V-1-1-1-2 発電用原子炉の設置の許可(本文(十一号))との整合性 に関する説明書

目 次

1.	概要
2.	基本方針
3.	記載の基本事項
4.	発電用原子炉の設置の許可との整合性
	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

本説明書は、「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柏崎刈羽原子力発電所 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。

本説明書は、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「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。

なお,設置変更許可申請書の記載事項でない場合においては,許可に抵触するものでないため, 本説明書には記載しない。

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)」に記載された順とする。
- (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

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
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 A. 1号炉 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。		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。	
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 こ必要な体制の基準に関する規則」(以下「品質管理基準規則」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。	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、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行う仕組みを含めた、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、「柏崎刈羽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。 「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。	設計及び工事の計画では、柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定に品質マネジメントシステム計画を定め、その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。(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。)	
	2. 適用範囲・定義 2.1 適用範囲 設工認品質管理計画は、柏崎刈羽原子力発電所第7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。_	設計及び工事の計画の適用範囲は、設置変更許可申請書 <u>(本文(十一号))の適用範囲に示す柏崎刈羽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>	
5. 定義 品質管理に関する事項における用語の定義は、以下を除き品質管理基準規則 之従う。。 (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。	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。	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柏崎刈羽 原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメ 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。	

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
4. 品質マネジメントシステム 4.1 品質マネジメントシステムに係る要求事項 (1) 組織は、 <u>品質管理に関する事項に従って、品質マネジメントシステムを確立し、実施する</u> 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。	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。	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柏崎刈羽 原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメ 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。	
(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。この場合において、次に掲げる事項を適切に考慮する。 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 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 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	3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用 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。 (1) 設計管理におけるグレード分け 設計管理におけるグレード分けは、「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」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区分、並びに重大事故等対処設備におい ては当該設備の機能の重要性を踏まえ、設計管理区分を設定しグレード分 けを実施する。 (2) 調達管理におけるグレード分け 調達管理におけるグレード分けは、設計管理区分、保全重要度等を踏ま え、品質管理グレードを設定しグレード分けを実施する。	原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメ ントシステム計画に従い設計のグレード分けを行	
	ただし、本設工認における設計は、新規制基準施行以前から設置している設備並びに工事を継続又は完了している設備の設計実績等を用いた技術基準規則等への適合性を確保するために必要な設備の設計である。したがって、本設工認の設計は、設計及び工事のグレード分けによらず、全ての適合性確認対象設備を、「3.3 設計に係る品質管理の方法」に示す設計で管理する。 なお、「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)」以降の段階で新たに設計及び工事を実施する場合は、設計及び工事のグレード分けの考え方を適用し、管理を実施する。	(本文(十一号)) に基づき定めている柏崎刈羽 原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメ ントシステム計画に従い本設工認の品質管理の方	
	3.6.2 供給者の選定 組織は,設工認に必要な調達を行う場合,原子力安全に対する影響や供給者の 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。 3.6.3 調達製品の調達管理 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。	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柏崎刈羽 原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメ 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。	
(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、品質管理基準規則が要求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。 (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。 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			

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
る結果を明確にする。	DOMESTIC OF THE POST OF THE PO	NH A
b) プロセスの順序及び相互の関係を明確にする。		
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。		
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。)。		
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。		
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。		
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。		
h) 原子力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、原子力安全が確保されるようにする。		
(5) 組織は、健全な安全文化を育成し、及び維持する。		
(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。		
(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。		
4.2 品質マネジメントシステムの文書化		
4.2.1 一般		
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。		
(1) 品質方針及び品質目標		
(2) 品質マニュアル		
(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		
(4) 品質管理基準規則が要求する手順書,指示書,図面等(以下「手順書等」		
という。)		
4.2.2 品質マニュアル		
組織は、品質マニュアルに次に掲げる事項を定める。		
(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		
(2) 保安活動の計画,実施,評価及び改善に関する事項		
(3) 品質マネジメントシステムの適用範囲		
(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		
(5) プロセスの相互の関係		
4.2.3 文書の管理	3.7.1 文書及び記録の管理	設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書
(1) 組織は、品質マネジメント文書を管理する。	(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	<u>(本文(十一号)) に基づき</u> 定めている柏崎刈羽
(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ト	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	
文書を利用できるよう、 <u>品質マネジメント文書に関する</u> 次に掲げる事項を	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	
定めた手順書等を作成する。	<u>する。</u>	整合している。
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。		

設置変更許可申請書(本文(十一号))	設計及び工事の計画を該当事項	整合性	備考
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。 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。 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。 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。 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。 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。 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。	(2) 供給者が所有する当社の管理下に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にない設計図書を設計,工事及び検査に用いる場合,供給者の品質保証能力の確認,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。 (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。	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柏崎刈羽 原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメ 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。	VHI 17
4.2.4 記録の管理 (1) 組織は、品質管理基準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。 (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。	3.7.1 文書及び記録の管理(再掲) (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を組織は、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。 (2) 供給者が所有する当社の管理下に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にない設計図書を設計,工事及び検査に用いる場合、供給者の品質保証能力の確認、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。 (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。	設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書 <u>(本文(十一号))</u> に基づき定めている柏崎刈羽 原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメ ントシステム計画に従い <u>記録を管理していること</u> から整合している。	
 5. 経営責任者等の責任 5.1 経営責任者の原子力安全のためのリーダーシップ 社長は、原子力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。 (1) 品質方針を定める。 (2) 品質目標が定められているようにする。 (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。 (4) 5.6.1 に規定するマネジメントレビューを実施する。 (5) 資源が利用できる体制を確保する。 (6) 関係法令を遵守することその他原子力安全を確保することの重要性を要員に周知する。 (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 			

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
に認識させる。 (8) すべての階層で行われる決定が、原子力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。			
5.2 原子力安全の確保の重視 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、原子力安全がそれ以外の事由により損なわれないようにする。			ı
 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。 (1) 組織の目的及び状況に対して適切なものである。 (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。 (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。 (4) 要員に周知され、理解されている。 (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。 			
5.4 計画 5.4.1 品質目標 (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。 (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。			
 5.4.2 品質マネジメントシステムの計画 (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。 (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。 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 b) 品質マネジメントシステムの実効性の維持 			
c) 資源の利用可能性 d) 責任及び権限の割当て			1
5.5 責任,権限及びコミュニケーション 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。	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、本社組織及び発電所組織で構成する体制で実施する。 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。	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柏崎刈羽 原子力発電所原子炉施設保安規定の <u>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</u> 設計、工事及び検査に係る組織を定めていること	ſ
5.5.2 品質マネジメントシステム管理責任者 社長は、品質マネジメントシステムを管理する責任者に、次に掲げる責任及 び権限を与える。 (1) 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		から整合している。.	

設置変更許可申請書(本文(十一号))	 整合性	備考
るようにする。 (2) 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。 (3) 健全な安全文化を育成し、及び維持することにより、原子力安全の確保		
についての認識が向上するようにする。 (4) 関係法令を遵守する。 5.5.3 管理者		
(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。 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。		
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。 c) 個別業務の実施状況に関する評価を行う。 d) 健全な安全文化を育成し、及び維持する。 e) 関係法令を遵守する。		
(2) 管理者は、(1)の責任及び権限の範囲において、原子力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。 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。		
b) 要員が、原子力安全に対する意識を向上し、かつ、原子力安全への取組 を積極的に行えるようにする。 c) 原子力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。		
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。 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。		
(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。 5.5.4 組織の内部の情報の伝達		
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。		
5.6 マネジメントレビュー 5.6.1 一般 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。 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。 (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		

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
(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			
(10) 体女伯勤の政告のために併した旧直の夫勿任			
5.6.3 マネジメントレビューの結果を受けて行う措置			
(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。			
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。			
(3) 和職は、(1) のが足をした事項にフいて、必要な相直を瞬しる。			
6. 資源の管理			
6.1 資源の確保			
組織は、原子力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。			
(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			
6.2 要員の力量の確保及び教育訓練	3.5.5 使用前事業者検査の実施	設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書	
(1) 組織は、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	(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>(本文(十一号))に基づき</u> 定めている柏崎刈羽	
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(以下「力	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	原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメ	
量」という。) <u>が実証された者を要員に充てる。</u>	査に必要な力量を有する者とする。	ントシステム計画に従い検査に係る要員の力量確	
(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		保を定めていることから整合している。	
掲げる業務を行う。			
a) 要員にどのような力量が必要かを明確に定める。			
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。			
c) 教育訓練その他の措置の実効性を評価する。			
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。			
(a) 品質目標の達成に向けた自らの貢献			
(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			
(c) 原子力安全に対する当該個別業務の重要性			
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。			
	1	1	

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
版直及关证与Tini自(不入(1 57)	版时次0 工事が用西	TF [1] [1]	C thu
7. 個別業務に関する計画の策定及び個別業務の実施			
7.1 個別業務に必要なプロセスの計画	3.5.2 使用前事業者検査の計画	設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書	
(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、	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	<u>(本文(十一号))</u> に基づき定めている柏崎刈羽	
そのプロセスを確立する。	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,	原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメ	
(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	=====================================	ントシステム計画に従い使用前事業者検査を計画	
事項との整合性を確保する。 (以下「個別業務計画」 はいる) の第字	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大法がなど第9まに定める要は話別でして放認項目、放認規模及び大法会体		
スは変更を行うに当たり、次に掲げる事項 <u>を明確にする。</u>	び方法並びに第2表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。	<u> </u>	
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	海白を塞に計画を水足する。 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		
り起こり得る結果	ついても、使用前事業者検査を計画する。		
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	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		
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	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		
源	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		
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 <u>の適合性を判定するための基準</u> (以下「合否判定基			
準」という。) 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	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。		
e) 個別業務に必要なプロセス及び自該プロセスを実施した指案が個別業 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			
(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			
のとする。			
7.2 個別業務等要求事項に関するプロセス			
7.2.1 個別業務等要求事項として明確にすべき事項			
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。			
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			
b) 関係法令 c) a)b)に掲げるもののほか,組織が必要とする要求事項			
C) d/D/に拘げるもののない、組織が必安とする安小事例			
7.2.2 個別業務等要求事項の審査			
(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。			
(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。			
a) 当該個別業務等要求事項が定められている。			
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。			
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。			
(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。			
 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。			

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 7.3 設計開発 7.3.1 設計開発計画 3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とそのレビュー 設計及び工事の計画では, 設置変更許可申請書 (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 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 (本文(十一号)) に基づき定めている柏崎刈羽 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 段階を第1表に示す。 原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメ ントシステム計画に従い設工認品質管理計画にて 開発を管理する。 設工認における必要な設計,工事及び検査の流れを第1図に示す。 (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。 (1) 実用炉規則別表第二対象設備に対する管理 設計、工事及び検査の各段階の計画を定めている 組織は、設計、工事及び検査の各段階におけるレビューを、第1表に示す a) 設計開発の性質,期間及び複雑さの程度 ことから整合している。 段階において実施するとともに、記録を管理する。 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 このレビューについては、本社組織及び発電所組織で当該設備の設計に 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。

関する専門家を含めて実施する。

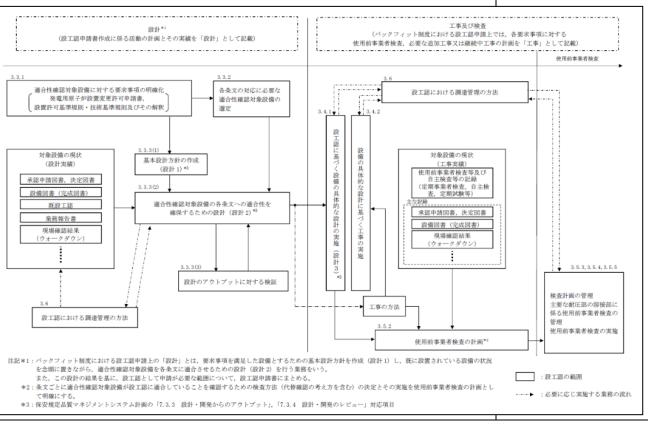
なお, 実用炉規則別表第二対象設備のうち, 設工認申請(届出)が不要な 工事を行う場合は、設工認品質管理計画のうち、必要な事項を適用して設 計,工事及び検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセ スのとおりであること,技術基準規則に適合していることを使用前事業者 検査により確認する。

(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(第1表における「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。

第1図 設工認として必要な設計,工事及び検査の流れ

使用前事業者検査 3. 5. 3, 3. 5. 4, 3. 5. 5 主要な耐圧部の溶接部に 系る使用前事業者検査の



設置変更許可申請書(本文(十一号))				及び工事の計画 詩		整合性	備考
			第1表 設工認	こおける設計、工事	及び検査の各段階		
			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		
		3.3	設計に係る品質管 理の方法		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・開発へのイン	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	プット	技術基準規則等に対応するための設 備・運用の抽出		
	設計	3. 3. 3 (1) *	基本設計方針の作 成(設計1)	7.3.3 設計・開発からのア ウトプット	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・開発からのア ウトプット	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	技術基準規則への適合性を確保する ために必要な設計の妥当性の確認		
		3. 3. 4	設計における変更	7.3.7 設計・開発の変更管 理	設計対象の追加や変更時の対応		
		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・開発からのア ウトプット 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		
	工事	3. 5. 1	使用前事業者檢查	_	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		
	及び検査	3. 5. 2	使用前事業者検査の計画	7.1 業務の計画 7.3.6 設計・開発の妥当性 確認	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工程管理		
		3. 5. 5	使用前事業者検査の実施	機器等の検査等	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	8.2.4 機器等の検査等	適合性確認に必要な継続中工事及び 追加工事の検査を含めた調達管理		
	注記			検査の各段階とそのレ 「7.3.4 設計・開発の	ゲュー」でいう,保安規定品質マネ カレビュー」対応項目		

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
7.3.2 設計開発に用いる情報 (1) 組織は、個別業務等要求事項として設計開発に用いる情報であって、次に掲げるものを明確に定めるとともに、当該情報に係る記録を作成し、これを管理する。 a) 機能及び性能に係る要求事項 b) 従前の類似した設計開発から得られた情報であって、当該設計開発に用いる情報として適用可能なもの c) 関係法令 d) その他設計開発に必要な要求事項 (2) 組織は、設計開発に用いる情報について、その妥当性を評価し、承認する。		原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い <u>設計・開発へのインプットとして</u> 適合性確認対象設備に対する要求事項	
7.3.3 設計開発の結果に係る情報 (1) 組織は、設計開発の結果に係る情報を、設計開発に用いた情報と対比して検証することができる形式により管理する。 (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。 (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。 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。 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。 c) 合否判定基準を含むものである。 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。	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組織は、適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。 (1) 基本設計方針の作成(設計 1) 「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。 (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) 「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。 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。 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)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。	原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い <u>設計・開発からのアウトプットを作成するために設計を実施していること</u>	
7.3.4 設計開発レビュー (1) 組織は,設計開発の適切な段階において,設計開発計画に従って,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。 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。 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。	3.2.2 設計,工事及び検査の各段階とそのレビュー 組織は,設計,工事及び検査の各段階におけるレビューを,第1表に示す段階 において実施するとともに,記録を管理する。	設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書 <u>(本文(十一号))に基づき</u> 定めている柏崎刈羽 原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメ ントシステム計画に従い設計のレビューを実施 し、記録を管理していることから整合している。	
 (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。 (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。 	このレビューについては、本社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。	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柏崎刈羽 原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメ ントシステム計画に従い設計のレビューには専門 家を含めていることから整合している。	

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
(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、設計開発計画に従って検証を実施する。 (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。	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 (3) 設計のアウトプットに対する検証 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。 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) 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。	設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書 <u>(本文(十一号))に基づき</u> 定めている柏崎刈羽 原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメ ントシステム計画に従い <u>設計のアウトプットに対</u> する検証を実施していることから整合している。	
 (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、設計開発計画に従って、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。 (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。 (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。 	3.5.2 使用前事業者検査の計画 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。 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第2表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。 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。 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。 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。	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柏崎刈羽 原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメ ントシステム計画に従い使用前事業者検査を計画 していることから整合している。	
7.3.7 設計開発の変更の管理 (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。 (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。 (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。 (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。	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。	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柏崎刈羽 原子力発電所原子炉施設保安規定の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していることから整合している。	

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
7.4 調達 7.4.1 調達プロセス (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。		設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書 <u>(本文(十一号))に基づき</u> 定めている柏崎刈羽 原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメ ントシステム計画に従い調達管理を実施している ことから整合している。	
(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。	3.6.3 調達製品の調達管理 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。	原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメ	
	(1) 仕様書の作成 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)。 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。		
	(2) 調達製品の管理 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、 <u>製品に応じた必要な管理を実施する。</u>	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柏崎刈羽 原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメ 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。	
(3) 組織は、調達物品等要求事項に従い、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。 (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。 (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。 (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。	3.6.1 供給者の技術的評価 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。 3.6.2 供給者の選定 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。	設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書 <u>(本文(十一号))</u> に基づき定めている柏崎刈羽 原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメ ントシステム計画に従い <u>供給者の評価を実施し、</u> 選定していることから整合している。	
7.4.2 調達物品等要求事項 (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。 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 b) 調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項 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	3.6.3 調達製品の調達管理 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 <u>ド分けを適用する。</u> (1) 仕様書の作成 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	原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い <u>仕様書を作成しているこ</u>	

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
 d) 調達物品等の不適合の報告及び処理に係る要求事項 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 f) 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項 g) その他調達物品等に必要な要求事項 (2) 組織は、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。 (3) 組織は、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。 (4) 組織は、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。 	管理する(「3.6.3(2) 調達製品の管理」参照)。 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。	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柏崎刈羽 原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメ ントシステム計画に従い調達管理における原子力 規制委員会の職員による供給先の工場等の施設へ の立ち入り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。	
(1) 組織は、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。 (2) 組織は、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。	(2) 調達製品の管理 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。 (3) 調達製品の検証 組織は、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。 組織は、機給者先で検証を実施する場合、あらかじめ仕様書で接証の要領 及び調達製品の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。 3.6.4 受注者品質監査 組織は、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、受注者品質 監査を実施する。 3.6.5 設工認における調達管理の特例 設工認の対象となる適合性確認対象設備は、「3.6 設工認における調達管理の 方法」を以下のとおり適用する。 (1) 新規制基準施行以前に設置している適合性確認対象設備 設工認の対象となる設備のうち、新規制基準施行以前に設置している適合性確認対象設備は、設置当時に調達を完了しているため、「3.6 設工認に おける調達管理の方法」に基づく管理は適用しない。 (2) 既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備は、「3.6.1 供給者の技術的評価」から「3.6.3(2) 調達製品の管理」まで、調達当時のグレード分けの考え方で管理を完了しているため、「3.6.3(3) 調達製品の検証」以降の管理を設工認 に基づき管理する。 (3) 既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備は、「3.6.1 供給者の技術的評価」から「3.6.3(1) 仕様書の作成」まで、調達当時のグレード分けの考え方で管理を設工認 に基づき管理する。 (3) 既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備は、「3.6.1 供給者の技術的評価」から「3.6.3(1) 仕様書の作成」まで、調達当時のグレード分けの考え方で管理を完了しているため、「3.6.3(2) 調達製品の管理」以降の管理を設工認に基づき管理す	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柏崎刈羽 原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い、調達製品の検証を実施していることから整合している。	

設計及び工事の計画 該当事項 整合性 7.5.1 個別業務の管理 8.4 工事に係る品質管理の方法 8.2 工事を係る品質管理の方法 8.3 工業の計画に及づき、他別業務を設定機力とき返す。 9. この意象を変更した政値を展入するために必要な上事を以下のとおり実施 9. この意象を変更と応数値を展入するために必要な上事を必要な上事を受力という。 1. 監察別案のとおの改構が利用できる体制にある。 1. 監察別案のとおの改権が利用できる体制にある。 1. 監察別案のとおの改権が利用できる体制にある。 1. 監察別を変更している。 1. 監察別案のと対して実施する。 2. 2 2 2 2 2 2 3 2 2 3 2 2 3 2 2 3 2 2 3 2 2 3 2 2 3 2 2 3 2 2 3 2 2 3 2 2 3 2 2 3 2 2 3 2 2 3	備考
7.5 個別業務の管理 7.5.1 個別業務の管理 7.5.1 個別業務の管理 17.5.1 個別業務の管理 18.5.1 人のに必要が自然のよれられると解している。 18.5.2 人のに対したとなりに対している。 19.5 年本の主がに要から要な情報が利用できる体制にある。 19.5 年本の主がに要から要な情報が利用できる体制にある。 19.5 日本の主がした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」 25.5 にお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」 25.5 におしる活動と調達を収力したがよう。 25.5 におしまっている。 25.5 におしまっている。 26.5 記憶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 25.5 住民の主がした。 26.5 記憶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 25.5 住民の主がした。 26.5 記憶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 25.5 住民の主がした。 26.5 記憶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 25.5 住民の主がした。 26.5 記憶管理のために必要な上で表の主要を対している設備。 26.5 記憶管理のために必要な上で表の言葉として実施していることが、 26.5 記憶管理のために基づく工事の実施 26.5 記憶管理のために基づく工事の実施 26.5 記憶を選出を消し、正本を着している設備。 26.5 記憶管理のために基づく工事の実施 26.5 記憶を実施するための工事を上に工事を着けましている設備。 26.5 記憶管理のために基づり、 26.5 記憶を見までは、15.5 使用的事業者検査の方法」に適している。 26.5 に用事業者検査の方法 26.5 記憶性を認知象数値のうまのに工事を着していることを推定している。 26.5 使用的事業者検査の方法 26.5 記憶性を認知象数値が、認可された設工器に記載された 26.5 記憶性を選別象数値が、認可された設工器に記載された 26.5 記憶性を選別象数値が、認可された設工器に記載された 26.5 記憶性を選別象数値が、認可された設工器に記載された 26.5 記憶性を定述を応じていることを 26.5 記憶性を定述対象数値が、認可された設工器に記載された 26.5 記憶性を定述対象数値が、認可された設工器に対する 26.5 記憶性を定述対象数値が、認可された設工器に記載された 26.5 記憶性を定述対象数値が、認可された設工器を記述された 26.5 記憶性を定述対象を表述された 26.5 記憶性を定述するというなが、これに対するとい	
7.5.1 個別業務の管理 組織は、個別業務を整理 組織は、直列装後を次に掲げる主項(当該個別業務 組織は、正美政階において、設工認に基づく政備の具体的な設計の実施(設計 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 2. その結果を反映した政権を選入するために必要な工事を以下のとおり実施 (2.) 再分離歳の保安のために必要な情報が利用できる体制にある。 (3.) 当該個別業務を関立し会と対している。 (4.) 監視測定のための設備を使用している。 (5.) 8.2 3 に基づき監視測定を実施している。 (6.) 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。 (6.) 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。 (7.) 適合性確認対象政備のうち、新規制基準施行以前に設置している政権 (8.) 過度では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。 (8.) 3 (2.) (2.) (3.) (3.) (3.) (4.) (4.) (4.) (4.) (4.) (4.) (4.) (4	
 7.6.1 個別業務の管理 組織は、個別業務が計画に基づき、個別業後を次に掲げる事項(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、) に適合するように支施する。 (1) 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。 (2) 手順書等が必要な時に利用できる体制にある。 (3) 当該個別業務が上最合う設備が良性している。 (4) 監視側定のための設備が上最合う設備が見出できる体制にあり。かつ、当該設備を使用している。 (6) 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り、 1.6. 設工部における調達管理の方法」に記載された。	
組織は、預別業務計画に基づき。例別業務を次に掲げる事項(当該傾別業務 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。 1)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。 (2)手順書等が必要な時に利用できる体制にある。 (3)当該個別業務に見合う設備を使用している。 (4) 監視測定のための設備が利用できる体制にある。 (5) 8.2.3 に基づき監視測定を実施している。 (6) 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いるとの企業を注しましている。 (6) 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いる。 (7本文 (十一号))に基づき定めの品質マネジスと表別に認いる。 (2)大の結果を反映した設備を設置する場合は、設定に基づく工事の方法」に記していることを確認された正式に設定している。 (5) 8.2.3 に基づき監視測定とれた設工部に記載された (2)大の表で表別に認いままままた。 (6) 品質管理の方法は、設定性確認対象設備の。認可された設工部に記載された (2)大の表で表別に認定を定し、設定性認対象設備が、認可された設工部に記載された (2)大の表でに、適合性確認対象設備が、認可された設工部に記載された (2)大の表でに、適合性確認対象設備が、認可された設工部に記載された (2)大の表でに、適合性確認対象設備が、認可された設工部に記載された (2)大の表でに、適合性確認対象設備が、認可された設工部に記載された (2)大の事業を検査では、適合性確認対象設備が、認可された設工部に記載された (2)大の表で表別で記述を確認対象と表の表で表別である。 (3) 3 3 3 3 4 2 2 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	
2. その結果を反映した設備を選入するために必要なは下のとおり実施 (1) 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。 (2) 手順書等が必要な時に利用できる体制にある。 (3) 当該個別業務に見合う設備を使用している。 (4) 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。 (5) 8.2.3 に基づき監視測定を実施している。 (6) 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 変行っている。 (7) 第一次ではよびき、プロセスの次の段階に進むことの承認 変行っている。 (8) 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 変行っている。 (9) 経費を使用している。 (1) 原子炉施設の保安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。 (1) 原子炉施設の保安のための設備が利用できる体制にある。 (2) 手順書等が必要な地では、100 に表して実施している。と適用して実施する。 (3) 4.2 設備の具体的な設計に基づく設備を設置するための工事を、「工事の方法」に記載を表している設備におしている。 を担心工事の手順では、「3.6 使用前事業者検査の方法」から実施する。 (5) 8.2.3 に基づき、プロセスの次の段階に進むことの承認 の大にし、適合性確認対象設備が、説可された設工認に載された。 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査の方は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された。 は機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、保安規定に基づく使用前事業者検査を例で・正実施する。 3.5.1 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査では、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された 性機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 を用事なるを対していることを に対していることを に対していることを を用事する検査では、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された を用事などを確保していることを	
 ②。 ② 手順書等が必要な時に利用できる体制にある。 ② 手順書等が必要な時に利用できる体制にある。 ③ 当該個別業務に見合う設備を使用している。 ④ 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。 ⑤ 8.2.3 に基づき監視測定を実施している。 ⑥ 8.2.3 に基づき監視測定を実施している。 ⑥ 6 8.2.3 に基づき監視測定を実施している。 ② 6 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2	
(1) 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。 (2) 手順書等が必要な時に利用できる体制にある。 (3) 当該個別業務に見合う設備を使用している。 (4) 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。 (5) 8.2.3 に基づき監視測定を実施している。 (6) 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住用している。 (7) を通信となる。 (8) を通信とは、設工認に活づく式費備を設置するための工事を、「工事の方法」に能います。 立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」に能います。 立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」に能いませた。 とたし、適合性確認対象設備のうち、新規制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対している。 (6) 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し、適合性確認対象設備のうち、新規制基準施行以前に設置している設置している設置については、「3.5 使用前事業者検査の方法」から実施する。 3.5 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査をの確認事項 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査での確認事項	
(2) 手順書等が必要な時に利用できる体制にある。 (3) 当該個別業務に見合う設備を使用している。 (4) 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。 (5) 8.2.3 に基づき監視測定を実施している。 (6) 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全元している。 を適用して実施する。 3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施組織は、設工認に基づくなめの工事を、「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」に記載されたことの設備については、「3.5 使用前事業者検査の方法」から実施する。 3.5 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査の方法」から実施する。 3.5 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査を計画し、工事を主管する節所からの独立性を確保した検査体理的に適合していることを確認するため、保安規定に基づく使用前事業者検査を計画し、工事を主管する節所からの独立性を確保した検査体別の下、実施する。 3.5.1 使用前事業者検査での確認事項使用前事業者検査での確認事項を対象設備が、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	
(3) 当該個別業務に見合う設備を使用している。 (4) 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。 (5) 8.2.3 に基づき監視測定を実施している。 (6) 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。 (6) 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。 (6) 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。 (6) 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、適合性確認対象設備のうち、新規制基準施行以前に設置している設備につ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。 3.5 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査を計画し、工事を主覧する適所からの独立性を確保した検査体制の下、実施する。 3.5.1 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査では、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 を用前事業者検査では、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	
(4) 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。 (5) 8.2.3 に基づき監視測定を実施している。 (6) 8.2.3 に基づき監視測定を実施している。 (6) 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。 を行っている。 を行っている。 ただし、適合性確認対象設備のうち、新規制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。 3.5 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査の方法 を確認するため、保安規定に基づく使用前事業者検査を計画し、工事を主覚する節所からの独立性を確保した検査体制の下、実施する。 3.5.1 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査での確認事項	
している。 (5) 8.2.3 に基づき監視測定を実施している。 (6) 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つている。 を行つている。 *** を行っている。 ** ** ** ** ** ** ** ** **	
(5) 8.2.3 に基づき監視測定を実施している。 (6) 品質管理に関する事項に基づき,ブロセスの次の段階に進むことの承認を行っている。 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。 ただし、適合性確認対象設備のうち、新規制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。 3.5 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査の方法 使規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、保安規定に基づく使用前事業者検査を計画し、工事を主管する簡所からの独立性を確保した検査体制の下、実施する。 3.5.1 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査では、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	
(6) 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。 を行っている。 を行っている。 を行っている。 を行っている。 をだし、適合性確認対象設備のうち、新規制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。 3.5 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工器に記載された (住族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、保安規定に基づく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。 3.5.1 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査では、適合性確認対象設備が、認可された設工器に記載された 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	
を行っている。 ただし、適合性確認対象設備のうち、新規制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。 3.5 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査は、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、保安規定に基づく使用前事業者検査を計画し、工事を主管する簡所からの独立性を確保した検査体制の下、実施する。 3.5.1 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査では、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	
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。 3.5 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された 世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、保安規定に基づく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。 3.5.1 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査では、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された と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	
3.5 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査は、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、保安規定に基づく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。 3.5.1 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査では、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	
使用前事業者検査は、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、保安規定に基づく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。 3.5.1 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査では、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	
使用前事業者検査は、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、保安規定に基づく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。 3.5.1 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査では、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	
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、保安規定に基づく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。 3.5.1 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査では、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	
認するため、保安規定に基づく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。 3.5.1 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査では、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	
所からの独立性を確保した検査体制の下,実施する。 3.5.1 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査では、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	
3.5.1 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査では、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	
使用前事業者検査では、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	
使用前事業者検査では、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	
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	
Table 1 - 2 - 2 - 2 - 2 - 2 - 2 - 2 - 2 - 2 -	
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。	
これらの項目のうち、①を第2表に示す検査として、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。	
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。)が実施する検査の信頼性の確認を行い、設工認に基づく検査の信頼	
性を確保する。	
3.5.2 使用前事業者検査の計画	
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。 使用前事業者検査と計画する。 使用前事業者検査は「工事の方法」と記載された使用前事業者検査の項目及	
使用前事業者検査は <u>,「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及</u> び方法並びに第2表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	
<u>い方伝並いに免さなに足める多水種がことに健心切り、</u> 性 <u>心切ぶ及い主な便宜切</u> 目を基に計画を策定する。	
<u>ログ奉に可興さ水だりる。</u> 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。	
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	

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
	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。		
	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。		
	3.5.3 検査計画の管理		
	組織は、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。		
	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。		
	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		
	組織は、 <u>溶接が特殊工程であることを踏まえ</u> 、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。		
	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。		
	3.5.5 使用前事業者検査の実施		
	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。 (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。		
	(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。_		
	(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。		
	(4) 使用前事業者検査の検査要領書の作成 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</u>		
	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。		
	(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		
	超極は、便宜安原育に至りさ、唯立された便宜性型ジェで、「灰巾町事来包 検査を実施する。		
	第2表 要求種別に対する確認項目及び確認の視点		
	要求種別 確認項目 確認視点 主な検査項目		
	設 名称,取付箇 設計要求どおりの名 ・据付検査		
	置 所、個数、設 称、取付箇所、個数で ・状態確認検査		
	設 要 置状態,保管 設置されていることを ・外観検査 設 計 求 状態 確認する。		

設置変更許可申請書(本文(十一号))		設計及で	び工事の計画 該当事項		整合性	備考
		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		- ****
	機能要求	全 上記以外の所	目的とする機能・性能 が発揮できることを確 認する。	造検査 ・外観検査 ・据付検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・機能・性能検査 ・特性検査 ・状態確認検査		
	計 征 要 才	要水事頃 評価結果を設	評価条件を満足していることを確認する。 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。	・状態確認検査 ・内容に応じて, 設置要求,系統 構成,機能要求		
	運用要認	求 手順確認	(保安規定) 手順化されていること を確認する。	の検査を適用 ・状態確認検査		
		権認対象設備の施設 忍対象設備の <u>工事は</u>	だ管理 は <u>,保安規定に規定する施</u>	<u>設管理に基づき業務を</u>	設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書 <u>(本文(十一号))に基づき</u> 定めている柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い <u>施設管理を実施していることから整合している。</u>	
7.5.2 個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認 (1) 組織は、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に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。 (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。						
(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。 (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。 a) 当該プロセスの審査及び承認のための判定基準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c) 妥当性確認の方法						

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
7.5.3 識別管理及びトレーサビリティの確保 (1) 組織は、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。 (2) 組織は、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。	3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ (1) 計測器の管理 組織は、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、 検査で使用する計測器について、校正・検証及び識別等の管理を実施する。 (2) 機器、弁、配管等の管理 組織は、保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、機器、弁及び配管類について、刻印、夕グ、銘板、台帳、塗装表示等にて管理する。	設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書 <u>(本文(十一号))に基づき</u> 定めている柏崎刈羽 原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメ ントシステム計画に従い識別管理を実施している ことから整合している。	
7.5.4 組織の外部の者の物品 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。 7.5.5 調達物品の管理 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。			
7.6 監視測定のための設備の管理 (1) 組織は、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。 (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。 (3) 組織は、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。 a) 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っては、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。 b) 校正の状態が明確になるよう、識別されている。 c) 所要の調整がなされている。 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。 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。 (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。 (5) 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。 (6) 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。	3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ (1) 計測器の管理 組織は、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、 検査で使用する計測器について、校正・検証及び識別等の管理を実施する。	設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書 <u>(本文(十一号))に基づき</u> 定めている柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い監視測定のための計測器の管理を実施していることから整合している。	

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
8. 評価及び改善			
8.1 監視測定,分析,評価及び改善 (1) 知徳は、監視測定、八年、評価及び改善 (1) 知徳は、監視測定、八年、評価及び改善 (2) おおまに係るプロセスな計画し、実施す			
(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。			
3。 (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。			
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。			
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。			
つまれず頃を子順音寺に足める。 (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。			
(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。			
, ,			
8.2.3 プロセスの監視測定			
(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。			
(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。			
(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。			
めた桁米を持ることができることを美証する。 (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			
14/ 祖禰は,いの監呪側たり祏未に本づき,休女佰期り以音りために,必要			<u>.</u> j

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
な措置を講じる。 (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。	3.5.5 使用前事業者検査の実施	記まなど工事の計画では、記器が再述可由禁事	
8.2.4 機器等の検査等 (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、個別業務計画に従って、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。 (2) 組織は、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。 (3) 組織は、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。 (4) 組織は、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。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。 (5) 組織は、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と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。 (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。	使用前事業者検査に、検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。 (1) 使用前事業者検査には事する者は、あらかじめ教育・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。 (2) 使用前事業者検査の独立性確保 使用前事業者検査の体力性確保 使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。 (3) 使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。 (4) 使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。 (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。 (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。 3.5 使用前事業者検査は、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、保安規定に基づく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。	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柏崎刈羽 原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメ ントシステム計画に従い使用前事業者検査を実施 していることから整合している。	
8.3 不適合の管理 (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、当該機器等又は個別業務を特定し、これを管理する。 (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。 (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。 a) 発見された不適合を除去するための措置を講ずる。 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(以下「特別採用」という。)。 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。 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	3.8 不適合管理 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。	設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書 <u>(本文(十一号))に基づき</u> 定めている柏崎刈羽 原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメ ントシステム計画に従い <u>不適合管理を実施してい</u> ることから整合している。	

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
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。			
(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。			
(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。			
8.4 データの分析及び評価			
(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。			
(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。			
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			
b) 個別業務等要求事項への適合性			
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。)			
d) 調達物品等の供給者の供給能力			
8.5 改善			
8.5.1 継続的な改善			
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。			
8.5.2 是正処置等			
(1) 組織は、個々の不適合その他の事象が原子力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。			
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。			
(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			
(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			
b) 必要な是正処置を明確にし、実施する。			
c) 講じたすべての是正処置の実効性の評価を行う。			
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。			
e) 必要に応じ、品質マネジメントシステムを変更する。			
f) 原子力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。			
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。 (2) 組織は,(1)に掲げる事項について,手順書等に定める。			
(2) 組織は、(1)に掲げる事項について、手順書等に足める。 (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			

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
通する原因を明確にした上で、適切な措置を講じる。			
8.5.3 未然防止処置 (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。 a) 起こり得る不適合及びその原因について調査する。 b) 未然防止処置を講ずる必要性について評価する。 c) 必要な未然防止処置を明確にし、実施する。 d) 講じたすべての未然防止処置の実効性の評価を行う。 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。 (2) 組織は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。			
B. 2号炉 1号炉に同じ。			
C. 3号炉 1号炉に同じ。			
D. 4号炉 1号炉に同じ。			
E. 5号炉 1号炉に同じ。			
F. 6号炉 1号炉に同じ。			
G. 7号炉 1号炉に同じ。			

