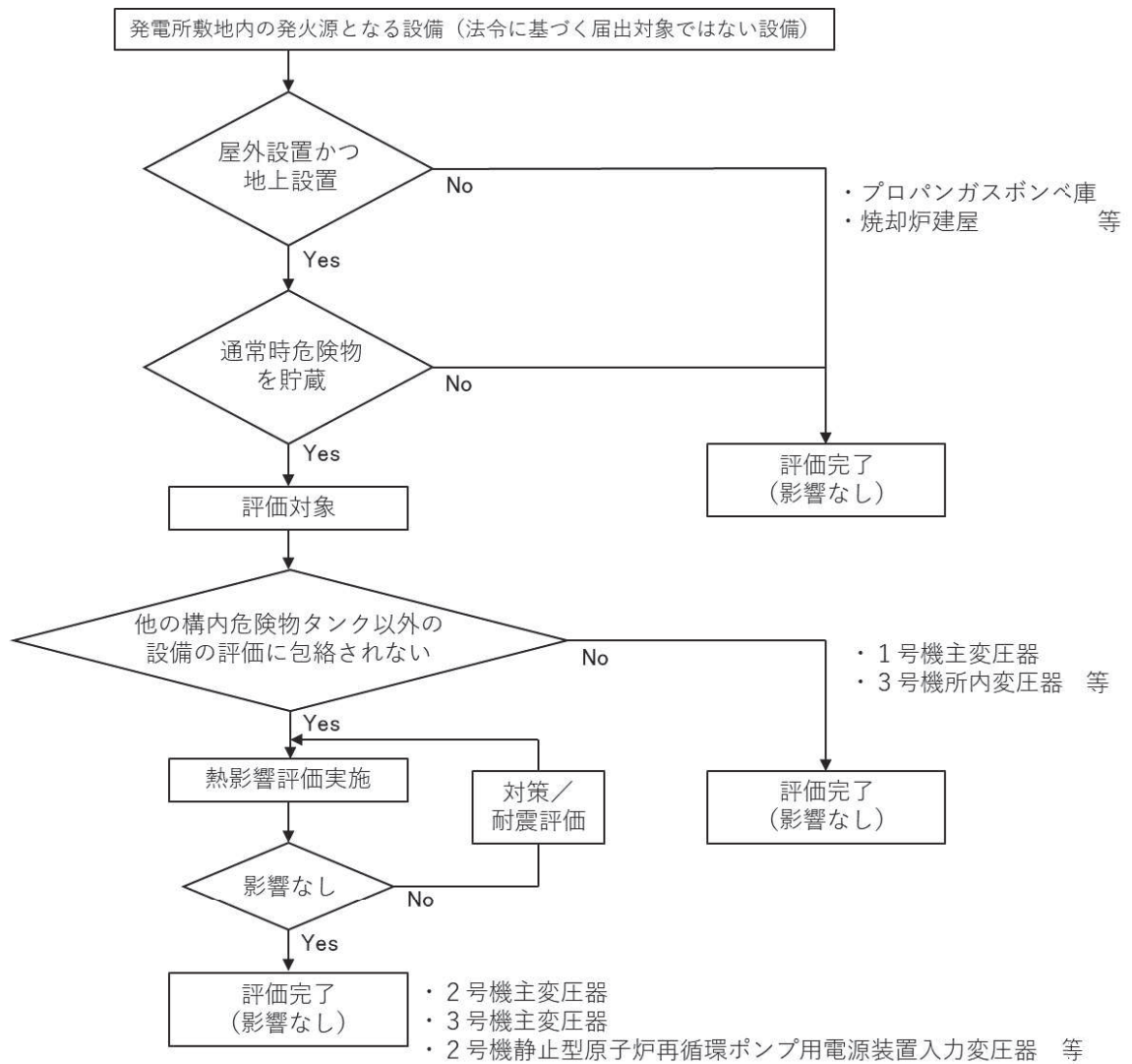


図 2.1.2-1 評価対象抽出フロー (2/2)
(法令に基づく届出対象ではない設備)

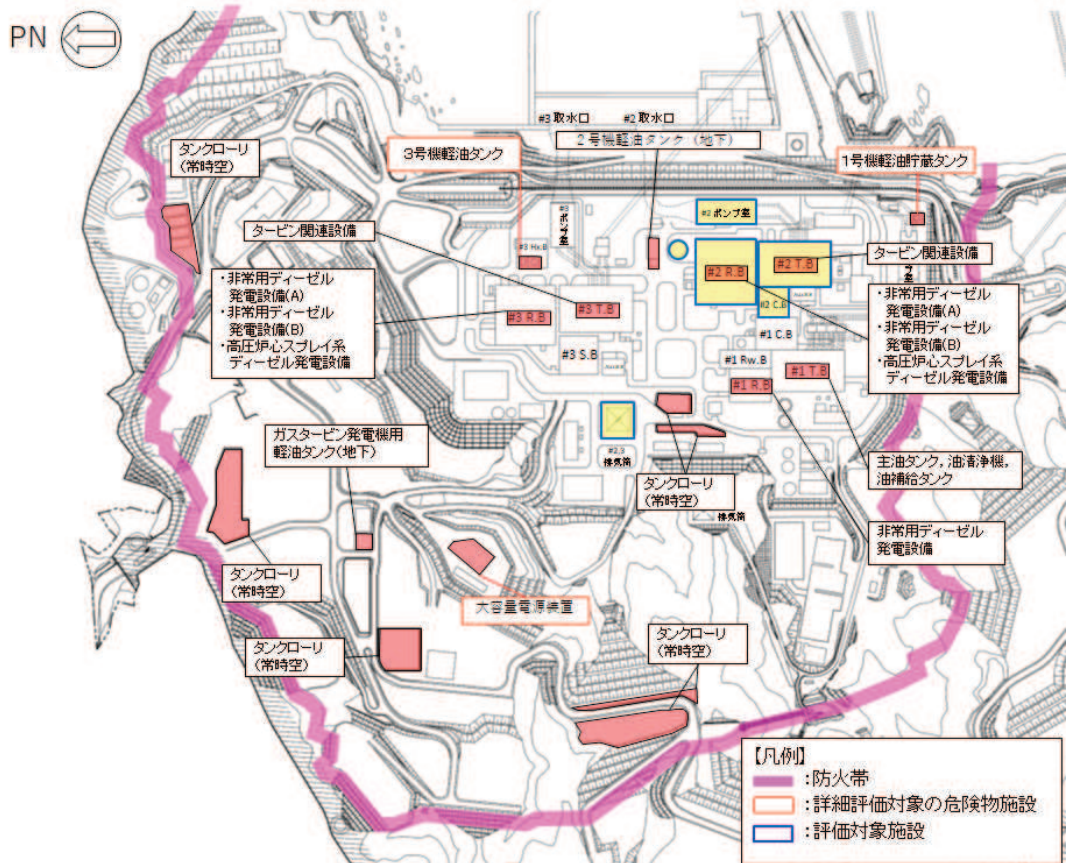


図 2.1.2-2 危険物貯蔵施設等配置図 (法令に基づく届出対象施設)

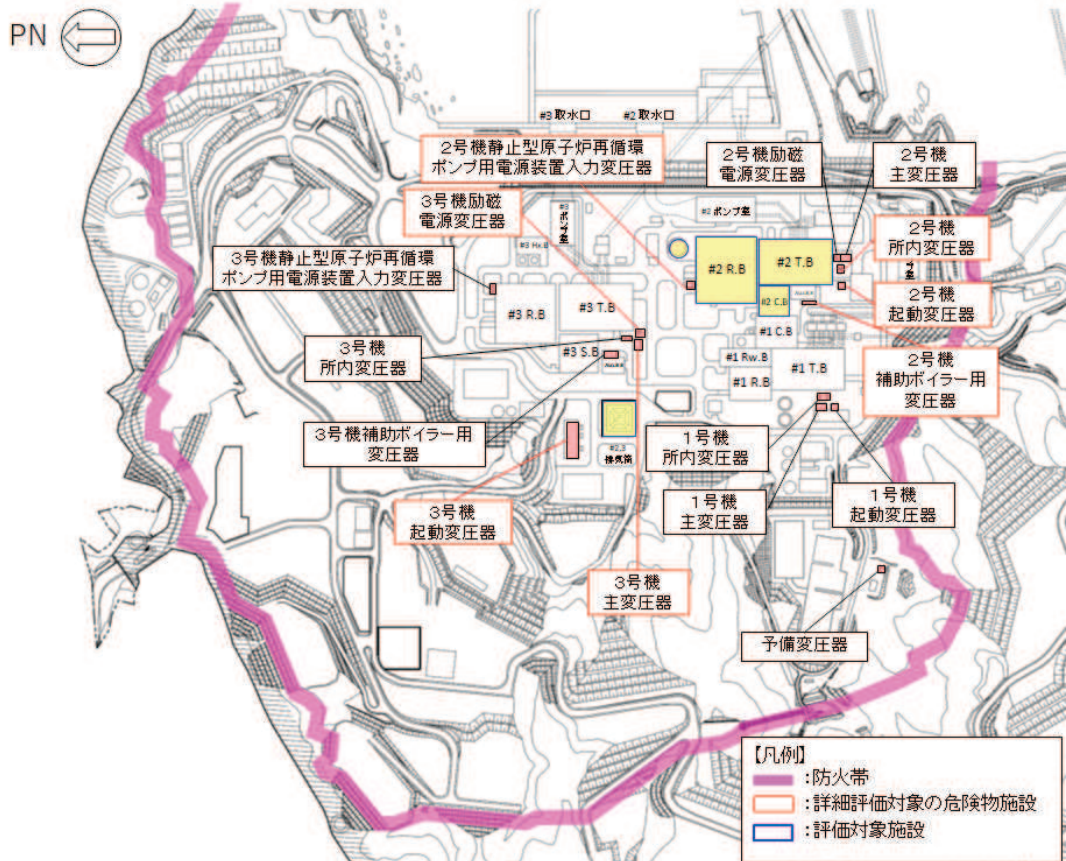
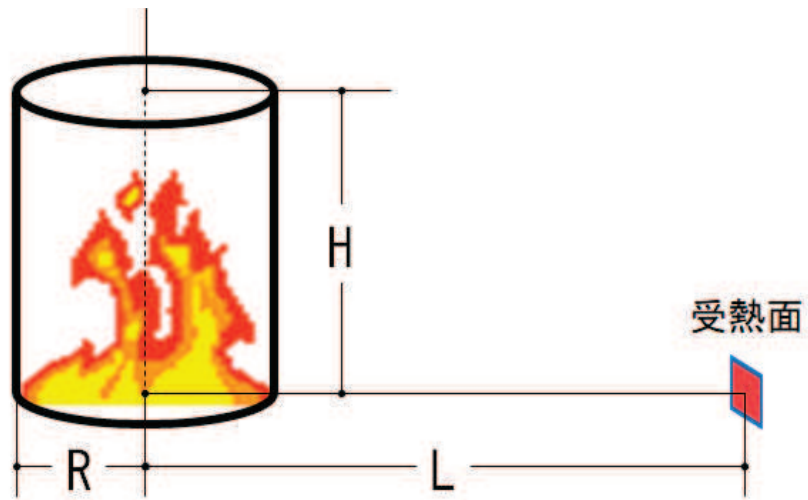


図 2.1.2-3 危険物貯蔵施設等配置図 (法令に基づく届出対象ではない設備)



H : 火炎高さ (m) , L : 水平距離 (m) , R : 燃焼半径 (m)

図 2.1.2-4 外部火災で想定する火災モデル

表 2.1.2-1 敷地内の危険物貯蔵施設等の一覧（法令に基づく届出対象施設）（1/2）

--

○ 2 ⑥ VI-1-1-2-5-5 R 3

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 2.1.2-1 敷地内の危険物貯蔵施設等の一覧（法令に基づく届出対象施設）（2/2）

網掛け箇所：評価対象となる設備

- *1：1号機補助ボイラー設備用として屋外に重油貯蔵タンクが設置されていたが，東北地方太平洋沖地震による津波により倒壊したため設備廃止。
- *2：評価に際し最大貯蔵量に加えて起動用発電機軽油タンク 5851（一般取扱所分）を加味して評価を実施。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 2.1.2-2 敷地内の危険物貯蔵施設等の一覧（法令に基づく届出対象ではない設備）

号機	設備名	危険物の種類	数量	詳細評価要否
共用	予備変圧器	絶縁油（重油相当）	10,000L	×（*1）
1号機	主変圧器	絶縁油（重油相当）	100,000L	×（*1）
1号機	起動変圧器	絶縁油（重油相当）	48,000L	×（*1）
1号機	所内変圧器	絶縁油（重油相当）	14,000L	×（*1）
2号機	主変圧器	絶縁油（重油相当）	138,000L	×（*2）
2号機	起動変圧器	絶縁油（重油相当）	66,000L	○
2号機	所内変圧器	絶縁油（重油相当）	15,000L	○
2号機	励磁電源変圧器	絶縁油（重油相当）	7,800L	×（*2）
2号機	補助ボイラー用変圧器	絶縁油（重油相当）	24,400L	○
2号機	静止型原子炉再循環ポンプ用 電源装置入力変圧器	絶縁油（重油相当）	6,250L	○
3号機	主変圧器	絶縁油（重油相当）	138,000L	○
3号機	起動変圧器	絶縁油（重油相当）	40,000L	○
3号機	所内変圧器	絶縁油（重油相当）	13,000L	×（*1）
3号機	励磁電源変圧器	絶縁油（重油相当）	7,400L	○
3号機	補助ボイラー用変圧器	絶縁油（重油相当）	18,000L	×（*3）
3号機	静止型原子炉再循環ポンプ 用電源装置入力変圧器	絶縁油（重油相当）	6,250L	×（*4）
共用	焼却炉用 プロパンガスボンベ	L P ガス	1,000kg	×（屋内設置）
1号機	補助ボイラー用 プロパンガスボンベ	L P ガス	400kg	×（屋内設置）
1号機	水素ガスボンベ	水素ガス	52.1556kg	×（屋内設置）
2号機	水素ガスボンベ	水素ガス	37.254kg	×（屋内設置）
3号機	水素ガスボンベ	水素ガス	26.0778kg	×（屋内設置）

*1：より近く燃料量も大きい3号機主変圧器に包絡される。

*2：耐火隔壁により建屋へ輻射熱が直接届かないため。

*3：より近く燃料量も大きい3号機起動変圧器に包絡される。

*4：燃料量が同じのため、より近い2号機静止型原子炉再循環ポンプ用電源装置入力変圧器に包絡される。

2.1.3 航空機墜落による火災の評価について

(1) 評価方針

航空機落下確率の評価条件の違いから落下事故のカテゴリに分類し、各カテゴリにおいて燃料積載量が最大の機種を評価対象航空機として選定する。落下事故のカテゴリの分類を表 2.1.3-1 に示す。

計器飛行方式民間航空機の落下事故のうち、「飛行場での離着陸時」における落下事故については、最大離着陸距離が発電所から空港までの距離より短いため、評価対象外とする。「航空路を巡航中」の落下事故については、女川原子力発電所上空に航空路が存在するため、評価対象とする。「航空路を巡航中」の落下事故については、評価対象航空路を飛行すると考えられる国内の定期便のうち、燃料積載量が最大の航空機を選定した。

有視界飛行方式民間航空機の落下事故については、全国の有視界飛行が可能な民間航空機のうち、燃料積載量が最大の航空機を選定した。

自衛隊機又は米軍機の落下事故のうち、「訓練空域内で訓練中及び訓練空域外を飛行中」については、女川原子力発電所上空には、自衛隊機又は米軍機の訓練空域はないため、訓練空域外を飛行中の落下事故を評価対象とする。「基地－訓練空域間往復時」については、女川原子力発電所の近傍に松島飛行場と訓練空域間の移動経路が存在することから、自衛隊機の落下事故を評価対象とする。

離隔距離の算出については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について（平成 21・06・25 原院第 1 号 平成 21 年 6 月 30 日原子力安全・保安院一部改正）」において、外部火災の影響を考慮する施設の標的面積をパラメータの一つとして、各カテゴリの航空機落下確率を算出する評価方法が示されており、この評価方法を参照し、各カテゴリの航空機落下確率が 10^{-7} (回/炉・年) となる場合の標的面積を算出し、その標的面積に相当する離隔距離を求める。評価対象航空機を選定結果を表 2.1.3-2 に示す。

選定された評価対象航空機の燃料積載量等を勘案して、評価対象航空機ごとに外部火災の影響を考慮する施設の温度を算出し、許容温度を満足することを確認する。

また、航空機落下確率の変更により評価結果に影響がある場合は、必要に応じて外部火災の影響を考慮する施設への影響を再評価する。

(2) 評価条件

- a. 航空機は、女川原子力発電所における航空機落下評価の対象航空機のうち燃料積載量が最大の機種とする。
- b. 航空機は燃料を満載した状態を想定する。
- c. 航空機の墜落は発電所敷地内であって落下確率が 10^{-7} (回/炉・年) 以上にな

る範囲のうち外部火災の影響を考慮する施設への影響が最も厳しくなる地点で起こることを想定する。

- d. 航空機の墜落によって燃料に着火し火災が起こることを想定する。
- e. 航空機のタンク投影面積を円筒の底面と仮定し、火災は円筒火炎をモデルとし、火炎の高さは燃焼半径の3倍とする。
- f. 気象条件は無風状態とする。

(3) 計算方法

対象航空機の燃料タンク投影面積等から求める燃焼半径、燃料量により燃焼継続時間を求め、その燃焼継続時間、輻射強度を用いて外部火災の影響を考慮する施設の温度を算出する。

a. 記号の説明

算出に用いる記号とその単位及び定義を以下に示す。

記号	単位	定義
《共通》		
R	m	燃焼半径
S	m ²	燃焼面積（航空機の燃料タンクの投影面積）
H	m	火炎長
L	m	離隔距離
E	W/m ²	輻射強度
R f	kW/m ²	火炎輻射発散度
φ	—	形態係数
t	s	燃焼継続時間
V	m ³	燃料量
M	kg/m ² /s	質量低下速度
燃料 ρ	kg/m ³	燃料密度
v	m/s	燃焼速度（= M / ρ）
《建屋》		
T ₀	°C	初期温度
t	s	燃焼継続時間
C _p	J/kg/K	コンクリート比熱
ρ	kg/m ³	コンクリート密度
α	m ² /s	コンクリート温度拡散率
λ	W/m/K	コンクリート熱伝導率

記号	単位	定義
《復水貯蔵タンク》		
T_0	℃	初期温度
D_o	m	タンク外径
D_i	m	タンク内径
ρ_w	kg/m ³	水の密度
$C_{p w}$	J/kg/K	水の比熱
ρ_s	kg/m ³	タンク壁材の密度
$C_{p s}$	J/kg/K	タンク壁材の比熱
h	m	タンク円筒高さ
e	m	タンク最小板厚
《排気筒》		
T_0	℃	初期温度
h	W/m ² /K	熱伝達率
ε	—	吸収率
《原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ》		
T_0	℃	通常運転時の上昇温度
A_T	m ²	受熱面積
G	kg/s	重量流量
C_p	J/kg/K	空気比熱

b. 温度の算出

(a) 建屋

航空機墜落による火災の外壁表面温度等の計算方法は、「2.1.2.1(3)計算方法」と同じである。

(b) 復水貯蔵タンク

航空機落下による火災の復水貯蔵タンク温度等の計算方法は、「2.1.2.1(3)計算方法」と同じである。

(c) 排気筒

航空機落下による火災の排気筒温度等の計算方法は、「2.1.2.1(3)計算方法」と同じである。

(d) 原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ

航空機落下による火災の原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの冷却空気温度等の計算方法は、「2.1.2.1(3)計算方法」と同じである。

表 2.1.3-1 落下事故のカテゴリの分類

落下事故のカテゴリ		
1) 計器飛行方式 民間航空機	飛行場での離着陸時	— *1
	航空路を巡航中	①大型民間航空機
2) 有視界飛行方式民間航空機		②小型民間航空機
		③-1 空中給油機等，高高度での巡航が想定される大型固定翼機 *2
3) 自衛隊機又は米軍機	③ 訓練空域内で訓練中及び訓練空域外を飛行中	③-2 その他の大型固定翼機，小型固定翼機及び回転翼機 *2
		④基地－訓練空域間往復時 *3

- *1：女川原子力発電所は，仙台空港からの最大離着陸地点以遠に位置するため対象外。
- *2：女川原子力発電所の上空には自衛隊機又は米軍機の訓練空域がないため，訓練空域外を飛行中の落下事故を評価対象とする。
- *3：女川原子力発電所の近傍に，基地－訓練空域間の移動経路が存在することから評価対象とする。

表 2.1.3-2 対象航空機の選定結果

分類		対象航空機	
民間航空機	①大型民間航空機	B747-400	
	②小型民間航空機	Do228-200	
自衛隊機 又は米軍機	③ 訓練空域外を飛行中	③-1 空中給油機等，高高度での巡航が想定される大型固定翼機	KC-767
		③-2 その他の大型固定翼機，小型固定翼機及び回転翼機	F-15
	④基地－訓練空域間往復時	F-2	

2.1.4 敷地内の危険物貯蔵施設等の火災と航空機墜落による重畳火災の評価について

(1) 評価方針

重畳火災は、敷地内の危険物貯蔵施設等の火災と航空機墜落による火災を想定し、外部火災の影響を考慮する施設の受熱面に対し、最も厳しい条件とする。

航空機墜落確率が 10^{-7} (回/炉・年) 以上となる航空機墜落位置の周辺に多量の油を保有する軽油タンクがあることから、重畳火災を考慮する危険物貯蔵施設は保有量の大きい1号機軽油貯蔵タンク及び3号機軽油タンクとする。なお、2号機軽油タンクは地下構造であるため、航空機墜落の輻射熱によって直接加熱されることはないことから、重畳を想定する危険物貯蔵施設から除外する。

航空機墜落火災として想定する航空機は、熱影響の大きいF-15及びB747-400とする。

危険物貯蔵施設等の火災として想定する設備は、油保有量の大きい1号機軽油貯蔵タンク及び3号機軽油タンクとする。

火災源として、1号機軽油貯蔵タンク及び3号機軽油タンク並びにF-15及びB747-400の航空機墜落による火災の中から、外部火災の影響を考慮する施設に対する影響評価が最も厳しくなる組み合わせを選定し、重畳火災の影響を受ける施設の温度を算出し、許容温度を満足することを確認する。航空機落下確率が 10^{-7} (回/炉・年) となる航空機落下位置とその周辺の危険物貯蔵施設の位置を図2.1.4-1に示す。また、重畳評価で想定するケースについて表2.1.4-1に示す。

(2) 評価条件

前述の「2.1.2.1(2)評価条件」と「2.1.3(2)評価条件」と同じである。

(3) 計算方法

火災源の防油堤又は航空機の燃料タンクの投影面積等から燃焼半径、燃料より燃焼継続時間を求め、その燃焼継続時間、輻射強度等により温度を算出する。

a. 温度の算出

(a) 建屋

重畳火災の外壁表面温度等の計算方法は、「2.1.1(3)計算方法」と同じである。

(b) 復水貯蔵タンク

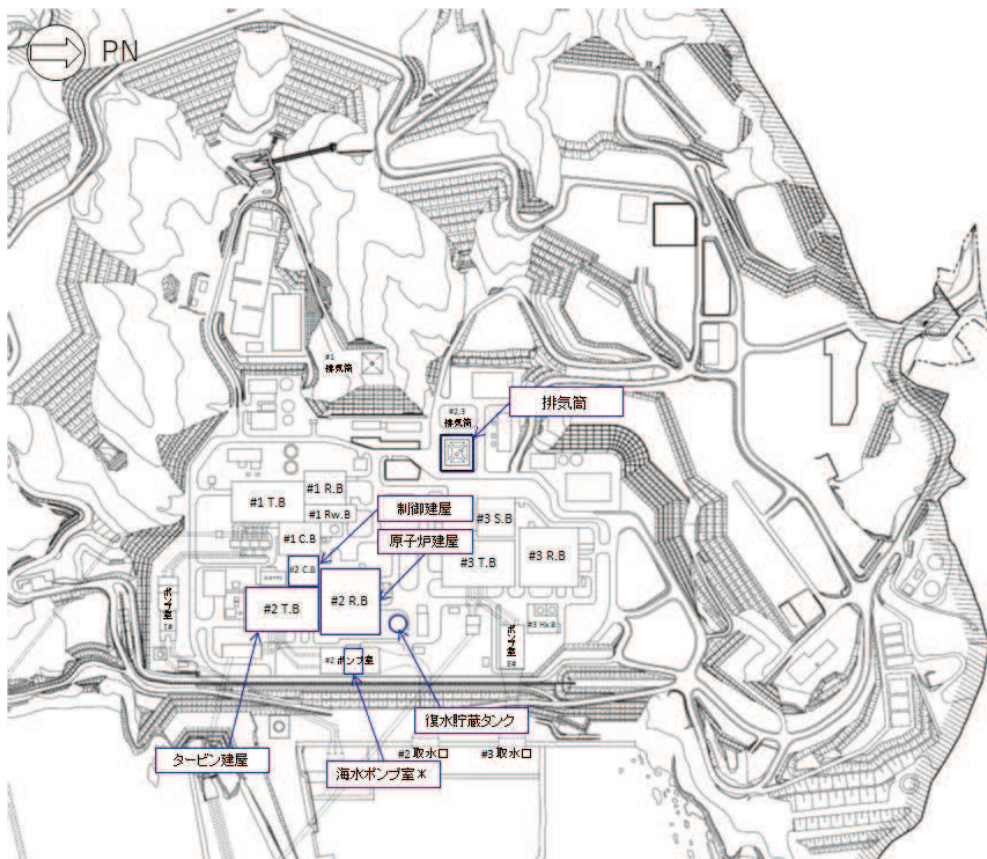
重畳火災の復水貯蔵タンク温度等の計算方法は、「2.1.2.1(3)計算方法」と同じである。

(c) 排気筒

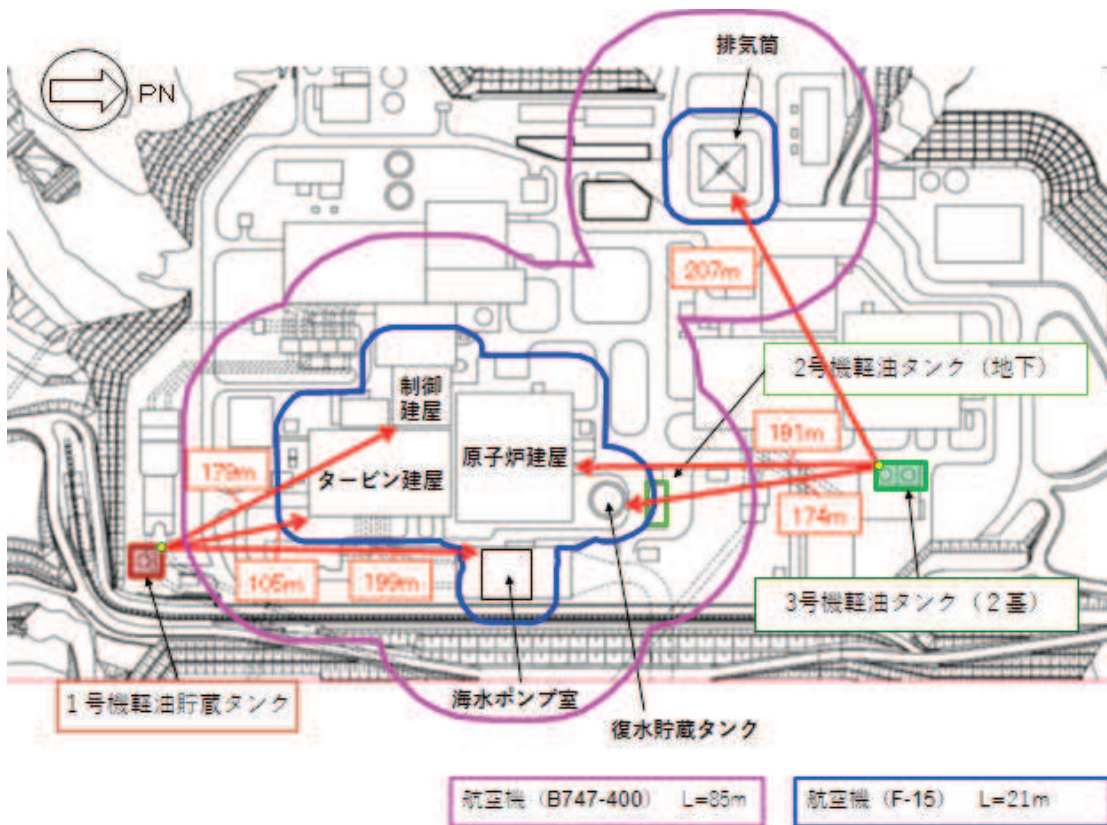
重畳火災の排気筒温度等の計算方法は、「2.1.2.1(3)計算方法」と同じである。

(d) 原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ

重畳火災の原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの冷却空気温度等の計算方法は、「2.1.2.1(3)計算方法」と同じである。



(敷地全体図)



(拡大図)

図 2.1.4-1 航空機落下位置と危険物貯蔵施設の位置

表 2.1.4-1 重畳評価で想定するケース

想定ケース	評価対象施設
F-15 及び 3号機軽油タンク	原子炉建屋
	排気筒
F-15 及び 1号機軽油貯蔵タンク	制御建屋
	タービン建屋
	原子炉補機冷却海水ポンプ及び 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ
B747-400 及び 3号機軽油タンク	復水貯蔵タンク

2.2 発電所敷地外の火災に対する評価方針

2.2.1 石油コンビナート施設等の影響について

2.2.1.1 火災源に対する評価方針

近隣の産業施設の火災の評価については、石油コンビナート施設等の産業施設の位置を特定する。石油コンビナート施設の位置を図 2.2.1-1 に示す。



図 2.2.1-1 石油コンビナート施設の位置
(塩釜地区及び仙台地区と発電所の位置関係)

2.2.2 危険物貯蔵施設の影響について

2.2.2.1 火災源に対する評価方針

(1) 評価方針

女川原子力発電所から 10km 圏内(敷地内を除く)の危険物貯蔵施設のうち、最大貯蔵量を抽出し熱影響評価を実施する。

熱影響評価においては、外部事象防護対象施設を内包する建屋の表面温度が許容温度となる危険距離及び建屋を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度となる危険距離を算出し、その危険距離を上回る離隔距離が確保されていることを確認する。

熱影響評価上は保守的に、10km 圏内(敷地内を除く)の最も近い場所にある危険物貯蔵施設が、10km 圏内の最大貯蔵量を保有していたと仮定して評価する。

評価に用いる危険物貯蔵施設の貯蔵量を表 2.2.2-1、評価対象施設から最も近い石油類貯蔵施設の位置を図 2.2.2-1 に示す。

(2) 評価条件

- a. 評価対象とする危険物貯蔵施設は 10km 圏内(敷地内を除く)における危険物貯蔵施設のうち、最大貯蔵量が女川原子力発電所に最も近い危険物貯蔵施設にあると仮定した場合を想定した。
- b. 評価対象とする危険物貯蔵施設の燃料は満載した状態を想定した。
- c. 気象条件は無風状態とした。
- d. 火災は円筒火炎モデルとし、火炎の高さは燃焼半径の 3 倍とした。
- e. 火災の形態は危険物貯蔵施設の全面火災とした。
- f. 火災を想定する発電所に最も近い危険物貯蔵施設(ガソリンスタンド)は地下タンク貯蔵所であり、防油堤を持たない構造であるため、燃焼面積は施設の敷地面積と等しいとした。

(3) 計算方法

火災源の燃焼面積等から求める燃焼半径、燃料量により燃焼継続時間を求める。その燃焼継続時間、輻射強度等を用いて、外部火災の影響を考慮する施設の温度を算出する。

a. 記号の説明

算出に用いる記号とその単位及び定義を以下に示す。

記号	単位	定義
《共通》		
R	m	燃焼半径
S	m ²	燃焼面積
H	m	火炎長
L	m	離隔距離
E	W/m ²	輻射強度
R _f	kW/m ²	火炎輻射発散度
φ	—	形態係数
t	s	燃焼継続時間
V	m ³	燃料量
M	kg/m ² /s	質量低下速度
燃料 ρ	kg/m ³	燃料密度
v	m/s	燃焼速度 (=M/ρ)
《建屋》		
T ₀	°C	初期温度
t	s	燃焼継続時間
C _p	J/kg/K	コンクリート比熱
ρ	kg/m ³	コンクリート密度
α	m ² /s	コンクリート温度拡散率
λ	W/m/K	コンクリート熱伝導率
《復水貯蔵タンク》		
T ₀	°C	初期温度
D _o	m	タンク外径
D _i	m	タンク内径
ρ _w	kg/m ³	水の密度
C _{p w}	J/kg/K	水の比熱
ρ _s	kg/m ³	タンク壁材の密度
C _{p s}	J/kg/K	タンク壁材の比熱
h	m	タンク円筒高さ
e	m	タンク最小板厚

記号	単位	定義
《排気筒》		
T_0	°C	初期温度
h	W/m ² /K	熱伝達率
ε	—	吸収率
《原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ》		
T_0	°C	通常運転時の上昇温度
A_T	m ²	受熱面積
G	kg/s	重量流量
C_p	J/kg/K	空気比熱

b. 燃焼半径の算出

燃焼半径（R）を次式のとおり算出する。

$$R = \sqrt{\frac{S}{\pi}}$$

（式 2.2.2-1）

（出典：評価ガイド）

c. 燃焼継続時間の算出

燃焼継続時間（t）の計算方法は、次式のとおり算出する。

$$t = \frac{V}{\pi R^2 \times v}$$

（式 2.2.2-2）

（出典：評価ガイド）

d. 形態係数の算出

(a) 建屋

外壁表面の温度が 200℃となる輻射強度を危険輻射強度として次式のとおり算出する。

$$T = T_0 + \frac{2E\sqrt{\alpha t}}{\lambda} \left[\frac{1}{\sqrt{\pi}} \exp\left(-\frac{x^2}{4\alpha t}\right) - \frac{x}{2\sqrt{\alpha t}} \operatorname{erfc}\left(\frac{x}{2\sqrt{\alpha t}}\right) \right]$$

（式 2.2.2-3）

危険輻射強度 E となる形態係数 ϕ を次式のとおり算出する。

$$E = Rf \cdot \phi$$

（式 2.2.2-4）

（出典：評価ガイド）

(b) 復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンクの貯蔵水を使用する復水補給水系の系統最高使用温度 66℃を越えない最大の輻射強度を危険輻射強度として次式のとおり算出する。

$$T = T_0 + \frac{Et \left(\frac{\pi D_o^2 h}{2} + \frac{\pi D_o^2}{4} \right)}{\rho_w C_{pw} V + \rho_s C_{ps} \left\{ \frac{(D_o^2 - D_i^2) \pi h}{4} + 2\pi \frac{D_o^2}{4} e \right\}}$$

（式 2.2.2-5）

危険放射強度 E となる形態係数 ϕ を次式のとおり算出する。

$$E = Rf \cdot \phi$$

(式 2.2.2-6)

(出典：評価ガイド)

(c) 排気筒

排気筒の鋼材の強度が維持される保守的な温度 325°C を越えない最大の放射強度を危険放射強度として次式のとおり算出する。

$$T = T_0 + \frac{\varepsilon E}{2h}$$

(式 2.2.2-7)

危険放射強度 E となる形態係数 ϕ を次式のとおり算出する。

$$E = Rf \cdot \phi$$

(式 2.2.2-8)

(出典：評価ガイド)

(d) 原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ

ポンプ軸受の機能が維持される冷却空気の許容温度を越えない最大の放射強度を危険放射強度として次式のとおり算出する。許容温度は、原子炉補機冷却海水ポンプ上部軸受においては 40°C，原子炉補機冷却海水ポンプ下部軸受、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ上部及び下部軸受においては 55°C に設定する。

$$T = T_0 + \frac{E \times A_T}{G \times C_p}$$

(式 2.2.2-9)

危険放射強度 E となる形態係数 ϕ を次式のとおり算出する。

$$E = Rf \cdot \phi$$

(式 2.2.2-10)

(出典：評価ガイド)

e. 危険距離の算出

形態係数 (ϕ_t)、火炎長 (H) 及び燃焼半径 (R) を用いて危険距離 (L) を、次式のとおり算出する。

$$\phi_t = \frac{1}{\pi n} \tan^{-1} \left(\frac{m}{\sqrt{n^2 - 1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left\{ \frac{(A - 2n)}{n \sqrt{AB}} \tan^{-1} \left[\frac{\sqrt{A(n-1)}}{\sqrt{B(n+1)}} \right] - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left[\frac{(n-1)}{\sqrt{(n+1)}} \right] \right\}$$

(式 2.2.2-11)

ただし、

$$m = \frac{H}{R} \approx 3, \quad n = \frac{L}{R}, \quad A = (1+n)^2 + m^2, \quad B = (1-n)^2 + m^2$$

(出典：評価ガイド)

表 2.2.2-1 評価に用いる危険物貯蔵施設の貯蔵量

燃料の種類	貯蔵量(kl)
ガソリン	

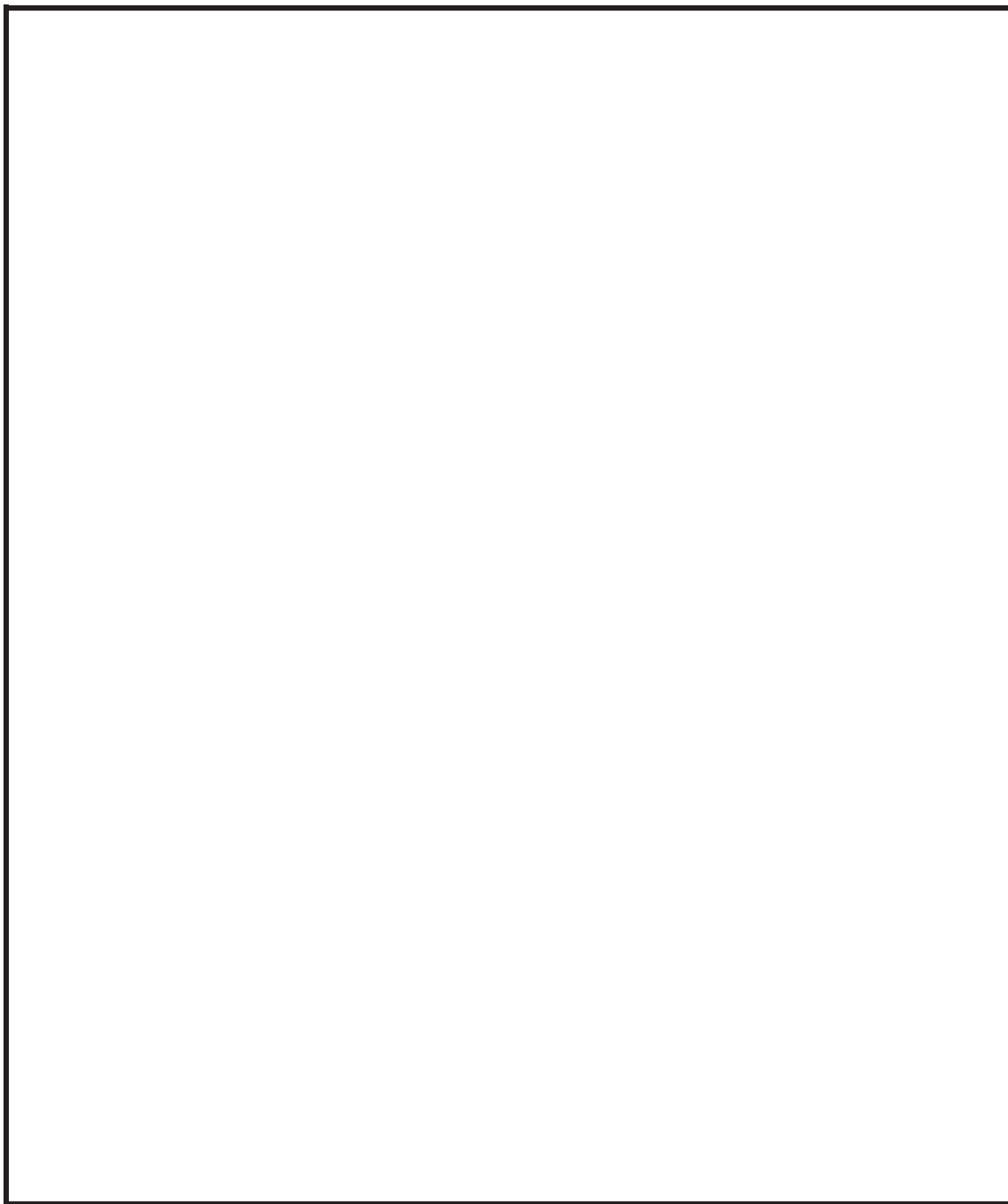
O 2 © VI-1-1-2-2-5-5 R 3



図 2.2.2-1 石油類貯蔵施設の位置

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 2.2.2-2 女川原子力発電所から 10km 圏内に存在する危険物貯蔵施設



* : 敷地境界までの距離

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.2.3 発電所敷地外の高圧ガス貯蔵施設の影響について

2.2.3.1 火災源に対する評価方針

(1) 評価方針

女川原子力発電所から10km圏内(敷地内を除く)の高圧ガス貯蔵施設のうち、最大貯蔵量を抽出し熱影響評価を実施する。

ただし、表2.2.3.1-1に示すとおり、10km圏内(敷地内を除く)の最も近い場所にある高圧ガス貯蔵施設が、10km圏内の最大貯蔵量を保有していたと仮定して評価した場合でも、2号機原子炉建屋に到達する輻射熱は1号機軽油貯蔵タンク火災の輻射強度より十分小さいことから、熱影響評価上は保守的に、1号機軽油貯蔵タンクによる火災の評価にて確認する。高圧ガス貯蔵施設と1号機軽油貯蔵タンクの比較を表2.2.3.1-2に示す。熱影響評価においては、外部事象防護対象施設を内包する建屋及び建屋を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度を算出し、許容温度を満足することを確認する。

評価対象施設から最も近い高圧ガス貯蔵施設の位置を図2.2.3.1-1に示す。

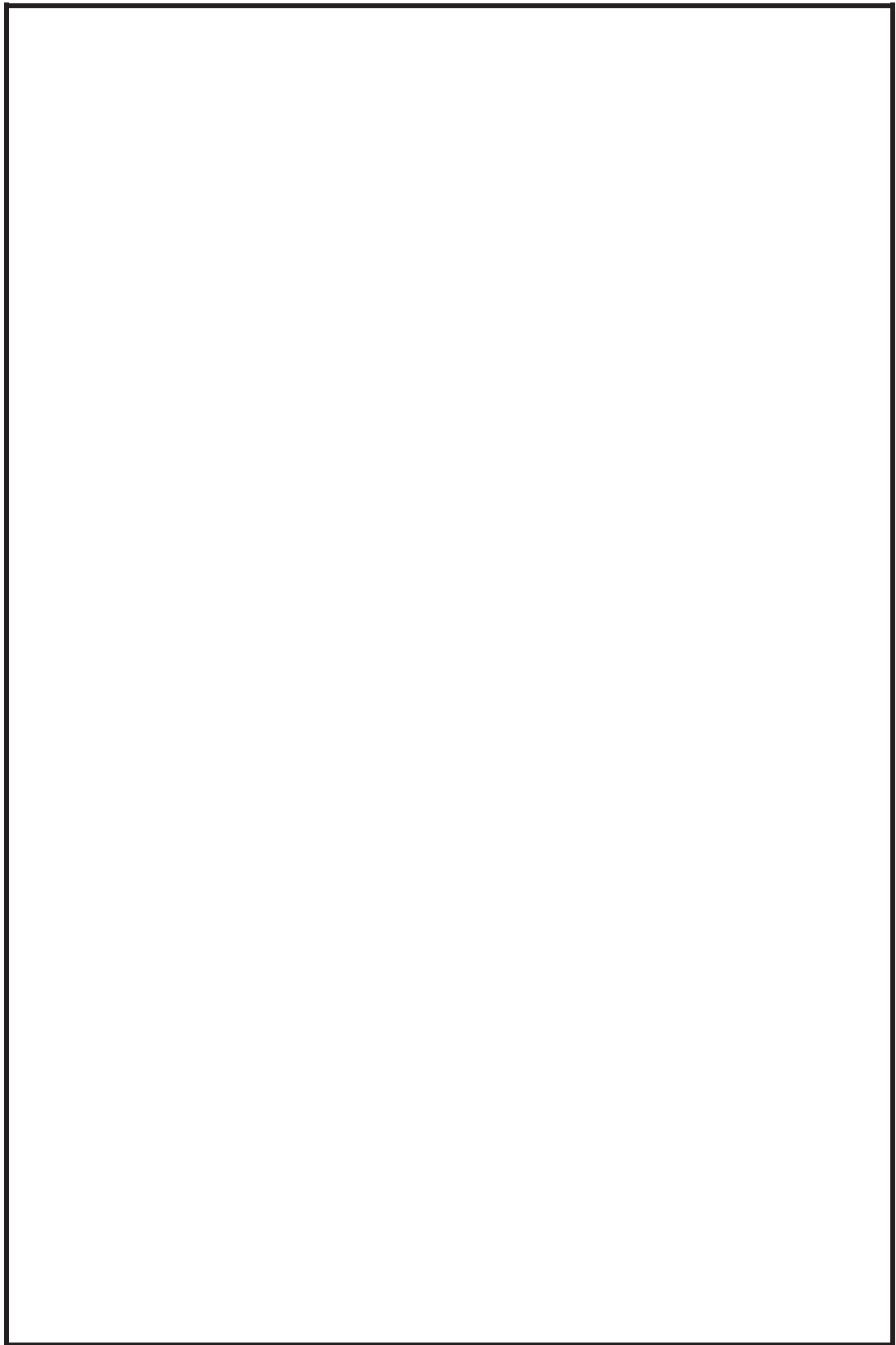
(2) 評価条件

前述の「2.2.2.1(2)評価条件」と同じである。

(3) 計算方法

前述の「2.2.2.1(3)計算方法」と同じである。

表 2.2.3.1-1 発電所敷地外 10km 以内に存在する加圧貯蔵型のガスタンク



02 ⑥ VI-1-1-2-5-5 R3

* : 敷地境界までの距離

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 2.2.3.1-2 敷地外高压ガス貯蔵施設と 1号機軽油貯蔵タンクの比較

	敷地外高压 ガス貯蔵施設	1号機軽油 貯蔵タンク
最大貯蔵量		620kl
離隔距離[m]	約 700	約 179
貯蔵油種	プロパン	軽油
貯蔵油種の輻射発散度[W/ m ²]	74×10^3	42×10^3
形態係数	4.27×10^{-4}	6.62×10^{-3}
輻射強度[W/ m ²]	31.6	278

* : 燃焼半径を保守的に 1号機軽油貯蔵タンクと同じ値だったとして算出している



図 2.2.3.1-1 高压ガス貯蔵施設の位置

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.2.3.2 爆発源に対する評価方針

(1) 評価方針

発電所敷地外 10km 以内で最大の高圧ガス貯蔵施設の貯蔵量等を勘案して、外部火災の影響を考慮する施設へのガス爆発の爆風圧が人体に対して影響を与えない 0.01 MPa となる距離である危険限界距離を評価し、外部火災の影響を考慮する施設に影響を及ぼす可能性がある高圧ガス貯蔵施設を抽出する。抽出した高圧ガス貯蔵施設の爆発に対して、外部火災の影響を考慮する施設の危険限界距離を算出し、危険限界距離と離隔距離を比較する。高圧ガス貯蔵施設の位置を図 2.2.3.1-1 に示す。

(2) 評価条件

- a. 高圧ガス漏えい、引火によるガス爆発とする。
- b. 気象条件は無風状態とする。

(3) 計算方法

爆発源のガスの種類及び貯蔵量から貯蔵設備の設備定数 (W) を求める。その貯蔵設備の設備定数 (W) を用いて、ガス爆発の爆風圧が人体に対して影響を与えない 0.01 MPa となる距離である危険限界距離を算出する。

a. 記号の説明

算出に用いる記号とその単位及び定義を以下に示す。

記号	単位	定義
W	-	設備定数
λ	$m \cdot kg^{-1/3}$	換算距離
K	m^2	石油類の定数

b. 危険限界距離 (X) の算出

危険限界距離 (X) は次式のとおり算出する。

$$X = 0.04\lambda\sqrt[3]{K \times W}$$

(式 2.2.3.2-1)

2.2.3.3 ガスボンベ破裂時における破片の最大飛散距離の評価

(1) 評価方針

発電所敷地外 10km 以内のうち、10km 以内に存在する高圧ガス貯蔵施設において、容器破損時における破片の最大飛散距離を評価する。発電所敷地外 10km 以内に存在する高圧ガス貯蔵施設一覧を表 2.2.3.1-1 に、評価対象となる施設を表 2.2.3.3-1 に示す。

(2) 評価条件

- a. 爆発源は燃料を満載した状態を想定する。
- b. 危険物貯蔵施設等の高圧ガス漏えい、引火によるガス爆発を想定する。

(3) 計算方法

「石油コンビナートの防災アセスメント指針」に基づき容器破損時における破片の最大飛散距離を算出する。

a. 記号の説明

算出に用いる記号とその単位及び定義を以下に示す。

記号	単位	定義
M	kg	破裂時の貯蔵物質量
L	m	破片の最大飛散範囲

b. 破片の最大飛散範囲の算出

破片の最大飛散範囲を次式のとおり算出する。

$$L = 90M^{0.333} \quad (\text{式 2.2.3.3-1})$$

(出典：石油コンビナートの防災アセスメント指針)

表 2.2.3.3-1 評価対象施設となる施設

施設名称	ガス種類	貯蔵量	離隔距離
当社社員寮	液化石油ガス		700m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.2.4 燃料輸送車両の影響について

2.2.4.1 火災源に対する評価方針

(1) 評価方針

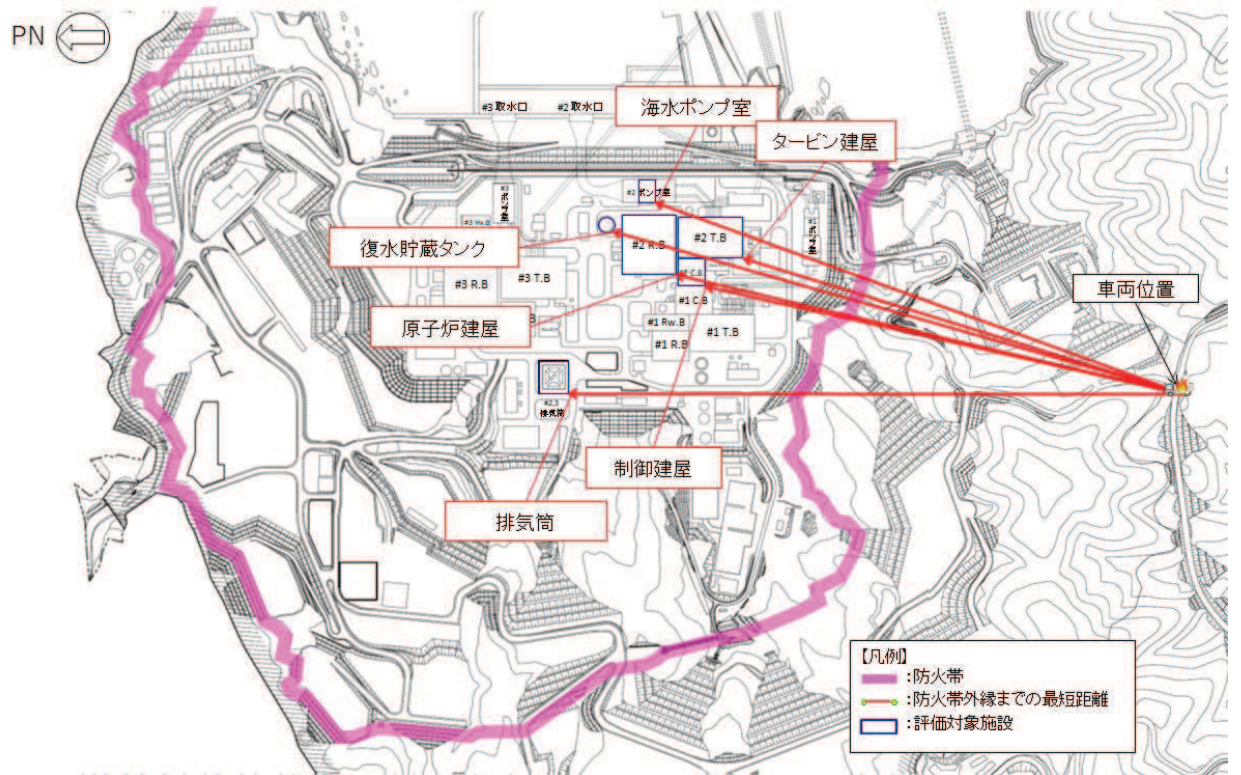
発電所敷地外 10 km 以内の燃料輸送車両の火災による直接的な影響を受ける外部火災の影響を考慮する施設の危険距離を算出し、危険距離と離隔距離を比較する。想定する火災源の位置を図 2.2.4.1-1 に示す。