V-1-1-2 人が常時勤務し、又は頻繁に出入する工場又は事業所内の場所における線量に関する説明書

1.	概要 ••••••	1
2.	場所の区分 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
2.	1 管理区域,保全区域及び周辺監視区域の設定 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
3.	遮蔽設計上の基準線量当量率 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
4.	線量当量率の管理方針・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2

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42条1項及び2項に基づき周辺監視区域外の公衆並びに放射線業務従事者等が放射線被ばくから十分安全に防護されるように、管理区域、保全区域及び周辺監視区域を設定することについて説明するものである。

なお、設計基準対象施設としては、要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は,重大事故等時に使用する高圧代替注水系の設置に伴い従来の線量区分から一部変更が あるため説明する。

2. 場所の区分

2.1 管理区域,保全区域及び周辺監視区域の設定

(1) 管理区域

外部放射線に係る線量,空気中の放射性物質の濃度又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」(以下「線量限度等を定める告示」という。)(第2条)に定められた値を超えるか、又はそのおそれのある区域はすべて管理区域とする。実際には部屋、建物、その他の施設の配置及び管理上の便宜をも考慮して、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋、サービス建屋の一部、固体廃棄物貯蔵庫等を管理区域とする。

(2) 保全区域

「実用発電用原子炉の設置,運転等に関する規則」(以下「実用炉規則」という。) (第2条)の規定に基づき,原子炉施設の保全のために特に管理を必要とする区域で あって管理区域以外の区域を保全区域とする。

(3) 周辺監視区域

外部放射線に係る線量,空気中若しくは水中の放射性物質の濃度が,「線量限度等を 定める告示」(第2条及び第8条)に定められた値を超えるおそれのある区域を周辺監 視区域とする。

3. 遮蔽設計上の基準線量当量率

通常運転時の遮蔽の設計の基準とする線量当量率は、その場所での最大滞在時間を推定し、この時間を基にし、次のようにした。

区分		基準外	部線量当量率
管理区域外	A: 管理区域外	0.006	mSv/h 以下
管理区域内	B: 週48時間以内の立ち入り C: 週10時間以内の立ち入り D: 週2時間以内の立ち入り E:(ごく短時間しか立ち入らないところ) F:(通常は立ち入り不要のところ)	0. 01 0. 05 0. 25 1	mSv/h 未満 mSv/h 未満 mSv/h 未満 mSv/h 未満 mSv/h 以上

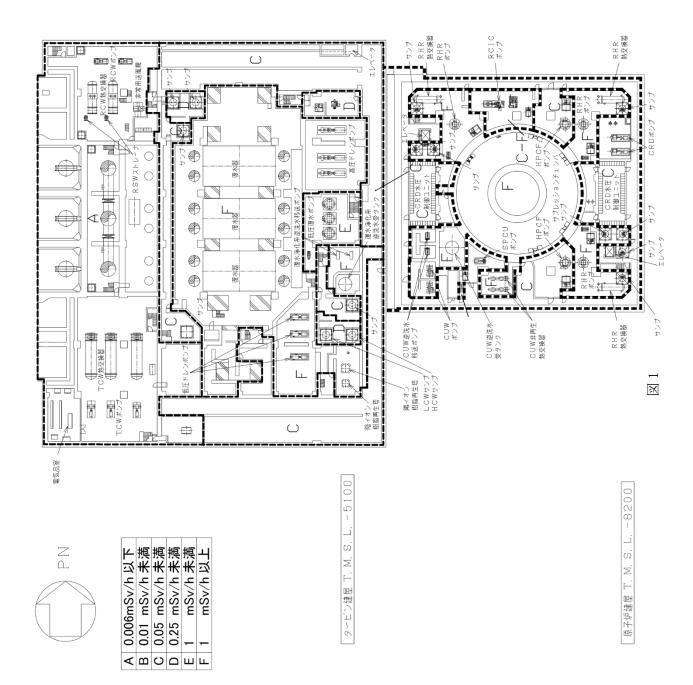
上表に基づく発電所内の遮蔽設計上の区域区分を図1~図7に示す。

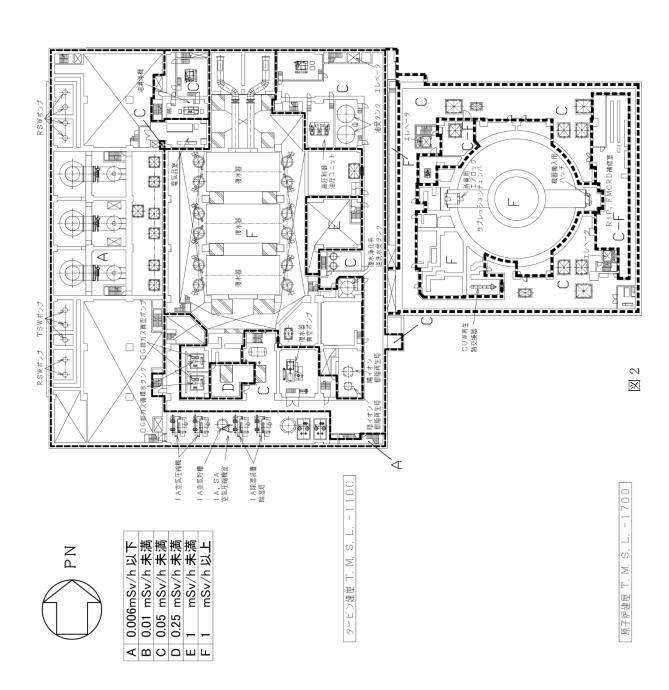
なお,区域区分図の内 C-F は通常運転時に C,機器作動時に F,また, D-F は通常運転時に D,機器作動時に F であることを示す。

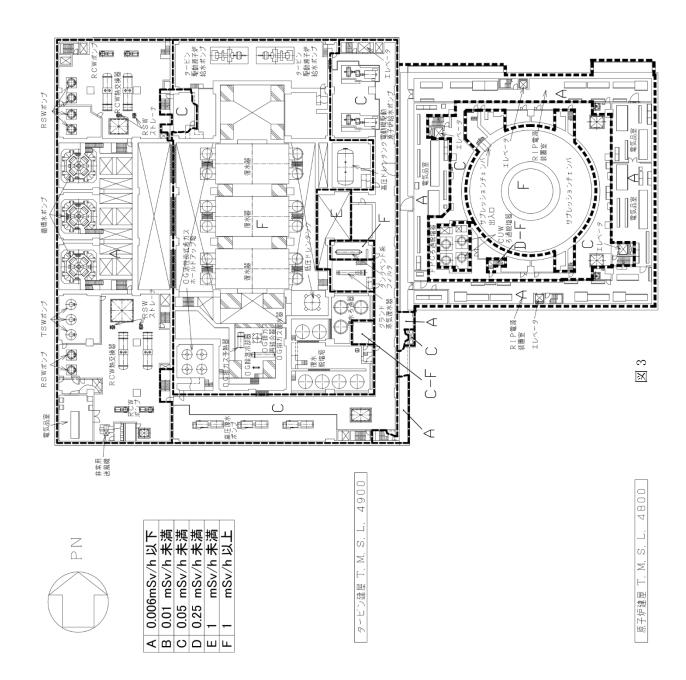
4. 線量当量率の管理方針

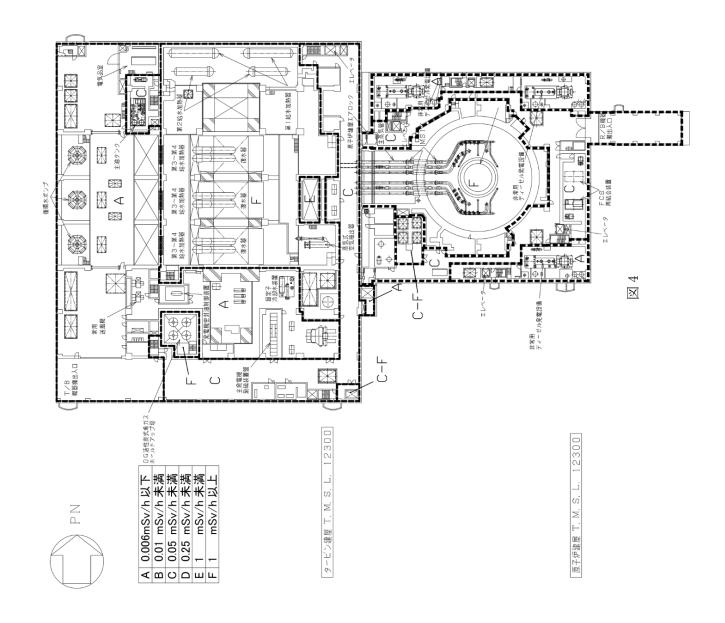
上表に示した作業時間は、毎週必ず行われるものではなく、立ち入りに対する制限は、線量当 量率、作業時間及び個人の線量当量等を考慮して定める。

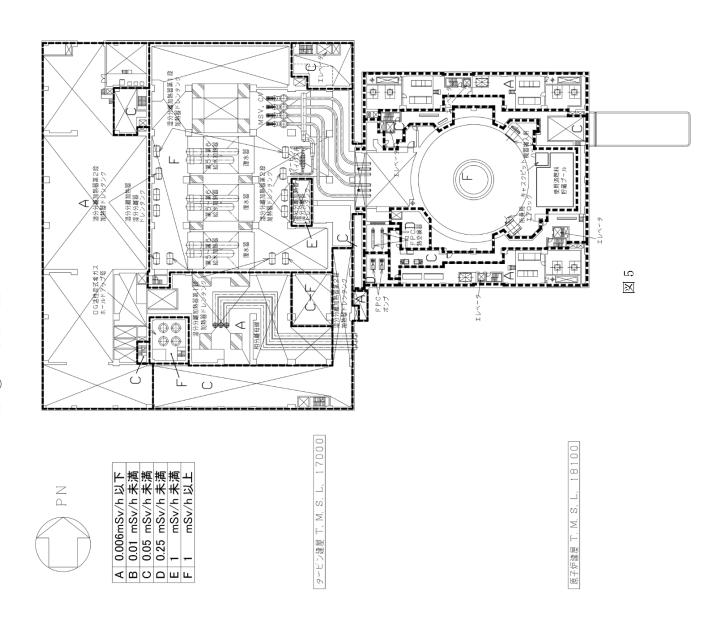
なお、個人の線量当量については、我が国の現行法規に規定された限度を十分下回るように管理する。

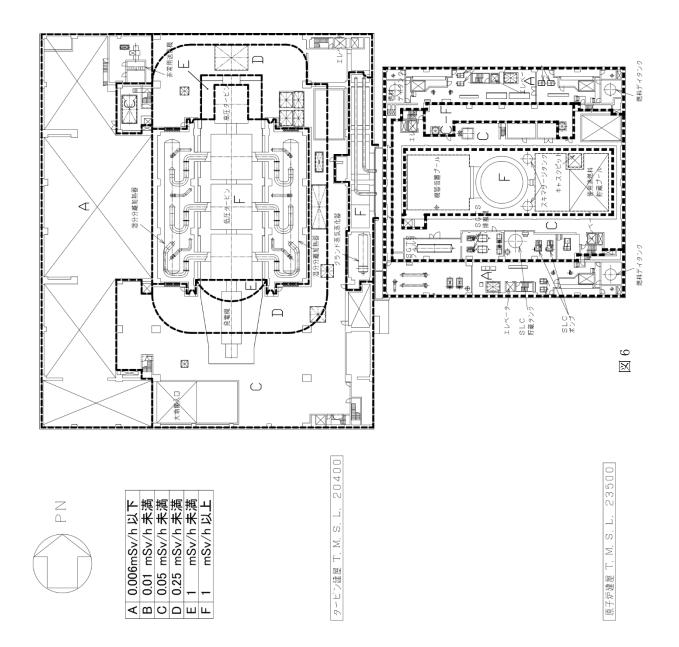


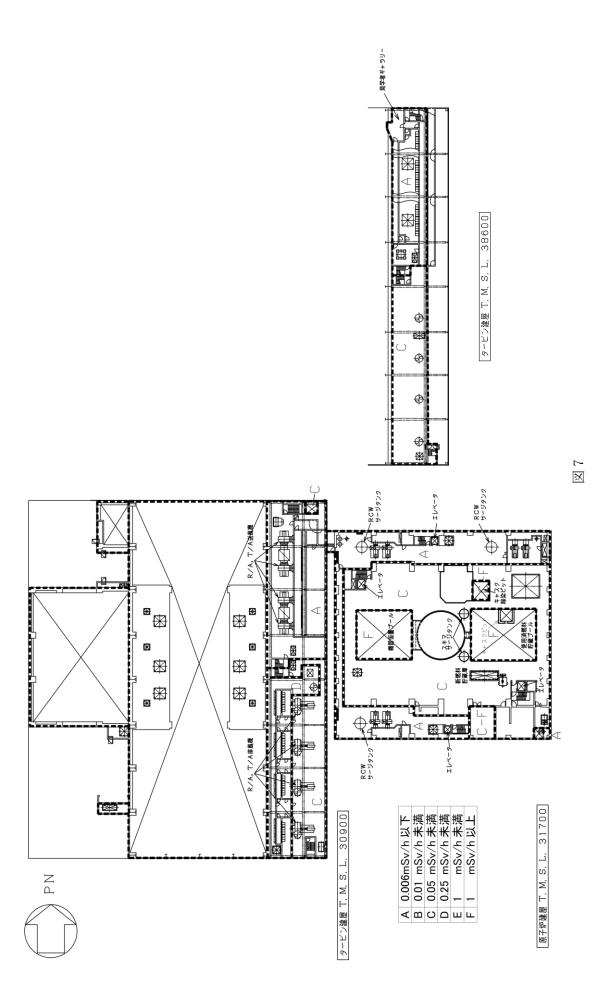












V-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による 損傷の防止に関する説明書

目 次

V-1-1-3-1 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

V-1-1-3-1-1 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

V-1-1-3-1-2 防護対象の範囲

V-1-1-3-2 津波への配慮に関する説明書

V-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針

V-1-1-3-2-2 基準津波の概要

V-1-1-3-2-3 入力津波の設定

V-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価

V-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針

V-1-1-3-3 竜巻への配慮に関する説明書

V-1-1-3-3-1 竜巻への配慮に関する基本方針

V-1-1-3-3-2 竜巻の影響を考慮する施設及び固縛対象物の選定

V-1-1-3-4 火山への配慮に関する説明書

V-1-1-3-4-1 火山への配慮に関する基本方針

V-1-1-3-4-2 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定

V-1-1-3-4-3 降下火砕物の影響を考慮する施設の設計方針

V-1-1-3-5 外部火災への配慮に関する説明書

V-1-1-3-5-1 外部火災への配慮に関する基本方針

V-1-1-3-5-2 外部火災の影響を考慮する施設の選定

V-1-1-3-5-3 外部火災防護における評価の基本方針

V-1-1-3-5-4 外部火災防護に関する許容温度設定根拠

V-1-1-3-5-5 外部火災防護における評価方針

V-1-1-3-5-6 外部火災防護における評価条件及び評価結果

V-1-1-3-5-7 二次的影響(ばい煙)及び有毒ガスに対する設計

V-1-1-3-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

V-1-1-3-1 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

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は、以下の資料により構成されている。

V-1-1-3-1-1 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

V-1-1-3-1-2 防護対象の範囲

V-1-1-3-1-1 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	1
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	3
3. 3	2 人為事象	7
;	3.2.1 人為事象に対する具体的な設計上の配慮	7
4.	組合せ	11
4.	1 自然現象の組合せについて	11
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 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	14
1	3 組合社を考慮した荷重評価について	15

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、V-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、低温(凍結)、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響及び生物学的事象の自然現象(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、V-1-1-7「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ることがないよう、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人為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火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機墜落による火災)、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害により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。)に対してその安全性が損なわれないよう、防護措置その他、対象とする発生源から一定の距離を置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、航空機の墜落については、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。

航空機の墜落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、V-1-1-7「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ることがないよう、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。

2.3 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、系統及び機器とする。その上で、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、 系統及び機器に加え、それらを内包する建屋を外部事象から防護する対象(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(使用済燃料貯蔵プール)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、外部からの衝撃に対して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、V-1-1-3-1-2「防護対象の範囲」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、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。

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、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9事象に津波を含め,10事象とする。

- 津波
- · 風 (台風)
- 竜巻
- 低温(凍結)
- 降水
- 積雪
- 落雷
- 地滑り
- ・火山の影響
- 生物学的事象

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又は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又は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、取水路、放水路等の経路からの津波を流入させない設計と するため、補機冷却用海水取水槽の上部床面に取水槽閉止板を設置する。

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、タービン建屋内の区画境界部及び他の建屋との境界部に水密扉及び床ドレンライン浸水防止治具の設置並びに貫通部止水処置を実施する。

引き波時の水位の低下時は、水面が原子炉補機冷却海水ポンプの取水可能水位を下回る可能性があることから、取水口前面の海中に海水貯留堰を設置し海水を貯留することで、原子炉補機冷却海水ポンプの取水可能水位を下回らない設計とする。また、大容量送水車(熱交換器ユニット用)及び大容量送水車(海水取水用)の付属品である水中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、補機冷却用海水取水槽に取水槽水位計、7号機主排気筒に津波監視カメラを設置 する。

詳細については、V-1-1-3-2「津波への配慮に関する説明書」に示す。

(2) 風(台風)

外部事象防護対象施設は、設計基準風速(40.1m/s,地上高10m,10分間平均)による風荷重に対して、機械的強度を有することにより、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 92m/s の竜巻(以下「設計竜巻」という。)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に機械的、機能的及び二次的な波及的影響を及ぼす可能性がある施設の影響について考慮した設計とする。

詳細については、V-1-1-3-3「竜巻への配慮に関する説明書」に示す。

(4) 低温(凍結)

外部事象防護対象施設は、設計基準温度(-15.2°C、24 時間及び-2.6°C、173.4 時間)による低温(凍結)に対して、屋内設備については換気空調系により環境温度を維持し、屋外設備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

外部事象防護対象施設は,設計基準降水量(101.3mm/h)の降水による浸水に対して,設計基準降水量を上回る排水能力を有する構内排水路による海域への排水及び建屋止水処置等を行うとともに,設計基準降水量の降水による荷重に対して,排水口による海域への排水を行うことにより,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。

(6) 積雪

外部事象防護対象施設は、設計基準積雪量(167cm)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、及び除雪を実施することにより、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、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(200kA)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系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、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) 地滑り

外部事象防護対象施設は、地滑りに対して、斜面からの離隔距離を確保し地滑りのおそれがない位置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。

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。

(9) 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35cm,粒径8.0mm以下,密度1.5g/cm³(湿潤状態)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、V-1-1-3-4「火山への配慮に関する説明書」に示す。

(10) 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、海洋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ことにより、安全機能を損なわない設計とする。

海洋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洋生物に対しては、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、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、屋内設備は建屋止水処置等により、屋外設備は端子箱貫通部の閉止処置等を行うことにより小動物の侵入を防止し、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、海洋生物に対して、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。

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、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4事象とする。

- ・火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機墜落による火災)
- ・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、燃料輸送車両の火災・爆発として近隣工場等の火 災・爆発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 $21\cdot06\cdot25$ 原院第 1 号)等に基づき評価した結果,約 3.4×10^{-8} 回/炉・年であり,防護設計の要否を判断する基準である 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,防護設計の要否を判断する基準を超える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、防護措置その他の適切な措置を講じる必要はない。なお、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。ただし、可搬型重大事故等対処設備に対しては航空機の墜落を考慮し、建屋内に保管するか、又は屋外において設計基準対象施設等と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。

注記*1: 航空路誌(令和元年10月10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) 火災・爆発(森林火災,近隣工場等の火災・爆発,航空機墜落による火災)
 - a. 森林火災

人為事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もとに求めた、設置(変更)許可を受けた防火帯の外縁(火炎側)における最大火線強度から算出される火炎輻射発散度(100kW/m²)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を確保する設計とする。

b. 近隣工場等の火災・爆発

(a) 石油コンビナート施設の火災・爆発

発電所敷地外 10km 以内の範囲において,石油コンビナート施設は存在しないため, 火災・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。

(b) 危険物貯蔵施設の火災

発電所敷地外半径 10km 以内の危険物貯蔵施設の火災については、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 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を確保する設計とする。

(c) 高圧ガス貯蔵施設の火災・爆発

発電所敷地外半径 10km 以内の高圧ガス貯蔵施設の火災については、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を確保する設計とする。

爆発については、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を確保する設計とする。また、ガス爆発による容器破裂時の破片の最大飛散距離を算出し、その最大飛散距離を上回る 離隔距離を確保する設計とする。

(d) 燃料輸送車両の火災・爆発

発電所敷地外半径 10km 以内の燃料輸送車両の火災については、燃料積載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を確保する設計とする。

爆発については、燃料積載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を確保する設計とする。また、 ガス爆発による容器破裂時の破片の最大飛散距離を算出し、その最大飛散距離を上回 る離隔距離を確保する設計とする。

(e) 漂流船舶の火災・爆発

発電所敷地外で発生する漂流船舶の火災については、燃料積載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を確保する設計とする。

爆発については、燃料積載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を確保する設計とする。なお、 ガス爆発による飛来物の影響については、柏崎刈羽原子力発電所に最も距離が近い航 路でも 30km 以上の離隔距離があり、漂流した船舶が発電所周辺まで流れ着いた後に 爆発し、なおかつ爆発に起因した飛来物が発電用原子炉施設に衝突する可能性は非常 に低いため、飛来物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。

(f) 発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災

発電所敷地内に設置する屋外の危険物タンク等の火災については、貯蔵量等を勘案して火災源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。

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設計とする。

発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災と航空機墜落による火災の重畳火災については、敷地内の危険物タンク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、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設計とする。

森林火災、石油コンビナート施設の火災、発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災、航空機墜落による火災等に伴うばい煙等発生時の二次的影響については、外気を取り込む空調系統、外気を設備内に取り込む機器及び室内の空気を取り込む機器に対し、ばい煙の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。

火災・爆発(森林火災,近隣工場等の火災・爆発,航空機墜落による火災)に対する重 大事故等対処設備については、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、防火帯により防 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。

詳細については、「3.2.1(2) 有毒ガス」と合わせてV-1-1-3-5「外部火災への配慮に関

する説明書」に示す。

(2) 有毒ガス

発電所の敷地及び敷地周辺の状況から想定される人為事象のうち、外部火災起因を含む 有毒ガスが発生した場合には、中央制御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の閉止、中央制御室内の空気を循環させる再循環運転の実施及び 必要に応じ中央制御室以外の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、有毒ガスの侵入を防止するよう、外気取入ダンパの閉止、再循環運転の実施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を考慮する必要はない。

詳細については、「3.2.1(1) 火災・爆発(森林火災,近隣工場等の火災・爆発,航空機 墜落による火災)」と合わせてV-1-1-3-5「外部火災への配慮に関する説明書」に示す。

(3) 船舶の衝突

発電所の周辺海域の船舶の航路としては、発電所に最も距離が近い航路でも 30km 以上の離隔距離があり、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、深層から取水しているため、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は、カーテン・ウォールにより、深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く、外部事象防護対象施設がその安全機能を損なうことはない。

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。

(4) 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、制御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。

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、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り発生する設計基準規模の荷重は、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。これに対して規模の小さい地震及び積雪による荷重は、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。

なお、柏崎刈羽原子力発電所は多雪区域であることから、従荷重として扱う積雪とは別に、ベース負荷として日最深積雪量の平均値に当たる積雪荷重が常時加わることを考慮し、施設の形状、配置により適切に組み合わせる。

以下,主荷重同士の組合せ並びに主荷重,従荷重及び常時考慮する積雪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Ssの策定における検討用地震はF-B断層及び長岡平野西縁断層帯による地震である。これらの断層については、敷地に近い位置に存在し、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。

F-B 断層及び長岡平野西縁断層帯の活動に伴い、津波を起こす地震が誘発される可能性については、仮に誘発地震の発生を考慮した場合においても、F-B 断層及び長岡平野西縁断層帯の活動に伴う地震動が敷地に到達する地震発生後1分以内に、誘発地震に伴う津波が敷地に到達することはないことから、基準地震動Ss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Ss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考えにくいことから,基準地震動Ss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基準地震動Ss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、基準津波の波源の活動に伴い発生する可能性がある余震及び誘発地震を想定する。その大きさは弾性設計用地震動Sdを下回るが、安全側に弾性設計用地震動Sdのうち全ての周期帯において余震及び誘発地震による地震動を十分に上回る弾性設計用地震動Sd-1による荷重を津波荷重に組み合わせる余震荷重として考慮する。

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Ss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、火山と地震の組合せは考慮しない。ただし、火山の影響と独立事象ではあるが、発生頻度が比較的高く規模の小さい地震については火山の影響による荷重と同時に発生することを想定し、これらの組合せを考慮する。(設置変更許可申請書添付書類六「7.7.5.7 火山性地震とこれに関連する事象」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、火山現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ため、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書類六「7.7.5.5 津波及び静振」参照)

(3) 組合せを検討する主荷重と従荷重の規模について

組み合わせる荷重の規模は、設置(変更)許可申請書において示すとおり、基本的には 単純性・保守性のために、主荷重[設計基準規模]×従荷重[年超過確率 10⁻²規模]の組合せ を想定した上で、荷重の大小関係や影響度合いに応じて代表性のある組合せのケースを検 討し、防護措置その他、運用上の措置を適切に考慮して評価する条件を設定する。

(4) 主荷重、従荷重及び常時考慮する積雪荷重の組合せについて

自然現象の組合せについて、(1)、(2)、(3)及び設置(変更)許可申請書に示す内容を踏まえ、主荷重、従荷重及びベース負荷として常時考慮するとした積雪荷重の組合せについて検討する。

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、地震及び津波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,従荷重及び常時考慮する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地震荷重又は積雪荷重の組合せ

火山の影響と地震については、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いため、発生頻度が比較的高く、荷重の大小関係等の観点で代表性のある地震荷重を適切に組み合わせる。同様に、火山の影響と積雪については、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、施設の形状及び配置に応じて適切に組み合わせる。従荷重として組み合わせる地震及び積雪荷重の規模は、それぞれ年超過確率 10⁻² 相当地震動、建築基準法の多雪区域における地震荷重と積雪荷重の組合せの考え方よりも保守的な値である、柏崎市における1日当たりの積雪量の年超過確率 10⁻² 規模の値(84.3cm)とし、これらの値にベース負荷である常時考慮するとした積雪量(31.1cm)を合算し組合せとして考慮する。ただし、火山の影響及び積雪については、除灰・除雪による緩和措置が図られる場合にはその運用上の措置を踏まえた荷重を用いる。

c. 地震荷重と積雪荷重の組合せ

地震と積雪については、地震荷重の継続時間は短いが、積雪荷重の継続時間が長いため組合せを考慮し、施設の形状及び配置に応じて適切に組み合わせる。従荷重として組み合わせる積雪荷重の規模は、建築基準法の多雪区域における地震荷重と積雪荷重の組合せの考え方よりも保守的な値である、柏崎市における1日当たりの積雪量の年超過確率10⁻²規模の値(84.3cm)とし、この値にベース負荷である常時考慮するとした積雪量(31.1cm)を合算した115.4cmを組合せとして考慮する。ただし、積雪については、除雪による緩和措置が図られる場合にはその運用上の措置を踏まえた荷重を用いる。

d. 津波荷重と地震(余震)荷重又は積雪荷重の組合せ

津波と地震については、基準津波の継続時間のうち最大水位変化を生起する時間帯を踏まえ、余震発生の可能性に応じて適切に組み合わせる。従荷重として組み合わせる地震(余震)荷重の規模は、基準津波の波源を震源とする余震及び基準津波の波源の活動に伴い発生する可能性のある誘発地震を想定するが、その大きさを十分に上回る弾性設計用地震動Sd-1とし、この値にベース負荷である常時考慮するとした積雪量(31.1cm)を合算し組合せとして考慮する。

津波と積雪については、津波荷重の継続時間は短いが、積雪荷重の継続時間が長いため組合せを考慮し、施設の形状及び配置に応じて適切に組み合わせる。従荷重として組み合わせる積雪荷重の規模は、建築基準法の多雪区域における地震荷重と積雪荷重の組合せの考え方よりも保守的な値である、柏崎市における1日当たりの積雪量の年超過確率10⁻²規模の値(84.3cm)とし、この値にベース負荷である常時考慮するとした積雪量(31.1cm)を合算した115.4cmを組合せとして考慮する。ただし、積雪については、除雪による緩和措置が図られる場合にはその運用上の措置を踏まえた荷重を用いる。

以上の検討内容について整理した結果を、表 4-3 に示す。

(5) 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地震(年超過確率 10⁻² 相当地震動)と積雪、基準地震動Ssについては積雪、基準津波については弾性設計用地震動Sd-1と積雪の荷重を、施設の形状及び配置に応じて考慮する。

組み合わせる主荷重と従荷重の規模は、基本的には主荷重[設計基準規模]×従荷重[年 超過確率 10⁻²規模]の組合せを想定する。

従荷重として組み合わせる地震,積雪深の大きさはそれぞれ年超過確率 10⁻²相当地震動,柏崎市における 1 日当たりの積雪量の年超過確率 10⁻²規模の値 84.3cm とし,また,従荷重とは別に,ベース負荷として日最深積雪量の平均値に当たる積雪量 31.1cm を考慮する。なお,上記以外の自然現象の組合せのうち,風(台風)による荷重の組合せについては,設置(変更)許可申請書において示すとおり「同時に発生する可能性が極めて低いもの」

設置(変更)計可申請書において示すとおり「同時に発生する可能性が極めて低いもの」 として整理し抽出していないが、屋外に設置されており風の影響を受けやすいと考えられ る施設については、地震荷重と風荷重を組み合わせた場合の影響について確認するものと する。

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

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, 軽油タンク等があるが,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ついて,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を表 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,降水,積雪,地滑り,火山の影響である。これらのうち,風(台風)は他の自然現象の評価に包絡されるため,単独での評価は実施しない。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,降水に対しては構内排水路等による雨水が滞留しない設計,積雪に対しては重大事故等対処設備の除雪,地滑りに対しては地滑り影響箇所を考慮した重大事故等対処設備の配置,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,重大事故等が発生した場合でも,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,その他,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
	地震		1	2
先発事象	津波	3		4
	火山の影響	(5)	6	

注:丸数字は、「4.1(2) 主荷重同士の組合せについて」の対応番号を示す。

表 4-2 主荷重及び従荷重の性質

荷重0)種類	荷重の大きさ	最大荷重の 継続時間	発生頻度 (/年)
	地震	特大	短 (90 秒程度)	$10^{-4} \sim 10^{-5}$
主荷重	津波	特大	短(15分程度)	$10^{-4} \sim 10^{-5}$
	火山の影響	大	長 (30 日程度) *1	1. 0×10 ⁻⁴ ∼ *2
学士壬	地震	小	短 (90 秒程度)	1.0×10^{-2} *3
従荷重	積 雪	小	長 (30 日程度) *1	1.0×10^{-2} * ³

注記*1:必要に応じて緩和措置を行う。

*2:発電所運用期間中に噴火の可能性がある火山に関して、発電所敷地周辺の地層調査で

観測されたテフラは数万年以前のものであるから、1.0×10⁻⁴~/年相当とした。

*3:100年再現期待値

表 4-3 主荷重, 従荷重及び常時考慮する積雪荷重の組合せ

		·						
				主荷重(主事象)				
			地 震	津波	火山の影響			
従	地	継続時間	短+短	短+短	長+短			
従荷重		荷重の大きさ	特大+小	特大+小	大+小			
	震	組合せ	*1	* 2	○ *³			
(副事象)	積	継続時間	短+長	短+長	長+長			
象		荷重の大きさ	特大+小	特大+小	大+小			
	雪	組合せ*4, *5	0	0	0			
(平均規模)ベース負荷	積雪	組合せ*4, *5	(常時)	(常時)	○ (常時)			

注記*1:同時に発生するものではないため組合せは考慮しない。

*2:基準津波と余震荷重の組合せを考慮する。

*3:火山の影響と年超過確率10-2相当地震動の組合せを考慮する。

*4:施設の形状、配置により適切に考慮する。

*5:耐震・強度評価に用いる堆積荷重は、除灰・除雪により除去される堆積物を考慮した 荷重を用いる。

表 4-4 屋外に設置す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

		八事以中的 少时 里 少 血口 已	
自然現象及び人為事象	荷重の 発生	重大事故等時の荷重の考慮	荷重の 組合せ
地震	0	重大事故等時の荷重を考慮する。	0
津波	0	津波高さを考慮した重大事故等対処設備の配置により, 重大事故等時の荷重を考慮する必要はない。	×
風 (台風)	0	竜巻の影響による荷重の考慮に包含される。	×
竜巻	0	重大事故等対処設備の分散配置により,重大事故等 時の荷重を考慮する必要はない。	×
低温 (凍結)	×	_	×
降水	0	構内排水路や排水口により雨水が滞留しない設計の ため、重大事故等時の荷重を考慮する必要はない。	×
積 雪	0	重大事故等対処設備の除雪を行うことから, 重大事 故等時の荷重を考慮する必要はない。	×*
落 雷	×	_	×
地滑り	0	地滑り地形を考慮した重大事故等対処設備の配置に より, 重大事故等時の荷重を考慮する必要はない。	×
火山の影響	0	重大事故等対処設備の除灰を行うことから,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	×	_	×
近隣工場等の火災・爆発	×	_	×
航空機墜落による火災	×	_	×
有毒ガス	×	_	×
船舶の衝突	×	_	×
電磁的障害	×	_	×

注記*:除雪による除去がし難いと考えられるような構造や配置の施設については、ベース負荷 にあたる積雪荷重の組合せを適切に考慮する。

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

		自然現象	の組合せ		設	重	常	運
添付書類	地震	津波	火山の影響	積雪	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
V-2 耐震性に関する説明書	©	_	_	* 2	0	0	0	0
V-1-1-3-2 津波への配慮に関する説明書*4	O*1	©	_	* 2	_	_	0	0
V-1-1-3-4 火山への配慮に関する説明書*4	○ *³	_	○ *2	* 2	_	_	0	0

◎: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:基準津波と余震荷重の組合せでは、弾性設計用地震動Sd-1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:火山の影響と地震荷重の組合せでは、年超過確率10-2相当地震動を考慮する。

*4:計算方法,計算結果については、V-3「強度に関する説明書」に示す。

V-1-1-3-1-2 防護対象の範囲

目 次

1.	概要	1
2.	防護対象の範囲 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
2. 1	1 技術基準規則の要求について	1
2. 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節囲	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. 防護対象の範囲

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時の安全評価(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条並びにそれら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、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 運転時の異常な過度変化の解析において考慮する安全機能

分類	機能	構築物,系統又は機器								
	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)								
MS-1	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	_	_								
	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								
MS-3	出力上昇の抑制機能	原子炉冷却材再循環系 (再循環ポンプトリップ機能) 原子炉核計装 (起動領域モニタ(原子炉周期短制御棒引抜阻止 機能)及び制御棒引抜監視装置)								
	原子炉冷却材再循環ポンプの 電源の確保機能	原子炉冷却材再循環ポンプ MG セット								

表 2-2 設計基準事故の解析において考慮する安全機能

分類	機能	の解析において考慮する女生機能構築物、系統又は機器									
刀坦	1及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									
	原子炉冷却材圧力バウンダリの	(未臨界維持機能)									
	原子炉行却材圧力パリンタリの 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)									
	- 旭生例北機能										
		残留熱除去系									
	医フ尼拉耳双角肠轴线丝	(原子炉停止時冷却モード)									
	原子炉停止後の除熱機能	原子炉隔離時冷却系									
		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)									
		低圧注水系									
		(残留熱除去系低圧注水モード)									
	炉心冷却機能	高圧炉心注水系									
MS-1		原子炉隔離時冷却系									
		自動減圧系									
		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									
	放射性物質の閉じ込め機能	(残留熱除去系格納容器スプレイ冷却モード)									
	放射線の遮蔽及び放出低減機能	原子炉建屋原子炉区域									
		非常用ガス処理系									
		可燃性ガス濃度制御系									
		主排気筒									
		(非常用ガス処理系排気管の支持機能)									
	工学的安全施設及び原子炉停止	安全保護系									
	系への作動信号の発生機能	女工 // · · · · · · · · · · · · · · · · · ·									
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源設備									
		気体廃棄物処理施設の隔離弁									
MS-2	放射性物質放出の防止機能	主排気筒									
		(非常用ガス処理系排気管の支持機能以外)									
WG G	田子小谷、	放射線監視設備の一部									
MS-3	異常状態の把握機能 	(気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタ)									

V-1-1-3-2 津波への配慮に関する説明書

津波への配慮に関する説明書は、以下の資料により構成されている。

V-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針

V-1-1-3-2-2 基準津波の概要

V-1-1-3-2-3 入力津波の設定

V-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価

V-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針

V-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針

目 次

	概要																																			
2.	耐津沥	安設計	·のz	基本	方	針		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	1
2.	1 基本	× 方針	-		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	1
	2. 1. 1	津波	防	蒦文	力象	設值	崩	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	1
	2.1.2	入力	津	皮の	設	定		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	1
	2. 1. 3	入力	津	皮に	によ	る漢	聿测	支防	 詩	太	象	設	備	i^	0	影	響	評	価	,	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	2
	2.1.4	津波	防語	蒦太	力策	にず	公 县	更な	き浸	水	:防	護	施	設	0	設	計	方	針			•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	5
2.	2 適月	目規格	, -		•																															10

1. 概要

本資料は、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」(以下「技術基準規則」という。)第6条及び第51条(津波による損傷の防止)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 への影響要因及び浸水経路等を考慮して,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。

2.1.1 津波防護対象設備

V-1-1-3-1-1「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、津波により津波防護対象設備に波及的影響を及ぼすおそれのある津波防護対象設備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。

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とする。

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、V-1-1-3-2-2「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、V-1-1-3-2-3「入力津波の設定」に示す。

- (1) 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襲来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については、浸水経路を特定し、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) 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T. M. S. L. +0. 49m、朔望平均干潮位T. M. S. L. +0. 03m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朔望平均満潮位の標準偏差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朔望平均干潮位の標準偏差0. 15mを考慮して設定する。地殻変動については、基準津波の波源である日本海東縁部に想定される地震と海域の活断層に想定される地震による広域的な地殻変動を余効変動を含めて考慮する。なお、日本海東縁部に想定される地震については断層の傾斜角を複数設定しており、上昇側・下降側の水位変動量が保守的な評価結果となるケースを考慮する。

日本海東縁部に想定される地震と海域の活断層に想定される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ており、敷地地盤の地殻変動量は、日本海東縁部に想定される地震では0.21mの沈降(西傾斜、傾斜角30°)と0.20mの沈降(東傾斜、傾斜角30°)、海域の活断層に想定される地震では0.29mの沈降となっている。広域的な余効変動については、柏崎地点における2015年6月から2016年6月の一年間の変位量が約0.7cmと小さいことから、津波に対する安全性評価に影響を及ぼすことはない。

上昇側の水位変動に対して安全側に評価する際には、地殻変動量について、日本海東縁部に想定される地震では0.21mの沈降(西傾斜、傾斜角30°)を、海域の活断層に想定される地震では0.29mの沈降を考慮する。

下降側の水位変動に対して安全側に評価する際には、日本海東縁部に想定される地震による地殻変動量0.20mの沈降(東傾斜、傾斜角30°)は考慮しない。

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。

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について、 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、津波による溢水の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、V-1-1-3-2-4「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定める。

- (1) 敷地への浸水防止(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の高さ分布を基に、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可能性がある場合は, 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。

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、補機冷却海水系、それ以外の屋外排水路、電源ケーブルトレンチ及びケーブル洞道の標高に基づき、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,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流入を防止するため,浸水防止設備として,取水槽閉止板の設置及び貫通部止水処置を実施する設計とする。また,浸水防止設備の取水槽閉止板は,経路からの津波の流入を防止するため,閉止運用の手順を整備し,保安規定に定めて管理する。

上記(1)及び(2)において,外郭防護として設置する浸水防止設備については,補機冷却用海水取水槽における入力津波に対し,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の可

能性のある経路及び浸水口(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冠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) 津波による溢水の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

経路からの津波による溢水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への浸水の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。地震による溢水のうち、津波による影響を受けない範囲の評価については、V-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」に示す。

評価の結果,浸水防護重点化範囲への浸水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浸水防止設備として,水密扉及び床ドレンライン浸水防止治具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については,津波の流入を防止するため,扉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, 貫通部, 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部, 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. 原子炉補機冷却海水ポンプ並びに大容量送水車(熱交換器ユニット用)及び大容量送 水車(海水取水用)の付属品である水中ポンプの取水性

原子炉補機冷却海水ポンプについては、評価水位としての補機冷却用海水取水槽での 下降側水位と同ポンプ取水可能水位を比較し、評価水位が同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,補機冷却用海水取水槽の下降側の評価水位が原子炉補機冷却海水ポンプの取水可能水位を下回る可能性があるため,津波防護施設として,海水を貯留するため

の海水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、津波による水位低下を検知した際には、原子炉補機冷却海水ポンプの取水性を 確保するため、循環水ポンプ及びタービン補機冷却海水ポンプを停止する手順を保安規 定に定めて管理する。

原子炉補機冷却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。

大容量送水車(熱交換器ユニット用)及び大容量送水車(海水取水用)の付属品である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原子炉補機冷却海水ポンプ並びに大容量送水車(熱交換器 ユニット用)及び大容量送水車(海水取水用)の付属品である水中ポンプの機能保持確 認

基準津波による水位変動に伴う海底の砂の移動・堆積に対して、取水口、スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽が閉塞することがなく取水口及び取水路の通水性が確保できる設計とする。

原子炉補機冷却海水ポンプは,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 量送水車(熱交換器ユニット用)及び大容量送水車(海水取水用)の付属品である水中 ポンプについても,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、発電所構内及び構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、原子炉補機冷却海水ポンプへの衝突並びに取水口、スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽の閉塞が生じることがなく、原子炉補機冷却海水ポンプの取水性確保並びに取水口、スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽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外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、原子炉補機冷却海水ポンプ等の取水性及び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襲来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槽水位計を設置する。

2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針

「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(1)及び(2)に基づき施設の設計を実施する。設計は、V-1-1-3-1-1「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、海水貯留堰、取水槽閉止板、水密扉、床ドレンライン浸水防止治具、貫通部止水処置、津波監視カメラ及び取水槽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、V-1-1-3-2-5「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襲来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,V-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、漏水を防止する設計とする。

津波防護施設として設置する海水貯留堰については、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。

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ゴム等を設置し、止水処置を講じる設計とする。海水貯留堰(6号機設備)については7号機における津波防護施設には該当しないが、非常用取水設備における重大事故等対処施設に該当するため、津波による影響を考慮し、津波防護施設と同等の設計を行う。

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冠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冠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。

補機冷却用海水取水槽の浸水防止設備については、外郭防護として T.M.S.L. +3.5m 以下の流入経路となる開口部に設置する設計とする。

タービン建屋内の復水器を設置する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 T. M. S. L. +3.5m 以下の流入経路となる開口部に設置する設計とする。

タービン建屋内の循環水ポンプを設置する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 T.M.S.L. +12.3m 以下の流入経路となる開口部に設置する設計

とする。

タービン建屋内のタービン補機冷却水系熱交換器を設置する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 T. M. S. L. ±0.0m以下の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、入力津波高さ又は津波による溢水の高さに余裕を考慮した高さの水 位による静水圧に対する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、津波の襲来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、取水槽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Ss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、風荷重等)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7号機の非常用電源設備から給電し,暗視機能 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槽水位計は、7号機の非常用電源設備から給電し、T. M. S. L. - 5. 0m~+9. 0mを測定範囲として、原子炉補機冷却海水ポンプが設置された補機冷却用海水取水槽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,V-1-1-3-1-1「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,V-2-1「耐震設計の基本方針」に従う。

a. 荷重の種類

(a) 常時作用する荷重

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Ssによる地震力(動水圧含む。)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在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Sdによる地震力(動水圧含む。)を考慮する。

(e) 衝突荷重

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

V-1-1-3-1-1「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

V-1-1-3-1-1「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 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は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,重量のある構造物であり積雪荷重が占める割合がわずかである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。

(d) 津波監視設備のうち津波監視カメラについては「耐津波設計に係る工認審査ガイド」 に従い設定した風荷重を保守的に考慮する。

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概ね弾性状態に留ま ることを基本とする。

2.2 適用規格

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)
- ·原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987((社)日本電気協会)
- ・原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版((社)日本電気協会)
- ・原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補-1984 ((社)日本電気協会)
- ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005 年版(2007 年追補含む)) J SME S N C 1-2005/2007((社)日本機械学会)
- ・各種合成構造設計指針・同解説 ((社)日本建築学会,2010改定)
- · 建築基準法 · 同施行令
- ・鋼構造設計規準-許容応力度設計法-((社)日本建築学会,2005改定)
- ・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-((社)日本建築学会,1999 改定)
- ・日本工業規格(JIS)
- ・コンクリート標準示方書[構造性能照査編] ((社)土木学会,2002年制定)
- ・港湾の施設の技術上の基準・同解説(国土交通省港湾局,2007年版)
- ・港湾鋼構造物防食・補修マニュアル(沿岸技術研究センター,2009年版)
- ・道路橋示方書(I共通編・IV下部構造編)・同解説((社)日本道路協会,平成 14 年 3 月)
- ・防波堤の耐津波設計ガイドライン(国土交通省港湾局,平成27年12月一部改訂)
- ・建築物荷重指針・同解説 ((社)日本建築学会,2015改定)
- Guidelines for Design of Structures for Vertical Evacuation from Tsunamis Second Edition (FEDERAL EMERGENCY MANAGEMENT AGENCY, 2012)
- ・日本水道協会 2009 年 水道施設耐震工法指針・解説
- ・機械工学便覧(日本機械学会)

V-1-1-3-2-2 基準津波の概要

目 次

1.	概要	1
2.	既往津波	1
3.	地震による津波	1
3.	1 敷地周辺海域の活断層による津波 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
3.	2 日本海東縁部の地震による津波	4
4.	地震以外を要因とする津波 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	7
4.	1 海底地すべりによる津波 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	7
	2 陸上地すべりによる津波	•
4.	3 火山現象による津波	7
5.	津波発生要因の組合せの検討 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	ç
6.	基準津波	Ĝ
7	参考文献 ·····	18

1. 概要

本資料は、設置(変更)許可で設定し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、地震による津波、地震以外の要因による津波及びこれらの組合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)⁽¹⁾,渡辺(1998)⁽²⁾をはじめとする文献の調査によれば,敷地周辺において痕跡高が記録されている津波として,1833年の津波,1964年新潟地震津波,1983年日本海中部地震津波及び1993年北海道南西沖地震津波の4つが挙げられる。

1833 年の津波では、出雲崎で $2\sim3$ mを記録している。1964 年新潟地震津波では、出雲崎で約 1.3 m、柏崎で約 1.5 m、直江津で約 1.1 mを記録している。1983 年日本海中部地震津波では、寺泊で約 0.5 m、出雲崎で約 0.6 m、発電所敷地前面で約 0.6 mを記録している。また、1993 年北海道南西沖地震津波では、寺泊で約 1.7 m、大湊で約 1.5 m、発電所敷地前面で約 0.9 m、米山海岸で約 1.9 mを記録している。

また,2007年新潟県中越沖地震津波では,発電所専用港湾外で最大上昇量 0.27m,最大下降量 0.44mであった。

このように柏崎周辺の沿岸で観測されている津波は最大でも 3m程度であり、発電所の安全性 に影響を与えるような津波の痕跡は認められない。

3. 地震による津波

敷地に大きな影響を与える可能性がある津波波源として、敷地周辺海域の活断層による地震と 日本海東縁部に想定される地震について、検討を行った。

なお、太平洋側に想定されるプレート間地震及び海洋プレート内地震による津波については、 想定される津波の規模及び敷地との位置関係から、敷地周辺海域の活断層による地震に伴う津波 に比べ、発電所に及ぼす影響は小さいことから、検討対象波源として選定しない。

3.1 敷地周辺海域の活断層による津波

敷地周辺海域の活断層による津波の波源モデルを基本モデルとし、連動の不確かさを 考慮したモデルとして、佐渡島南方断層~F-D断層~高田沖断層~親不知海脚西縁断層~魚津断層帯の連動(以下「5断層連動モデル」という。)及び長岡平野西縁断層帯 (角田・弥彦断層~気比ノ宮断層~片貝断層)~山本山断層~十日町断層帯西部の連動 (以下「長岡十日町連動モデル」という。)を考慮した。

敷地周辺海域の活断層分布図を図 3-1 に示す。また、取水口前面、荒浜側防潮堤前面 及び荒浜側防潮堤内敷地における最大水位上昇量並びに取水口前面における最大水位下降量を 表 3-1 に示す。

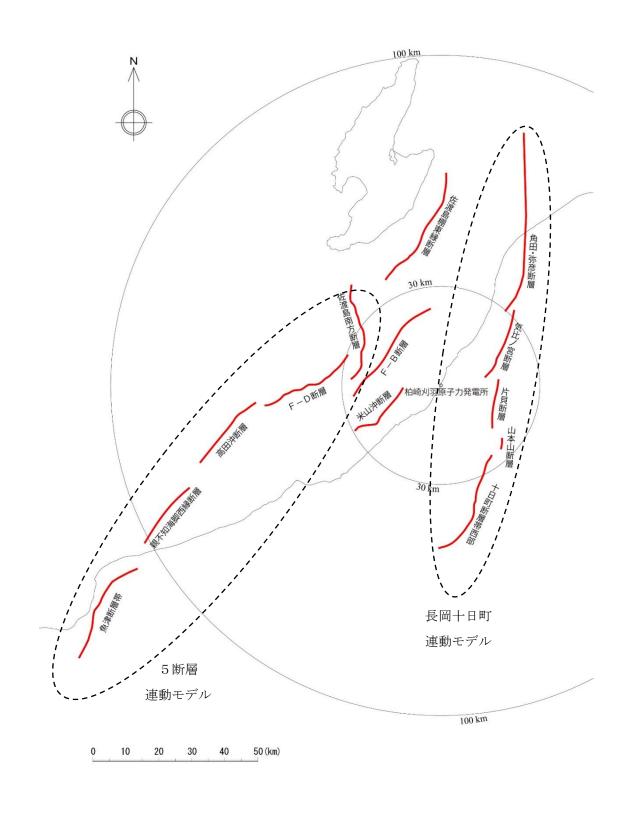


図 3-1 敷地周辺海域の活断層分布図

表 3-1 最大水位上昇量・最大水位下降量 (敷地周辺海域の活断層による津波)

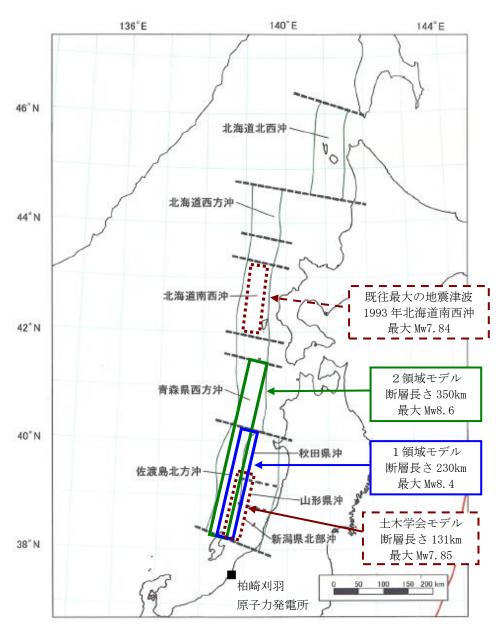
評価位置	最大水位 (r	最大水位下降量 (m)	
防潮堤	あり	なし	あり
1 号機取水口前面	+4.61	+4.60	<u>-4.88</u>
2 号機取水口前面	+4.99	+4.97	-4.70
3 号機取水口前面	<u>+5.10</u>	+5.09	-4. 63
4 号機取水口前面	+5.03	+5.02	-4.60
5 号機取水口前面	+3.94	+3.94	-3.27
6 号機取水口前面	+4.00	+4.00	-3.77
7 号機取水口前面	+4.17	+4.16	-3.77
荒浜側防潮堤前面	<u>+6.35</u>	_	_
荒浜側防潮堤内敷地	_	+5.32	_
決定ケース	5 断層連動モデル 土木学会手法 スケーリング すべり角の組合せ ・佐渡島南方断層 62° ・F - D断層 ~高田沖断層 96° ・親不知海脚西縁断層 ~魚津断層帯 90° 上縁深さ 2.5km	5 断層連動モデル 土木学会手法 スケーリング すべり角の組合せ ・佐渡島南方断層 62° ・F - D断層 ~高田沖断層 96° ・親不知海脚西縁断層 ~魚津断層帯 90° 上縁深さ 2.5km	長岡十日町連動モデル (傾斜角 35°) 強震動予測レシピ スケーリング すべり角の組合せ ・長岡平野西縁断層帯 〜山本山断層 72° ・十日町断層帯西部 90°

3.2 日本海東縁部の地震による津波

日本海東縁部に想定される地震による津波の波源モデルについては、歴史津波のうち地震規模が最も大きい 1993 年北海道南西沖地震津波を参考として、Mw7.85、断層長さ約 131km の波源モデルが提案されている(土木学会、2016⁽³⁾)。ここで、日本海東縁部の既往の地震は、記録が限られていることを踏まえ、基本モデルは、地震調査研究推進本部(2003)⁽⁴⁾の評価対象領域の区分において、佐渡島北方沖、新潟県北部沖、山形県沖及び秋田県沖の領域が一度の地震で活動するものとして設定した(以下「1領域モデル」という。)。

連動の不確かさを考慮したモデルは、佐渡島北方沖から、青森県西方沖の領域の連動を考慮 した(以下「2領域モデル」という。)。

1 領域モデル及び 2 領域モデルの津波波源を図 3-2 に示す。また、取水口前面、荒 浜側防潮堤前面及び荒浜側防潮堤内敷地において最大水位上昇量並びに取水口前面における 最大水位下降量を表 3-2 に示す。



地震調査研究推進本部 (2003) 4 に加筆

図 3-2 日本海東縁部の想定波源図

表 3-2(1) 最大水位上昇量・最大水位下降量 (日本海東縁部の地震による津波(1領域モデル))

評価位置	最大水位。	最大水位下降量(m)			
防潮堤	あり	なし	あり		
1号機取水口前面	+5.18	+5.16	<u>-5. 19</u>		
2号機取水口前面	+5.20	+5.17	-5.06		
3号機取水口前面	+5.16	+5.13	-4.97		
4号機取水口前面	+5.14	+5.11	-4.94		
5 号機取水口前面	<u>+5.26</u>	<u>+5.26</u>	-3.26		
6 号機取水口前面	+5.20	+5.20	-3.76		
7号機取水口前面	+5.09	+5.09	-3.76		
荒浜側防潮堤前面	<u>+5.23</u>	_	_		
荒浜側防潮堤内敷地	_	<u>+5.15</u>	_		
決定ケース	1 領域モデル 強震動予測レシピ スケーリング	1 領域モデル 強震動予測レシピ スケーリング	1 領域モデル 強震動予測レシピ スケーリング		
	すべり角 90° 上縁深さ 0km	すべり角 90° 上縁深さ 0km	すべり角 100° 上縁深さ 5km		

表 3-2(2) 最大水位上昇量・最大水位下降量 (日本海東縁部の地震による津波(2領域モデル))

評価位置	最大水位。	最大水位下降量(m)	
防潮堤	あり	なし	あり
1号機取水口前面	<u>+5.90</u>	+5.83	<u>-5.51</u>
2 号機取水口前面	+5.73	+5.67	−5. 48
3 号機取水口前面	+5.57	+5.52	−5. 48
4 号機取水口前面	+5.51	+5.46	− 5. 51
5 号機取水口前面	+5.44	+5.44	-3.26
6 号機取水口前面	+5.43	+5.43	-3.76
7号機取水口前面	+5.46	+5.46	-3.76
荒浜側防潮堤前面	<u>+6.05</u>	_	_
荒浜側防潮堤内敷地	_	<u>+5.47</u>	_
決定ケース	2 領域モデル 強震動予測レシピ スケーリング	2 領域モデル 強震動予測レシピ スケーリング	2領域モデル 強震動予測レシピ スケーリング
	すべり角 100° 上縁深さ 5km	すべり角 100° 上縁深さ 5km	すべり角 100° 上縁深さ 5km

4. 地震以外を要因とする津波

発電所に影響を与える可能性がある地震以外の要因による津波として,海底地すべり,陸上の斜面崩壊(地すべり)(以下「陸上地すべり」という。)及び火山現象による津波を考慮している。

4.1 海底地すべりによる津波

敷地周辺海域の海底地すべり地形判読及び海上音波探査記録による検討から抽出された、図 4-1 に示す複数の地すべり地形のうち、地すべり地形の崩壊規模と敷地との距離等に基づき、計3箇所の地すべり(LS-1、LS-2、LS-3)を検討対象とし、津波波源を設定している。

4.2 陸上地すべりによる津波

防災科学技術研究所(2004)⁽⁵⁾から地すべり地形の分布,規模等を確認した結果,地すべり地 形は規模が小さく,発電所側を向いていないことから,斜面崩壊に伴う津波の影響は小さいと 評価している。

佐渡島は、敷地から約50km以上離れているものの、佐渡島南岸は、佐渡海峡を挟んで敷地と相対する位置にあたるため、防災科学技術研究所(1986) $^{(6)}$ から、比較的規模が大きく発電所に影響を及ぼす可能性のある地すべり地形として、図4-2に示す計5箇所 (SD-1 \sim 5) を抽出した。抽出された地すべり地形に対して、Huber and Hager(1997) $^{(7)}$ による水位予測式を用いてスクリーニングを行った上で、SD-5を検討対象とし、津波波源を設定している。

4.3 火山現象による津波

火山現象による津波については、1741年の津波が、渡島大島の火山活動に伴う山体崩壊による津波とされているが、地震による津波における遡上解析に基づく津波高さを十分に下回っていることから、火山現象による津波の影響は地震による津波より小さいと評価している。

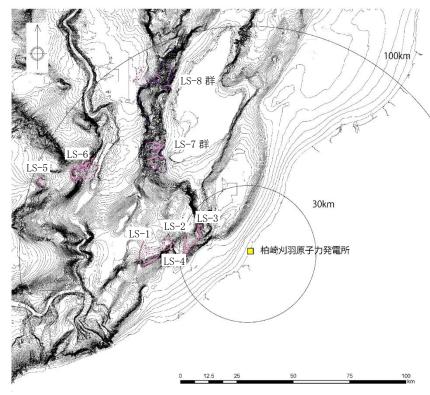


図 4-1 主な海底地すべり地形

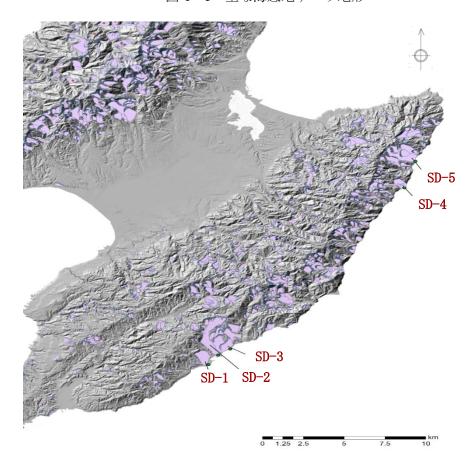


図 4-2 佐渡島における陸上地すべり地形

5. 津波発生要因の組合せの検討

地震による津波と地震以外の要因による津波の組合せとして、「4.1 海底地すべりによる津波」及び「4.2 陸上地すべりによる津波」の検討結果から、海底地すべりによる津波を選定し、地震による津波との組合せを考慮した遡上解析を行っている。

6. 基準津波

これまでの評価から、取水口前面及び荒浜側防潮堤内敷地において最高水位を示す津波を基準 津波1、取水口前面において最低水位を示す津波を基準津波2、荒浜側防潮堤前面において最高 水位を示す津波を基準津波3と定義した。

基準津波策定位置は、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、水深100m(敷地の沖合約7km)の地点を選定した。策定位置を図6-1に示す。基準津波策定位置における最高水位及び最低水位を表6-1に、時刻歴波形を図6-2に示す。

基準津波による取水口前面,荒浜側防潮堤前面及び荒浜側防潮堤内敷地における最高水位並びに最低水位を表 6-2 に,水位の時刻歴波形を図 6-3~図 6-6 に,最高水位分布及び最低水位分布を図 6-7~図 6-10 示す。

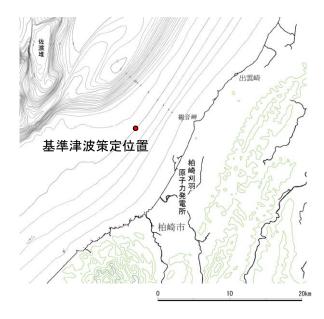
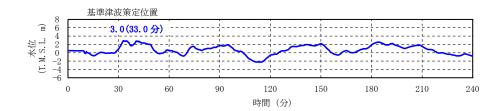


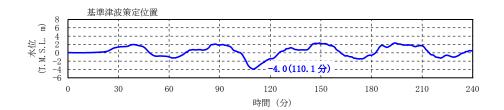
図 6-1 基準津波策定位置

表 6-1 基準津波策定位置における最高水位及び最低水位

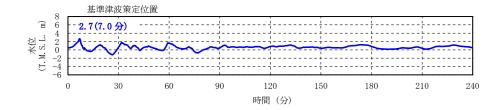
名称	水位	地震	波源のモデル化 (スケーリング則)	組合せ	最高水位 T. M. S. L. (m)	最低水位 T. M. S. L. (m)
基準津波	上昇側	日本海東縁部 (2領域モデル)	強震動予測レシピ	地震+潮位 +海底地すべり	+3.0	-2.3
基準津波	下降側	日本海東縁部 (2領域モデル)	強震動予測レシピ	地震+潮位	+2.4	-4.0
基準津波	上昇側	海域の活断層 (5断層連動モデル)	土木学会 手法	地震+潮位 +海底地すべり	+2.7	-1.2



(1) 基準津波1 日本海東縁部(2領域モデル)+LS-2



(2) 基準津波2 日本海東縁部(2領域モデル)



(3) 基準津波3 敷地周辺海域の活断層(5 断層連動モデル)+LS-2

図 6-2 基準津波策定位置における時刻歴波形

表 6-2 基準津波の最高水位及び最低水位

	公 · · · · · · · · · · · · · · · · · · ·														
	水位	水地震	波源の		水位 T. M. S. L. (m)										
名称			モデル化	組合			取	水口前	面				荒浜側		
	111.		(スケーリング 則)	せ	1 号機	2号機	3 号機	4 号機	5 号機	6 号機		防潮堤 前面	防潮堤 内敷地	荒浜側	大湊側
基準津波1	上昇側	日本海 東縁部 (2領域モデル)	強震動 予測 レシピ	地震+潮位	+6.8	+6.7	+6.5	+6.4	+6.2	+6.2	+6.1	+7.1	+6.7	+7.4	+6.9
基準津波2	下降側	日本海 東縁部 (2領域モデル)	強震動 予測 レシピ	地震+潮位	-5. 3	-5. 3	-5.3	<u>-5.4</u>	-3.0	−3. 5	−3. 5	+5.0		+5.1	+5.7
基準津波3	上昇側	海域の 活断層 (5断層連動 モデル)	土木学会手法	+海底地すべり	+5.1	+5.3	+5.5	+5.4	+4.5	+4.5	+4.6	+7.6		+7.6	+7.5

注記*:防潮堤なしのケースにおける水位

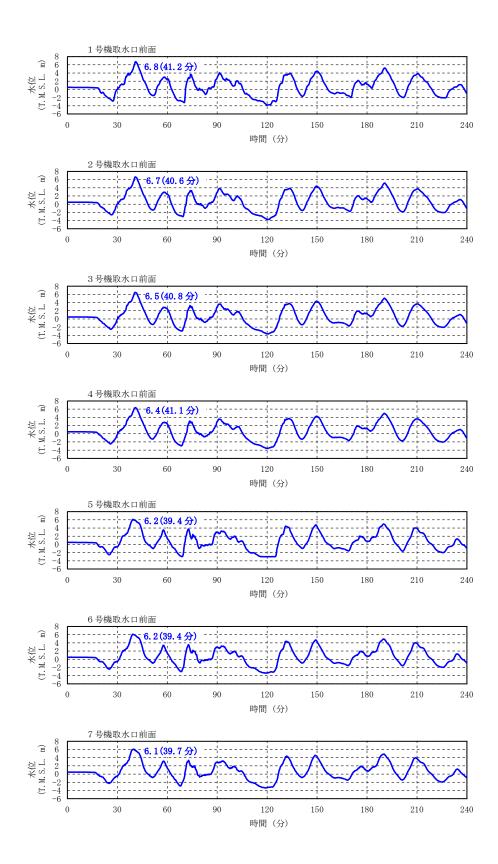


図 6-3 取水口前面における時刻歴波形 (基準津波 1,日本海東縁部(2領域モデル)+LS-2)

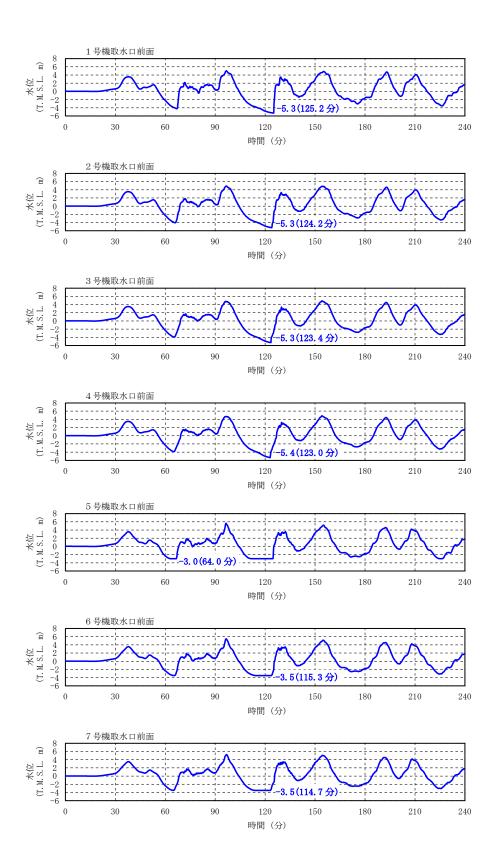


図 6-4 取水口前面における時刻歴波形 (基準津波 2, 日本海東縁部(2領域モデル))

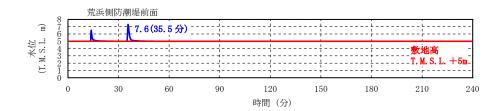


図 6-5 荒浜側防潮堤前面における時刻歴波形 (基準津波 3,敷地周辺海域の活断層(5 断層連動モデル)+LS-2)

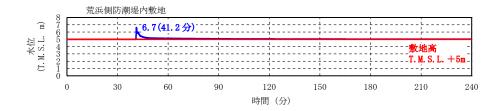


図 6-6 荒浜側防潮堤内敷地における時刻歴波形 (基準津波 1,日本海東縁部(2領域モデル)+LS-2)

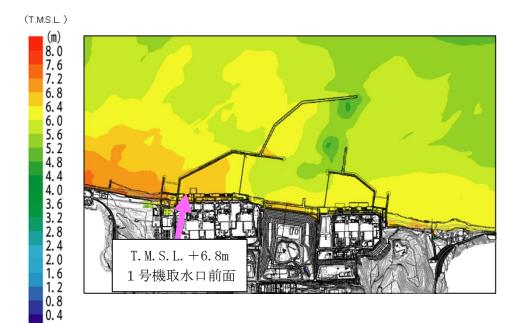


図 6-7 最高水位分布 基準津波 1:取水口前面上昇側最大ケース (日本海東縁部(2領域モデル)+LS-2)

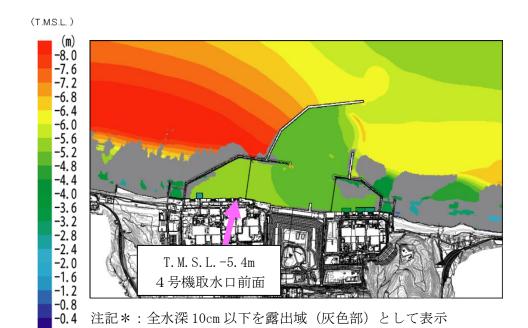


図 6-8 最低水位分布 基準津波 2:取水口前面下降側最大ケース (日本海東縁部(2領域モデル))

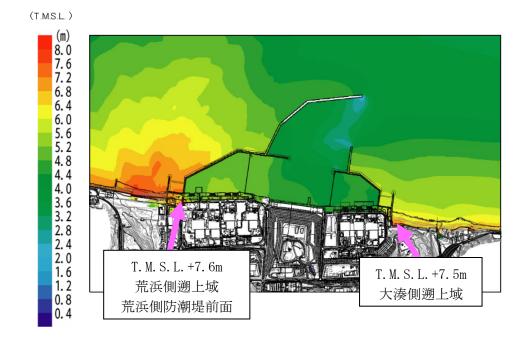


図 6-9 最高水位分布 基準津波 3:荒浜側防潮堤前面および遡上域最大水位ケース (敷地周辺海域の活断層 (5 断層連動モデル) +LS-2)

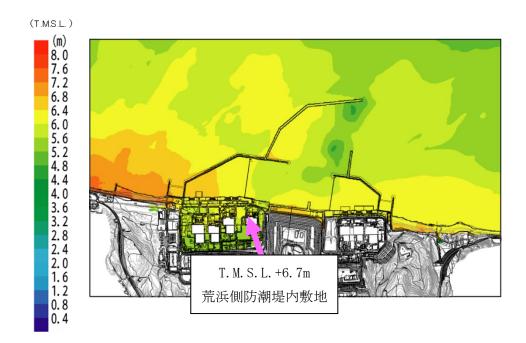


図 6-10 最高水位分布 基準津波 1: 荒浜側防潮堤内敷地最大水位ケース (日本海東縁部(2領域モデル)+LS-2)

7. 参考文献

- (1) 宇佐美龍夫・石井寿・今村隆正・武村雅之・松浦律子(2013):日本被害地震総覧 599 -2012,東京大学出版会.
- (2) 渡辺偉夫(1998):日本被害津波総覧[第2版],東京大学出版会.
- (3) 土木学会原子力土木委員会津波評価小委員会(2016):原子力発電所の津波評価技術 2016.
- (4) 地震調査研究推進本部地震調査委員会(2003):日本海東縁部の地震活動の長期評価.
- (5) 防災科学技術研究所 (2004): 地すべり地形分布図 第17集「長岡・高田」, 防災科学技術研究所研究資料, 第244号.
- (6) 防災科学技術研究所(1986):地すべり地形分布図 第4集「村上・佐渡」,防災科学技術研究所研究資料,第109号.
- (7) Huber, A. and W. H. Hager (1997): Forecasting impulse waves in reservoirs, Dix-neuvième Congrès des Grands Barrages C. 31:993-1005, Florence, Italy, Commission Internationale des Grands Barrages, Paris.