(2) 評価条件

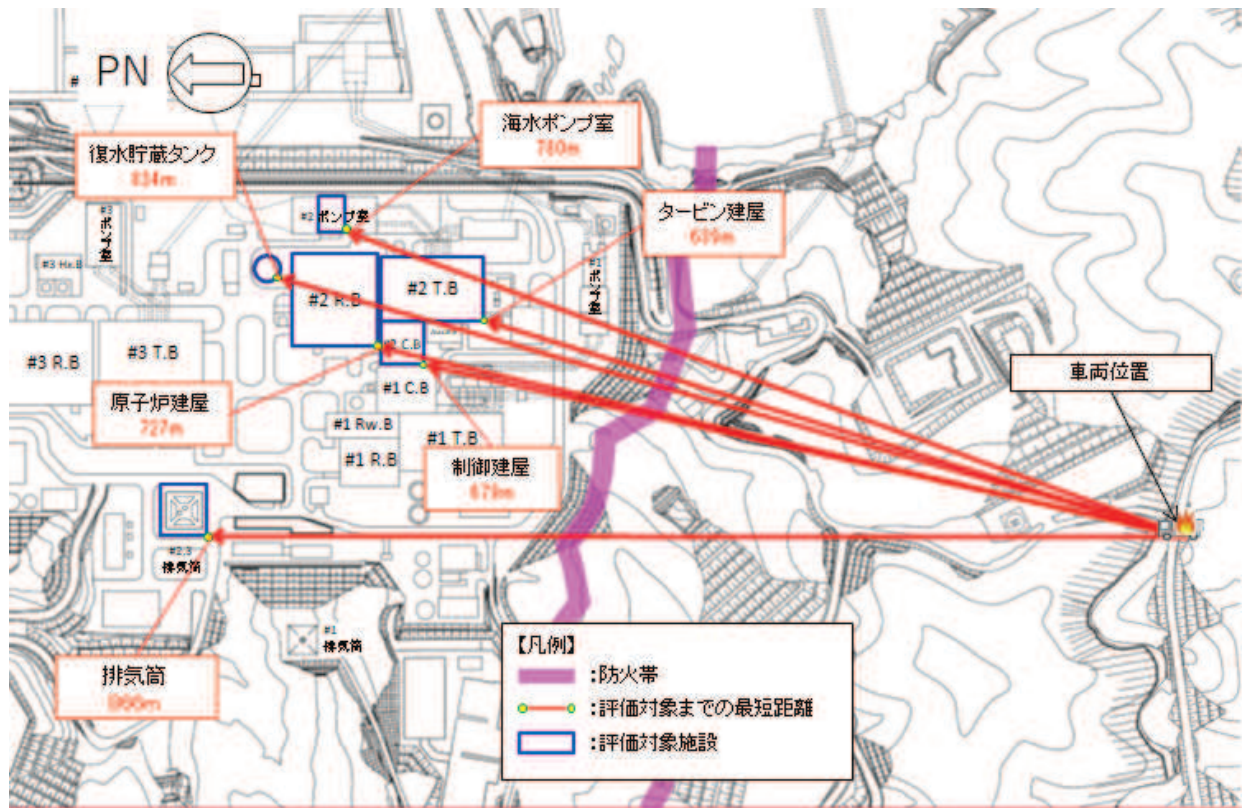
- a. 最大規模の燃料輸送車両が発電所敷地周辺道路で火災を起こすものとする。
- b. 燃料積載量は燃料輸送車両の中で最大規模（30kl）とする。
- c. 燃料輸送車両は燃料を満載した状態を想定する。
- d. 輸送燃料はガソリンとする。
- e. 発電所敷地外の道路において原子炉施設に最も近い場所（牡鹿ゲート）での燃料輸送車両の全面火災を想定する。
- f. 気象条件は無風状態とする。
- g. 火災は円筒火災をモデルとし、火炎の高さは燃焼半径の 3 倍とする。

(3) 計算方法

前述の「2.2.2.1(3)計算方法」と同じである。



(敷地全体図)



(拡大図)

図 2.2.4.1-1 外部火災の影響を考慮する施設と燃料輸送車両の位置関係

2.2.4.2 爆発源に対する評価方針

2.2.4.2.1 危険限界距離の評価

(1) 評価方針

外部火災の影響を考慮する施設へのガス爆発の爆風圧が人体に対して影響を与えない 0.01 MPa となる距離である危険限界距離を評価する。想定する爆発源の位置を図 2.2.4.1-1 に示す。

(2) 評価条件

- a. 発電所敷地外 10km 以内の施設において最大規模の高圧ガス貯蔵施設が、発電所敷地外の道路において原子炉施設に最も近い場所（牡鹿ゲート）にて、爆発を起こした場合を想定する。
- b. 燃料貯蔵量は発電所から 10km 圏内における高圧ガス貯蔵施設の最大貯蔵量 とする。
- c. 高圧ガス貯蔵施設は燃料を満載した状態を想定する。
- d. 貯蔵燃料は液化石油ガス（プロパン）とする。
- e. 発電所敷地外の道路において原子炉施設に最も近い場所（牡鹿ゲート）での高圧ガス漏えい、引火による高圧ガス輸送車両の爆発を想定する。
- f. 気象条件は無風状態とする。

(3) 計算方法

爆発源のガスの種類及び貯蔵量から貯蔵設備の設備定数（W）を求める。その貯蔵設備の設備定数（W）を用いて、ガス爆発の爆風圧が人体に対して影響を与えない 0.01 MPa となる距離である危険限界距離を算出する。

a. 記号の説明

算出に用いる記号とその単位及び定義を以下に示す。

記号	単位	定義
V	m ³	ガスタンクの貯蔵量
λ	m/kg ^{1/3}	換算距離
ρ	t/m ³	ガス密度
K	-	石油類の定数
W	-	設備定数
X	m	ガス爆発の爆風圧が 0.01MPa となる距離

b. 危険限界距離の算出

危険限界距離の計算方法は、「2.2.3.2(3)計算方法」と同じである。

2.2.4.2.2 高圧ガス輸送車両破裂時における破片の最大飛散距離の評価

(1) 評価方針

発電所から最も近い位置における高圧ガス輸送車両破損時における破片の最大飛散距離を評価する。

評価対象となる想定爆発源を表 2.2.4.2.2-1 に示す。

(2) 評価条件

- a. 爆発源は燃料を満載した状態を想定する。
- b. 高圧ガス貯蔵施設等の高圧ガス漏えい、引火によるガス爆発を想定する。
- c. 発電所敷地外の道路において原子炉施設に最も近い場所（牡鹿ゲート）にて、爆発を起こした場合を想定する。

(3) 計算方法

「石油コンビナートの防災アセスメント指針」に基づき容器破損時における破片の最大飛散距離を算出する。爆発場所が「2.2.4.2.1」と同じであるため、離隔距離は 639m となる。

a. 記号の説明

算出に用いる記号とその単位及び定義を以下に示す。

記号	単位	定義
M	kg	破裂時の貯蔵物質量
L	m	破片の最大飛散範囲

b. 破片の最大飛散範囲の算出

$$L = 90M^{0.333}$$

(式 2.2.4.2.2-1)

表 2.2.4.2.2-1 想定爆発源

ガス種類	燃料容器	飛来物 到達距離	離隔距離
液化石油ガス			639m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.2.5 漂流船舶の影響について

2.2.5.1 火災源に対する評価方針

(1) 評価方針

発電所近辺に漂流する船舶を想定し、輻射強度が最大となる火災に対して、燃料保有量等を勘案して、外部火災の影響を考慮する施設を内包する建屋表面温度及び屋外の外部火災の影響を考慮する施設の温度を算出し、許容温度を満足することを確認する。

火災源とする船舶は、発電所港湾施設に入港実績のある船舶の中で燃料保有量が最大である重油運搬船を想定する。重油運搬船の位置は、カーテンウォールに接触して停止すると考えられるが、保守的に、発電所港湾道路まで乗り上げた場合における火災を想定し、外部火災の影響を考慮する施設を内包する建屋及び屋外の外部火災の影響を考慮する施設を対象に影響評価を実施する。想定する重油運搬船の位置と原子炉施設の位置を図 2.2.5.1-1 に示す。

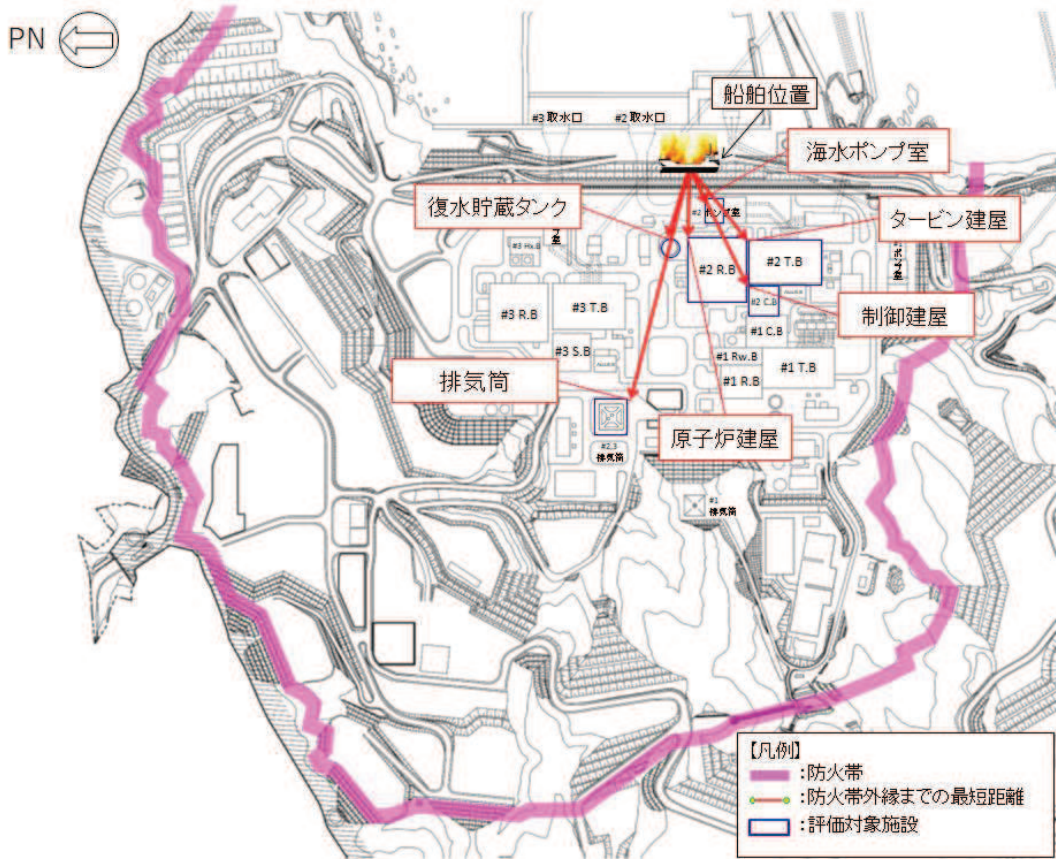
(2) 評価条件

- a. 燃料保有量は満載とした状態とする。
- b. 燃料は重油とする。
- c. 離隔距離は、評価上厳しくなるよう、漂流想定位置から外部火災の影響を考慮する施設まで最も近くなる直線距離とする。
- d. 漂流船舶の全面火災を想定する。
- e. 火災は円筒火災をモデルとし、火炎の高さは燃焼半径の 3 倍とする。
- f. 気象条件は無風状態とする。
- g. 温度評価にあたっては保守的に防潮堤がないものとして影響評価を実施する。

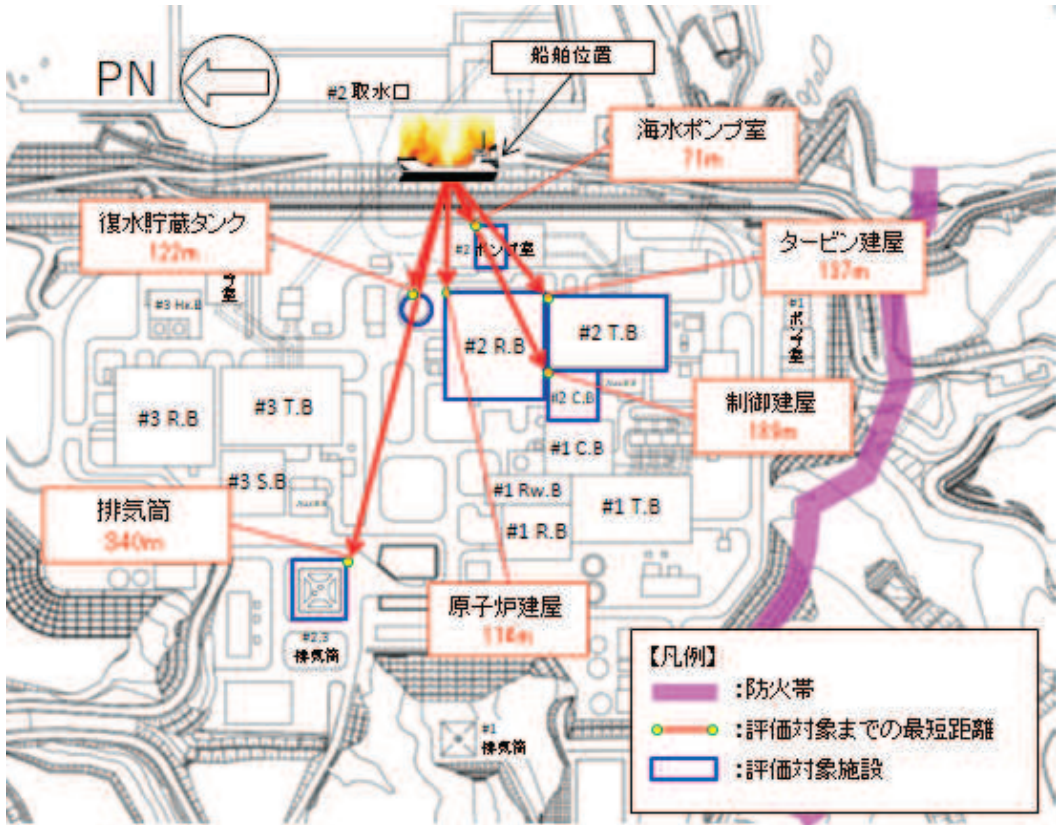
(3) 計算方法

外部火災の影響を考慮する施設の許容温度となる危険輻射強度、火災源の船舶の全長と船幅より四角形として算出した値から求める燃焼半径、燃焼継続時間及び形態係数等を求めそれらから危険距離を算出する。

計算方法は、前述の「2.2.2.1(3)計算方法」と同じである。



(敷地全体図)



(拡大図)

図 2.2.5.1-1 重油運搬船火災想定位置と評価対象施設の位置関係

VI-1-1-2-5-6 外部火災防護における評価条件及び評価結果

目 次

1. 概要	1
2. 評価条件及び評価結果	1
2.1 発電所敷地内の火災源に対する評価条件及び評価結果	1
2.2 発電所敷地外の火災に対する評価条件及び評価結果	47

1. 概要

本資料は、外部火災の影響を考慮する施設が外部火災に対して十分な健全性を有することを確認するための評価条件及び評価結果について説明するものである。

外部火災の影響を考慮する施設の健全性を確認するための評価は、添付書類「VI-1-1-2-5-5 外部火災防護における評価方針」に従って行う。

2. 評価条件及び評価結果

2.1 発電所敷地内の火災源に対する評価条件及び評価結果

2.1.1 森林火災

森林火災時の建屋及び屋外の外部火災の影響を考慮する施設の危険距離の評価結果を示す。

(1) 危険距離の評価条件及び評価結果

a. 必要データ

評価指標	森林火災の評価条件
火炎放射発散度 (kW/m ²)	反応強度の値を火炎放射発散度の値に変換したもの (建屋及び復水貯蔵タンクの評価：477 kW/m ² ，排気筒 の評価：367 kW/m ² ，原子炉補機冷却海水ポンプ及び 高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプの評価：408 kW/m ²)
火炎長 (m)	火炎放射強度を踏まえた火炎長の値 (建屋及び復水貯蔵タンクの評価：0.43 m，排気筒の 評価：1.31 m，原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉 心スプレー補機冷却海水ポンプの評価：1.31 m)
火炎到達幅 (m)	到達火炎の横幅 (2300 m)

b. 外部火災の影響を考慮する施設の評価条件及び評価結果
危険距離の評価条件及び評価結果を示す。

(a) 建屋の評価条件及び評価結果

R (m)	H (m)	F	\dot{F}
0.144	0.43	8,024	34.9

W (m)	E (kW/m ²)	R _f (kW/m ²)	I _R (kW/m ²)
2,300	3.88	477	477

T (°C)	T _i (°C)	C _P (J/kg/K)	コンクリート ρ (kg/m ³)	λ (W/m/K)
200	50	963	2,400	1.74

	原子炉建屋	制御建屋	タービン建屋
危険距離 (m)	16		
離隔距離 (m)	229	180	160

結果
危険距離を評価した結果、16 mとなり、その危険距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。

(b) 復水貯蔵タンクの評価条件及び評価結果

R (m)	H (m)	F	\dot{F}
0.144	0.43	8,024	34.9

W (m)	E (kW/m ²)	R _f (kW/m ²)	I _R (kW/m ²)
2,300	8.55	477	477

D _o (m)	D _i (m)	ρ_w (kg/m ³)	C _{p w} (J/kg/K)	ρ_s (kg/m ³)
20.012	20.0	979.9	4,186	7,860

C _{p s} (J/kg/K)	T (°C)	T ₀ (°C)	h (m)	e (m)
473	66	50	11.8	0.006

危険距離 (m)	離隔距離 (m)
9	340

結果
危険距離を評価した結果、9 m となり、その危険距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。

(c) 排気筒の評価条件及び評価結果

R (m)	H (m)	F	\dot{F}
0.437	1.31	2,634	11.5

W (m)	E (kW/m ²)	R f (kW/m ²)	I _R (kW/m ²)	ε
2,300	9.35	367	408	0.9

T (°C)	T ₀ (°C)	h (W/m ² /K)
325	50	17

危険距離 (m)	離隔距離 (m)
16	339

結果
危険距離を評価した結果、16 m となり、その危険距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。

(d) 原子炉補機冷却海水ポンプの評価条件及び評価結果

R (m)	H (m)	F	\dot{F}
0.437	1.31	2,634	11.5

W (m)	E (kW/m ²)	R f (kW/m ²)	I _R (kW/m ²)
2,300	3.31	408	408

A _T (m ²)	G (kg/s)	C _P (J/kg/K)
13.19	3.32	1,008

T ₀ (上部軸受) (°C)	T ₀ (下部軸受) (°C)	T (上部軸受) (°C)	T (下部軸受) (°C)
27	18.7	40	55

危険距離 (m)	離隔距離 (m)
30.6	302

結果
危険距離を評価した結果, 30.6 m となり, その危険距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。

(e) 高圧炉心スプレィ補機冷却海水ポンプの評価条件及び評価結果

R (m)	H (m)	F	\dot{F}
0.437	1.31	2,634	11.5

W (m)	E (kW/m ²)	R f (kW/m ²)	I _R (kW/m ²)
2,300	6.54	408	408

A _T (m ²)	G (kg/s)	C _P (J/kg/K)
1.19	0.55	1,008

T ₀ (上部軸受) (°C)	T ₀ (下部軸受) (°C)	T (上部軸受) (°C)	T (下部軸受) (°C)
32	41	55	55

危険距離 (m)	離隔距離 (m)
20.6	302

結果
危険距離を評価した結果、20.6 mとなり、その危険距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。

2.1.2 発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災

2.1.2.1 火災源に対する評価

危険物貯蔵施設等火災時の温度評価結果を示す。火災源に対する評価は、添付書類「VI-1-1-2-5-5 外部火災防護における評価方針」の表 2.1.2-11 及び表 2.1.2-2 に示す敷地内の危険物貯蔵施設等の一覧のうち、以下を対象とする。

- ・ 1号機軽油貯蔵タンク
- ・ 3号機軽油タンク
- ・ 大容量電源装置
- ・ 2号機起動変圧器
- ・ 2号機所内変圧器
- ・ 2号機補助ボイラー用変圧器
- ・ 2号機静止型原子炉再循環ポンプ用電源装置入力変圧器（以下、「PLR-VVVF 変圧器」という。）
- ・ 3号機主変圧器
- ・ 3号機起動変圧器
- ・ 3号機励磁電源変圧器

(1) 評価条件及び評価結果

a. 1号機軽油貯蔵タンク火災

(a) 原子炉建屋の評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)
340	10.404	620	860	0.044

ν (m/s)	t (s)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
5.11×10 ⁻⁵	35,686	201	42	221

T ₀ (°C)	C _P (J/kg/K)	コンクリート ρ (kg/m ³)	α (m ² /s)
50	963	2,400	7.53×10 ⁻⁷

λ (W/m/K)
1.74

外壁表面温度 (°C)	許容温度 (°C)
74	200

結果
1号機軽油貯蔵タンク火災時の外部火災の影響を考慮する施設の表面温度を評価した結果、74 °Cとなり、許容温度 200 °C以下であることを確認した。

(b) 制御建屋の評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)
340	10.404	620	860	0.044

ν (m/s)	t (s)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
5.11×10^{-5}	35,686	179	42	279

T ₀ (°C)	C _P (J/kg/K)	コンクリート ρ (kg/m ³)	α (m ² /s)
50	963	2,400	7.53×10^{-7}

λ (W/m/K)
1.74

外壁表面温度 (°C)	許容温度 (°C)
80	200

結果
1号機軽油貯蔵タンク火災時の外部火災の影響を考慮する施設の表面温度を評価した結果、80 °Cとなり、許容温度 200 °C以下であることを確認した。

(c) タービン建屋の評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)
340	10.404	620	860	0.044

ν (m/s)	t (s)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
5.11×10^{-5}	35,686	105	42	802

T ₀ (°C)	C _P (J/kg/K)	コンクリート ρ (kg/m ³)	α (m ² /s)
50	963	2,400	7.53×10^{-7}

λ (W/m/K)
1.74

外壁表面温度 (°C)	許容温度 (°C)
136	200

結果
1号機軽油貯蔵タンク火災時の外部火災の影響を考慮する施設の表面温度を評価した結果 136 °Cとなり，許容温度 200 °C以下であることを確認した。

(d) 復水貯蔵タンクの評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)
340	10.404	620	860	0.044

ν (m/s)	t (s)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
5.11×10^{-5}	35,686	294	42	103

T ₀ (°C)
50

D _o (m)	D _i (m)	ρ_w (kg/m ³)	C _{p w} (J/kg/K)	ρ_s (kg/m ³)
20.012	20.0	979.9	4,186	7,860

C _{p s} (J/kg/K)	h (m)	e (m)
473	11.8	0.006

復水貯蔵 タンク温度 (°C)	許容温度 (°C)
51	66

結果
1号機軽油貯蔵タンク火災時の復水貯蔵タンク温度を評価した結果 51 °Cとなり，許容温度 66 °C以下であることを確認した。

(e) 排気筒の評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)
340	10.404	620	860	0.044

ν (m/s)	t (s)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
5.11×10^{-5}	35,686	431	42	48

T ₀ (°C)	h (W/m ² /K)	ϵ
50	17	0.9

排気筒温度 (°C)	許容温度 (°C)
52	325

結果
1号機軽油貯蔵タンク火災時の排気筒温度を評価した結果、52°Cとなり、許容温度325°C以下であることを確認した。

(f) 原子炉補機冷却海水ポンプの評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)
340	10.404	620	860	0.044

ν (m/s)	t (s)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
5.11×10 ⁻⁵	35,686	199	42	224.8

A _T (m ²)	G (kg/s)	C _P (J/kg/K)
13.19	3.32	1,008

上部軸受		下部軸受	
冷却空気温度 (°C)	許容温度 (°C)	冷却空気温度 (°C)	許容温度 (°C)
28	40	20	55

結果
1号機軽油貯蔵タンク火災時の原子炉補機冷却海水ポンプの冷却空気温度を評価した結果、上部軸受では28°C、下部軸受では20°Cとなり、許容温度以下であることを確認した。

(g) 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)
340	10.404	620	860	0.044

ν (m/s)	t (s)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
5.11×10 ⁻⁵	35,686	199	42	224.8

A _T (m ²)	G (kg/s)	C _P (J/kg/K)
1.19	0.55	1,008

上部軸受		下部軸受	
冷却空気温度 (°C)	許容温度 (°C)	冷却空気温度 (°C)	許容温度 (°C)
33	55	42	55

結果
1号機軽油貯蔵タンク火災時の高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの冷却空気温度を評価した結果、上部軸受では33°C、下部軸受では42°Cとなり、許容温度以下であることを確認した。

b. 3号機軽油タンクの火災

(a) 原子炉建屋の評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)
380.95	11.012	660	860	0.044

ν (m/s)	t (s)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
5.11×10 ⁻⁵	33,905	191	42	274

T ₀ (°C)	C _P (J/kg/K)	コンクリート ρ (kg/m ³)	α (m ² /s)
50	963	2,400	7.53×10 ⁻⁷

λ (W/m/K)
1.74

外壁表面温度 (°C)	許容温度 (°C)
79	200

結果
3号機軽油タンク火災時の外部火災の影響を考慮する施設の表面温度を評価した結果、79 °Cとなり、許容温度 200 °C以下であることを確認した。

(b) 制御建屋の評価条件及び評価結果

S (m^2)	R (m)	V (m^3)	燃料 ρ (kg/m^3)	M ($kg/m^2/s$)
380.95	11.012	660	860	0.044

ν (m/s)	t (s)	L (m)	R f (kW/m^2)	E (W/m^2)
5.11×10^{-5}	33,905	289	42	120

T_0 ($^{\circ}C$)	C_P ($J/kg/K$)	コンクリート ρ (kg/m^3)	α (m^2/s)
50	963	2,400	7.53×10^{-7}

λ ($W/m/K$)
1.74

外壁表面温度 ($^{\circ}C$)	許容温度 ($^{\circ}C$)
63	200

結果
3号機軽油タンク火災時の外部火災の影響を考慮する施設の表面温度を評価した結果、63 $^{\circ}C$ となり、許容温度 200 $^{\circ}C$ 以下であることを確認した。

(c) タービン建屋の評価条件及び評価結果

S (m^2)	R (m)	V (m^3)	燃料 ρ (kg/m^3)	M ($kg/m^2/s$)
380.95	11.012	660	860	0.044

ν (m/s)	t (s)	L (m)	R f (kW/m^2)	E (W/m^2)
5.11×10^{-5}	33,905	287	42	121

T_0 ($^{\circ}C$)	C_P ($J/kg/K$)	コンクリート ρ (kg/m^3)	α (m^2/s)
50	963	2,400	7.53×10^{-7}

λ ($W/m/K$)
1.74

外壁表面温度 ($^{\circ}C$)	許容温度 ($^{\circ}C$)
63	200

結果
3号機軽油タンク火災時の外部火災の影響を考慮する施設の表面温度を評価した結果、63 $^{\circ}C$ となり、許容温度 200 $^{\circ}C$ 以下であることを確認した。

(d) 復水貯蔵タンクの評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)
380.95	11.012	660	860	0.044

ν (m/s)	t (s)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
5.11×10^{-5}	33,905	174	42	330

T ₀ (°C)
50

D _o (m)	D _i (m)	ρ_w (kg/m ³)	C _{p w} (J/kg/K)	ρ_s (kg/m ³)
20.012	20.0	979.9	4,186	7,860

C _{p s} (J/kg/K)	h (m)	e (m)
473	11.8	0.006

復水貯蔵 タンク温度 (°C)	許容温度 (°C)
53	66

結果
3号機軽油タンク火災時の復水貯蔵タンク温度を評価した結果 53 °Cとなり，許容温度 66 °C以下であることを確認した。

(e) 排気筒の評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)
380.95	11.012	660	860	0.044

ν (m/s)	t (s)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
5.11×10^{-5}	33,905	207	42	233

T ₀ (°C)	h (W/m ² /K)	ϵ
50	17	0.9

排気筒温度 (°C)	許容温度 (°C)
57	325

結果
3号機軽油タンク火災時の排気筒温度を評価した結果、57°Cとなり、許容温度325°C以下であることを確認した。

(f) 原子炉補機冷却海水ポンプの評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)
380.95	11.012	660	860	0.044

ν (m/s)	t (s)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
5.11×10 ⁻⁵	33,905	243	42	168.7

A _T (m ²)	G (kg/s)	C _P (J/kg/K)
13.19	3.32	1,008

上部軸受		下部軸受	
冷却空気温度 (°C)	許容温度 (°C)	冷却空気温度 (°C)	許容温度 (°C)
28	40	20	55

結果
3号機軽油タンク火災時の原子炉補機冷却海水ポンプの冷却空気温度を評価した結果、上部軸受では28°C、下部軸受では20°Cとなり、許容温度以下であることを確認した。

(g) 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)
380.95	11.012	660	860	0.044

ν (m/s)	t (s)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
5.11×10 ⁻⁵	33,905	243	42	168.7

A _T (m ²)	G (kg/s)	C _P (J/kg/K)
1.19	0.55	1,008

上部軸受		下部軸受	
冷却空気温度 (°C)	許容温度 (°C)	冷却空気温度 (°C)	許容温度 (°C)
33	55	42	55

結果
3号機軽油タンク火災時の高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの冷却空気温度を評価した結果、上部軸受では33°C、下部軸受では42°Cとなり、許容温度以下であることを確認した。

c. 大容量電源装置の火災

(a) 原子炉建屋の評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)
47.6115	3.893	90.585	860	0.044

ν (m/s)	t (s)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
5.11×10 ⁻⁵	37,233	407	42	9

T ₀ (°C)	C _P (J/kg/K)	コンクリート ρ (kg/m ³)	α (m ² /s)
50	963	2,400	7.53×10 ⁻⁷

λ (W/m/K)
1.74

外壁表面温度 (°C)	許容温度 (°C)
51	200

結果
大容量電源装置火災時の外部火災の影響を考慮する施設の表面温度を評価した結果、51 °Cとなり、許容温度 200 °C以下であることを確認した。

(b) 制御建屋の評価条件及び評価結果

S (m^2)	R (m)	V (m^3)	燃料 ρ (kg/m^3)	M ($\text{kg}/\text{m}^2/\text{s}$)
47.6115	3.893	90.585	860	0.044

ν (m/s)	t (s)	L (m)	R f (kW/m^2)	E (W/m^2)
5.11×10^{-5}	37,233	447	42	7

T_0 ($^{\circ}\text{C}$)	C_P ($\text{J}/\text{kg}/\text{K}$)	コンクリート ρ (kg/m^3)	α (m^2/s)
50	963	2,400	7.53×10^{-7}

λ ($\text{W}/\text{m}/\text{K}$)
1.74

外壁表面温度 ($^{\circ}\text{C}$)	許容温度 ($^{\circ}\text{C}$)
51	200

結果
大容量電源装置火災時の外部火災の影響を考慮する施設の表面温度を評価した結果、51 $^{\circ}\text{C}$ となり、許容温度 200 $^{\circ}\text{C}$ 以下であることを確認した。

(c) タービン建屋の評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)
47.6115	3.893	90.585	860	0.044

ν (m/s)	t (s)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
5.11×10 ⁻⁵	37,233	479	42	7

T ₀ (°C)	C _P (J/kg/K)	コンクリート ρ (kg/m ³)	α (m ² /s)
50	963	2,400	7.53×10 ⁻⁷

λ (W/m/K)
1.74

外壁表面温度 (°C)	許容温度 (°C)
51	200

結果
大容量電源装置火災時の外部火災の影響を考慮する施設の表面温度を評価した結果、51 °Cとなり、許容温度 200 °C以下であることを確認した。

(d) 復水貯蔵タンクの評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)
47.6115	3.893	90.585	860	0.044

ν (m/s)	t (s)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
5.11×10^{-5}	37,233	435	42	8

T ₀ (°C)
50

D _o (m)	D _i (m)	ρ_w (kg/m ³)	C _{p w} (J/kg/K)	ρ_s (kg/m ³)
20.012	20.0	979.9	4,186	7,860

C _{p s} (J/kg/K)	h (m)	e (m)
473	11.8	0.006

復水貯蔵 タンク温度 (°C)	許容温度 (°C)
51	66

結果
大容量電源装置火災時の復水貯蔵タンク温度を評価した結果 51°Cとなり、許容温度 66 °C以下であることを確認した。

(e) 排気筒の評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)
47.6115	3.893	90.585	860	0.044

ν (m/s)	t (s)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
5.11×10^{-5}	37,233	206	42	33

T ₀ (°C)	h (W/m ² /K)	ϵ
50	17	0.9

排気筒温度 (°C)	許容温度 (°C)
51	325

結果
大容量電源装置火災時の排気筒温度を評価した結果、51°Cとなり、許容温度 325 °C以下であることを確認した。

(f) 原子炉補機冷却海水ポンプの評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)
47.6115	3.893	90.585	860	0.044

ν (m/s)	t (s)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
5.11×10 ⁻⁵	37,233	502	42	5.49

A _T (m ²)	G (kg/s)	C _P (J/kg/K)
13.19	3.32	1,008

上部軸受		下部軸受	
冷却空気温度 (°C)	許容温度 (°C)	冷却空気温度 (°C)	許容温度 (°C)
28	40	19	55

結果
大容量電源装置火災時の原子炉補機冷却海水ポンプの冷却空気温度を評価した結果，上部軸受では 28°C，下部軸受では 19°C となり，許容温度以下であることを確認した。

(g) 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)
47.6115	3.893	90.585	860	0.044

ν (m/s)	t (s)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
5.11×10^{-5}	37,233	502	42	5.49

A _T (m ²)	G (kg/s)	C _P (J/kg/K)
1.19	0.55	1,008

上部軸受		下部軸受	
冷却空気温度 (°C)	許容温度 (°C)	冷却空気温度 (°C)	許容温度 (°C)
33	55	42	55

結果
大容量電源装置火災時の高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの冷却空気温度を評価した結果、上部軸受では 33°C、下部軸受では 42°C となり、許容温度以下であることを確認した。

d. 2号機起動変圧器の火災

(a) 制御建屋の評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
70	4.721	67.35	23	222

V (m ³)	v (m/s)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)	t (s)
66	4.28 × 10 ⁻⁵	910	0.039	22,030

T ₀ (°C)	C _P (J/kg/K)	コンクリート ρ (kg/m ³)	α (m ² /s)
50	963	2,400	7.53 × 10 ⁻⁷

λ (W/m/K)
1.74

外壁表面温度 (°C)	許容温度 (°C)
59	200

結果
2号機起動変圧器火災時の外部火災の影響を考慮する施設の表面温度を評価した結果、59°Cとなり、許容温度 200 °C以下であることを確認した。

e. 2号機所内変圧器の火災

(a) タービン建屋の評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
26	2.877	7.12	23	4,416

V (m ³)	v (m/s)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)	t (s)
15	4.28 × 10 ⁻⁵	910	0.039	13,480

T ₀ (°C)	C _P (J/kg/K)	コンクリート ρ (kg/m ³)	α (m ² /s)
50	963	2,400	7.53 × 10 ⁻⁷

λ (W/m/K)
1.74

外壁表面温度 (°C)	許容温度 (°C)
198	200

結果
2号機所内変圧器火災時の外部火災の影響を考慮する施設の表面温度を評価した結果、198°Cとなり、許容温度 200 °C以下であることを確認した。

f. 2号機補助ボイラー用変圧器の火災

(a) 制御建屋の評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
30	3.091	16.85	23	1,385

V (m ³)	v (m/s)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)	t (s)
24.4	4.28 × 10 ⁻⁵	910	0.039	19,004

T ₀ (°C)	C _P (J/kg/K)	コンクリート ρ (kg/m ³)	α (m ² /s)
50	963	2,400	7.53 × 10 ⁻⁷

λ (W/m/K)
1.74

外壁表面温度 (°C)	許容温度 (°C)
101	200

結果
2号機補助ボイラー用変圧器火災時の外部火災の影響を考慮する施設の表面温度を評価した結果、101°Cとなり、許容温度200 °C以下であることを確認した。

g. PLR-VVVF 変圧器の火災

(a) 原子炉建屋の評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
13	2.035	4.85	23	4,619

V (m ³)	v (m/s)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)	t (s)
6.25	4.28 × 10 ⁻⁵	910	0.039	11,233

T ₀ (°C)	C _P (J/kg/K)	コンクリート ρ (kg/m ³)	α (m ² /s)
50	963	2,400	7.53 × 10 ⁻⁷

λ (W/m/K)
1.74

外壁表面温度 (°C)	許容温度 (°C)
198	200

結果
PLR-VVVF 変圧器火災時の外部火災の影響を考慮する施設の表面温度を評価した結果、198°Cとなり、許容温度 200 °C以下であることを確認した。

h. 3号機主変圧器の火災

(a) 原子炉建屋の評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
109	5.891	87.55	23	205

V (m ³)	v (m/s)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)	t (s)
138	4.28 × 10 ⁻⁵	910	0.039	29,581

T ₀ (°C)	C _P (J/kg/K)	コンクリート ρ (kg/m ³)	α (m ² /s)
50	963	2,400	7.53 × 10 ⁻⁷

λ (W/m/K)
1.74

外壁表面温度 (°C)	許容温度 (°C)
59	200

結果
3号機主変圧器火災時の外部火災の影響を考慮する施設の表面温度を評価した結果、59°Cとなり、許容温度 200 °C以下であることを確認した。

(b) 制御建屋の評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
109	5.891	154.65	23	66

V (m ³)	v (m/s)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)	t (s)
138	4.28 × 10 ⁻⁵	910	0.039	29,581

T ₀ (°C)	C _P (J/kg/K)	コンクリート ρ (kg/m ³)	α (m ² /s)
50	963	2,400	7.53 × 10 ⁻⁷

λ (W/m/K)
1.74

外壁表面温度 (°C)	許容温度 (°C)
53	200

結果
3号機主変圧器火災時の外部火災の影響を考慮する施設の表面温度を評価した結果、53°Cとなり、許容温度200°C以下であることを確認した。

(c) 復水貯蔵タンクの評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
109	5.891	118.33	23	112

V (m ³)	v (m/s)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)	t (s)
138	4.28×10 ⁻⁵	910	0.039	29,581

T ₀ (°C)
50

D _o (m)	D _i (m)	ρ _w (kg/m ³)	C _{p w} (J/kg/K)	ρ _s (kg/m ³)
20.012	20.0	979.9	4,186	7,860

C _{p s} (J/kg/K)	h (m)	e (m)
473	11.8	0.006

復水貯蔵 タンク温度 (°C)	許容温度 (°C)
51	66

結果
3号機主変圧器火災時の復水貯蔵タンク温度を評価した結果 51°Cとなり，許容温度 66 °C以下であることを確認した。

(d) 排気筒の評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
109	5.891	81.69	23	235

V (m ³)	v (m/s)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)	t (s)
138	4.28 × 10 ⁻⁵	910	0.039	29,581

T ₀ (°C)	h (W/m ² /K)	ε
50	17	0.9

排気筒温度 (°C)	許容温度 (°C)
57	325

結果
3号機主変圧器火災時の排気筒温度を評価した結果、57°Cとなり、許容温度325°C以下であることを確認した。

i. 3号機起動変圧器の火災

(a) 排気筒の評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
44	3.743	27.50	23	807

V (m ³)	v (m/s)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)	t (s)
40	4.28 × 10 ⁻⁵	910	0.039	21,241

T ₀ (°C)	h (W/m ² /K)	ε
50	17	0.9

排気筒温度 (°C)	許容温度 (°C)
72	325

結果
3号機起動変圧器火災時の排気筒温度を評価した結果、72°Cとなり、許容温度325°C以下であることを確認した。

j. 3号機励磁電源変圧器の火災

(a) 原子炉建屋の評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
15	2.186	79.98	23	34

V (m ³)	v (m/s)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)	t (s)
7.4	4.28 × 10 ⁻⁵	910	0.039	11,527

T ₀ (°C)	C _P (J/kg/K)	コンクリート ρ (kg/m ³)	α (m ² /s)
50	963	2,400	7.53 × 10 ⁻⁷

λ (W/m/K)
1.74

外壁表面温度 (°C)	許容温度 (°C)
52	200

結果
3号機励磁電源変圧器火災時の外部火災の影響を考慮する施設の表面温度を評価した結果、52°Cとなり、許容温度 200 °C以下であることを確認した。

(b) 復水貯蔵タンクの評価条件及び評価結果

S (m ²)	R (m)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (W/m ²)
15	2.186	104.34	23	20

V (m ³)	v (m/s)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)	t (s)
7.4	4.28 × 10 ⁻⁵	910	0.039	11,527

T ₀ (°C)
50

D _o (m)	D _i (m)	ρ _w (kg/m ³)	C _{p w} (J/kg/K)	ρ _s (kg/m ³)
20.012	20.0	979.9	4,186	7,860

C _{p s} (J/kg/K)	h (m)	e (m)
473	11.8	0.006

復水貯蔵 タンク温度 (°C)	許容温度 (°C)
51	66

結果
3号機励磁電源変圧器火災時の復水貯蔵タンク温度を評価した結果 51 °Cとなり、許容温度 66 °C以下であることを確認した。

2.1.3 航空機墜落による火災

航空機墜落による火災時の温度評価結果を示す。

2.1.3.1 原子炉施設に対する評価

(1) 標的面積と離隔距離の評価条件及び評価結果

分類	民間航空機		自衛隊機又は米軍機		
	①大型民間航空機	②小型民間航空機	③訓練空域外を飛行中		④基地－訓練空域間往復時
			③－1 空中給油機等、高高度での巡航が想定される大型固定翼機	③－2 その他の大型固定翼機、小型固定翼機及び回転翼機	
対象航空機	B747-400	Do228-200	KC-767	F-15	F-2
墜落確率が 10^{-7} 回/炉×年となる標的面積 A^{\sim} (km ²)	0.297393	0.114706	0.456140	0.050980	0.059770
離隔距離L (m)	85	44	111	21	25
選定結果	○	×*	○	○	○

○：評価対象 ×：評価対象外

*：燃料積載量が多く、離隔距離が短い「自衛隊機又は米軍機 その他の大型固定翼機、小型固定翼機及び回転翼機」の落下事故の評価に包絡されるため評価対象外とした。

(2) 評価条件及び評価結果

a. 原子炉建屋

以下に温度の評価条件及び評価結果を示す。なお、その他の機種種の離隔距離は200m以上と長く、広範囲となる。

	民間航空機	自衛隊機又は米軍機		
	①大型民間航空機	③訓練空域外を飛行中		④基地-訓練空域間往復時
		③-1 空中給油機等, 高高度での巡航が想定される大型固定翼機	③-2 その他の大型固定翼機, 小型固定翼機及び回転翼機	
対象航空機	B747-400	KC-767	F-15	F-2
S (m ²)	700	405.2	44.6	35
R (m)	14.928	11.357	3.768	3.338
R f (kW/m ²)	50	58		
E (W/m ²)	2,790	1,179	3,360	1,963
V (m ³)	216.84	145.04	14.87	10.43
v (m/s)	4.64×10 ⁻⁵	6.71×10 ⁻⁵	6.71×10 ⁻⁵	6.71×10 ⁻⁵
M (kg/m ² /s)	0.039	0.051		
燃料 ρ (kg/m ³)	840	760	760	760
t (s)	6,677	5,335	4,969	4,442
T ₀ (°C)	50			
α (m ² /s)	7.53×10 ⁻⁷			
C _P (J/kg/K)	963			
コンクリート ρ (kg/m ³)	2,400			
λ (W/m/K)	1.74			

対象航空機	B747-400	KC-767	F-15	F-2
外壁表面温度 (°C)	179	99	184	124
許容温度 (°C)	200			

結果
航空機墜落による火災時の外壁表面温度を評価した結果、許容温度 200 °C 以下であることを確認した。

b. 復水貯蔵タンク

	民間航空機	自衛隊機又は米軍機		
	①大型民間航空機	③訓練空域外を飛行中		④基地－訓練空域間往復時
		③－1 空中給油機等, 高高度での巡航 が想定される大型 固定翼機	③－2 その他の大型 固定翼機, 小型 固定翼機及び 回転翼機	
対象航空機	B747-400	KC-767	F-15	F-2
S (m ²)	700	405.2	44.6	35
R (m)	14.928	11.357	3.768	3.338
R f (KW/m ²)	50	58		
E (W/m ²)	2,790	1,179	3,360	1,963
V (m ³)	216.84	145.04	14.87	10.43
v (m/s)	4.64×10 ⁻⁵	6.71×10 ⁻⁵	6.71×10 ⁻⁵	6.71×10 ⁻⁵
M (kg/m ² /s)	0.039	0.051		
燃料 ρ (kg/m ³)	840	760	760	760
t (s)	6,677	5,335	4,969	4,442
T ₀ (°C)	50			
D ₀ (m)	20.012			
D _i (m)	20.0			
h (m)	11.8			
e (m)	0.006			
水 ρ _w (kg/m ³)	979.9			
C _{p w} (J/Kg/K)	4,186			
水 V (m ³)	690			
タンク壁材 ρ _s (kg/m ³)	7,860			
C _{p s} (J/Kg/K)	473			

対象航空機	B747-400	KC-767	F-15	F-2
復水貯蔵タンク 温度 (°C)	55	52	54	53
許容温度 (°C)	66			

結果
航空機墜落による火災時の復水貯蔵タンク温度を評価した結果、許容温度66°C以下であることを確認した。

c. 排気筒

	民間航空機	自衛隊機又は米軍機		
	①大型民間航空機	③訓練空域外を飛行中		④基地－訓練空域間往復時
		③－1 空中給油機等, 高高度での巡航が想定される大型固定翼機	③－2 その他の大型固定翼機, 小型固定翼機及び回転翼機	
対象航空機	B747-400	KC-767	F-15	F-2
S (m ²)	700	405.2	44.6	35
R (m)	14.928	11.357	3.768	3.338
R f (KW/m ²)	50	58		
E (W/m ²)	2,790	1,179	3,360	1,963
V (m ³)	216.84	145.04	14.87	10.43
v (m/s)	4.64×10 ⁻⁵	6.71×10 ⁻⁵	6.71×10 ⁻⁵	6.71×10 ⁻⁵
M (kg/m ² /s)	0.039	0.051		
燃料 ρ (kg/m ³)	840	760	760	760
t (s)	6,677	5,335	4,969	4,442
T ₀ (°C)	50			
h (W/m ² /K)	17			
ε	0.9			

対象航空機	B747-400	KC-767	F-15	F-2
排気筒温度 (°C)	124	82	139	102
許容温度 (°C)	325			

結果
航空機墜落による火災時の排気塔温度を評価した結果、許容温度 325 °C 以下であることを確認した。

d. 原子炉補機冷却海水ポンプ

	民間航空機	自衛隊機又は米軍機		
	①大型民間航空機	③訓練空域外を飛行中		④基地－訓練空域間往復時
		③－1 空中給油機等, 高高度での巡航 が想定される大型 固定翼機	③－2 その他の大型 固定翼機, 小型 固定翼機及び 回転翼機	
対象航空機	B747-400	KC-767	F-15	F-2
S (m ²)	700	405.2	44.6	35
R (m)	14.928	11.357	3.768	3.338
R f (KW/m ²)	50	58		
E (W/m ²)	2,790	1,179	3,360	1,963
V (m ³)	216.84	145.04	14.87	10.43
v (m/s)	4.64×10 ⁻⁵	6.71×10 ⁻⁵	6.71×10 ⁻⁵	6.71×10 ⁻⁵
M (kg/m ² /s)	0.039	0.051		
燃料 ρ (kg/m ³)	840	760	760	760
t (s)	6,677	5,335	4,969	4,442
上部軸受 T ₀ (°C)	27			
下部軸受 T ₀ (°C)	18.7			
A _T (m ²)	13.19			
G (kg/s)	3.32			
C _P (J/kg/K)	1,008			

対象航空機		B747-400	KC-767	F-15	F-2
上部軸受	冷却空気温度(°C)	35	29	37	32
	許容温度(°C)	40			
下部軸受	冷却空気温度(°C)	27	21	29	24
	許容温度(°C)	55			

結果	
航空機墜落による火災時の原子炉補機冷却海水ポンプの冷却空気温度を評価した結果、機能維持に必要な冷却空気の許容温度以下であることを確認した。	

e. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ

	民間航空機	自衛隊機又は米軍機		
	①大型民間航空機	③訓練空域外を飛行中		④基地－訓練空域間往復時
		③－1 空中給油機等, 高高度での巡航が 想定される大型固定翼機	③－2 その他の大型固定翼機, 小型固定翼機及び 回転翼機	
対象航空機	B747-400	KC-767	F-15	F-2
S (m ²)	700	405.2	44.6	35
R (m)	14.928	11.357	3.768	3.338
R f (KW/m ²)	50	58		
E (W/m ²)	2,790	1,179	3,360	1,963
V (m ³)	216.84	145.04	14.87	10.43
v (m/s)	4.64×10 ⁻⁵	6.71×10 ⁻⁵	6.71×10 ⁻⁵	6.71×10 ⁻⁵
M (kg/m ² /s)	0.039	0.051		
燃料 ρ (kg/m ³)	840	760	760	760
t (s)	6,677	5,335	4,969	4,442
上部軸受 T ₀ (°C)	32			
下部軸受 T ₀ (°C)	41			
A _T (m ²)	1.19			
G (kg/s)	0.55			
C _P (J/kg/K)	1,008			

対象航空機		B747-400	KC-767	F-15	F-2
上部軸受	冷却空気温度(°C)	35	32	35	33
	許容温度(°C)	55			
下部軸受	冷却空気温度(°C)	44	41	44	42
	許容温度(°C)	55			

結果
航空機墜落による火災時の高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの冷却空気温度を評価した結果、機能維持に必要な冷却空気の許容温度以下であることを確認した。

2.1.4 敷地内の危険物貯蔵施設等の火災と航空機墜落による重畳火災

敷地内の危険物貯蔵施設等の火災と航空機墜落による重畳火災時の評価結果を示す。

(1) 評価条件

- a. 敷地内危険物貯蔵施設等の火災（1号機軽油貯蔵タンク及び3号機軽油タンク）

1号機軽油貯蔵タンク及び3号機軽油タンクの評価条件は、「2.1.2.1（1）評価条件及び評価結果」と同じである。

- b. 航空機墜落による火災（B747-400及びF-15）

B747-400及びF-15の評価条件は、「2.1.3.1（2）評価条件及び評価結果」と同じである。

(2) 評価結果

重畳評価の想定	評価対象施設	評価温度[°C]	許容温度[°C]
F-15 及び 3号機軽油タンク	原子炉建屋	約 143	< 200
	排気筒	約 146	< 325
F-15 及び 1号機 軽油貯蔵タンク	制御建屋	約 143	< 200
	タービン建屋	約 156	< 200
	原子炉補機 冷却海水ポンプ	約 38(上部軸受) 約 30(下部軸受)	< 40(上部軸受) < 55(下部軸受)
	高圧炉心スプレイ 補機冷却海水ポンプ	約 36(上部軸受) 約 45(下部軸受)	< 55(上部軸受) < 55(下部軸受)
B747-400 及び 3号機軽油タンク	復水貯蔵タンク	約 58	< 66

結果

敷地内の危険物貯蔵施設等の火災と航空機墜落による火災が同時に発生した場合の対象施設の評価温度を算出した結果、すべての対象に対し、許容温度以下となることを確認した。

2.2 発電所敷地外の火災に対する評価条件及び評価結果

2.2.1 石油コンビナート等の火災

発電所の敷地外 10 km 以内に石油コンビナート施設が存在しないことを確認している。発電所に近い石油コンビナート地区は約 40 km の位置にある仙台地区及び塩釜地区である。

2.2.2 発電所敷地外の危険物貯蔵施設等の影響について

2.2.2.1 火災源に対する評価条件及び評価結果

(1) 建屋

建屋表面温度の評価条件及び評価結果を示す。

	原子炉建屋	制御建屋	タービン建屋
S (m ²)			
R (m)			
H (m)			
R f (kW/m ²)	58		
V (m ³)			
v (m/s)	7.02 × 10 ⁻⁵		
M (kg/m ² /s)	0.055		
燃料 ρ (kg/m ³)	783		
t (s)			
L (m)	2,400	2,400	2,300
T ₀ (°C)	50		
α (m ² /s)	7.53 × 10 ⁻⁷		
C _P (J/kg/K)	963		
コンクリート ρ (kg/m ³)	2,400		
λ (W/m/K)	1.74		
E (kW/m ²)	9.90		

	原子炉建屋	制御建屋	タービン建屋
危険距離 (m)	48	48	48
離隔距離 (m)	2,400	2,400	2,300

結果
危険距離を評価した結果、その危険距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。

(2) 復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンク温度の評価条件及び評価結果を示す。

S (m ²)	R (m)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (kW/m ²)
		2,500	58	29.0

V (m ³)	v (m/s)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)	t (s)
	7.02 × 10 ⁻⁵	783	0.055	

T ₀ (°C)	H (m)
50	

D ₀ (m)	D _i (m)	ρ _w (kg/m ³)	C _{p w} (J/kg/K)	ρ _s (kg/m ³)
20.012	20.0	979.9	4,186	7,860

C _{p s} (J/kg/K)	h (m)	e (m)
473	11.8	0.006

危険距離 (m)	離隔距離 (m)
18	2,500

結果
危険距離を評価した結果、18mとなり、その危険距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。

(3) 排気筒

排気筒表面温度の評価条件及び評価結果を示す。

S (m ²)	R (m)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (kW/m ²)
		2,600	58	10.4

V (m ³)	v (m/s)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)	t (s)
	7.02 × 10 ⁻⁵	783	0.055	

H (m)	T ₀ (°C)	h (W/m ³ /K)	ε
	50	17	0.9

危険距離 (m)	離隔距離 (m)
47	2,600

結果
危険距離を評価した結果、47mとなり、その危険距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。

(4) 原子炉補機冷却海水ポンプ

原子炉補機冷却海水ポンプ温度の評価条件及び評価結果を示す。

S (m ²)	R (m)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (kW/m ²)
		2,400	58	3.31

V (m ³)	v (m/s)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)	t (s)
	7.02 × 10 ⁻⁵	783	0.055	

H (m)

A _T (m ²)	G (kg/s)	C _P (J/kg/K)
13.19	3.32	1,008

T ₀ (上部軸受) (°C)	T ₀ (下部軸受) (°C)	T (上部軸受) (°C)	T (下部軸受) (°C)
27	18.7	40	55

上部危険距離 (m)	上部離隔距離 (m)	下部危険距離 (m)	下部離隔距離 (m)
99	2,400	51	2,400

結果
危険距離を評価した結果、その危険距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。

(5) 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ温度の評価条件及び評価結果を示す。

S (m ²)	R (m)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (kW/m ²)
		2,400	58	6.54

V (m ³)	v (m/s)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)	t (s)
	7.02 × 10 ⁻⁵	783	0.055	

H (m)

A _T (m ²)	G (kg/s)	C _P (J/kg/K)
1.19	0.55	1,008

T ₀ (上部軸受) (°C)	T ₀ (下部軸受) (°C)	T (上部軸受) (°C)	T (下部軸受) (°C)
32	41	55	55

上部危険距離 (m)	上部離隔距離 (m)	下部危険距離 (m)	下部離隔距離 (m)
45	2,400	65	2,400

結果
危険距離を評価した結果，その危険距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。

2.2.3 発電所敷地外の高圧ガス貯蔵施設の影響について

2.2.3.1 火災源に対する評価条件及び評価結果

前述の「2.2.2.1 火災源に対する評価条件及び評価結果」と同じである。評価結果のまとめを示す。

評価対象		評価温度 (°C)	許容温度 (°C)
原子炉建屋		74	200
制御建屋		80	200
タービン建屋		136	200
復水貯蔵タンク		51	66
排気筒		52	325
原子炉補機冷却 海水ポンプ	上部軸受	28	40
	下部軸受	20	55
高圧炉心スプレイ 補機冷却海水ポンプ	上部軸受	33	55
	下部軸受	42	55

結果
1号機軽油貯蔵タンク火災時の温度を評価した結果、許容温度以下であることを確認した。

2.2.3.2 爆発源に対する評価条件及び評価結果

爆発源に対する危険限界距離の評価結果を示す。

	高圧ガス貯蔵施設
貯蔵ガス	液化石油ガス (プロパン)
W (-)	
K (m ²)	888×1000
λ (m・kg ^{-1/3})	14.4
X (m)	70

評価対象	離隔距離 [m]	危険限界距離 [m]
原子炉建屋	747	70
制御建屋	845	
タービン建屋	820	
原子炉補機冷却海水ポンプ	758	
高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ	758	
排気筒	765	
復水貯蔵タンク	716	

結果
外部火災の影響を考慮する施設へのガス爆発の爆風圧が0.01MPaとなる距離を評価した結果、70mとなり、その危険限界距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。

2.2.3.3 ガスボンベ破裂時における破片の最大飛散距離の評価

発電所から最も近い位置にあるガスボンベの破裂における破片の最大飛散距離の評価条件及び評価結果を示す。

M (kg)	L (m)

飛来物 到達距離 (m)	敷地境界まで の離隔距離 (m)
	700

結果
ガスボンベ破裂時における破損の最大飛散距離を評価した結果、最大飛散距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。

2.2.4 燃料輸送車両の火災

2.2.4.1 火災源に対する評価

発電所敷地外の公道上で最大規模の燃料輸送車両火災の評価結果を示す。

(1) 評価条件及び評価結果

a. 建屋

建屋表面温度の評価条件及び評価結果を示す。

	原子炉建屋	制御建屋	タービン建屋
S (m ²)	23.8		
R (m)	2.75		
H (m)	8.25		
R f (kW/m ²)	58		
V (m ³)	30		
M (kg/m ² /s)	0.055		
燃料 ρ (kg/m ³)	783		
t (s)	17,935		
L (m)	727	679	639
T ₀ (°C)	50		
α (m ² /s)	7.53 × 10 ⁻⁷		
C _p (J/kg/K)	963		
コンクリート ρ (kg/m ³)	2,400		
λ (W/m/K)	1.74		
E (kW/m ²)	1.99		

	原子炉建屋	制御建屋	タービン建屋
危険距離 (m)	21	21	21
離隔距離 (m)	727	679	639

結果	
危険距離を評価した結果、その危険距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。	

(2) 復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンク温度の評価条件及び評価結果を示す。

S (m ²)	R (m)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (kW/m ²)
23.8	2.75	834	58	3.73

V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)	t (s)
30	783	0.055	17,935

T ₀ (°C)	H (m)
50	8.25

D ₀ (m)	D _i (m)	ρ _w (kg/m ³)	C _{p w} (J/kg/K)	ρ _s (kg/m ³)
20.012	20.0	979.9	4,186	7,860

C _{p s} (J/kg/K)	h (m)	e (m)
473	11.8	0.006

危険距離 (m)	離隔距離 (m)
15	834

結果
危険距離を評価した結果、15mとなり、その危険距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。

(3) 排気筒

排気筒表面温度の評価条件及び評価結果を示す。

S (m^2)	R (m)	L (m)	R f (kW/m^2)	E (kW/m^2)
23.8	2.75	866	58	10.4

V (m^3)	燃料 ρ (kg/m^3)	M ($kg/m^2/s$)	t (s)
30	783	0.055	17,935

H (m)	T_0 ($^{\circ}C$)	h ($W/m^2/K$)	ϵ
8.25	50	17	0.9

危険距離 (m)	離隔距離 (m)
8	866

結果
危険距離を評価した結果、8mとなり、その危険距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。

(4) 原子炉補機冷却海水ポンプ

原子炉補機冷却海水ポンプ温度の評価条件及び評価結果を示す。

S (m ²)	R (m)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (kW/m ²)
23.8	2.75	780	58	3.31

V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)	t (s)
30	783	0.055	17,935

H (m)
8.25

A _T (m ²)	G (kg/s)	C _P (J/kg/K)
13.19	3.32	1,008

上部危険距離 (m)	上部離隔距離 (m)	下部危険距離 (m)	下部離隔距離 (m)
16	780	8	780

結果
危険距離を評価した結果、その危険距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。

(5) 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ温度の評価条件及び評価結果を示す。

S (m ²)	R (m)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (kW/m ²)
23.8	2.75	780	58	6.54

V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)	t (s)
30	783	0.055	17,935

H (m)
8.25

A _T (m ²)	G (kg/s)	C _P (J/kg/K)
1.19	0.55	1,008

上部危険距離 (m)	上部離隔距離 (m)	下部危険距離 (m)	下部離隔距離 (m)
8	780	11	780

結果
危険距離を評価した結果、その危険距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。

2.2.4.2 爆発源に対する評価

発電所敷地外の公道上で最大規模の燃料輸送車両爆発の評価結果を示す。

2.2.4.2.1 燃料輸送車両による爆発源に対する評価条件及び評価結果

爆発源に対する危険限界距離の評価条件及び評価結果を示す。危険限界距離の評価条件は、前述の「2.2.3.2 爆発源に対する評価条件及び評価結果」と同じである。

評価対象	離隔距離 [m]	危険限界距離 [m]
原子炉建屋	727	70
制御建屋	679	
タービン建屋	639	
原子炉補機冷却海水ポンプ	780	
高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ	780	
排気筒	866	
復水貯蔵タンク	834	

結果
外部火災の影響を考慮する施設へのガス爆発の爆風圧が0.01MPaとなる距離を評価した結果、70mとなり、その危険限界距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。

2.2.4.2.2 高圧ガス輸送車両破裂時における破片の最大飛散距離の評価

発電所敷地外の公道上で最大規模の燃料輸送車両のガスボンベ破裂時における破片の最大飛散距離評価結果を示す。

	貯蔵物質量 (kg)	最大飛散距離 (m)	離隔距離 (m)
ガスボンベ			639

結果
ガスボンベ破裂時における破損の最大飛散距離を評価した結果、最大飛散距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。

2.2.5 漂流船舶の火災

2.2.5.1 火災源に対する評価

最大規模の船舶である重油運搬船について、燃料保有量及び対象までの離隔距離を勘案して、重油運搬船の火災の評価結果に示す。

(1) 重油運搬船火災に関する温度の評価条件及び評価結果

a. 建屋

評価条件及び評価結果を示す。

	原子炉建屋	制御建屋	タービン建屋
S (m ²)	958.8		
R (m)	17.47		
H (m)	52.41		
R f (kW/m ²)	23		
V (m ³)	2242.794		
M (kg/m ² /s)	0.035		
燃料 ρ (kg/m ³)	900		
t (s)	60,149		
L (m)	114	189	137
T ₀ (°C)	50		
α (m ² /s)	7.53 × 10 ⁻⁷		
C _p (J/kg/K)	963		
コンクリート ρ (kg/m ³)	2,400		
λ (W/m/K)	1.74		
E (kW/m ²)	1.09		

	原子炉建屋	制御建屋	タービン建屋
危険距離 (m)	110	110	110
離隔距離 (m)	114	189	137

結果
危険距離を評価した結果、その危険距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。

b. 復水貯蔵タンク

評価条件及び評価結果を示す。

S (m ²)	R (m)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (kW/m ²)
958.8	17.47	122	23	1.11

V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)	t (s)
2242.794	900	0.035	60,149

T ₀ (°C)	H (m)
50	52.41

D ₀ (m)	D _i (m)	ρ _w (kg/m ³)	C _{p w} (J/kg/K)	ρ _s (kg/m ³)
20.012	20.0	979.9	4,186	7,860

C _{p s} (J/kg/K)	h (m)	e (m)
473	11.8	0.006

危険距離 (m)	離隔距離 (m)
109	122

結果
危険距離を評価した結果、109mとなり、その危険距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。

c. 排気筒

評価条件及び評価結果を示す。

S (m ²)	R (m)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (kW/m ²)
958.8	17.47	340	23	10.4

V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)	t (s)
2242.794	900	0.035	60,149

H (m)	T ₀ (°C)	h (W/m ² /K)	ε
52.41	50	17	0.9

危険距離 (m)	離隔距離 (m)
20	340

結果
危険距離を評価した結果、20mとなり、その危険距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。

d. 原子炉補機冷却海水ポンプ

評価条件及び評価結果を示す。

S (m ²)	R (m)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (kW/m ²)
958.8	17.47	71	23	3.31

V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)	t (s)
2242.794	900	0.035	60,149

H (m)
52.41

A _T (m ²)	G (kg/s)	C _P (J/kg/K)
13.19	3.32	1,008

T ₀ (上部軸受) (°C)	T ₀ (下部軸受) (°C)	T (上部軸受) (°C)	T (下部軸受) (°C)
27	18.7	40	55

上部軸受		下部軸受	
危険距離 (m)	離隔距離 (m)	危険距離 (m)	離隔距離 (m)
55	71	22	71

結果
危険距離を評価した結果，その危険距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。

- e. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ
評価条件及び評価結果を示す。

S (m ²)	R (m)	L (m)	R f (kW/m ²)	E (kW/m ²)
958.8	17.47	71	23	6.54

V (m ³)	燃料 ρ (kg/m ³)	M (kg/m ² /s)	t (s)
2242.794	900	0.035	60,149

H (m)
52.41

A _T (m ²)	G (kg/s)	C _P (J/kg/K)
1.19	0.55	1,008

T ₀ (上部軸受) (°C)	T ₀ (下部軸受) (°C)	T (上部軸受) (°C)	T (下部軸受) (°C)
32	41	55	55

上部軸受		下部軸受	
危険距離 (m)	離隔距離 (m)	危険距離 (m)	離隔距離 (m)
19	71	31	71

結果
危険距離を評価した結果，その危険距離を上回る離隔距離を確保していることを確認した。

VI-1-1-2-5-7 二次的影響（ばい煙）及び有毒ガスに対する設計

目 次

1. 概要	1
2. 二次的影響（ばい煙）及び有毒ガスに対する設計	1
2.1 二次的影響（ばい煙）に対する設計	1
2.2 有毒ガスに対する設計	3

1. 概要

本資料は、二次的影響（ばい煙）及び有毒ガスによる外部火災の二次的影響を考慮する施設への影響を及ぼさない設計とすることを説明するものである。

2. 二次的影響（ばい煙）及び有毒ガスに対する設計

2.1 二次的影響（ばい煙）に対する設計

(1) 外気を取り込む空調系統（換気空調系で給気されるエリアの設置機器を含む）

a. 換気空調系（原子炉建屋，原子炉補機エリア，中央制御室，計測制御電源室の換気空調系）

原子炉建屋，原子炉補機エリア，中央制御室，計測制御電源室の換気空調系の給気用のファン入口にはバグフィルタが設置されている。捕集率 80%以上（J I S Z 8901 試験用紛体 11 種 粒径約 $2\mu\text{m}$ ）の性能を有しているバグフィルタを設置し，外部火災で発生する粒径が一定以上のばい煙の侵入を阻止することで，換気空調系の安全機能を損なわない設計とする。

また，ばい煙によるバグフィルタの閉塞については，バグフィルタ差圧を監視することで検知可能である。中央制御室換気空調系については，外気取入ダンパを閉止し事故時運転モードへの切替えを行い，ばい煙等の侵入を阻止することで，換気空調系の安全機能を損なわない設計とする。

b. 安全保護装置

安全保護装置盤は，中央制御室に設置してある。中央制御室への外気取入経路にはバグフィルタを設置し，粒径 $2\mu\text{m}$ 以上のばい煙粒子については侵入を阻止することで安全保護装置の安全機能を損なわない設計とする。バグフィルタにより侵入を阻止できなかったばい煙が中央制御室内に侵入した場合においては，外気取入ダンパを閉止し，事故時運転モードへの切替えを行い煙の侵入を阻止することで，安全保護装置の安全機能を損なわない設計とする。

なお，中央制御室に侵入する可能性のあるばい煙の粒径は，概ね $2\mu\text{m}$ 以下の細かな粒子であると推定されるが，安全保護装置の盤において，万が一，細かな粒子のばい煙が盤内に侵入した場合において，ばい煙の付着等により短絡を発生させる可能性は小さく，安全保護装置の安全機能を損なわない設計とする。

(2) 外気を設備内に取り込む機器

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の吸気系統は，換気空調系の給気ルーバを介して吸気している。ディーゼル機関への外気取入経路に設置しているバグフィルタ（粒径 $2\mu\text{m}$ に対して 80%以上を捕獲する性能）で粒径の大きいばい煙粒子は捕獲され，バグフィルタを通過したばい煙（数 μm ）が

過給機，空気冷却器に侵入するが，それぞれの機器の間隙は，ばい煙に比べて十分大きく，閉塞に至ることを防止することで，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の安全機能を損なわない設計とする。

また，シリンダ／ピストン間隙まで到達したばい煙（数 μm ）は，当該間隙内において摩擦発生が懸念されるが，ばい煙粒子の主成分は炭素であり，シリンダ／ピストンをばい煙粒子に比べ硬度を硬くすることにより，ばい煙粒子による摩擦の発生を防止することで，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の安全機能を損なわない設計とする。

なお，通常運転時はシリンダ内には燃料油（軽油）の燃焼に伴うばい煙が発生しているが，定期的な点検において，ばい煙によるシリンダへの不具合は認められない。

(3) 外気を取り込む屋外設置機器

a. 原子炉補機冷却海水ポンプ

原子炉補機冷却海水ポンプ用電動機は，空気冷却器を電動機側面に設置して内部通風の熱交換により冷却する構造であり，外気を直接電動機の内部に取り込まない全閉構造であることから，ばい煙粒子が電動機内部に侵入することはなく，原子炉補機冷却海水ポンプの安全機能を損なわない設計とする。

また，外気通風部の吸込み口の金網口径が $10\text{mm}\times 10\text{mm}$ ，冷却パイプ口径が 29.4mm であり，ばい煙粒子の粒径はこれに比べて十分に小さく，閉塞に至ることを防止することで，原子炉補機冷却海水ポンプの安全機能を損なわない設計とする。

電動機端子箱は，端子箱内部と外部（大気）に圧力差がなく，端子箱蓋はパッキンでシールし，ばい煙の侵入による短絡の発生を防止することで，原子炉補機冷却海水ポンプの安全機能を損なわない設計とする。

b. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ用電動機は，外気を直接電動機内部に取り込まない外扇形の冷却方式の全閉構造であることから，ばい煙粒子が電動機内部に侵入することはなく，高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの安全機能を損なわない設計とする。

電動機端子箱は，端子箱内部と外部（大気）に圧力差がなく，端子箱蓋はパッキンでシールし，ばい煙の侵入による短絡の発生を防止することで，高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの安全機能を損なわない設計とする。

2.2 有毒ガスに対する設計

外部火災起因を含む有毒ガスが発生した場合は、中央制御室内に滞在する人員の居住性を確保するため、中央制御室換気空調系については、外気取入ダンパを閉止し、事故時運転モードへの切替えを行うことで有毒ガスにより外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

また、外気を取り入れる換気空調系のうち、中央制御室換気空調設備以外の換気空調系については、空調ファンを停止又はダンパを閉止することで有毒ガスにより外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

なお、発電所西南西約 40km には石油コンビナート施設があるが、発電所周辺地域にはない。発電所周辺の危険物貯蔵施設、主要道路、鉄道路線及び一般航路と発電所の間には、十分な離隔距離がある。このため、危険物貯蔵施設、燃料輸送車両及び船舶の事故時に発生する有毒ガスは、外部事象防護対象施設に影響を及ぼすことはない。

VI-1-1-2-別添1 屋外に設置されている重大事故等対処設備の抽出

目 次

1. 概要	1
2. 屋外に設置されている重大事故等対処設備の抽出	1

1. 概要

本資料は、添付書類「VI-1-1-2-3-2 竜巻の影響を考慮する施設及び固縛対象物の選定」及び添付資料「VI-1-1-2-4-2 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定」にて選定している屋外に設置されている重大事故等対処設備について説明するものである。

2. 屋外に設置されている重大事故等対処設備の抽出

添付資料「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に記載されている重大事故等対処設備のうち屋外に設置されている設備を抽出する。

抽出した屋外に設置されている重大事故等対処設備を表 2-1 に示す。

表 2-1 屋外に設置されている重大事故等対処設備

設備	常設／可搬
大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	可搬
大容量送水ポンプ（タイプⅡ）	可搬
ホース延長回収車	可搬
原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット	可搬
可搬型窒素ガス供給装置	可搬
放水砲	可搬
泡消火薬剤混合装置	可搬
シルトフェンス	可搬
小型船舶	可搬
可搬型モニタリングポスト	可搬
ブルドーザ	可搬
バックホウ	可搬
電源車	可搬
電源車（緊急時対策所用）	可搬
タンクローリ	可搬
代替気象観測設備	可搬
復水貯蔵タンク	常設
ガスタービン発電機	常設
ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	常設
原子炉補機冷却海水ポンプ	常設
海水ポンプ室	常設
高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ	常設
取水口	常設
貯留堰	常設
取水路	常設
原子炉建屋ブローアウトパネル	常設
緊急時対策所遮蔽	常設

VI-1-1-3 取水口及び放水口に関する説明書

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	2
3. 取水口，取水路，海水ポンプ室及び貯留堰	2
4. 放水口	21

1. 概要

本資料は、「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（以下「技術基準規則」という。）」第 33 条，第 62～66 条，第 69 条，第 70 条及び第 71 条並びにそれらの「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の解釈（以下「解釈」という。）」に基づき，貯留堰，取水口，取水路，海水ポンプ室，放水立坑，放水路及び放水口の機能，位置及び構造について説明するものである。

なお，技術基準規則第 4 条「設計基準対象施設の地盤」，第 5 条「地震による損傷の防止」，第 49 条「重大事故等対処施設の地盤」及び第 50 条「地震による損傷の防止」への適合性については，耐震設計に関する内容であるため，VI-2「耐震性に関する説明書」に示す。また，技術基準規則第 6 条「津波による損傷の防止」及び第 51 条「津波による損傷の防止」への適合性については，基準津波に対する機能維持に関する内容であるため，VI-1-1-2-2「津波への配慮に関する説明書」及びVI-3「強度に関する説明書」に示す。

2. 基本方針

通常運転時においては、設計基準対象施設である復水器の冷却用海水、原子炉補機の冷却用海水及びタービン補機の冷却用海水は、取水口から取水路を経て海水ポンプ室に導かれ、循環水ポンプ及び補機冷却海水ポンプを使用して取水し、復水器、原子炉補機冷却水系熱交換器及びタービン補機冷却水系熱交換器を冷却後、放水立坑から放水路を経て放水口まで導き、外海に放水できる設計とする。

設計基準事故時又は重大事故等時においては、技術基準規則第 33 条及び第 63 条並びにそれらの解釈に基づき、最終ヒートシンクへ熱を輸送することが要求されており、技術基準規則第 33 条及び第 62～66 条並びにそれらの解釈に基づき、海水を取水するために、原子炉補機冷却海水系ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ(以下「非常用海水ポンプ」という。)の流路として貯留堰、取水口、取水路及び海水ポンプ室を使用する設計とする。

冷却に使用した海水は、放水立坑、放水路及び放水口を使用し放水する設計とする。

重大事故等時は、技術基準規則第 62 条～第 66 条、第 69 条、第 70 条及び第 71 条並びにその解釈に基づき、海水ポンプ室または取水口を可搬型重大事故等対処設備の取水箇所とし、想定される重大事故等の収束までの間、海を水源として十分な水量を供給できる設計とする。

3. 取水口、取水路、海水ポンプ室及び貯留堰

取水口は、女川湾に面した敷地護岸に設置する。海水は、取水口から海水ポンプ室に導かれ、海水ポンプ室に設置された循環水ポンプ、補機冷却海水ポンプ及び非常用海水ポンプにより海水を取水する。

貯留堰は、津波時の引き波時における取水性低下への対応として取水口底面に設けるもので、引き波時に、海面が非常用海水ポンプの取水可能水位を下回ることはないよう、取水量を確保する設計とする。貯留堰は、引き波により海面が貯留堰天端位置を下回る時間(約 4 分)を上回る 10 分以上非常用海水ポンプ全個が運転可能な取水量を確保可能な設計とする。

取水口、取水路及び海水ポンプ室は、通常運転時に取水した海水を復水器、原子炉補機冷却水系熱交換器及びタービン補機冷却水系熱交換器の冷却水として使用するための流路として設計する。復水器の冷却用海水は循環水ポンプにより供給し、その容量は $99,720\text{m}^3/\text{h} \times 2$ 個(通常運転時 2 個運転)である。原子炉補機冷却水系熱交換器の冷却用海水は原子炉補機冷却海水ポンプにより供給し、その容量は $1,900\text{m}^3/\text{h} \times 4$ 個(通常運転時 2 個運転, 2 個予備)である。タービン補機冷却水系熱交換器の冷却用海水はタービン補機冷却系海水ポンプにより供給し、その容量は $2,250\text{m}^3/\text{h} \times 3$ 個(通常運転時 2 個運転, 1 個予備)である。

また、取水口、取水路及び海水ポンプ室は、設計基準事故時又は重大事故等時に取水

した海水を原子炉補機冷却水系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器に冷却水として使用するための流路として設計する。原子炉補機冷却水系熱交換器の冷却用海水は原子炉補機冷却海水ポンプにより供給し、容量は $1,900\text{m}^3/\text{h} \times 2$ 個である。高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の冷却用海水は高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプにより供給し、容量は $250\text{m}^3/\text{h} \times 1$ 個である。重大事故等時には大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を使用して海水ポンプ室又は取水口から海水を取水する。大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の容量は $1,440 \text{ m}^3/\text{h} \times 1$ 個、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）容量は $1,800 \text{ m}^3/\text{h} \times 1$ 個である。

貯留堰、取水口、取水路及び海水ポンプ室は、非常用取水設備と位置付け、重大事故等時に使用することから、重大事故等対処施設として設計する。

取水口には、異物の流入防止対策として鋼製の固定式バースクリーンを設ける。また、海水ポンプ室には、バケット型スクリーンを設ける。

表 3-1～表 3-4 に貯留堰、取水口、取水路及び海水ポンプ室の主要仕様を示す。

取水口及び放水口に関する施設の位置図を図 3-1 に、取放水に関する海水等流路系統概要図を図 3-2 から図 3-10、取水設備構造概念図、取水口付近詳細図、取水路構造図及び海水ポンプ室構造図を図 3-11 から図 3-14 に示す。

表 3-1 貯留堰の主要仕様

天端高さ	O. P. -5.3m
天端幅	2.5m
たて	1.2m
横	4.0m
個数	6個
構造	鉄筋コンクリート堰

表 3-2 取水口の主要仕様

た	て	33.0m
	横	39.8m
高	さ	12.0m
構	造	鉄筋コンクリート造六連カルバート函渠
取水流量		
(1)通常時		
a. 循環水ポンプ (2 個)		99,720 m ³ /h/個
b. 原子炉補機冷却海水ポンプ (2 個)		1,900 m ³ /h/個
c. タービン補機冷却海水ポンプ (2 個)		2,250 m ³ /h/個
(2)設計基準事故及び重大事故等時		
a. 原子炉補機冷却海水ポンプ (2 個)		1,900 m ³ /h/個
b. 高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプ (1 個)		250 m ³ /h/個
c. 大容量送水ポンプ (タイプ I) (1 個)		
(a)海を水源とした原子炉圧力容器への注水 (低圧代替注水系 (可搬型))		199 m ³ /h/個
(b)海を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (原子炉格納容器代替スプレー冷却系 (可搬型))		88 m ³ /h/個
(c)海を水源とした原子炉格納容器下部への注水 (原子炉格納容器下部注水系 (可搬型))		50 m ³ /h/個
(d)海を水源とした使用済燃料プールへのスプレー/注水 (燃料プールスプレー系 (常設配管) 及び燃料プール スプレー系 (可搬型))		126 m ³ /h/個
(燃料プール代替注水系 (常設配管) 及び燃料プール 代替注水系 (可搬型))		114 m ³ /h/個
(e)復水貯蔵タンクへの補給		150 m ³ /h/個
(f)海を水源とした最終ヒートシンク (海洋) への代替 熱輸送 (原子炉補機代替冷却水系)		1,200 m ³ /h/個
d. 大容量送水ポンプ (タイプ II) (1 個)		
(a)海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制 (放水設備 (大気への拡散抑制設備))		600 m ³ /h/個
(b)海を水源とした航空機燃料火災への泡消火 (放水設備 (泡消火設備))		1,200 m ³ /h/個
(c)海から淡水貯水槽への供給 (淡水貯水槽への供給)		613 m ³ /h/個

表 3-3 取水路の主要仕様

た	て	13.4m
	横	119.9m
高	さ	5.5m
構	造	鉄筋コンクリート造二連カルバート函渠

表 3-4 海水ポンプ室の主要仕様

た	て	32.5m
	横	77.0m
高	さ	28.4m
構	造	鉄筋コンクリート取水槽

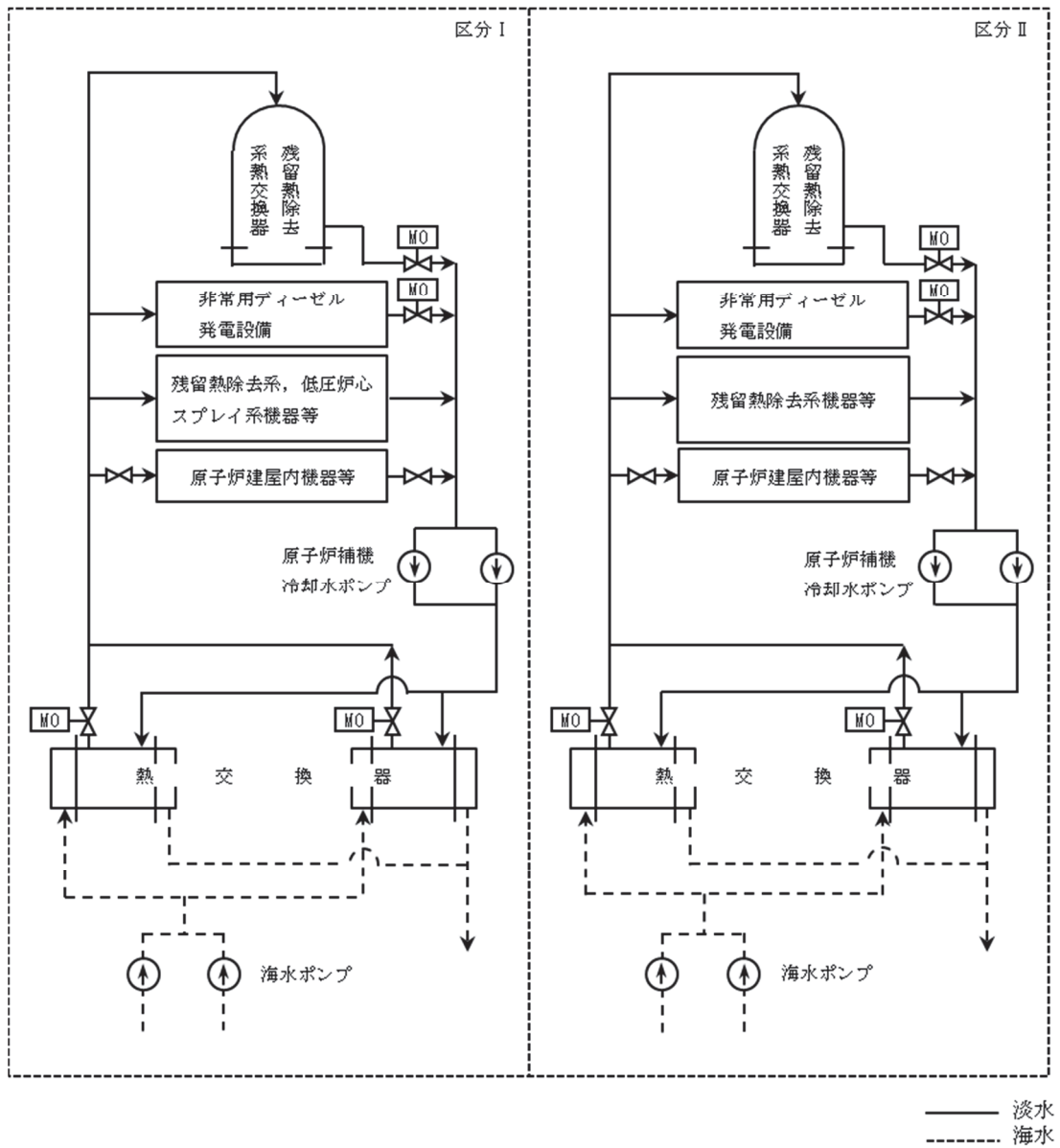


図 3-2 原子炉補機冷却海水系系統概要図
 (重大事故時：原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却)

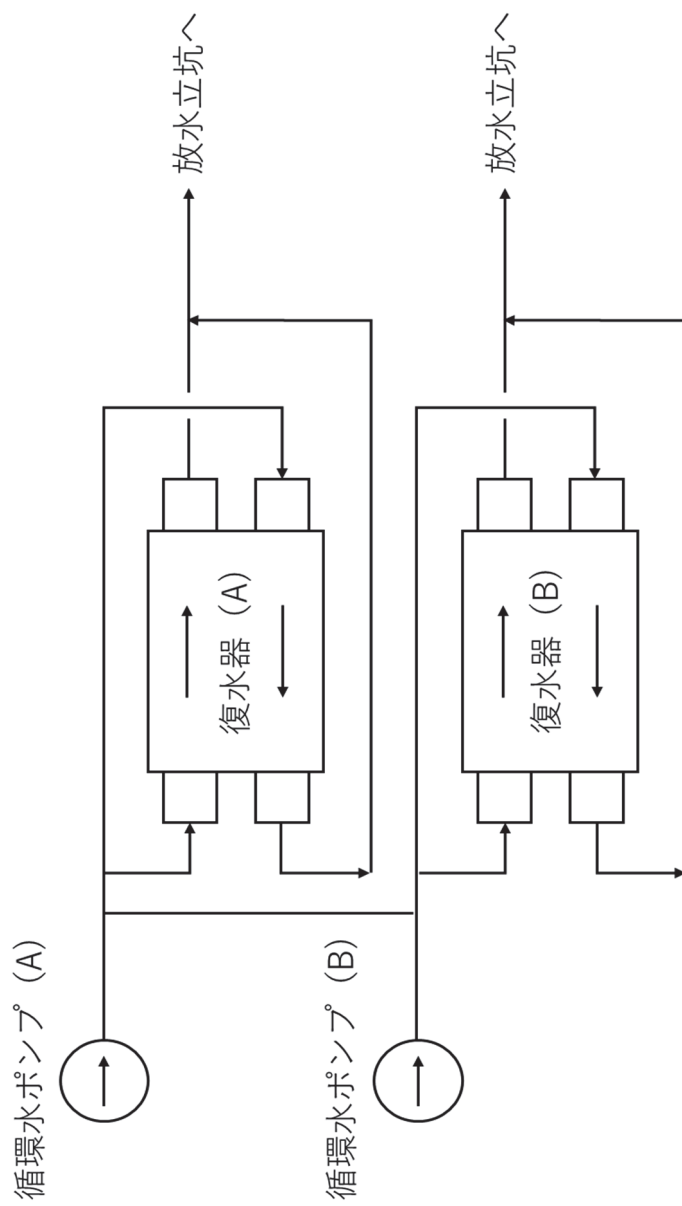


図 3-3 循環水系系統概要図

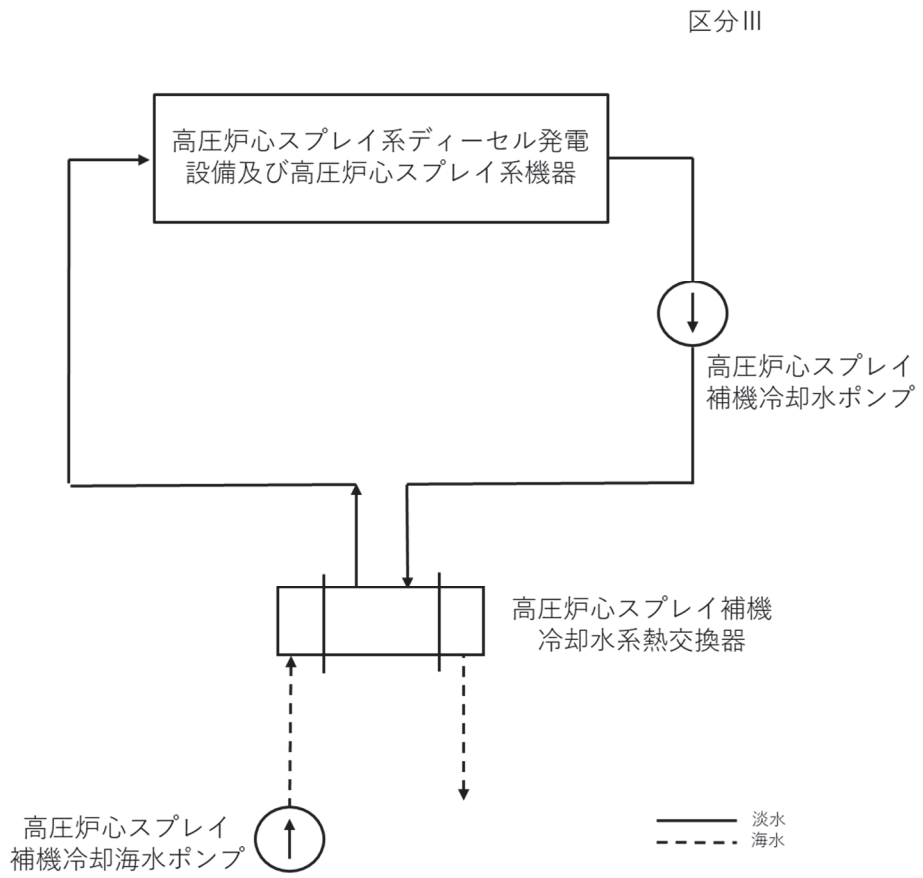


図 3-4 高圧炉心スプレイ補機冷却海水系系統概要図
(重大事故時：高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプによる補機冷却)

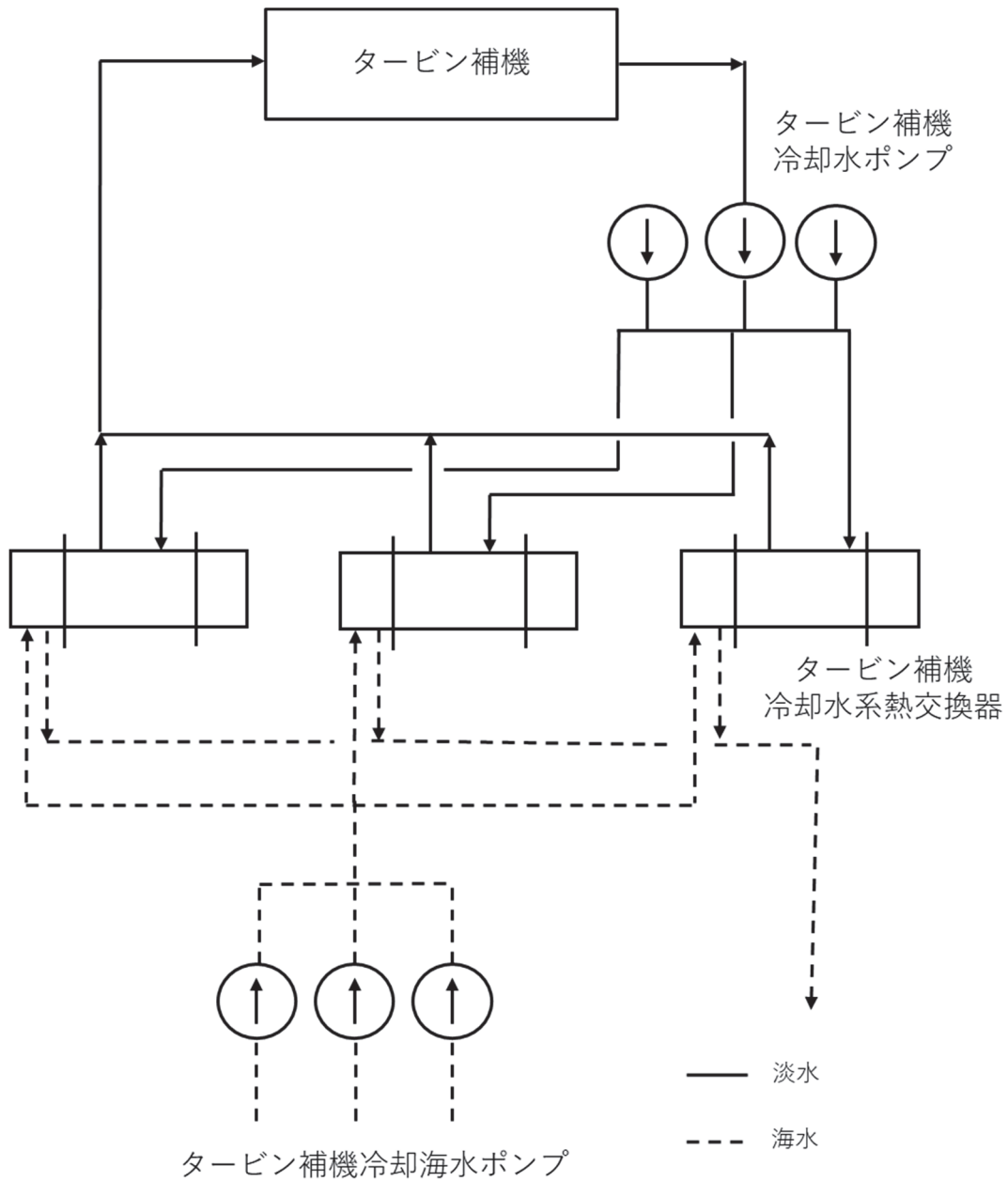


図 3-5 タービン補機冷却水系系統概要図

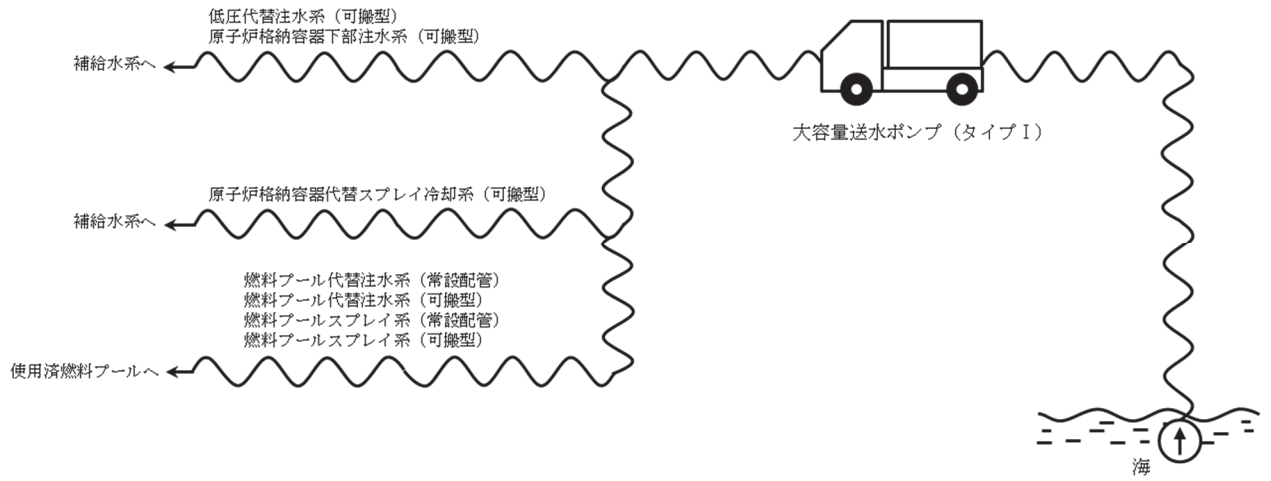


図 3-6 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図
 (海を水源とした場合に用いる設備 (各系統の水源として使用))

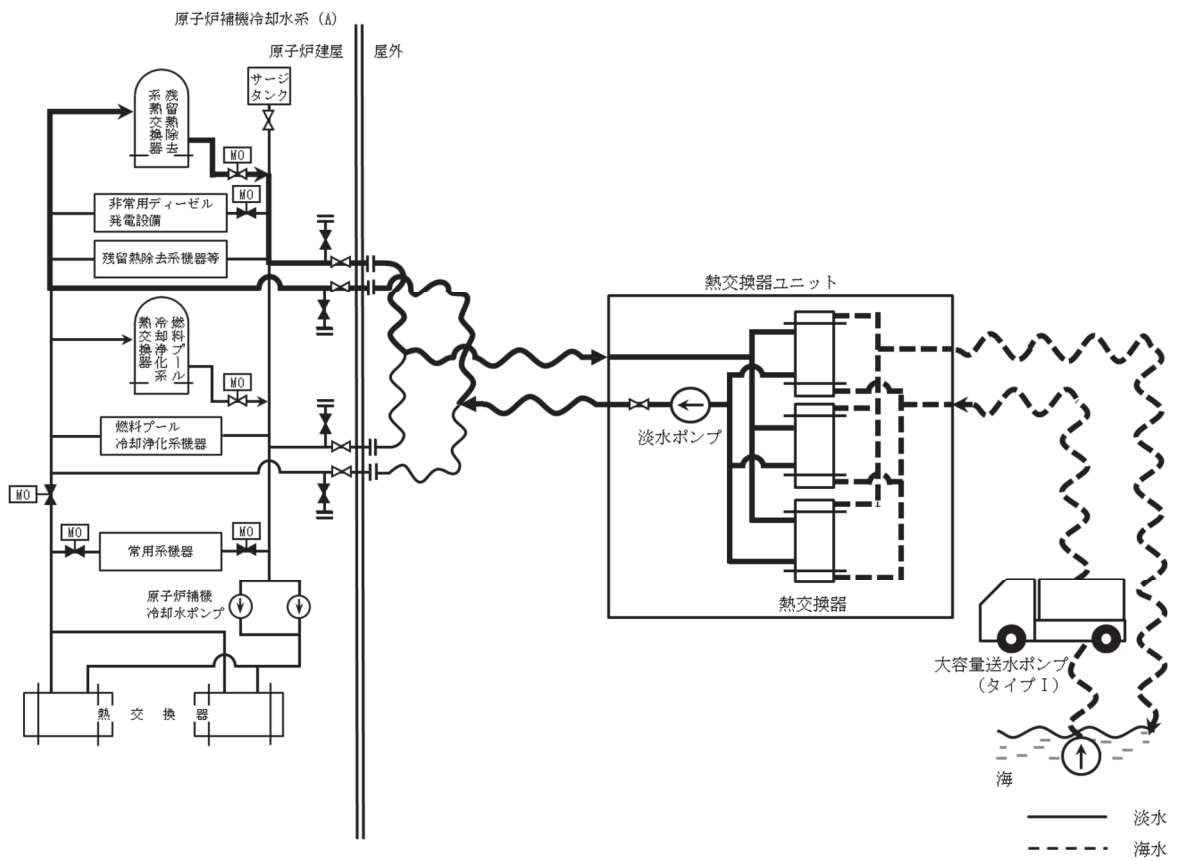


図 3-7 原子炉補機代替冷却水系系統概要図
 (重大事故時：原子炉補機代替冷却水系による補機冷却)

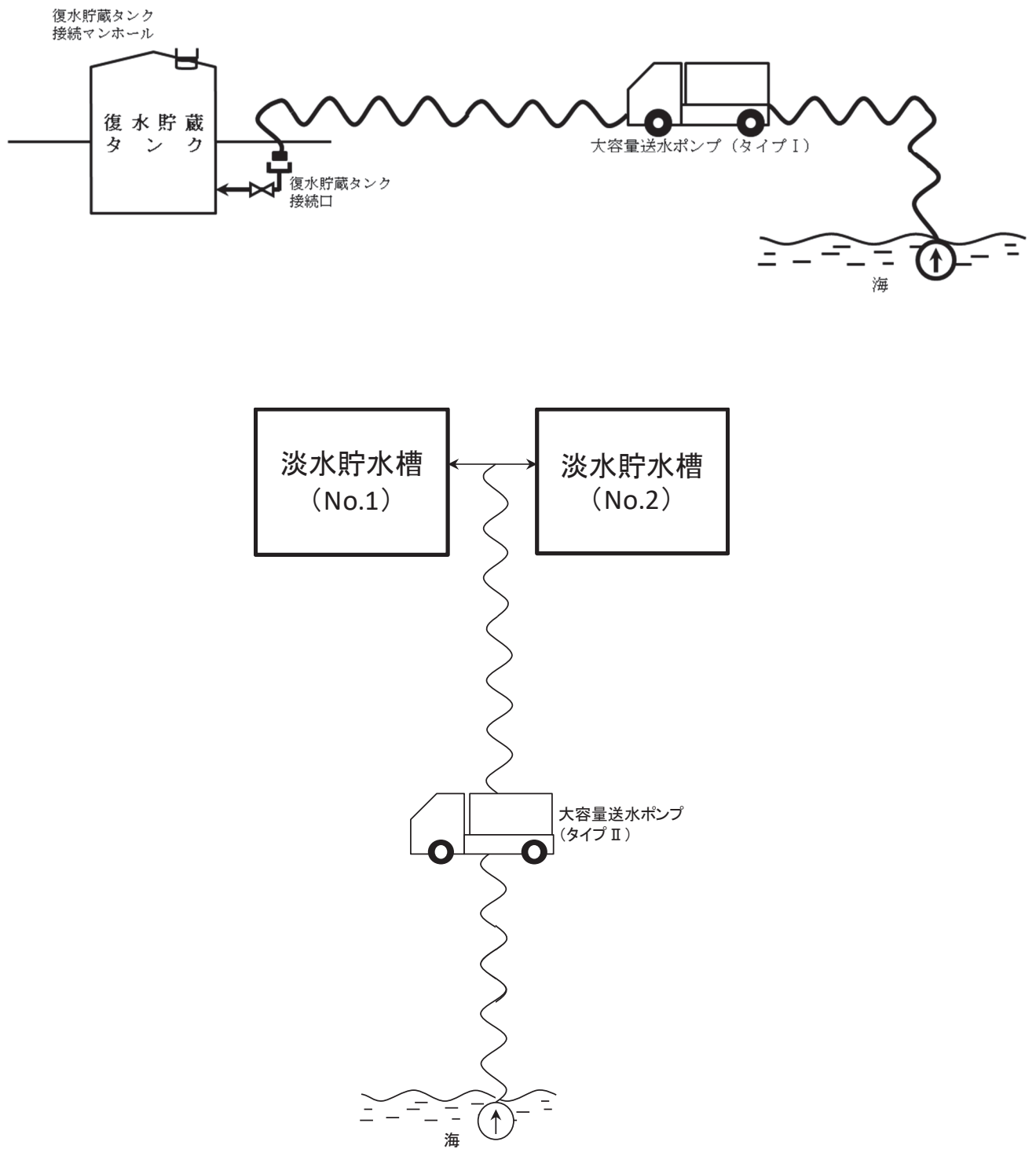


図 3-8 取放水に関する海水等流路系統概要図
(重大事故時：水源への水の移送設備)

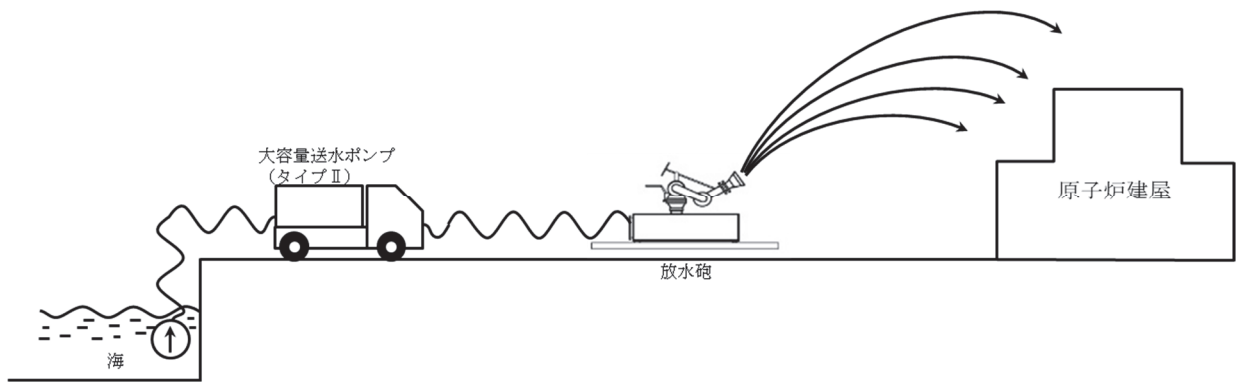


図 3-9 取放水に関する海水等流路系統概要図
 (重大事故時：大気への拡散抑制設備)

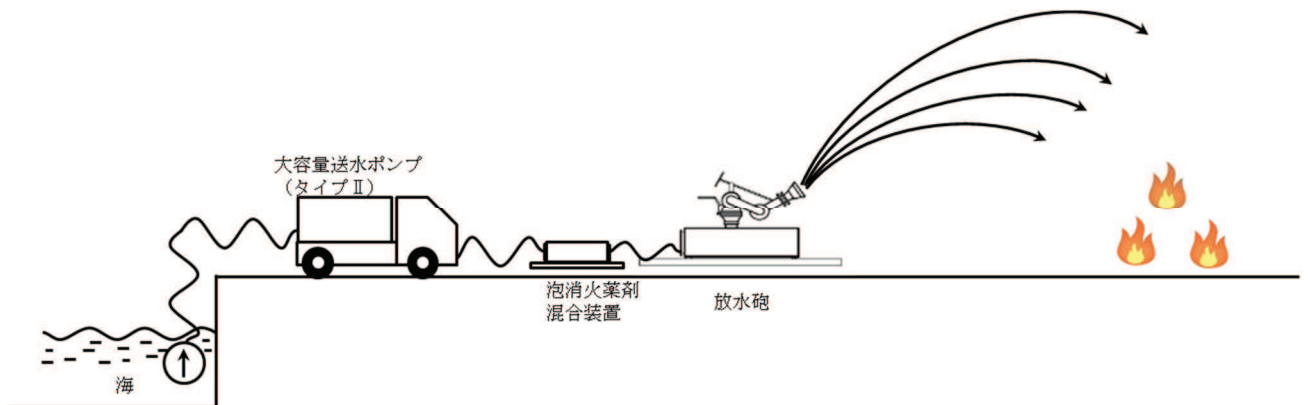


図 3-10 取放水に関する海水等流路系統概要図
 (重大事故時：泡消火設備)