V-1-1-3-2-3 入力津波の設定

目 次

1.	框	既要	1
2.	旉	敦地の地形及び施設・設備並びに敷地周辺の人工構造物 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
2.	1	敷地の地形及び施設・設備 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
2.	2	敷地周辺の人工構造物 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	7
3.	基	基準津波による敷地周辺の遡上・浸水域 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	10
3.	1	考慮事項	10
3.	2	遡上解析モデル ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	11
3.	3	敷地周辺の遡上・浸水域の評価 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	13
4.	J	入力津波の設定 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	16
4.	1	考慮事項	17
	4.	1.1 水位変動	17
	4.		18
4.	2	遡上波	20
4.	3	経路からの津波 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	23
5.	基	基準地震動Ssによる地震力と津波荷重の組合せについて ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	30
5.	1	基準地震動 S s の震源と津波の波源が同一の場合 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	30
5.	2	基準地震動 S s の震源と津波の波源が異なる場合 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	30

1. 概要

本資料は、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・構築物の耐震設計において基準地震動との組合せで考慮する津波高さを設定する。

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

柏崎刈羽原子力発電所の敷地は、新潟県の柏崎市及び刈羽村の海岸沿いに位置する。敷地の地形は日本海に面したなだらかな丘陵地であり、その形状は、汀線を長軸とし、背面境界の稜線が北東-南西の直線状を呈した、海岸線と平行したほぼ半楕円形であり、北・東・南の三方を標高20~60m前後の丘陵に囲まれる形で日本海に臨んでいる。敷地周辺の地形は、敷地の北側及び東側は寺泊・西山丘陵及び中央丘陵からなり、南側は柏崎平野からなる。発電所周辺の河川としては、別山川が敷地背面の柏崎平野を流れ、敷地南方約5kmで鯖石川が別山川と合流して日本海に注いでいる。発電所の敷地は、北側の敷地(以下「大湊側敷地」という。)と南側の敷地(以下「荒浜側敷地」という。また、後述の荒浜側防潮堤内であることを識別する場合は「荒浜側防潮堤内敷地」という。)に大きく分かれており、大湊側敷地の主要面高さはT. M. S. L. +12m、荒浜側敷地の主要面高さはT. M. S. L. +5mである。また、他にT. M. S. L. +3mの北側の護岸部(以下「大湊側護岸部」という。)及びT. M. S. L. +12mより高所の敷地がある。

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、T.M.S.L. + 12mの大湊側敷地に原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋を設置する。屋外設備としては、燃料設備の一部(軽油タンク及び燃料移送ポンプ)を同じT.M.S.L. + 12mの大湊側敷地に設置する。また、非常用取水設備として、海水貯留堰、スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路(以下「補機取水路」という。)及び補機冷却用海水取水槽(以下「補機取水槽」という。)を設置する。

なお、非常用海水冷却系の原子炉補機冷却海水ポンプはタービン建屋内の補機取水槽の上部床面に設置する。

浸水防止設備として、補機取水槽の上部床面に取水槽閉止板を設置する。また、 タービン建屋内の区画境界部及び他の建屋との境界部には、水密扉及び床ドレ ンライン浸水防止治具の設置並びに貫通部止水処置を実施する。

津波監視設備として、補機取水槽の上部床面 (T.M.S.L. + 3.5m) に取水槽水位計を設置し、7号機主排気筒のT.M.S.L. + 76mの位置に津波監視カメラを設置する。

敷地内の遡上域の建物・構築物等としては、T. M. S. L. +3mの護岸部に除塵装置やその電源室、点検用クレーンや仮設ハウス類等があり、T. M. S. L. +5mの荒浜側防潮堤内敷地には、各種の建屋類や軽油タンク等がある。

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は, 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 屋及び区画の範囲に加え,格納容器圧力逃がし装置を敷設する区画,常設代替交 流電源設備を敷設する区画,5号機原子炉建屋(緊急時対策所を設定する区画), 5号機東側保管場所,5号機東側第二保管場所,大湊側高台保管場所及び荒浜側高 台保管場所を設置する。なお,いずれの建屋及び区画も浸水を防止する敷地内に 設置する。

柏崎刈羽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,また,浸水を防止する敷地を図2-2に,津波防護対象設備を内包する建屋及び区画を図2-3に示す。

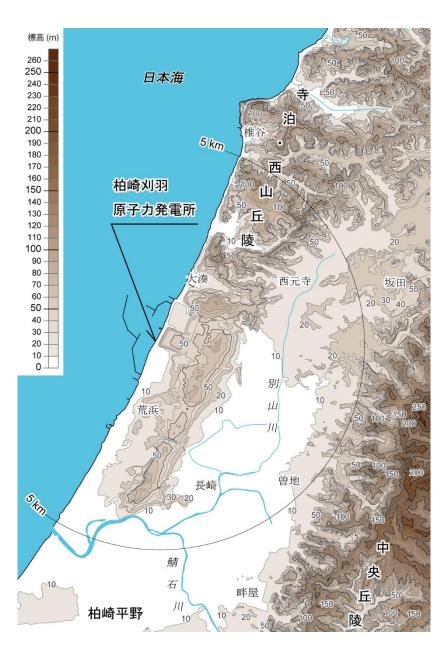


図 2-1 敷地及び敷地周辺の地形,標高,河川

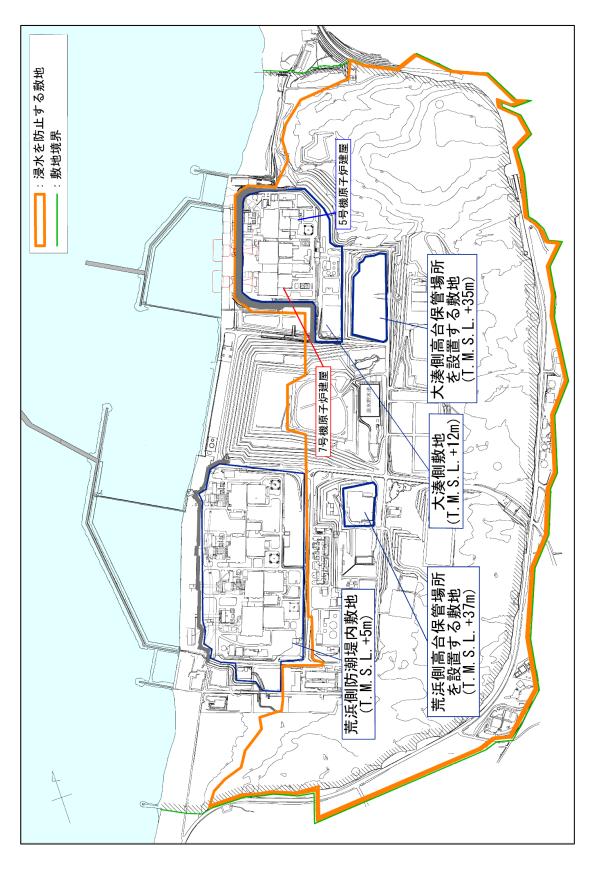


図 2-2 浸水を防止する敷地(柏崎刈羽原子力発電所の敷地全体

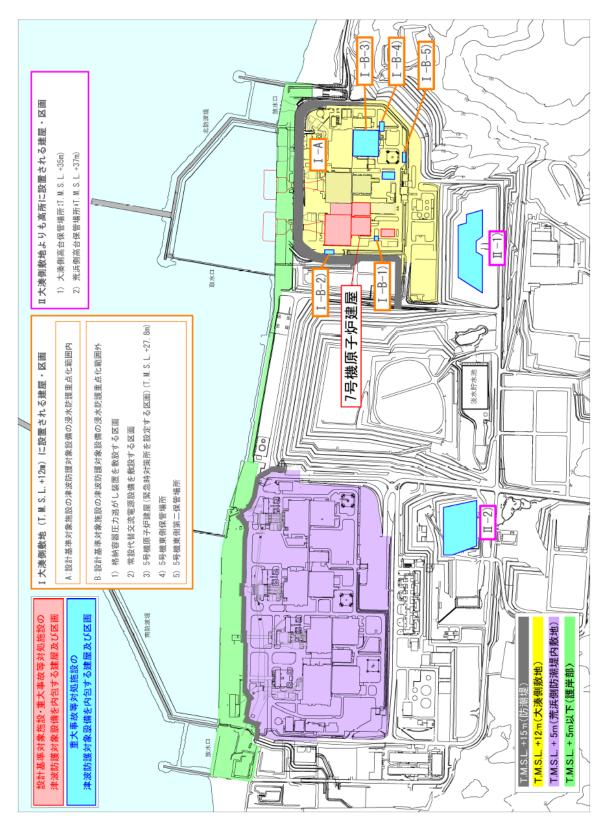


図2-3 津波防護対象設備を内包する建屋及び区画 (発電所全体)

2.2 敷地周辺の人工構造物

港湾施設としては、発電所構内には物揚場、揚陸桟橋及び小型船桟橋があり、発電所構外には南方約3km に荒浜漁港がある。同漁港は、防波堤が整備されており、漁船及びプレジャーボートが約30隻停泊している。この他には発電所5km圏内に港湾施設はなく、定置網等の固定式漁具、浮筏、浮桟橋等の海上設置物もない。柏崎刈羽原子力発電所からおおむね半径5km圏内の港湾施設等の位置を図2-4に示す。

敷地周辺の状況としては、民家、倉庫等があり、敷地前面海域における通過船舶としては、海上保安庁の巡視船がパトロールしている。また、図2-5に示すように、海上交通として発電所沖合約30kmに赤泊と寺泊、小木と直江津及び敦賀と新潟を結ぶ定期航路がある。

漂流物の評価については、V-1-1-3-2-4「入力津波による津波防護対象設備への影響評価」に示す。

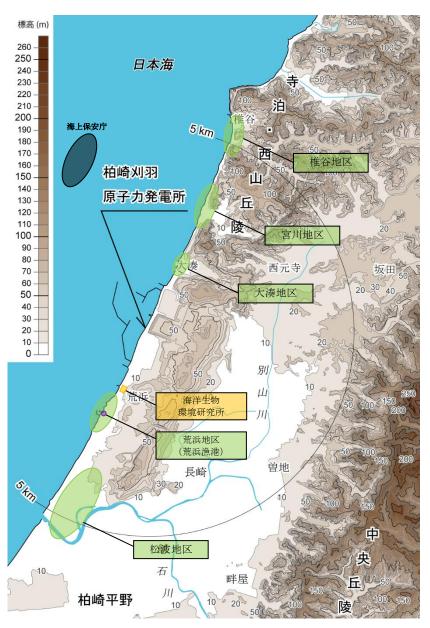


図2-4 柏崎刈羽原子力発電所の敷地周辺図



図 2-5 柏崎刈羽原子力発電所の周辺航路

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解析を実施し、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、敷地周辺を流れる河川として、敷地南方約5kmの位置に鯖石川が、鯖石川から分岐する形で敷地背面に別山川が存在するが、これらの河川とは丘陵を隔てており、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、基準地震動に伴い地形変化及び標高変化が生じる可能性を踏まえ、基準地震動により液状化するおそれがある埋戻土層及び新期砂層・沖積層等については、液状化による地盤の沈下量を設定し、遡上解析の条件として考慮する。また、基準地震動により斜面が崩壊し、津波の遡上に影響を及ぼすおそれがある中央土捨場西側斜面及び荒浜側防潮堤内敷地を取り囲む斜面については、斜面崩壊による土砂の堆積形状を設定し、遡上解析の条件として考慮する。さらに、発電所の防波堤及び荒浜側防潮堤については、基準地震動による損傷の可能性があることから、その有無を遡上解析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遡上解析を実施し、遡上域や津波水位を保守的に想定する。

基準津波の波源となる地震による広域的な地殻変動については、水位上昇側で考慮する波源のうち、日本海東縁部(2領域モデル)に想定される地震では0.21mの沈降を、海域の活断層(5断層連動モデル)に想定される地震では0.29mの沈降を、それぞれ遡上解析の初期条件として考慮する。

また,初期潮位は,朔望平均満潮位T.M.S.L.+0.49mに潮位のばらつき0.16m を考慮してT.M.S.L.+0.65mとする。

遡上域となる大湊側の敷地海側の大部分はアスファルトまたはコンクリート で舗装されているため、洗掘による地形の変化は生じない。

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5.0m)に合わせた形状にモデル化する。

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 (2011), 一般財団法人 日本水路協会 (2008~2011),深浅測量等による地形データを使 用し、陸域では、国土地理院 (2013)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、図面を基に遡上解析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に遡上解析モデルへ反映した施設・設備及び標高,地形モデルの代表例を示す。

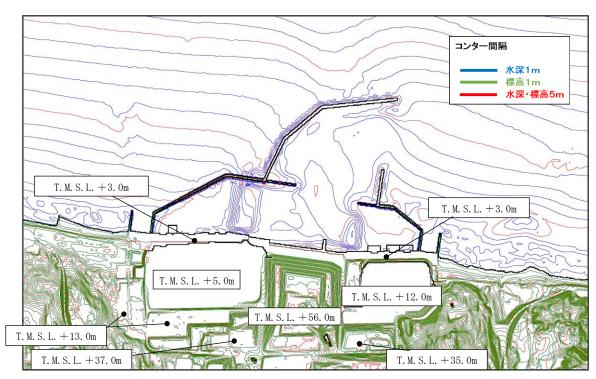


図 3-1(1) 津波遡上解析の地形モデル (敷地近傍, 防潮堤あり, 現地形)

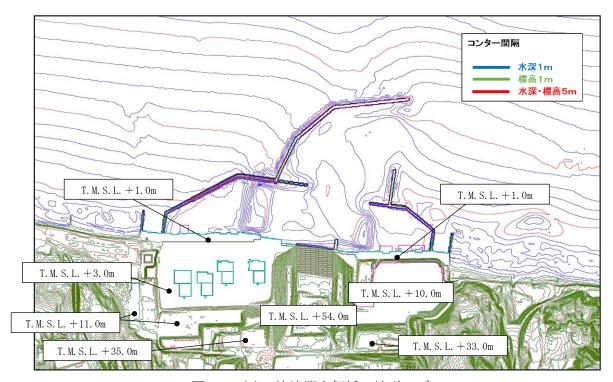


図 3-1(2) 津波遡上解析の地形モデル (敷地近傍, 防潮堤なし, 沈下 2m, 斜面崩壊あり)

3.3 敷地周辺の遡上・浸水域の評価

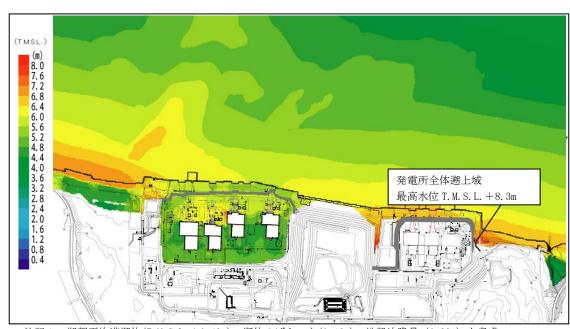
基準津波による遡上解析結果のうち、図3-2に最高水位分布を、図3-3に 最大浸水深分布を示す。

津波の遡上高さは、最大で大湊側北部でT.M.S.L.+8.3mとなっており、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T.M.S.L.+12mの敷地に津波は到達しない。



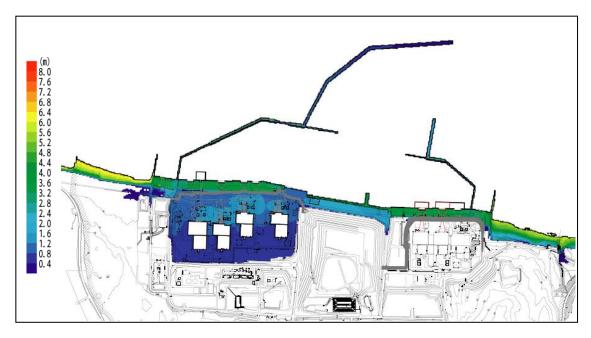
注記*: 朔望平均満潮位(T. M. S. L. +0.49m), 潮位のばらつき(0.16m), 地殻沈降量(0.21m) を考慮した基準津波 1 による水位

図 3-2(1) 基準津波による荒浜側防潮堤内敷地の最高水位分布

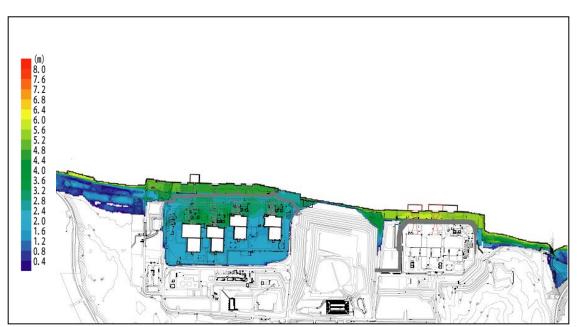


注記*: 朔望平均満潮位(T.M.S.L.+0.49m), 潮位のばらつき(0.16m), 地殻沈降量(0.29m) を考慮した基準津波3による水位

図 3-2(2) 基準津波による発電所全体遡上域の最高水位分布



注記*: 朔望平均満潮位(T. M. S. L. +0.49m), 潮位のばらつき(0.16m), 地殻沈降量(0.21m) を考慮した基準津波1による浸水深図3-3(1) 基準津波による荒浜側防潮堤内敷地の最大浸水深分布



注記*: 朔望平均満潮位(T. M. S. L. +0.49m), 潮位のばらつき(0.16m), 地殻沈降量(0.29m) を考慮した基準津波3による浸水深

図 3-3(2) 基準津波による発電所全体遡上域の最大浸水深分布

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入力津波として, 遡上波及び経路からの津波を安全側に設定する。

遡上波を各施設・設備の設計又は評価に用いる入力津波として設定する場合,施設周辺の最高水位に基づき,潮位,地殼変動,数値計算上の不確かさを考慮し,安全側に設定する。なお,発電所沖合(基準津波策定位置)と発電所港湾内の時刻歴波形を比較しても,水位分布や水位変動の傾向に大きな差異はないことから,局所的な海面の固有振動による励起は生じていない。

経路からの津波を各施設・設備の設計又は評価に用いる入力津波として設定する場合,浸水経路を特定し,同経路の水理特性を考慮した管路解析を行い,潮位,地殼変動,数値計算上の不確かさを考慮し,安全側に設定する。

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 T. M. S. L. +0.49m および潮位のばらつき+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 T. M. S. L. +0.03m 及び潮位のばらつき-0.15m 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「柏崎(国土地理院所管)」における潮位観測記録に基づき評価する。表 4-1 にばらつきを考慮した潮位を示す。

潮汐以外の要因による潮位変動については、V-1-1-3-2-4「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 ばらつきを考慮した潮位

	「柏崎」の	潮位	ばらつきを 考慮した潮位 (①+②)			
	①朔望平均潮位	②ばらつき				
水位上昇側	満潮位 T. M. S. L. +0. 49m	+0.16m	T. M. S. L. +0.65m			
水位下降側	干潮位 T. M. S. L. +0.03m	−0.15m	T. M. S. L0. 12m			

4.1.2 地殼変動

地震による地殻変動についても安全側の評価を実施する。基準津波の波源で ある日本海東縁部に想定される地震と海域の活断層に想定される地震につい て,広域的な地殻変動を考慮する。

具体的には、資料V-1-1-3-2-2「基準津波の概要」の「3. 地震による津波」に示す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た敷地地盤の地殻変動量は、水位上昇側で考慮する波源である日本海東縁部に想定される地震と、海域の活断層に想定される地震で、それぞれ0.21m*1と0.29mの沈降であるため、入力津波については、上昇側の水位変動に対して安全評価を実施する際には、それぞれ0.21mの沈降と0.29mの沈降を考慮する。また、水位下降側で考慮する波源である日本海東縁部に想定される地震で、0.20m*1の沈降であるため、入力津波については、下降側の水位変動に対して安全評価を実施する際には沈降しないものとして仮定する。

表4-2に考慮する地殼変動量,図4-1に地殼変動量分布を示す。

なお,柏崎刈羽原子力発電所は,日本海側に位置しており,プレート間地 震は考慮対象外である。

広域的な余効変動については、柏崎地点における2015年6月から2016年6月の1年間の変位量が約0.7cmと小さいことから、津波に対する安全性評価に影響を及ぼすことはない。

注記*1:日本海東縁部に想定される地震については断層の傾斜角等のパラメータスタディを実施し、取水口前面及び 荒浜側防潮堤内敷地において水位上昇量が最大となるケースと取水口前面において水位下降量が最大となる ケースを選定しており、それぞれで断層の傾斜方向が異なる。水位上昇量が最大となるケースでは断層面は西 傾斜で傾斜角 30°、水位下降量が最大となるケースでは断層面は東傾斜で傾斜角 30°となり、それぞれの地 殻変動量は 0.21m の沈降、0.20m の沈降となる。

表4-2 考慮する地殻変動量

	評価に考慮する地殻変動量
水位上昇側	0.21m又は0.29mの沈下を考慮する。
水位下降側	保守的に沈降を考慮しない。

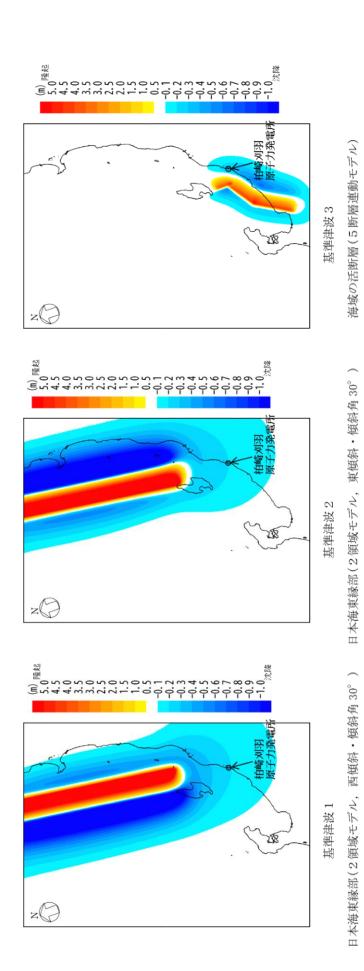


図 4-1 地殼変動量分布

+地すべり(LS-2)

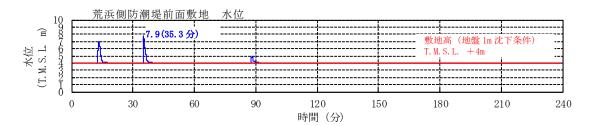
+地すべり(LS-2)

4.2 遡上波

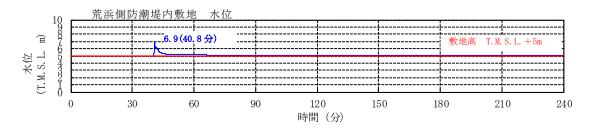
遡上波については、設計又は評価に用いる遡上波による津波高さとして、潮位、地殻変動及び数値計算上の不確かさを考慮する。発電所敷地に関して、その標高の分布と津波の遡上高さの分布を比較すると、遡上波が護岸部および荒浜側防潮堤内敷地に地上部から到達、流入する可能性があるが、設計基準対象施設の津波防護対象設備(非常用取水設備を除く。)を内包する建屋および区画が設置された敷地に地上部から到達、流入する可能性はない。なお、護岸部及び荒浜側防潮堤内敷地における遡上波については、V-1-1-3-2-4「入力津波による津波防護対象設備への影響評価」の「3.5 水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重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」の漂流物の影響評価において考慮する。

図4-2に遡上域における時刻歴波形を、表4-3に遡上波による設計または評価に用いる津波高さを示す。

①荒浜側防潮堤前面敷地(上昇側)



②荒浜側防潮堤内敷地(上昇側)



③発電所全体遡上域(上昇側)

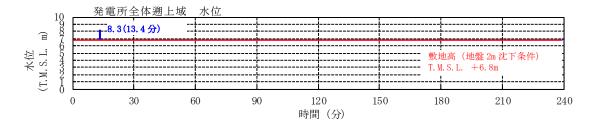


図4-2 遡上域における時刻歴波形

表4-3 遡上波による設計または評価に用いる津波高さ

					設計または評価に
	評価位置	朔望平均潮位	地殼変動量	潮位のばらつき	用いる津波高さ
4	· 一种	考慮している。	考慮している。	考慮している。	
\	田海	(T. M. S. L. +0. 49m)	(-0.29m)	(+0.16m)	1. M. S. L. 7 (. 9III
<u> </u>	() 计设置代置任务	考慮している。	考慮している。	考慮している。	0 9 I S M E
4 B	る元代町の南流が叛心	(T. M. S. L. +0. 49m)	(-0.21m)	(+0.16m)	1. M. S. L. + 6. 9III
# =	○ X 等于 公子 第 L 左	考慮している。	考慮している。	考慮している。	6 8 I S M E
₹		(T. M. S. L. +0. 49m)	(-0.29m)	(+0.16m)	I. M. S. L. ⊤ S. JIII

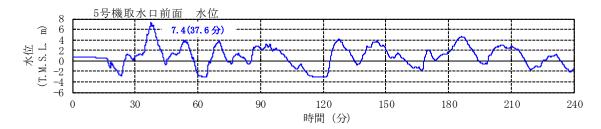
4.3 経路からの津波

経路からの津波については、設計又は評価に用いる津波高さとして、潮位、 地殻変動等を考慮する。

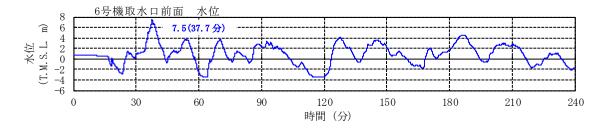
なお、管路解析においては、潮位条件に加えて、管路の形状、材質及び表面の状況に応じた摩擦損失を考慮するとともに、補機冷却海水ポンプの稼働状態、貝付着の有無及びスクリーン等の有無を不確かさとして考慮した計算条件とし、評価地点に対して最も影響の大きいものを選定している。

図4-3に経路からの津波の時刻歴波形,表4-4に評価箇所における設計又は評価に用いる経路からの津波による津波高さを示す。

①5号機取水口前面(上昇側)



②6号機取水口前面(上昇側)



③7号機取水口前面(上昇側)

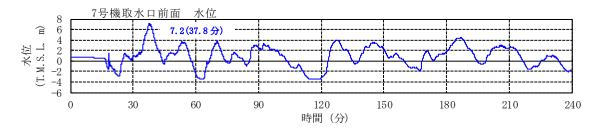


図 4-3(1) 経路からの津波の時刻歴波形

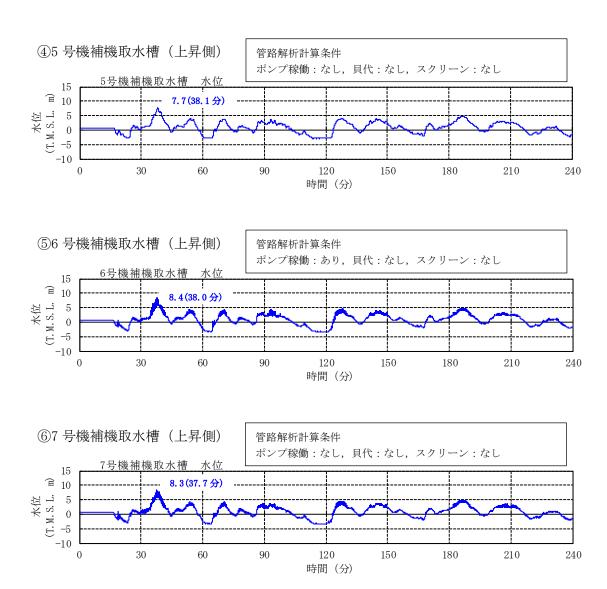
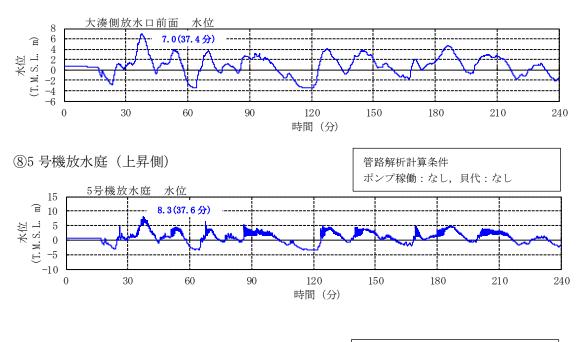
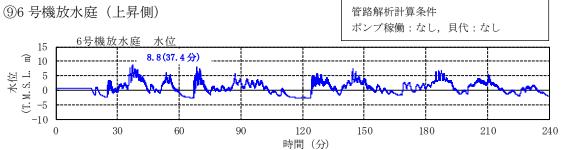


図 4-3(2) 経路からの津波の時刻歴波形

⑦大湊側放水口前面(上昇側)





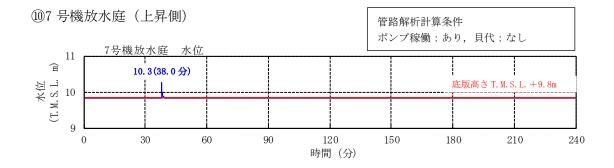
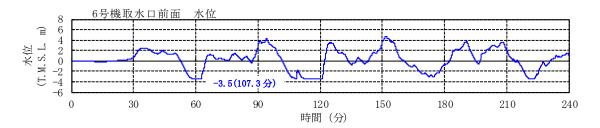
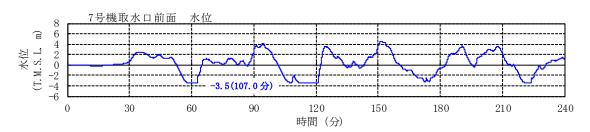


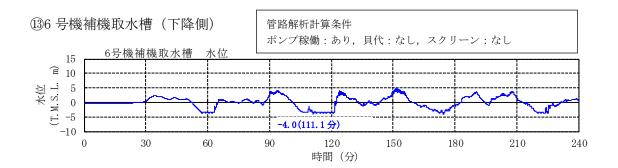
図4-3(3) 経路からの津波の時刻歴波形

①6号機取水口前面(下降側)



迎7号機取水口前面(下降側)





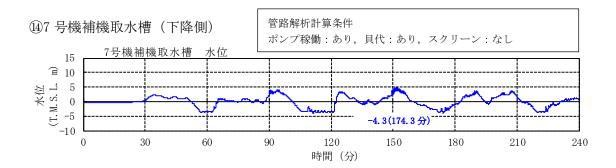


図4-3(4) 経路からの津波の時刻歴波形

K7 (I) V-1-1-3-2-3 R1

表 4-4 (1) 評価箇所における設計又は評価に用いる経路からの津波による津波高さ

	設計または評価に	用いる津波高さ	L L L L L L L L L L L L L L L L L L	1. M. S. L. ⊤ (. ⊈III		1. M. S. L. ⊤ (. OⅢ	6 Z + 1 S M T	1. M. S. L. ⊤ (. ∠III	T M C 1 1 7 7	I. M. S. L. + (. /⊞	T W C 1 10 4	1.M.S.L. ⊤S.4Ⅲ		I.M. S. L. ⊤ S. SⅢ	0 2 1 S M T	1. M. S. L. ⊤ (. UII	T W C 1 0 9	1. M. S. L. + S. S⊞	T M C 1 1 0 0 0 m	1. M. S. L. T S. OII	6 01 13 M T	1. M. S. L. + 10. SE
		潮位のばらしき	考慮している。	(+0.16m)	考慮している。	(+0.16m)	考慮している。	(+0.16m)	考慮している。	(+0.16m)	考慮している。	(+0.16m)	考慮している。	(+0.16m)	考慮している。	(+0.16m)	考慮している。	(+0.16m)	考慮している。	(+0.16m)	考慮している。	(+0.16m)
		地殼変動量	考慮している。	(-0.21m)	考慮している。	(-0.21m)	考慮している。	(-0.21m)	考慮している。	(-0.21m)	考慮している。	(-0.21m)	考慮している。	(-0.21m)	考慮している。	(-0.21m)	考慮している。	(-0.21m)	考慮している。	(-0.21m)	考慮している。	(-0.21m)
		朔望平均潮位	考慮している。	(T. M. S. L. +0. 49m)	考慮している。	(T. M. S. L. +0. 49m)	考慮している。	(T. M. S. L. +0.49m)	考慮している。	(T. M. S. L. +0. 49m)	考慮している。	(T. M. S. L. +0. 49m)	考慮している。	(T. M. S. L. +0. 49m)	考慮している。	(T. M. S. L. +0.49m)	考慮している。	(T. M. S. L. +0. 49m)	考慮している。	(T. M. S. L. +0. 49m)	考慮している。	(T.M.S.L. +0.49m)
-			①5号機取水口前面		①5号機取水口前面 ②6号機取水口前面 ③7号機取水口前面 ①7号機取水口前面					(4)3万)城市(城央)大幅	サイヨ学学学の	(A)	⑥7号機補機取水槽 ⑦放水口前面 ⑧5号機放水庭 ⑨6号機放水庭					370万(弦/汉/)(注	⑩7号機放水庭			
		評価位置									¥	(河 ₁	- - - - -	順								

表4-4(2) 評価箇所における設計又は評価に用いる経路からの津波による津波高さ

/					設計または評価に
		朔望平均潮位	地殼変動量	潮位のばらつき	用いる津波高さ
14 学	H	考慮している。	、 1、 1、 1、 1、 1、 1、 1、 1、 1、 1、 1、 1、 1、	考慮している。	* - 2 0 1 U M E
(100万核共介中間)国	国記工	(T.M.S.L. + 0.03m)	米上巴うん 馬 フィッ。	(-0.15m)	1. M. S. L. ─ S. OⅢ
1 日 紫山	H ik	考慮している。	は代化・井乗したい	考慮している。	*3 6 I S M T
医心分泌炎不可回	国記	(T.M.S.L. + 0.03m)	そうじこん馬しょい。	(-0.15m)	1. M. S. L S. OII
\$\frac{4}{4}\frac{2}{2}\frac{1}{1}	4	考慮している。	7.54. 事件 4.55. 5.55	考慮している。	T W C 1
巡0 ケ/淡/雨/淡/メント/暗	胆してくて	(T.M.S.L. + 0.03m)	不らじてんぼしょく。	(-0.15m)	1. M. S. L. — 4. UII
下日後界祭口400	1 年 千 出水	考慮している。	いな「事権」の行の	考慮している。	T M S I 1 3
ク1迷1間 1弦		(T. M. S. L. +0.03m)	不ら むころ 徳 しょくら	(-0.15m)	1. M. S. L. 4. OIII

注記*:水位下降側は海水貯留堰の天端高さにより定まる値。

5. 基準地震動 S s による地震力と津波荷重の組合せについて

基準地震動Ssの策定における検討用地震は図5-1に示すF-B断層及び長岡平野西縁断層帯による地震である。これらの断層については、敷地に近い位置に存在し、地震波と津波は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。以下、「5.1 基準地震動Ssの震源と津波の波源が同一の場合」と「5.2 基準地震動Ss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

F-B断層及び長岡平野西縁断層帯の活動に伴う地震動が敷地に到達する時間は図5-2に示すとおり、地震発生後1分以内であるのに対し、同時間帯において敷地における津波の水位変動量はおおむね0mである。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Ss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。

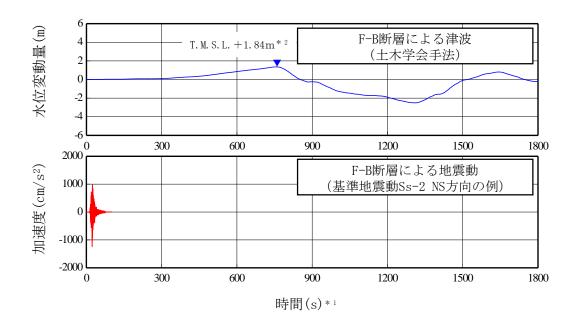
5.2 基準地震動 S s の震源と津波の波源が異なる場合

F-B断層及び長岡平野西縁断層帯の活動に伴い、津波を起こす地震が誘発される可能性は低い。仮に誘発地震の発生を考慮した場合においても、F-B断層及び長岡平野西縁断層帯の活動に伴う地震動が敷地に到達する地震発生後1分以内に、誘発地震に伴う津波が敷地に到達することはない。また、活断層調査結果に基づく個々の活断層による地震に伴い津波が発生しても、敷地に遡上しない。

以上により、基準地震動Ss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。



図 5-1 敷地周辺の活断層分布



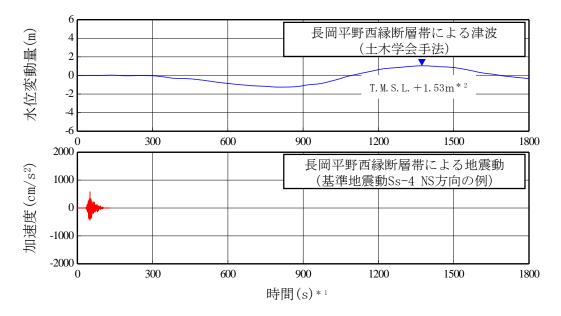
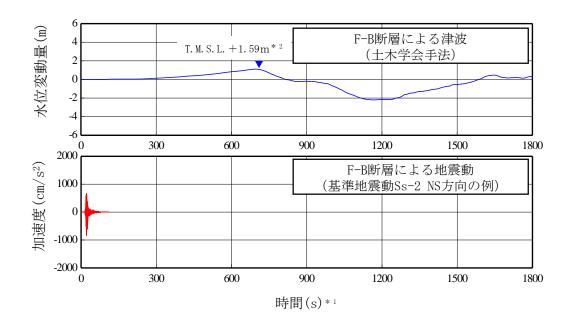


図 5-2(1) 地震動と津波の敷地への到達時刻の比較(荒浜側)

注記*1:時間0秒は地震の発生時刻を示す

注記*2: 朔望平均満潮位 T. M. S. L. +0.49m を考慮



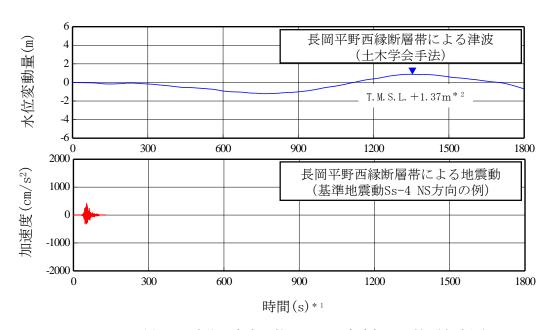


図 5-2(2) 地震動と津波の敷地への到達時刻の比較(大湊側)

注記*1:時間0秒は地震の発生時刻を示す

注記*2: 朔望平均満潮位 T.M.S.L. +0.49m を考慮

V-1-1-3-2-4 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 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	8
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 ・・・・・・・・・・・	8
3.	2 敷地への浸水防止 (外郭防護 1) に係る評価 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	9
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 ・・・・・・・・・・・・・・・・・	42
3.	4 津波による溢水の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 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	44
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	≨/Z
	対処するために必要な機能への影響防止に係る評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	64

1. 概要

本資料は、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、浸水経路等を考慮して、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、V-1-1-3-2-3「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、V-1-1-3-2-1「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、津波襲来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となる津波防護対象設備から除く。

(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T. M. S. L. +5mの荒浜側の敷地と、T. M. S. L. +12mの大湊側の敷地の高さに分かれている。T. M. S. L. +12mの大湊側の敷地には、津波防護対象設備を内包する原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋、廃棄物処理建屋がある。また、T. M. S. L. +12mの大湊側の敷地に燃料設備の一部(軽油タンク及び燃料移送ポンプ)を敷設する区画がある。

このため、上記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に加え,敷地高さ T. M. S. L. +12mの5号機原子炉建屋内緊急時対策所を内包する5号機原子炉建屋,格納容器 圧力逃がし装置及び常設代替交流電源設備を敷設する区画,5号機東側保管場所,5号機東 側第二保管場所,並びに敷地高さT. M. S. L. +35m以上の大湊側高台保管場所,荒浜側高台保 管場所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(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、遡上波が到達しない十分に高い敷地として、大湊側のT. M. S. L. +12mの敷地を含め、大湊側及び荒浜側の敷地背面のT. M. S. L. +12mよりも高所の敷地を「浸水を防止する敷地」として設定し図2-2に示す。柏崎刈羽原子