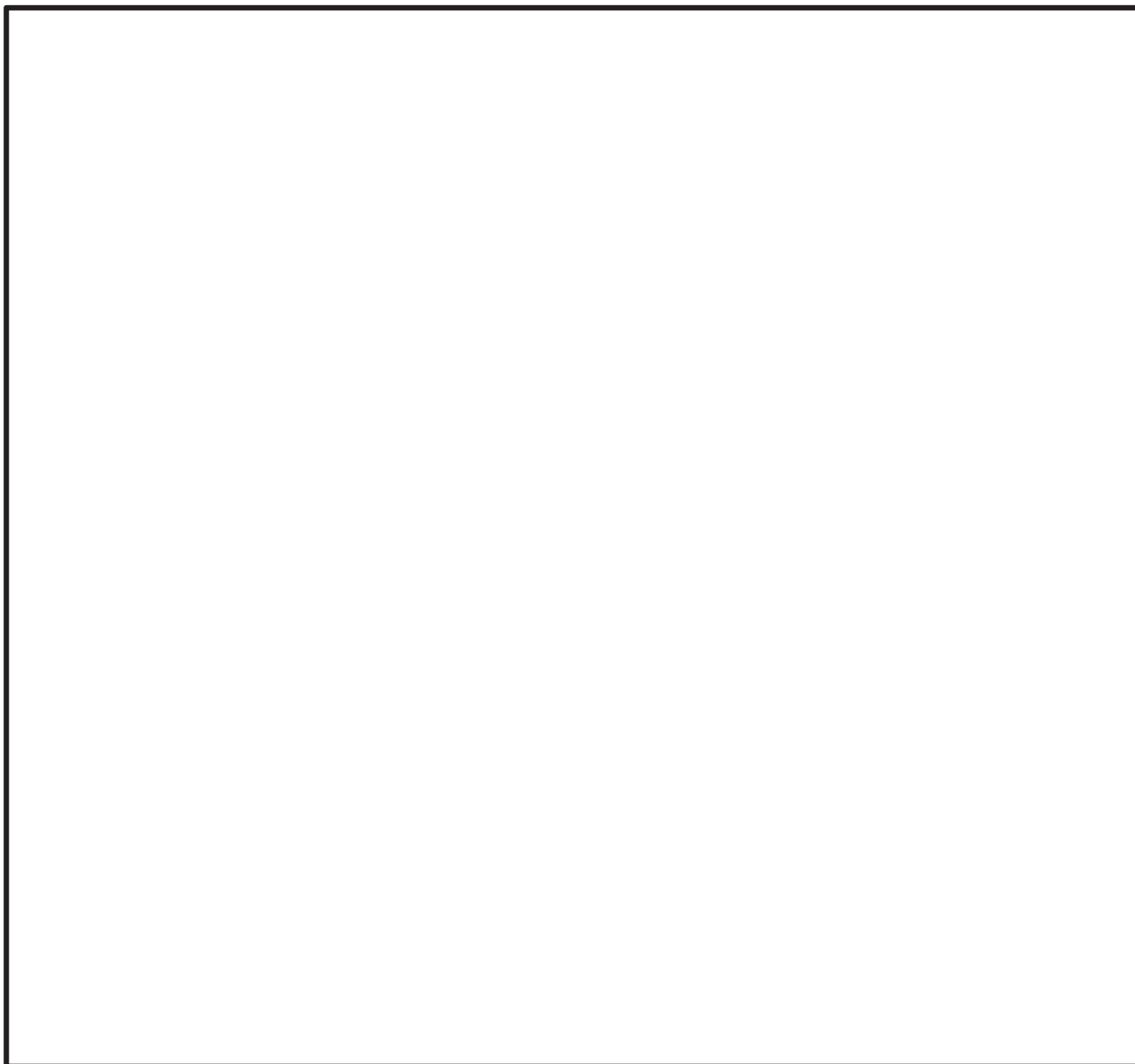


図 3-11-1 取水設備構造概念図（平面図）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

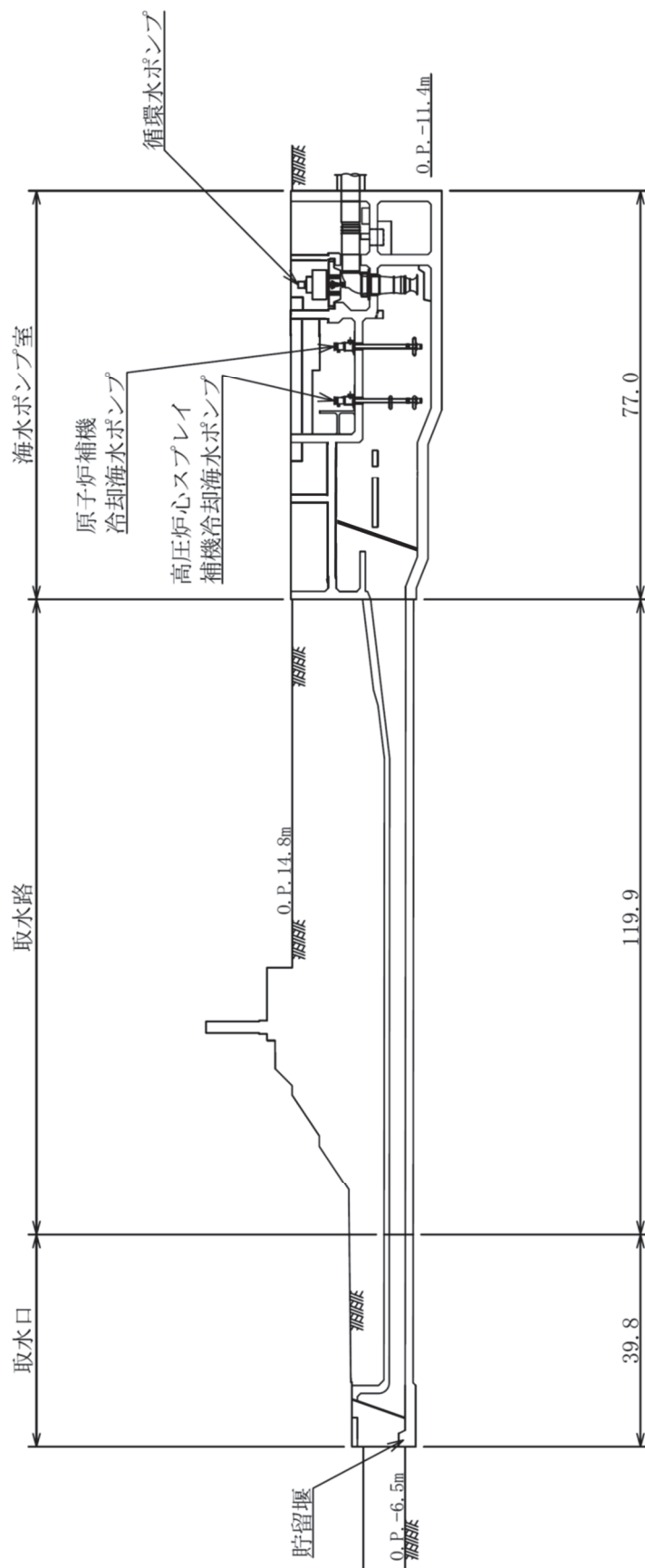
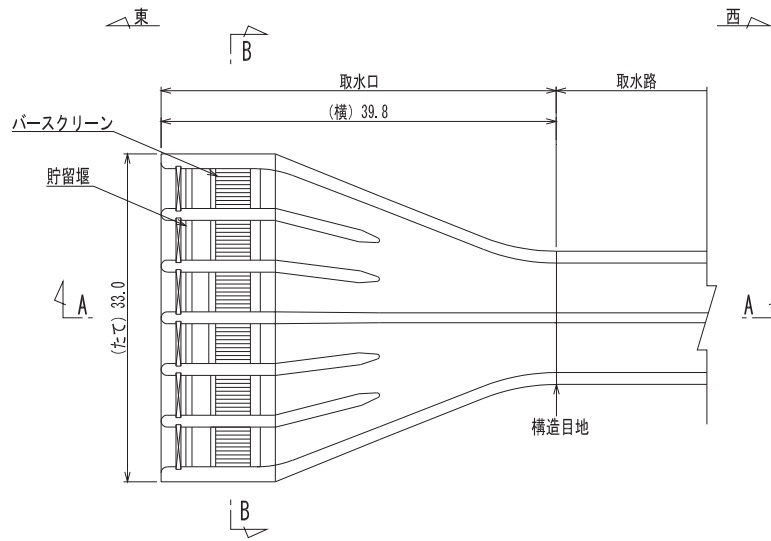
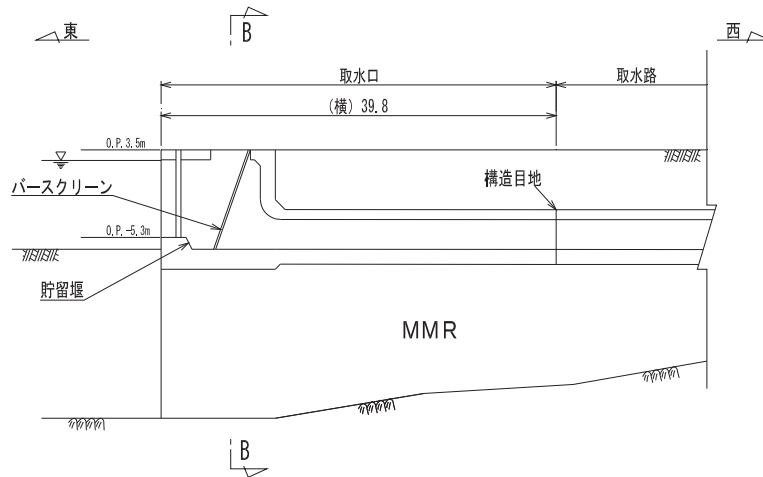


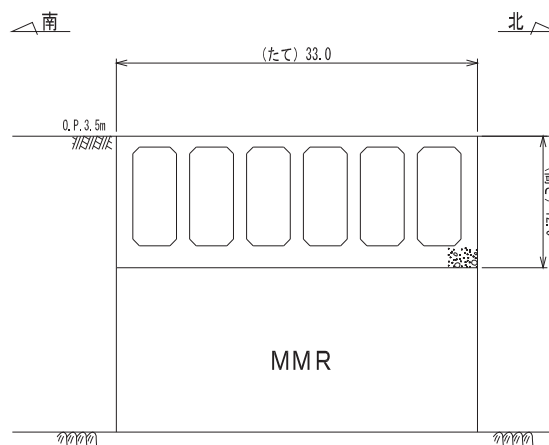
図 3-11-2 取水設備構造概念図 (断面図)



(平面図)



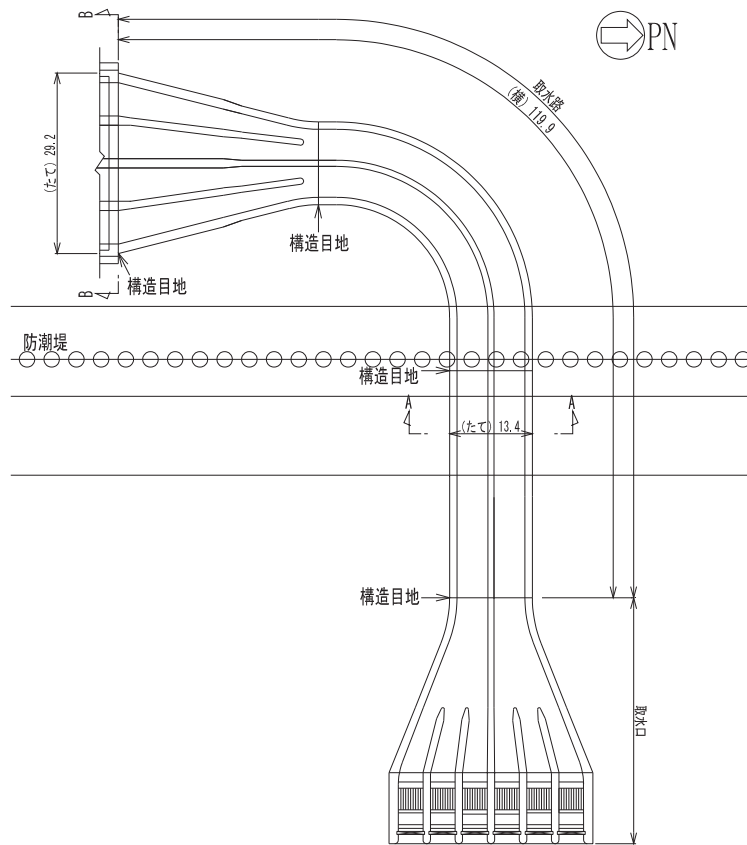
(A-A 断面図)



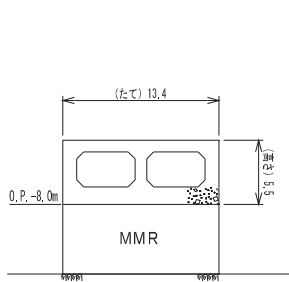
(B-B 断面図)

(単位 : m)

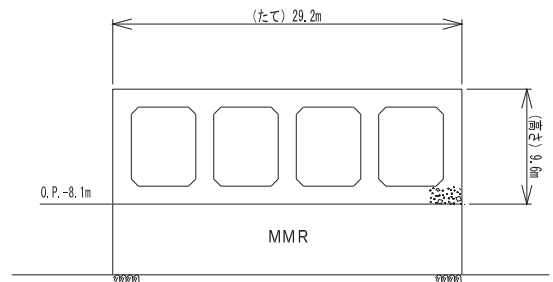
図 3-12 取水口付近詳細図



(平面図)



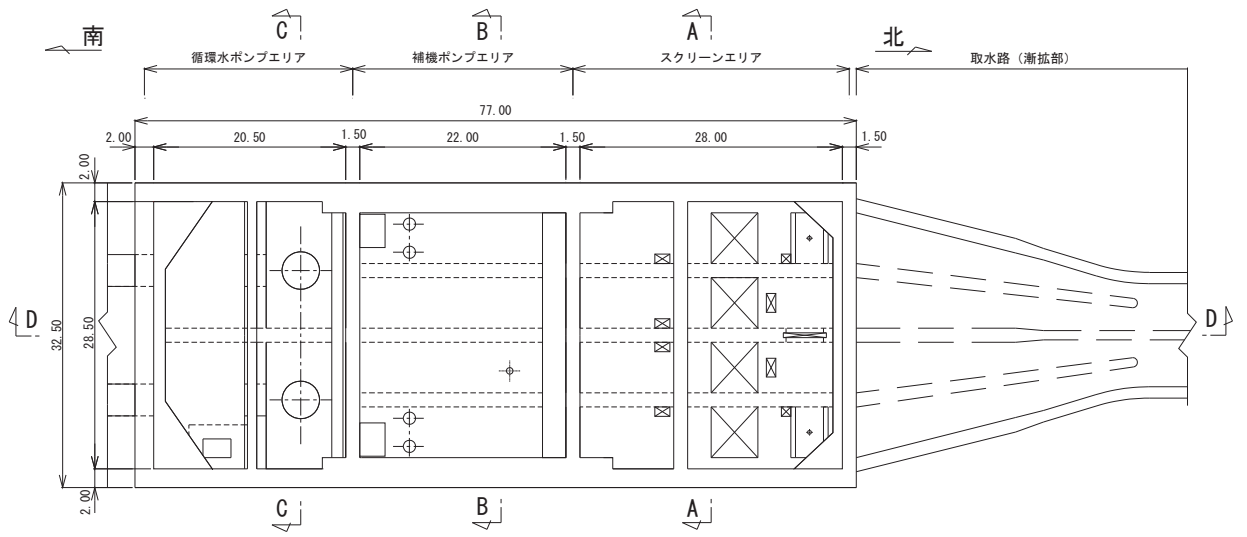
(A-A 断面図)



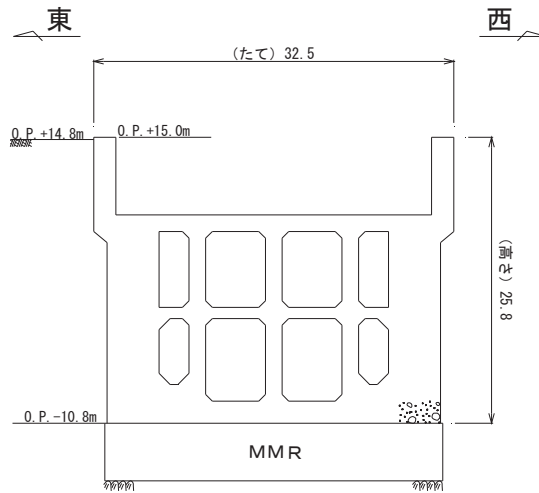
(B-B 断面図)

(単位 : m)

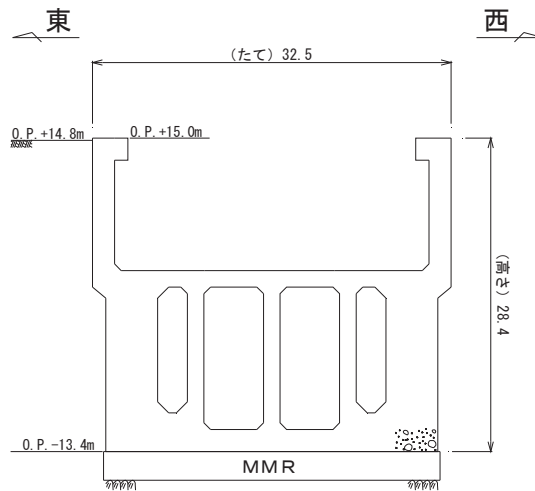
図 3-13 取水路構造図



(平面図)



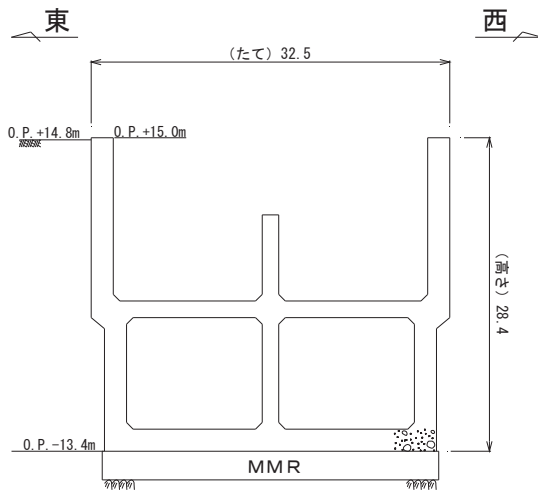
(A-A 断面図)



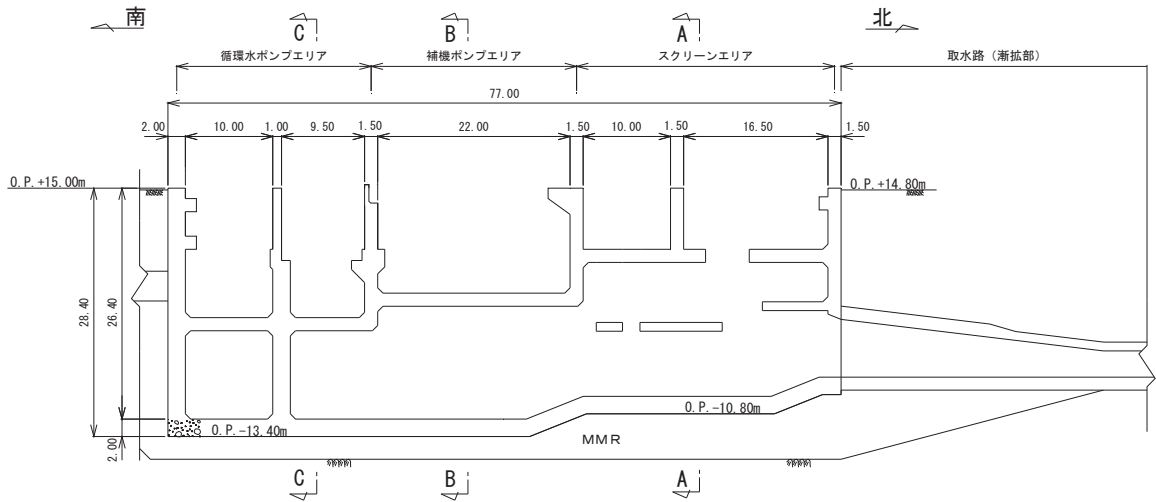
(B-B 断面図)

(単位：m)

図 3-14 海水ポンプ室構造図 (1/2)



(C-C 断面図)



(D-D 断面図)

(単位 : m)

図 3-14 海水ポンプ室構造図 (2/2)

4. 放水口

放水口は、女川湾に面した敷地前面の東防波堤外面に設置する。

通常運転時に放水口から放水する海水等は、復水器、原子炉補機冷却水系設備及びタービン補機冷却水系設備の冷却水、液体廃棄物処理設備の蒸留水、ろ過水及び一般排水等であり、放水立坑から放水路を経て放水口まで導き外海に放水し、その流量は循環水ポンプ $99,720\text{m}^3/\text{h} \times 2$ 個、原子炉補機冷却海水ポンプ $1,900\text{m}^3/\text{h} \times 2$ 個、タービン補機冷却海水ポンプ $2,250\text{m}^3/\text{h} \times 2$ 個である。

設計基準事故時は、非常用海水ポンプによる原子炉補機冷却水系設備、高圧炉心スプレイ補機冷却水系設備の冷却に使用した海水を放水立坑から放水路を経て放水口まで導き外海に放水し、その容量は、原子炉補機冷却海水ポンプ $1,900\text{m}^3/\text{h} \times 2$ 個、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ $250\text{m}^3/\text{h}$ である。

また、重大事故等時においては、非常用海水ポンプによる原子炉補機冷却水系設備、高圧炉心スプレイ補機冷却水系設備の冷却に使用した海水を放水立坑から放水路を経て放水口まで導き外海に放水し、その容量は、原子炉補機冷却海水ポンプ $1,900\text{m}^3/\text{h} \times 2$ 個、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ $250\text{m}^3/\text{h}$ である。

放射性物質の大気への拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火対応として、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）による原子炉建屋への放水に使用した海水については、原子炉建屋屋上から建屋雨水路を経由して構内の雨水排水路に導かれ、構内排水路及び放水路を経由し、海洋に放出する設計とする。

なお、基準津波による遡上波を放水路の経路から敷地に流入させない設計とするため、津波高さが敷地高さに到達する放水立坑の開口部周辺に防潮壁を設置する。また、防潮壁の外側と内側をバイパスする開口部に逆流防止設備の設置及び貫通部止水処置を実施することで津波の流入を防止する。

表 4-1 に放水口の主要仕様を示す。

放水設備構造概要図を図 4-1 に、放水口付近詳細図を図 4-2 に、放水立坑付近詳細図を図 4-3-1、図 4-3-2、図 4-3-3 に、構内排水路配置図を図 4-4 にそれぞれ示す。

表 4-1 放水口の主要仕様

延 長	24.0m
開 口 幅	3.8m
天 端 高 さ	O. P. -7.4m
構 造	ケーソン式直立護岸
放 水 流 量	
(1)通常時	
a. 循環水ポンプ (2 個)	99,720 m ³ /h/個
b. 原子炉補機冷却海水ポンプ (2 個)	1,900 m ³ /h/個
c. タービン補機冷却海水ポンプ (2 個)	2,250 m ³ /h/個
(2)設計基準事故時及び重大事故等時	
a. 原子炉補機冷却海水ポンプ (2 個)	1,900 m ³ /h/個
b. 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ (1 個)	250 m ³ /h/個

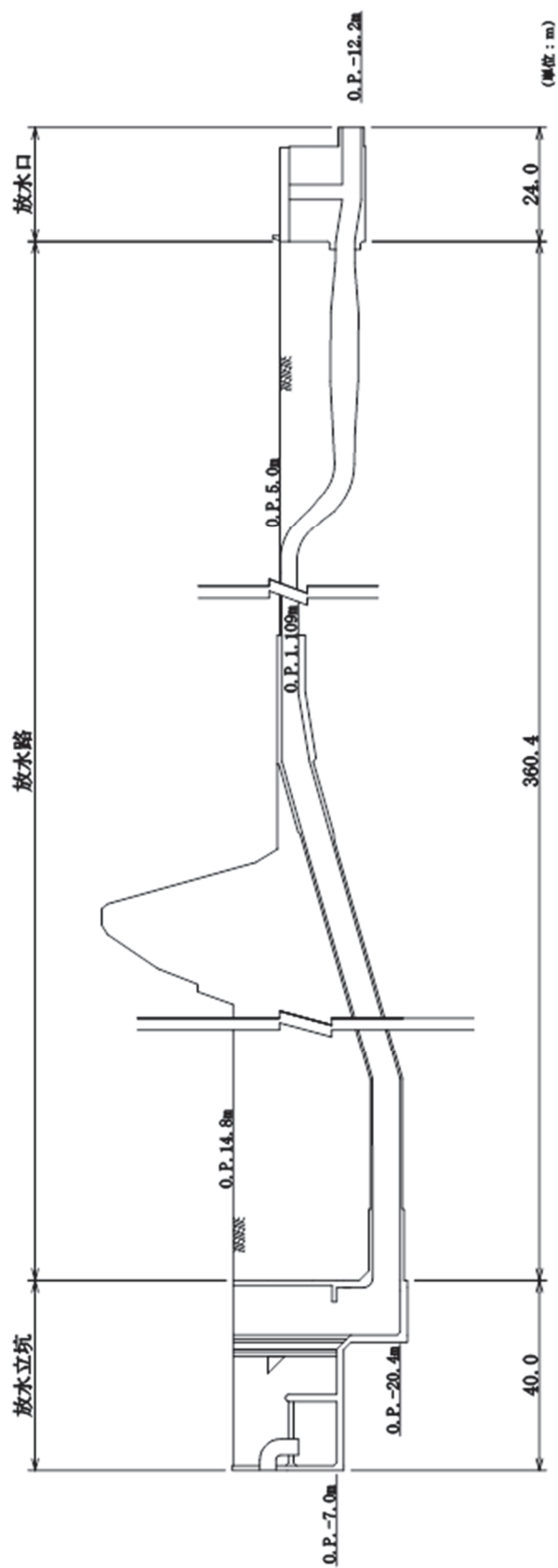


図 4-1 放水設備概要概念図

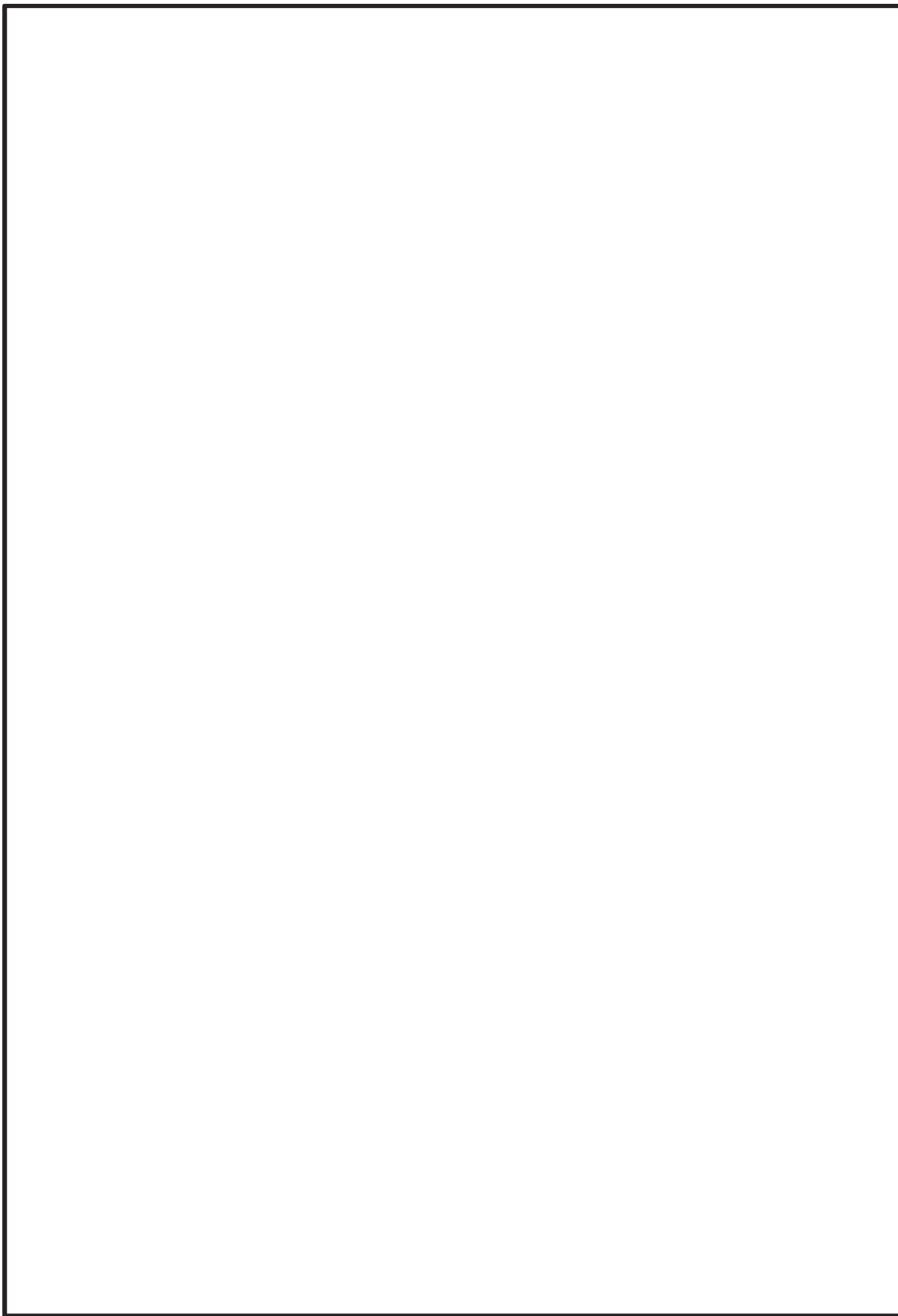


図 4-2 放水口付近詳細図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

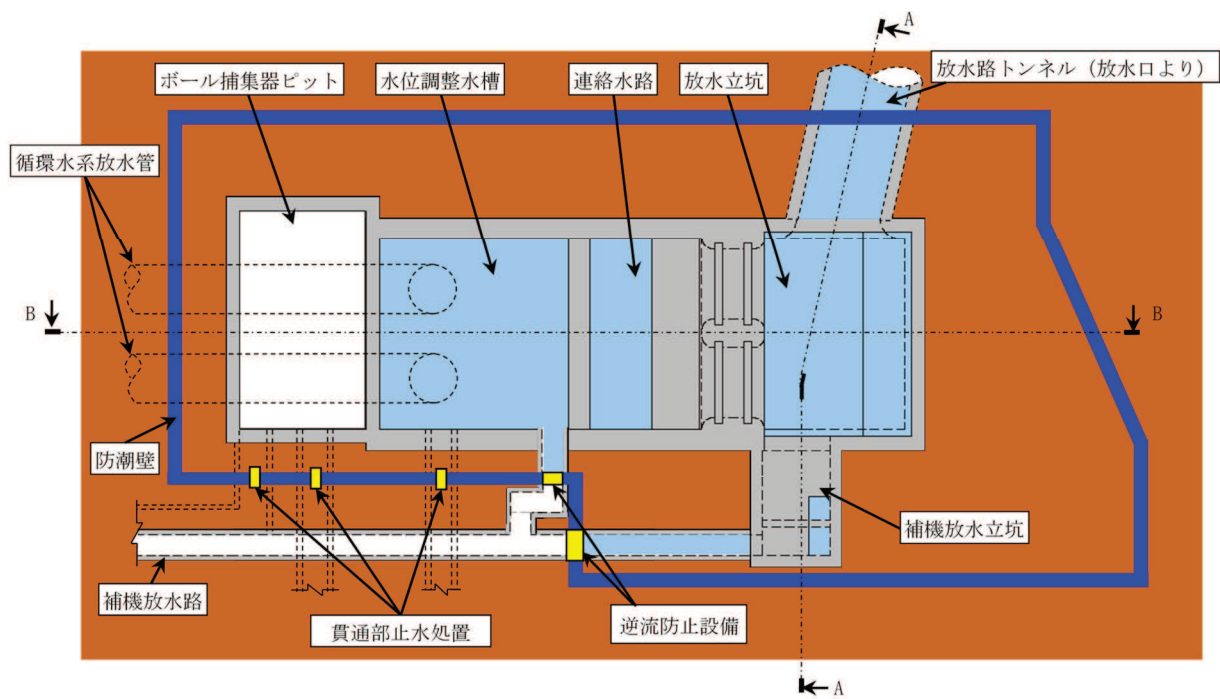


図 4-3-1 放水立坑付近詳細図 (平面図)

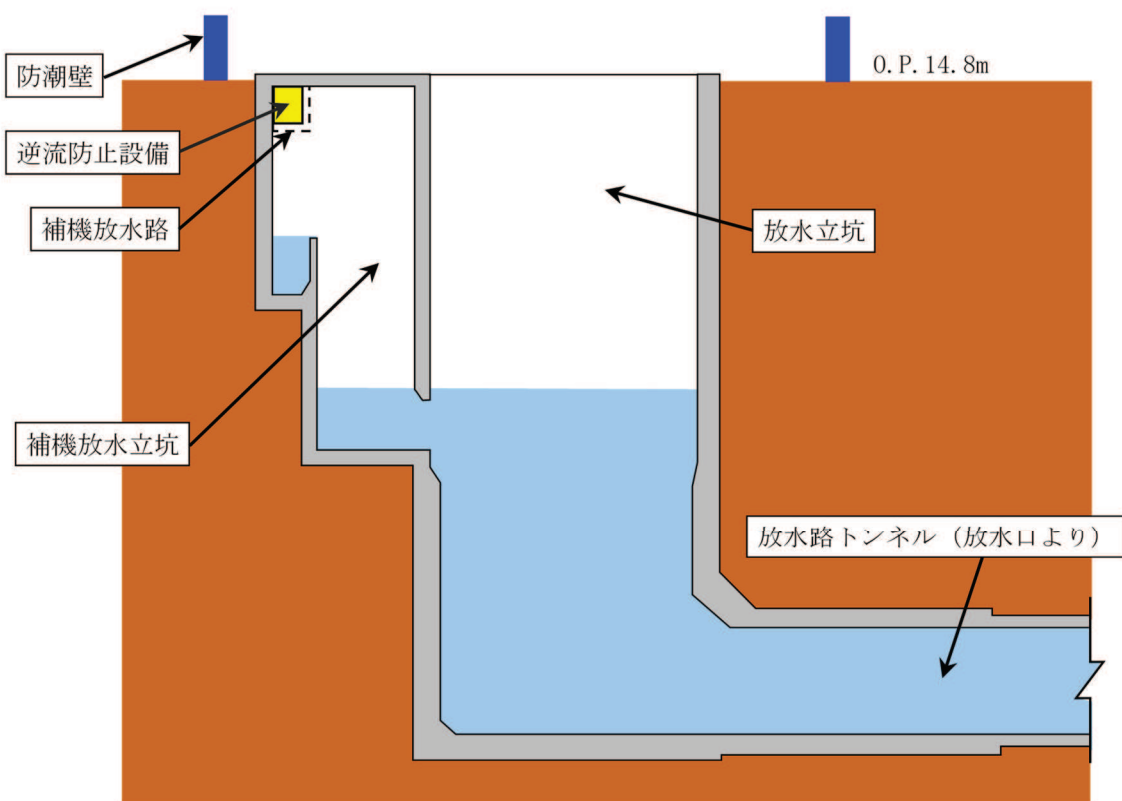


図 4-3-2 放水立坑付近詳細図 (図 4-3-1 断面図：断面 A-A)

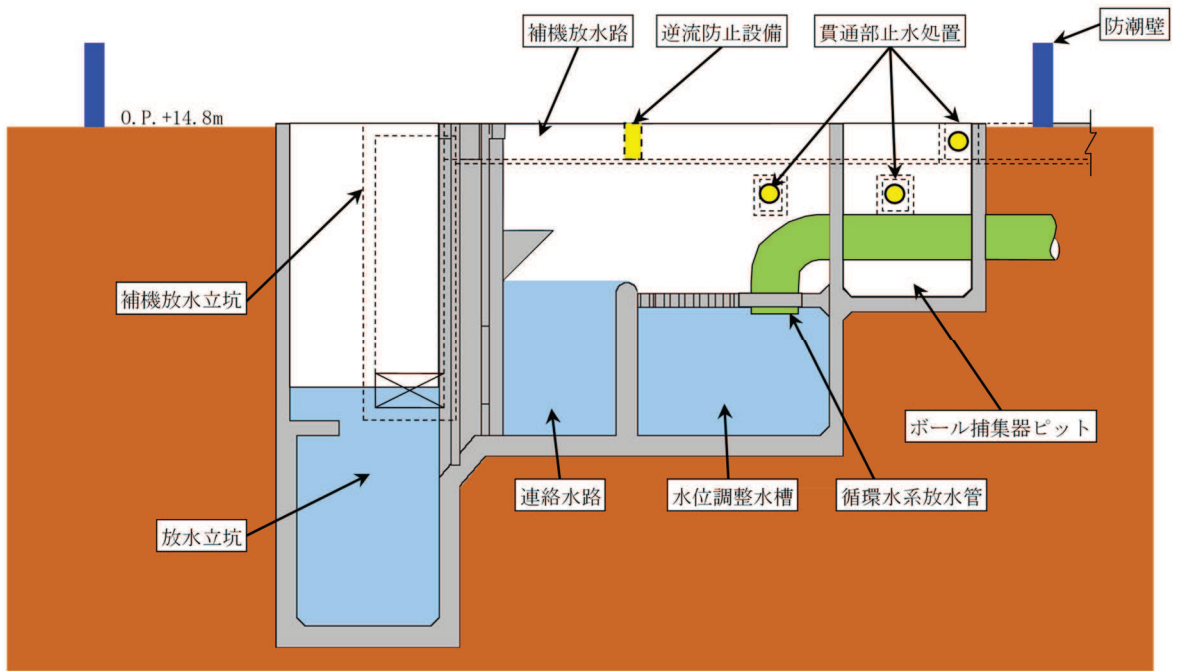


図 4-3-3 放水立坑付近詳細図 (図 4-3-1 断面図：断面 B-B)

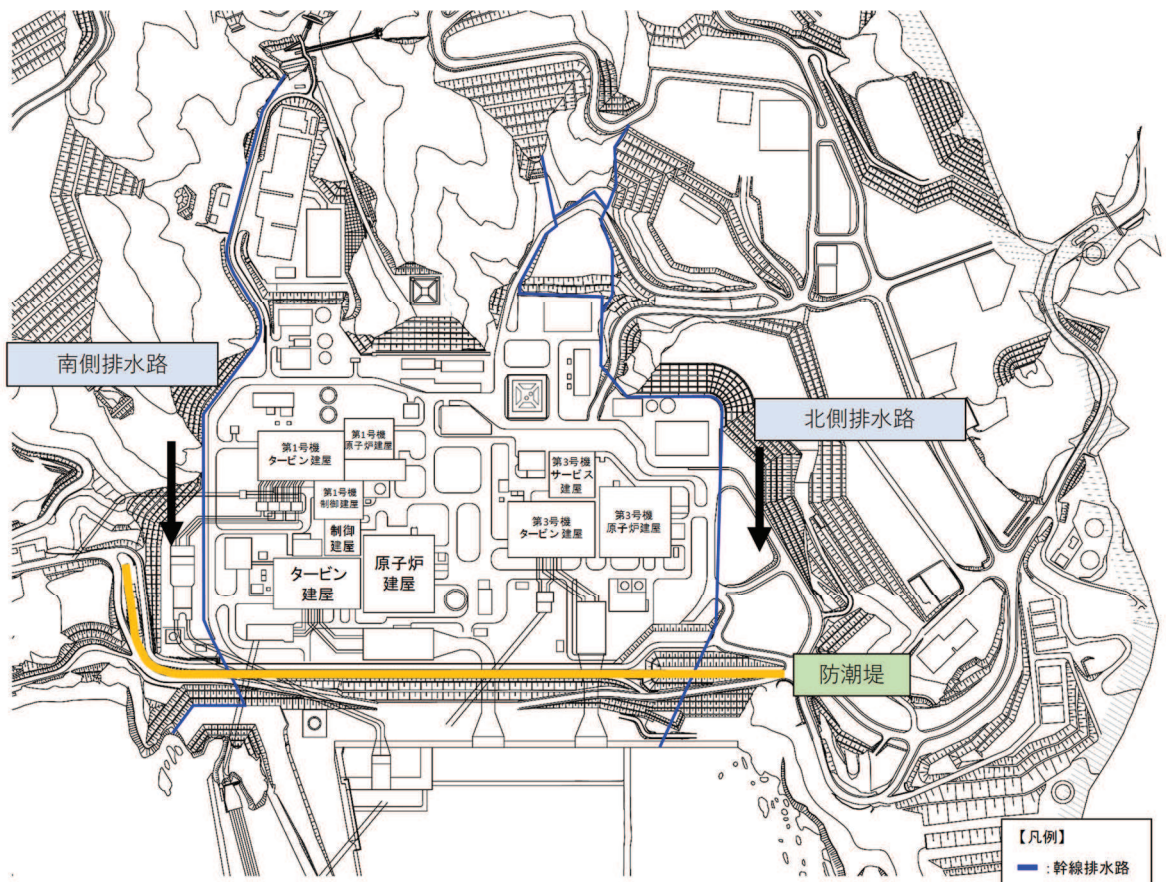


図 4-4 構内排水路配置図

VI-1-1-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

目 次

- VI-1-1-4-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉本体）
- VI-1-1-4-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）
- VI-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）
- VI-1-1-4-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設）
- VI-1-1-4-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（放射性廃棄物の廃棄施設）
- VI-1-1-4-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（放射線管理施設）
- VI-1-1-4-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）
- VI-1-1-4-8 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設）
- VI-1-1-4-別添 1 技術基準要求機器リスト
- VI-1-1-4-別添 2 設定根拠に関する説明書（別添）

VI-1-1-4-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉本体）

目 次

- VI-1-1-4-1-1 炉心に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-1-2 原子炉圧力容器に係る設定根拠に関する説明書

VI-1-1-4-1-1 炉心に係る設定根拠に関する説明書

目 次

- VI-1-1-4-1-1-1 炉心シュラウド
- VI-1-1-4-1-1-2 シュラウドサポート
- VI-1-1-4-1-1-3 炉心シュラウド支持ロッド
- VI-1-1-4-1-1-4 上部格子板
- VI-1-1-4-1-1-5 炉心支持板
- VI-1-1-4-1-1-6 中央燃料支持金具
- VI-1-1-4-1-1-7 周辺燃料支持金具
- VI-1-1-4-1-1-8 制御棒案内管

VI-1-1-4-1-1-1 設定根拠に関する説明書
(炉心シュラウド)

名 称			炉心シュラウド*	
最高使用圧力	上部胴	MPa	<input type="text"/>	(差圧)
			<input type="text"/>	(差圧)
	中部胴		<input type="text"/>	(差圧)
			<input type="text"/>	(差圧)
	下部胴		<input type="text"/>	(差圧)
			<input type="text"/>	(差圧)
最高使用温度		℃	302	315
個 数		—	1	
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）及び非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系， 原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系，代替循環冷却系，ほう酸水注入系，残留熱除 去系），計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系），原子炉格納 施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却 系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，ほう酸水注入系）と兼用。</p>				
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 炉心シュラウドは，設計基準対象施設として，上部格子板及び炉心支持板を支持するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する炉心シュラウドは，原子炉冷却材の流路が確保されるよう，炉心形状を維持するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 炉心シュラウド（上部胴）</p> <p>1.1.1 最高使用圧力 <input type="text"/>MPa 設計基準対象施設として使用する炉心シュラウド（上部胴）の最高使用圧力は，運転状態Ⅰ，Ⅱにおける炉心シュラウド（上部胴）の内外面の間に作用する最大差圧として <input type="text"/>MPa（差圧）とする。</p> <p>1.1.2 最高使用圧力 <input type="text"/>MPa 炉心シュラウド（上部胴）の内外面の間に作用する差圧は，炉心流量に依存しており，重大事故等時において使用する場合の差圧は，炉心流量に影響を与える原子炉圧力容器からの主蒸気流出流量を基に設定する。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 100px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p>1.2 炉心シュラウド（中部胴）</p> <p>1.2.1 最高使用圧力 <input type="text"/>MPa 設計基準対象施設として使用する炉心シュラウド（中部胴）の最高使用圧力は，運転状態Ⅰ，Ⅱにおける炉心シュラウド（中部胴）の内外面の間に作用する最大差圧として <input type="text"/>MPa（差圧）とする。</p>				

1.2.2 最高使用圧力 MPa

炉心シュラウド（中部胴）の内外面の間に作用する差圧は、炉心流量に依存しており、重大事故等時において使用する場合の差圧は、炉心流量に影響を与える原子炉圧力容器からの主蒸気流出流量を基に設定する。

1.3 炉心シュラウド（下部胴）

1.3.1 最高使用圧力 MPa

設計基準対象施設として使用する炉心シュラウド（下部胴）の最高使用圧力は、運転状態Ⅰ、Ⅱにおける炉心シュラウド（下部胴）の内外面の間に作用する最大差圧として MPa（差圧）とする。

1.3.2 最高使用圧力 MPa

炉心シュラウド（下部胴）の内外面の間に作用する差圧は、炉心流量に依存しており、重大事故等時において使用する場合の差圧は、炉心流量に影響を与える原子炉圧力容器からの主蒸気流出流量を基に設定する。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 最高使用温度 302℃

設計基準対象施設として使用する炉心シュラウドの最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。

2.2 最高使用温度 315℃

炉心シュラウドを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ315℃とする。

3. 個数の設定根拠

炉心シュラウドは、設計基準対象施設として上部格子板及び炉心支持板を支持するために必要な個数である1個設置する。

炉心シュラウドは、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-1-1-2 設定根拠に関する説明書
(シュラウドサポート)

名 称		シュラウドサポート*
最高使用圧力	MPa	<input type="text"/> (差圧) <input type="text"/> (差圧)
最高使用温度	℃	302 315
個 数	—	1
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）及び非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系， 原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系，代替循環冷却系，ほう酸水注入系，残留熱除 去系），計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系），原子炉格納 施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却 系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，ほう酸水注入系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 シュラウドサポートは，設計基準対象施設として，炉心シュラウドを支持するために設置す る。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に使用するシュラウドサポートは，原子炉冷却材の流路が確保されるよう，炉 心形状を維持するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 <input type="text"/> MPa 設計基準対象施設として使用するシュラウドサポートの最高使用圧力は，運転状態 I，II におけるシュラウドサポートの内外面の間作用する最大差圧として <input type="text"/> MPa（差圧）とす る。</p> <p>1.2 最高使用圧力 <input type="text"/> MPa シュラウドサポートの内外面の間作用する差圧は，炉心流量に依存しており，重大事故 等時において使用する場合の差圧は，炉心流量に影響を与える原子炉圧力容器からの主蒸気 流出流量を基に設定する。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 302℃ 設計基準対象施設として使用するシュラウドサポートの最高使用温度は，原子炉圧力容器 の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 315℃ シュラウドサポートを重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時におけ る原子炉圧力容器の使用温度と同じ315℃とする。</p>		

3. 個数の設定根拠

シュラウドサポートは、設計基準対象施設として炉心シュラウドを支持するために必要な個数である1個設置する。

シュラウドサポートは、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-1-1-3 設定根拠に関する説明書
(炉心シュラウド支持ロッド)

名 称		炉心シュラウド支持ロッド*
最高使用圧力	MPa	—
最高使用温度	℃	302 315
個 数	—	2 (タイプ 1) 2 (タイプ 2)
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）及び非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系， 原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系，代替循環冷却系，ほう酸水注入系，残留熱除 去系），計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系），原子炉格納 施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却 系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，ほう酸水注入系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 炉心シュラウド支持ロッドは，設計基準対象施設として，炉心シュラウド全ての周方向溶接部が応力腐食割れにより全周破断した状態においても，拘束力により，炉心シュラウドの機能を維持するため設置される。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する炉心シュラウド支持ロッドは，原子炉冷却材の流路が確保されるよう，炉心形状を維持するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設としての炉心シュラウド支持ロッドの最高使用圧力は，耐圧バウンダリを構成する機器ではなく，また原子炉運転時の冷却水強制循環による差圧の発生もないため設定しない。</p> <p>炉心シュラウド支持ロッドを重大事故等時において使用する場合の圧力は，設計基準対象施設としての炉心シュラウド支持ロッドと同様に耐圧バウンダリを構成する機器ではなく，また原子炉内の冷却水流れによる差圧の発生もないため設定しない。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 302℃ 設計基準対象施設として使用する炉心シュラウド支持ロッドの最高使用温度は，原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 315℃ 炉心シュラウド支持ロッドを重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ315℃とする。</p> <p>3. 個数の設定根拠 炉心シュラウド支持ロッドは，設計基準対象施設として炉心シュラウドを支持するために必要な個数であるタイプ 1 を 2 個及びタイプ 2 を 2 個設置する。</p> <p>炉心シュラウド支持ロッドは，設計基準対象施設としてタイプ 1 を 2 個及びタイプ 2 を 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

VI-1-1-4-1-1-4 設定根拠に関する説明書
(上部格子板)

名 称		上部格子板*
最高使用圧力	MPa	<input type="text"/> (差圧) <input type="text"/> (差圧)
最高使用温度	℃	302 315
個 数	—	1
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）及び非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系， 原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系，代替循環冷却系，ほう酸水注入系，残留熱除 去系），計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系），原子炉格納 施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却 系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，ほう酸水注入系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 上部格子板は，設計基準対象施設として，炉心シュラウド上部に固定し燃料集合体の横方向 の支持と案内の役目をさせるとともに，中性子束検出器及び起動用中性子源の上端を支持する ために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する上部格子板は，原子炉冷却材の流路が確保されるよう，炉心形状を 維持するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 <input type="text"/> MPa (差圧) 設計基準対象施設として使用する上部格子板の最高使用圧力 (差圧) は，運転状態 I， II における上部格子板の上下面の最大差圧 <input type="text"/> MPa とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 <input type="text"/> MPa (差圧) 上部格子板の内外面の間に作用する差圧は，炉心流量に依存しており，重大事故等時に おいて使用する場合の差圧は，炉心流量に影響を与える原子炉圧力容器からの主蒸気流出流量 を基に設定する。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 80px; width: 100%;"></div> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 302℃ 設計基準対象施設として使用する上部格子板の最高使用温度は，原子炉圧力容器の最高 使用温度と同じ 302℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 315℃ 上部格子板を重大事故等時に使用する場合の温度は，原子炉圧力容器の重大事故等時に おける温度と同じ 315℃とする。</p>		

3. 個数の設定根拠

上部格子板は、設計基準対象施設として炉心シュラウド上部に固定し燃料集合体の横方向の支持と案内の役目をさせるとともに、中性子束検出器及び起動用中性子源の上端を支持するために必要な個数である1個設置する。

上部格子板は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-1-1-5 設定根拠に関する説明書
(炉心支持板)

名	称	炉心支持板*
最高使用圧力	MPa	<input type="text"/> (差圧)
最高使用温度	℃	302 315
個	数	— 1
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）及び非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系， 原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系，代替循環冷却系，ほう酸水注入系，残留熱除 去系），計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系），原子炉格納 施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却 系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，ほう酸水注入系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 炉心支持板は，設計基準対象施設として，炉心シュラウド下部に固定し，制御棒案内管，燃 料支持金具及び燃料集合体，中性子計測案内管並びに起動用中性子源の横方向の支持をするた めに設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する炉心支持板は，原子炉冷却材の流路が確保されるよう，炉心形状を 維持するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する炉心支持板の最高使用圧力は，運転状態Ⅰ，Ⅱにおける 炉心支持板の上下面の間に作用する最大差圧として <input type="text"/> MPa（差圧）とする。</p> <p>炉心支持板の内外面の間に作用する差圧は，炉心流量に依存しており，重大事故等時に いて使用する場合の差圧は，炉心流量に影響を与える原子炉圧力容器からの主蒸気流出流量 を基に設定する。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 80px; width: 100%;"></div> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 302℃ 設計基準対象施設として使用する炉心支持板の最高使用温度は，原子炉圧力容器の最高使 用温度と同じ302℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 315℃ 炉心支持板を重大事故等時に使用する場合の温度は，重大事故等時における原子炉圧力容 器の使用温度と同じ315℃とする。</p>		

3. 個数の設定根拠

炉心支持板は、設計基準対象施設として炉心シュラウド下部に固定し、制御棒案内管、燃料支持金具及び燃料集合体、中性子束計測案内管並びに起動用中性子源の横方向の支持をするために必要な個数である1個設置する。

炉心支持板は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-1-1-6 設定根拠に関する説明書
(中央燃料支持金具)

名 称		中央燃料支持金具*
最高使用圧力	MPa	<input type="text"/> (差圧)
最高使用温度	℃	302 315
個 数	—	137
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）及び非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系, 低圧炉心スプレイ系, 高圧代替注水系, 原子炉隔離時冷却系, 低圧代替注水系, 代替循環冷却系, ほう酸水注入系, 残留熱除 去系）, 計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）, 原子炉格納 施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却 系, 高圧代替注水系, 低圧代替注水系, ほう酸水注入系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 中央燃料支持金具は, 設計基準対象施設として, 燃料集合体 4 本を支持するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する中央燃料支持金具は, 原子炉冷却材の流路が確保されるよう, 炉心 形状を維持するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する中央燃料支持金具の最高使用圧力は, 運転状態 I, II に おける炉心支持板の上下面の間に作用する最大差圧として <input type="text"/> MPa (差圧) とする。</p> <p>中央燃料支持金具の内外面の間に作用する差圧は, 炉心流量に依存しており, 重大事故等 時において使用する場合の差圧は, 炉心流量に影響を与える原子炉圧力容器からの主蒸気流 出流量を基に設定する。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 302℃ 設計基準対象施設として使用する中央燃料支持金具の最高使用温度は, 原子炉圧力容器の 最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 315℃ 中央燃料支持金具を重大事故等時に使用する場合の温度は, 重大事故等時における原子炉 圧力容器の使用温度と同じ315℃とする。</p>		

3. 個数の設定根拠

燃料支持金具は、設計基準対象施設として燃料集合体 560 本を支持するために必要な個数である中央燃料支持金具 137 個と周辺燃料支持金具 12 個設置する。

燃料支持金具は、設計基準対象施設として中央燃料支持金具 137 個と周辺燃料支持金具 12 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-1-1-7 設定根拠に関する説明書
(周辺燃料支持金具)

名 称		周辺燃料支持金具*
最高使用圧力	MPa	<input type="text"/> (差圧)
最高使用温度	℃	302 315
個 数	—	12
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）及び非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系， 原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系，代替循環冷却系，ほう酸水注入系，残留熱除 去系），計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系），原子炉格納 施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却 系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，ほう酸水注入系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 周辺燃料支持金具は，設計基準対象施設として，燃料集合体 1 本を支持するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する周辺燃料支持金具は，原子炉冷却材の流路が確保されるよう，炉心 形状を維持するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する周辺燃料支持金具の最高使用圧力は，運転状態 I，II に おける炉心支持板の上下面の間に作用する最大差圧として <input type="text"/> MPa（差圧）とする。</p> <p>周辺燃料支持金具の内外面の間に作用する差圧は，炉心流量に依存しており，重大事故等 時において使用する場合の差圧は，炉心流量に影響を与える原子炉圧力容器からの主蒸気流 出流量を基に設定する。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 302℃ 設計基準対象施設として使用する周辺燃料支持金具の最高使用温度は，原子炉圧力容器の 最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 315℃ 周辺燃料支持金具を重大事故等時に使用する場合の温度は，重大事故等時における原子炉 圧力容器の使用温度と同じ315℃とする。</p>		

3. 個数の設定根拠

燃料支持金具は、設計基準対象施設として燃料集合体 560 本を支持するために必要な個数である中央燃料支持金具 137 個と周辺燃料支持金具 12 個設置する。

燃料支持金具は、設計基準対象施設として中央燃料支持金具 137 個と周辺燃料支持金具 12 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-1-1-8 設定根拠に関する説明書
(制御棒案内管)

名 称		制御棒案内管*
最高使用圧力	MPa	<input type="text"/> (差圧)
最高使用温度	℃	302 315
個 数	—	137
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）及び非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系， 原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系，代替循環冷却系，ほう酸水注入系，残留熱除 去系），計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系），原子炉格納 施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却 系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，ほう酸水注入系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 制御棒案内管は，設計基準対象施設として，下側を制御棒駆動機構ハウジングに，上側を炉 心支持板にはめこみ，制御棒の案内及び燃料集合体を支持するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する制御棒案内管は，原子炉冷却材の流路が確保されるよう，炉心形状 を維持するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する制御棒案内管の最高使用圧力は，運転状態Ⅰ，Ⅱにおけ る制御棒案内管の内外面間に作用する最大差圧として <input type="text"/> MPa (差圧) とする。</p> <p>制御棒案内管の内外面間に作用する差圧は，炉心流量に依存しており，重大事故等時 において使用する場合の差圧は，炉心流量に影響を与える原子炉圧力容器からの主蒸気流出流 量を基に設定する。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 50px; width: 100%;"></div> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 302℃ 設計基準対象施設として使用する制御棒案内管の最高使用温度は，原子炉圧力容器の最高 使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 315℃ 制御棒案内管を重大事故等時に使用する場合の温度は，重大事故等時における原子炉圧力 容器の使用温度と同じ315℃とする。</p>		

3. 個数の設定根拠

制御棒案内管は、設計基準対象施設として全制御棒137本の案内及び燃料集合体を支持するために必要な個数である137個設置する。

制御棒案内管は、設計基準対象施設として137個設置しているものを重大事故等対処設備に使用する。

VI-1-1-4-1-2 原子炉圧力容器に係る設定根拠に関する説明書

目 次

- VI-1-1-4-1-2-1 原子炉压力容器
- VI-1-1-4-1-2-2 差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）
- VI-1-1-4-1-2-3 ジェットポンプ
- VI-1-1-4-1-2-4 給水スパーージャ
- VI-1-1-4-1-2-5 高圧炉心スプレイスパーージャ
- VI-1-1-4-1-2-6 低圧炉心スプレイスパーージャ
- VI-1-1-4-1-2-7 残留熱除去系配管（原子炉压力容器内部）
- VI-1-1-4-1-2-8 高圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）
- VI-1-1-4-1-2-9 低圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）
- VI-1-1-4-1-2-10 差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）

VI-1-1-4-1-2-1 設定根拠に関する説明書
(原子炉压力容器)

名	称	原子炉圧力容器*
最高使用圧力	MPa	8.62 <input type="text"/>
最高使用温度	℃	302 315
個	数	1
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）及び非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、高圧代替注水系、 原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系、代替循環冷却系、ほう酸水注入系、残留熱除 去系）、計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）、原子炉格納 施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却 系、高圧代替注水系、低圧代替注水系、ほう酸水注入系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 原子炉圧力容器は、設計基準対象施設として原子炉冷却材圧力バウンダリを構成し、燃料集 合体、炉心支持構造物、制御棒及びその他原子炉圧力容器内部構造物を保持するために設置す る。 原子炉圧力容器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において適 切な炉心冷却能力を持たせる設計としている。 重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する 原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。 原子炉圧力容器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処 設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子 炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、原子炉圧力容器内の保有水を原子炉再循環ポンプ(A)入口配管から残留熱除去 系配管を介して抽出し、残留熱除去系ポンプ(A)、(B)及び残留熱除去系熱交換器(A)、(B)を経 由し、原子炉再循環ポンプ(A)、(B)出口配管より原子炉圧力容器に戻すことで、原子炉冷却材 を冷却し、炉心を冷却できる設計とする。 原子炉圧力容器は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が 喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生 する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置 する。 系統構成は、原子炉圧力容器内の保有水を原子炉再循環ポンプ(A)入口配管から残留熱除去 系配管を介して抽出し、残留熱除去系ポンプ(A)、(B)及び残留熱除去系熱交換器(A)、(B)を経 由し、原子炉冷却材を冷却し、原子炉再循環ポンプ出口配管より原子炉圧力容器に戻すことで、 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるもの に限る。)を防止するため燃料集合体の崩壊熱を除去し、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設 計とする。 <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧 炉心スプレイ系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。 原子炉圧力容器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処 設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止す るため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、復水貯蔵タンク又はサプレッションチェンバを水源とした高圧炉心スプレイ系 ポンプにより、高圧炉心スプレイ系配管を介して原子炉圧力容器に注水することで、炉心を冷</p>		

却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧炉心スプレイ系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

原子炉圧力容器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした低圧炉心スプレイ系ポンプにより、低圧炉心スプレイ系配管を介して原子炉圧力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

原子炉圧力容器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした高圧代替注水系タービンポンプにより、高圧炉心スプレイ系配管、高圧代替注水系配管及び原子炉隔離時冷却系配管を介して原子炉圧力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

原子炉圧力容器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉隔離時冷却系ポンプにより、原子炉隔離時冷却系配管を介して原子炉圧力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

原子炉圧力容器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプは補給水系配管、高圧炉心スプレイ系配管、及び残留熱除去系 A、B 系配管を介して、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）は補給水系及び残留熱除去系 A、B 系配管を介して、復水貯蔵タンクを水源とした直流駆動低圧注水ポンプは補給水系配管、高圧炉心スプレイ系配管、直流駆動低圧注水系配管を介して原子炉圧力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

原子炉圧力容器は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に、溶融炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした代替循環冷却ポンプにより、残留熱除去系配管、補給水系配管及び残留熱除去系熱交換器を介して原子炉圧力容器に注水することで、原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

原子炉圧力容器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処

設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系配管を介して原子炉圧力容器に注水することで、他の注水設備と合わせて炉心を冷却し、炉心の著しい損傷を防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

原子炉圧力容器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした残留熱除去系ポンプ(A)、(B)、(C)により残留熱除去系配管を介して原子炉圧力容器内に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

原子炉圧力容器は、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために設置する。

系統構成は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系配管を介して原子炉圧力容器に十分な量のほう酸水を注入することで、原子炉を未臨界に移行できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

原子炉圧力容器は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした代替循環冷却ポンプにより、残留熱除去系配管、補給水系配管及び残留熱除去系熱交換器を介して原子炉圧力容器に注水することで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

原子炉圧力容器は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした代替循環冷却ポンプにより、残留熱除去系配管、補給水系配管及び残留熱除去系熱交換器を介して原子炉圧力容器に注水することで、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を防止又は遅延できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高圧代替注水系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

原子炉圧力容器は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした高圧代替注水系タービンポンプにより、高圧炉心スプレイ系配管、高圧代替注水系配管及び原子炉隔離時冷却系配管を介して原子炉圧力容器に注水することで、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を防止又は遅延できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

原子炉圧力容器は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止

するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系配管を介して原子炉压力容器に注水することで、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を防止又は遅延できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する原子炉压力容器は、以下の機能を有する。

原子炉压力容器は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプは補給水系配管、高圧炉心スプレイ系配管、及び残留熱除去系 A, B 系配管を介して、代替淡水源（淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2)）を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）は補給水系及び残留熱除去系 A, B 系配管を介して原子炉压力容器に注水することで、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を防止又は遅延できる設計とする。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 最高使用圧力 8.62MPa

設計基準対象施設として使用する原子炉压力容器の最高使用圧力は、定格出力運転時における原子炉压力容器の運転圧力が 6.93MPa であるため、これを上回る圧力として 8.62MPa とする。

1.2 最高使用圧力 MPa

原子炉压力容器を重大事故等時ににおいて使用する原子炉压力容器の圧力は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において圧力が最大となる重要事故シーケンスグループ等である原子炉停止機能喪失では、原子炉圧力が 9.56MPa であることから、これを上回る圧力として MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 最高使用温度 302℃

設計基準対象施設として使用する原子炉压力容器の最高使用温度は、定格出力運転時における原子炉压力容器温度が 286℃であることから、これを上回る温度として 302℃とする。

2.2 最高使用温度 315℃

原子炉压力容器を重大事故等時ににおいて使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、原子炉圧力が最大となる原子炉停止機能喪失の評価結果 9.56MPa に相当する飽和温度が蒸気表より 309℃であることから、これを上回る温度として 315℃とする。

3. 個数の設定根拠

原子炉圧力容器は、設計基準対象施設として燃料集合体等を収容するために必要な個数である1個を設置する。

原子炉圧力容器は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等時に使用する。

(参考) 初装荷個数 (監視試験片)

監視試験片は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器の炉心領域の中性子照射による影響評価について監視試験片によって計画的に評価を行うために必要な個数である□組*を設置する。

なお、監視試験片については、重大事故等対処設備に該当しない。

注記* : 監視試験片については、引張試験片□個 (母材□個, 溶着金属□個, 熱影響部□個) 及び衝撃試験片□個 (母材□個, 溶着金属□個, 熱影響部□個) を1組として、原子炉圧力容器内面□の位置に□組, □の位置に□組, □の位置に□組の合計□組設置している。

VI-1-1-4-1-2-2 設定根拠に関する説明書
(差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管))

名	称	差圧検出・ほう酸水注入系配管 (ティーより N11 ノズルまでの外管)*
個	数	— 1
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(ほう酸水注入系), 計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備(ほう酸水注入系), 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(ほう酸水注入系)と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)は, 設計基準対象施設として, ほう酸水を炉心下部プレナムに注入するため及び炉心支持板の上下差圧を計測するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(ほう酸水注入系)として使用する差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)は, 以下の機能を有する。 差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)は, 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって, 設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため, 発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は, ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)より原子炉圧力容器に注水することで, 他の注水設備と合わせて炉心を冷却し, 炉心の著しい損傷を防止できる設計とする。 重大事故等時に計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備(ほう酸水注入系)として使用する差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)は, 以下の機能を有する。 差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)は, 運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生する恐れがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため, 原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに, 発電用原子炉を未臨界に移行するために設置する。 系統構成は, ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)より原子炉圧力容器に十分な量のほう酸水を注入することで, 原子炉を未臨界に移行できる設計とする。 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(ほう酸水注入系)として使用する差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)は, 以下の機能を有する。 差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)は, 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため, 熔融し, 原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。 系統構成は, ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)より原子炉圧力容器に注水することで, 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を防止又は遅延できる設計とする。 		

1. 個数の設定根拠

差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)は, 設計基準対象施設としてほう酸水を炉心下部プレナムに注入するため及び炉心支持板の上下差圧を計測するために必要な個数である 1 個設置する。

差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)は, 設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

(参考)

差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)のうち差圧検出に係る機能については, 重大事故等対処設備に該当しない。

VI-1-1-4-1-2-3 設定根拠に関する説明書
(ジェットポンプ)

名	称	ジェットポンプ*
個	数	—
		20

注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】
（概要）

- 設計基準対象施設
 ジェットポンプは、設計基準対象施設として原子炉再循環系と連結し、原子炉冷却材を炉心に循環させるために設置する。
- 重大事故等対処設備
 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用するジェットポンプは、以下の機能を有する。
 ジェットポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。
 系統構成は、原子炉圧力容器内の保有水を原子炉再循環ポンプ(A)入口配管から残留熱除去系配管を介して取り出し、残留熱除去系ポンプ(A)、(B)及び残留熱除去系熱交換器(A)、(B)を介して原子炉再循環ポンプ出口配管よりジェットポンプを経由し、原子炉圧力容器に戻すことで、原子炉冷却材を冷却し、炉心を冷却できる設計とする。
 ジェットポンプは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。
 系統構成は、原子炉圧力容器内の保有水を原子炉再循環ポンプ(A)入口配管から残留熱除去系配管を介して取り出し、残留熱除去系ポンプ(A)、(B)及び残留熱除去系熱交換器(A)、(B)を介して原子炉冷却材を冷却し、原子炉再循環ポンプ出口配管よりジェットポンプを経由し、原子炉圧力容器に戻すことで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため燃料集合体の崩壊熱を除去し、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。

1. 個数の設定根拠
 ジェットポンプは、設計基準対象施設として原子炉冷却材を炉心に循環させるために必要な個数である 20 個設置する。

ジェットポンプは、設計基準対象施設として 20 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-1-2-4 設定根拠に関する説明書
(給水スパージャ)

名	称	給水スパーージャ* ¹
個	数	—
		4
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系），原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高圧代替注水系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>給水スパーージャは，設計基準対象施設として，復水・給水系からの給水を，原子炉圧力容器内部に均一に放出するために設置する。</p> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系）として使用する給水スパーージャは，以下の機能を有する。</p> <p>給水スパーージャは，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は，復水貯蔵タンクを水源とした高圧代替注水系タービンポンプにより，高圧炉心スプレー系配管，高圧代替注水系配管，原子炉隔離時冷却系配管及び給水スパーージャを介して原子炉圧力容器に注水することで，炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）として使用する給水スパーージャは，以下の機能を有する。</p> <p>給水スパーージャは，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉隔離時冷却系ポンプにより，原子炉隔離時冷却系配管及び給水スパーージャを介して原子炉圧力容器に注水することで，炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高圧代替注水系）として使用する給水スパーージャは，以下の機能を有する。</p> <p>給水スパーージャは，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，熔融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は，復水貯蔵タンクを水源とした高圧代替注水系タービンポンプにより，高圧炉心スプレー系配管，高圧代替注水系配管，原子炉隔離時冷却系配管及び給水スパーージャを介して原子炉圧力容器に注水することで，熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を防止又は遅延できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>給水スパーージャは，設計基準対象施設として，給水ノズルから圧力容器に入った給水を放出して，気水分離器で分離された高温の冷却材と均一に混合するために必要な個数である 4 個設置する。</p> <p>給水スパーージャは，設計基準対象施設として 4 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

VI-1-1-4-1-2-5 設定根拠に関する説明書
(高圧炉心スプレイスパージャ)

名	称	高圧炉心スプレイスパージャ*
個	数	—
		2
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイス系, 低圧代替注水系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 高圧炉心スプレイスパージャは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイス冷却するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイス系）として使用する高圧炉心スプレイスパージャは、以下の機能を有する。 高圧炉心スプレイスパージャは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした高圧炉心スプレイス系ポンプにより、高圧炉心スプレイスパージャ等を介して原子炉圧力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。 <p style="margin-left: 2em;">重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として使用する高圧炉心スプレイスパージャは、以下の機能を有する。 高圧炉心スプレイスパージャは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした直流駆動低圧注水系ポンプにより高圧炉心スプレイスパージャ等を介して原子炉圧力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠 高圧炉心スプレイスパージャは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイス冷却するために必要な個数である2個設置する。</p> <p style="margin-left: 2em;">高圧炉心スプレイスパージャは、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

VI-1-1-4-1-2-6 設定根拠に関する説明書
(低圧炉心スプレースパーチャ)

名	称	低圧炉心スプレイスパーージャ*
個	数	— 2
注記* : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧炉心スプレイ系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 低圧炉心スプレイスパーージャは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に原子炉をスプレイ冷却するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧炉心スプレイ系）として使用する低圧炉心スプレイスパーージャは、以下の機能を有する。 低圧炉心スプレイスパーージャは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした低圧炉心スプレイ系ポンプにより、低圧炉心スプレイスパーージャ等を介して原子炉圧力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。 <p>1. 個数の設定根拠 低圧炉心スプレイスパーージャは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に原子炉をスプレイ冷却するために必要な個数である2個設置する。</p> <p>低圧炉心スプレイスパーージャは、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

VI-1-1-4-1-2-7 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系配管 (原子炉压力容器内部))

名	称	残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)*
個	数	—
		3
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系, 代替循環冷却系, 残留熱除去系), 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却系, 低圧代替注水系)と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)は, 原子炉冷却材喪失時に冷却材を炉心シュラウド内に注入し, 原子炉を冷却するために設置する。</p> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系)として使用する残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)は, 以下の機能を有する。</p> <p>残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)は, 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって, 設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため, 発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は, 復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプ及び代替淡水源(淡水貯水槽(No. 1)又は淡水貯水槽(No. 2))を水源とした大容量送水ポンプ(タイプI)が残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)等を介して原子炉压力容器内に注水することで, 炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(代替循環冷却系)として使用する残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)は, 以下の機能を有する。</p> <p>残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)は, 炉心の著しい損傷, 溶融が発生した場合において, 原子炉压力容器内に溶融炉心が存在する場合に, 溶融炉心を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は, サプレッションチェンバを水源とした代替循環冷却ポンプにより, 残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)等を介して原子炉压力容器内に注水することで, 原子炉压力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(残留熱除去系)として使用する残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)は, 以下の機能を有する。</p> <p>残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)は, 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって, 設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため, 発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は, サプレッションチェンバを水源とした残留熱除去系ポンプ(A), (B), (C)により残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)等を介して原子炉压力容器内に注水することで, 炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却系)として使用する残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)は, 以下の機能を有する。</p> <p>残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)は, 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため, 原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。</p> 		

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした代替循環冷却ポンプにより、残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）等を介して原子炉圧力容器内に注水することで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）は、以下の機能を有する。

残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプ及び代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）が残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）等を介して原子炉圧力容器内に注水することで、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を防止又は遅延できる設計とする。

1. 個数の設定根拠

残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に冷却材を原子炉圧力容器シュラウド内に注入し、原子炉を冷却するために必要な個数として A 系、B 系、C 系のそれぞれに 1 個設置し、合わせて 3 個設置する。

残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）は、設計基準対象施設として 3 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-1-2-8 設定根拠に関する説明書
(高圧炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部))

名	称	高压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)*
個	数	1
注記* : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(高压炉心スプレイ系, 低压代替注水系)と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 高压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)は, 設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイ冷却するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(高压炉心スプレイ系)として使用する高压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)は, 以下の機能を有する。 高压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)は, 原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって, 設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため, 発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は, 復水貯蔵タンクを水源とした高压炉心スプレイ系ポンプにより, 高压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)等を介して原子炉压力容器に注水することで, 炉心を冷却できる設計とする。 <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低压代替注水系)として使用する高压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)は, 以下の機能を有する。 高压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)は, 原子炉冷却材圧力バウンダリが低压の状態であって, 設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため, 発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は, 復水貯蔵タンクを水源とした直流駆動低压注水系ポンプにより高压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)等を介して原子炉压力容器に注水することで, 炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠 高压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)は, 設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイ冷却するために必要な個数である1個設置する。</p> <p>高压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)は, 設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

VI-1-1-4-1-2-9 設定根拠に関する説明書
(低圧炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部))

名	称	低压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部) *
個	数	1
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低压炉心スプレイ系)と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 低压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に原子炉をスプレイ冷却するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低压炉心スプレイ系)として使用する低压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)は、以下の機能を有する。 低压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした低压炉心スプレイ系ポンプにより、低压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)等を介して原子炉压力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。 <p>1. 個数の設定根拠 低压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に原子炉をスプレイ冷却するために必要な個数である1個設置する。</p> <p style="margin-left: 40px;">低压炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

VI-1-1-4-1-2-10 設定根拠に関する説明書
(差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉压力容器内部))

名	称	差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉压力容器内部)*
個	数	1
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(ほう酸水注入系), 計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備(ほう酸水注入系), 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(ほう酸水注入系)と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉压力容器内部)は, 設計基準対象施設として, ほう酸水を炉心下部プレナムに注入するため及び炉心支持板の上下差圧を計測するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(ほう酸水注入系)として使用する差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉压力容器内部)は, 以下の機能を有する。 差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉压力容器内部)は, 原子炉冷却性圧力バウンダリが高圧の状態であって, 設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため, 発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は, ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉压力容器内部)より原子炉压力容器に注水することで, 他の注水設備と合わせて炉心を冷却し, 炉心の著しい損傷を防止できる設計とする。 重大事故等時に計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備(ほう酸水注入系)として使用する差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉压力容器内部)は, 以下の機能を有する。 差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉压力容器内部)は, 運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生する恐れがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため, 原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに, 発電用原子炉を未臨界に移行するために設置する。 系統構成は, ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉压力容器内部)より原子炉压力容器に十分な量のほう酸水を注入することで, 原子炉を未臨界に移行できる設計とする。 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(ほう酸水注入系)として使用する差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉压力容器内部)は, 以下の機能を有する。 差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉压力容器内部)は, 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため, 熔融し, 原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。 系統構成は, ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉压力容器内部)より原子炉压力容器に注水することで, 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を防止又は遅延できる設計とする。 		

1. 個数の設定根拠

差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉圧力容器内部)は、設計基準対象施設としてほう酸水を炉心下部プレナムに注入するため及び炉心支持板の上下差圧を計測するために必要な個数である1個設置する。

差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉圧力容器内部)は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

(参考)

差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉圧力容器内部)のうち差圧検出に係る機能については、重大事故等対処設備に該当しない。

VI-1-1-4-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
(核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設)

目 次

- VI-1-1-4-2-1 使用済燃料貯蔵設備に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-2-2 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備に係る設定根拠に関する説明書

VI-1-1-4-2-1 使用済燃料貯蔵設備に係る設定根拠に関する説明書

目 次

- VI-1-1-4-2-1-1 使用済燃料プール（設計基準対象施設としてのみ第1, 2号機共用）
- VI-1-1-4-2-1-2 使用済燃料貯蔵ラック（設計基準対象施設としてのみ第1, 2号機共用）
- VI-1-1-4-2-1-3 制御棒・破損燃料貯蔵ラック
- VI-1-1-4-2-1-4 制御棒貯蔵ハンガ
- VI-1-1-4-2-1-5 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）
- VI-1-1-4-2-1-6 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

VI-1-1-4-2-1-1 設定根拠に関する説明書
(使用済燃料プール (設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用))

名	称	使用済燃料プール (設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用)	*
容	量	—	燃料集合体 2240体/制御棒 58本
個	数	—	1
注記* : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プール冷却浄化系, 燃料プール代替注水系, 燃料プールスプレイ系) と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 使用済燃料プールは, 使用済燃料, 新燃料及び制御棒を貯蔵するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プール冷却浄化系) として使用する使用済燃料プールは以下の機能を有する。 <p>使用済燃料プールは, 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し, 又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し, 放射線を遮蔽し, 及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は, 燃料プール冷却浄化系ポンプ, 燃料プール冷却浄化系熱交換器, 配管・弁類, 計測制御装置等で構成し, 使用済燃料プールの水をポンプにより熱交換器等を經由して循環させることで, 使用済燃料プールを冷却できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プール代替注水系) として使用する使用済燃料プールは以下の機能を有する。</p> <p>使用済燃料プールは, 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し, 又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し, 放射線を遮蔽し, 及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は, 大容量送水ポンプ (タイプ I), ホース, 計測制御装置等で構成し, 大容量送水ポンプ (タイプ I) により, 代替淡水源の水をホース等を經由して使用済燃料プールへ注水することで, 使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プールスプレイ系) として使用する使用済燃料プールは以下の機能を有する。</p> <p>使用済燃料プールは, 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し, 及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は, 大容量送水ポンプ (タイプ I), スプレイノズル, 配管・ホース・弁類, 計測制御装置等で構成し, 大容量送水ポンプ (タイプ I) により, 代替淡水源の水をホース等を經由してスプレイノズルから使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで, 燃料損傷を緩和するとともに, 環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。</p>			

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する使用済燃料プールの貯蔵容量については、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の第 26 条（燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備）により発電用原子炉に全て燃料が装荷されている状態で、使用済燃料及び貯蔵されている取替燃料に加えて、1 炉心分以上の容量を確保する設計とする。

上記を考慮し、使用済燃料を計画通りに貯蔵した後も、炉心内の全燃料を使用済燃料貯蔵プールに移すことができるよう、使用済燃料貯蔵プールの貯蔵容量は、全炉心の燃料集合体 560 体に対し約 400%の 2240 体とする。

また、制御棒の貯蔵容量については、制御棒・破損燃料貯蔵ラック、制御棒貯蔵ラック及び制御棒貯蔵ハンガの貯蔵容量を合わせ 58 本としている。

使用済燃料貯蔵プールを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、燃料集合体 2240 体、制御棒 58 本とする。

2. 個数の設定根拠

使用済燃料プールは、設計基準対象施設として使用済燃料、新燃料及び制御棒を貯蔵するために必要な個数である 1 個設置する。

使用済燃料プールは、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-2-1-2 設定根拠に関する説明書
(使用済燃料貯蔵ラック(設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用))

名 称		使用済燃料貯蔵ラック (設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用)*	
容 量	体/個	170	110
個 数	—	8	8

注記* : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プール冷却浄化系, 燃料プール代替注水系, 燃料プールのスプレイ系) と兼用。

【設定根拠】
(概要)

- 設計基準対象施設

使用済燃料貯蔵ラックは、中性子吸収材であるボロン添加ステンレス鋼を使用するとともに適切な燃料間距離をとることにより、燃料体等を貯蔵容量最大で貯蔵し、かつ使用済燃料プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料貯蔵位置等について、想定されるいかなる場合でも実効増倍率を 0.95 以下に保ち、貯蔵燃料の臨界を防止する。
- 重大事故等対処設備

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プール冷却浄化系) として使用する使用済燃料貯蔵ラックは以下の機能を有する。

重大事故等時に使用する使用済燃料貯蔵ラックは、使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止できる設計とする。

重大事故等時に使用する使用済燃料貯蔵ラックは、適切な燃料間距離をとることにより貯蔵燃料の臨界を防止するために設置する。

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プール代替注水系) として使用する使用済燃料貯蔵ラックは以下の機能を有する。

重大事故等時に使用する使用済燃料貯蔵ラックは、使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止できる設計とする。

重大事故等時に使用する使用済燃料貯蔵ラックは、適切な燃料間距離をとることにより貯蔵燃料の臨界を防止するために設置する。

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プールのスプレイ系) として使用する使用済燃料貯蔵ラックは以下の機能を有する。

重大事故等時に使用する使用済燃料貯蔵ラックは、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

重大事故等時に使用する使用済燃料貯蔵ラックは、適切な燃料間距離をとることにより貯蔵燃料の臨界を防止するために設置する。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する使用済燃料貯蔵ラックの最低必要貯蔵容量は、全炉心+1 取替燃料以上であるが、燃料集合体の貯蔵容量を可能な限り最大とするため、使用済燃料貯蔵ラックの合計容量を全炉心 560 体に対し 2240 体* (約 400%炉心分)としている。なお、使用済燃料貯蔵ラックは、新燃料を一時的に仮置きすることも考慮した設計とし、各々のラックの容量及び個数は適切な使用済燃料プール内配置となるように設計する。

重大事故等時に使用する使用済燃料貯蔵ラックの容量は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、2240 体とする。

注記*：燃料集合体の貯蔵量について、170 体貯蔵可能なラックを 8 個、110 体貯蔵可能なラックを 8 個設置するため、

$$(170 \times 8) + (110 \times 8) = 2240 \text{ 体}$$

上記より 2240 体となる。

2. 個数の設定根拠

使用済燃料貯蔵ラックは、設計基準対象施設として使用済燃料を 2240 体貯蔵するのに必要な個数である、110 体ラックを 8 個、170 体ラックを 8 個設置する。

使用済燃料貯蔵ラックは、設計基準対象施設として使用済燃料プール内に 110 体ラックを 8 個、170 体ラックを 8 個設置しているものを重大事故等対処施設として使用する。

VI-1-1-4-2-1-3 設定根拠に関する説明書
(制御棒・破損燃料貯蔵ラック)

名 称		制御棒・破損燃料貯蔵ラック*
容 量	体(又は本)/個	10
個 数	—	1
注記* : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プール冷却浄化系, 燃料プール代替注水系, 燃料プールのスプレイ系) と兼用。		
【設定根拠】 (概要) ・設計基準対象施設 制御棒・破損燃料貯蔵ラックは、設計基準対象施設として制御棒や破損した燃料集合体を保管するために、使用済燃料プール内に設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プール冷却浄化系) として使用する制御棒・破損燃料貯蔵ラックは以下の機能を有する。 制御棒・破損燃料貯蔵ラックは、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため設計基準対象施設として使用済燃料プールに 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用できる設計とする。 重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プール代替注水系) として使用する制御棒・破損燃料貯蔵ラックは以下の機能を有する。 制御棒・破損燃料貯蔵ラックは、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため設計基準対象施設として使用済燃料プールに 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用できる設計とする。 重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プールのスプレイ系) として使用する制御棒・破損燃料貯蔵ラックは以下の機能を有する。 制御棒・破損燃料貯蔵ラックは、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため設計基準対象施設として使用済燃料プールに 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用できる設計とする。		
1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用する制御棒・破損燃料貯蔵ラックの容量は、破損した燃料集合体又は制御棒の保管分として、先行 BWR プラント実績に基づき十分な容量である 10 体(又は本)/個とする。 具体的には、破損燃料コンテナに収納された破損燃料 2 体又は制御棒 10 本を貯蔵できるものとする。 重大事故等時に使用する制御棒・破損燃料貯蔵ラックの容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、10 体(又は本)/個とする。		
2. 個数の設定根拠 制御棒・破損燃料貯蔵ラックは、設計基準対象施設として破損燃料コンテナに収納された破損燃料 2 体又は制御棒を 10 本貯蔵するために必要な個数である 10 体ラックを 1 個設置する。 制御棒・破損燃料貯蔵ラックは、設計基準対象施設として使用済燃料プール内に 10 体ラックを 1 個設置しているものを重大事故等対処施設として使用する。		

VI-1-1-4-2-1-4 設定根拠に関する説明書
(制御棒貯蔵ハンガ)

名	称	制御棒貯蔵ハンガ
容	量	本/個
		24
個	数	—
		1

【設定根拠】

(概要)

制御棒貯蔵ハンガは、設計基準対象施設として使用済制御棒を貯蔵するために使用済燃料プール内に設置する。使用済制御棒は、制御棒貯蔵ハンガに貯蔵し、貯蔵容量を超える場合は、サイトバンカ貯蔵プールに構内搬送する。

なお、制御棒貯蔵ハンガについて、1個当たり54本掛けから24本掛けに運用を変更するが、使用済制御棒をサイトバンカ貯蔵プールで全て貯蔵する設計方針に変更はないことから、放射性廃棄物の貯蔵能力には影響しない。

1. 容量の設定根拠

制御棒貯蔵ハンガの容量は、使用済制御棒を制御棒貯蔵ハンガに貯蔵する本数を基に設定する。

使用済制御棒は、定期検査ごとに約13本発生*するため、制御棒貯蔵ハンガの容量はこれを上回る24本/個とする。

なお、制御棒貯蔵ハンガに貯蔵した使用済制御棒は、24本以内になるよう適宜サイトバンカ貯蔵プールへ構内搬送を実施する。

注記*：添付書類「VI-1-3-5 使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書」参照。

2. 個数の設定根拠

制御棒貯蔵ハンガは、使用済制御棒を24本貯蔵可能な制御棒貯蔵ハンガを1個設置する。

VI-1-1-4-2-1-5 設定根拠に関する説明書
(使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式))

名	称	使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)
個	数	1
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)は、設計基準対象施設として核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽の水位及び温度を計測するとともに、計測結果を表示し、記録及び保存するために設置する。</p> <p>使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)は、設計基準対象施設として使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は水位の著しい低下を確実に検知し、自動的に警報するために設置する。</p> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に使用する使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)は、以下の機能を有する。</p> <p>使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>また、使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>また、使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)は、重大事故等が発生し、計測機器の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)は、設計基準対象施設として使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を計測するために必要な個数であり、当該温度及び水位を計測可能なように1個（温度検出点2箇所）設置する。</p> <p>使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)は、設計基準対象施設として1個（温度検出点2箇所）設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

VI-1-1-4-2-1-6 設定根拠に関する説明書
(使用済燃料プール水位／温度(ヒートサーモ式))

名	称	使用済燃料プール水位／温度(ヒートサーモ式)
個	数	— 1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に使用する使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）は、以下の機能を有する。</p> <p>使用済燃料プール水位／温度(ヒートサーモ式)は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>また、使用済燃料プール水位／温度(ヒートサーモ式)は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>使用済燃料プール水位／温度(ヒートサーモ式)は、重大事故等が発生し、計測機器の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>使用済燃料プール水位／温度(ヒートサーモ式)の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>使用済燃料プール水位／温度(ヒートサーモ式)は、重大事故等対処設備として使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を計測するために必要な個数であり、当該温度及び水位を計測可能なように1個（検出点15箇所）設置する。</p>		

VI-1-1-4-2-2 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備に係る設定根拠に関する
説明書

目 次

- VI-1-1-4-2-2-1 燃料プール冷却浄化系
- VI-1-1-4-2-2-2 燃料プール代替注水系
- VI-1-1-4-2-2-3 燃料プールのスプレイ系

VI-1-1-4-2-2-1 燃料プール冷却浄化系

目 次

- VI-1-1-4-2-2-1-1 燃料プール冷却浄化系熱交換器（設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用）
- VI-1-1-4-2-2-1-2 燃料プール冷却浄化系ポンプ（設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用）
- VI-1-1-4-2-2-1-3 スキマサージタンク（設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用）
- VI-1-1-4-2-2-1-4 燃料プール冷却浄化系 主配管（スプレイヘッダを含む。）（常設）（設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用）

VI-1-1-4-2-2-1-1 設定根拠に関する説明書
(燃料プール冷却浄化系 燃料プール冷却浄化系熱交換器
(設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用))

名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器 (設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用)
容量 (設計熱交換量)	MW/個	□ 以上 (1.26)
最高使用圧力	MPa	管側 1.37/胴側 1.18
最高使用温度	℃	管側 66/胴側 70
伝熱面積	m ² /個	□ 以上 (□)
個 数	—	2

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

燃料プール冷却浄化系熱交換器は、使用済燃料からの崩壊熱を除去するために設置する。また、全炉心燃料を取り出した場合においても、残留熱除去系と併用して使用済燃料プール水を十分に冷却するために設置する。

・重大事故等対処設備

燃料プール冷却浄化系熱交換器は、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、使用済燃料プールの水を燃料プール冷却浄化系ポンプにより燃料プール冷却浄化系熱交換器を介して循環させることで、使用済燃料プールを冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器の容量は、平衡炉心の通常の燃料交換時、燃料プールゲート閉鎖直後（原子炉停止後 21 日）に使用済燃料プールに貯蔵された使用済燃料から発生する崩壊熱 2.29MW を、2 個の熱交換器で除熱できる容量として、□ MW/個を上回る □ MW/個以上とする。

表 1-1 燃料プール冷却浄化系熱交換器に対する必要伝熱面積

運転モード	通常熱負荷運転モード
熱交換器 1 個当たりの必要熱交換量 (MW/個)	□
被冷却水流量 (kg/h)	□
被冷却水温度 (℃)	□
冷却水流量 (kg/h)	1.59 × 10 ⁵
冷却水温度 (℃)	□
必要伝熱面積 (m ² /個)	□

燃料プール冷却浄化系熱交換器を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の崩壊熱を、被冷却水温度 □℃、冷却水流量 □ m³/h、冷却水温度 □℃の時に 1 個の熱交換器で除熱できる容量として 2.29MW/個であり、この伝熱面積が □ m²/個であることから、設計基準対象施設として使用する場合は必要伝熱面積 □ m²/個を下回るため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□ MW/個以上とする。

公称値については、□ 1.26MW/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 管側の最高使用圧力 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器の管側の最高使用圧力は、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の管側の使用圧力は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2.2 胴側の最高使用圧力 1.18MPa

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器の胴側の最高使用圧力は、主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)」及び「燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)」の最高使用圧力と同じ1.18MPaとする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の胴側の使用圧力は、主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)」及び「燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)」の重大事故等時における使用圧力と同じ1.18MPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 管側の最高使用温度 66℃

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器の管側の最高使用温度は、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用温度と同じ66℃とする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の管側の使用温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系ポンプの使用温度と同じ66℃とする。

3.2 胴側の最高使用温度 70℃

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器の胴側の最高使用温度は、燃料プール冷却浄化系熱交換器の被冷却水温度65℃の時の胴側出口温度約47℃を上回る70℃とする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の胴側の使用温度は、重大事故等時の条件における燃料プール冷却浄化系熱交換器の胴側出口温度約 ℃を上回る70℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器の伝熱面積は、設計熱交換量 MW/個を満足するために必要な伝熱面積 m²/個を上回る m²/個以上とする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の伝熱面積は、要求される容量2.29MW/個を満足するために必要な伝熱面積 m²/個を上回る m²/個以上とする。

公称値については、要求される伝熱面積である m²/個を上回る m²/個とする。

5. 個数の設定根拠

燃料プール冷却浄化系熱交換器は、設計基準対象施設として使用済燃料プールに貯蔵された使用済燃料からの崩壊熱を除去するために必要な個数として2個設置する。

燃料プール冷却浄化系熱交換器は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-2-2-1-2 設定根拠に関する説明書
(燃料プール冷却浄化系 燃料プール冷却浄化系ポンプ
(設計基準対象施設としてのみ第1, 2号機共用))

名 称		燃料プール冷却浄化系ポンプ (設計基準対象施設としてのみ第1, 2号機共用)	
容 量	m ³ /h/個	□以上 (160)	
揚 程	m	□以上 (80)	
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	66	
原 動 機 出 力	kW/個	75	
個 数	—	2	
—			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 燃料プール冷却浄化系ポンプは、使用済燃料からの崩壊熱を除去するとともに、使用済燃料プール水を浄化することを目的とし、燃料プール水を燃料プール冷却浄化系熱交換器及び燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置に水を供給し、使用済燃料プールへ戻すために設置する。 重大事故等対処設備 燃料プール冷却浄化系ポンプは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。 系統構成は、使用済燃料プールの水を燃料プール冷却浄化系ポンプにより燃料プール冷却浄化系熱交換器を介して循環させることで、使用済燃料プールを冷却できる設計とする。 <p>1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量は、使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却可能な容量として、□ m³/h/個以上とする。</p> <p>燃料プール冷却浄化系ポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□ m³/h/個以上とする。</p> <p>公称値については、□ 160m³/h/個とする。</p> <p>2. 揚程の設定根拠 設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの揚程は、下記を考慮する。</p> <p>① 水源と移送先の圧力差：□ m</p> <p>② 静水頭：□ m 燃料プール通常水位とスキマサージタンク水位低レベルの標高差</p> <p>③ 配管・機器圧力損失：□ m</p> <p>④ 合計：□ m</p> <p>上記より、設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの揚程は、④の合</p>			

計 m を上回る m 以上とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m 以上とする。

公称値については 80m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力は、下記を考慮して決定する。

① 静水頭： MPa

② 締切揚程： MPa

③ 合計： MPa

上記より、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力は、③の合計 MPa を上回る 1.37 MPa とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプを重大事故等時において使用する場合の使用圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用温度は、スキマサージタンクの最高使用温度と同じ 66℃ とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプを重大事故等時において使用する場合の使用温度は、重大事故等時におけるスキマサージタンクの使用温度と同じ 66℃ とする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献：J I S B 0 1 3 1-2002 ターボポンプ用語)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで、

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = / 3600

H : 揚程 (m) =

η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{\text{}{3600} \right) \times \text{}}{\text{} / 100}$$

$$\approx \text{} \text{ kW}$$

上記から、燃料プール冷却浄化系ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力とし、75 kW/個とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、75kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

燃料プール冷却浄化系ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設として使用済燃料プールに貯蔵された使用済燃料からの崩壊熱を除去するとともに、使用済燃料プール水を浄化するために必要な個数として2個設置する。

燃料プール冷却浄化系ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-2-2-1-3 設定根拠に関する説明書
(燃料プール冷却浄化系 スキマサージタンク
(設計基準対象施設としてのみ第1, 2号機共用))

名 称	スキマサージタンク (設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用)	
容 量	m ³ /個	<input type="text"/> 以上 (22)
個 数	—	2

—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 スキマサージタンクは、使用済燃料プール水の冷却及び浄化のため、使用済燃料プールからスキマせきを越えてくるプール水を一時的に貯留するために設置する。 重大事故等対処設備 スキマサージタンクは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。 系統構成は、使用済燃料プールからスキマせきを越えてスキマサージタンクに流入する使用済燃料プール水を燃料プール冷却浄化系ポンプで昇圧し、燃料プール冷却浄化系熱交換器を通した後、使用済燃料プールのディフューザから吐出させることで、使用済燃料プールを冷却できる設計とする。 <p>1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用するスキマサージタンクの容量は、下記を考慮する。</p> <p>① スキマサージタンク水位低レベルからスキマサージタンク水位高警報レベルまでの容積：<input type="text"/> m³ 燃料プール水の蒸発に対する補給頻度（月 1 回程度の補給頻度）及び計器誤差を考慮し、<input type="text"/> m³とする。</p> <p>② スキマサージタンク底部からスキマサージタンク水位低レベルまでの必要容積 <input type="text"/> m³ 燃料プール冷却浄化系ポンプの有効吸込水頭の確保を考慮し、<input type="text"/> m³とする。</p> <p>上記から、スキマサージタンクの容量は①と②の合計<input type="text"/> m³を上回る<input type="text"/> m³/個以上とする。</p> <p>スキマサージタンクを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、<input type="text"/> m³/個以上とする。</p> <p>公称値については、要求される容量を上回る 22m³/個とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠 スキマサージタンクは、設計基準対象施設として使用済燃料プール水を一時的に貯留するために必要な個数として 2 個設置する。 スキマサージタンクは、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-2-2-1-4 設定根拠に関する説明書
(燃料プール冷却浄化系 主配管(スプレイヘッドを含む。)(常設))

名	称	スキマサージタンク ~ 燃料プール冷却浄化系ポンプ (設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用)
最高使用圧力	MPa	静水頭, 1.37
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		165.2, 267.4
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、スキマサージタンクから燃料プール冷却浄化系ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設として、スキマサージタンクから燃料プール冷却浄化系ポンプへ水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としても、スキマサージタンクから燃料プール冷却浄化系ポンプへ水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 静水頭</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、スキマサージタンクの最高使用圧力と同じ静水頭とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時におけるスキマサージタンクの使用圧力と同じ静水頭とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、燃料プール冷却浄化系ポンプ吸込部の静水頭を上回る 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、スキマサージタンクの最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるスキマサージタンクの使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mm, 267.4mm とする。</p>		

名 称		燃料プール冷却浄化系ポンプ ～ 燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス配管分岐点 (設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3, 165.2, 216.3
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系ポンプから燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス配管分岐点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料プールへ水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、使用済燃料プールからスキマせきを越えてスキマサージタンクに流出する使用済燃料プール水を燃料プール冷却浄化系ポンプで昇圧し、燃料プール冷却浄化系熱交換器を通した後、使用済燃料プールへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の使用圧力は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の使用温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系ポンプの使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mm, 216.3mm とする。</p> <p>燃料プール冷却浄化系ポンプとの取合配管の外径は、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mm とする。</p>		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822	160	5.4	

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス配管合流点 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2, 216.3
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス配管合流点から燃料プール冷却浄化系熱交換器を接続する配管であり、設計基準対象施設として、燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料プールへ水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、使用済燃料プールからスキマせきを越えてスキマサージタンクに流出する使用済燃料プール水を燃料プール冷却浄化系ポンプで昇圧し、燃料プール冷却浄化系熱交換器を通した後、使用済燃料プールへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の使用圧力は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の使用温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系ポンプの使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mm, 216.3mm とする。</p>		

名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器 ～ G41-F017 (設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2, 216.3
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器から G41-F017 を接続する配管であり、設計基準対象施設として、燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料プールへ水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、使用済燃料プールからスキマせきを越えてスキマサージタンクに流出する使用済燃料プール水を燃料プール冷却浄化系ポンプで昇圧し、燃料プール冷却浄化系熱交換器を通した後、使用済燃料プールへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、燃料プール冷却浄化系熱交換器の管側の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系熱交換器の管側の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、燃料プール冷却浄化系熱交換器の管側の最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系熱交換器の管側の使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mm, 216.3mm とする。</p>		

名	称	G41-F017 ～ 使用済燃料プール (設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外	径	mm 165.2, 216.3
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、G41-F017 から使用済燃料プールを接続する配管であり、設計基準対象施設として、燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料プールへ水を供給するために設置する。重大事故等対処設備としては、使用済燃料プールからスキマせきを越えてスキマサージタンクに流出する使用済燃料プール水を燃料プール冷却浄化系ポンプで昇圧し、燃料プール冷却浄化系熱交換器を通した後、使用済燃料プールへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、燃料プール冷却浄化系熱交換器の管側の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系熱交換器の管側の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、燃料プール冷却浄化系熱交換器の管側の最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系熱交換器の管側の使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mm, 216.3mm とする。</p>		

名 称	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス配管分岐点 ～ 燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス配管合流点	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	216.3

【設定根拠】

(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス配管分岐点から燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス配管合流点を接続する配管であり、重大事故等対処設備としては、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置に通水しないことから、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置をバイパスするために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する本配管の使用圧力は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する本配管の使用温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系ポンプの使用温度と同じ66℃とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138	160	1.4	

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称	燃料プール冷却浄化系ポンプ出口配管分岐点 ～ 燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口配管合流点	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	216.3

【設定根拠】

(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系ポンプ出口配管分岐点から燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口配管合流点を接続する配管であり、重大事故等対処設備としては、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置に通水しないことから、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置をバイパスするために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する本配管の使用圧力は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する本配管の使用温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系ポンプの使用温度と同じ66℃とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138	160	1.4	

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-2-2-2 燃料プール代替注水系

目 次

- VI-1-1-4-2-2-2-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）
- VI-1-1-4-2-2-2-2 燃料プール代替注水系 主配管（スプレイヘッドを含む。）（常設）
- VI-1-1-4-2-2-2-3 燃料プール代替注水系 主配管（スプレイヘッドを含む。）（可搬型）

VI-1-1-4-2-2-2-1 設定根拠に関する説明書
(燃料プール代替注水系 大容量送水ポンプ(タイプ I))

名 称		大容量送水ポンプ(タイプ I) *
容 量	m ³ /h/個	114 以上, 126 以上, 10 以上, 199 以上, 150 以上, 1200 以上, 50 以上, 88 以上 (1440)
揚 程	m	42.1 以上, 116.1 以上, 21.6 以上, 117.8 以上, 30.8 以上, 94.8 以上, 98.8 以上, 95 以上 (122)
最高使用圧力	MPa	1.0 1.2
最高使用温度	℃	50
原 動 機 出 力	kW/個	847
個 数	—	4(予備 1)
<p>注記* : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールスプレイ系), 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備(原子炉格納容器フィルタベント系), 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系, 代替水源移送系)及び原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系)並びに原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系), 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(原子炉格納容器フィルタベント系)及び圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プール代替注水系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は, 以下の機能を有する。</p> <p>大容量送水ポンプ(タイプ I)は, 冷却機能又は注水機能が喪失し, 又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し, 放射線を遮蔽し, 及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は, 大容量送水ポンプ(タイプ I)により, 代替淡水源の水を燃料プール冷却浄化系配管等を経由して使用済燃料プールへ注水することで, 使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールスプレイ系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。</p> <p>大容量送水ポンプ(タイプ I)は, 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し, 及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は, 大容量送水ポンプ(タイプ I)により, 代替淡水源の水を燃料プール冷却浄化系配管等を経由してスプレイノズルから使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイすることにより, 燃料損傷を緩和するとともに, 環境への放射性物質の放出をできる限り低減できるよう, 使用済燃料プール内に貯蔵している燃料体等からの崩壊熱による蒸散量を上回る量をスプレイできる設計とする。</p>		

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備(原子炉格納容器フィルタベント系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために設置する。

系統構成は、代替淡水源から、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、フィルタ装置にスクラバ溶液を補給できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水を残留熱除去系配管等を經由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(代替水源移送系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源である淡水貯水槽(No. 1)及び淡水貯水槽(No. 2)の淡水を補給水系等を經由して復水貯蔵タンクへ供給できる設計とする。

また、淡水が枯渇した場合に、重大事故等の収束に必要な水源である復水貯蔵タンクへ海水を供給するための重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ(タイプ I)は、海水を補給水系等を經由して復水貯蔵タンクへ供給できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し大容量送水ポンプ(タイプ I)により非常用取水設備である貯留堰、取水口、取水路又は海水ポンプ室を通じて海水を取水し、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水をあらかじめ敷設した補給水系配管等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器代替スプレイ冷却系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内のドライウェルスプレイ管からドライウェルス内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(低圧代替注水系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために設置する。

系統構成は、代替淡水源から、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、フィルタ装置にスクラバ溶液を補給できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

- 1.1 燃料プール代替注水系として使用する場合の容量 114m³/h/個 以上
 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故シーケンスのうち、「想定事故 1」及び「想定事故 2」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている、114 m³/h/個以上を注水可能な設計とする。
- 1.2 燃料プールのスプレー系として使用する場合の容量 126m³/h/個 以上
 使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量が約 9.7m³/h であり、また、NEI 06-12における使用済燃料プールへのスプレー要求容量が 200gpm(約 45.4m³/h)である。さらに、スプレーノズル 1 個当たりの必要流量が 42m³/h であり、スプレーノズル 3 個を使用して全ての使用済燃料プール内燃料体等に対してスプレーするため 126m³/h が必要であることから、126m³/h/個以上をスプレー可能な設計とする。
- 1.3 原子炉格納容器フィルタベント系として使用する場合の容量 10m³/h/個 以上
 設計において考慮した原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮し 10m³/h/個以上を注水可能な設計とする。
- 1.4 低圧代替注水系として使用する場合の容量 199m³/h/個 以上
 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として最大 199m³/h/個以上を注水可能な設計とする。
- 1.5 代替水源移送系として使用する場合の容量 150m³/h/個 以上
 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードに係る有効性評価解析において有効性が確認されている、復水貯蔵タンクへの補給量として 150m³/h/個以上を補給可能な設計とする。
- 1.6 原子炉補機代替冷却水系として使用する場合の容量 1200m³/h/個 以上
 原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系の運転を行う場合の除熱効果が確認されている伝熱容量 16MW、又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合の除熱効果が確認されている伝熱容量 14.7MW と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な伝熱容量 2.29MW を除熱可能な容量として 20MW を、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットの熱交換器を介して除熱するために必要な流量 892m³/h に、海水ストレーナに必要な流量約 300m³/h を考慮した 1,200 m³/h/個以上を供給可能な設計とする。
- 1.7 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の容量 50m³/h/個 以上
 熔融炉心冷却時の注水流量は、崩壊熱による蒸発量相当として、50m³/h/個以上を注水可能な設計とする。
- 1.8 原子炉格納容器代替スプレー冷却系として使用する場合の容量 88m³/h/個 以上
 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」及び「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている、原子炉格納容器内へのスプレー流量として、88m³/h/個以上をスプレー可能な設計とする。

2. 揚程の設定根拠

2.1 燃料プール代替注水系として使用する場合の揚程 42.1m 以上

燃料プール代替注水系(常設配管)に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<燃料プール注水接続口(北)から使用済燃料プールへ注水する場合>

- ① 水源と注水先の圧力差 : m
- ② 静水頭 : m
- ③ ホース等の圧力損失 : m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 配管及び弁類の圧力損失 : m

合計 : 42.1m

2.2 燃料プールのスプレイ系として使用する場合の揚程 116.1m 以上

燃料プールのスプレイ系(常設配管)に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差(スプレイノズル必要圧力)、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<燃料プールのスプレイ接続口(北)から使用済燃料プールへスプレイする場合>

- ① 水源と注水先の圧力差 : m(スプレイノズル必要圧力)
- ② 静水頭 : m
- ③ ホース等の圧力損失 : m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 配管及び弁類の圧力損失 : m

合計 : 116.1m

2.3 原子炉格納容器フィルタベント系として使用する場合の揚程 21.6m 以上

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、淡水をフィルタ装置に補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<フィルタ装置水・薬液補給接続口(建屋内)から原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ補給する場合>

- ① 水源と注水先の圧力差 : m
- ② 静水頭 : m
- ③ ホース等の圧力損失 : m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 配管及び弁類の圧力損失 : m

合計 : 21.6m

2.4 低圧代替注水系として使用する場合の揚程 117.8m 以上

低圧代替注水系(可搬型)に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口(北)から残留熱除去系(B)を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合(199m³/h 注水可能な炉圧の場合)>

- ① 水源と注水先の圧力差 : m
- ② 静水頭 : m
- ③ ホース等の圧力損失 : m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 配管及び弁類の圧力損失 : m

合計 : 117.8m

2.5 代替水源移送系として使用する場合の揚程 30.8m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合>

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ ホース等の圧力損失： m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 配管及び弁類の圧力損失： m

合計： 30.8m

2.6 原子炉補機代替冷却水系として使用する場合の揚程 94.8m 以上

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットへ使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を熱交換器ユニットに供給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失及び熱交換器ユニット内の圧力損失を基に設定する。

<取水口からの送水の場合>

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ ホース等の圧力損失： m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 熱交換器ユニット内の圧力損失： m

合計： 94.8m

2.7 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の揚程 98.8m 以上

原子炉格納容器下部注水系(可搬型)に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口(北)から原子炉格納容器下部へ注水する場合>

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ ホース等の圧力損失： m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 配管及び弁類の圧力損失： m

合計： 98.8m

2.8 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として使用する場合の揚程 95.0m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口(北)から残留熱除去系(A)を經由して原子炉格納容器内へスプレイする場合>

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ ホース等の圧力損失： m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 配管及び弁類の圧力損失： m

合計： 95.0m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 最高使用圧力の設定根拠
 - 3.1 淡水貯水槽を水源とし、「低圧代替注水系(可搬型)、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)、原子炉格納容器下部注水系(可搬型)、燃料プール代替注水系(常設配管)、燃料プール代替注水系(可搬型)、燃料プールのスプレイ系(常設配管)、燃料プールのスプレイ系(可搬型)、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び代替水源移送系」に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の使用圧力は、これら系統の同時使用、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、1.0MPa とする。
 - 3.2 「原子炉補機代替冷却水系(熱交換器ユニット)」に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を考慮して、1.2MPa とする。
 - 3.3 海を水源とし、「低圧代替注水系(可搬型)、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)、原子炉格納容器下部注水系(可搬型)、燃料プール代替注水系(常設配管)、燃料プール代替注水系(可搬型)、燃料プールのスプレイ系(常設配管)、燃料プールのスプレイ系(可搬型)及び代替水源移送系」に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、1.2MPa とする。
4. 最高使用温度の設定根拠

大容量送水ポンプ(タイプ I)の重大事故等時における使用温度は、二次格納施設外の環境条件が 40℃であるため、それを上回る値として 50℃とする。
5. 原動機出力の設定根拠

大容量送水ポンプ(タイプ I)の原動機出力は、流量 1,440m³/h、揚程 122m での軸動力を考慮し、847kW とする。
6. 個数の設定根拠

大容量送水ポンプ(タイプ I)の必要となる容量は 2 個であり、「2n+α」の対象施設となることから、4 個が必要容量となる。これに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。

また、2 個以上同時に保守点検することのないよう運用することとした上で、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、1 個を確保する。

以上より、合計で 5 個確保する。

VI-1-1-4-2-2-2-2 設定根拠に関する説明書
(燃料プール代替注水系 主配管(スプレイヘッダを含む。)(常設))

名 称	燃料プール注水接続口(北), (東) ～ 使用済燃料プール	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2

【設定根拠】

(概要)

本配管は、燃料プール注水接続口(北), (東)から使用済燃料プールを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ(タイプI)により、代替淡水源の水を使用済燃料プールへ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する本配管の使用圧力は、重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプI)の使用圧力が1.2MPaであることから、それを上回る1.37MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する本配管の使用温度は、重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプI)の使用温度が50℃であることから、それを上回る66℃とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	114	1.8	□

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)^2}{1000} \right\}$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-2-2-2-3 設定根拠に関する説明書
(燃料プール代替注水系 主配管(スプレイヘッドを含む。)(可搬型))

名 称		*
		取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)
最高使用圧力	MPa	1.4
最高使用温度	℃	50
外 径	—	250A
個 数	—	36 (予備 3)
<p>注記* : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プールのスプレイ系, 放射性物質拡散抑制系), 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (原子炉格納容器フィルタベント系), 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧代替注水系, 代替水源移送系), 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機代替冷却水系), 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系), 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 (放射性物質拡散抑制系, 放射性物質拡散抑制系 (航空機燃料火災への泡消火), 原子炉格納容器フィルタベント系), 圧力逃がし装置 (原子炉格納容器フィルタベント系) と兼用する。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要) 本ホースは, 付属水中ポンプと大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) を接続するホースであり, 重大事故等対処設備として, 水中ポンプにより淡水又は海水を大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) に送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合は, 大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) の付属水中ポンプの使用圧力 0.24MPa を上回る 1.4MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合は, 重大事故等時における大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) の使用温度と同じ 50℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合は, 圧力損失上許容できる外径, 可搬設備としての作業性及び大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) の付属水中ポンプの口径に合わせて 250A とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 本ホースは, 重大事故等対処設備として, 発電用原子炉等への注水に使用する場合に必要となる 12 本 (5m : 4 本, 10m : 4 本, 20m : 4 本), 重大事故等の収束に必要な水を供給する場合に必要な 6 本 (5m : 2 本, 10m : 2 本, 20m : 2 本), 最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な 12 本 (5m : 4 本, 10m : 4 本, 20m : 4 本), 原子炉建屋へ放水する場合に必要な 6 本 (5m : 2 本, 10m : 2 本, 20m : 2 本) の合計 36 本に, 本ホースは保守点検中にも使用可能であるため, 保守点検による待機除外時のバックアップ用は考慮せずに, 故障時のバックアップ用として予備 3 本 (5m : 1 本, 10m : 1 本, 20m : 1 本) を保管する。</p>		