力発電所の主要断面概略図を図2-3及び図2-4に示す。

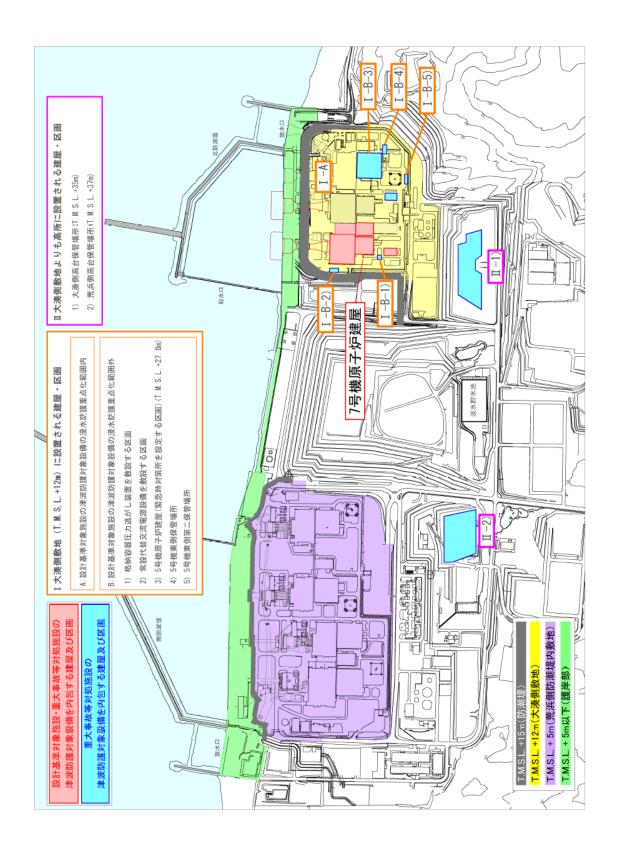


図 2-1 津波防護対象設備を内包する建屋及び区画 (発電所全体)

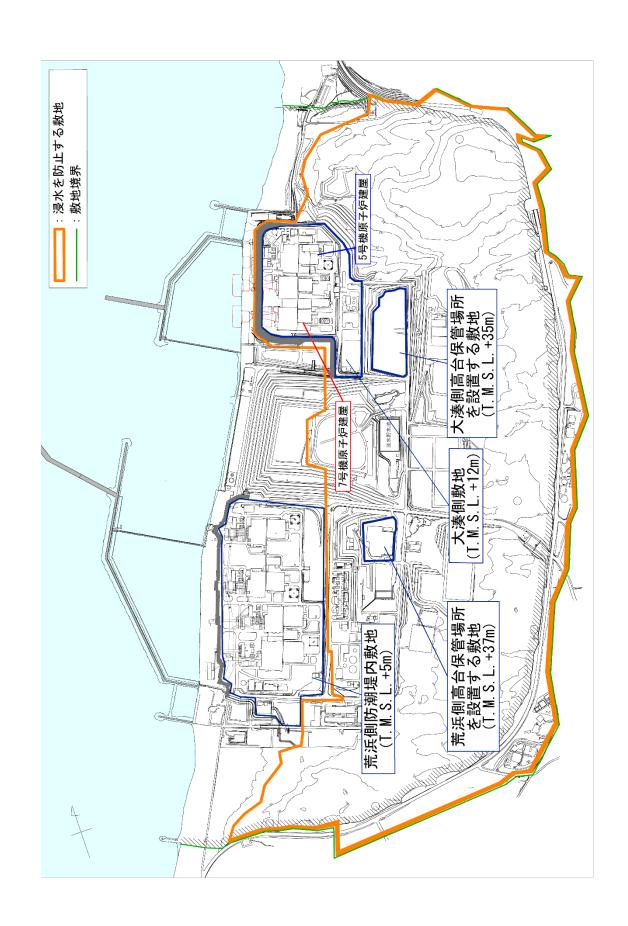
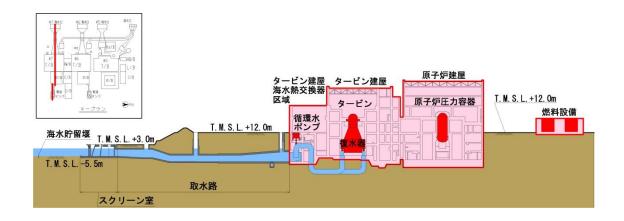
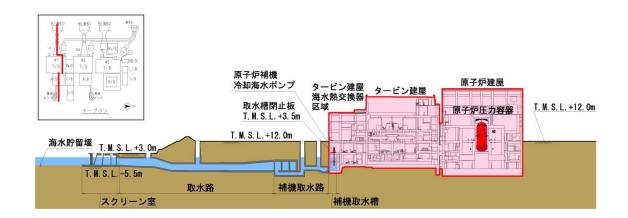


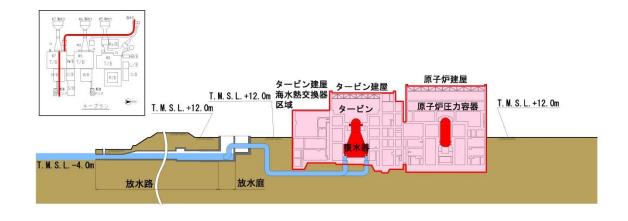
図2-2 浸水を防止する敷地



7号機主要断面概略図 (その1)

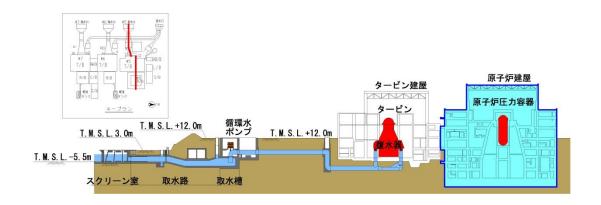


7号機主要断面概略図 (その2)

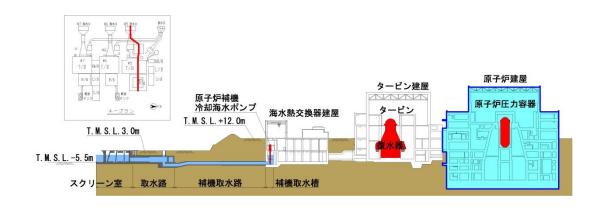


7号機主要断面概略図 (その3)

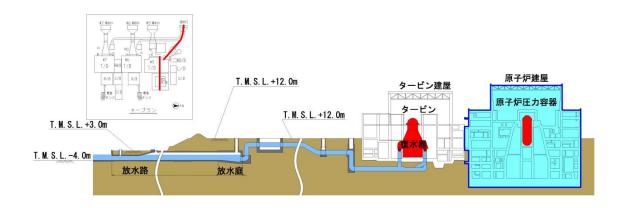
図2-3 柏崎刈羽原子力発電所第7号機の主要断面概略図



5号機主要断面概略図(その1)



5号機主要断面概略図(その2)



5号機主要断面概略図(その3)

図2-4 柏崎刈羽原子力発電所第5号機の主要断面概略図

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,浸水状況等)に応じた津波防護を達成するため,敷地への浸水防止(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),津波による溢水の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槽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槽水位計の詳細な設計方針については、V-1-1-3-2-5「津波防護に関する施設の設計方針」に示す。

3.2 敷地への浸水防止(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、敷地への浸水防止(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浸水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

津波が敷地に襲来した場合、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、海域と連接する取水路、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、敷地への浸水防止(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ることが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の高さ分布と、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高水位の年超過確率は $10^{-4}\sim10^{-5}$ 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 T. M. S. L. +1.08mと、入力津波で考慮した朔望平均満潮位T.M.S.L.+0.49m及び潮位のばらつき0.16mの合計との差である0.43m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、図3-1に示すとおり、観測地点「柏崎」における過去61年(1955年~2015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。

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、津波襲来時に海域と連接する可能性のある取水路、放水路、屋外排水路、電源ケーブルトレンチ及びケーブル洞道の経路を特定する。

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、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。

取水路につながり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に津波が流入する可能性のある経路としては取水路及び補機冷却用海水取水路(以下「補機取水路」という。)の点検用立坑の開口部が挙げられるが、これらは敷地面上(T.M.S.L.+12m)で開口しており、その天端標高は、いずれも流入口となる取水口における最高水位及び補機冷却用海水取水槽(以下「補機取水槽」という。)における最高水位(入力津波高さ)よりも高い。また、この高さは参照する裕度(0.43m)を考慮しても余裕がある。したがって、これらの経路から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に津波が流入することはない。

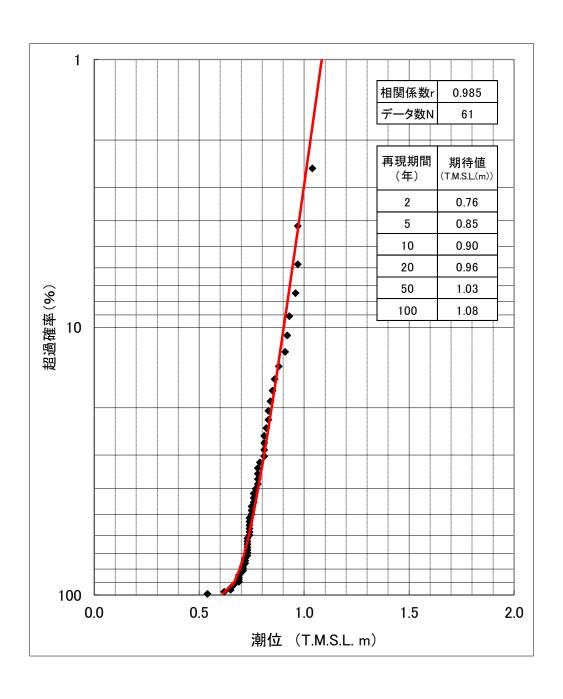


図3-1 観測地点「柏崎」における最高潮位の超過発生確率

(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浸水の可能性のある経路 (以下「遡上経路」という。)を踏まえると,遡上波が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。遡上波の地上部からの到達,流入の評価結果を表3-1に示す。

津波防護対象設備を内包する建屋及び区画には原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋、廃棄物処理建屋及び屋外設備である燃料設備(軽油タンク及び燃料移送ポンプ)を敷設する区画があり、図2-2に示す通り、これらはいずれも上記の「浸水を防止する敷地」のうち、T. M. S. L. +12mの大湊側の敷地に設置されている。また、その他の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画も、T. M. S. L. +12m以上の「浸水を防止する敷地」に設置されており、基準津波の遡上波による発電所全体遡上域における最高水位T. M. S. L. +8.3mと比較しても、津波による遡上波は地上部から到達、流入しない。これらの結果は、設計上の裕度0.43mを考慮しても設計の余裕があり、さらに、基準地震動Ssによる液状化等に伴う敷地の沈下を考慮した場合においても十分な裕度がある。なお、遡上波の地上部からの到達、流入の防止として、地山斜面、盛土斜面等の活用はしていない。

表3-1 遡上波の地上部からの到達,流入評価結果

表3-1 遡上仮り地上部からり封建,加八計価格未					
		1	2	松庄	
評価対		入力津波高さ	許容津波高さ	裕度	
		(T. M. S. L.)	(T. M. S. L.)	(2-1)	
	原子炉建屋				
	タービン建屋		+11.0m*2*3 (+12.0m) *4		
	コントロール建屋			2.7m* ⁵	
 津波防護対象設備を内包	廃棄物処理建屋				
	燃料設備の一部(軽油	(+ 12. UIII)			
する建屋及び区画	タンク及び燃料移送ポ				
	ンプ)を敷設する区画				
	上記以外		+11.0m以上*2*3	2.7m以上*5	
	エルメグト		(+12.0m以上) *4	2. 11112人上	

注記*1:基準津波の遡上波による発電所遡上域の最高水位

*2:大湊側の敷地高さ

*3: 地震による地盤沈下 1.0m を考慮した値

*4:地震による地盤沈下を考慮しない場合の値

*5:参照する裕度(0.43m)に対しても余裕がある

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の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への流入の有無を評価した結果、津波防護対策として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

津波襲来時に海域と連接し、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ある主な経路としては、表3-2に示すように、取水路、放水路、屋外排水路、電源ケーブルトレンチ及びケーブル洞道がある。

表3-2 流入経路特定結果

系統			在時代だれ来 	
			スクリーン室,取水路	
	6号機	補機冷却海水系	スクリーン室、取水路、補機冷却用海水	
			取水路	
		循環水系	スクリーン室, 取水路, 取水槽	
取水路	7号機	補機冷却海水系	スクリーン室, 取水路, 補機冷却用海水	
		而从山本村母八八八	取水路,補機冷却用海水取水槽	
		循環水系	スクリーン室, 取水路, 取水槽,	
	5号機	補機冷却海水系	スクリーン室、取水路、補機冷却用海水	
			取水路,補機冷却用海水取水槽	
		循環水系	放水路,放水庭	
	6号機	補機冷却海水系	放水路, 補機冷却用海水放水路,	
		1冊1及1月4月47八月	補機冷却用海水放水庭	
		循環水系	放水路, 放水庭, 循環水配管	
放水路	7号機	補機冷却海水系	放水路, 補機冷却用海水放水路,	
		而似的四种的	補機冷却用海水放水庭	
		循環水系	放水路, 放水庭, 循環水配管	
	5号機	補機冷却海水系	放水路, 補機冷却用海水放水路,	
		1冊/ 及日本日本/八方、	補機冷却用海水放水庭	
屋外排水路		各	排水路, 取水枡	
電源ケーブルトレンチ ―		6,7号機共用	電源ケーブルトレンチ	
电伽ク一フルトレ		5号機	電源ケーブルトレンチ	
ケーブル洞道			ケーブル洞道	

(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

取水路は、海域と連接し、スクリーン室、取水路及び補機取水路を経てタービン建 屋あるいは5号機海水熱交換器建屋内に至る系統からなる地中構造物である。これら 地中構造物には、点検用の立坑が設置されている。取水路からの流入経路に係る平面 図を図3-2に示す。

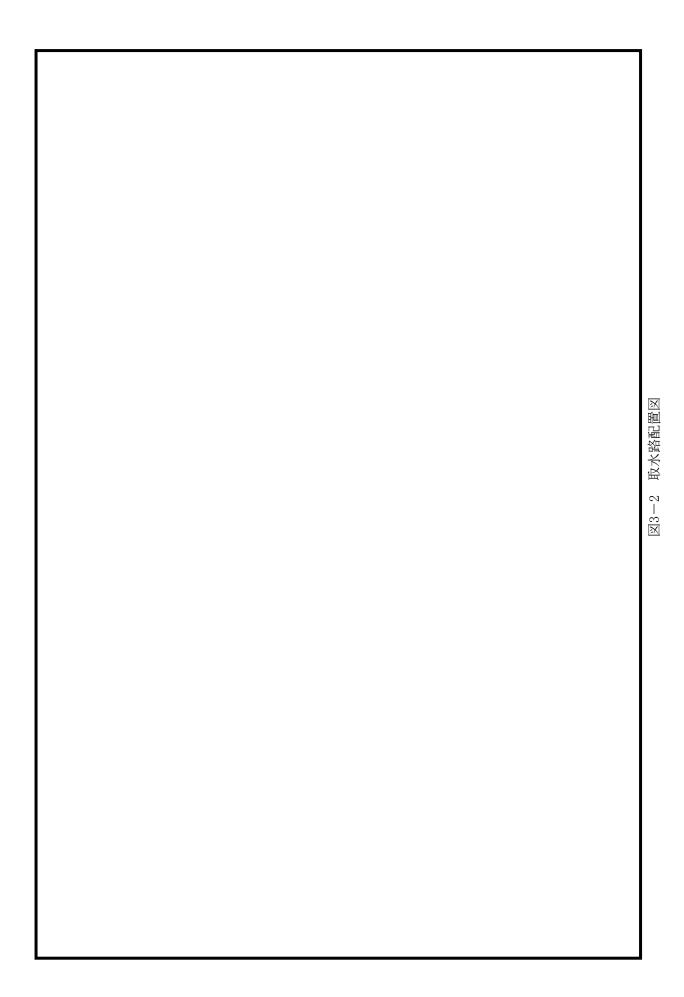
このため、取水路からの流入評価としては、取水路、補機取水路及び補機取水槽の 点検用立坑の開口部からの流入について、評価を実施する。結果を以下に、また結果 の一覧を表3-3に示す。

(イ) 取水路から敷地地上部への流入について

取水路につながり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に 津波が流入する可能性のある経路としては取水路及び補機取水路の点検用立坑の 開口部が挙げられるが、これらは敷地面上 (T. M. S. L. +12m) で開口しており、そ の天端標高は、いずれも流入口となる取水口における最高水位及び補機取水槽に おける最高水位(入力津波高さ)よりも高い。また、この高さは参照する裕度(0.43m) を考慮しても余裕がある。したがって、これらの経路から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に津波が流入することはない。5~7号機取水 路断面図を図3-3から図3-5に示す。

(ロ) 取水路から建屋・区画への流入について

取水路につながり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、管路解析により得られる7号機の取水槽、補機取水槽の最高水位(入力津波高さ)が対応する取水槽及び補機取水槽の上部床面高さよりも高いため、これらの床面に存在する開口部が考えられる。具体的には7号機取水槽の上部床面には開口部はないが、補機取水槽の上部床面(タービン建屋海水熱交換器区域地下1階床面)には取水槽の点検口が存在し、これが流入経路として挙げられる。補機取水槽上部床面の点検口に対しては浸水防止設備として取水槽閉止板を設置することにより、この経路から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を防止する。7号機取水槽閉止板の配置図を図3-6に示す。

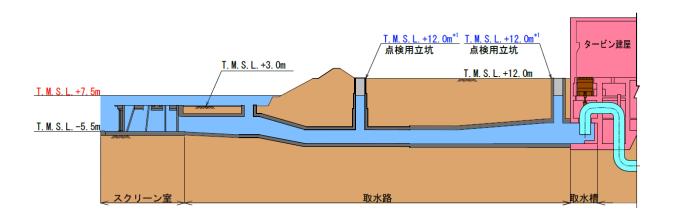


凡例

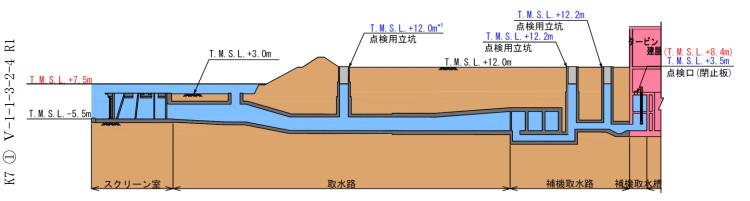
赤字:入力津波高さ

注:地震による地盤沈下 0.2m を考慮した値

青字:許容津波高さ



循環水系 (A-A 断面)



補機冷却海水系 (B-B 断面)

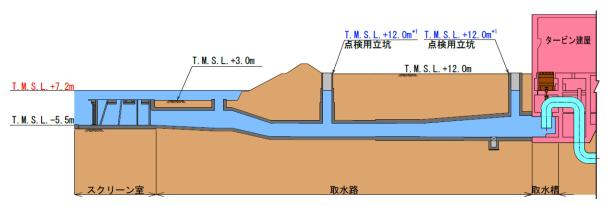
図3-3 6号機 取水路断面図

凡例

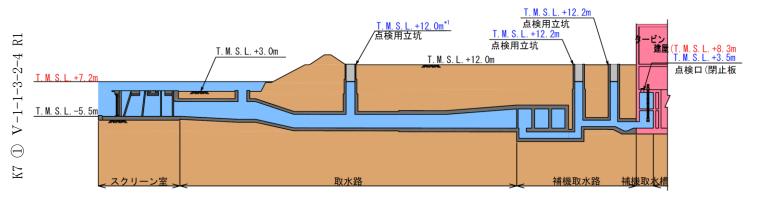
赤字:入力津波高さ

青字:許容津波高さ

注:地震による地盤沈下 0.2m を考慮した値

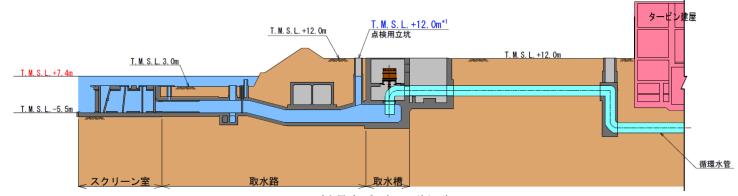


循環水系 (C-C 断面)

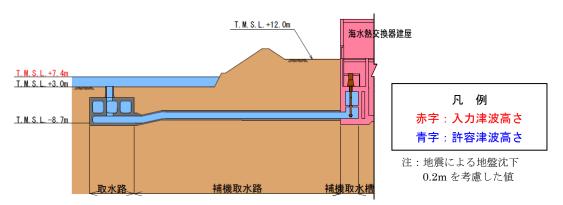


補機冷却海水系 (D-D 断面)

図3-4 7号機 取水路断面図



循環水系 (E-E断面)



補機冷却海水系 (F-F断面)

図3-5 5号機 取水路断面図

K7 ① V-1-1-3-2-4 R1

表3-3 取水路からの津波の流入評価結果

	衣3-3 収小路がりの件板の他八計側桁木						
			1	2			
	流入紅	又中夕	入力	許容	裕度	 評価	
	が して下	E 哈	津波高さ	津波高さ	(2-1)	===1 Ⅲ 	
			(T. M. S. L.)	(T. M. S. L.)			
6 号	循環水系	取水路 点検用立坑	+7.5m*2	+12.0*4*6 (+12.2m) *7	4.5m*8	○ 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	
機	補機冷却 海水系	補機取水路 点検用立坑	+8.4m*3	+12.2m*4	3.8m*8	○ 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	
	循環水系	取水路 点検用立坑	+7.2m*2	+12.0*4*6 (+12.2m) *7	4.8m*8	○ 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	
7 号機	補機冷却	補機取水路 点検用立坑	+8.3m*3	+12.2m*4	3.9m*8	○ 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	
		補機取水槽 点検口	+8.3m*3	+3.5m*5		○ 浸水防止設備として取 水槽閉止板を設置して おり,建屋・区画に津 波は流入しない	
5 号機	循環水系	取水路 点検用立坑	+7.4m*2	+12.0*4*6 (+12.2m) *7	4.6m*8	○ 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	
12%	補機冷却 海水系	*1	_	_	_	_	

注記*1:津波が流入する可能性のある経路は存在しない

*2: 各号機の取水口における最高水位

*3:管路解析により得られる各号機の補機取水槽における最高水位

*4: 点検用立坑の天端標高

*5: 点検口の設置床面(補機取水槽の上部床面) 高さ

*6:地震による地盤沈下 0.2m を考慮した値

*7:地震による地盤沈下を考慮しない場合の値

*8:参照する裕度(0.43m)に対しても余裕がある

ロ. 放水路からの流入について

放水路は、タービン建屋から循環水配管、放水庭、補機冷却用海水放水路(以下「補機放水路」という。),補機放水庭に至る系統からなる地中構造物である。これら地中構造物には点検用の立坑が設置されている。放水路からの流入経路に係る平面図を図3-7に示す。

これらの放水路から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) 放水路から敷地地上部への流入について

放水路につながり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に 津波が流入する可能性のある経路としては放水路の点検用立坑及び放水庭等の開 口部が挙げられるが、これらは敷地面上 (T. M. S. L. +12m) 又は防潮堤上 (T. M. S. L. 約+15m) で開口しており、その天端標高は、いずれも流入口となる放水口における最高水位及び管路解析により得られる放水庭、補機放水庭における最高水位(入力津波高さ)よりも高い。また、この高さは参照する裕度(0.43m)を考慮しても余裕がある。したがって、これらの経路から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に津波が流入することはない。放水路からの流入経路に係る断面図を図3-8から図3-10に示す。

(ロ) 放水路から建屋・区画への流入について

放水路につながり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、放水庭とタービン建屋の間に敷設されている循環水配管の放水庭側壁貫通部(配管と壁の隙間部)、及び補機放水庭とタービン建屋の間に敷設されている補機冷却海水配管のタービン建屋外壁貫通部(配管と壁の隙間部)が考えられる。このうち前者については、当該貫通部がコンクリート巻立てとなっており、かつ循環水配管がボール捕集器ピットより先で直接埋設となっている。また後者については、当該貫通部が補機放水庭における最高水位(入力津波高さ)よりも高所(T.M.S.L.+12mの敷地よりも上部)に位置する。このため、いずれも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経路となることはない。

赤字:入力津波高さ 青字:許容津波高さ

凡例

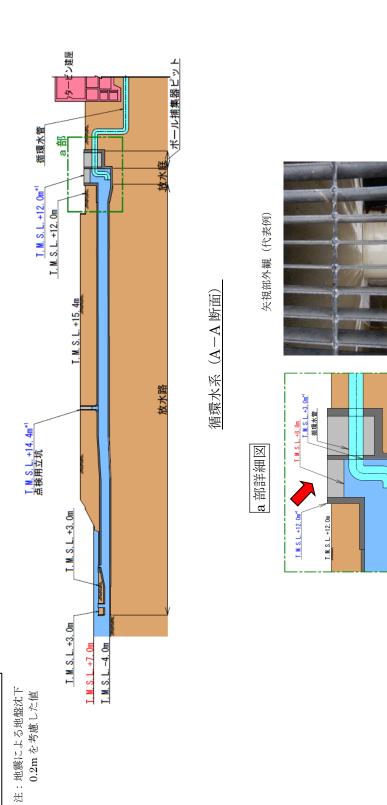


図3-8 6号機 放水路断面図 (1/2)

ボール 単半 ラマ まま

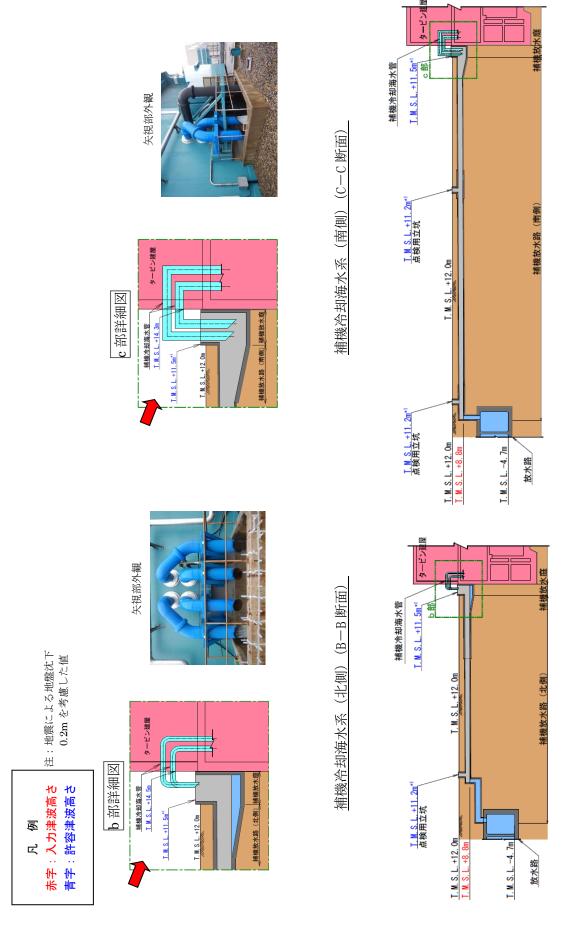
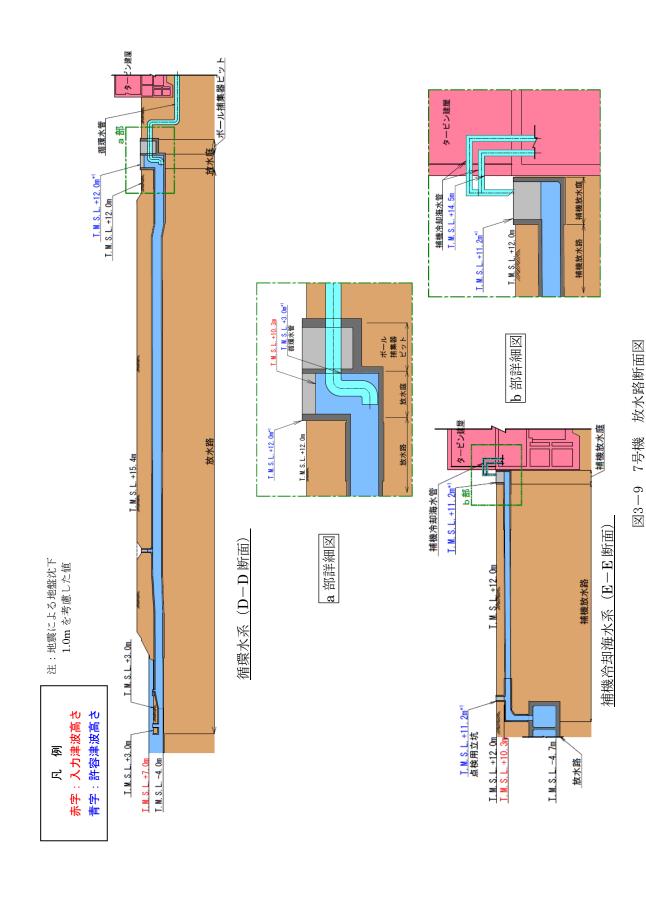


図3-8 6号機 放水路断面図 (2/2)



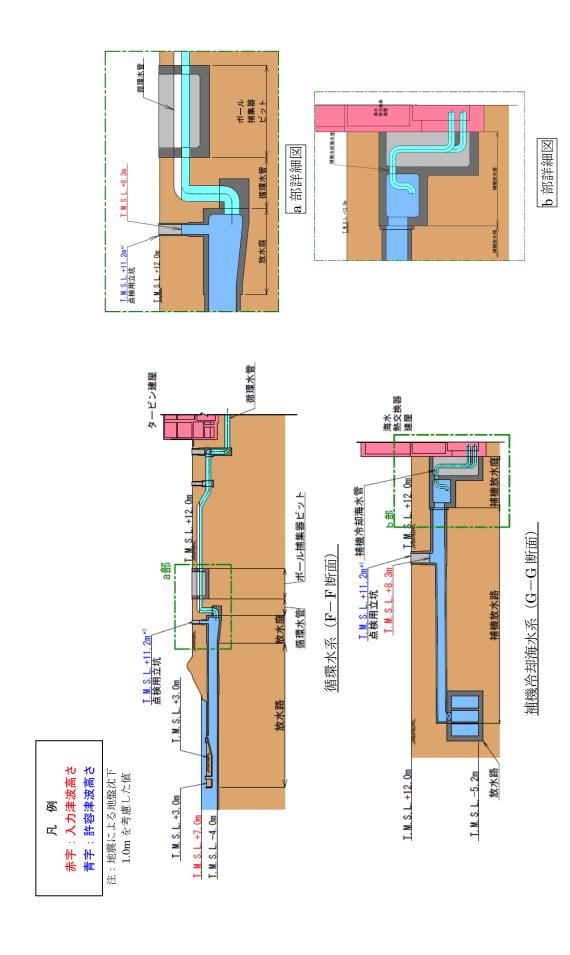


図3-10 5号機 放水路断面図

表3-4 放水路からの津波の流入評価結果 (1/2)

_	表3-4 放水路からの津波の流人評価結果(1/2) 						
	流入経路		① 入力 津波高さ (T.M.S.L.)	② 許容 津波高さ (T.M.S.L.)	裕度 (②一①)	評価	
		放水路点検 用立坑	+7.0m*1	+14.4m*3*6 (+15.4m) *7	7.4m*8	○ 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	
6 号	循環水系	放水庭	+8.8m*2	+12.0m*3*6 (+13.0m) *7	3. 2m*8	○ 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	
機	補機冷却海 水系	補機放水路 点検用立坑	+8.8m*2	+11.2m*3*6 (+12.2m) *7	2. 4m*8	○ 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	
		補機放水庭	+8.8m*2	+11.5m*3*6 (+12.5m) *7	2.7m*8	○ 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	
	循環水系	放水庭	+10.3m*2	+12.0m*3*6 (+13.0m) *7	1.7m*8	○ 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	
		循環水配管 周囲隙間部	+10.3m*2	+3.0m*4*6 (+4.0m) *7	_	○ コンクリート巻立てと なっており、建屋・区 画に津波は流入しない	
7 号 機	補機冷却海水系	補機放水路 点検用立坑	+10.3m*2	+11.2m*3*6 (+12.2m) *7	0.9m*8	○ 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	
		補機放水庭	+10.3m*2	+11.2m*3*6 (+12.2m) *7	0.9m*8	○ 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	
		補機冷却海 水配管周囲 隙間部	+10.3m*2	+14.5m* ⁵	4.2m*8	○ 許容津波高さが入力津 波高さを上回ってお り,建屋・区画に津波 は流入しない	

表3-4 放水路からの津波の流入評価結果(2/2)

_	表 1 // / / / / / / / / /							
	流入経路		流入経路		① 入力 津波高さ (T. M. S. L.)	② 許容 津波高さ (T.M.S.L.)	裕度 (②-①)	評価
	45 公	循環水系	放水路点検用立坑	+8.3m*2	+11.2m*3*6 (+12.2m) *7	2.9m*8	○ 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	
	桜	補機冷却海 水系	補機放水路 点検用立坑	+8.3m*2	+11. 2m*3*6 (+12. 2m) *7	2.9m*8	○ 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	

注記*1:放水口における最高水位

*2:管路解析により得られる各号機の放水庭、補機放水庭における最高水位

*3: 点検用立坑, 放水庭, 補機放水庭の天端標高

*4:循環水配管の放水庭側壁貫通部下端(配管外周部)の中で最も低い値(参考)

*5:補機冷却海水配管のタービン建屋外壁貫通部下端(配管外周部)の中で最も低い値

*6:地震による地盤沈下1.0mを考慮した値 *7:地震による地盤沈下を考慮しない場合の値 *8:参照する裕度(0.43m)に対しても余裕がある

ハ. 屋外排水路からの流入について

海域から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につながる屋外排水路としては、敷地の北側を通り海域に到るものが一つ(①)、放水路を経由して海域に至るものが一つ(②)、 $5\sim7$ 号機各タービン建屋西側から海域に到るものが三つ(③,④,⑤)の、計五つがある。各排水路は ϕ 1000のヒューム管等で構成される地中構造物であり、排水路上には敷地面に開口する形で集水升が設置されている。なお、排水路③,④,⑤については、排水路の排出口部(T. M. S. L. +6m)にフラップゲートが設置されている。屋外排水路からの流入経路に係る平面図を図3-11に示す。

屋外排水路につながり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に 津波が流入する可能性のある経路としては集水升の開口部が挙げられるが、これらは 敷地面上 (T. M. S. L. +12m) 又は防潮堤上 (T. M. S. L. 約+15m) で開口しており、その 天端標高は、いずれも流入口となる放水口における最高水位及び護岸部における最高 水位 (入力津波高さ) に対して2m以上の余裕がある。したがって、これらの経路から 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に津波が流入することはな い。

なお、排水路③、④、⑤の排出口部に設置されたフラップゲートは、基準津波を上回る規模の津波の発生に備えて、津波の敷地への流入防止を目的として設置した自主的対策設備である。以上の結果を表3-5にまとめて示す。

表3-5 屋外排水路からの津波の流入評価結果

	人評価結果			
	1)	2	10.1.	
流入経路	入力	許容	裕度	評価
	津波高さ (T.M.S.L.)	津波高さ (T.M.S.L.)	(2-1)	
	(1. M. O. L.)	(1. m. o. L.)		0
排水路①	+7.0m*1	$+11.5 \text{m}^{*3*4} (+12.5 \text{m})^{*5}$	4.5m*6	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
排水路②	+7.0m*1	+14.4m*3*4 (+15.4m) *5	7.4m*6	○ 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
排水路③	+8.3m*2	+10.9m*3*4 (+11.9m) *5	2.6m*6	○ 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
排水路④	+8.3m*2	+11.0m*3*4 (+12.0m) *5	2.7m*6	○ 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
排水路⑤	+8.3m*2	+11.0m*3*4 (+12.0m) *5	2.7m*6	○ 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

注記*1:放水口における最高水位

*2: 護岸部における最高水位(保守的に発電所全体遡上域最高水位)

*3:各排水路集水升の天端標高

*4:地震による地盤沈下 1.0m を考慮した値

*5:地震による地盤沈下を考慮しない場合の値

*6:参照する裕度(0.43m)に対しても余裕がある

ニ. 電源ケーブルトレンチからの流入経路について

海域から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に至る電源ケー ブルトレンチとしては、5号機のスクリーン室から循環水ポンプ室に接続するトレン チ(①) と6,7号機のスクリーン室から6号機の放水庭に接続するトレンチ(②)とが ある。各トレンチは鉄筋コンクリートより構成される地中構造物である。電源ケーブ ルトレンチからの流入経路に係る平面図を図3-12に示す。

これらの電源ケーブルトレンチから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3-6にまとめて示す。



(イ) 電源ケーブルトレンチから敷地地上部への流入について

電源ケーブルトレンチにつながり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に津波が流入する可能性のある経路としてはトレンチの敷地面における開口部が挙げられるが、トレンチ開口部の天端標高は、いずれも流入口となる取水口における最高水位(入力津波高さ)に対して4m程度の余裕がある。したがって、これらの経路から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に津波が流入することはない。電源ケーブルトレンチからの流入経路に係る断面図を図3-13に示す。