名 称		*
		送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)
最高使用圧力	MPa	1.4
最高使用温度	℃	50
外 径	—	300A
個 数	—	217 (予備 5)
<p>注記* : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プールスプレイ系, 放射性物質拡散抑制系), 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (原子炉格納容器フィルタベント系), 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧代替注水系, 代替水源移送系), 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機代替冷却水系), 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系), 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 (放射性物質拡散抑制系, 放射性物質拡散抑制系 (航空機燃料火災への泡消火), 原子炉格納容器フィルタベント系), 圧力逃がし装置 (原子炉格納容器フィルタベント系) と兼用する。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本ホースは, 大容量送水ポンプ (タイプ I) と注水用ヘッダを接続するホースであり, 重大事故等対処設備として, 淡水又は海水を大容量送水ポンプ (タイプ I) により各系統の配管を介して発電用原子炉等へ送水するために設置する。</p> <p>本ホースは, 大容量送水ポンプ (タイプ I) と原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを接続するホースであり, 重大事故等対処設備として, 海水を大容量送水ポンプ (タイプ I) により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットへ送水するために設置する。</p> <p>本ホースは, 大容量送水ポンプ (タイプ II) と放水砲を接続するホースであり, 重大事故等対処設備として, 海水を大容量送水ポンプ (タイプ II) により原子炉建屋へ放水するために設置する。</p> <p>本ホースは, 重大事故等対処設備として, 大容量送水ポンプ (タイプ II) から海水を淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) へ補給するために設置する。</p>		
<p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は, 重大事故等時における大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) の使用圧力 1.2MPa を上回る 1.4MPa とする。</p>		
<p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等時における大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) の使用温度と同じ 50℃ とする。</p>		
<p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は, 圧力損失上許容できる外径, 可搬設備としての作業性及び取合う大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) の口径に合わせて 300A とする。</p>		

4. 個数の設定根拠

本ホースは、重大事故等対処設備として、淡水又は海水を大容量送水ポンプ（タイプ I）から注水用ヘッダへ供給する場合に必要な 74 本（2m：2 本，5m：2 本，10m：2 本，20m：4 本，50m：64 本），重大事故等の収束に必要な水を供給する場合に必要な 35 本（2m：1 本，10m：1 本，20m：1 本，50m：32 本），最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な 74 本（2m：2 本，5m：4 本，10m：2 本，20m：6 本，50m：60 本），原子炉建屋へ放水する場合に必要な 34 本（2m：1 本，5m：1 本，10m：1 本，20m：3 本，50m：28 本）の合計 217 本に，本ホースは保守点検中にも使用可能であるため，保守点検による待機除外時のバックアップ用は考慮せずに，故障時のバックアップ用として予備 5 本（2m：1 本，5m：1 本，10m：1 本，20m：1 本，50m：1 本）を保管する。

名 称		*
最高使用圧力	MPa	1.4
最高使用温度	℃	50
外 径	mm	318.5, 165.2, 76.3
個 数	—	2 (予備 1)
<p>注記* : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プールスプレイ系), 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (原子炉格納容器フィルタベント系), 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧代替注水系, 代替水源移送系), 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系), 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 (原子炉格納容器フィルタベント系), 圧力逃がし装置 (原子炉格納容器フィルタベント系) と兼用する。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要) 本配管は, 重大事故等対処設備として, 大容量送水ポンプ (タイプ I) から送水される淡水又は海水を各系統に確実に確実かつ容易に分岐するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は, 重大事故等時における大容量送水ポンプ (タイプ I) の使用圧力 1.2MPa を上回る 1.4MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等時における大容量送水ポンプ (タイプ I) の使用温度と同じ 50℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 圧力損失上許容できる外径, 可搬設備としての作業性及び取合うホースの口径に合わせて 318.5mm, 165.2mm, 76.3mm とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 本配管の必要となる容量は, 1 セット 1 個であり, 「$2n+\alpha$」の対象施設となることから, 2 個が必要容量となる。これに加えて, 故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。 また, 2 個以上同時に保守点検することのないよう運用することとした上で, 故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして, 1 個を確保する。 以上より, 合計で 3 個確保する。</p>		

名 称		*
		送水用ホース (150A : 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)
最高使用圧力	MPa	1.6
最高使用温度	℃	50
外 径	—	150A
個 数	—	137 (予備 5)
<p>注記* : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プールのスプレイ系), 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧代替注水系, 代替水源移送系), 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系) と兼用する。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本ホースは, 注水用ヘッドと各系統の接続口を接続するホースであり, 重大事故等対処設備として, 淡水又は海水を大容量送水ポンプ (タイプ I) により各系統の配管を介して発電用原子炉等へ送水するために設置する。</p>		
<p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は, 重大事故等時における大容量送水ポンプ (タイプ I) の使用圧力 1.2MPa を上回る 1.6MPa とする。</p>		
<p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等時における大容量送水ポンプ (タイプ I) の使用温度と同じ 50℃ とする。</p>		
<p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は, 圧力損失上許容できる外径, 可搬設備としての作業性及び取合う接続口の口径に合わせて 150A とする。</p>		
<p>4. 個数の設定根拠</p> <p>本ホースは, 重大事故等対処設備として, 注水用ヘッドから燃料プール注水接続口又は燃料プールのスプレイ接続口, 使用済燃料プール, クロスデバイザー管へ供給する場合に必要な 60 本 (1m : 2 本, 2m : 6 本, 5m : 12 本, 10m : 14 本, 20m : 26 本), 注水用ヘッドから原子炉・格納容器下部注水接続口へ供給する場合に必要な 32 本 (1m : 2 本, 2m : 2 本, 5m : 2 本, 10m : 4 本, 20m : 22 本), 注水用ヘッドから復水貯蔵タンク接続口へ供給する場合に必要な 11 本 (5m : 1 本, 10m : 1 本, 20m : 9 本), 注水用ヘッドから格納容器スプレイ接続口へ供給する場合に必要な 34 本 (1m : 2 本, 2m : 2 本, 5m : 6 本, 10m : 2 本, 20m : 22 本) の合計 137 本に, 本ホースは保守点検中にも使用可能であるため, 保守点検による待機除外時のバックアップ用は考慮せず, 故障時のバックアップ用として予備 5 本 (1 m : 1 本, 2 m : 1 本, 5 m : 1 本, 10 m : 1 本, 20 m : 1 本) を保管する。</p>		

VI-1-1-4-2-2-3 燃料プールのスプレイ系

目 次

- VI-1-1-4-2-2-3-1 燃料プールスプレイ系 主配管（スプレイヘッドを含む。）（常設）
- VI-1-1-4-2-2-3-2 燃料プールスプレイ系 主配管（スプレイヘッドを含む。）（可搬型）
- VI-1-1-4-2-2-3-3 可搬型ストレーナ

VI-1-1-4-2-2-3-1 設定根拠に関する説明書
(燃料プールスプレイ系 主配管(スプレイヘッドを含む。)(常設))

名 称	燃料プールスプレイ接続口(北), (東) ～ スプレイノズル	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	76.3, 114.3, 165.2

【設定根拠】

(概要)

本配管は、燃料プールスプレイ接続口(北), (東)からスプレイノズルを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ(タイプI)により、代替淡水源の水を使用済燃料プールへスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する本配管の使用圧力は、重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプI)の使用圧力が1.2MPaであることから、それを上回る1.37MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する本配管の使用温度は、重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプI)の使用温度が50℃であることから、それを上回る66℃とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、76.3mm, 114.3mm, 165.2mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
76.3	5.2	65	0.00341	42	3.4	
114.3	6.0	100	0.00822	126	4.3	
165.2	7.1	150	0.01791	126	2.0	

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-2-2-3-2 設定根拠に関する説明書
(燃料プールスプレイ系 主配管(スプレイヘッドを含む。)(可搬型))

名	称	スプレイ用ホース (65A : 1m)
最高使用圧力	MPa	1.6
最高使用温度	℃	50
外 径	—	65A
個 数	—	6(予備 1)
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本ホースは、重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ（タイプ I）から送水される淡水又は海水をスプレイノズルに送水するために設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 最高使用圧力の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用圧力 1.2MPa を上回る 1.6MPa とする。 2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用温度と同じ 50℃ とする。 3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合は、圧力損失上許容できる外径、可搬設備としての作業性及び取合うスプレイノズルの口径に合わせて 65A とする。 4. 個数の設定根拠 本ホースは、重大事故等対処設備として、クロスデバイザー管からスプレイノズルへ淡水又は海水を送水する場合に必要な 6 本に、本ホースは保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップ用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として予備 1 本を保管する。 		

名	称	スプレイノズル
最高使用圧力	MPa	1.6
最高使用温度	℃	50
外 径	—	65A
個 数	—	12(予備 1)
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ（タイプ I）から送水される淡水又は海水を使用済燃料プールに送水するために設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、噴霧量及び飛散性を考慮し 0.4MPa 以上に調整して使用することから、それを上回る 1.6MPa とする。 2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用温度と同じ 50℃とする。 3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失上許容できる外径、可搬設備としての作業性を考慮して 65A とする。 4. 個数の設定根拠 本配管は、重大事故等対処設備として、スプレイノズルから使用済燃料プールへ淡水又は海水を送水する場合に必要な 12 台に、本配管は保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップ用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として予備 1 台を保管する。 		

VI-1-1-4-2-2-3-3 設定根拠に関する説明書
(可搬型ストレナ)

名 称		可搬型ストレーナ	*
容 量	m ³ /h/個	126以上 88以上 (126)	
最高使用圧力	MPa	1.4	
最高使用温度	℃	50	
個 数	—	4 (予備 1)	

注記* : 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（燃料プールスプレイ系）として使用する可搬型ストレーナは、以下の機能を有する。

可搬型ストレーナは、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水を燃料プール冷却浄化系配管、可搬型ストレーナ等を経由してスプレイノズルから使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイすることにより、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できるよう、使用済燃料プール内に貯蔵している燃料体等からの崩壊熱による蒸散量を上回る量をスプレイできる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として使用する可搬型ストレーナは以下の機能を有する。

可搬型ストレーナは、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水を可搬型ストレーナ、残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内のドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

1. 容量の設定根拠

1.1 燃料プールスプレイ系として使用する場合の容量 126m³/h/個 以上

使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量が約 9.7m³/h であり、また、NE I 0 6 - 1 2 における使用済燃料プールへのスプレイ要求容量が 200gpm (約 45.4 m³/h) である。さらに、スプレイノズル 1 台当たりの必要流量が 42m³/h であり、スプレイノズル 3 台を使用して全ての使用済燃料プール内燃料体等に対してスプレイするため 126m³/h が必要であることから、126m³/h/個以上をスプレイ可能な設計とする。

1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として使用する場合の容量 88m³/h/個 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」及び「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている、原子炉格納容器内へのスプレイ流量として、88m³/h/個以上をスプレイ可能な設計とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

可搬型ストレーナを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプ I)の使用圧力 1.2MPa を上回る 1.4MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

可搬型ストレーナを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプ I)の使用温度と同じ 50℃ とする。

4. 個数の設定根拠

可搬型ストレーナは、重大事故等対処設備として淡水又は海水中に含まれる異物を除去するために必要な個数が 2 個であり、「2n+α」の対象施設となることから、4 個が必要個数となる。また、2 個以上同時に保守点検することのないよう運用することとした上で、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、1 個を確保する。

以上より、合計で 5 個確保する。

VI-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
(原子炉冷却系統施設)

目 次

- VI-1-1-4-3-1 原子炉冷却材再循環設備に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-3-2 原子炉冷却材の循環設備に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-3-3 残留熱除去設備に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-3-4 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-3-5 原子炉冷却材補給設備に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-3-6 原子炉補機冷却設備に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-3-7 原子炉冷却材浄化設備に係る設定根拠に関する説明書

VI-1-1-4-3-1 原子炉冷却材再循環設備に係る設定根拠に関する説明書

目 次

VI-1-1-4-3-1-1 原子炉再循環系

VI-1-1-4-3-1-1 原子炉再循環系

目 次

VI-1-1-4-3-1-1-1 原子炉再循環系 主配管

VI-1-1-4-3-1-1-1 設定根拠に関する説明書
(原子炉再循環系 主配管)

名 称		原子炉压力容器 ～ 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード吸込配管分岐点	*
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34	
最高使用温度	℃	302, 315	
外 径	mm	520.6, 530.6	

注記*：残留熱除去設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

本配管は、原子炉压力容器から残留熱除去系原子炉停止時冷却モード吸込配管分岐点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、再循環系ポンプにより炉内の冷却材を強制循環するために設置する。

重大事故等対処設備としては、原子炉停止時に炉水を残留熱除去系熱交換器により冷却するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量は設計基準対象施設として使用する場合は、設計基準となる原子炉再循環ポンプの容量以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、520.6 mm, 530.6 mm とする。

名 称		*
		残留熱除去系原子炉停止時冷却モード A 系注入配管合流点 ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	10.40
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	279.3, 416.0, 426.0, 520.6, 530.6
注記*：残留熱除去設備（残留熱除去系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 （概要） 本配管は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード A 系注入配管合流点から原子炉压力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設として、再循環系ポンプにより炉内の冷却材を強制循環するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉停止時に残留熱除去系熱交換器により冷却された炉水を原子炉压力容器へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉再循環ポンプの最高使用圧力と同じ 10.40 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力 10.34 MPa を上回る 10.40 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等対処設備として使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量は設計基準対象施設として使用する場合の外径設定の基となる原子炉再循環ポンプの容量以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、279.3 mm, 416.0 mm, 426.0 mm, 520.6 mm, 530.6 mm とする。</p>		

名 称		*
		残留熱除去系原子炉停止時冷却モード B 系注入配管合流点 ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	10.40
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	279.3, 416.0, 426.0, 520.6, 530.6
注記*：残留熱除去設備（残留熱除去系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード B 系注入配管合流点から原子炉压力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設として、再循環系ポンプにより炉内の冷却材を強制循環するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉停止時に残留熱除去系熱交換器により冷却された炉水を原子炉压力容器へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉再循環ポンプの最高使用圧力と同じ 10.40 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の最高使用圧力 10.34 MPa を上回る 10.40 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等対処設備として使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量は設計基準対象施設として使用する場合の外径設定の基となる原子炉再循環ポンプの容量以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、279.3 mm, 416.0 mm, 426.0 mm, 520.6 mm, 530.6 mm とする。</p>		

名 称		*
		残留熱除去系原子炉停止時冷却モード吸込配管分岐点 ~ E11-F014A, B
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	355.6, 457.2
注記*：残留熱除去設備（残留熱除去系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード吸込配管分岐点から E11-F014A, B を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉再循環ループより炉水を導き残留熱除去系熱交換器により冷却するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設定基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6 mm, 457.2 mm とする。</p>		

名 称		* E11-F020A ～ 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード A 系注入配管合流点
最高使用圧力	MPa	10.40
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	318.5

注記*：残留熱除去設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】

（概要）

本配管は、E11-F020A から残留熱除去系原子炉停止時冷却モード A 系注入配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器により冷却された炉水を原子炉再循環ループへ戻すために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用圧力と同じ 10.40 MPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の使用圧力と同じ 10.40 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の使用温度と同じ 315 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等対処設備として使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。

名 称		E11-F020B ～ 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード B 系注入配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	10.40	
最高使用温度	℃	302, 315	
外 径	mm	318.5	

注記*：残留熱除去設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

本配管は、E11-F020B から残留熱除去系原子炉停止時冷却モード B 系注入配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器により冷却された炉水を原子炉再循環ループへ戻すために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用圧力と同じ 10.40 MPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の使用圧力と同じ 10.40 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の使用温度と同じ 315 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等対処設備として使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。

VI-1-1-4-3-2 原子炉冷却材の循環設備に係る設定根拠に関する説明書

目 次

- VI-1-1-4-3-2-1 主蒸氣系
- VI-1-1-4-3-2-2 復水給水系

VI-1-1-4-3-2-1 主蒸気系

目 次

- VI-1-1-4-3-2-1-1 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- VI-1-1-4-3-2-1-2 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ
- VI-1-1-4-3-2-1-3 主蒸気系 安全弁及び逃がし弁
- VI-1-1-4-3-2-1-4 主蒸気系 主配管

VI-1-1-4-3-2-1-1 設定根拠に関する説明書
(主蒸気系 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ)

名	称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
容	量	L/個
		 (15)
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
個	数	—
		11

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準対象施設として主蒸気逃がし安全弁の駆動源である高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合でも、主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能としての開操作を行えるように設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）として使用する主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、以下の機能を有する。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。

系統構成は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの窒素をピストンに供給することにより主蒸気逃がし安全弁を開放し、原子炉圧力容器を減圧できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは断熱変化 ($PV^k = \text{一定}$) を仮定し、下記のようにアキュムレータ容量を決定する。

主蒸気逃がし安全弁全開時のアキュムレータ圧力がシリンダ圧力に対して臨界圧力以上となるようアキュムレータ容量を決定する。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの容量の設定には、原子炉格納容器圧力 13.7 kPa で 1 回動作可能な事を考慮する。

弁作動前のアキュムレータ容積 V_a を V_{a1} 、 V_{a2} とに分割して考える。 $(V_{a1}$ は弁作動後もアキュムレータに残る作動ガスの体積、 V_{a2} は弁作動後シリンダ側へ移る作動ガスの体積)

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能作動前のアキュムレータ圧力を P_{a0} 、作動後のアキュムレータ圧力を P_{a1} 、シリンダ内圧力を P_c (= 駆動シリンダ内必要最低圧力)、主蒸気逃がし安全弁全開時のシリンダ容量を V_c とすると各値に対して下記関係式が成り立つ。

$$\begin{aligned}
 V_a &= V_{a1} + V_{a2} \\
 P_{a0} \cdot V_{a1}^k &= P_{a1} \cdot V_a^k & \therefore V_{a1} &= (P_{a1}/P_{a0})^{1/k} \cdot V_a \\
 P_{a0} \cdot V_{a2}^k &= P_c \cdot V_c^k & \therefore V_{a2} &= (P_c/P_{a0})^{1/k} \cdot V_c
 \end{aligned}$$

上記の式を整理すると下記式となり、この式を用いて主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ容量を算出する。

$$V_a = (P_c / P_{a0})^{1/K} / \{1 - (P_{a1} / P_{a0})^{1/K}\} \cdot V_c$$

次に、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能は急速開要求をもつため、アキュムレータからシリンダへの作動ガスが臨界流で流れるように、作動後の圧力バランスとして次の式を考慮する。

$$P_{a1} = P_c / \boxed{\quad}$$

ここで、 $\boxed{\quad}$ は臨界圧力比 = $\{2 / (K + 1)\}^{K / (K - 1)}$

- V_a : アキュムレータ容量 (L/個)
- V_c : 主蒸気逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (L/個) = $\boxed{\quad}$
- K : 断熱指数 = $\boxed{\quad}$
- P_c : 主蒸気逃がし安全弁全開保持に必要なシリンダ内最低圧力 (MPa[abs]) = $\boxed{\quad}$
- P_{a0} : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs]) = $\boxed{\quad}$
- P_{a1} : 主蒸気逃がし安全弁全開時のアキュムレータ内圧力 (MPa[abs]) = $\boxed{\quad}$

上記から、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = \boxed{\quad}$$

上記から、設計基準対象施設として主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの容量は $\boxed{\quad}$ L/個を上回るものとし、 $\boxed{\quad}$ L/個以上とする。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 $\boxed{\quad}$ L/個以上とする。

公称値については、 $\boxed{\quad}$ 15 L/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力は、高圧窒素ガス供給系の運転圧力上限値 $\boxed{\quad}$ MPa にアキュムレータ内のガスの事故時の温度上昇による圧力増加に対する余裕をみて 1.77 MPa とする。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.77 MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 °C とする。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）で主蒸気逃がし安全弁の減圧機能使用時におけるドライウェル温度が最大となる事故シーケンスグループ等である高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱等において約 155 °C であることから、それを上回る 171 °C とする。

4. 個数の設定根拠

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準対象施設として高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合でも、主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能としての開操作を行うために必要な個数として11個設置する。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準対象施設として11個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-2-1-2 設定根拠に関する説明書
(主蒸気系 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ)

名	称	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ*	
容	量	L/個	<input type="text" value="200"/> (200)
最	高	使用	圧
力		MPa	1.77
最	高	使用	温
度		℃	171
個	数	—	6

注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準対象施設として主蒸気逃がし安全弁の駆動源である高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合でも、主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能としての開操作を行えるように設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）として使用する主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、以下の機能を有する。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。

系統構成は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの窒素をピストンに供給することにより主蒸気逃がし安全弁を開放し、原子炉圧力容器を減圧できる設計とする。

重大事故等時に計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）として使用する主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、以下の機能を有する。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための流路として設置する。

系統構成は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータを高圧窒素ポンベから窒素をピストンに供給する流路として使用することで主蒸気逃がし安全弁を開放し、原子炉圧力容器を減圧できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは断熱変化 ($PV^k = \text{一定}$) を仮定し、下記のようにアキュムレータ容量を決定する。

弁作動後のアキュムレータ圧力とシリンダ圧力はバランスが取れて等しいとする。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの容量の設定には、原子炉格納容器圧力 241 kPa で 回動作可能及び原子炉格納容器圧力が大気圧で 回動作可能な事を考慮する。

$$P_{a0} \cdot V_a^k = P_c \cdot (V_a + V_c)^k$$

上記の式から、必要アキュムレータ容量の算出式が求まる。

$$V_a = V_c / \{ (P_{a0} / P_c)^{1/(n \cdot K)} - 1 \}$$

V_a : アキュムレータ容量 (L/個)

原子炉格納容器圧力 241 kPa における主蒸気逃がし安全弁 回動作に関する各値は

V_c : 主蒸気逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (L/個) =

n : 主蒸気逃がし安全弁作動回数 =

K : 断熱指数 =

P_c : 主蒸気逃がし安全弁全開保持に必要なシリンダ内最低圧力 (MPa[abs]) =

P_{a0} : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs]) =

上記の式及び値により原子炉格納容器圧力 241 kPa で 回動作における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = 10.0 / \{ (1.231 / 1.017)^{1/1.4} - 1 \} = 68.42 \dots \approx 69 \text{ L/個}$$

原子炉格納容器圧力が大気圧における主蒸気逃がし安全弁 回動作に関する各値は

V_c : 主蒸気逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (L/個) =

n : 作動回数 =

K : 断熱指数 =

P_c : 主蒸気逃がし安全弁全開保持に必要なシリンダ内最低圧力 (MPa[abs]) =

P_{a0} : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs]) =

上記の式及び値により原子炉格納容器圧力が大気圧で 回動作における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$V_a =$

上記から、設計基準対象施設として主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの容量は L/個を上回るものとし、 L/個以上とする。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 L/個以上とする。

公称値については、 200 L/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力は、高圧窒素ガス供給系の運転圧力上限値 MPa にアキュムレータ内のガスの事故時の温度上昇による圧力増加に対する余裕をみて 1.77 MPa とする。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.77 MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 °C とする。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）で主蒸気逃がし安全弁の減圧機能使用時におけるドライウェル温度が最大となる事故シーケンスグループ等である高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱等において約 155 °Cであることから、それを上回る 171 °Cとする。

4. 個数の設定根拠

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準対象施設として高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合でも、主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能としての開操作を行うために必要な個数として6個設置する。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準対象施設として6個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-2-1-3 設定根拠に関する説明書
(主蒸気系 安全弁及び逃がし弁)

名 称		主蒸気逃がし安全弁 (B21-F001A* ¹ , B, C* ² , D, E* ¹ , F, G, H* ² , J* ¹ , K, L* ¹)	
吹 出 圧 力	逃がし弁機能		
	B21-F001D, K	MPa	7.37
	B21-F001B, F, G	MPa	7.44
	B21-F001C, H, J	MPa	7.51
	B21-F001A, E, L	MPa	7.58
	安全弁機能		
	B21-F001D, K	MPa	7.79
	B21-F001B, F, G	MPa	8.10
	B21-F001C, H, J	MPa	8.17
	B21-F001A, E, L	MPa	8.24
個 数	—	11 (6* ³)	
注記*1：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高压窒素ガス供給系，代替高压窒素ガス供給系）と兼用。 *2：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高压窒素ガス供給系）と兼用。 *3：11 個のうち自動減圧機能を有する弁の個数を示す。			
【設定根拠】 (概要) ・設計基準対象施設 主蒸気逃がし安全弁は，設計基準対象施設として運転時の異常な過渡変化時及び事故時において，逃がし弁機能および安全弁機能によって自動的に原子炉圧力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバの水面下にTークエンチャを介して放出し，原子炉圧力容器の過圧を防止する目的で設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）として使用する主蒸気逃がし安全弁は，以下の機能を有する。 主蒸気逃がし安全弁は，原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。 これらの系統構成は，原子炉水位を維持することができない場合に，原子炉格納容器内の主蒸気管に 11 個設置した主蒸気逃がし安全弁を開放し，原子炉圧力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバの水面下にTークエンチャを介して放出し原子炉圧力容器を減圧するとともに，残留熱除去系低压注水モード及び低压炉心スプレイ系による注水が可能な設計とする。 また，11 個の主蒸気逃がし安全弁のうち自動減圧機能を有する弁 6 個（B21-F001A, C, E, H, J, L）を設ける設計とする。			

1. 吹出圧力の設定根拠

1.1 逃がし弁機能

1.1.1 第1段吹出圧力 7.37 MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第1段吹出圧力は、原子炉圧力高スクラム発生前に主蒸気逃がし安全弁が開ることのないように、原子炉圧力高スクラム設定値（7.22 MPa）を上回る7.37 MPaとする。

逃がし弁機能を重大事故等時において使用する場合の第1段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.37 MPaとする。

1.1.2 第2段吹出圧力 7.44 MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第2段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で、第1段吹出圧力（7.37 MPa）を上回る7.44 MPaとする。

逃がし弁機能を重大事故等時において使用する場合の第2段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.44 MPaとする。

1.1.3 第3段吹出圧力 7.51 MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第3段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で、第2段吹出圧力（7.44 MPa）を上回る7.51 MPaとする。

逃がし弁機能を重大事故等時において使用する場合の第3段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.51 MPaとする。

1.1.4 第4段吹出圧力 7.58 MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第4段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で、第3段吹出圧力（7.51 MPa）を上回る7.58 MPaとする。

逃がし弁機能を重大事故等時において使用する場合の第4段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.58 MPaとする。

1.2 安全弁機能

1.2.1 第1段吹出圧力 7.79 MPa

設計基準対象施設として安全弁機能を使用する場合の第1段吹出圧力は、第4段の逃がし弁機能より先に安全弁機能を動作させない観点で、逃がし弁機能を使用する場合の第4段吹出圧力（7.58 MPa）を上回る7.79 MPaとする。

安全弁機能を重大事故等時において使用する場合の第1段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.79 MPaとする。

1.2.2 第2段吹出圧力 8.10 MPa

設計基準対象施設として安全弁機能を使用する場合の第2段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で、第1段吹出圧力（7.79 MPa）を上回る8.10 MPa

とする。

安全弁機能を重大事故等時において使用する場合の第 2 段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.10 MPa とする。

1.2.3 第 3 段吹出圧力 8.17 MPa

設計基準対象施設として安全弁機能を使用する場合の第 3 段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で、第 2 段吹出圧力 (8.10 MPa) を上回る 8.17 MPa とする。

安全弁機能を重大事故等時において使用する場合の第 3 段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.17 MPa とする。

1.2.4 第 4 段吹出圧力 8.24 MPa

設計基準対象施設として安全弁機能を使用する場合の第 4 段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で、第 3 段吹出圧力 (8.17 MPa) を上回る 8.24 MPa とする。

安全弁機能を重大事故等時において使用する場合の第 4 段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.24 MPa とする。

2. 個数の設定根拠

主蒸気逃がし安全弁は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器の過圧を防止するために必要な個数である、4 系統の主蒸気管のうち主蒸気系 A に 4 個 (うち 2 個は自動減圧機能を有する弁、1 個は代替高圧窒素ガス供給系接続機能を有する弁)、主蒸気系 B に 2 個 (うち 1 個は自動減圧機能を有する弁、1 個は代替高圧窒素ガス供給系接続機能を有する弁)、主蒸気系 C に 2 個 (うち 1 個は自動減圧機能を有する弁)、主蒸気系 D に 3 個 (うち 2 個は自動減圧機能を有する弁、2 個は代替高圧窒素ガス供給系接続機能を有する弁) とし、合計 11 個設置する。

主蒸気逃がし安全弁は、設計基準対象施設として 11 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-2-1-4 設定根拠に関する説明書
(主蒸気系 主配管)

名	称	原子炉压力容器 ～ B21-F001D 分岐点
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm 609.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器から B21-F001D 分岐点までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため及び原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器を減圧するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001A 分岐点 ～ B21-F001A
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm
		228.6

—

【設定根拠】

(概要)

本配管は、B21-F001A 分岐点から B21-F001A までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、228.6 mm とする。

名	称	B21-F001A ～ Tークエンチャ
最高使用圧力	MPa	3.80, 4.71
最高使用温度	℃	249, 262
外	径	mm 267.4, 323.9
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001A からTークエンチャまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 3.80 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 4.71 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 3.80 MPa における飽和温度 249 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時において使用する場合の圧力 4.71 MPa における飽和温度 262 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm, 323.9 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001B 分岐点 ～ B21-F001B
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm
		228.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要) 本配管は、B21-F001B 分岐点から B21-F001B までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、228.6 mm とする。</p>		

名 称	B21-F001B ～ Tークエンチャ	
最高使用圧力	MPa	4.71
最高使用温度	℃	262
外 径	mm	267.4, 323.9

【設定根拠】
(概要)

本配管は、B21-F001B からTークエンチャまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 4.71 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時において使用する場合の圧力 4.71 MPa における飽和温度 262 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、自由膨張蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4 mm, 323.9 mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	比容積	流速*	標準流速
A (mm)	B (mm)	(A)	C (m ²)	D (kg/s)	E (m ³ /kg)	F (m/s)	(m/s)
267.4	15.1	250	0.04419				
323.9	17.5	—	0.06555				

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$F = \frac{D \cdot E}{C}$$

名	称	B21-F001C 分岐点 ～ B21-F001C
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm
		228.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001C 分岐点から B21-F001C までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、228.6 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001C ～ Tークエンチャ
最高使用圧力	MPa	3.80, 4.71
最高使用温度	℃	249, 262
外	径	mm 267.4, 323.9

—

【設定根拠】

(概要)

本配管は、B21-F001C からTークエンチャまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 3.80 MPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 4.71 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 3.80 MPa における飽和温度 249 ℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時において使用する場合の圧力 4.71 MPa における飽和温度 262 ℃とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm, 323.9 mm とする。

名	称	B21-F001D 分岐点 ～ B21-F001D
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm 228.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001D 分岐点から B21-F001D までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、228.6 mm とする。</p>		

名 称	B21-F001D ～ Tークエンチャ	
最高使用圧力	MPa	4.71
最高使用温度	℃	262
外 径	mm	267.4, 323.9

【設定根拠】
(概要)

本配管は、B21-F001D からTークエンチャまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 4.71 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時において使用する場合の圧力 4.71 MPa における飽和温度 262 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、自由膨張蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4 mm, 323.9 mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	比容積	流速*	標準流速
A (mm)	B (mm)	(A)	C (m ²)	D (kg/s)	E (m ³ /kg)	F (m/s)	(m/s)
267.4	15.1	250	0.04419				
323.9	17.5	—	0.06555				

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)^2}{1000} \right\}$$

$$F = \frac{D \cdot E}{C}$$

名	称	原子炉压力容器 ～ B21-F001F 分岐点
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm 609.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器から B21-F001F 分岐点までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため及び原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器を減圧するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001E 分岐点 ～ B21-F001E
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm 228.6

—

【設定根拠】

(概要)

本配管は、B21-F001E 分岐点から B21-F001E までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、228.6 mm とする。

名	称	B21-F001E ～ Tークエンチャ
最高使用圧力	MPa	3.80, 4.71
最高使用温度	℃	249, 262
外	径	mm 267.4, 323.9
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001E からTークエンチャまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 3.80 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 4.71 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 3.80 MPa における飽和温度 249 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時において使用する場合の圧力 4.71 MPa における飽和温度 262 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm, 323.9 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001F 分岐点 ～ B21-F001F
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm
		228.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要) 本配管は、B21-F001F 分岐点から B21-F001F までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、228.6 mm とする。</p>		

名 称	B21-F001F ～ Tークエンチャ	
最高使用圧力	MPa	4.71
最高使用温度	℃	262
外 径	mm	267.4, 323.9

【設定根拠】
(概要)

本配管は、B21-F001F からTークエンチャまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 4.71 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時において使用する場合の圧力 4.71 MPa における飽和温度 262 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、自由膨張蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4 mm, 323.9 mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	比容積	流速*	標準流速
A	B		C	D	E	F	
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(kg/s)	(m ³ /kg)	(m/s)	(m/s)
267.4	15.1	250	0.04419				
323.9	17.5	—	0.06555				

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$F = \frac{D \cdot E}{C}$$

名	称	原子炉压力容器 ～ B21-F001H 分岐点
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm 609.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器から B21-F001H 分岐点までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため及び原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器を減圧するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001G 分岐点 ～ B21-F001G
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm
		228.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001G 分岐点から B21-F001G までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、228.6 mm とする。</p>		

名 称	B21-F001G ～ Tークエンチャ	
最高使用圧力	MPa	4.71
最高使用温度	℃	262
外 径	mm	267.4, 323.9

【設定根拠】
(概要)

本配管は、B21-F001G からTークエンチャまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 4.71 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時において使用する場合の圧力 4.71 MPa における飽和温度 262 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、自由膨張蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4 mm, 323.9 mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	比容積	流速*	標準流速
A (mm)	B (mm)	(A)	C (m ²)	D (kg/s)	E (m ³ /kg)	F (m/s)	(m/s)
267.4	15.1	250	0.04419				
323.9	17.5	—	0.06555				

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)^2}{1000} \right\}$$

$$F = \frac{D \cdot E}{C}$$

名	称	B21-F001H 分岐点 ～ B21-F001H
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm 228.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001H 分岐点から B21-F001H までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、228.6 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001H ～ Tークエンチャ
最高使用圧力	MPa	3.80, 4.71
最高使用温度	℃	249, 262
外	径	mm
		267.4, 323.9
—		
<p>【設定根拠】 (概要) 本配管は、B21-F001H からTークエンチャまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 3.80 MPa とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 4.71 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 3.80 MPa における飽和温度 249 ℃とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時において使用する場合の圧力 4.71 MPa における飽和温度 262 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm, 323.9 mm とする。</p>		

名 称		原子炉压力容器 ～ 原子炉隔離時冷却系蒸気配管分岐点	*
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34	
最高使用温度	℃	302, 315	
外 径	mm	114.3, 609.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高圧代替注水系）と兼用。			
【設定根拠】 （概要） 本配管は，原子炉压力容器から原子炉隔離時冷却系蒸気配管分岐点までを接続する配管であり，設計基準対象施設として，原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため，原子炉压力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービンに導くため及び原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し，原子炉压力容器を減圧するために設置する。 重大事故等対処設備としては，原子炉压力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービンに導くため及び原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し，原子炉压力容器を減圧するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，609.6 mm とする。 原子炉隔離時冷却系との取合部配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの蒸気使用量を基に設定しており，重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの蒸気使用量が設計基準対象施設として使用する場合の蒸気使用量と同等であるため，本配管の外径は，メーカー社内			

基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、
114.3 mm とする。

名 称		原子炉隔離時冷却系蒸気配管分岐点 ～ B21-F001L 分岐点
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	228.6, 609.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系蒸気配管分岐点から B21-F001L 分岐点までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉圧力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため及び原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、228.6 mm, 609.6 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001J 分岐点 ～ B21-F001J
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm 228.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001J 分岐点から B21-F001J までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、228.6 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001J ～ Tークエンチャ
最高使用圧力	MPa	3.80, 4.71
最高使用温度	℃	249, 262
外	径	mm 267.4, 323.9
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001J からTークエンチャまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 3.80 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 4.71 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 3.80 MPa における飽和温度 249 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時において使用する場合の圧力 4.71 MPa における飽和温度 262 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm, 323.9 mm とする。</p>		

名 称	B21-F001K 分岐点 ～ B21-F001K	
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	228.6

【設定根拠】

(概要)

本配管は、B21-F001K 分岐点から B21-F001K までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、228.6 mm とする。

名 称	B21-F001K ～ Tークエンチャ	
最高使用圧力	MPa	4.71
最高使用温度	℃	262
外 径	mm	267.4, 323.9

【設定根拠】
(概要)

本配管は、B21-F001K からTークエンチャまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 4.71 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時において使用する場合の圧力 4.71 MPa における飽和温度 262 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、自由膨張蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4 mm, 323.9 mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	比容積	流速*	標準流速
A (mm)	B (mm)	(A)	C (m ²)	D (kg/s)	E (m ³ /kg)	F (m/s)	(m/s)
267.4	15.1	250	0.04419				
323.9	17.5	—	0.06555				

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)^2}{1000} \right\}$$

$$F = \frac{D \cdot E}{C}$$

名	称	B21-F001L 分岐点 ～ B21-F001L
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm
		228.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001L 分岐点から B21-F001L までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、228.6 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001L ～ Tークエンチャ
最高使用圧力	MPa	3.80, 4.71
最高使用温度	℃	249, 262
外	径	mm 267.4, 323.9
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001L からTークエンチャまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 3.80 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 4.71 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 3.80 MPa における飽和温度 249 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時において使用する場合の圧力 4.71 MPa における飽和温度 262 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm, 323.9 mm とする。</p>		

名 称		*
		B21-F023A ～ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(A) 出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F023A から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(A) 出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm とする。</p>		

名 称		*
		B21-F023C ～ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(C) 出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F023C から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(C) 出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p style="padding-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p style="padding-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm とする。</p>		

名 称		*
		B21-F023E ～ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(E) 出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F023E から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(E) 出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p style="padding-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p style="padding-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm とする。</p>		

名 称		*
		B21-F023H ～ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(H) 出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F023H から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(H) 出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm とする。</p>		

名 称		*
		B21-F023J ～ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(J) 出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F023J から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(J) 出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p style="padding-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p style="padding-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm とする。</p>		

名 称		*
		B21-F023L ～ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(L) 出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F023L から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(L) 出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm とする。</p>		

名 称		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (A) ～ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (A) 出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (A) から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (A) 出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001A へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm とする。</p>		

名 称		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (C) ～ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (C) 出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (C) から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (C) 出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001C へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm とする。</p>		

名 称		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (E) ～ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (E) 出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (E) から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (E) 出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001E へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm とする。</p>		

名 称		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(H) ～ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(H) 出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	61.1
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(H)から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(H) 出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001H へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、61.1 mm とする。</p>		

名 称		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(J) ～ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(J) 出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(J)から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(J) 出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001J へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm とする。</p>		

名 称		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(L) ～ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(L) 出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(L)から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(L) 出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001L へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm とする。</p>		

名 称		*
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(A)出口配管 合流点 ～ B21-F001A
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1, 61.5
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(A)出口配管合流点から B21-F001A までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001A へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名 称		*
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(C)出口配管 合流点 ～ B21-F001C
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1, 61.5
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(C)出口配管合流点から B21-F001C までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001C へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名 称		*
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(E)出口配管 合流点 ～ B21-F001E
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1, 61.5
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(E)出口配管合流点から B21-F001E までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001E へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名 称		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(H) 出口配管合流点 ～ B21-F001H	*
最高使用圧力	MPa	1.77	
最高使用温度	℃	171	
外 径	mm	60.5, 61.1, 61.5	
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要) 本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(H) 出口配管合流点から B21-F001H までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001H へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>			

名 称		*
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(J)出口配管 合流点 ～ B21-F001J
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1, 77.0
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(J)出口配管合流点から B21-F001J までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001J へ供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 77.0 mm とする。		

名 称		*
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(L)出口配管 合流点 ～ B21-F001L
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1, 61.5
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(L)出口配管合流点から B21-F001L までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001L へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名	称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (A) ～ B21-F001A
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外	径	mm 60.5, 61.1, 77.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (A) から B21-F001A までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001A へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 77.0 mm とする。</p>		

名	称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (B) ～ B21-F001B
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外	径	mm 60.5, 61.1, 61.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (B) から B21-F001B までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001B へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名 称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (C) ～ B21-F001C	
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1, 61.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (C) から B21-F001C までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001C へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名 称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (D) ～ B21-F001D	
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1, 61.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (D) から B21-F001D までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001D へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名	称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (E) ～ B21-F001E
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外	径	mm 60.5, 61.1, 61.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (E) から B21-F001E までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001E へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名	称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (F) ～ B21-F001F
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外	径	mm 60.5, 61.1, 61.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (F) から B21-F001F までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001F へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名	称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (G) ～ B21-F001G
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外	径	mm 60.5, 61.1, 61.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (G) から B21-F001G までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001G へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名	称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (H) ～ B21-F001H
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外	径	mm 60.5, 61.1, 61.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (H) から B21-F001H までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001H へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名	称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (J) ～ B21-F001J
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外	径	mm 60.5, 61.1, 77.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (J) から B21-F001J までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001J へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 77.0 mm とする。</p>		

名 称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (K) ～ B21-F001K	
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1, 61.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (K) から B21-F001K までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001K へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名	称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(L) ～ B21-F001L
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外	径	mm 60.5, 61.1, 77.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(L)から B21-F001L までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001L へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 77.0 mm とする。</p>		

VI-1-1-4-3-2-2 復水給水系

目 次

VI-1-1-4-3-2-2-1 復水給水系 主配管

VI-1-1-4-3-2-2-1 設定根拠に関する説明書
(復水給水系 主配管)

名 称	原子炉冷却材浄化系 A 系注入配管合流点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-12A)		*
最高使用圧力	MPa	8.62	
最高使用温度	℃	302	
外 径	mm	165.2, 457.2	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高圧代替注水系）と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉冷却材浄化系 A 系注入配管合流点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-12A) を接続する配管であり、設計基準対象施設としては、原子炉給水ポンプで昇圧された給水を原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高圧代替注水ポンプにより冷却水を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「B21-F050A～原子炉冷却材浄化系 A 系注入配管合流点」の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「B21-F050A～原子炉冷却材浄化系 A 系注入配管合流点」の使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「B21-F050A～原子炉冷却材浄化系 A 系注入配管合流点」の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「B21-F050A～原子炉冷却材浄化系 A 系注入配管合流点」の使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の外径は、原子炉圧力容器への給水量を基に設定している。重大事故等時において使用する場合の本配管の外径は、重大事故等時の流速が設計基準対象施設としての標準流速を超えないため設計基準対象施設の外径と同仕様とし、165.2 mm, 457.2 mm とする。</p>			

名 称		原子炉格納容器配管貫通部(X-12A) ～ 原子炉压力容器	*
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34	
最高使用温度	℃	302, 315	
外 径	mm	318.5, 457.2	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高圧代替注水系）と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-12A) から原子炉压力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設としては、原子炉給水ポンプで昇圧された給水を原子炉压力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高圧代替注水ポンプにより冷却水を原子炉压力容器へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の外径は、原子炉压力容器への給水量を基に設定している。重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時の流速が設計基準対象施設としての標準流速を超えないため設計基準対象施設の外径と同仕様とし、318.5 mm, 457.2 mm とする。</p>			

名 称		原子炉冷却材浄化系 B 系注入配管合流点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-12B)	*
最高使用圧力	MPa	8.62	
最高使用温度	℃	302	
外 径	mm	165.2, 457.2	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉冷却材浄化系 B 系注入配管合流点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-12B) を接続する配管であり、設計基準対象施設としては、原子炉給水ポンプで昇圧された給水を原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉隔離時冷却系ポンプにより冷却水を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「B21-F050B～原子炉冷却材浄化系 B 系注入配管合流点」の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「B21-F050B～原子炉冷却材浄化系 B 系注入配管合流点」の使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「B21-F050B～原子炉冷却材浄化系 B 系注入配管合流点」の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「B21-F050B～原子炉冷却材浄化系 B 系注入配管合流点」の使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の外径は、原子炉圧力容器への給水量を基に設定している。重大事故等時において使用する場合の本配管の外径は、重大事故等時の流速が設計基準対象施設としての標準流速を超えないため設計基準対象施設の外径と同仕様とし、165.2 mm, 457.2 mm とする。</p>			

名 称		原子炉格納容器配管貫通部(X-12B) ～ 原子炉压力容器	*
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34	
最高使用温度	℃	302, 315	
外 径	mm	318.5, 457.2	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-12B) から原子炉压力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設としては、原子炉給水ポンプで昇圧された給水を原子炉压力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉隔離時冷却系ポンプにより冷却水を原子炉压力容器へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の外径は、原子炉压力容器への給水量を基に設定している。重大事故等時において使用する場合の本配管の外径は、重大事故等時の流速が設計基準対象施設としての標準流速を超えないため設計基準対象施設の外径と同仕様とし、318.5 mm, 457.2 mm とする。</p>			

VI-1-1-4-3-3 残留熱除去設備に係る設定根拠に関する説明書

目次

VI-1-1-4-3-3-1 残留熱除去系

VI-1-1-4-3-3-2 耐圧強化ベント系

VI-1-1-4-3-3-1 残留熱除去系

目 次

- VI-1-1-4-3-3-1-1 残留熱除去系熱交換器
- VI-1-1-4-3-3-1-2 残留熱除去系ポンプ
- VI-1-1-4-3-3-1-3 残留熱除去系ストレーナ
- VI-1-1-4-3-3-1-4 残留熱除去系 安全弁及び逃がし弁（常設）
- VI-1-1-4-3-3-1-5 残留熱除去系 主要弁（常設）
- VI-1-1-4-3-3-1-6 残留熱除去系 主配管（常設）

VI-1-1-4-3-3-1-1 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系 残留熱除去系熱交換器)

名 称		残留熱除去系熱交換器(A) *
容量 (設計熱交換量)	MW/個	<input type="text"/> 以上 (8.84)
最高使用圧力	MPa	管側 3.73/胴側 1.18
最高使用温度	℃	管側 186/胴側 70
伝 熱 面 積	m ² /個	<input type="text"/>
個 数	—	1
<p>注記* : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (代替循環冷却系, 残留熱除去系) 及び原子炉補機冷却設備 (原子炉補機代替冷却水系) 並びに原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (原子炉格納容器下部注水系, 代替循環冷却系, 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード), 残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード)) と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系熱交換器(A)は、通常の原子炉停止時及び復水器が使用できない時の炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし、下記のモード・機能の際に熱を除去するために設置する。 <ol style="list-style-type: none"> ① 原子炉停止時冷却モード ② 格納容器スプレイ冷却モード ③ サプレッションプール水冷却モード ④ 燃料プール冷却機能 ・重大事故等対処設備 <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。 <ol style="list-style-type: none"> (1) 原子炉停止時冷却モード <ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系熱交換器(A)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、原子炉冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系熱交換器(A)を経由して原子炉圧力容器に戻すことで、炉心を冷却できる設計とする。 (2) 格納容器スプレイ冷却モード <ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。 系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系熱交換器(A)を経由してドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることで、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。 		

(3) サプレッションプール水冷却モード

残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系熱交換器(A)を経由して冷却することで、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(代替循環冷却系)として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を代替循環冷却ポンプにより残留熱除去系熱交換器(A)、残留熱除去系配管等を経由して原子炉圧力容器に注水することで、原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(残留熱除去系)として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系熱交換器(A)、残留熱除去系配管を経由して原子炉圧力容器内に注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系)として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプI)により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器(A)で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系)として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を代替循環冷却ポンプにより、残留熱除去系熱交換器(A)、残留熱除去系配管等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下

するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備、並びに炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備及び熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための設備として設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を代替循環冷却ポンプにより残留熱除去系熱交換器(A)、残留熱除去系配管等を経由して原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系熱交換器(A)を経由してドライウェルスプレイ管及びサプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系熱交換器(A)を経由して冷却することで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(A)の容量は、残留熱除去系の各モード・機能における熱交換器の必要伝熱面積が最大となるモードの容量とする。

したがって、残留熱除去系熱交換器(A)を使用する原子炉停止時冷却モード、低圧注水モード、格納容器スプレイ冷却モード、サブプレッションプール水冷却モード及び燃料プール冷却機能において必要伝熱面積が最大となる格納容器スプレイ冷却モードの設計熱交換量である MW/個以上とする。

表 1-1 残留熱除去系熱交換器(A)に対する必要伝熱面積

運転モード	格納容器スプレイ冷却モード
熱交換器 1 個当たりの必要熱交換量 (MW/個)	<input type="text"/>
被冷却水流量 (kg/h)	1.145 × 10 ⁶
被冷却水温度 (°C)	<input type="text"/>
冷却水流量 (kg/h)	9.45 × 10 ⁵
冷却水温度 (°C)	<input type="text"/>
必要伝熱面積 (m ² /個)	<input type="text"/>

なお、格納容器スプレイ冷却モードを運転することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度以下にできることを安全評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)で確認している。

残留熱除去系熱交換器(A)を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において、全交流動力電源喪失や崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)として確認されている伝熱容量が約 MW/個及び雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)として確認されている伝熱容量が約 MW/個であり、それぞれの伝熱面積が m²/個及び m²/個であり、設計基準対象施設として使用する場合は設計確認値 m²/個に包絡されるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 MW/個以上とする。

公称値については、 8.84 MW/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 管側の最高使用圧力 3.73 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力は、主配管「残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)」の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。

残留熱除去系熱交換器(A)を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)」の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。

2.2 胴側の最高使用圧力 1.18 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(A)の胴側の最高使用圧力は、主配管「残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。

残留熱除去系熱交換器(A)を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 管側の最高使用温度 186 °C

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)」の最高使用温度と同じ186 °Cとする。

残留熱除去系熱交換器(A)を重大事故等時において使用する場合の管側の使用温度は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)」の使用温度と同じ186 °Cとする。

3.2 胴側の最高使用温度 70 °C

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(A)の胴側の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)」の最高使用温度と同じ70 °Cとする。

残留熱除去系熱交換器(A)を重大事故等時において使用する場合の胴側の使用温度は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)」の使用温度と同じ70 °Cとする。

4. 伝熱面積の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(A)の伝熱面積は、格納容器スプレイ冷却モードの設計熱交換量を満足するために必要な伝熱面積 m²/個を上回る m²/個以上とする。

残留熱除去系熱交換器(A)を重大事故等時において使用する場合の伝熱面積は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、全交流動力電源喪失や崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）として確認されている伝熱容量約 MW/個及び雰囲気気圧・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）として確認されている伝熱容量約 MW/個を満足するために必要な伝熱面積 m²/個及び m²/個を上回る m²/個以上とする。

公称値については、要求される伝熱面積である m²/個を上回る m²/個とする。

5. 個数の設定根拠

残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準対象施設として炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等をするために必要な個数として1個設置する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		残留熱除去系熱交換器(B)*
容量 (設計熱交換量)	MW/個	<input type="text"/> 以上 (8.84)
最高使用圧力	MPa	管側 3.73/胴側 1.18
最高使用温度	℃	管側 186/胴側 70
伝 熱 面 積	m ² /個	<input type="text"/>
個 数	—	1
注記* : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (残留熱除去系) 及び原子炉補機冷却設備 (原子炉補機代替冷却水系) 並びに原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード), 残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード)) と兼用。		
【設定根拠】 (概要) ・ 設計基準対象施設 残留熱除去系熱交換器(B)は、通常原子炉停止時及び復水器が使用できない時の炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし、下記のモード・機能の際に熱を除去するために設置する。 ① 原子炉停止時冷却モード ② 格納容器スプレイ冷却モード ③ サプレッションプール水冷却モード ④ 燃料プール冷却機能 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) として使用する残留熱除去系熱交換器(B)は以下の機能を有する。 (1) 原子炉停止時冷却モード 残留熱除去系熱交換器(B)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、原子炉冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(B)により残留熱除去系熱交換器(B)を経由して原子炉圧力容器に戻すことで、炉心を冷却できる設計とする。 (2) 格納容器スプレイ冷却モード 残留熱除去系熱交換器(B)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。 系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(B)により残留熱除去系熱交換器(B)を経由してドライウェルススプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることで、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。		

(3) サプレッションプール水冷却モード

残留熱除去系熱交換器(B)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(B)により残留熱除去系熱交換器(B)を経由して冷却することで、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(残留熱除去系)として使用する残留熱除去系熱交換器(B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(B)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(B)により残留熱除去系熱交換器(B)、残留熱除去系配管を経由して原子炉压力容器内に注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系)として使用する残留熱除去系熱交換器(B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(B)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプI)により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器(B)で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)として使用する残留熱除去系熱交換器(B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(B)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(B)により残留熱除去系熱交換器(B)を経由してドライウェルスプレイ管及びサプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード)として使用する残留熱除去系熱交換器(B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(B)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(B)により残留熱除去系熱交換器(B)を経由して冷却することで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(B)の容量は、残留熱除去系の各モード・機能における熱交換器の必要伝熱面積が最大となるモードの容量とする。

したがって、残留熱除去系熱交換器(B)を使用する原子炉停止時冷却モード、低圧注水モード、格納容器スプレイ冷却モード、サプレッションプール水冷却モード及び燃料プール冷却機能において必要伝熱面積が最大となる格納容器スプレイ冷却モードの設計熱交換量である MW/個以上とする。

表 1-2 残留熱除去系熱交換器(B)に対する必要伝熱面積

運転モード	格納容器スプレイ冷却モード
熱交換器 1 個当たりの必要熱交換量 (MW/個)	<input type="text"/>
被冷却水流量 (kg/h)	1.145 × 10 ⁶
被冷却水温度 (°C)	<input type="text"/>
冷却水流量 (kg/h)	9.45 × 10 ⁵
冷却水温度 (°C)	<input type="text"/>
必要伝熱面積 (m ² /個)	<input type="text"/>