(ロ) 電源ケーブルトレンチから建屋・区画への流入について

電源ケーブルトレンチは津波防護対象設備を内包する建屋及び区画と直接つながっていないため、当該トレンチが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経路となることはない。

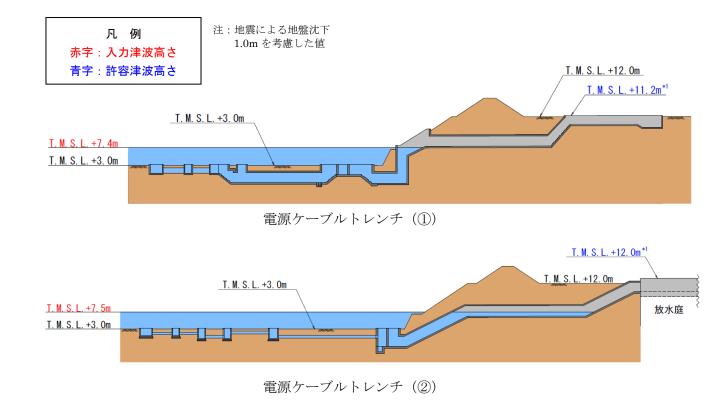


図3-13 電源ケーブルトレンチ断面図

表3-6 電源ケーブルトレンチからの津波の流入評価結果

次0 0 电脉/ フ/レ レ ▽ フ ス ' ウッン1年版 º ン fil/ い 画相木							
流入経路	① 入力 津波高さ (T.M.S.L.)	② 許容 津波高さ (T.M.S.L.)	裕度 (②-①)	評価			
トレンチ①	+7.4m*1	+11.2m*3*4 (+12.2m) *5	3.8m*6	○ 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			
トレンチ②	+7.5m*2	12.0m*3*4 (+13.0m) *5	4.5m*6	○ 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			

注記*1:5号機の取水口における最高水位

*2:6号機の取水口における最高水位(6,7号機のうち最高水位がより高い6号機におけ

る値)

*3:各トレンチ開口部の天端標高

*4:地震による地盤沈下 1.0m を考慮した値

*5:地震による地盤沈下を考慮しない場合の値

*6:参照する裕度(0.43m)に対しても余裕がある

ホ. ケーブル洞道からの流入経路について

ケーブル洞道は主として、T.M.S.L.+5mの荒浜側防潮堤内敷地の東側に位置する T.M.S.L.+13mの敷地に設けられた 500kV 開閉所から、荒浜側防潮堤内敷地に設置された $1\sim4$ 号機の各種変圧器まで、及び大湊側敷地に設置された $5\sim7$ 号機の各種変圧器まで敷設された鉄筋コンクリートにより構成された地中構造物である。ケーブル洞道の配置を図 3-14 に示す。

500kV 開閉所から荒浜側防潮堤内敷地に至る洞道と、同開閉所から大湊側敷地に至る洞道とは相互に連接されているため、自主的な対策設備として設置している荒浜側防潮堤の機能を考慮せず、T. M. S. L. +5m の荒浜側防潮堤内敷地への津波の流入、及び敷地面上の開口部等を介した洞道への浸水を想定すると、本洞道が「海域に連接し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につながる経路」を形成することになる。このため、荒浜側防潮堤の機能を考慮しない条件において、ケーブル洞道から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 3-7にまとめて示す。

(イ) ケーブル洞道から敷地地上部への流入について

荒浜側から大湊側に至るケーブル洞道は、中央土捨場部をまたいで2経路が敷設されており、これが大湊側敷地で合流した後に、5~7号機用に3経路に分岐し、それぞれ各変圧器まで敷設されている。

ここで、大湊側から荒浜側に向かいケーブル洞道の底版上面高さを見たとき、中央土捨場部をまたぐ2経路のうち東側の洞道は中央土捨場部においてピーク高さ T. M. S. L. +45.6m に達している。また、西側の洞道は、中央土捨場を越えた500kV 開閉所を設置する敷地部において、2経路に分岐した後に、それぞれピーク高さ T. M. S. L. +8.8m (地震による地盤沈下1.2m を考慮すると T. M. S. L. +7.6m) と T. M. S. L. +9.8m (地震による地盤沈下1.2m を考慮すると T. M. S. L. +8.6m) に達している。これに対し、荒浜側防潮堤内敷地における最高水位(入力津波高さ)は T. M. S. L. +6.9m であることから、保守的に、洞道内の浸水水位が荒浜側防潮堤内の最高水位と同等になると仮定した場合でも、その水位は上記の各ピーク高さを超えることはない。また、このピーク高さは参照する裕度(0.43m)を考慮しても余裕がある。

以上より、ケーブル洞道から津波防護対象設備を内包する建屋及び区画を設置する大湊側敷地に津波が流入することはない。ケーブル洞道からの流入経路に係る断面図を図3-15に示す。

(ロ) ケーブル洞道から建屋・区画への流入について

大湊側敷地の3経路に分岐したケーブル洞道のうち,1経路はコントロール建 屋脇に接続されているが,前項に示したとおり,荒浜側から大湊側に向かうケー ブル洞道の底版上面のピーク高さが入力津波高さよりも高いため,建屋及び区画 地下部も含めて津波が大湊側敷地に流入することはない。

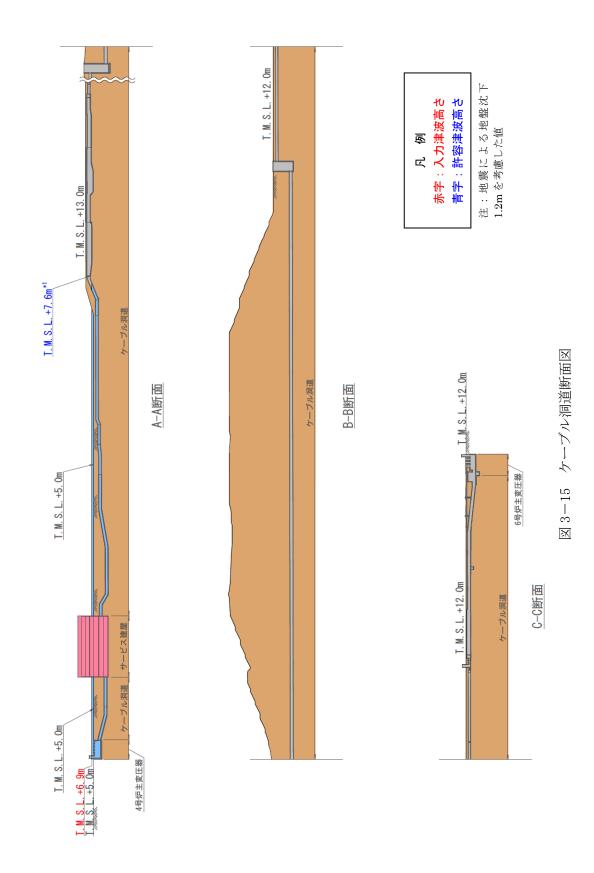


表 3-7 ケーブル洞道からの流入評価結果

	1)	2		
流入経路	入力 津波高さ (T.M.S.L.)	許容 津波高さ (T.M.S.L.)	裕度 (②一①)	評価
ケーブル 洞道	+6.9m*1	+7.6m*2*3 (+8.8m) *4	0.7m*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

注記*1: 荒浜側防潮堤内敷地における最高水位

*2:大湊側に向かうケーブル洞道底版上面ピーク高さのうち最も低い値

*3:地震による地盤沈下 1.2m を考慮した値

*4:地震による地盤沈下を考慮しない場合の値

*5 : 参照する裕度 (0.43m) に対しても余裕がある

(4) 津波防護対策

「(3) 評価結果」にて示すとおり、敷地への浸水防止(外郭防護1)を実施するため、浸水防止設備としてタービン建屋内の地下階の補機取水槽上部床面に設けられた点検口に取水槽閉止板を設置し、補機取水槽上部床面に存在する配管の貫通部には貫通部止水処置を実施する。

タービン建屋内の地下の補機取水槽上部床面に外郭防護として浸水防止設備を設置する範囲は、補機取水槽おける入力津波高さに対し、設計上の裕度を考慮することとする。

これらの設備の設置位置の概要を図3-16に示す。また、詳細な設計方針については、V-1-1-3-2-5「津波防護に関する施設の設計方針」に示す。

7号機タービン建屋海水熱交換器区域地下1階:T.M.S.L. +3.5m

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

津波が敷地に襲来した場合,「3.2 敷地への浸水防止(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,浸水対策として浸水想定範囲の境界の浸水の可能性のある経路,浸水口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冠水が想 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,浸水の可能性のある経路,浸水口(扉,開口部,貫通口等)を特定し、特定した経路,浸水口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浸水量評価を実施 し、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確 認する。

(2) 評価方法

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ために、入力津波の流入範囲と津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に着目し、当該範囲のうち津波防護対策を講じた上でもなお漏水の可能性がある箇所並びに構造上、津波による圧力上昇により漏水の可能性のある箇所の有無について確認する。

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し、同範囲の境界において浸水の可能性のある経路及び浸水口(扉、開口部、貫通口等)について、浸水防止設備として浸水範囲を限定するための設備を設置する。

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

上記 a. において浸水想定範囲が存在する場合,浸水想定範囲及びその周辺にある津波防護対象設備に対しては,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,浸水量評価を行い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。

(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

津波の流入する可能性のある取水・放水設備の構造上の特徴等を考慮して取水・放水施設や地下部等において津波による漏水の可能性のある箇所を確認した結果、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画のうち補機取水槽の床面については、その境界に入力津波が到達する可能性があり「3.2 敷地への浸水防止(外郭防護1)に係る評価」の「(3) 評価結果」を踏まえて「(4) 津波防護対策」に示すよう津波防護対策を実施することとしており、各床面には有意な漏水が生じ得る隙間部としてポンプグランド部等が存在するが、必要に応じ増し締めによる締め付け管理をしていることから、漏水する可能性はない。そのため、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はなく、排水設備も不要である。

3.4 津波による溢水の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、津波による溢水の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、津波による溢 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、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、津波による溢水によって、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。なお、隣接する6号機タービン建屋内で発生する津波による溢水は、7号機の浸水防護重点化範囲へ影響を与えないため考慮しない。6号機タービン建屋の循環水ポンプエリアと復水器エリアの境界壁における浸水防護対策が完了するまでは、6号機循環水ポンプにつながる取水路の途中に鋼製角を設置する運用により、津波浸水を建屋内に入る前段で防止する。

(1) 評価方針

津波による溢水の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

津波による溢水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への浸水の可能性のある経路,浸水口(扉,開口部,貫通口等)を特定し,それらに対して浸水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、敷地における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

津波による溢水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のうち原子炉建屋、タービン建屋内の非常用海水冷却系を設置するエリア(以下「非常用海水冷却系エリア」という。)、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋に対するタービン建屋内の溢水の影響について想定を行い、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浸水の可能性のある経路、浸水口(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。なお、地震を発生要因としない津波については、最高水位が基準津波と同等であると仮定した場合でも、津波による溢水は発生しない。

(a) 浸水防護重点化範囲のうち非常用海水冷却系エリア,原子炉建屋,コントロール建屋 及び廃棄物処理建屋に対するタービン建屋内の復水器を設置するエリアにおける溢水 の影響

浸水防護重点化範囲のうち非常用海水冷却系エリア,原子炉建屋,コントロール建屋及び廃棄物処理建屋に対するタービン建屋内の復水器を設置するエリア(以下「復水器エリア」という。)における溢水の影響評価においては、地震に起因する復水器エリアに敷設する循環水配管伸縮継手の全円周状の破損及び低耐震クラス機器の破損を想定し、津波が循環水配管に流れ込み、循環水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。これを踏まえて、循環水配管からの溢水量を求め、その溢水量を復水器エリアから浸水防護重点化範囲への浸水量評価に用いる。溢水量の算出に当たっては、流入による漏えいを検知することで溢水の対策設備である復水器水室出入口弁が閉止し、溢水量の低減を図っているため、この閉止を前提条件とした溢水量を算出する。

浸水防護重点化範囲のうち非常用海水冷却系エリア、原子炉建屋、コントロール建屋 及び廃棄物処理建屋に対する復水器エリアにおける溢水の影響については、浸水防護重 点化範囲と復水器エリアとの境界の浸水が想定される箇所に浸水対策を実施することを 前提に、復水器エリアに溢水が生じた場合においても、隣接する浸水防護重点化範囲へ 影響を及ぼすことはなく、溢水は復水器エリアのみに滞留するものと仮定して評価を実 施する。

循環水配管の損傷箇所が、津波や低耐震クラス機器及び配管の保有水からの溢水により水没した場合、サイフォン効果を考慮すると、取水口前面の水位が循環水配管立ち上がり部下端高さより低い場合でも、損傷箇所を介して継続して海水が流入してくる可能性がある。このため、最終的な復水器エリアの溢水量を算出する際は、サイフォン効果を考慮して評価を実施する。

復水器エリアの浸水水位は、外部からの流入の都度上昇するものとして計算する。また、取水槽及び放水庭の水位が低い場合、流入経路を逆流してタービン建屋外へ流出する可能性があるが、保守的に一度流入したものはタービン建屋外へ流出しないものとして評価する。

イ. 地震発生~循環水ポンプ停止までの間に生じる溢水量

(イ) 地震発生~循環水ポンプ停止までの間に生じる溢水量

循環水配管の伸縮継手の破損については復水器水室出入口弁部及び復水器室連絡弁部伸縮継手の全円周状の破損を想定する。また、復水器エリアの漏えい検知インターロックにより循環水ポンプが自動停止するまでの時間を約0.34分とし、溢水流量を以下の式にて算出する。地震発生~循環水ポンプ停止までの溢水流量を表3-8に示す。

$$Q = AC\sqrt{2gh} \times 60$$
$$= \pi DwC\sqrt{2gh} \times 60$$

Q:流出流量(m³/分)

A:破損箇所の面積(m²)

C: 損失係数 0.82(-)

g: 重力加速度 9.8(m/s²)

h: 水頭(m)

D:内径(m)

w:継手幅(m)

表 3-8 地震発生~循環水ポンプ停止までの溢水流量

	内径 D(m)	継手幅 w(m)	溢水流量(m³/分)
復水器水室出入口弁部	2. 6	0, 080	約 9384
復水器水室連絡弁部	2. 0	0.080	承り 9304

(ロ) 復水器、低耐震クラス機器及び配管の保有水量から算出した溢水量

復水器とタービン建屋内に設置してある溢水源となりうる低耐震クラス機器及び配管を対象とし、当該設備の保有水量の合計を復水器と低耐震クラス機器及び配管の保有水量から算出した溢水量として考慮する。低耐震クラス機器及び配管の保有水量を算出する際の主な設備は以下のとおりである。

機器:復水器(淡水),復水ろ過器,復水脱塩塔,低圧給水加熱器,高圧給水 加熱器,低圧復水ポンプ,高圧復水ポンプ,タービン駆動原子炉給水ポ ンプ,電動機駆動原子炉給水ポンプ等

配管:給水系配管,復水系配管等

ロ. 循環水ポンプ停止~破損箇所隔離までの間に生じる溢水量

循環水ポンプが停止してからインターロックにより復水器水室出入口弁が閉止し, 破損箇所が隔離されるまでの時間を計算し,溢水量を求める。

循環水ポンプ停止~破損箇所隔離までの想定時間の詳細を表3-9に示す。

表3-9 破損箇所隔離までの所要時間

内容	所要時間		
循環水ポンプ停止~循環水ポンプ揚程ゼロ			
循環水ポンプ揚程ゼロ~復水器水室出入口弁12弁閉開始			
復水器水室出入口弁12弁閉開始~12弁全閉			
計			

循環水ポンプ停止~破損箇所隔離までの溢水流量について,循環水ポンプ停止直後の値を代表とし,表3-10に示す。

表 3-10 循環水ポンプ停止〜破損箇所隔離までの溢水流量 (循環水ポンプ停止直後)

	溢水流量(m³/分)
復水器水室出入口弁部	\$5.000 A
復水器水室連絡弁部	約 8620

ハ. 復水器エリアにおける溢水量

復水器エリアにおける溢水量については「イ. 地震発生~循環水ポンプ停止までの間に生じる溢水量」及び「ロ. 循環水ポンプ停止~破損箇所隔離までの間に生じる溢水量」の評価結果において算出した溢水量を合計し、これらが復水器エリア空間部に滞留するものとして溢水水位を算出する。

(b) 浸水防護重点化範囲のうち非常用海水冷却系エリア,原子炉建屋,コントロール建屋 及び廃棄物処理建屋に対するタービン建屋内の循環水ポンプを設置するエリアにおけ る溢水の影響

浸水防護重点化範囲のうち非常用海水冷却系エリア,原子炉建屋,コントロール建屋 及び廃棄物処理建屋に対するタービン建屋内の循環水ポンプを設置するエリア(以下 「循環水ポンプエリア」という。)における溢水の影響評価においては、地震に起因す る循環水ポンプエリアに敷設する循環水配管伸縮継手部の全円周状の破損を想定し、循 環水ポンプ電動機が水没するまでポンプの運転が継続するものとして、ポンプが停止す るまでの間に生じる溢水量を求め、その溢水量を循環水ポンプエリアから浸水防護重点 化範囲への浸水量評価に用いる。

浸水防護重点化範囲のうち非常用海水冷却系エリア,原子炉建屋,コントロール建屋 及び廃棄物処理建屋に対する循環水ポンプエリアにおける溢水の影響については,浸水 防護重点化範囲と循環水ポンプエリアとの境界の浸水が想定される箇所に浸水対策を実 施することを前提に,循環水ポンプエリア内に溢水が生じた場合においても,隣接する 浸水防護重点化範囲へ影響を及ぼすことはなく,溢水は循環水ポンプエリアのみに滞留 するものと仮定して評価を実施する。サイフォン効果の考慮及び流入した溢水について は(a)と同様の考慮を行う。

イ. 循環水ポンプエリアにおける溢水量

循環水ポンプエリアの浸水水位は,循環水ポンプ電動機が水没するまでポンプの運転が継続するものとして,電動機が浸水する高さとする。

(c) 浸水防護重点化範囲のうち非常用海水冷却系エリア,原子炉建屋,コントロール建屋 及び廃棄物処理建屋に対するタービン建屋内のタービン補機冷却水系熱交換器を設置 するエリアにおける溢水の影響

浸水防護重点化範囲のうち非常用海水冷却系エリア、原子炉建屋、コントロール建屋 及び廃棄物処理建屋に対するタービン建屋内のタービン補機冷却水系熱交換器を設置するエリア(以下「タービン補機熱交換器エリア」という。)における溢水の影響評価に おいては、地震に起因するタービン補機熱交換器エリアに敷設するタービン補機冷却海 水配管の完全全周破断及び低耐震クラス機器の破損を想定し、津波がタービン補機冷却 海水配管に流れ込み、タービン補機冷却海水配管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。これを踏まえて、タービン補機冷却海水配管からの溢水 量及び津波襲来後の溢水量を求め、それらの溢水量の合計をタービン補機熱交換器エリ アから浸水防護重点化範囲への浸水量評価に用いる。溢水量の算出に当たっては、流入 による漏えいを検知することで溢水の対策設備であるタービン補機冷却海水ポンプ吐出 弁が閉止し、溢水量の低減を図っているため、この閉止を前提条件とした溢水量を算出 する。

浸水防護重点化範囲のうち非常用海水冷却系エリア、原子炉建屋、コントロール建屋

及び廃棄物処理建屋に対するタービン補機熱交換器エリアにおける溢水の影響については、浸水防護重点化範囲とタービン補機熱交換器エリアとの境界の浸水が想定される箇所に浸水対策を実施することを前提に、タービン補機熱交換器エリア内に溢水が生じた場合においても、隣接する浸水防護重点化範囲へ影響を及ぼすことはなく、溢水はタービン補機冷却交換器エリアのみに滞留するものと仮定して評価を実施する。

サイフォン効果の考慮及び流入した溢水については(a)と同様の考慮を行う。

イ. 地震発生~タービン補機冷却海水ポンプ停止までの間に生じる溢水量

(イ) 地震発生~タービン補機冷却海水ポンプ停止までの間に生じる溢水量

タービン補機熱交換器エリアで発生するタービン補機冷却海水配管の破損については、タービン補機冷却系熱交換器(A)~(C)入口配管の完全全周破断を想定する。タービン補機熱交換器エリアの漏えい検知インターロックによりタービン補機冷却海水ポンプが自動停止するまでの時間を約3秒とし、溢水流量を以下の式にて算出する。

地震発生~タービン補機冷却海水ポンプ停止までの溢水流量を表3-11に示す。

$$Q = AC\sqrt{2gh} \times 60$$
$$= \pi DwC\sqrt{2gh} \times 60$$

Q:流出流量(m³/分)

A:破損箇所の面積(m²)

C: 損失係数 0.82(-)

g: 重力加速度 9.8(m/s²)

h:水頭(m)

D:内径(m)

w:破損幅(m)

項目 7号機 備考 Q:流出流量(m³/分) 約1120.9 A:破損箇所の面積(m²) $A=3 \times \pi (D/2)^{-2}$ 0.8482 D:配管内径(m) 面積は配管の断面積 0.6 (3か所の破損想定) C:損失係数(-) 0.82 g: 重力加速度(m/s²) 9.8 h: 水頭(m) 36. 150 h=h1-h2h1:タービン補機冷却海水ポンプ揚程(m) 水頭はポンプ揚程と 32.0 破損箇所の高低差 h2:破損箇所 T.M.S.L.(m) -4.150

表 3-11 地震発生~タービン補機冷却海水ポンプ停止までの溢水流量

(ロ) 低耐震クラス機器及び配管の保有水量から算出した溢水量

タービン補機熱交換器エリアに設置してある溢水源となりうる低耐震クラス機器及び配管を対象とし、当該設備の保有水量の合計を低耐震クラス機器及び配管の保有水量から算出した溢水量として考慮する。低耐震クラス機器及び配管の保有水量を算出する際の主な設備は以下のとおりである。

系統: 雑用水系,消火系,換気空調補機常用冷却水系,非放射性ドレン移送系原子炉補機冷却水系,タービン補機冷却水系

ロ. タービン補機冷却海水ポンプ停止~破損箇所隔離までの間に生じる溢水量

タービン補機冷却海水ポンプが停止してからインターロックによりタービン補機冷却海水ポンプ吐出弁が閉止し、破損箇所が隔離されるまでの間の
の溢水量を求める。

タービン補機冷却海水ポンプ停止~破損箇所隔離までの溢水流量について、タービン補機冷却海水ポンプ停止直後の値を代表とし、表3-12に示す。

表 3-12 タービン補機冷却海水ポンプ停止~破損箇所隔離までの溢水流量 (タービン補機冷却海水ポンプ停止直後)

	溢水流量(m³/分)
タービン補機冷却海水配管	約 404.8

ハ. タービン補機熱交換器エリアにおける溢水量

タービン補機熱交換器エリアにおける溢水量については「イ. 地震発生~タービン補機冷却海水ポンプ停止までの間に生じる溢水量」及び「ロ. タービン補機冷却

海水ポンプ停止~破損箇所隔離までの間に生じる溢水量」の評価結果において算出した溢水量を合計し、これらがタービン補機熱交換器エリア空間部に滞留するものとして溢水水位を算出する。

- (d) 屋外タンク等による屋外における溢水の浸水防護重点化範囲への影響 屋外タンク等による屋外における溢水の浸水防護重点化範囲への影響評価については、 津波の影響がないことから、地震起因により発生する溢水としてV-1-1-9「発電用原子 炉施設の溢水防護に関する説明書」に示す。
- (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 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評価にお いては、地下水の流入経路の確認並びにサブドレンポンプの排水配管及び電源の耐震性 を確認することで地下水の流入による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

津波防護対象設備を内包する建屋及び区画は、表3-13に示すように、原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋、廃棄物処理建屋、燃料設備の一部(軽油タンク及び燃料移送ポンプ)を敷設する区画、格納容器圧力逃がし装置を敷設する区画、常設代替交流電源設備を敷設する区画、5号機原子炉建屋(緊急時対策所を設定する区画)、5号機東側保管場所、5号機東側第二保管場所、大湊側高台保管場所及び荒浜側高台保管場所であり、浸水防護重点化範囲として設定する。また、浸水防護重点化範囲の位置を図3-17、図3-18及び図3-19に示す。

表3-13 浸水防護重点化範囲の設定

我3 13 技术例设里点记题团 ^v 7联定	
津波防護対象設備を内包する建屋及び区画*	周辺敷地高さ
・原子炉建屋	
・タービン建屋	
・コントロール建屋	
・廃棄物処理建屋	
・燃料設備(軽油タンク及び燃料移送ポンプ)の一部を敷設す	
る区画	T. M. S. L. +12m
・格納容器圧力逃がし装置を敷設する区画	
・常設代替交流電源設備を敷設する区画	
・5号機原子炉建屋(緊急時対策所を設定する区画)	
・5号機東側保管場所	
・5号機東側第二保管場所	
・大湊側高台保管場所	T. M. S. L. +35m
・荒浜側高台保管場所	T. M. S. L. +37m

注記*: T.M.S.L. +12m 以上の浸水防護重点化範囲については、津波が到達しないため、津波による影響を受けない。

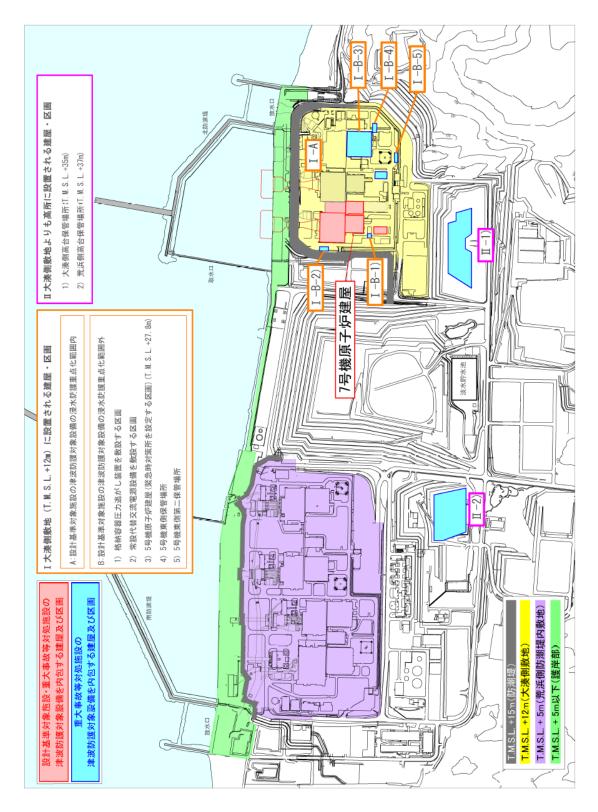
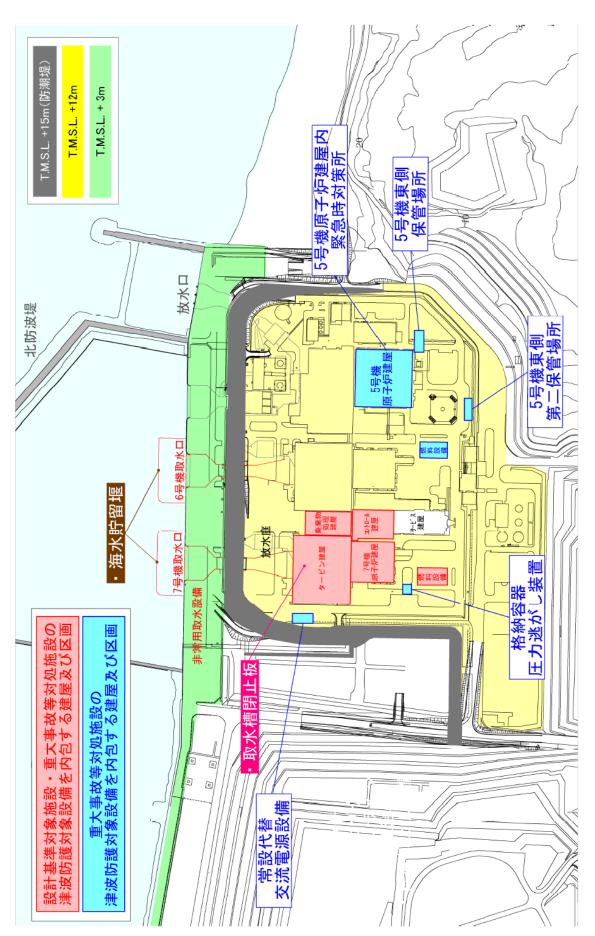


図 3-17 浸水防護重点化範囲(敷地全体)



浸水防護重点化範囲 (大湊側詳細)

⊠ 3−18

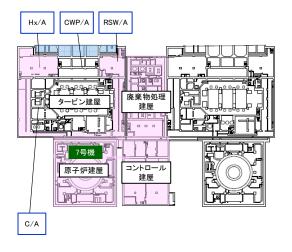
54

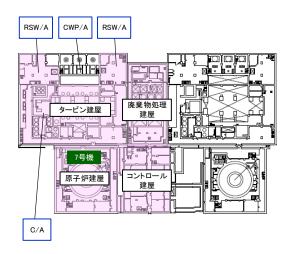
浸水防護重点化範囲 取水槽及び補機取水槽

凡例 ○タービン建屋内の主要なエリア

・CWP/A:循環水ポンプを設置するエリア・RSW/A:非常用海水冷却系を設置するエリア

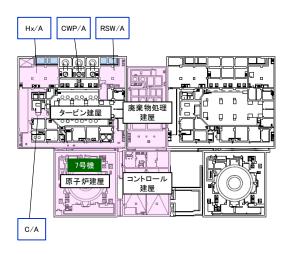
: 復水器を設置するエリア : タービン補機冷却水系熱交換器を設置するエリア *地上1階以上については、保守的に浸水防護重点化範囲と設定

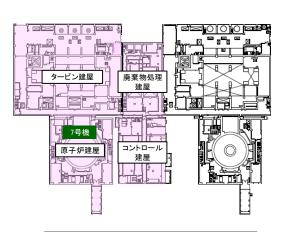




地下3階(タービン建屋地下2階) * タービン建屋床面高さT.M.S.L.-5.1m

地下1階(タービン建屋地下1階) * タービン建屋床面高さT.M.S.L.+4.9m





地下2階(タービン建屋地下中間2階) * タービン建屋床面高さT.M.S.L.-1.1m

地上1階(タービン建屋地上1階) *タービン建屋床面高さT.M.S.L.+12.3m

図 3-19 浸水防護重点化範囲詳細図(平面図)(1/2)

図3-19 浸水防護重点化範囲詳細図(平面図)(2/2)

浸水防護重点化範囲

- b. 浸水防護重点化範囲の境界における浸水評価結果
 - (a) 浸水防護重点化範囲のうち非常用海水冷却系エリア,原子炉建屋,コントロール建屋 及び廃棄物処理建屋に対する復水器エリアにおける溢水の影響
 - イ. 地震発生~循環水ポンプ停止までの溢水量
 - (イ) 地震発生〜循環水ポンプ停止までの溢水量 地震発生〜循環水ポンプ停止までの溢水量は約3128m³である。
 - (ロ) 復水器,低耐震クラス機器及び配管の保有水量から算出した溢水量 復水器とタービン建屋に設置している溢水源となりうる低耐震クラス機器及び 配管の保有水量から算出した溢水量を表3-14に示す。

表3-14 復水器及び低耐震クラス機器の溢水量

復水器の保有水量(m³)	約1820
低耐震クラス機器及び配管の保有水量(m³)	約8000
計(m³)	約9820

ロ. 循環水ポンプ停止~破損箇所隔離までの溢水量 循環水ポンプ停止~破損箇所隔離までの溢水量を表3-15に示す。

表3-15 循環水ポンプ停止~破損箇所隔離までの溢水量

	保有水量(m³)
循環水ポンプ停止から循環水ポンプ揚程ゼロ	約5940
循環水ポンプ揚程ゼロから復水器水室出入口弁12弁閉開始	約2463
復水器水室出入口弁12弁閉開始から12弁全閉	約2401
111-1-1	約10803

ハ. 復水器エリアにおける溢水量

復水器エリアにおける溢水量、浸水水位を表3-16に示す。

表3-16 復水器エリアにおける溢水量及び浸水水位

地震発生から循環 水ポンプ停止まで	循環水ポンプ停止か ら破損箇所隔離まで	合計(m³)	浸水水位 T. M. S. L. (m)	
の溢水量(m³)	の溢水量(m³)		1. M. S. L. (m)	
約12948	約10803	約23750*	約+2.40	

注:各項目の溢水量の値を表記上切り上げているため、各表の合計値と異なる場合 がある。

- (b) 浸水防護重点化範囲のうち非常用海水冷却系エリア,原子炉建屋,コントロール建屋 及び廃棄物処理建屋に対する循環水ポンプエリアにおける溢水の影響
 - イ. 循環水ポンプエリアにおける溢水量及び浸水水位 循環水ポンプ電動機が水没するまでの間に生じる溢水量及び浸水水位を表 3-17 に 示す。

表 3-17 循環水ポンプエリアの溢水量及び浸水水位

	溢水量(m³)	浸水水位 T. M. S. L. (m)	循環水ポンプ電動機 上端 T. M. S. L. (m)
【7 号機】	約 4649	約+11.85	+11.66

- (c) 浸水防護重点化範囲のうち非常用海水冷却系エリア,原子炉建屋,コントロール建屋 及び廃棄物処理建屋に対するタービン補機熱交換器エリアにおける溢水の影響
 - イ. タービン補機熱交換器エリアにおける溢水量
 - (イ) 地震発生~タービン補機冷却海水ポンプ停止までの間に生じる溢水量 地震発生~タービン補機冷却海水ポンプ停止までの溢水量は約56.1m³である。
 - (ロ) 低耐震クラス機器及び配管の保有水量から算出した溢水量 タービン補機熱交換器エリアに設置している溢水源となりうる低耐震クラス機 器及び配管の保有水量から算出した溢水量は約1821m³である。
 - ロ. タービン補機冷却海水ポンプ停止〜破損箇所隔離までの間に生じる溢水量 タービン補機冷却海水ポンプ停止〜破損箇所隔離までの溢水量は約202.4m³である。
 - ハ. タービン補機熱交換器エリアにおける溢水量及び浸水水位 タービン補機熱交換器エリアにおける溢水量及び浸水水位を表3-18に示す。

表3-18 タービン補機熱交換器エリアにおける溢水量及び浸水水位

地震発生からター	タービン補機冷却海		
ビン補機冷却海水	水ポンプポンプ停止	合計(m³)	浸水水位
ポンプ停止までの	から破損箇所隔離ま	百亩 (M°)	T. M. S. L. (m)
溢水量(m³)	での溢水量(m³)		
約1877.1	約202.4	約2080*	約一0.80

注:各項目の溢水量の値を表記上切り上げているため、各表の合計値と異なる場合がある。

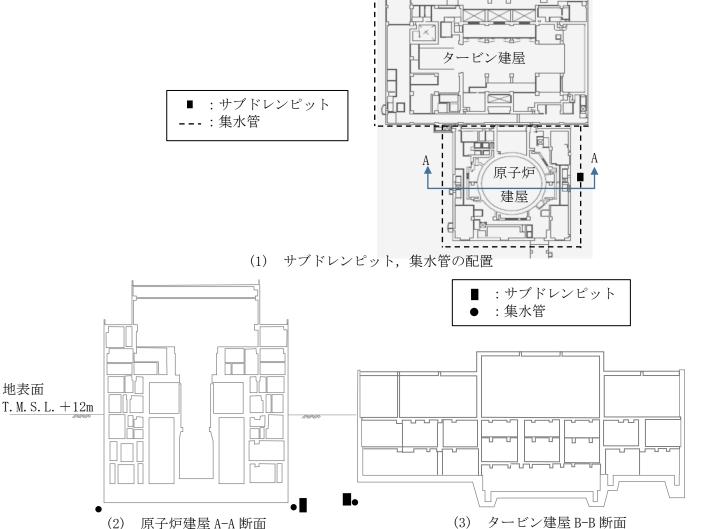
(d) 屋外タンク等による屋外における溢水の浸水防護重点化範囲への影響 屋外タンク等による屋外における溢水は地表面上1.5m (T.M.S.L.+13.5m) 程度まで 浸水する。

(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

地下水は、浸水防護重点化範囲周辺地下部からの地下水が想定され、それらの地下水はサブドレンピットに集水される設計となっており、集水された地下水はサブドレンポンプ及び排水配管により排水される。サブドレンポンプ及び集水管の配置を図3-20に示す。地下水の流入については、サブドレンポンプの停止により建屋周囲の水位が周辺の地下水位まで上昇することを想定し、建屋外周部における壁、扉、堰等により建屋内への流入を防止するとともに、地震による建屋外周部からの地下水の流入の可能性を安全側に考慮しても安全機能を損なわない設計とすること、さらに、耐震性を有するサブドレンポンプにより、地下水の水位上昇を抑制する設計とすることから、地下水による浸水防護重点化範囲への影響はない。

サブドレンポンプ及び排水配管における耐震性に関する設計方針については、V-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のV-1-1-9-5「溢水防護に関する