なお、格納容器スプレイ冷却モードを運転することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度以下にできることを安全評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)で確認している。

残留熱除去系熱交換器(B)を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において、全交流動力電源喪失や崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)として確認されている伝熱容量が約 MW/個であり、この伝熱面積が m²/個であることから、設計基準対象施設として使用する場合は伝熱面積 m²を下回るため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 MW/個以上とする。

公称値については、 8.84 MW/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 管側の最高使用圧力 3.73 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(B)の管側の最高使用圧力は、主配管「残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(B)」の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。

残留熱除去系熱交換器(B)を重大事故等時において使用する場合は管側の使用圧力は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(B)」の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。

2.2 胴側の最高使用圧力 1.18 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(B)の胴側の最高使用圧力は、主配管「残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(B)」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。

残留熱除去系熱交換器(B)を重大事故等時において使用する場合の胴側の使用圧力は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(B)」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 管側の最高使用温度 186 °C

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(B)の管側の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(B)」の最高使用温度と同じ186 °Cとする。

残留熱除去系熱交換器(B)を重大事故等時において使用する場合の管側の使用温度は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(B)」の使用温度と同じ186 °Cとする。

3.2 胴側の最高使用温度 70 °C

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(B)の胴側の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(B)」の最高使用温度と同じ70 °Cとする。

残留熱除去系熱交換器(B)を重大事故等時において使用する場合の胴側の使用温度は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(B)」の使用温度と同じ70 °Cとする。

4. 伝熱面積の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(B)の伝熱面積は、格納容器スプレィ冷却モードの設計熱交換量を満足するために必要な伝熱面積 m²/個を上回る m²/個以上とする。

残留熱除去系熱交換器(B)を重大事故等時において使用する場合の伝熱面積は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、全交流動力電源喪失や崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）として確認されている伝熱容量約 MW/個を満足するために必要な伝熱面積 m²/個を上回る m²/個以上とする。

公称値については、要求される伝熱面積である m²/個を上回る m²/個とする。

5. 個数の設定根拠

残留熱除去系熱交換器(B)は、設計基準対象施設として炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等をするために必要な個数として1個設置する。

残留熱除去系熱交換器(B)は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-3-1-2 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ)

名	称	残留熱除去系ポンプ(A), (B) *
容	量	m ³ /h/個
揚	程	m
最高使用圧力	MPa	(吸込側) 1.37 / (吐出側) 3.73
最高使用温度	℃	186
原 動 機 出 力	kW/個	540
個 数	—	2
<p>注記* : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (残留熱除去系) 及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (残留熱除去系 (格納容器ス プレイ冷却モード), 残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード)) と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 <p>残留熱除去系ポンプ(A), (B)は、通常の原子炉停止時及び復水器が使用できない時の炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし、下記のモード・機能の際に冷却材を供給するために設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 原子炉停止時冷却モード ② 低圧注水モード ③ 格納容器スプレイ冷却モード ④ サプレッションプール水冷却モード ⑤ 燃料プール冷却機能 ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)は以下の機能を有する。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 原子炉停止時冷却モード <p>残留熱除去系ポンプ(A), (B)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(A), (B)により残留熱除去系熱交換器(A), (B)を経由して原子炉圧力容器に戻すことで、炉心を冷却できる設計とする。</p> (2) 格納容器スプレイ冷却モード <p>残留熱除去系ポンプ(A), (B)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A), (B)により残留熱除去系熱交換器(A), (B)を経由してドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることで、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。</p> 		

(3) サプレッションプール水冷却モード

残留熱除去系ポンプ(A), (B)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A), (B)により残留熱除去系熱交換器(A), (B)を経由して冷却することで、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(残留熱除去系)として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A), (B)により残留熱除去系配管を経由して原子炉圧力容器内に注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A), (B)により残留熱除去系熱交換器(A), (B)を経由してドライウェルスプレイ管及びサプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード))として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A), (B)により及び残留熱除去系熱交換器(A), (B)を経由して冷却することで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)の容量は, 安全評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において確認されている低圧注水系の容量である [] m³/h を上回る [] m³/h/個以上とする。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)を重大事故等時において使用する場合の容量は, 設計基準対象施設と同様の使用方法であるため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, [] m³/h/個以上とする。

公称値については, [] 1160 m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)の揚程は, 下記を考慮して決定する。

残留熱除去系の設備の機能のうち, 必要揚程が最も大きい残留熱除去系ポンプ(B)の低圧注水モードにおける下記①～③を考慮し設計する。

- ① 原子炉圧力容器とサプレッションチェンバ内圧の差: [] m
- ② 静水頭(低圧注水ノズルとサプレッションチェンバ水位低の標高差): [] m
- ③ 配管・機器圧力損失: [] m

上記より, 残留熱除去系ポンプ(A), (B)の揚程は, ①～③の合計 [] m 以上とする。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)を重大事故等時において使用する場合の揚程は, 設計基準対象施設と同様の使用方法であるため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, [] m 以上とする。

公称値については, 要求される揚程を上回る 105 m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 吸込側の最高使用圧力 1.37 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)の吸込側の最高使用圧力は, 主配管「代替循環冷却系吸込配管分岐点～残留熱除去系ポンプ(A)」及び「サプレッションチェンバ出口配管B系合流点～残留熱除去系ポンプ(B)」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)を重大事故等時において使用する場合の圧力は, 重大事故等時における主配管「代替循環冷却系吸込配管分岐点～残留熱除去系ポンプ(A)」及び「サプレッションチェンバ出口配管B系合流点～残留熱除去系ポンプ(B)」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

3.2 吐出側の最高使用圧力 3.73 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)の吐出側の最高使用圧力は, 残留熱除去系における, 下記①～③を考慮して決定する。

- ① 残留熱除去系使用時の原子炉圧力: [] MPa
- ② 静水頭(原子炉圧力容器上端とポンプ吸込との標高差): [] m (≒ [] MPa)
- ③ 締切揚程: [] m (≒ [] MPa)

上記より, 残留熱除去系ポンプ(A), (B)の吐出側の最高使用圧力は, ①～③の合計 [] MPa を上回る圧力とし, 3.73 MPa とする。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)を重大事故等時において使用する場合の圧力は, 設計基準対

象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.73 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)の最高使用温度は、原子炉停止時冷却モード運転時の原子炉冷却材の最高温度として186℃とする。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、186℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)の原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献：J I S B 0 1 3 1-2002 ターボポンプ用語)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで、

P : 軸動力 (kW/個)

P_w : 水動力 (kW/個)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s/個) = 1160/3600

H : 揚程 (m) = 105

η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1160}{3600}\right) \times 105}{\text{} / 100}$$

$$\Rightarrow \text{ kW/個}$$

上記から、残留熱除去系ポンプ(A), (B)の原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として540 kW/個とする。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、540 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

残留熱除去系ポンプ(A), (B) (原動機含む) は、設計基準対象施設として炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等するために必要な個数としてA系, B系独立した2系列に各1個, 合計2個設置する。

残留熱除去系ポンプ(A), (B) (原動機含む) は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		残留熱除去系ポンプ(C)*
容 量	m ³ /h/個	□以上 (1160)
揚 程	m	□以上 (105)
最高使用圧力	MPa	(吸込側) 1.37 / (吐出側) 3.73
最高使用温度	℃	100
原 動 機 出 力	kW/個	540
個 数	—	1

注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

残留熱除去系ポンプ(C)は、原子炉冷却材喪失時の炉心冷却を目的とし、非常用炉心冷却系機能の低圧注水モードの際に原子炉圧力容器内に冷却材を供給するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系ポンプ(C)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプ(C)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(C)により残留熱除去系配管を經由して原子炉圧力容器内に注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(C)の容量は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている低圧注水系の容量である□ m³/hを上回る□ m³/h/個以上とする。

残留熱除去系ポンプ(C)を重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□ m³/h/個以上とする。

公称値については、□ 1160 m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(C)の揚程は、下記を考慮して決定する。

残留熱除去系の設備の機能のうち、必要揚程が最も大きい低圧注水モードにおける下記①～③を考慮し設計する。

① 原子炉圧力容器とサブプレッションチェンバ内圧の差：□ m

② 静水頭（低圧注水ノズルとサブプレッションチェンバ水位低の標高差）：□ m

③ 配管・機器圧力損失：□ m

上記より、残留熱除去系ポンプ(C)の揚程は、①～③の合計 m 以上とする。

残留熱除去系ポンプ(C)を重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m 以上とする。

公称値については、要求される揚程を上回る 105 m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 吸込側の最高使用圧力 1.37 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(C)の吸込側の最高使用圧力は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-214C)～残留熱除去系ポンプ(C)」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

残留熱除去系ポンプ(C)を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-214C)～残留熱除去系ポンプ(C)」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

3.2 吐出側の最高使用圧力 3.73 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(C)の吐出側の最高使用圧力は、残留熱除去系における、下記①～③を考慮して決定する。

- ① 水源圧力（設計基準事故時のサブプレッションチェンバ圧力）： MPa
- ② 静水頭（サブプレッションチェンバ水位高とポンプ吸込ノズルの標高差）： m（≒ MPa）
- ③ 締切揚程： m（≒ MPa）

上記より、残留熱除去系ポンプ(C)の吐出側の最高使用圧力は、①～③の合計 MPa を上回る圧力とし、3.73 MPa とする。

残留熱除去系ポンプ(C)を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.73 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(C)の最高使用温度は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-214C)～残留熱除去系ポンプ(C)」の最高使用温度と同じ 100 °C する。

残留熱除去系ポンプ(C)を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-214C)～残留熱除去系ポンプ(C)」の使用温度と同じ 100 °C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(C)の原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

（引用文献：J I S B 0 1 3 1-2002 ターボポンプ用語）

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで、

- P : 軸動力 (kW/個)
- P_w : 水動力 (kW/個)
- ρ : 密度 (kg/m³) = 1000
- g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
- Q : 容量 (m³/s/個) = 1160/3600
- H : 揚程 (m) = 105
- η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1160}{3600}\right) \times 105}{\frac{\text{}}{100}}$$

= kW/個

上記から、残留熱除去系ポンプ(C)の原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として 540 kW/個とする。

残留熱除去系ポンプ(C)を重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、540 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

残留熱除去系ポンプ(C) (原動機含む) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時の炉心冷却するために必要な個数である 1 個を設置する。

残留熱除去系ポンプ(C) (原動機含む) は、設計基準対象施設として 1 個設置したものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-3-1-3 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系 残留熱除去系ストレーナ)

名	称	残留熱除去系ストレーナ(A)*
容	量	m ³ /h/組
		□以上 (1160)
最高使用圧力	kPa	— [427, 854]
最高使用温度	℃	104, 200
個	数	—
		2
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 残留熱除去系ストレーナ(A)は，設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバ内の異物による残留熱除去系ポンプ(A)，残留熱除去系熱交換器(A)，ドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管等下流の系統内機器の機能低下を防止することを目的に設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)は以下の機能を有する。 <p>残留熱除去系ストレーナ(A)は，設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため，最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は，サブプレッションチェンバを水源とし，残留熱除去系ストレーナ(A)で異物をろ過し，残留熱除去系ポンプ(A)及び残留熱除去系熱交換器(A)を介して冷却されたサブプレッションチェンバのプール水をドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることにより原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため，最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。</p> <p>系統構成は，サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ストレーナ(A)で異物をろ過し，残留熱除去系ポンプ(A)及び残留熱除去系熱交換器(A)を介してサブプレッションチェンバのプール水を冷却することにより，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため，最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)は以下の機能を有する。</p> <p>残留熱除去系ストレーナ(A)は，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として，炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は，サブプレッションチェンバを水源とし，残留熱除去系ストレーナ(A)で異物をろ過し，代替循環冷却ポンプにより残留熱除去系熱交換器(A)，残留熱除去系配管等を介してサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器に注水することで，原子炉格納容器の破損を防</p>		

止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(A)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(A)で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系配管を介してサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器内に注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(A)は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(A)で異物をろ過し、代替循環冷却ポンプにより、残留熱除去系配管等を介して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(A)は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備、並びに炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための設備として設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(A)で異物をろ過し、代替循環冷却ポンプにより残留熱除去系熱交換器(A)、残留熱除去系配管等を介してサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(A)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(A)で異物をろ過

し、残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系熱交換器(A)を介してサブプレッションチェンバのプール水をドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード))として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(A)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ストレーナ(A)で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(A)及び残留熱除去系熱交換器(A)を介して冷却することにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)の容量は、残留熱除去系ポンプ(A)の容量に合わせ、 m³/h/組以上とする。

残留熱除去系ストレーナ(A)を重大事故等時に使用する場合の容量は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(A)の容量 m³/h/個及び重大事故等時における代替循環冷却ポンプの容量 m³/h/個を考慮し、 m³/h/組以上とする。

公称値については 1160 m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

残留熱除去系ストレーナ(A)は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されないが、ここではサブプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。

残留熱除去系ストレーナ(A)を重大事故等時に使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)の最高使用温度は、サブプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 °C とする。

残留熱除去系ストレーナ(A)を重大事故等時に使用する場合の温度は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 °C とする。

4. 個数の設定根拠

残留熱除去系ストレーナ(A)は、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバ内の異物をろ過するために必要な個数である 2 個 1 組を設置する。

残留熱除去系ストレーナ(A)は、設計基準対象施設として 2 個 1 組設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		残留熱除去系ストレーナ (B) *
容 量	m ³ /h/組	□以上 (1160)
最高使用圧力	kPa	— [427, 854]
最高使用温度	℃	104, 200
個 数	—	2
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード），残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 （概要） ・設計基準対象施設 残留熱除去系ストレーナ(B)は、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバ内の異物 による残留熱除去系ポンプ(B)、残留熱除去系熱交換器(B)、ドライウェルスプレイ管及びサブ プレッションチェンバスプレイ管等下流の系統内機器の機能低下を防止することを目的に設置す る。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する 残留熱除去系ストレーナ(B)は以下の機能を有する。 残留熱除去系ストレーナ(B)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送 する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい 損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するた めに設置する。 系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(B)で異物をろ過 し、残留熱除去系ポンプ(B)及び残留熱除去系熱交換器(B)を介して冷却されたサブプレッション チェンバのプール水をドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管から原 子炉格納容器内へスプレイすることにより原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生す る前に生じるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。 系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ストレーナ(B)で異物をろ過 し、残留熱除去系ポンプ(B)及び残留熱除去系熱交換器(B)を介してサブプレッションチェンバの プール水を冷却することにより、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい 損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送でき る設計とする。 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留 熱除去系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(B)は以下の機能を有する。 残留熱除去系ストレーナ(B)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基 準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷 及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(B)で異物をろ過 し、残留熱除去系ポンプ(B)により残留熱除去系配管を介してサブプレッションチェンバのプール 水を原子炉圧力容器内に注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止 できる設計とする。		

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））として使用する残留熱除去系ストレーナ（B）は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ（B）は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ（B）で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ（B）により残留熱除去系熱交換器（B）を介してサプレッションチェンバのプール水をドライウェルスプレイ管及びサプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））として使用する残留熱除去系ストレーナ（B）は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ（B）は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ストレーナ（B）で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ（B）及び残留熱除去系熱交換器（B）を介して冷却することにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ストレーナ（B）の容量は、残留熱除去系ポンプ（B）の容量に合わせ、 m³/h/組以上とする。

残留熱除去系ストレーナ（B）を重大事故等時に使用する場合の容量は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ（B）の容量 m³/h/個に合わせ、 m³/h/組以上とする。

公称値については 1160 m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

残留熱除去系ストレーナ（B）は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されないが、ここではサプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。

残留熱除去系ストレーナ（B）を重大事故等時に使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ストレーナ（B）の最高使用温度は、サプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 °C とする。

残留熱除去系ストレーナ（B）を重大事故等時に使用する場合の温度は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 °C とする。

4. 個数の設定根拠

残留熱除去系ストレーナ(B)は、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバ内の異物をろ過するために必要な個数である2個1組を設置する。

残留熱除去系ストレーナ(B)は、設計基準対象施設として2個1組設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	残留熱除去系ストレーナ(C)*
容	量	m ³ /h/組
		□以上 (1160)
最高使用圧力	kPa	- [427, 854]
最高使用温度	°C	104, 200
個	数	—
		2

注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

残留熱除去系ストレーナ(C)は、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバ内の異物による残留熱除去系ポンプ(C)等下流の系統内機器の機能低下を防止することを目的に設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(C)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(C)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(C)で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(C)により残留熱除去系配管を介してサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器内に注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ストレーナ(C)の容量は、残留熱除去系ポンプ(C)の容量に合わせ、□m³/h/組以上とする。

残留熱除去系ストレーナ(C)を重大事故等時に使用する場合の容量は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(C)の容量□m³/h/個に合わせ、□m³/h/組以上とする。

公称値については□1160 m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

残留熱除去系ストレーナ(C)は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されないが、ここではサブプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。

残留熱除去系ストレーナ(C)を重大事故等時に使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ストレーナ(C)の最高使用温度は、サブプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 °Cとする。

残留熱除去系ストレーナ(C)を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 °Cとする。

4. 個数の設定根拠

残留熱除去系ストレーナ(C)は、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバ内の異物をろ過するために必要な個数である 2 個 1 組を設置する。

残留熱除去系ストレーナ(C)は、設計基準対象施設として 2 個 1 組設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-3-1-4 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系 安全弁及び逃がし弁(常設))

名	称	E11-F048A*
吹出圧力	MPa	3.73
個数	—	1
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 （概要）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 E11-F048A は，主配管「サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A)」に設置する逃がし弁である。 E11-F048A は，設計基準対象施設として主配管「サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A)」の圧力が，最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等対処設備としては，主配管「サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A)」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して使用圧力以下に維持するために設置する。 <p>1. 吹出圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する E11-F048A の吹出圧力は，当該逃がし弁が接続する主配管「サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A)」の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>E11-F048A を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は，重大事故等時における主配管「サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A)」の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠 E11-F048A は，設計基準対象施設として主配管「サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A)」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。</p> <p>重大事故等対処設備として使用する E11-F048A は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	E11-F048B*
吹 出 圧 力	MPa	3.73
個 数	—	1
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系，残留熱除 去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モー ド））と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 （概要）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 E11-F048B は，主配管「サブプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点～原子炉格 納容器配管貫通部(X-215B)」に設置する逃がし弁である。 E11-F048B は，設計基準対象施設として主配管「サブプレッションプール水冷却モード B 系戻 り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215B)」の圧力が，最高使用圧力になった場合に 開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等対処設備としては，主配管「サブプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分 岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215B)」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった 場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。 <p>1. 吹出圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する E11-F048B の吹出圧力は，当該逃がし弁が接続する主配管 「サブプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X- 215B)」の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>E11-F048B を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は，重大事故等時における主配 管「サブプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X- 215B)」の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠 E11-F048B は，設計基準対象施設として主配管「サブプレッションプール水冷却モード B 系戻 り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215B)」の圧力を最高使用圧力以下に維持するた めに必要な個数である 1 個を設置する。</p> <p>重大事故等対処設備として使用する E11-F048B は，設計基準対象施設と同様の使用方法であ るため，設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用す る。</p>		

名	称	E11-F048C*
吹出圧力	MPa	3.73
個数	—	1

注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

E11-F048C は、主配管「残留熱除去系ポンプ(C)～原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)」の過圧破損を防止するために設置する逃がし弁である。

E11-F048C は、設計基準対象施設として主配管「残留熱除去系ポンプ(C)～原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等対処設備としては、主配管「残留熱除去系ポンプ(C)～原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)」の重大事故時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。

1. 吹出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する E11-F048C の吹出圧力は、「残留熱除去系ポンプ(C)～原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)」の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。

E11-F048C を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系ポンプ(C)～原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)」の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。

2. 個数の設定根拠

E11-F048C は、設計基準対象施設として主配管「残留熱除去系ポンプ(C)～原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。

重大事故等対処設備として使用する E11-F048C は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	E11-F050A
吹出圧力	MPa	8.62
個数	—	1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

E11-F050A は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)」に設置する逃がし弁である。

E11-F050A は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等対処設備としては、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。

1. 吹出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する E11-F050A の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)」の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。

E11-F050A を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)」の使用圧力 10.34 MPa を下回る 8.62 MPa とする。

2. 個数の設定根拠

E11-F050A は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。

重大事故等対処設備として使用する E11-F050A は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	E11-F050B
吹出圧力	MPa	8.62
個数	—	1
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 E11-F050B は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)」に設置する逃がし弁である。 E11-F050B は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等対処設備としては、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。 <p>1. 吹出圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する E11-F050B の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)」の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>E11-F050B を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)」の使用圧力 10.34 MPa を下回る 8.62 MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠 E11-F050B は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。</p> <p>重大事故等対処設備として使用する E11-F050B は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	E11-F054A
吹 出 圧 力	MPa	1.37
個 数	—	1
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 E11-F054A は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」に設置する逃がし弁である。 E11-F054A は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等対処設備としては、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。 <p>1. 吹出圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する E11-F054A の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。 E11-F054A を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠 E11-F054A は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。 重大事故等対処設備として使用する E11-F054A は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	E11-F054B
吹 出 圧 力	MPa	1.37
個 数	—	1
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 <p>E11-F054B は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サブプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」に設置する逃がし弁である。</p> <p>E11-F054B は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サブプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の圧力が、最高使用圧力になった場合に作動して最高使用圧力以下に維持するために設置する。</p> ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等対処設備としては、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サブプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する E11-F054B の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サブプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p> <p>E11-F054B を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サブプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>E11-F054B は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サブプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。</p> <p>重大事故等対処設備として使用する E11-F054B は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

VI-1-1-4-3-3-1-5 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系 主要弁(常設))

名	称	E11-F008A, B
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
個	数	2
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>E11-F008A, B は、主配管「残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点」及び「残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点」に設置される通常開の弁であり、工学的安全施設起動（作動）信号により自動で全開する。</p> <p>設計基準対象施設としては、残留熱除去系熱交換器(A), (B)より原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ送水するための流路として設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 最高使用圧力の設定根拠 <p>設計基準対象施設として使用する E11-F008A, B の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器(A), (B)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> 2. 最高使用温度の設定根拠 <p>設計基準対象施設として使用する E11-F008A, B の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器(A), (B)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> 3. 個数の設定根拠 <p>設計基準対象施設として使用する E11-F008A, B は、工学的安全施設起動（作動）信号により自動で全開する弁として、残留熱除去系 A 系及び B 系にそれぞれ 1 個とし、合計 2 個設置する。</p> 		

名	称	E11-F018A, B
最高使用圧力	MPa	10.40
最高使用温度	℃	302
個	数	2
—		

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

E11-F018A, B は、主配管「サプレッションチェンバस्पレイ注入配管 A 系分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-32A)」及び「サプレッションチェンバस्पレイ注入配管 B 系分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-32B)」に設置される通常閉の弁である。

設計基準対象施設としては、残留熱除去系熱交換器(A), (B)より原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ送水するための流路として設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する E11-F018A, B の最高使用圧力は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-32A)～E11-F020A」及び「原子炉格納容器配管貫通部(X-32B)～E11-F020B」と同じ 10.40 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する E11-F018A, B の最高使用温度は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-32A)～E11-F020A」及び「原子炉格納容器配管貫通部(X-32B)～E11-F020B」と同じ 302 ℃ とする。

3. 個数の設定根拠

設計基準対象施設として使用する E11-F018A, B は、残留熱除去系 A 系及び B 系にそれぞれ 1 個とし、合計 2 個設置する。

VI-1-1-4-3-3-1-6 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系 主配管(常設))

名	称	E11-F014A ～ 原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	355.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、E11-F014A から原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプへ原子炉冷却材を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ8.62 MPaとする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ10.34 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ315℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6 mmとする。</p>		

名	称	原子炉格納容器配管貫通部(X-33A) ~ サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	216.3, 355.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)からサプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(A)へ原子炉冷却材を供給するため及び燃料プール冷却機能として残留熱除去系ポンプ(A)へ使用済燃料プール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(A)へ原子炉冷却材を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉停止時冷却モード使用開始時の原子炉圧力が 1.04 MPa 以下であるため、それを上回る 1.37 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉停止時冷却モード運転時の原子炉冷却材の最高温度として 186 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、186 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3 mm, 355.6 mm とする。</p>		

名	称	残留熱除去系ストレーナ(A) ~ 原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)	*
最高使用圧力	kPa	- [427, 854]	
最高使用温度	℃	104, 200	
外 径	mm	508.0	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 （概要） 本配管は，残留熱除去系ストレーナ(A)から原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)へサブプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)及び代替循環冷却ポンプへサブプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管は，その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されていないが，ここではサブプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力についても，設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが，ここでは重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，サブプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，508.0 mm とする。			

名 称		原子炉格納容器配管貫通部 (X-214A) ~ サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点	*
最高使用圧力	MPa	427 (kPa), 854 (kPa), 1.37	
最高使用温度	℃	104, 200, 186	
外 径	mm	508.0	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，原子炉格納容器配管貫通部 (X-214A) からサプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ (A) へサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ (A) 及び代替循環冷却ポンプへサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 1.1 最高使用圧力 427 kPa, 854 kPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，サプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。			
1.2 最高使用圧力 1.37 MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，主配管「原子炉格納容器配管貫通部 (X-33A) ~ サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部 (X-33A) ~ サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，サプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 ℃ とする。			

2.2 最高使用温度 186 °C

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の最高使用温度と同じ 186 °Cとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の使用温度と同じ 186 °Cとする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mm とする。

名 称	サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点 ～ 代替循環冷却系吸込配管分岐点	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	267.4, 355.6, 508.0
<p>注記*1：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード），残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点から代替循環冷却系吸込配管分岐点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)へサプレッションチェンバのプール水を供給するため，原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(A)へ原子炉冷却材を供給するため及び燃料プール冷却機能として残留熱除去系ポンプ(A)へ使用済燃料プール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)及び代替循環冷却ポンプへサプレッションチェンバのプール水を供給するため及び原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(A)へ原子炉冷却材を供給するために設置する。</p>		
<p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p>		
<p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p>		
<p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6 mm, 508.0 mm とする。</p>		

代替循環冷却系との取合部新設配管の外径は、水源から淡水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
267.4	9.3	250	0.04862	150	0.9	

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名	称	残留熱除去系ポンプ(A) ~ 代替循環冷却系注入配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード）、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、残留熱除去系ポンプ(A)から代替循環冷却系注入配管合流点を接続する配管であ り、設計基準対象施設として、残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材、サブプレッシ ョンチェンバのプール水又は使用済燃料プール水を残留熱除去系熱交換器(A)へ供給するた めに設置する。 重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材又はサブプレ ョンチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(A)へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ(A)の吐 出側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系 ポンプ(A)の吐出側の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系ポンプ(A)の最 高使用温度と同じ186℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系 ポンプ(A)の使用温度と同じ186℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去 系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設 計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内 基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、 355.6 mmとする。			

名 称		*1 代替循環冷却系注入配管合流点 ～ 残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	165.2, 355.6
<p>注記*1：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，代替循環冷却系注入配管合流点から残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材，サプレッションチェンバのプール水又は使用済燃料プール水を残留熱除去系熱交換器(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)による原子炉冷却材又はサプレッションチェンバのプール水及び代替循環冷却ポンプによるサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(A)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系ポンプ(A)の吐出側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(A)の吐出側の使用圧力及び代替循環冷却ポンプの吐出側の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系ポンプ(A)の最高使用温度と同じ186℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(A)の使用温度と同じ186℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6 mmとする。</p> <p>代替循環冷却系との取合部新設配管の外径は，水源から淡水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，165.2 mmとする。</p>		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	150	2.3	

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		* 残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点 ~ 残留熱除去系熱交換器(A)
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	355.6
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は，残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点から残留熱除去系熱交換器(A)を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材，サブプレッションチェンバのプール水又は使用済燃料プール水を残留熱除去系熱交換器(A)へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材又はサブプレッションチェンバのプール水を，代替循環冷却ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(A)へ供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系ポンプ(A)の吐出側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(A)の吐出側の使用圧力及び代替循環冷却ポンプの吐出側の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は残留熱除去系ポンプ(A)の最高使用温度と同じ186℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(A)の使用温度と同じ186℃とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6 mmとする。		

名 称		*1
		残留熱除去系熱交換器(A) ~ 残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	165.2, 355.6
注記*1：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード），残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 （概要） 本配管は，残留熱除去系熱交換器(A)から残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すため，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するため及び使用済燃料プール水を使用済燃料プールに戻すために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すため及び残留熱除去系ポンプ(A)又は代替循環冷却ポンプにより，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度と同じ186℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ186℃とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6 mmとする。 代替循環冷却系との取合部配管の外径は，水源から淡水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，165.2 mmとする。		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	150	2.3	

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 （概要） 本配管は，残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点から残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すため，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するため及び使用済燃料プール水を使用済燃料プールに戻すために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すため及び残留熱除去系ポンプ(A)又は代替循環冷却ポンプにより，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度と同じ186℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ186℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6 mmとする。			

名	称	* 残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点 ~ 残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	355.6
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系） と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、残留熱除去系熱交換器(A)バイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、残留熱除去系ポンプ(A)によりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(A)をバイパスして原子炉圧力容器へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ(A)又は代替循環冷却ポンプにより、サプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ(A)の吐出側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「代替循環冷却系注入配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点」の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系ポンプ(A)の最高使用温度と同じ186℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「代替循環冷却系注入配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点」の使用温度と同じ186℃とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6 mmとする。		

名 称		残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点 ~ 原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	216.3, 318.5, 355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点から原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すため，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するため及び使用済燃料プール水を使用済燃料プールに戻すために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すため及び残留熱除去系ポンプ(A)及び代替循環冷却ポンプにより，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，216.3 mm，318.5 mm，355.6 mm とする。			

名	称	* 原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点 ～ ドライウェルスプレイ注入配管 A 系分岐点
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外	径	mm 267.4, 355.6
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点からドライウェルスプレイ注入配管 A 系分岐点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)によりサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)及び代替循環冷却ポンプにより，サプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するために設置する。</p>		
<p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p>		
<p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p>		
<p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4 mm, 355.6 mm とする。</p>		

名	称	* ドライウェルスプレイ注入配管 A 系分岐点 ～ 低圧代替注水系 A 系注入配管合流点
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	267.4, 355.6
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，代替循環冷却系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，ドライウェルスプレイ注入配管 A 系分岐点から低圧代替注水系 A 系注入配管合流点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)によりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)及び代替循環冷却ポンプにより，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するため，復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水をドライウェルにスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4 mm, 355.6 mm とする。</p>		

名	称	*1 低压代替注水系 A 系注入配管合流点 ~ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-31A)
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	114.3, 267.4
注記*1：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低压代替注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器 安全設備（代替循環冷却系，低压代替注水系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は，低压代替注水系 A 系注入配管合流点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-31A) を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ (A) によりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ (A) 及び代替循環冷却ポンプにより，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するため，復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器へ供給するため及び大容量送水ポンプ（タイプ I）により淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) の水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4 mm とする。 低压代替注水系及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系との取合部配管の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，114.3 mm とする。		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822			

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*3：配管の標準流速を超えるが、流量 m³/h においても、本配管を經由して原子炉圧力容器へ淡水又は海水を供給可能であり圧力損失上問題ない。

名 称		原子炉格納容器配管貫通部(X-31A) ~ 原子炉圧力容器	*
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34	
最高使用温度	℃	302, 315	
外 径	mm	267.4	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系，低圧代替注水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，原子炉格納容器配管貫通部(X-31A)から原子炉圧力容器を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)によりサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)及び代替循環冷却ポンプにより，サプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するため，復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器へ供給するため及び大容量送水ポンプ（タイプI）により淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）の水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ8.62 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ10.34 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ315℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4 mmとする。			

名	称	* 原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点 ～ サブプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	318.5
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点からサブプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(A)によりサブプレッションチェンバのプール水を、サブプレッションチェンバへ供給するため及び原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。		

名 称		サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点 ～ サプレッションチェンバスプレイ注入配管 A 系分岐点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	318.5	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点からサプレッションチェンバスプレイ注入配管 A 系分岐点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(A)によりサプレッションチェンバのプール水をサプレッションチェンバへ供給するため及び原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>			

名	称	サプレッションチェンバースプレイ注入配管 A 系分岐点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部(X-32A)
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	318.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションチェンバースプレイ注入配管 A 系分岐点から原子炉格納容器配管貫通部(X-32A)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>		

名	称	原子炉格納容器配管貫通部(X-32A) ～ E11-F020A
最高使用圧力	MPa	10.40
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	318.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-32A)から E11-F020A を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、接続する原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用圧力と同じ 10.40 MPa とする。</p> <p style="padding-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、接続する原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の重大事故等時における使用圧力と同じ 10.40 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、接続する原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p style="padding-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>		

名 称	ドライウェルスプレイ注入配管 A 系分岐点 ~ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入配管合流点	
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	114.3, 267.4
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は，ドライウェルスプレイ注入配管 A 系分岐点から原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入配管合流点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ (A) により，サプレッションチェンバのプール水をドライウェルにスプレイするために設置する。 重大事故等対処設備として，残留熱除去系ポンプ (A) 及び代替循環冷却ポンプによりサプレッションチェンバのプール水をドライウェルにスプレイするため，復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水をドライウェルにスプレイするために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，114.3 mm，267.4 mm とする。		

名 称		*1
		原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入配管合流点 ~ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-30A)
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	165.2, 267.4
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入配管合流点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-30A) を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ (A) により，サプレッションチェンバのプール水をドライウエルにスプレイするために設置する。 重大事故等対処設備として，残留熱除去系ポンプ (A) 及び代替循環冷却ポンプによりサプレッションチェンバのプール水をドライウエルにスプレイするため，復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水をドライウエルにスプレイするため，大容量送水ポンプ（タイプ I）により淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) の水をドライウエルにスプレイするために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4 mm とする。 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系との取合部新設配管の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，165.2 mm とする。		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A)	
最高使用圧力	MPa	3.73, 427 (kPa), 854 (kPa)
最高使用温度	℃	186, 104, 200
外 径	mm	318.5
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ (A) によりサプレッションチェンバのプール水を、サプレッションチェンバへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 3.73 MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 427 kPa, 854 kPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、サプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 186 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、サプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 ℃ とする。</p>		

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。

名 称	原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A) ～ サブプレッションプール水冷却配管 A 系開放端		*
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	104, 200	
外 径	mm	318.5	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A) からサブプレッションプール水冷却配管 A 系開放端を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ (A) によりサブプレッションチェンバのプール水を、サブプレッションチェンバへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、サブプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、サブプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>			

名	称	サプレッションチェンバスプレイ注入配管 A 系分岐点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-213A)	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186, 104, 200	
外 径	mm	114.3, 152.3	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションチェンバスプレイ注入配管 A 系分岐点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-213A) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ (A) によりサプレッションチェンバのプール水を、サプレッションチェンバにスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 186 ℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、サプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 ℃ とする。</p>			

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3 mm, 152.3 mm とする。

名	称	E11-F014B ～ 原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	355.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、E11-F014B から原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプへ原子炉冷却材を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ8.62 MPaとする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ10.34 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ315℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6 mmとする。</p>		

名	称	原子炉格納容器配管貫通部(X-33B) ~ サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	216.3, 355.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)からサプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(B)へ原子炉冷却材を供給するため及び燃料プール冷却機能として残留熱除去系ポンプ(B)へ使用済燃料プール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(B)へ原子炉冷却材を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉停止時冷却モード使用開始時の原子炉圧力が 1.04 MPa 以下であるため、それを上回る 1.37 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉停止時冷却モード運転時の原子炉冷却材の最高温度として 186 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、186 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3 mm, 355.6 mm とする。</p>		

名	称	* 残留熱除去系ストレーナ(B) ~ 原子炉格納容器配管貫通部(X-214B)
最高使用圧力	kPa	-[427, 854]
最高使用温度	℃	104, 200
外 径	mm	508.0
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード）、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、残留熱除去系ストレーナ(B)から原子炉格納容器配管貫通部(X-214B)を接続する 配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(B)へサ プレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されてい ないが、ここではサプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ427 kPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使 用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時におけるサプレッションチェンバ の使用圧力と同じ854 kPaとする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系ストレーナ(B)の 最高使用温度と同じ104℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系 ストレーナ(B)の使用温度と同じ200℃とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去 系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設 計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内 基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、 508.0 mmとする。		

名 称		原子炉格納容器配管貫通部 (X-214B) ~ サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点	*
最高使用圧力	MPa	427 (kPa), 854 (kPa), 1.37	
最高使用温度	℃	104, 200, 186	
外 径	mm	508.0	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード）、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、原子炉格納容器配管貫通部 (X-214B) からサプレッションチェンバ出口配管 B 系合 流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系 ポンプ (B) へサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 1.1 最高使用圧力 427 kPa, 854 kPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、サプレッションチェンバの最 高使用圧力と同じ 427 kPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時におけるサプレッシ ョンチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。			
1.2 最高使用圧力 1.37 MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「原子炉格納容器配管 貫通部 (X-33B) ~ サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「原 子炉格納容器配管貫通部 (X-33B) ~ サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の使用圧 力と同じ 1.37 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系ストレーナ (B) の最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去 系ストレーナ (B) の使用温度と同じ 200 ℃ とする。			
2.2 最高使用温度 186 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「原子炉格納容器配管 貫通部 (X-33B) ~ サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。			

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の使用温度と同じ 186 ℃とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mm とする。

名 称		サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点 ～ 残留熱除去系ポンプ(B)	*
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	355.6, 508.0	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス レイ冷却モード）、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点から残留熱除去系ポンプ(B)を接続する配管であり、設計基準対象施設として、残留熱除去系ポンプ(B)へサプレッションチェンバのプール水を供給するため、原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(B)へ原子炉冷却材を供給するため、燃料プール冷却機能として残留熱除去系ポンプ(B)へ使用済燃料プール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ(B)へサプレッションチェンバのプール水を供給するため、原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(B)へ原子炉冷却材を供給するために設置する。</p>			
<p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p>			
<p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p>			
<p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6 mm, 508.0 mm とする。</p>			

名	称	* 残留熱除去系ポンプ(B) ～ 残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	355.6
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス ブレイ冷却モード）、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、残留熱除去系ポンプ(B)から残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材、サブプレッションチェンバのプール水又は使用済燃料プール水を残留熱除去系熱交換器(B)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材又はサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(B)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ(B)の吐出側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(B)の吐出側の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系ポンプ(B)の最高使用温度と同じ186℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(B)の使用温度と同じ186℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6 mmとする。</p>		

名 称		残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点 ~ 残留熱除去系熱交換器(B)	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード）、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点から残留熱除去系熱交換器(B)を接 続する配管であり、設計基準対象施設として、残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材、 サプレッションチェンバのプール水又は使用済燃料プール水を残留熱除去系熱交換器(B)へ供 給するために設置する。 重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材又はサプレッシ ヨンチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(B)へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ(B)の吐出 側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系 ポンプ(B)の吐出側の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系ポンプ(B)の最高 使用温度と同じ186℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系 ポンプ(B)の使用温度と同じ186℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去 系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設 計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内 基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、 355.6 mmとする。			

名 称		残留熱除去系熱交換器(B) ~ 残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード）、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 （概要） 本配管は、残留熱除去系熱交換器(B)から残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点を接 続する配管であり、設計基準対象施設として、残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材を 原子炉圧力容器へ戻すため、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉 格納容器へ供給するため及び使用済燃料プール水を使用済燃料プールに戻すために設置する。 重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材を原子炉圧力容 器へ戻すため、残留熱除去系ポンプ(B)によりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧 力容器又は原子炉格納容器へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器(B)の管 側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系 熱交換器(B)の管側の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器(B)の管 側の最高使用温度と同じ186℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系 熱交換器(B)の管側の使用温度と同じ186℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去 系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設 計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内 基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、 355.6 mmとする。			

名	称	* 残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	355.6

注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(B)バイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉压力容器へサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(B)をバイパスして供給するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ(B)の吐出側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(B)の吐出側の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系ポンプ(B)の最高使用温度と同じ186℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(B)の使用温度と同じ186℃とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6 mmとする。

名 称		* 残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点 ~ 原子炉停止時冷却モードB系注入配管分岐点
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	216.3, 318.5, 355.6
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード）、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点から原子炉停止時冷却モードB系 注入配管分岐点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、残留熱除去系ポンプ(B)に より原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すため、サプレッションチェンバのプール水を原子炉 圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するため及び使用済燃料プール水を使用済燃料プールに 戻すために設置する。 重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材を原子炉圧力容 器へ戻すため、サプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供 給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器(B)の管 側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系 熱交換器(B)の管側の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器(B)の管 側の最高使用温度と同じ186℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系 熱交換器(B)の管側の使用温度と同じ186℃とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去 系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設 計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内 基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、 216.3 mm, 318.5 mm, 355.6 mmとする。		

名 称		原子炉停止時冷却モード B 系注入配管分岐点 ~ ドライウェルスプレイ注入配管 B 系分岐点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	267.4, 355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、原子炉停止時冷却モード B 系注入配管分岐点からドライウェルスプレイ注入配管 B 系分岐点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱 除去系ポンプ(B)によりサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納 容器へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器(B)の管 側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系 熱交換器(B)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器(B)の管 側の最高使用温度と同じ 186 ℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系 熱交換器(B)の管側の使用温度と同じ 186 ℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去 系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設 計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内 基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、 267.4 mm, 355.6 mm とする。			

名	称	* ドライウェルスプレイ注入配管 B 系分岐点 ～ 低圧代替注水系 B 系注入配管合流点
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	267.4, 355.6
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレ イ冷却系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、ドライウェルスプレイ注入配管 B 系分岐点から低圧代替注水系 B 系注入配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、残留熱除去系ポンプ(B)によりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ(B)により、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するため、復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水をドライウェルにスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器(B)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(B)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器(B)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(B)の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm, 355.6 mm とする。</p>		

名 称		*1
		低压代替注水系 B 系注入配管合流点 ~ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-31B)
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	114.3, 267.4
注記*1：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低压代替注水系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系，低压代替注水系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は，低压代替注水系 B 系注入配管合流点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-31B) を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ (B) によりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ (B) 及び代替循環冷却ポンプにより，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するため，復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器へ供給するため及び大容量送水ポンプ（タイプ I）により淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) の水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4 mm とする。 低压代替注水系，代替循環冷却系及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系との取合部配管の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，114.3 mm とする。		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822			

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*3：配管の標準流速を超えるが、流量 m³/h においても、本配管を經由して原子炉圧力容器へ淡水又は海水を供給可能であり圧力損失上問題ない。

名 称		原子炉格納容器配管貫通部(X-31B) ~ 原子炉圧力容器	*
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34	
最高使用温度	℃	302, 315	
外 径	mm	267.4	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系，低圧代替注水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，原子炉格納容器配管貫通部(X-31B)から原子炉圧力容器を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(B)によりサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(B)及び代替循環冷却ポンプにより，サプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するため，復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器へ供給するため及び大容量送水ポンプ（タイプI）により淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）の水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ8.62 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ10.34 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ315℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4 mmとする。			

名 称		原子炉停止時冷却モード B 系注入配管分岐点 ~ サプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	318.5	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、原子炉停止時冷却モード B 系注入配管分岐点からサプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(B)によりサプレッションチェンバのプール水を、サプレッションチェンバへ供給するため及び原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器(B)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(B)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器(B)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(B)の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。			

名	称	サプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点 ～ サプレッションチェンバースプレイ注入配管 B 系分岐点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	318.5	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点からサプレッションチェンバースプレイ注入配管 B 系分岐点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(B)によりサプレッションチェンバのプール水をサプレッションチェンバへ供給するため及び原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器(B)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(B)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器(B)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(B)の管側の使用温度と同じ 186 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>			

名	称	サプレッションチェンバस्पレイ注入配管 B 系分岐点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-32B)
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	318.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションチェンバस्पレイ注入配管 B 系分岐点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-32B) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ (B) により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p style="padding-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p style="padding-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>		

名	称	原子炉格納容器配管貫通部(X-32B) ～ E11-F020B
最高使用圧力	MPa	10.40
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	318.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-32B)から E11-F020B を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、接続する原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用圧力と同じ 10.40 MPa とする。</p> <p style="padding-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、接続する原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の重大事故等時における使用圧力と同じ 10.40 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、接続する原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p style="padding-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>		

名 称	ドライウェルスプレイ注入配管 B 系分岐点 ~ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 B 系注入配管合流点	
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	267.4
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は，ドライウェルスプレイ注入配管 B 系分岐点から原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 B 系注入配管合流点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ (B) により，サブプレッションチェンバのプール水をドライウェルにスプレイするために設置する。 重大事故等対処設備として，残留熱除去系ポンプ (B) によりサブプレッションチェンバのプール水をドライウェルにスプレイするため，復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水をドライウェルにスプレイするために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4 mm とする。		

名 称		*1
		原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 B 系注入配管合流点 ~ 原子炉格納容器配管貫通部(X-30B)
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186, 171, 200
外 径	mm	165.2, 267.4
注記*1: 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード))と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 B 系注入配管合流点から原子炉格納容器配管貫通部(X-30B)を接続する配管であり、設計基準対象施設として、残留熱除去系ポンプ(B)により、サプレッションチェンバのプール水をドライウエルにスプレイするために設置する。 重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(B)によりサプレッションチェンバのプール水をドライウエルにスプレイするため、復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水をドライウエルにスプレイするため、大容量送水ポンプ(タイプ I)により淡水貯水槽(No. 1)及び淡水貯水槽(No. 2)の水をドライウエルにスプレイするために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器(B)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(B)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 186 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器(B)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(B)の管側の使用温度と同じ 186 ℃とする。		
2.2 最高使用温度 171 ℃, 200 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、ドライウエルの最高使用温度と同じ 171 ℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるドライウエルの使用温度と同じ 200 ℃とする。		

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系との取合部新設配管の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		サプレッションチェンバースプレイ注入配管 B 系分岐点 ~ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-213B)	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186, 104, 200	
外 径	mm	114.3, 152.3	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 （概要） 本配管は、サプレッションチェンバースプレイ注入配管 B 系分岐点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-213B) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ (B) によりサプレッションチェンバのプール水を、サプレッションチェンバにスプレイするために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 186 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。			
2.2 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、サプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 ℃ とする。			

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3 mm, 152.3 mm とする。

名 称		サプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-215B)	*
最高使用圧力	MPa	3.73, 427 (kPa), 854 (kPa)	
最高使用温度	℃	186, 104, 200	
外 径	mm	318.5	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 （概要） 本配管は、サプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-215B) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ (B) によりサプレッションチェンバのプール水を、サプレッションチェンバへ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 1.1 最高使用圧力 3.73 MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。			
1.2 最高使用圧力 427 kPa, 854 kPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、サプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 186 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。			
2.2 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、サプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 ℃ とする。			

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。

名 称	原子炉格納容器配管貫通部 (X-215B) ～ サブプレッションプール水冷却配管 B 系開放端		*
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	104, 200	
外 径	mm	318.5	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部 (X-215B) からサブプレッションプール水冷却配管 B 系開放端を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ (B) によりサブプレッションチェンバのプール水を、サブプレッションチェンバへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、サブプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、サブプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>			

名	称	* 残留熱除去系ストレーナ(C) ～ 原子炉格納容器配管貫通部(X-214C)
最高使用圧力	kPa	－[427, 854]
最高使用温度	℃	104, 200
外	径	mm 508.0

注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

本配管は、残留熱除去系ストレーナ(C)から原子炉格納容器配管貫通部(X-214C)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(C)へサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されていないが、ここではサプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系ストレーナ(C)の最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系ストレーナ(C)の使用温度と同じ 200 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mm とする。

名	称	原子炉格納容器配管貫通部(X-214C) ～ 残留熱除去系ポンプ(C)	*
最高使用圧力	MPa	427(kPa), 854(kPa), 1.37	
最高使用温度	℃	104, 200, 100	
外	径	mm	508.0

注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-214C)から残留熱除去系ポンプ(C)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(C)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 最高使用圧力 427 kPa, 854 kPa

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、サブプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ427 kPaとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用圧力と同じ854 kPaとする。

1.2 最高使用圧力 1.37 MPa

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、サブプレッションチェンバの最高使用圧力が427 kPaであるため、それを上回る1.37 MPaとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用圧力が854 kPaであるため、それを上回る1.37 MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系ストレーナ(C)の最高使用温度と同じ104 ℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系ストレーナ(C)の使用温度と同じ200 ℃とする。

2.2 最高使用温度 100 ℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、平成2年5月24日付け元資庁第14466号にて認可された工事計画の添付書類「IV-1-1-1 原子炉格納容器の設計条件に関する説明書」において原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器の応答解析でのサブプレッションチェンバの最高温度が97 ℃となることから、それを上回る100 ℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、100 ℃とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mm とする。

名	称	残留熱除去系ポンプ(C) ~ 原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	100	
外	径	267.4, 318.5, 355.6	

注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

本配管は、残留熱除去系ポンプ(C)から原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(C)によりサブレーションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ(C)の吐出側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(C)の吐出側の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系ポンプ(C)の最高使用温度と同じ100℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(C)の使用温度と同じ100℃とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm, 318.5 mm, 355.6 mmとする。

名	称	原子炉格納容器配管貫通部(X-31C) ～ 原子炉圧力容器	*
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34	
最高使用温度	℃	302, 315	
外	径	mm	267.4

注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)から原子炉圧力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(C)により、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ8.62 MPaとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ10.34 MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ315℃とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mmとする。

VI-1-1-4-3-3-2 耐圧強化ベント系

目 次

VI-1-1-4-3-3-2-1 耐圧強化ベント系 主配管（常設）

VI-1-1-4-3-3-2-1 設定根拠に関する説明書
(耐圧強化ベント系 主配管(常設))

名 称	サプレッションチェンバ出口配管分岐点 2 ～ T48-F044	
最高使用圧力	kPa	854
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	318.5, 457.2, 609.6

【設定根拠】

(概要)

本配管は、サプレッションチェンバ出口配管分岐点 2 から T48-F044 を接続する配管であり、重大事故等対処設備として設計基準対象施設が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854 kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ 200 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、サプレッションチェンバ出口配管分岐点 2 から T48-F044 までは低圧蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、318.5 mm, 457.2 mm, 609.6 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (kg/s)	比容積 E (m ³ /kg)	流速* F (m/s)	標準流速 (m/s)
318.5	10.3	300	0.06970	10	0.35595	51.1	
457.2	9.5	450	0.15081	10	0.35595	23.6	
457.2	14.3	450	0.14428	10	0.35595	24.7	
609.6	9.5	600	0.27395	10	0.35595	13.0	

注記* : ベント開始圧力 (427 kPa) 時の飽和蒸気条件における流速を示す。

流速及びその他のパラメータの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$F = \frac{D \cdot E}{C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称	T48-F044 ～ 非常用ガス処理系フィルタ装置出口配管合流点	
最高使用圧力	kPa	854
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	318.5

【設定根拠】

(概要)

本配管は、T48-F044 から非常用ガス処理系フィルタ装置出口配管合流点を接続する配管であり、重大事故等対処設備として設計基準対象施設が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854 kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）で炉心損傷前の原子炉格納容器ベント実施時における原子炉格納容器温度が最大となる LOCA 時注水機能喪失において約 155 ℃であることから、それを上回る 171 ℃とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、T48-F044 から非常用ガス処理系フィルタ装置出口配管合流点までは低圧蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、318.5 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (kg/s)	比容積 E (m ³ /kg)	流速* F (m/s)	標準流速 (m/s)
318.5	10.3	300	0.06970	10	0.35595	51.1	

注記*：ベント開始圧力（427 kPa）時の飽和蒸気条件における流速を示す。

流速及びその他のパラメータの関係は以下の通りとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$F = \frac{D \cdot E}{C}$$

VI-1-1-4-3-4 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る設定根拠
に関する説明書

目 次

- VI-1-1-4-3-4-1 高圧炉心スプレイ系
- VI-1-1-4-3-4-2 低圧炉心スプレイ系
- VI-1-1-4-3-4-3 高圧代替注水系
- VI-1-1-4-3-4-4 原子炉隔離時冷却系
- VI-1-1-4-3-4-5 低圧代替注水系
- VI-1-1-4-3-4-6 代替水源移送系

VI-1-1-4-3-4-1 高圧炉心スプレイ系

目 次

- VI-1-1-4-3-4-1-1 高圧炉心スプレイ系ポンプ
- VI-1-1-4-3-4-1-2 高圧炉心スプレイ系ストレーナ
- VI-1-1-4-3-4-1-3 高圧炉心スプレイ系 安全弁及び逃がし弁（常設）
- VI-1-1-4-3-4-1-4 高圧炉心スプレイ系 主配管（常設）

VI-1-1-4-3-4-1-1 設定根拠に関する説明書
(高圧炉心スプレイ系 高圧炉心スプレイ系ポンプ)

名 称	高圧炉心スプレイ系ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	<input type="text"/> (325) / (1074)
揚 程	m	<input type="text"/> (863) / (274)
最高使用圧力	MPa	(吸込側) 1.37 / (吐出側) 10.79
最高使用温度	℃	100
原 動 機 出 力	kW/個	1900
個 数	—	1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

高圧炉心スプレイ系ポンプは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉圧力容器内をスプレイ冷却するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系）として使用する高圧炉心スプレイ系ポンプは、以下の機能を有する。

高圧炉心スプレイ系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンク又はサプレッションチェンバを水源とする高圧炉心スプレイ系ポンプにより、高圧炉心スプレイ系配管を介して原子炉圧力容器へ注水することにより、原子炉圧力容器を冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

1.1 容量 325 m³/h/個

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている容量である m³/h を上回る m³/h/個以上とする。

高圧炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m³/h/個以上とする。

公称値については 325 m³/h/個とする。

1.2 容量 1074 m³/h/個

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている容量である m³/h を上回る m³/h/個以上とする。

高圧炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m³/h/個以上とする。

公称値については1074 m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

2.1 揚程 m 以上

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの揚程は、下記を考慮する。

- ① 原子炉圧力容器とサプレッションチェンバ内圧の差： MPa (≒ m)
- ② 静水頭（スプレイヘッダとサプレッションチェンバ最低水位の標高差）： m
- ③ 配管・機器圧力損失： m