施設の詳細設計」に示す。



59

図 3-20 サブドレンポンプ及び集水管の配置概要

(4) 津波防護対策

「(3) 評価結果」にて示すとおり、浸水防護重点化範囲への浸水を防止するため、浸水防止設備として浸水防護重点化範囲との境界に水密扉を設置する。また、浸水防護重点化範囲の境界の床面及び壁面に存在する配管、電線管並びにケーブルトレイの貫通部には貫通部止水処置を実施し、床ドレンラインには床ドレンライン浸水防止治具を設置する。

内郭防護として浸水防止設備を設置する範囲としては,図3-21(1)に示す範囲とし,復水器エリアとの境界については循環水配管伸縮継手の破損による溢水水位T.M.S.L.約+ 2.40mに対しT.M.S.L.+3.5m以下,循環水ポンプエリアとの境界については循環水配管伸縮継手の破損による溢水水位T.M.S.L.+12.3m以下,タービン補機熱交換器エリアとの境界については,溢水水位T.M.S.L.+12.3m以下,タービン補機下とする。

上記の内郭防護として浸水防止設備を設置する範囲は、V-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」における溢水の対策範囲も含む形になっているが、これらの範囲に設置する溢水の対策設備についても、耐津波設計と同等の耐震設計を行う。

溢水量の低減を図っている復水器水室出入口弁及びタービン補機冷却海水ポンプ吐出弁については、基準津波到達前に漏えいを検知し自動閉止している弁であるため、溢水の対策設備としたうえで、津波到達時においても弁の閉止状態の維持が可能な設計とする。なお、当該弁の仕様確認で行った水圧試験圧力が、津波波力の圧力を上回っており、閉止状態が維持されることを確認した。

なお、図3-21(1)に示す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(配管、電路等)のみが存在するエリアであるため、耐震Sクラス設 備(配管、電路等)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。

タービン建屋の浸水防護重点化範囲との境界に設置する浸水防止設備の設置位置を図3-21 (2), (3)に示す。また、これらの設備の詳細の設計方針については、V-1-1-3-2-5 「津波防護に関する施設の設計方針」に示す。

浸水防護重点化範囲 -■:耐津波設計において内郭防護 凡例 レウリ ・CWP/A:循環水ポンプを設置するエリア ・RSW/A:非常用海水冷却系を設置するエリア の浸水対策を実施する範囲 浸水防護重点化範囲 (浸水を想定するエリア) : 復水器を設置するエリア : タービン補機冷却水系熱交換器を設置するエリア 取水槽及び補機取水槽 *地上1階以上については、保守的に浸水防護重点化範囲と設定 タービン補機冷却 海水ポンプ吐出弁 Hx/A CWP/A RSW/A 復水器水室出入口弁 RSW/A CWP/A RSW/A ® I ® I ® 廃棄物処理 ŢĪ タービン建屋 廃棄物処理 タービン建屋 建屋 建屋 ŢĿŢ 7号機 コントロール 原子炉建屋 コントロール 原子炉建屋 建屋 建屋 C/A C/A 地下3階(タービン建屋地下2階) 地下1階(タービン建屋地下1階) *タービン建屋床面高さT.M.S.L.-5.1m * タービン建屋床面高さT.M.S.L.+4.9m CWP/A RSW/A 00 0<u>0</u>0 00 ______ 廃棄物処理 タービン建屋 廃棄物処理 タービン建屋 D 建屋 建屋 コントロール 原子炉建屋 原子炉建屋 コントロール 建屋 C/A

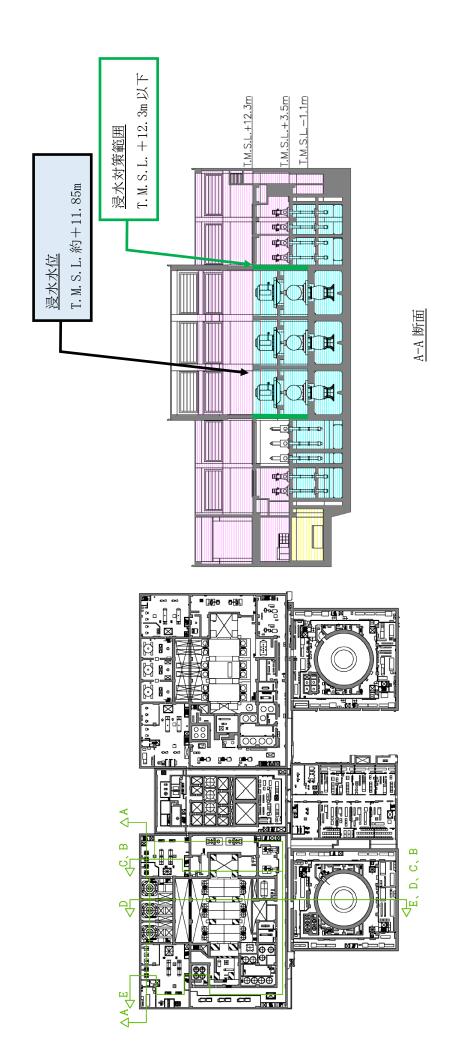
図 3-21 (1) 内郭防護の浸水対策を実施する範囲

地上1階(タービン建屋地上1階)

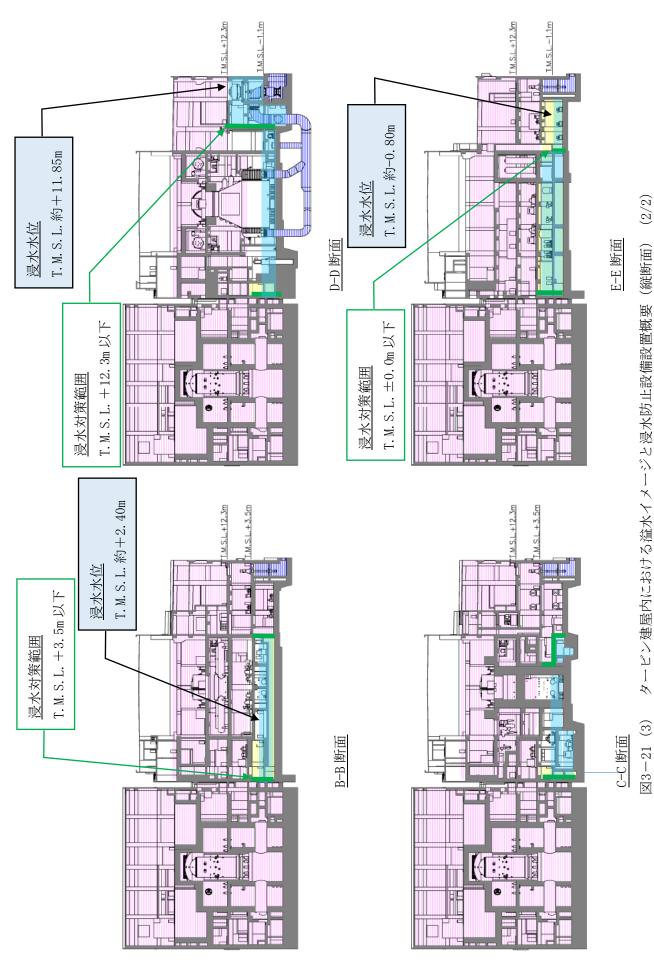
* タービン建屋床面高さT.M.S.L.+12.3m

地下2階(タービン建屋地下中間2階)

* タービン建屋床面高さT.M.S.L.-1.1m



(1/2)タービン建屋内における溢水イメージと浸水防止設備設置概要(縦断面) $\boxtimes 3 - 21 (2)$



63

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連接する系統を持ち、津波による水位変動が取水性へ影響を与える可能性があると考えられる原子炉補機冷却海水ポンプ並びに大容量送水車(熱交換器ユニット用)及び大容量送水車(海水取水用)の付属品である水中ポンプ(以下「原子炉補機冷却海水ポンプ等」という。)を対象に、水位変動に対して原子炉補機冷却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. 原子炉補機冷却海水ポンプ等の取水性

津波による水位の低下及び津波荷重に対して、原子炉補機冷却海水ポンプ等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原子炉補機冷却海水ポンプ等の機能保持確認

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原子炉補機冷却海水ポンプ等が機能保 持できる設計であることを確認する。

(2) 評価方法

a. 原子炉補機冷却海水ポンプ等の取水性

原子炉補機冷却海水ポンプについては,入力津波の評価水位が原子炉補機冷却海水ポンプの取水可能水位を下回る可能性の有無を評価する。

重大事故等時に使用する大容量送水車(熱交換器ユニット用)及び大容量送水車(海水

取水用)の付属品である水中ポンプについては、取水口・取水路の入力津波の下降側の水位と送水先の高さとの差が水中ポンプの揚程を上回る可能性の有無を評価する。また、原子炉補機冷却海水ポンプは揚水配管が水中にあるため、津波による津波荷重の影響の有無を評価する。

b. 津波の二次的な影響による原子炉補機冷却海水ポンプ等の機能保持確認

(a) 砂移動による取水口及び取水路の通水性への影響確認

発電所周辺の砂の粒径分布の調査の結果,取水口呑口の下端高さはT.M.S.L. -5.5mであり,取水路の取水可能部は5mを超える高さを有するという構造を踏まえ,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,取水口及び取水路が閉塞することなく,通水性が確保可能であるか否かを評価する。

(b) 砂混入時の原子炉補機冷却海水ポンプ等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原子炉補機冷却海水ポンプ、並びに重大事故等時に使用するポンプである大容量送水車(熱交換器ユニット用)及び大容量送水車(海水取水用)の付属品である水中ポンプ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

発電所構内及び構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、取水口の閉塞が生じる可能 性の有無を図3-22(1)及び(2)の漂流物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,バー回転式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、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

イ., ロ.の結果を踏まえ,発電所に対する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。選定及び衝突荷重の算定に当たっては,図3-22(1)及び(2)のフローに基づき評価する。

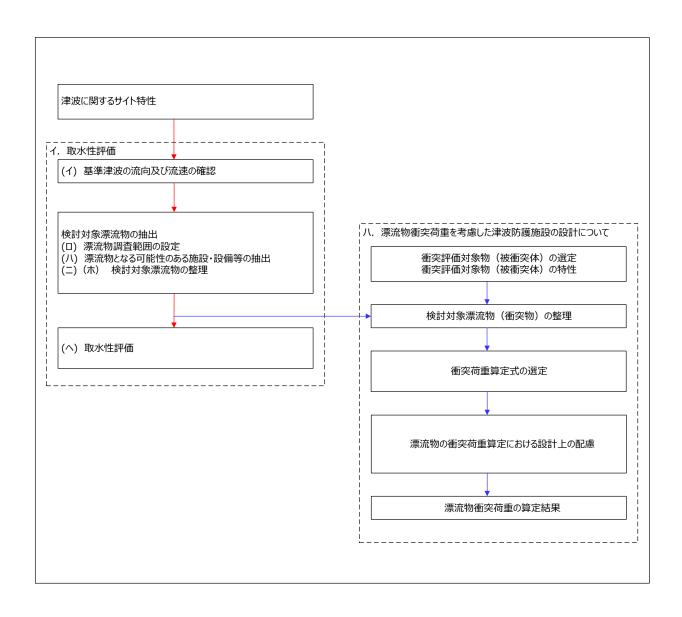


図3-22 (1) 漂流物評価フロー

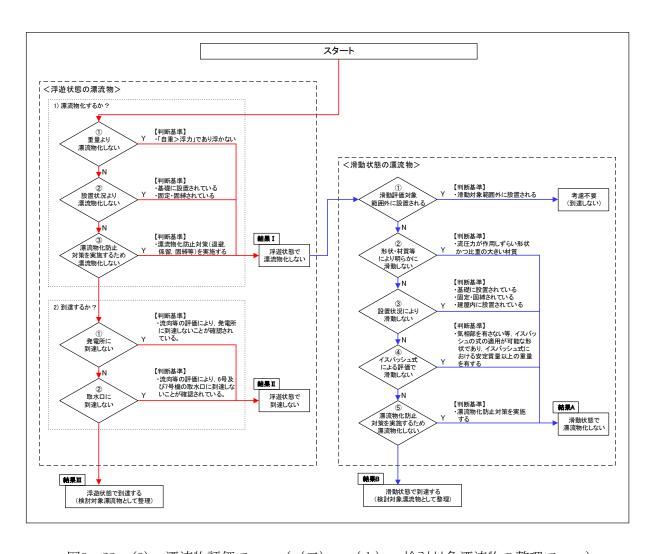


図3-22 (2) 漂流物評価フロー((二), (ホ) 検討対象漂流物の整理フロー)

(3) 評価結果

- a. 非常用海水冷却系等の取水性
 - (a) 原子炉補機冷却海水ポンプ等の取水性

イ. 水位低下に対する評価

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の継続運転が十分可能なよう、取水口前面に海水を貯水する天端高さT. M. S. L. -3.5mの海水貯留堰を設置する。海水貯留堰により、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の設計取水可能水位T. M. S. L. -4.92m以上の水位を確保するため、原子炉補機冷却海水ポンプは機能を保持できる。

海水貯留堰設置後における基準津波による水位の低下に伴う原子炉補機冷却海水ポンプ位置での津波高さを図3-23に示す。海水貯留堰は、天端高さを下回る時間として想定される時間のうち、最大の約16分間にわたり原子炉補機冷却海水ポンプが全台(6台)運転を継続した場合においても、必要な水量である約2880㎡を十分に確保できる設計となっている。

なお、取水路は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令された際には、補機取水槽の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、原子炉補機冷却海水ポンプの取水量を確保す るため、常用系海水ポンプ (循環水ポンプ及びタービン補機冷却海水ポンプ) を停止 する手順を整備し、保安規定に定めて管理する。

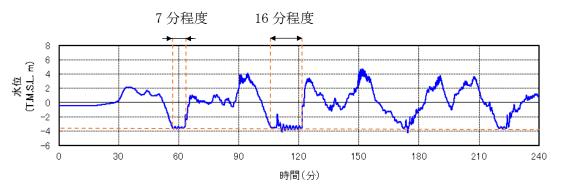


図3-23 補機取水槽時刻歴波形(下降側, 貯留堰有り)

ロ. 津波荷重に対する評価

原子炉補機冷却海水ポンプはコラムパイプ(揚水管)が水中にあるため、津波荷重の影響の有無を評価する。

原子炉補機冷却海水ポンプが設置されている補機取水槽位置における基準津波は鉛直上向きとなって作用し、その流速は1.2m/sとなるため、保守的に1.5m/sの津波流速によって原子炉補機冷却海水ポンプ各部位に発生する応力を算出する。算定結果を表3-19に示す。鉛直上向きの津波荷重により発生する応力は許容応力よりも十分に小さく、コラムパイプ(揚水管)については鉛直方向の津波荷重を受けにくい形状をしているため、津波荷重による原子炉補機冷却海水ポンプの取水性に影響はない。

評価部位	材料	材料 項目 発生応力(MPa)				許容応力(MPa)			
ポンプ基礎 ボルト			引張り	8					
ポンプ取付 ボルト	· 寸		引張り	5					

表 3-19 原子炉補機冷却海水ポンプの強度評価結果

(b) 重大事故等時に海水取水に使用するポンプの取水性

海水貯留堰設置後の取水路内の下降側の入力津波高さはT. M. S. L. -3.5mである。また、大容量送水車(熱交換器ユニット用)及び大容量送水車(海水取水用)の付属品である水中ポンプの送水先はT. M. S. L. 約+13.7mである。このため、それぞれの差は17.2mであり、水中ポンプの運転必要最低水位約0.5mを考慮するとその差は17.7mである。これに対して水中ポンプの定格揚程は20.0mであることから、取水路の水位変動に対して十分に追従性があり、取水性の確保が可能である。

b. 津波の二次的な影響による原子炉補機冷却海水ポンプ等の機能保持確認

(a) 砂移動による取水口の堆積状況の確認

砂移動に関する数値シミュレーションを実施した結果,取水路に比べ海域側に位置する取水口位置での砂の堆積が最大で約0.8mとなっており,取水口呑口の下端高さが T. M. S. L. -5.5mであり,取水路の取水可能部は5mを超える高さを有するという構造から,砂の堆積に伴って,取水口及び取水路が閉塞することはない。また,原子炉補記冷却系海水ポンプ位置に至る取水路内には底面から巻き上げられる砂がなく,取水口位置 からの距離があるため,砂の堆積はほとんどない。

(b) 砂混入時の原子炉補機冷却海水ポンプ等の取水機能保持の確認

イ. 原子炉補機冷却海水ポンプの砂耐性

原子炉補機冷却海水ポンプ軸受は、取水された海水の一部が潤滑水として軸受摺動面に流入するが、摺動面隙間(約1.5mm(許容最大))に対し、これより粒径の小さい砂分が混入した場合は海水とともに摺動面を通過するか、又は主軸の回転によって異物逃がし溝(約7.0mm)に導かれ、連続排出される構造となっている。

発電所港湾内の土砂は平均粒径が約0.27mmで、摺動面隙間より粒径が大きい2.0mm 以上の礫分は浮遊し難いものであることを踏まえると、大きな粒径の砂はほとんど混 入しないと考えられ、砂混入に対して原子炉補機冷却海水ポンプの取水機能は保持で きる。原子炉補機冷却海水ポンプ軸受の構造を図3-24に示す。

ロ. 重大事故等時に使用するポンプの砂耐性

大容量送水車(熱交換器ユニット用)及び大容量送水車(海水取水用)の付属品である水中ポンプは、基準津波の水位変動に伴う浮遊砂の平均濃度1.0×10⁻⁵wt%以下に対して、平均粒径は約0.27mmであり、大容量送水車及び水中ポンプが取水する浮遊砂量はごく微量である。一方で同設備は、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することから、取水への砂流入により機能を喪失することはない。

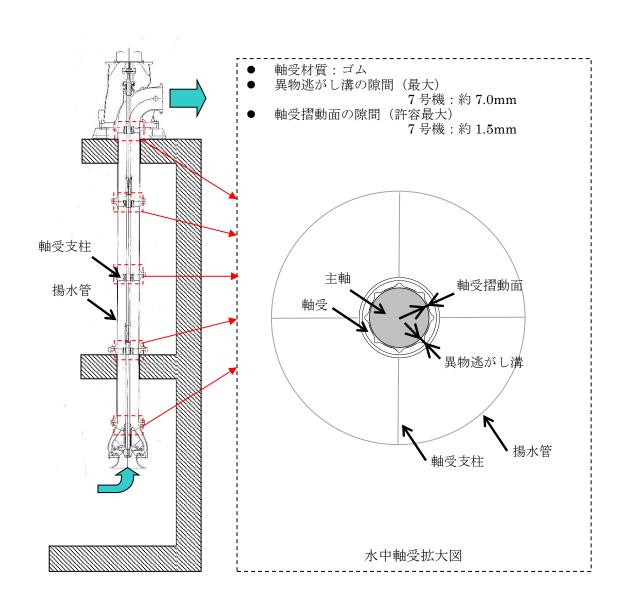


図3-24 原子炉補機冷却海水ポンプ軸受構造図

(c) 漂流物による取水性への影響確認

イ. 取水口・取水路の閉塞の評価

図3-22 (1) 及び (2) 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・取水路への影響の評価を行った結果を表3-20及び表3-21に示す。

(イ) 基準津波の流速及び流向方向の確認

基準津波である「日本海東縁部に想定される地震に伴う津波」と「敷地周辺の海底地すべりに伴う津波」の「重畳津波」である基準津波1は、発電所の西方より、「日本海東縁部に想定される地震に伴う津波」である基準津波2は発電所の北西より、「海域活断層に想定される地震に伴う津波」と「敷地周辺の海底地すべりに伴う津波」の基準津波3は発電所の西方より襲来する。津波流速は最大3m/s程度である。

(ロ) 漂流物調査範囲の設定

津波流速及び津波の襲来時間を考慮し、漂流物調査範囲は安全側に発電所周辺約5km圏内で海岸線に沿った標高10m以下の範囲とした。

(ハ) 漂流物となる可能性のある施設・設備の抽出

発電所周辺5kmの範囲において発電所構内と構外,また海域と陸域とに分類して調査を実施し,漂流物となる可能性のある施設・設備の抽出を行った。

(二) 発電所構内と構外で抽出された施設・設備のスクリーニング

発電所構内と構外の調査により抽出された施設・設備のうち、図3-22(2)のフローにより浮遊状態で漂流物化しないものについては、「結果 I」(浮遊状態で漂流物化しない)とした。

また、「結果 I」(浮遊状態で漂流物化しない)については、滑動状態で漂流物化しないかの評価を再度図3-22(2)のフローにより行い、到達しないものについては、「結果A」(滑動状態で到達しない)とした。

(ホ) 漂流物検討対象選定

浮遊状態で漂流物となる可能性のある施設・設備として抽出したもののうち、図3-22(2)のフローにより発電所に到達しないことが確認されたものは、「結果 Π 」(浮遊状態で到達しない)とした。

また、浮遊状態で漂流物となる可能性のある施設・設備として抽出したものの うち、図3-22(2)のフローにより取水口に到達しないことが確認されたものも、「結果 Π 」(浮遊状態で到達しない)とした。

(へ) 取水性への影響評価

漂流物となる可能性が否定できない施設・設備については、浮遊状態及び滑動 状態で漂流するものとして「結果Ⅲ」(浮遊状態で到達する)及び「結果B」 (滑動状態で到達する)とし、これらに該当するものについては、取水性への影 響評価を実施し、検討の結果、取水性へ影響を与える施設・設備はないことを確 認した。

表3-20 発電所構内外の漂流物に対する影響評価結果一覧表 (1/3)

÷ 100 €	調査範囲評価						重量		浮遊状態での到達	滑動状態での到達												
分类	John - I - /	海域/陸域	番号	場所	分類・種類	内容,名称,構造等	数量	単単 (総トン数)	結果	理由	結果	理由										
			1	• 発電所港湾内		燃料等輸送船	1	約 5,000t (総トン数)	I:1)③	津波時に退避する	_	_										
						浚渫船	1	約 500t (総トン数)	I:1)3	係留により耐える	_	_										
			(2)	発電所港湾内		土運船	2	約 500t (総トン巣)	I:1)3	係留により耐える	_	_										
			٧	元电//121号11		曳船	2	約 100t (総トン数)	I:1)③	津波時に退避するか、係船する	_	_										
						揚錨船	2	約 10t (総トン数)	I:1)③	津波時に退避するか、係船する	_	-										
Δ		海域		・発電所港湾内 ・港湾外	船舶	海洋環境調査作業船	~4 程度	~10t (総トン数)	I:1)③	津波時に退避する	_	_										
1		144-95				・大湊側港湾内 ・荒浜側港湾内 ・発電所湾内		温排水水温調査作業船 (ゴムボート)	~2 程度	1t 未満 (総トン数)	Ш	浮遊状態で到達する可能性がある	_	_								
			3	・発電所港湾内 ・港湾外		温排水水温調査作業船 (ゴムボート以外)	~10 程度	〜90t (総トン数)	I:1)3	津波時に退避する。	_	_										
	構内													・大湊側港湾内 ・荒浜側港湾内 ・発電所湾内		港湾設備保守作業船(ゴムボート)	~2 程度	1t 未満 (総トン数)	Ш	浮遊状態で到達する可能性がある	_	_
				・発電所港湾内 ・港湾外		港湾設備保守作業船(ゴムボート以外)	~4 程度	~10t (総トン数)	I:1)③	津波時に退避する	_	_										
			(4)	• 発電所港湾内	防波堤	本体 (上部コンクリート), 巴型ブロック等	_	約 10t~	I:1)①	比重より浮遊しない	A;4	イスバッシュの評価式より滑動しない										
			4)	* 矩电州径停內		捨石		約 100kg~	I:1)①	比重より浮遊しない	В	滑動状態で到達する可能性がある										
			1		建屋	鉄筋コンクリート建屋	4	_	I:1)①	比重より浮遊しない	В	コンクリート片 (最大 10t) が滑動する可能性がある。										
			2			鉄骨造建屋	1	_		撤去する												
						スクリーン装置用門型クレーン(5 号機用)	1	_														
					機器類	スクリーン装置用門型クレーン(6 号及び 7 号機 用)	1	_	I:1)①	比重より浮遊しない	A;2	流圧力が作用しづらい形状であるとともに, 主要な材質が比重の大きい鉄である,又は建										
D		陸域	4	(4)	(4)	 大湊側海岸線 	(タンク以外)	電気・制御盤	_	_				屋内に設置されている。								
D		座域		- 八侯則毋戶豚		避雷鉄塔	1	_														
						除塵装置(5~7 号機用)	一式/炉	_	_	注:「補足3.3 除塵装置の取水性への影響につ	いて」	で説明										
						軽自動車	_	約 1t	Ш	浮遊状態で到達する可能性がある	-	_										
			(5)		車両	大型建設用車両 (クレーン)	_	~50t	I:1)①	比重より浮遊しない	A;4	イスバッシュの評価式より滑動しない										
						上記以外の車両	_	~14t		比重より浮遊しない,または漂流物化防止対策 を実施する	В	滑動状態で到達する可能性がある										

表3-20 発電所構内外の漂流物に対する影響評価結果一覧表 (2/3)

	調査範囲					表3 20 光电/升桶产力产少层//	2,50, = 2,1		浮遊状態での到達		滑動状態での到達	
調査分類	構内/	海域/陸域	評価 番号		内容,名称,構造等	数量	重量 (総トン数)	結果	理由	結果	理由	
				・大湊側海岸線	資機材	スクリーン本体・予備機, 角落とし・安全スクリーン, ダミーフレーム等		_	I:1)①	比重より浮遊しない	A;4	イスバッシュの評価式より滑動しない
	発電所構内	陸域	6			ハウジングカバー, 角ホルダー, 仮設電源・動力・ 分電盤, 工具収納棚, 単管パイプ, 足場板, スク リーン点検用架台, 渡り歩廊, 水中ポンプ, 発電 機等	I	200kg 以下	I:1)①	比重より浮遊しない	В	滑動状態で到達する可能性がある
						ユニットハウス, 角材, 排水用ホース, カラーコ ーン	_	1t 未満	Ш	浮遊状態で到達する可能性がある	-	_
			7		その他 一般構築物, 植生	マンホール, グレーチング, チェッカープレート, 外灯, フェンス, コンクリート蓋等	_	-	I:1)①	比重より浮遊しない	A;2	流圧力が作用しづらい形状であるとともに, 主要な材質が比重の大きい鉄である
						監視カメラ,拡声器,標識,海水放射能モニタ等	_	100kg 以下	I:1)①	比重より浮遊しない	В	滑動状態で到達する可能性がある
			1)	建屋 機器類 (タンク) ・荒浜側海岸線 (物揚場を含む) 車両 資機材 その他 一般構築物, 植生		鉄筋コンクリート建屋	8	_	I:1)①	比重より浮遊しない	A;(1)	滑動評価対象範囲外
					補強コンクリートブロック建屋	1	_	I:1)①	比重より浮遊しない	A;①	滑動評価対象範囲外	
			2			鉄骨造建屋	4	_	I:1)①	比重より浮遊しない	A;①	滑動評価対象範囲外
			3		1774 1111 797	キャスク	1	110t	I:1)①	比重より浮遊しない	A;①	滑動評価対象範囲外
						LLW 輸送容器	2	1. 19t	I:1)3	漂流物化防止対策を実施する	A;①	滑動評価対象範囲外
			4			スクリーン装置用門型クレーン(1 号及び 2 号機用)	1	_	I:1)①	比重より浮遊しない	A;①	滑動評価対象範囲外
В						スクリーン装置用門型クレーン(3 号及び 4 号機用)	1	_	I:1)①	比重より浮遊しない	A;①	滑動評価対象範囲外
						物揚場(岸壁)150t デリッククレーン	1	_	I:1)①	比重より浮遊しない	A;①	滑動評価対象範囲外
						電気・制御盤	_	_	I:1)①	比重より浮遊しない	A;①	滑動評価対象範囲外
						避雷鉄塔	1	_	I:1)①	比重より浮遊しない	A;①	滑動評価対象範囲外
						海水放射能モニタ (1号~4号機用)	1/炉	_	I:1)①	比重より浮遊しない	A;①	滑動評価対象範囲外
						除塵装置(1 号~4 号機用)	一式/炉	_	I:1)①	比重より浮遊しない	A;(1)	滑動評価対象範囲外
			(5)		車両	使用済燃料輸送車両	1	35t	I:1)①	比重より浮遊しない	A;(1)	滑動評価対象範囲外
						LLW 輸送車両	1	11t	I:1)3	漂流物化防止対策を実施する	A;①	滑動評価対象範囲外
						上記以外	l	_	П	流向・流速より到達しない	A;①	滑動評価対象範囲外
			© 7		資機材	スクリーン本体・予備機,スクリーン点検用架台, 角落とし・角ホルダー,クレーン点検用荷重等, 仮設電源・動力・分電盤等	-		I:1)①	比重より浮遊しない	A;①	滑動評価対象範囲外
						ユニットハウス, 角材, 排水用ホース, カラーコ ーン	_	1t 未満	Ш	浮遊状態で到達する可能性がある	-	-
					一般構築物,	マンホール,グレーチング,チェッカープレート, 外灯,フェンス,コンクリート蓋,監視カメラ, 拡声器等		_	I:1)①	比重より浮遊しない	A;①	滑動評価対象範囲外
					植生	保安林	_	約 140kg	Ш	浮遊状態で到達する可能性がある	_	-

表3-20 発電所構内外の漂流物に対する影響評価結果一覧表 (3/3)

	調査	調査範囲				次6 20 元电//IIII 77 V/乐//			浮遊状態での到達		滑動状態での到達	
調査分類	構内/		評価 番号	場所	分類・種類	内容,名称,構造等	数量	重量 (総トン数)	結果	理由	結果	理由
		陸城	1		建屋	鉄筋コンクリート建屋	19	_	I:1)①	比重より浮遊しない	A;(1)	滑動評価対象範囲外
			12			鉄骨造建屋+鉄筋コンクリート建屋	1	_	I:1)①	比重より浮遊しない	A;(1)	滑動評価対象範囲外
			2			鉄骨造建屋	16	_	I:1)①	比重より浮遊しない	A;(1)	滑動評価対象範囲外
			3	・荒浜側防潮堤 内敷地	機器類 (タンク)	SPH サージタンク	1	_	П	流向・流速より到達しない	A;(1)	滑動評価対象範囲外
	発電所構内					NSD 収集処理装置(1 号~4 号機用)	4	_	П	流向・流速より到達しない	A;(1)	滑動評価対象範囲外
						軽油タンク	8	_	П	流向・流速より到達しない	A;(1)	滑動評価対象範囲外
						窒素ガス供給装置	1	_	П	流向・流速より到達しない	A;(1)	滑動評価対象範囲外
						泡消火設備	4	_	П	流向・流速より到達しない	A;(1)	滑動評価対象範囲外
						液化酸素タンク	1	_	П	流向・流速より到達しない	A;(1)	滑動評価対象範囲外
В					機器類(タンク以外)	所内ボイラー排気筒	1	_	I:1)①	比重より浮遊しない	A;(1)	滑動評価対象範囲外
						変圧器	_	_	I:1)①	比重より浮遊しない	A;(1)	滑動評価対象範囲外
			4			チラー設備	_	_	I:1)①	比重より浮遊しない	A;(1)	滑動評価対象範囲外
						電気・制御盤	_	_	I:1)①	比重より浮遊しない	A;(1)	滑動評価対象範囲外
						計測機器	_	_	I:1)①	比重より浮遊しない	A;(1)	滑動評価対象範囲外
			(5)		車両	一般車両, 工事用車両	_	_		荒浜側海岸線の	評価に	包絡
			6		資機材	角落とし・角ホルダー,仮設電源・動力。分電盤, バックホー等	_	_	I:1)①	比重より浮遊しない	A;①	滑動評価対象範囲外
						ユニットハウス, 角材, ホース, カラーコーン等	_	_		荒浜側海岸線の評価に包絡		
			7		その他 一般構築物	マンホール, グレーチング, チェッカープレート, 外灯, フェンス, コンクリート蓋等	_	-	I:1)①	比重より浮遊しない	A;①	滑動評価対象範囲外
	発電所構外	海域	1	・荒浜漁港 ・発電所周辺	射公角白	停泊中, または, 航行中の以下の船舶 ・漁船 ・プレジャーボート (小型動力船, 手漕ぎボート)	約 30	5t 未満 (総トン数)	П	取水口に到達しない	A;①	滑動評価対象範囲外
С				• 発電所周辺		停泊中、または、航行中の以下の船舶 ・漁船 ・プレジャーボート (小型動力船、手漕ぎボート)			Ш	浮遊状態で到達する可能性がある	A;①	滑動評価対象範囲外
				• 発電所周辺		発電所構外海岸線に退避した作業船	~2 程度	5t 未満 (総トン数)	П	取水口に到達しない	A;①	滑動評価対象範囲外
			2	• 発電所周辺		巡視船	1	約 3,000t (総トン数)	I:1)③	津波時に退避する	A;①	滑動評価対象範囲外
	1冊2下	陸域		・荒浜地区 (荒浜漁港) ・松波地区 ・大湊地区 ・宮川地区 ・推谷地区	・家屋等建築物 ・フェンス,電柱 等構築物	_	_	_		重量物であり基本的に浮遊しない。また浮遊したとしても取水口に到達しない	A;①	滑動評価対象範囲外
D					・乗用車等車両	_	ı	_		重量物であり基本的に浮遊しない。また浮遊したとしても取水口に到達しない	A;①	滑動評価対象範囲外
				・海洋生物環境研究所	・事務所等建築物 ・タンク, 貯槽等	_	_	_	I	基準津波の遡上範囲外であるため漂流物化しない	A;①	滑動評価対象範囲外
					・乗用車等車両	-	_	_	I	基準津波の遡上範囲外であるため漂流物化しない	A;①	滑動評価対象範囲外

ロ. 除塵装置の漂流の可能性の評価

(イ) 津波による破損に対する評価

除塵装置(固定式バースクリーン、バー回転式スクリーン及びトラベリングスクリーン)については、基準津波の流速に対し、当該施設に発生する水位差が、現設計範囲内位にあることから、漂流物とならず取水性に影響を及ぼすものでない。以下に評価における各条件を示し、評価対象部位を図3-25に示す。 評価結果を表3-21に示す。

(i) 津波流速

海水貯留堰内(取水口前面)0.5m/s

(ii) 対象設備

バー回転式スクリーン, トラベリングスクリーン

(iii) 確認方法

設計時に各部材応力を算出し許容値との比較を行っていることから,各スクリーン前後のそれぞれの設計水位差に対し,基準津波の流速0.5m/sで生じる水位差が設計水位差以下であることを確認する。

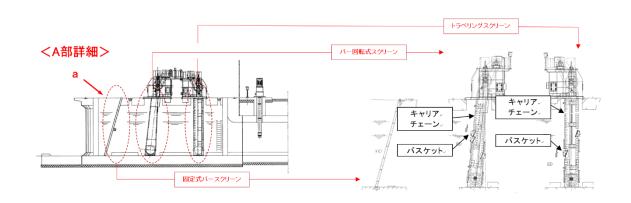


図 3-25 除塵装置の評価対象部位

(参考) 設計水位差 水位差評価 設備 部材 判定 の際の評価 発生水位差/設計水位差 発生値/許容値 $147 \text{N/mm}^2 / 240 \text{N/mm}^2$ バスケット 0.10 m/2.0 m \bigcirc (発生応力/許容応力) バー回転式 スクリーン 98. 4kN/588kN キャリア 0.10 m/1.5 m \bigcirc チェーン (張力/破壊強度) $157 \text{N/mm}^2 / 240 \text{N/mm}^2$ バスケット 0.10 m/2.0 m \bigcirc トラベリング (発生応力/許容応力) スクリーン キャリア 94. 7kN/588kN 0.10 m / 1.5 m \bigcirc (張力/破壊強度) チェーン

表3-21 除塵装置の取水性影響の評価結果

(ロ) 地震,漂流物による破損に対する評価

除塵装置(固定式バースクリーン,バー回転式スクリーン及びトラベリングスクリーン)は低耐震クラスであることから、地震あるいは漂流物の衝突により除塵装置が破損し、変形あるいは分離・脱落し取水路内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スケットが隙間の多い構造であることと、取水口呑口の断面寸法と非常用海水冷却系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冷却系に必要な通水性が損なわれることはないものと考えられる。また、分離・脱落した構成部材が原子炉補機冷却海水ポンプ等に影響を与える可能性については、除塵装置と補機取水槽との間に約150mの距離があることから、構成部材は補機取水槽に到達する前に沈降し、原子炉補機冷却海水ポンプ等に影響を与えることはないものと考えられる。

ハ. 衝突荷重として用いる漂流物の選定

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こととし、イ.、ロ.の結果を踏まえ、衝突荷重を算定する漂流物として、最も質量が大きい15 t の航行不能船舶及び0.14tの保安林及び1tの軽自動車を選定し、衝突荷重算定の際に考慮する。

(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、引き波時の補機取水槽の水位の低下に対して、原子炉補機冷却海水ポンプの取水可能水位を下回る可能性があるため、水位変動に伴う原子炉補機冷却海水ポンプの取水性を保持するため、海水貯留堰を設置する。

津波の二次的な影響である浮遊砂の混入に対して原子炉補機冷却海水ポンプの機能が保持できるよう、原子炉補機冷却海水ポンプの軸受に異物逃がし溝(約7.0mm)を設ける設計とする。また、重大事故等時に使用する大容量送水車(熱交換器ユニット用)及び大容量送水車(海水取水用)の付属品である水中ポンプについては、入力津波の水位変動に伴う浮遊砂の平均濃度 1.0×10^{-5} wt%に対して、ポンプが取水への砂混入に対しても耐性を有し、機能を喪失しない設計とする。