高圧炉心スプレイ系ポンプの揚程は、①～③の合計 m 以上とする。

高圧炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m 以上とする。

公称値については要求される揚程を上回る 863 m とする。

2.2 揚程 m 以上

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの揚程は、下記を考慮する。

- ① 原子炉圧力容器とサプレッションチェンバ内圧の差： MPa (≒ m)
- ② 静水頭（スプレイヘッダとサプレッションチェンバ最低水位の標高差）： m
- ③ 配管・機器圧力損失： m

高圧炉心スプレイ系ポンプの揚程は、①～③の合計 m 以上とする。

高圧炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m 以上とする。

公称値については要求される揚程を上回る 274 m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 吸込側の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「E22-F001～高圧炉心スプレイ系ポンプ」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

高圧炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吸込側の圧力は、重大事故等時における主配管「E22-F001～高圧炉心スプレイ系ポンプ」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

3.2 吐出側の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力は、下記を考慮して決定する。

- ① 水源圧力（設計基準事故時のサプレッションチェンバ圧力）： MPa
- ② 静水頭（サプレッションチェンバ水位高とポンプ設置床の標高差）： m (≒ MPa)
- ③ 締切揚程： m (≒ MPa)

上記より、高圧炉心スプレイ系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、①～③の合計 MPa を上回る圧力とし、10.79 MPa とする。

高圧炉心スプレー系ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、10.79 MPaとする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレー系ポンプの最高使用温度は、主配管「E22-F001～高圧炉心スプレー系ポンプ」の最高使用温度と同じ100℃とする。

高圧炉心スプレー系ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「E22-F001～高圧炉心スプレー系ポンプ」の使用温度と同じ100℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレー系ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献：J I S B 0 1 3 1-2002 ターボポンプ用語)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで、

P : 軸動力 (kW/個)

P_w : 水動力 (kW/個)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s/個) = 1074/3600

H : 揚程 (m) = 274

η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1074}{3600}\right) \times 274}{\text{} / 100}$$

$$\Rightarrow \text{} \text{ kW/個}$$

上記から、高圧炉心スプレー系ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として1900 kW/個とする。

高圧炉心スプレー系ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1900 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレー系ポンプ（原動機含む）は、設計基準対象施設として原子炉压力容器へ注水するために必要な個数である1個を設置する。

高圧炉心スプレー系ポンプ（原動機含む）は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-4-1-2 設定根拠に関する説明書
(高圧炉心スプレイ系 高圧炉心スプレイ系ストレーナ)

名	称	高圧炉心スプレイ系ストレーナ
容	量	m ³ /h/組
		□以上 (1074)
最	高	使用
圧	力	kPa
		—[427, 854]
最	高	使用
温	度	℃
		104, 200
個	数	—
		2

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

高圧炉心スプレイ系ストレーナは、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバ内の異物による高圧炉心スプレイ系ポンプや高圧炉心スプレイスパージャ等下流の系統内機器の機能低下を防止する目的で設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系）に使用する高圧炉心スプレイ系ストレーナは、以下の機能を有する。

高圧炉心スプレイ系ストレーナは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源として高圧炉心スプレイ系ストレーナで異物をろ過し、高圧炉心スプレイ系ポンプにより原子炉圧力容器へ注水することにより、炉心の著しい損傷を防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ系ストレーナの容量は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている容量である□m³/hを上回る□m³/h/組以上とする。

高圧炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□m³/h/組以上とする。

公称値については□ 1074 m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

高圧炉心スプレイ系ストレーナは、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されないが、ここではサブプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。

高圧炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時ににおいて使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ系ストレーナの最高使用温度は、サブプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 °C とする。

高圧炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 °C とする。

4. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイ系ストレーナは、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバ内の異物をろ過するために必要な個数である 2 個 1 組を設置する。

高圧炉心スプレイ系ストレーナは、設計基準対象施設として 2 個 1 組設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-4-1-3 設定根拠に関する説明書
(高圧炉心スプレイ系 安全弁及び逃がし弁(常設))

名	称	E22-F023*
吹出圧力	MPa	1.37
個数	—	1
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低压代替注水系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 E22-F023 は、主配管「E22-F001～高压炉心スプレイ系ポンプ」に設置する逃がし弁である。 E22-F023 は、設計基準対象施設として主配管「E22-F001～高压炉心スプレイ系ポンプ」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等対処設備としては、主配管「E22-F001～高压炉心スプレイ系ポンプ」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。 <p>1. 吹出圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する E22-F023 の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「E22-F001～高压炉心スプレイ系ポンプ」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p> <p>E22-F023 を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における主配管「E22-F001～高压炉心スプレイ系ポンプ」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠 E22-F023 は、設計基準対象施設として主配管「E22-F001～高压炉心スプレイ系ポンプ」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。</p> <p>重大事故等対処設備として使用する E22-F023 は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

VI-1-1-4-3-4-1-4 設定根拠に関する説明書
(高圧炉心スプレイ系 主配管(常設))

名 称		E22-F014 ~ 補給水よりの第一アンカ	*
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	66	
外 径	mm	406.4	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高压代替注水系，原子炉隔離時冷却系，低压代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，高压代替注水系，低压代替注水系）と兼用。			
【設定根拠】 （概要） 本配管は，E22-F014 から補給水よりの第一アンカを接続する配管であり，設計基準対象施設としては，復水貯蔵タンクを水源とし，高压炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系ポンプに供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，復水貯蔵タンクを水源とし，高压炉心スプレイ系ポンプ，原子炉隔離時冷却系ポンプ，高压代替注水系タービンポンプ，直流駆動低压注水系ポンプ及び復水移送ポンプに供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，系統配管洗浄時に補給水系の圧力がかかることを考慮して，復水移送ポンプの吐出側の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し，1.37 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，復水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ 66 ℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ 66 ℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，容量が最大となる重大事故等時に使用する高压炉心スプレイ系ポンプの定格点Ⅱの流量と原子炉隔離時冷却系ポンプの定格流量との合計値を基に設定しており，重大事故等時に使用する高压炉心スプレイ系ポンプと原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，406.4 mm とする。			

名 称		補給水よりの第一アンカ ～ 復水貯蔵タンク出口配管分岐点	*
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	66	
外 径	mm	406.4	
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，高圧代替注水系，低圧代替注水系）と兼用。</p>			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，補給水よりの第一アンカから復水貯蔵タンク出口配管分岐点を接続する配管であり，設計基準対象施設としては，復水貯蔵タンクを水源とし，高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては，復水貯蔵タンクを水源とし，高圧炉心スプレイ系ポンプ，原子炉隔離時冷却系ポンプ，高圧代替注水系タービンポンプ，直流駆動低圧注水系ポンプ及び復水移送ポンプに供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，主配管「E22-F014～補給水よりの第一アンカ」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における主配管「E22-F014～補給水よりの第一アンカ」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，復水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ 66 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ 66 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，容量が最大となる重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの定格点Ⅱの流量と原子炉隔離時冷却系ポンプの定格流量との合計値を基に設定しており，重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプと原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，406.4 mm とする。</p>			

名 称		*1
		復水貯蔵タンク出口配管分岐点 ~ 直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	406.4, 165.2
注記*1：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、復水貯蔵タンク出口配管分岐点から直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点を接続する配管であり、設計基準対象施設としては、復水貯蔵タンクを水源とし、高圧炉心スプレィ系ポンプに供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては、復水貯蔵タンクを水源とし、直流駆動低圧注水系ポンプに供給するために設置する。 1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「補給水よりの第一アンカ～復水貯蔵タンク出口配管分岐点」の最高使用圧力と同じ1.37 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「補給水よりの第一アンカ～復水貯蔵タンク出口配管分岐点」の使用圧力と同じ1.37 MPaとする。 2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、復水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ66℃とする。 3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する高圧炉心スプレィ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレィ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4 mmとする。 低圧代替注水系との取合部新設配管の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントのポンプ吸込配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mmとする。		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	82	1.3	

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)^2}{1000} \right\}$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名	称	直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点 ～ E22-F001
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		406.4

【設定根拠】

(概要)

本配管は、直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点から E22-F001 を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としては、復水貯蔵タンクを水源とし、高圧炉心スプレイ系ポンプに供給するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「復水貯蔵タンク出口配管分岐点～直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「復水貯蔵タンク出口配管分岐点～直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、復水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ 66 ℃ とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ 66 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4 mm とする。

名	称	E22-F001 ～ 高圧炉心スプレイ系ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	100
外	径	mm 406.4, 508.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、E22-F001 から高圧炉心スプレイ系ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としては、復水貯蔵タンクを水源とし、高圧炉心スプレイ系ポンプに供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点～E22-F001」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点～E22-F001」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、平成 2 年 5 月 24 日付け元資庁第 14466 号にて認可された工事計画の添付資料「IV-1-1-1 原子炉格納容器の設計条件に関する説明書」において原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器の応答解析でのサプレッションチェンバの最高温度が 97 ℃となることから、それを上回る 100 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、100 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4 mm, 508.0 mm とする。</p>		

名 称		高压炉心スプレイ系ストレーナ ~ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-219)
最高使用圧力	kPa	- [427, 854]
最高使用温度	℃	104, 200
外 径	mm	508.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、高压炉心スプレイ系ストレーナから原子炉格納容器配管貫通部 (X-219) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故対処設備として、高压炉心スプレイ系ポンプへサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本配管は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されないが、ここではサプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、高压炉心スプレイ系ストレーナの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における高压炉心スプレイ系ストレーナの使用温度と同じ 200 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する高压炉心スプレイ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高压炉心スプレイ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mm とする。</p>		

名 称	原子炉格納容器配管貫通部(X-219) ～ 高圧炉心スプレイ系ポンプ入口配管合流点	
最高使用圧力	MPa	427 (kPa), 854 (kPa), 1.37
最高使用温度	℃	104, 200, 100
外 径	mm	508.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-219)から高圧炉心スプレイ系ポンプ入口配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故対処設備として、高圧炉心スプレイ系ポンプへサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 427 kPa, 854 kPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、サプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ427 kPaとする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力と同じ854 kPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37 MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「E22-F001～高圧炉心スプレイ系ポンプ」の最高使用圧力と同じ1.37 MPaとする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「E22-F001～高圧炉心スプレイ系ポンプ」の使用圧力と同じ1.37 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ系ストレーナの最高使用温度と同じ104 ℃とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ系ストレーナの使用温度と同じ200 ℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 100 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「E22-F001～高圧炉心スプレイ系ポンプ」の最高使用温度と同じ100 ℃とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「E22-F001～高圧炉心スプレイ系ポンプ」の使用温度と同じ100 ℃とする。</p>		

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mm とする。

名 称		高圧炉心スプレイ系ポンプ ～ 直流駆動低圧注水系ポンプ吐出配管合流点
最高使用圧力	MPa	10.79
最高使用温度	℃	100
外 径	mm	318.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、高圧炉心スプレイ系ポンプから直流駆動低圧注水系ポンプ吐出配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としては、サブプレッションチェンバ又は復水貯蔵タンクを水源とし、高圧炉心スプレイ系ポンプより原子炉圧力容器へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、高圧炉心スプレイ系ポンプの吐出側の最高使用圧力と同じ 10.79 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の吐出側の圧力は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ系ポンプの吐出側の使用圧力と同じ 10.79 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用温度と同じ 100 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ系ポンプの使用温度と同じ 100 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>		

名 称		*1
		直流駆動低圧注水系ポンプ吐出配管合流点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-35)
最高使用圧力	MPa	10.79
最高使用温度	℃	100
外 径	mm	318.5, 165.2, 267.4
注記*1：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、直流駆動低圧注水系ポンプ吐出配管合流点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-35) を接続する配管であり、設計基準対象施設としては、サプレッションチェンバ又は復水貯蔵タンクを水源とし、高圧炉心スプレイ系ポンプより原子炉圧力容器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故対処設備としては、復水貯蔵タンクを水源とし、高圧炉心スプレイ系ポンプ又は直流駆動低圧注水系ポンプより原子炉圧力容器へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、高圧炉心スプレイ系ポンプの吐出側の最高使用圧力と同じ 10.79 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の吐出側の圧力は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ系ポンプの吐出側の使用圧力と同じ 10.79 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用温度と同じ 100 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ系ポンプの使用温度と同じ 100 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm, 267.4 mm とする。</p> <p>低圧代替注水系との取合部新設配管の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm とする。</p>		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	14.3	150	0.01466	82	1.6	

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)^2}{1000} \right\}$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		原子炉格納容器配管貫通部 (X-35) ~ 原子炉压力容器	*
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34	
最高使用温度	℃	302, 315	
外 径	mm	267.4	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、原子炉格納容器配管貫通部 (X-35) から原子炉压力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設としては、サプレッションチェンバ又は復水貯蔵タンクを水源とし、高圧炉心スプレイ系ポンプより原子炉压力容器へ供給するために設置する。 重大事故対処設備としては、復水貯蔵タンクを水源とし、高圧炉心スプレイ系ポンプ又は直流駆動低圧注水系ポンプより原子炉压力容器へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、高圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から配管圧損等を考慮し、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から配管圧損等を考慮し、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm とする。			

名 称		*1 復水貯蔵タンク出口配管分岐点 ～ 低圧代替注水系吸込配管分岐点
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	406.4
<p>注記*1：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，高圧代替注水系，低圧代替注水系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，復水貯蔵タンク出口配管分岐点から低圧代替注水系吸込配管分岐点を接続する配管であり，設計基準対象施設としては，復水貯蔵タンクを水源とし，原子炉隔離時冷却系ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては，復水貯蔵タンクを水源とし，原子炉隔離時冷却系ポンプ，高圧代替注水系タービンポンプ及び復水移送ポンプに供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，主配管「補給水よりの第一アンカ～復水貯蔵タンク出口配管分岐点」の最高使用圧力と同じ1.37 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における主配管「補給水よりの第一アンカ～復水貯蔵タンク出口配管分岐点」の使用圧力と同じ1.37 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，復水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，406.4 mmとする。</p>		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
406.4	9.5	400	0.11787	199	0.5	

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)^2}{1000} \right\}$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		*1 低压代替注水系吸込配管分岐点 ~ 高压代替注水系吸込配管分岐点
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	406.4, 267.4, 216.3
注記*1：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高压代替注水系，原子炉隔離時冷却系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高压代替注水系）と兼用。		
【設定根拠】 （概要） 本配管は，低压代替注水系吸込配管分岐点から高压代替注水系吸込配管分岐点を接続する配管であり，設計基準対象施設としては，復水貯蔵タンクを水源とし，原子炉隔離時冷却系ポンプに供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，復水貯蔵タンクを水源とし，原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高压代替注水系タービンポンプに供給するために設置する。 1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，主配管「復水貯蔵タンク出口配管分岐点～低压代替注水系吸込配管分岐点」の最高使用圧力と同じ1.37 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における主配管「復水貯蔵タンク出口配管分岐点～低压代替注水系吸込配管分岐点」の使用圧力と同じ1.37 MPaとする。 2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，復水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ66℃とする。 3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，406.4 mm，267.4 mmとする。 高压代替注水系との取合部新設配管の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントのポンプ吸込配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し，216.3 mmとする。		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138	90.8	0.8	

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		*
		高压代替注水系吸込配管分岐点 ~ E51-F001
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	267.4, 165.2
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、高压代替注水系吸込配管分岐点から E51-F001 を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としては、復水貯蔵タンクを水源とし、原子炉隔離時冷却系ポンプに供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「低压代替注水系吸込配管分岐点～高压代替注水系吸込配管分岐点」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「低压代替注水系吸込配管分岐点～高压代替注水系吸込配管分岐点」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、復水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ 66 ℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ 66 ℃とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm, 165.2 mm とする。		

VI-1-1-4-3-4-2 低圧炉心スプレイ系

目 次

- VI-1-1-4-3-4-2-1 低圧炉心スプレイ系ポンプ
- VI-1-1-4-3-4-2-2 低圧炉心スプレイ系ストレーナ
- VI-1-1-4-3-4-2-3 低圧炉心スプレイ系 安全弁及び逃がし弁（常設）
- VI-1-1-4-3-4-2-4 低圧炉心スプレイ系 主配管（常設）

VI-1-1-4-3-4-2-1 設定根拠に関する説明書
(低圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系ポンプ)

名 称		低压炉心スプレイ系ポンプ
容 量	m ³ /h/個	□以上 (1074)
揚 程	m	□以上 (211)
最高使用圧力	MPa	(吸込側) 1.37 / (吐出側) 4.41
最高使用温度	°C	100
原 動 機 出 力	kW/個	1000
個 数	—	1
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 低压炉心スプレイ系ポンプは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に炉心をスプレイ冷却するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低压炉心スプレイ系）として使用する低压炉心スプレイ系ポンプは、以下の機能を有する。 低压炉心スプレイ系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、サプレッションチェンバを水源とする低压炉心スプレイ系ポンプにより、低压炉心スプレイ系配管を介して原子炉圧力容器へ注水することにより、原子炉圧力容器を冷却できる設計とする。 <p>1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用する低压炉心スプレイ系ポンプの容量は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている原子炉への注水量が□ m³/h であることから、それを上回る□ m³/h/個以上とする。 低压炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□ m³/h/個以上とする。 公称値については□ 1074 m³/h/個とする。</p> <p>2. 揚程の設定根拠 設計基準対象施設として使用する低压炉心スプレイ系ポンプの揚程は、下記を考慮する。 ① 原子炉圧力容器とサプレッションチェンバ内圧の差：□ MPa (≒□ m) ② 静水頭（スプレイヘッダとサプレッションチェンバ最低水位の標高差）：□ m ③ 配管・機器圧力損失：□ m 低压炉心スプレイ系ポンプの揚程は、①～③の合計□ m 以上とする。</p>		

低圧炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m 以上とする。

公称値については要求される揚程を上回る 211 m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 吸込側の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する低圧炉心スプレイ系ポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部 (X-217) ～低圧炉心スプレイ系ポンプ」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

低圧炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吸込側の圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部 (X-217) ～低圧炉心スプレイ系ポンプ」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

3.2 吐出側の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する低圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力は、下記を考慮して決定する。

- ① 水源圧力 (設計基準事故時のサプレッションチェンバ圧力) : MPa
- ② 静水頭 (サプレッションチェンバ水位高とポンプ設置床の標高差) : m
(≒ MPa)
- ③ 締切揚程 : m (≒ MPa)

上記より、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、①～③の合計 MPa を上回る圧力とし、4.41 MPa とする。

低圧炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出側の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、4.41 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する低圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用温度は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部 (X-217) ～低圧炉心スプレイ系ポンプ」の最高使用温度と同じ 100 °C とする。

低圧炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部 (X-217) ～低圧炉心スプレイ系ポンプ」の使用温度と同じ 100 °C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する低圧炉心スプレイ系ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献 : J I S B 0 1 3 1 -2002 ターボポンプ用語)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで、

- P : 軸動力 (kW/個)
- P_w : 水動力 (kW/個)
- ρ : 密度 (kg/m³) = 1000
- g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
- Q : 容量 (m³/s/個) = 1074/3600
- H : 揚程 (m) = 211
- η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1074}{3600}\right) \times 211}{\text{} / 100}$$

= kW/個

上記から、低圧炉心スプレイ系ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として 1000 kW/個とする。

低圧炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1000 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

低圧炉心スプレイ系ポンプ（原動機含む）は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に炉心をスプレイ冷却するために必要な個数である 1 個を設置する。

低圧炉心スプレイ系ポンプ（原動機含む）は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-4-2-2 設定根拠に関する説明書
(低圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系ストレーナ)

名	称	低压炉心スプレイ系ストレーナ
容	量	m ³ /h/組
		□以上 (1074)
最	高	使用
圧	力	kPa
		—[427, 854]
最	高	使用
温	度	℃
		104, 200
個	数	—
		2

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

低压炉心スプレイ系ストレーナは、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバ内の異物による低压炉心スプレイ系ポンプや低压炉心スプレイノズル等下流の系統内機器の機能低下を防止する目的で設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低压炉心スプレイ系）に使用する低压炉心スプレイ系ストレーナは、以下の機能を有する。

低压炉心スプレイ系ストレーナは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源として低压炉心スプレイ系ストレーナで異物をろ過し、低压炉心スプレイ系ポンプにより原子炉圧力容器へ注水することにより、炉心の著しい損傷を防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する低压炉心スプレイ系ストレーナの容量は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている容量である□m³/hを上回る□m³/h/組以上とする。

低压炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様の設計とし、□m³/h/組以上とする。

公称値については□ 1074 m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

低压炉心スプレイ系ストレーナは、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されないが、ここではサブプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。

低压炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時ににおいて使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する低圧炉心スプレイ系ストレーナの最高使用温度は、サブプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 °C とする。

低圧炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 °C とする。

4. 個数の設定根拠

低圧炉心スプレイ系ストレーナは、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバ内の異物をろ過するために必要な個数である 2 個 1 組を設置する。

低圧炉心スプレイ系ストレーナは、設計基準対象施設として 2 個 1 組設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-4-2-3 設定根拠に関する説明書
(低圧炉心スプレイ系 安全弁及び逃がし弁(常設))

名	称	E21-F017
吹 出 圧 力	MPa	4.41
個 数	—	1
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 E21-F017 は、主配管「低圧炉心スプレイ系ポンプ～原子炉格納容器配管貫通部(X-34)」に設置する逃がし弁である。 E21-F017 は、設計基準対象施設として主配管「低圧炉心スプレイ系ポンプ～原子炉格納容器配管貫通部(X-34)」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等対処設備としては、主配管「低圧炉心スプレイ系ポンプ～原子炉格納容器配管貫通部(X-34)」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。 <p>1. 吹出圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する E21-F017 の吹出圧力は、主配管「低圧炉心スプレイ系ポンプ～原子炉格納容器配管貫通部(X-34)」の最高使用圧力に合わせ、4.41 MPa とする。 E21-F017 を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における主配管「低圧炉心スプレイ系ポンプ～原子炉格納容器配管貫通部(X-34)」の使用圧力に合わせ、4.41 MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠 E21-F017 は、設計基準対象施設として主配管「低圧炉心スプレイ系ポンプ～原子炉格納容器配管貫通部(X-34)」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。 重大事故等対処設備として使用する E21-F017 は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

VI-1-1-4-3-4-2-4 設定根拠に関する説明書
(低圧炉心スプレイ系 主配管(常設))

名	称	低圧炉心スプレイ系ストレーナ ~ 原子炉格納容器配管貫通部(X-217)	
最高使用圧力	kPa	- [427, 854]	
最高使用温度	°C	104, 200	
外	径	mm	508.0
—			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、低圧炉心スプレイ系ストレーナから原子炉格納容器配管貫通部(X-217)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、低圧炉心スプレイ系ポンプへサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本配管は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されていないが、ここではサプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、低圧炉心スプレイ系ストレーナの最高使用温度と同じ 104 °C とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における低圧炉心スプレイ系ストレーナの使用温度と同じ 200 °C とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径はメーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mm とする。</p>			

名	称	原子炉格納容器配管貫通部(X-217) ～ 低圧炉心スプレイ系ポンプ	
最高使用圧力	MPa	427(kPa), 854(kPa), 1.37	
最高使用温度	℃	104, 200, 100	
外	径	mm	508.0
—			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-217)から低圧炉心スプレイ系ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、低圧炉心スプレイ系ポンプへサブプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 427 kPa, 854 kPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、サブプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ427 kPaとする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用圧力と同じ854 kPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37 MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、系統配管洗浄時に補給水系の圧力がかかることを考慮して、復水移送ポンプの吐出側の最高使用圧力と同じ1.37 MPaとする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、低圧炉心スプレイ系ストレータの最高使用温度と同じ104 ℃とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における低圧炉心スプレイ系ストレータの使用温度と同じ200 ℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 100 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、平成2年5月24日付け元資庁第14466号にて認可された工事計画の添付書類「IV-1-1-1 原子炉格納容器の設計条件に関する説明書」において原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器の応答解析でのサブプレッションチェンバの最高温度が97 ℃となることから、それを上回る100 ℃とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同様の設計とし、100 ℃とする。</p>			

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径はメーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mm とする。

名 称		低圧炉心スプレイ系ポンプ ~ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-34)
最高使用圧力	MPa	4.41
最高使用温度	℃	100
外 径	mm	318.5, 267.4
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、低圧炉心スプレイ系ポンプから原子炉格納容器配管貫通部 (X-34) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、低圧炉心スプレイ系ポンプより原子炉圧力容器へサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出側の最高使用圧力と同じ 4.41 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出側の使用圧力と同じ 4.41 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、低圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用温度と同じ 100 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における低圧炉心スプレイ系ポンプの使用温度と同じ 100 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径はメーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm, 267.4 mm とする。</p>		

名 称	原子炉格納容器配管貫通部(X-34) ～ 原子炉压力容器	
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	267.4
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-34)から原子炉压力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、低圧炉心スプレイ系ポンプより原子炉压力容器へサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ10.34 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ315℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径はメーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mmとする。</p>		

VI-1-1-4-3-4-3 高压代替注水系

目 次

VI-1-1-4-3-4-3-1 高压代替注水系タービンポンプ

VI-1-1-4-3-4-3-2 高压代替注水系 主配管（常設）

VI-1-1-4-3-4-3-1 設定根拠に関する説明書
(高圧代替注水系 高圧代替注水系タービンポンプ)

名 称		高压代替注水系タービンポンプ*
容 量	m ³ /h/個	□以上 (90.8)
揚 程	m	□以上 (882)
最高使用圧力	MPa	(吸込側) 1.37 / (吐出側) 14.0
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	□
個 数	—	1

注記* : 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (高压代替注水系) と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・ 重大事故等対処設備

重大事故等時に非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (高压代替注水系) として使用する高压代替注水系タービンポンプは、以下の機能を有する。

高压代替注水系タービンポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態にあつて、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした高压代替注水系タービンポンプより、原子炉隔離時冷却系配管等を介して、発電用原子炉へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (高压代替注水系) として使用する高压代替注水系タービンポンプは、以下の機能を有する。

高压代替注水系タービンポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部へ落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした高压代替注水系タービンポンプより、原子炉隔離時冷却系配管等を介して、発電用原子炉へ注水することにより熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を防止又は遅延する設計とする。

1. 容量の設定根拠

高压代替注水系タービンポンプの容量は、炉心損傷防止対策に係る有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水量として□ m³/h/個以上とする。

公称値については□ 90.8 m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

高圧代替注水系タービンポンプの揚程は、炉心損傷防止対策に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、高圧代替注水系の使用時における原子炉圧力の最大値である MPa のときに原子炉圧力容器に m³/h の注水が可能で設計とする。

- ① 原子炉圧力容器と復水貯蔵タンクの圧力差： MPa (≒ m)
- ② 静水頭（ポンプ吸込みレベルと原子炉への注水ライン最高点の標高差）： m
- ③ 配管・機器圧力損失： m

上記から、高圧代替注水系タービンポンプの揚程は、①～③の合計として m 以上とする。

公称値については要求される揚程を上回る 882 m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 吸込側の最高使用圧力 1.37 MPa

高圧代替注水系タービンポンプを重大事故等時において使用する場合の吸込側の圧力は、主配管「高圧代替注水系吸込配管分岐点～高圧代替注水系タービンポンプ」の重大事故等時における使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

3.2 吐出側の最高使用圧力 14.0 MPa

高圧代替注水系タービンポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出側の圧力は、下記を考慮する。

- ① 水源圧力（復水貯蔵タンク圧力）： MPa
- ② 静水頭（復水貯蔵タンクオーバーフローレベルとポンプ吸込の標高差）： MPa
- ③ 締切揚程： MPa

上記より、重大事故等時における高圧代替注水系タービンポンプの吐出側の使用圧力は、①～③の合計が MPa であることから、オーバースピードを考慮し、14.0 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

高圧代替注水系タービンポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、主配管「高圧代替注水系吸込配管分岐点～高圧代替注水系タービンポンプ」の重大事故等時における使用温度と同じ 66 °C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

高圧代替注水系タービンポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、下記の式より容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

（引用文献：J I S B 0 1 3 1-2002 ターボポンプ用語）

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで、

P : 軸動力 (kW/個)

P_w : 水動力 (kW/個)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s/個) = 90.8/3600

H : 揚程 (m) = 882

η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{90.8}{3600}\right) \times 882}{\text{} / 100}$$

= kW/個

上記から、高圧代替注水系タービンポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

高圧代替注水系タービンポンプ（原動機含む）は、重大事故等対処設備として原子炉圧力容器へ注水し、原子炉水位を維持するために必要な個数である 1 個を設置する。

VI-1-1-4-3-4-3-2 設定根拠に関する説明書
(高圧代替注水系 主配管(常設))

名 称		*1
		高压代替注水系蒸気入口配管分岐点 ~ 高压代替注水系タービンポンプ
最高使用圧力	MPa	10.34, 8.62
最高使用温度	℃	315, 302
外 径	mm	89.1, 114.3, 165.2
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高压代替注水系）と兼用。		
【設定根拠】 （概要） 本配管は、高压代替注水系蒸気入口配管分岐点から高压代替注水系タービンポンプを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、原子炉圧力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系を介して高压代替注水系タービンポンプに導くために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 1.1 最高使用圧力 10.34 MPa 重大事故等対処設備として使用する本配管の使用圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ10.34 MPaとする。		
1.2 最高使用圧力 8.62 MPa 重大事故等対処設備として使用する本配管の使用圧力は、重大事故等時における高压代替注水系タービンポンプのタービン入口側の使用圧力と同じ8.62 MPaとする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 315 ℃ 重大事故等対処設備として使用する本配管の使用温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ315 ℃とする。		
2.2 最高使用温度 302 ℃ 重大事故等対処設備として使用する本配管の使用温度は、重大事故等時における高压代替注水系タービンポンプのタービン入口側の使用温度と同じ302 ℃とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気系から供給される蒸気は高压であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、89.1 mm, 114.3 mm, 165.2 mmとする。		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (t/h)	比容積 E (m ³ /kg)	流速*2 F (m/s)	標準流速 (m/s)
89.1	11.1	80	0.00352				
114.3	11.1	100	0.00666				
165.2	14.3	150	0.01466				

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		*1
		高压代替注水系タービンポンプ ~ 原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	184, 200
外 径	mm	216.3
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高压代替注水系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、高压代替注水系タービンポンプから原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、原子炉压力容器で発生した蒸気を高压代替注水系タービンポンプを介し、原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点に導くために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 重大事故等対処設備として使用する本配管の使用圧力は、高压代替注水系タービンポンプからの合流先である原子炉隔離時冷却系の主配管「原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-222)」の重大事故等時における使用圧力と同じ 0.98 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠		
2.1 最高使用温度 184 ℃ 重大事故等対処設備として使用する本配管の使用温度は、重大事故等時における使用圧力の飽和温度以上とし、184 ℃とする。		
2.2 最高使用温度 200 ℃ 重大事故等対処設備として使用する本配管の使用温度は、高压代替注水系タービンポンプからの合流先である原子炉隔離時冷却系の主配管「原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-222)」の重大事故等時における使用温度と同じ 200 ℃とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、自由膨張蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3 mm とする。		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (t/h)	比容積 E (m ³ /kg)	流速*2 F (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138				

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)^2}{1000} \right\}$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		*1 高压代替注水系吸込配管分岐点 ～ 高压代替注水系タービンポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2, 216.3

注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高压代替注水系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

本配管は、高压代替注水系吸込配管分岐点から高压代替注水系タービンポンプを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、高压代替注水系タービンポンプを介し原子炉圧力容器にサブプレッションチェンバのプール水を注水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する本配管の使用圧力は、高压代替注水系タービンポンプへの分岐元である高压炉心スプレイ系の主配管「低压代替注水系吸込配管分岐点～高压代替注水系吸込配管分岐点」の重大事故等時における使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する本配管の使用温度は、重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ 66 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの高压水配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm, 216.3 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	90.8	1.4	
216.3	8.2	200	0.03138	90.8	0.8	

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		*1
		高压代替注水系タービンポンプ ~ 高压代替注水系注入配管合流点
最高使用圧力	MPa	14.0, 8.62
最高使用温度	℃	66, 302
外 径	mm	114.3, 165.2
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高压代替注水系）との兼用。		
【設定根拠】 （概要） 本配管は、高压代替注水系タービンポンプから高压代替注水系注入配管合流点を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、サプレッションチェンバ又は復水貯蔵タンクを水源として、高压代替注水系タービンポンプより原子炉圧力容器へ送水するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 1.1 最高使用圧力 14.0 MPa 重大事故等対処設備として使用する本配管の使用圧力は、重大事故等時における高压代替注水系タービンポンプ吐出側の使用圧力と同じ 14.0 MPa とする。		
1.2 最高使用圧力 8.62 MPa 重大事故等対処設備として使用する本配管の使用圧力は、高压代替注水系タービンポンプからの合流先である原子炉冷却材浄化系の主配管「高压代替注水系注入配管合流点～原子炉冷却材浄化系 A 系注入配管合流点」の重大事故等時における使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 66 ℃ 重大事故等対処設備として使用する本配管の使用温度は、重大事故等時における高压代替注水系タービンポンプの使用温度と同じ 66 ℃ とする。		
2.2 最高使用温度 302 ℃ 重大事故等対処設備として使用する本配管の使用温度は、高压代替注水系タービンポンプの重大事故等時における使用温度 66 ℃ を上回る 302 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3 mm, 165.2 mm とする。		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	13.5	100	0.00599	90.8	4.2	
165.2	18.2	150	0.01303	90.8	1.9	
165.2	14.3	150	0.01466	90.8	1.7	

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

VI-1-1-4-3-4-4 原子炉隔離時冷却系

目次

VI-1-1-4-3-4-4-1 原子炉隔離時冷却系 安全弁及び逃がし弁（常設）

VI-1-1-4-3-4-4-1 設定根拠に関する説明書
(原子炉隔離時冷却系 安全弁及び逃がし弁(常設))

名	称	E51-F059
吹 出 圧 力	MPa	1.37
個 数	—	1
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>E51-F059 は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-221)～原子炉隔離時冷却系ポンプ入口配管合流点」に設置する逃がし弁である。</p> <p>重大事故等対処設備としては、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-221)～原子炉隔離時冷却系ポンプ入口配管合流点」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>E51-F059 を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-221)～原子炉隔離時冷却系ポンプ入口配管合流点」の重大事故等時の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>E51-F059 は、重大事故等対処設備として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-221)～原子炉隔離時冷却系ポンプ入口配管合流点」の圧力が、重大事故等時の使用圧力になった場合に開動作して使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。</p>		

VI-1-1-4-3-4-5 低压代替注水系

目 次

- VI-1-1-4-3-4-5-1 直流駆動低圧注水系ポンプ
- VI-1-1-4-3-4-5-2 低圧代替注水系 安全弁及び逃がし弁（常設）
- VI-1-1-4-3-4-5-3 低圧代替注水系 主配管（常設）

VI-1-1-4-3-4-5-1 設定根拠に関する説明書
(低圧代替注水系 直流駆動低圧注水系ポンプ)

名	称	直流駆動低圧注水系ポンプ
容	量	m ³ /h/個
揚	程	m
最高使用圧力	MPa	(吸込側) 1.37 / (吐出側) 1.70
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	37
個	数	1

【設定根拠】

(概要)

・ 重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として使用する直流駆動低圧注水系ポンプは、以下の機能を有する。

直流駆動低圧注水系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした直流駆動低圧注水系ポンプより、高圧炉心スプレイ系配管等を介して、原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷を防止する設計とする。

1. 容量の設定根拠

直流駆動低圧注水系ポンプの重大事故等時における容量は、重大事故等対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において有効性が確認されている流量である m³/h を上回る m³/h/個以上とする。

公称値については 82m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

直流駆動低圧注水系ポンプの重大事故等時における揚程は、下記を考慮して決定する。

① 水源と移送先の圧力差： m

重大事故等時の復水貯蔵タンクと原子炉の圧力差

② 静水頭： m

復水貯蔵タンク HPCS 水源切替レベルと原子炉水位 (L-8) の標高差

③ 配管・機器圧力損失： m

④ 合計： m

直流駆動低圧注水系ポンプの重大事故等時における揚程は、④の合計以上とし、 m 以上とする。

公称値については 75m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 吸込側：1.37MPa

直流駆動低圧注水系ポンプの重大事故等時における吸込側の使用圧力は、下記を考慮して決定する。

- ① 静水頭：MPa
ポンプ設置床と復水貯蔵タンクオーバーフローレベルの標高差
- ② 重大事故等時の復水貯蔵タンク圧力：MPa
- ③ 合計：MPa

直流駆動低圧注水系ポンプの重大事故等時における吸込側の使用圧力は、③の合計以上とし、高圧炉心スプレイ系の主配管「復水貯蔵タンク出口配管分岐点～直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点」の重大事故等時における使用圧力と同じ1.37MPaとする。

3.2 吐出側：1.70MPa

直流駆動低圧注水系ポンプの重大事故等時における吐出側の使用圧力は、下記を考慮して決定する。

- ① 静水頭：MPa
ポンプ設置床と復水貯蔵タンクオーバーフローレベルの標高差
- ② 重大事故等時の復水貯蔵タンク圧力：MPa
- ③ ポンプ締切揚程：MPa
ポンプ締切揚程：m
- ④ 合計：MPa

直流駆動低圧注水系ポンプの重大事故等時における吐出側の使用圧力は、④の合計以上とし、1.70MPaとする。

4. 最高使用温度の設定根拠

直流駆動低圧注水系ポンプの重大事故等時における使用温度は、重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ66℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する直流駆動低圧注水系ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献：J I S B 0 1 3 1-2002 ターボポンプ用語)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで、

- P : 軸動力 (kW/個)
- P_w : 水動力 (kW/個)
- ρ : 密度 (kg/m³) = 1000
- g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
- Q : 容量 (m³/s/個) = 82/3600
- H : 揚程 (m) = 75
- η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{82}{3600}\right) \times 75}{\square / 100}$$

$$\approx \square \text{ kW/個}$$

上記から、直流駆動低圧注水系ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として 37kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

直流駆動低圧注水系ポンプ（原動機含む。）は、重大事故等対処設備として、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な個数である 1 個を設置する。

VI-1-1-4-3-4-5-2 設定根拠に関する説明書
(低圧代替注水系 安全弁及び逃がし弁(常設))

名	称	E71-F010
吹 出 圧 力	MPa	1.70
個 数	—	1
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 E71-F010 は，主配管「直流駆動低圧注水系ポンプ～直流駆動低圧注水系ポンプ吐出配管合流点」に設置する逃がし弁である。 <p>E71-F010 は，重大事故等対処設備として主配管「直流駆動低圧注水系ポンプ～直流駆動低圧注水系ポンプ吐出配管合流点」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 吹出圧力の設定根拠 重大事故等対処設備として使用する E71-F010 の吹出圧力は，重大事故等時における主配管「直流駆動低圧注水系ポンプ～直流駆動低圧注水系ポンプ吐出配管合流点」の使用圧力と同じ 1.70MPa とする。 2. 個数の設定根拠 重大事故等対処設備として使用する E71-F010 は，主配管「直流駆動低圧注水系ポンプ～直流駆動低圧注水系ポンプ吐出配管合流点」の圧力を重大事故等時における使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。 		

VI-1-1-4-3-4-5-3 設定根拠に関する説明書
(低圧代替注水系 主配管 (常設))

名 称	<div style="text-align: right;">*1</div> 低圧代替注水系吸込配管分岐点 ~ P13-F072					
最高使用圧力	MPa	1.37				
最高使用温度	℃	66				
外 径	mm	406.4, 216.3				
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低圧代替注水系）と兼用。						
【設定根拠】 (概要) 本配管は，低圧代替注水系吸込配管分岐点から P13-F072 を接続する配管であり，重大事故等対処設備として，復水貯蔵タンクから復水移送ポンプに淡水又は海水を供給するために設置する。						
1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水移送ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。						
2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ 66℃ とする。						
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，406.4mm，216.3mm とする。						
外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
406.4	9.5	400	0.11787			
216.3	8.2	200	0.03138			
注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。						
$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$						
$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$						

名 称	P13-F072 ~ 補給水系配管合流点						*1
最高使用圧力	MPa	1.37					
最高使用温度	℃	66					
外 径	mm	216.3					
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低圧代替注水系）と兼用。							
【設定根拠】 (概要) 本配管は，P13-F072 から補給水系配管合流点を接続する配管であり，重大事故等対処設備として，復水貯蔵タンクから復水移送ポンプに淡水又は海水を供給するために設置する。							
1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水移送ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。							
2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ66℃とする。							
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，216.3mmとする。							
外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)	
216.3	8.2	200	0.03138				
注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。 $C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$ $E = \frac{D}{3600 \cdot C}$							

名 称		*1 低压代替注水系注入配管分岐点 ~ 低压代替注水系注入配管 B 系分岐点				
最高使用圧力	MPa	1.37				
最高使用温度	℃	66				
外 径	mm	216.3, 114.3				
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低压代替注水系）と兼用。						
【設定根拠】 （概要） 本配管は，低压代替注水系注入配管分岐点から低压代替注水系注入配管 B 系分岐点を接続する配管であり，重大事故等対処設備としては，復水移送ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器に注水，原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部に注水するために設置する。						
1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水移送ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。						
2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における復水移送ポンプの使用温度と同じ 66℃ とする。						
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，216.3mm，114.3mm とする。						
外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			
114.3	6.0	100	0.00822			
注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。 *3：配管の標準流速を超えるが，流量 m ³ /h においても，本配管を經由して原子炉圧力容器へ淡水又は海水を供給可能であり圧力損失上問題ない。						
$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$ $E = \frac{D}{3600 \cdot C}$						

名 称		*1
		低圧代替注水系注入配管 B 系分岐点 ~ 低圧代替注水系注入配管合流点 2
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	216.3, 165.2
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，代替循環冷却系，低圧代替注水系）と兼用。		

【設定根拠】

(概要)

本配管は，低圧代替注水系注入配管 B 系分岐点から低圧代替注水系注入配管合流点 2 を接続する配管であり，重大事故等対処設備としては，復水移送ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部に注水，若しくは原子炉格納容器内へスプレイするため，及び大容量送水ポンプ(タイプ I)により淡水又は海水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部に注水するため，並びに代替循環冷却ポンプによりサプレッションプール水を原子炉圧力容器に注水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水移送ポンプ，大容量送水ポンプ（タイプ I）及び代替循環冷却ポンプの使用圧力を考慮し，1.37MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）及び代替循環冷却ポンプの使用温度を上回り，重大事故等時における復水移送ポンプの使用温度と同じ 66℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，216.3mm，165.2mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*2	標準流速
A	B		C	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m ³ /h)	(m/s)	(m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			
165.2	7.1	150	0.01791			

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	<div style="text-align: right;">*1</div> 低圧代替注水系注入配管合流点 2 ~ 原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点					
最高使用圧力	MPa	1.37				
最高使用温度	℃	66				
外 径	mm	165.2, 114.3				
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低圧代替注水系）と兼用。						
【設定根拠】 (概要) 本配管は，低圧代替注水系注入配管合流点 2 から原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点を接続する配管であり，重大事故等対処設備としては，復水移送ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部に注水，若しくは原子炉格納容器内へスプレイするため，及び大容量送水ポンプ(タイプ I)により淡水又は海水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部に注水するため，並びに代替循環冷却ポンプによりサブプレッションプール水を原子炉格納容器下部に注水するために設置する。						
1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水移送ポンプ，大容量送水ポンプ（タイプ I）及び代替循環冷却ポンプの使用圧力を考慮し，1.37MPa とする。						
2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）及び代替循環冷却ポンプの使用温度を上回り，重大事故等時における復水移送ポンプの使用温度と同じ 66℃ とする。						
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，165.2mm，114.3mm とする。						
外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			
114.3	6.0	100	0.00822			
注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。 *3：配管の標準流速を超えるが，流量 m ³ /h においても，本配管を經由して原子炉圧力容器へ淡水又は海水を供給可能であり圧力損失上問題ない。						

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点 ～ 低圧代替注水系注入配管 A 系分岐点						*1
最高使用圧力	MPa	1.37					
最高使用温度	℃	66					
外 径	mm	165.2, 114.3					
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低圧代替注水系）と兼用。							
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点から低圧代替注水系注入配管 A 系分岐点を接続する配管であり，重大事故等対処設備としては，復水移送ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器へ注水又は原子炉格納容器内へスプレイ，及び大容量送水ポンプ(タイプ I)により淡水又は海水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部に注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用圧力を考慮し，1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用温度を上回り，重大事故等時における復水移送ポンプの使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，165.2mm，114.3mm とする。</p>							
外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*2	標準流速	
A (mm)	B (mm)	(A)	C (m ²)	D (m ³ /h)	E (m/s)	(m/s)	
165.2	7.1	150	0.01791				
114.3	6.0	100	0.00822				
注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。							
*3：配管の標準流速を超えるが，流量 m ³ /h においても，本配管を經由して原子炉圧力容器へ淡水又は海水を供給可能であり圧力損失上問題ない。							
$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$ $E = \frac{D}{3600 \cdot C}$							

名 称		*1
		低压代替注水系注入配管 A 系分岐点 ~ E11-F041
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低压代替注水系）と兼用。		

【設定根拠】
(概要)

本配管は，低压代替注水系注入配管 A 系分岐点から E11-F041 を接続する配管であり，重大事故等対処設備としては，復水移送ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器へ注水又は原子炉格納容器内へスプレイ，及び大容量送水ポンプ（タイプ I）により淡水又は海水を原子炉圧力容器に注水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠
 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用圧力を考慮し，1.37MPa とする。
2. 最高使用温度の設定根拠
 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用温度を上回り，重大事故等時における復水移送ポンプの使用温度と同じ 66℃ とする。
3. 外径の設定根拠
 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，114.3mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822			

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

*3：配管の標準流速を超えるが，流量 m³/h においても，本配管を経由して原子炉圧力容器へ淡水又は海水を供給可能であり圧力損失上問題ない。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		*1 E11-F041 ～ 低压代替注水系 A 系注入配管合流点
最高使用圧力	MPa	1.37, 3.73
最高使用温度	℃	66, 186
外 径	mm	114.3
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低压代替注水系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，E11-F041 から低压代替注水系 A 系注入配管合流点を接続する配管であり，重大事故等対処設備としては，復水移送ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器へ注水又は原子炉格納容器内へスプレイ，及び大容量送水ポンプ(タイプ I)により淡水又は海水を原子炉圧力容器に注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 1.37MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用圧力を考慮し，1.37MPa とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 3.73MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用圧力を上回り，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ3.73MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 66℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用温度を上回り，重大事故等時における復水移送ポンプの使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 186℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用温度を上回り，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ186℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，114.3mm とする。</p>		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822			

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

*3：配管の標準流速を超えるが、流量 m³/hにおいても、本配管を經由して原子炉
圧力容器へ淡水又は海水を供給可能であり圧力損失上問題ない。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	<div style="text-align: right;">*1</div> 低圧代替注水系注入配管 B 系分岐点 ～ E11-F026B					
最高使用圧力	MPa	1.37				
最高使用温度	℃	66				
外 径	mm	114.3				
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレィ冷却系，代替循環冷却系，低圧代替注水系）と兼用。						
【設定根拠】 (概要) 本配管は，低圧代替注水系注入配管 B 系分岐点から E11-F026B を接続する配管であり，重大事故等対処設備としては，復水移送ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器へ注水又は原子炉格納容器内へスプレィするため，及び大容量送水ポンプ(タイプ I)により淡水又は海水を原子炉圧力容器に注水するため，並びに代替循環冷却ポンプによりサプレッションプール水を原子炉圧力容器に注水するために設置する。						
1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水移送ポンプ，大容量送水ポンプ（タイプ I）及び代替循環冷却ポンプの使用圧力を考慮し，1.37MPa とする。						
2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）及び代替循環冷却ポンプの使用温度を上回り，重大事故等時における復水移送ポンプの使用温度と同じ 66℃ とする。						
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，114.3mm とする。						
外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822			
注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。 *3：配管の標準流速を超えるが，流量 m ³ /h においても，本配管を經由して原子炉圧力容器へ淡水又は海水を供給可能であり圧力損失上問題ない。						
$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$ $E = \frac{D}{3600 \cdot C}$						

名 称		*1 E11-F026B ～ 低压代替注水系 B 系注入配管合流点
最高使用圧力	MPa	1.37, 3.73
最高使用温度	℃	66, 186
外 径	mm	114.3
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，代替循環冷却系，低压代替注水系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は，E11-F026B から低压代替注水系 B 系注入配管合流点を接続する配管であり，重大事故等対処設備としては，復水移送ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器へ注水又は原子炉格納容器内へスプレイするため，及び大容量送水ポンプ(タイプ I)により淡水又は海水を原子炉圧力容器に注水するため，並びに代替循環冷却ポンプによりサプレッションプール水を原子炉圧力容器に注水するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 1.1 最高使用圧力 1.37MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水移送ポンプ，大容量送水ポンプ（タイプ I）及び代替循環冷却ポンプの使用圧力を考慮し，1.37MPa とする。		
1.2 最高使用圧力 3.73MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水移送ポンプ，大容量送水ポンプ（タイプ I）及び代替循環冷却ポンプの使用圧力を上回り，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(B)の管側の使用圧力と同じ 3.73MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 66℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）及び代替循環冷却ポンプの使用温度を上回り，重大事故等時における復水移送ポンプの使用温度と同じ 66℃ とする。		
2.2 最高使用温度 186℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における復水移送ポンプ，大容量送水ポンプ（タイプ I）及び代替循環冷却ポンプの使用温度を上回り，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(B)の管側の使用温度と同じ 186℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，114.3mm とする。		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822			

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

*3：配管の標準流速を超えるが、流量 m³/hにおいても、本配管を經由して原子炉
圧力容器へ淡水又は海水を供給可能であり圧力損失上問題ない。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	原子炉・格納容器下部注水接続口(北) ~ 低压代替注水系注入配管 A 系分岐点						*1
最高使用圧力	MPa	1.37					
最高使用温度	℃	66					
外 径	mm	165.2					
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，低压代替注水系）と兼用。							
【設定根拠】 (概要) 本配管は，原子炉・格納容器下部注水接続口(北)から低压代替注水系注入配管 A 系分岐点を接続する配管であり，重大事故等対処設備としては，大容量送水ポンプ(タイプ I)により，淡水又は海水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部に注水するために設置する。							
1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用圧力 1.2MPa を上回る 1.37MPa とする。							
2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用温度を上回り，重大事故等時における復水移送ポンプの使用温度と同じ 66℃ とする。							
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，165.2mm とする。							
外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)	
165.2	7.1	150	0.01791				
注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。 $C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$ $E = \frac{D}{3600 \cdot C}$							

名 称	原子炉・格納容器下部注水接続口(東) ~ 低圧代替注水系注入配管合流点 1						*1
最高使用圧力	MPa	1.37					
最高使用温度	℃	66					
外 径	mm	165.2					
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，低圧代替注水系）と兼用。							
【設定根拠】 (概要) 本配管は，原子炉・格納容器下部注水接続口(東)から低圧代替注水系注入配管合流点 1 を接続する配管であり，重大事故等対処設備としては，大容量送水ポンプ(タイプ I)により，淡水又は海水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部に注水するために設置する。							
1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用圧力 1.2MPa を上回る 1.37MPa とする。							
2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用温度を上回り，重大事故等時における復水移送ポンプの使用温度と同じ 66℃ とする。							
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，165.2mm とする。							
外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)	
165.2	7.1	150	0.01791				
注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。							
$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$							
$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$							

名	称	直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点 ～ 直流駆動低圧注水系ポンプ																															
最高使用圧力	MPa	1.37																															
最高使用温度	℃	66																															
外 径	mm	165.2, 114.3																															
—																																	
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点から直流駆動低圧注水系ポンプを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水貯蔵タンクから直流駆動低圧注水系ポンプに淡水又は海水を供給するために設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における復水移送ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。 2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ66℃とする。 3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2mm, 114.3mmとする。 																																	
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">外径</th> <th style="width: 10%;">厚さ</th> <th style="width: 10%;">呼び径</th> <th style="width: 10%;">流路面積</th> <th style="width: 10%;">流量</th> <th style="width: 10%;">流速*</th> <th style="width: 10%;">標準流速</th> </tr> <tr> <th style="text-align: center;">A (mm)</th> <th style="text-align: center;">B (mm)</th> <th style="text-align: center;">(A)</th> <th style="text-align: center;">C (m²)</th> <th style="text-align: center;">D (m³/h)</th> <th style="text-align: center;">E (m/s)</th> <th style="text-align: center;">(m/s)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">165.2</td> <td style="text-align: center;">7.1</td> <td style="text-align: center;">150</td> <td style="text-align: center;">0.01791</td> <td style="text-align: center;">82</td> <td style="text-align: center;">1.3</td> <td rowspan="2" style="border: 2px solid black;"></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">114.3</td> <td style="text-align: center;">6.0</td> <td style="text-align: center;">100</td> <td style="text-align: center;">0.00822</td> <td style="text-align: center;">82</td> <td style="text-align: center;">2.8</td> </tr> </tbody> </table>							外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*	標準流速	A (mm)	B (mm)	(A)	C (m ²)	D (m ³ /h)	E (m/s)	(m/s)	165.2	7.1	150	0.01791	82	1.3		114.3	6.0	100	0.00822	82	2.8
外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*	標準流速																											
A (mm)	B (mm)	(A)	C (m ²)	D (m ³ /h)	E (m/s)	(m/s)																											
165.2	7.1	150	0.01791	82	1.3																												
114.3	6.0	100	0.00822	82	2.8																												
<p>注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。</p> $C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$ $E = \frac{D}{3600 \cdot C}$																																	

名	称	直流駆動低圧注水系ポンプ ～ 直流駆動低圧注水系ポンプ吐出配管合流点
最高使用圧力	MPa	1.70, 10.79
最高使用温度	℃	66, 100
外 径	mm	89.1, 165.2

【設定根拠】

(概要)

本配管は、直流駆動低圧注水系ポンプから直流駆動低圧注水系ポンプ吐出配管合流点を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水貯蔵タンクを水源とし、直流駆動低圧注水系ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器に注水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 最高使用圧力 1.70MPa

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における直流駆動低圧注水系ポンプ吐出側の使用圧力と同じ1.70MPaとする。

1.2 最高使用圧力 10.79MPa

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ系ポンプの吐出側配管の使用圧力と同じ10.79MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 最高使用温度 66℃

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における直流駆動低圧注水系ポンプの使用温度と同じ66℃とする。

2.2 最高使用温度 100℃

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ系ポンプの使用温度と同じ100℃とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、89.1mm, 165.2mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*	標準流速
A	B	(A)	C	D	E	(m/s)
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m ³ /h)	(m/s)	(m/s)
89.1	5.5	80	0.00479	82	4.8	
165.2	7.1	150	0.01791	82	1.3	
165.2	14.3	150	0.01466	82	1.6	

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$