V-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針

1.	棚	要	•	•	•		•	•		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•		•	•	1
		計の																																								
3.	要	求機	維	及	び作	生能		根	票		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	4
		津波																																								
		浸水																																								
3.	3	津波	ڎ監	視	設值	前	•	•		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•		•	•	8
4.	機	能認	計		•		•	•		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•		10
4.	1	津波	防	護	施詞	艾	•	•		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•		10
4.	2	浸水	、防	止	設值	前	•	•		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•		10
4.	3	津波	ミ監	視	設値	備	•		,		•		•		•	•													•							•		•	•			18

次

目

1. 概要

本資料は、V-1-1-3-2-1「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

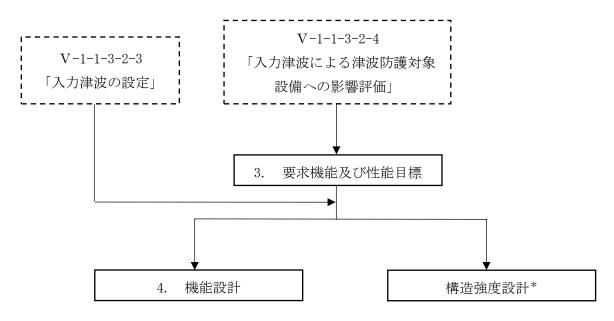
発電所に影響を与える可能性がある基準津波の発生により、V-1-1-3-2-1「耐津波設計の基本方針」にて設定している津波防護対象設備がその安全機能又は重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないようにするため、津波防護に関する施設を設置する。津波防護に関する施設は、V-1-1-3-2-3「入力津波の設定」で設定している入力津波に対して、その機能が保持できる設計とする。

津波防護に関する施設の設計に当たっては、V-1-1-3-2-4「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、V-3-別添3-1-1「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資料での記載箇所の章を示す。

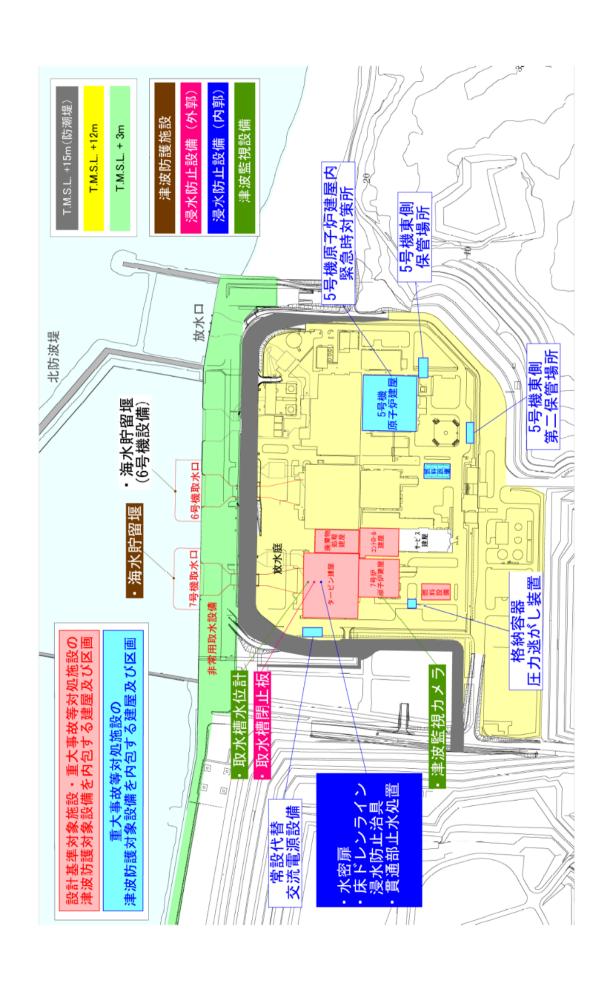
注記*: V-3-別添3-1-1「津波への配慮が必要な施設の強度計算の方針」

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、V-1-1-3-2-4「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、V-1-1-3-2-4「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設計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。



① V-1-1-3-2-5 R1

К7

3.1 津波防護施設

- (1) 施設
 - a. 海水貯留堰

(2) 要求機能

津波防護施設は、繰返しの襲来を想定した入力津波に対し、余震、漂流物の衝突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、津波による漏水を防止することが要求される。

(3) 性能目標

a. 海水貯留堰

海水貯留堰は、地震後の繰返しの襲来を想定した遡上波に対し、余震、漂流物の衝突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原子炉補機冷却海水ポンプ等が取水可能な高さ以上の施工により、原子炉補機冷却海水ポンプ等の機能が保持でき、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。

海水貯留堰は、地震後の繰返しの襲来を想定した遡上波の浸水に伴う津波荷重並びに余 震、漂流物の衝突及び積雪による荷重に対し、古安田層中の粘性土もしくは西山層に支持 される鋼製の鋼管矢板で構成し、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、 鋼管矢板同士を接続する鋼管矢板継手を設置し、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。また、取水護岸と海水貯留堰の接続部には、止水ゴムを設置し、部材 を有意な漏えいを生じない相対変位に留める設計とする。これらの設計によって、主要な 構造部材の構造健全性を保持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. 取水槽閉止板(外郭防護)
- b. 水密扉(内郭防護)
- c. 床ドレンライン浸水防止治具(内郭防護)
- d. 貫通部止水処置(外郭防護及び内郭防護)

(2) 要求機能

浸水防止設備は、繰返しの襲来を想定した入力津波に対し、余震、漂流物の衝突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冠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. 取水槽閉止板

取水槽閉止板は、地震後の繰返しの襲来を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突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開口部を介して浸水することを防止するため、補機冷却用海水取水槽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。

取水槽閉止板は、地震後の繰返しの襲来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、漂流物の衝突及び積雪による荷重に対し、鋼製の閉止板で構成し、十分な 支持性能を有するタービン建屋内の補機冷却用海水取水槽の上部床面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 ことを構造強度設計上の性能目標とする。

b. 水密扉 (タービン建屋内の復水器,循環水ポンプ,タービン補機冷却水系熱交換器を設置するエリアの浸水に対し設置するもの)

水密扉は、津波による溢水を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突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浸水することを防止するため、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。

水密扉は、津波による溢水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設計上の性能目標とする。

c. 床ドレンライン浸水防止治具

床ドレンライン浸水防止治具は、津波による溢水を考慮した浸水に対し、余震、漂流物

の衝突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 床ドレンラインを介して浸水することを防止するため、当該の建屋及び区画への流入経路 となる床ドレンラインのうち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。

床ドレンライン浸水防止治具は、津波による溢水を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに 余震、漂流物の衝突及び積雪による荷重に対し、鋼製の床ドレンライン浸水防止治具で構成し、十分な支持性能を有する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設計上の性能目標とする。

d. 貫通部止水処置

貫通部止水処置は、地震後の繰返しの襲来を想定した経路からの津波及び津波による溢水を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突及び積雪を考慮した場合においても、想定される浸水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。

貫通部止水処置は、地震後の繰返しの襲来を想定した経路からの津波及び津波による溢水を考慮した浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突及び積雪による荷重に対し、タービン建屋内の壁又は床面の貫通口と貫通物の隙間をシール材(ケーブルトレイ貫通部については、シール材が型崩れしないよう金属ボックスも施工)、ブーツ、閉止板(鉄板及び閉止板を内包するフラップゲート)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設計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. 取水槽水位計

(2) 要求機能

津波監視設備は、繰返しの襲来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、津波の襲来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、地震後の繰返しの襲来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,昼夜にわたり敷地への津波の襲来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7号機の非常用電源設備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、地震後の繰返しの襲来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. 取水槽水位計

取水槽水位計は、地震後の繰返しの襲来を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突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検出器を設置し、補機冷却用海水取水槽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7号機の非常用電源設備から給電する構成することにより、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。

取水槽水位計は、地震後の繰返しの襲来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タービン建屋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

V-1-1-3-2-3「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) 海水貯留堰の設計方針

海水貯留堰は,「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(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,以下の設計方針としている。

海水貯留堰は、地震後の繰返しの襲来を想定した遡上波に対し、余震、漂流物の衝突及び 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原子炉補機冷却海水ポンプ等 が取水可能な高さ以上の施工により、原子炉補機冷却海水ポンプ等の機能が保持でき、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。

海水貯留堰は、原子炉補機冷却海水ポンプ等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T. M. S. L. -3.5mとし、取水口前面の海中に設置する設計とする。 海水貯留堰は、鋼製の鋼管矢板を古安田層中の粘性土もしくは西山層で支持し、海水を貯留 する設計とする。鋼管矢板同士の接続部には、試験等により止水性を確認した鋼管矢板継手 を設置し、鋼管矢板の境界部の止水性を保持する設計とする。また、取水護岸と海水貯留堰 の接続部には、試験等により止水性を確認した止水ゴムを設置し、取水護岸と海水貯留堰の 境界部の止水性を保持する設計とする。

取水護岸と海水貯留堰の接続部に設置する止水ゴムは,「a. 止水ゴムの耐圧試験」により止水性を確認したものと同じ材質の止水ゴムを使用する設計とする。

耐圧試験の試験条件及び試験結果を,以下に示す。

a. 止水ゴムの耐圧試験

(a) 試験条件

耐圧試験については、試験機を用いて津波時に想定される水圧を作用させた場合に、 止水ゴムに有意な漏えいが生じないことを確認する。

(b) 試験結果

試験の結果、止水ゴムに漏えいがないことを確認した。

海水貯留堰は、鋼製の鋼管矢板及び鋼管矢板継手とすることにより、津波による侵食 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。

4.2 浸水防止設備

(1) 取水槽閉止板の設計方針

取水槽閉止板は,「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。

取水槽閉止板は、地震後の繰返しの襲来を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物

の衝突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タービン建屋内の補機冷却用海水取水槽のT. M. S. L. +3.5m以下の流入経路となる上部床面開口部を介して浸水することを防止し、補機冷却用海水取水槽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。取水槽閉止板は、補機冷却用海水取水槽の入力津波高さT. M. S. L. +8.3mに余裕を考慮したT. M. S. L. +9.0mまでの津波高さに対して、補機冷却用海水取水槽の上部に設置し、止水性を保持する設計とする。取水槽閉止板は、鋼製とし、十分な支持性能を有する補機冷却用海水取水槽の上部床面にパッキン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。

取水槽閉止板は、「a. 取水槽閉止板の漏えい試験」により止水性を確認したものを設置する設計とする。

漏えい試験の試験条件及び試験結果を,以下に示す。

- a. 取水槽閉止板の漏えい試験
 - (a) 試験条件

漏えい試験は、実機を模擬した取水槽閉止板を用いて実施し、評価水位以上の水位を 想定した水圧を作用させた場合に閉止部からの漏えいがないことを確認する。

図4-1に漏えい試験概要図を示す。

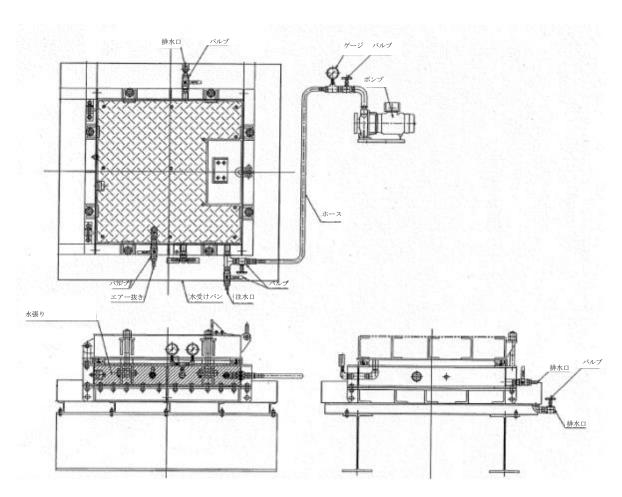


図4-1 漏えい試験概要図(取水槽閉止板)

(b) 試験結果

試験の結果,漏えいがないことを確認した。

(2) 水密扉の設計方針(タービン建屋内の復水器,循環水ポンプ,タービン補機冷却水系熱交換器を設置するエリアの浸水に対し設置するもの)

水密扉は,「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。

水密扉は、津波による溢水を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突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開口部を介して浸水することを防止し、想定される浸水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。タービン建屋内の復水器を設置するエリアの浸水に対し設置するものについては、溢水による浸水高さT. M. S. L. 約+2.40mに余裕を考慮したT. M. S. L. +3.5mまでの浸水に対して機能を維持できる設計とし、タービン建屋内の循環水ポンプを設置するエリアの浸水に対し設置するものは、循環水ポンプの電動機が水没するまでの溢水による浸水高さT. M. S. L. 約+11.85m(循環水ポンプを設置するエリアの津波による溢水は、入力津波を考慮した浸水高さT. M. S. L. +7.2m)に余裕を考慮したT. M. S. L. +12.3mまでの浸水に対して機能を維持できる設計とし、タービン建屋内のタービン補機冷却水系熱交換器を設置するエリアの浸水に対し

設置するものについては、溢水による浸水高さT.M.S.L.約-0.80mに余裕を考慮したT.M.S.L. ± 0.0 mまでの浸水に対して止水性を保持する設計とする。

水密扉は、鋼製とし、十分な支持性能を有する建屋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、扉体と戸当り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。

水密扉は、「a. 水密扉の漏えい試験」により止水性を確認したものを設置する設計とする。

漏えい試験の試験条件及び試験結果を、以下に示す。

a. 水密扉の漏えい試験

(a) 試験条件

漏えい試験は、実機を模擬した水密扉を試験用水槽に設置し、評価水位以上の水位を 想定した水頭圧により止水性を確認する。

漏えい試験の対象とする水密扉は,扉面積等の設備仕様や水頭圧等の設備仕様を踏ま え,試験条件が包絡される場合は代表の水密扉により実施する。

評価に当たっては、1時間当たりの漏えい量を求め、防護すべき設備への影響を確認する。

図4-2に漏えい試験概要図を示す。

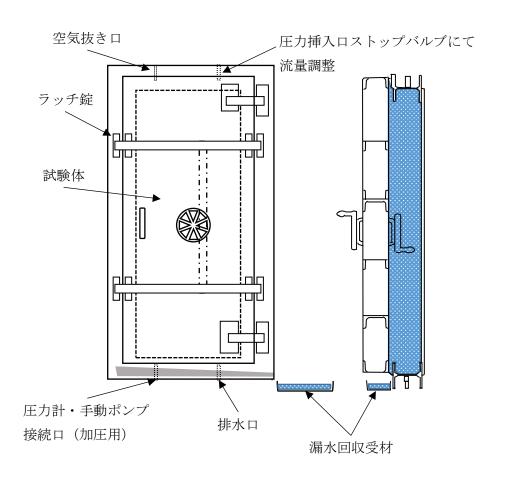


図 4-2 漏えい試験概要図(水密扉)

(b) 試験結果

試験の結果、設定している許容漏えい量以下であることを確認した。

(3) 床ドレンライン浸水防止治具の設計方針

床ドレンライン浸水防止治具は,「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。

床ドレンライン浸水防止治具は、津波による溢水を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突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床ドレンラインを介して浸水することを防止し、当該の建屋及び区画への流入経路となる床ドレンラインのうち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に、以下の措置を講じる設計とする。

床ドレンライン浸水防止治具は、タービン建屋内へ流入する可能性のある溢水の最大浸水高さT.M.S.L.約+11.85m(循環水ポンプを設置するエリアの津波による溢水は、入力津波を考慮した浸水高さT.M.S.L.+7.2m)に余裕を考慮したT.M.S.L.+12.3mまでの浸水に対して止水性を保持する設計とする。

床ドレンライン浸水防止治具は,「a. 床ドレンライン浸水防止治具の漏えい試験」により止水性を確認したものと同じ形状,寸法の床ドレンライン浸水防止治具を設置する設計と

する。

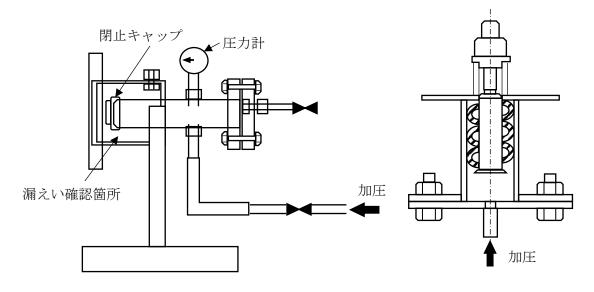
漏えい試験の試験条件及び試験結果を,以下に示す。

a. 床ドレンライン浸水防止治具の漏えい試験

(a) 試験条件

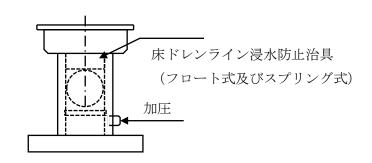
漏えい試験は、実機で使用している形状、寸法の試験体を用いて実施し、評価水位以上の水位を想定した水圧を作用させた場合に閉止部からの漏えいが許容漏えい量以下であることを確認する。

図4-3に漏えい試験概要図を示す。



閉止キャップの漏えい試験

閉止栓の漏えい試験



スプリング式及びフロート式治具の漏えい試験

図4-3 漏えい試験概要図 (床ドレンライン浸水防止治具)

(b) 試験結果

試験の結果、設定している許容漏えい量以下であることを確認した。

(4) 貫通部止水処置の設計方針

貫通部止水処置は,「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。

貫通部止水処置は、地震後の繰返しの襲来を想定した経路からの津波及び津波による溢水を考慮した浸水に対し、余震、漂流物の衝突及び積雪を考慮した場合においても、経路からの津波及び津波による溢水を考慮した浸水に余裕を考慮した高さに対する止水性を保持するために以下の設計とする。

経路からの津波に対し補機冷却用海水取水槽に設置するものについては、流入経路となる T. M. S. L. +3.5m以下の貫通口と貫通物との隙間に、タービン建屋内の復水器を設置するエリアの浸水に対し設置するものについては、溢水による浸水高さT. M. S. L. 約+2.40mに余裕を 考慮したT. M. S. L. +3.5mまでの貫通口と貫通物との隙間に、タービン建屋内の循環水ポンプを設置するエリアの浸水に対し設置するものは、循環水ポンプの電動機が水没するまでの溢水による浸水高さT. M. S. L. 約+11.85m(循環水ポンプを設置するエリアの津波による溢水は、入力津波を考慮した浸水高さT. M. S. L. +7.2m)に余裕を考慮したT. M. S. L. +12.3mまでの貫通口と貫通物との隙間に、タービン建屋内のタービン補機冷却水系熱交換器を設置するエリアの浸水に対し設置するものについては、溢水による浸水高さT. M. S. L. 約-0.80mに余裕を考慮したT. M. S. L. ±0.0mまでの貫通口と貫通物との隙間に施工する設計とする。

貫通部止水処置のうち、シール材、ブーツ取付部及び閉止板による貫通部止水処置については、「a. 貫通部止水処置の漏えい試験」により止水性を確認した施工方法にて施工する。 漏えい試験の試験条件及び試験結果を、以下に示す。

a. 貫通部止水処置の漏えい試験

(a) 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、評価 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ール材又はブーツ取付部若しく は閉止板と貫通口及び貫通物との境界部に漏えいが生じないことを確認する。

図4-4~6に漏えい試験概要図を示す。

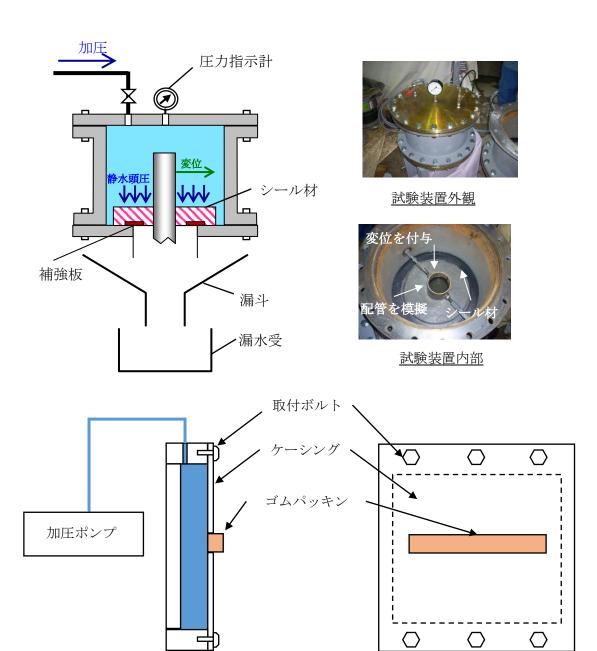


図4-4 漏えい試験概要図(シール材)

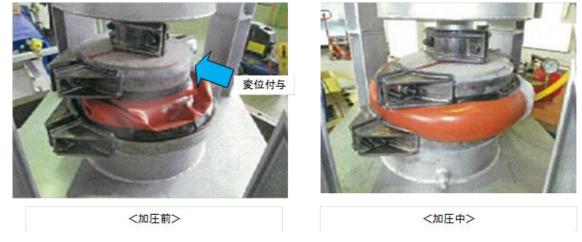


図4-5 漏えい試験概要図 (ブーツ)

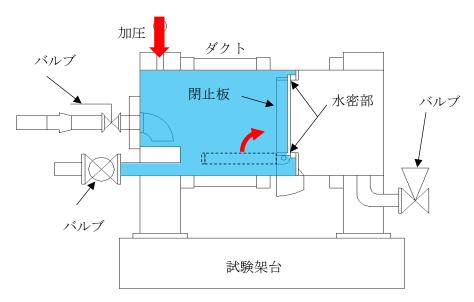


図4-6 漏えい試験概要図 (フラップゲート)

(b) 試験結果

試験の結果、有意な漏えいは認められなかった。

4.3 津波監視設備

(1) 津波監視カメラの設計方針

津波監視カメラは,「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。

津波監視カメラは、地震後の繰返しの襲来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場所として、7号機 主排気筒にカメラ本体を設置し、昼夜にわたり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架(ユニット、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7号機の非常用 電源設備から給電する設計とする。

(2) 取水槽水位計の設計方針

取水槽水位計は,「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。

取水槽水位計は、地震後の繰返しの襲来を想定した経路からの津波に対し、余震、漂流物の衝突及び積雪を考慮した場合においても、補機冷却用海水取水槽の想定される津波高さに余裕を考慮した高さT. M. S. L. +8.3m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タービン建屋に設置する。

取水槽水位計は、朔望平均潮位を考慮した補機冷却用海水取水槽の上昇側及び下降側の水位変動T. M. S. L. -5.0mからT. M. S. L. +9.0mの水位を差圧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7号機の非常用電源設備から給電する設計とする。なお、取水槽水位計の水位測定部となるバブラー管は、貫通部をとおして補機冷却用取水槽内に設置し、貫通部は閉止板により止水処置を行う。バブラー管の断面積は小さく津波荷重の影響は小さいため評価対象部位としては貫通部を止水処置している閉止板とし、余裕を考慮したT. M. S. L. +9.0mまでの津波高さに対する止水性を保持する設計とする。

V-1-1-3-3 竜巻への配慮に関する説明書

竜巻への配慮に関する説明書は、以下の資料により構成されている。

V-1-1-3-3-1 竜巻への配慮に関する基本方針

V-1-1-3-3-2 竜巻の影響を考慮する施設及び固縛対象物の選定

V-1-1-3-3-3 竜巻防護に関する施設の設計方針

別紙1 計算機プログラム (解析コード) の概要

V-1-1-3-3-1 竜巻への配慮に関する基本方針

目 次

1.	概要		1
2.	竜巻隊	坊護に関する基本方針 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
2.	1 基本	「大針 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・]	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	2 適月	月規格 ······ {	ર

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,V-1-1-7「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。

V-1-1-3-1-1「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

V-1-1-3-1-1「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 92m/s と設定する。設計竜巻の最大風速 92m/s に対して,風(台風)の風速は 40.1m/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,V-1-1-3-3-3「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及びコンクリートに対する貫通力が最も大きくなる鋼製足場板(長さ $4m \times m$ 0. $25m \times$ 奥行き 0. 04m, 質量 14kg, 飛来時の水平速度 55m/s, 飛来時の鉛直速度 18m/s) 及び飛来した場合に鋼板に対する貫通力が最も大きくなる足場パイプ(長さ $4m \times m$ 0. $05m \times m$ 奥行き 0. 05m, 質量 11kg, 飛来時の水平速度 42m/s, 飛来時の鉛直速度 38m/s)を設計飛来

物として設定する。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、飛来した場合の運動エネルギ又は貫通力が設計飛来物である鋼製足場板及び足場パイプよりも大きな重大事故等対処設備、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及び防護対策施設に衝突し、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及び防護対策施設からの離隔、撤去並びに車両の構内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、V-1-1-3-3-2「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、V-1-1-3-3-2「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、V-1-1-3-3-3「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(建屋を除く。)

屋外の外部事象防護対象施設(建屋を除く。)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) 竜巻より防護すべき施設を内包する施設 (建屋)

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。

(c) 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、V-1-1-7「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、V-1-1-7「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(防護ネット(硬鋼線材:線径φ4mm,網目寸法83mm×130mm)及び架構により構成する。)、竜巻防護フード(防護鋼板(ステンレス鋼:

板厚 17mm 以上) 及び架構又は防護壁(鉄筋コンクリート:厚さ 21cm 以上) により構成する。), 竜巻防護扉(ステンレス鋼:板厚 17mm 以上) 及び竜巻防護鋼板(防護鋼板(炭素鋼:板厚 17mm 以上又はステンレス鋼:板厚 9mm 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. 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

外部事象防護対象施設は、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、機械的、機能的及び二次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に与える影響を考慮する。

機能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。

二次的な波及的影響としては、竜巻による随伴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屋外の危険物タンク等の火災、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、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。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、V-3「強度に関する説明書」のうち別添 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) 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」(改正平成 26 年 9 月 17 日 原規技発第 1409172 号原子力規制委員会)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 JEAG 4 6 0 1 -1987」(日本電気協会)、「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG 4 6 0 1・補-1984」(日本電気協会)及び「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG 4 6 0 1 -1991 追補版」(日本電気協会)(以下「JEAG 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(建屋を除く。)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(建屋 を除く。)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) 竜巻より防護すべき施設を内包する施設(建屋)

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。

(c) 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、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することとする。

(d) 防護対策施設

防護対策施設の構成品である防護ネットは、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。

防護対策施設の構成品である防護鋼板は、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。

防護ネット及び防護鋼板の支持構造物である架構は、設計竜巻荷重及びその他考慮 すべき荷重が防護ネット及び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防護ネット等を支 持出来るようにする。また、設計竜巻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。

防護対策施設のうち防護壁(鉄筋コンクリート)は、設計竜巻の風圧力による荷重、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、主要な構造部材が、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が生じないこととする。

防護対策施設のうち竜巻防護扉は,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荷重及び ひずみが生じないこととする。

(e) 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

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。

- 建築基準法及び同施行令
- ・「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)
- •「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類•許容応力編 JEAG 4 6 0 1 補-1984」 (日本電気協会)
- ·「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」(日本電気協会)
- ·「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」(日本電気協会)
- ・「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005/2007」(日本機械学会)
- ・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))
- ・「建築物荷重指針・同解説」(日本建築学会, 2004 改定)
- ・「鋼構造設計基準-許容応力度設計法-」(日本建築学会,2005改定)
- ・「各種合成構造設計指針・同解説」(日本建築学会,2010改定)
- ・「鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」(日本建築学会, 2010 改定)
- ・「鉄骨鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説-許容応力度設計と保有水平耐力-」(日本 建築学会, 2001 改定)
- ・「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, 2015)
- •「小規模吊橋指針·同解説」(日本道路協会 平成 20 年 8 月)
- ・日本工業規格(JIS)
- ·EN規格

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,最終改正平成15年7月29日経済産業省告示第277号)に関する内容については、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版(2007年追補版を含む))〈第I編 軽水炉規格〉JSME S NC1-2005/2007」(日本機械学会)に従うものとする。

V-1-1-3-3-2 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 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	4
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	4.1.1 発電所における飛来物の調査	8
4	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、V-1-1-3-3-1「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及び竜巻 随伴事象として想定される火災、溢水、外部電源喪失を考慮した二次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。

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 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(建屋を除く。)

外部事象防護対象施設(建屋を除く。)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。

- ・軽油タンク (「重大事故等時のみ 6,7号機共用」(以下同じ。))
- ・非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ
- ・非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管及び弁
- 主排気筒
- ・非常用ガス処理系排気管

(2) 竜巻より防護すべき施設を内包する施設(建屋)

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。

- ・原子炉建屋(原子炉圧力容器他を内包する建屋)
- ・タービン建屋海水熱交換器区域(原子炉補機冷却海水ポンプ他を内包する建屋)
- ・コントロール建屋(中央制御室他を内包する建屋)
- ・廃棄物処理建屋(復水貯蔵槽他を内包する建屋)

(3) 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。

- ・非常用ディーゼル発電設備吸気配管
- ・非常用換気空調系(非常用電気品区域換気空調系(非常用ディーゼル発電設備非常用送風機含む。),中央制御室換気空調系(「6,7号機共用」(以下同じ。)),コントロール建屋計測制御電源盤区域換気空調系,海水熱交換器区域換気空調系の外気と繋がるダクト・ファン及び外気との境界となるダンパ・バタフライ弁)

(4) 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、損傷する可能性がある屋内の外部事象防護対象施設及び損傷

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屋内の外部事象防護対象施設

原子炉建屋は、竜巻による気圧低下により、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放され、 外壁開口部が発生し、設計竜巻荷重が建屋内の外部事象防護対象施設に作用する可能性が あるため、以下の施設を選定する。

- ・使用済燃料貯蔵プール (使用済燃料貯蔵ラックを含む。), 燃料プール注入ライン逆止 弁, 原子炉ウェル, 燃料取替機, 原子炉建屋クレーン
- b. 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、タービン建屋海水熱交換器区域、コントロール建屋の建屋開口部及び扉が 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。

- ・非常用ディーゼル発電設備(発電機,ディーゼル機関,始動用空気系,冷却水系)
- 非常用所内電源系設備
- ・非常用換気空調系(非常用電気品区域換気空調系(非常用ディーゼル発電設備非常用 送風機含む。),中央制御室換気空調系,コントロール建屋計測制御電源盤区域換気空 調系,海水熱交換器区域換気空調系)設備
- 原子炉補機冷却水系配管及び原子炉補機冷却海水系配管

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、V-1-1-3-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。

- ・建屋開口部竜巻防護ネット(防護ネット及び架構)
- ・建屋開口部竜巻防護フード(防護鋼板及び架構又は防護壁(鉄筋コンクリート))
- 竜巻防護扉
- ・非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板(防護鋼板及び架構)
- ・非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板(防護鋼板及び架構)
- 原子炉補機冷却海水系配管防護壁(防護鋼板及び架構)
- ・ 換気空調系ダクト防護壁 (防護鋼板及び架構)

3.4 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

外部事象防護対象施設の機能に、機械的影響、機能的影響及び二次的影響の観点から、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。

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, 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。

- ・サービス建屋(コントロール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に損傷を及ぼす可能性のある以下の施設を選定する。 ・6号機主排気筒(コントロール建屋近傍の施設)
- 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

飛来した場合に運動エネルギ又は貫通力が設計飛来物より大きく、外部事象防護対象施設に衝突し、損傷させる可能性のある屋外の重大事故等対処設備、資機材等について、固縛等の飛来物発生防止対策を実施する。また、屋外の重大事故等対処設備は、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(非常用ディーゼル発電設備の付属設備)
- ・非常用ディーゼル発電設備排気管(非常用ディーゼル発電設備の付属設備)
- ・ミスト管 (燃料ディタンク,非常用ディーゼル発電設備機関本体,潤滑油補給タンク, 燃料ドレンタンク) (非常用ディーゼル発電設備の付属設備)

(3) 二次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に波及的影響を及ぼす可能性がある施設のうち,二次的影響を及ぼす可能性がある施設として,火災を考慮する施設,溢水を考慮する施設及び外部電源喪失事象を考慮する施設を,竜巻の影響を考慮する施設として選定する。

なお,7号機軽油タンクについては,外部事象防護対象施設として選定していることから, 本項目では選定しない。

- a. 火災を考慮する施設
 - 変圧器
 - ・5号機及び6号機軽油タンク
 - ・第一ガスタービン発電機用燃料タンク
- b. 溢水を考慮する施設
 - 純水タンク
 - ろ過水タンク
 - ・非放射性ストームドレン収集タンク
- c. 外部電源喪失事象を考慮する施設
 - 送電線等

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選定フローを図 3-2 に示す。

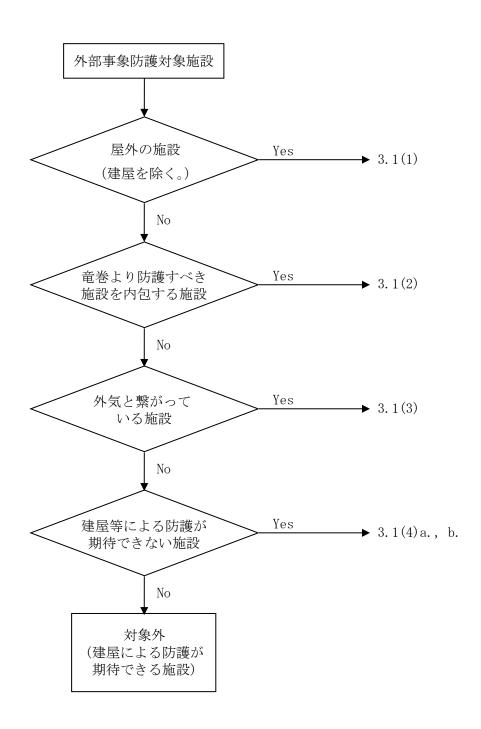


図 3-1 外部事象防護対象施設のうち竜巻の影響を考慮する施設の選定フロー

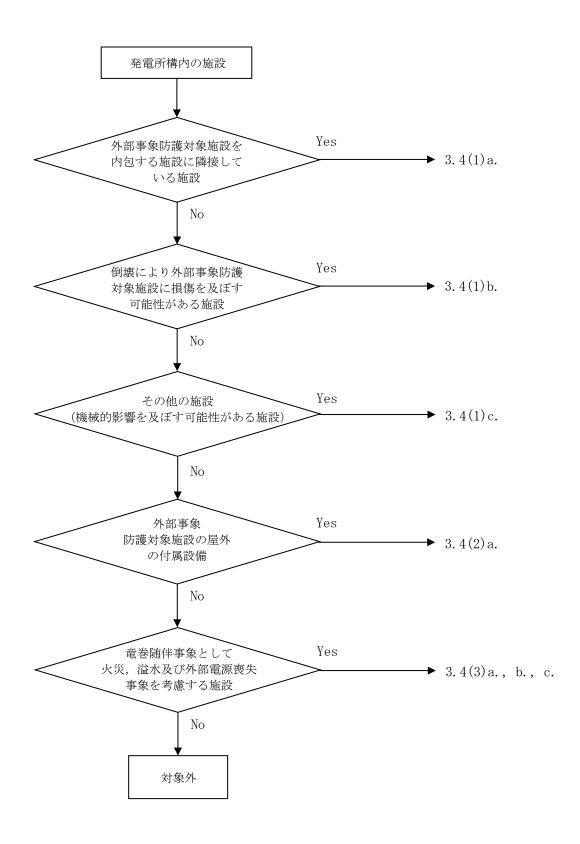


図3-2 外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある施設の選定フロー

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

柏崎刈羽原子力発電所構内において、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。調査範囲は発電所構内の建物・構築物の外回り、建屋屋上、構内道路、駐車場、資機材等が保管可能な空き地、林道及び山林を調査した。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

飛来物の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_0 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 (m²)

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 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,平成 23 年 2 月

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 及び図 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 $(=1/2 \cdot m \cdot V^2)$ 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(以下「貫通限界厚さ」という。)を算出する。貫通限界厚さは、コンクリートに対して米国 NRC の基準類に算出式として記載されている修正 NDRC 式(①) 及び Degen 式(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>

$$\frac{X_{C}}{\alpha_{C}d} \leq 2 \quad \text{O場合} \qquad \frac{X_{C}}{d} = 2 \left\{ \left(\frac{1}{\sqrt{F_{C}}} \right)^{1} N_{C}^{3} \frac{M}{d^{3}} \left(\frac{V}{100} \right)^{1.8} \right\}^{0.5}$$

$$\frac{X_{C}}{\alpha_{C}d} \geq 2 \quad \text{O場合} \qquad \frac{X_{C}}{d} = \left(\frac{1}{\sqrt{F_{C}}} \right)^{1} N_{C}^{3} \frac{M}{d^{3}} \left(\frac{V}{1000} \right)^{1.8} + 1$$

$$\frac{X_{C}}{\alpha_{C}d} \leq 1.52 \quad \text{O場合} \qquad t_{P} = \alpha_{P}d \left\{ 2.2 \left(\frac{X_{C}}{\alpha_{C}d} \right) - 0.3 \left(\frac{X_{C}}{\alpha_{C}d} \right)^{2} \right\}$$

$$1.52 \leq \frac{X_{C}}{\alpha_{C}d} \leq 13.42 \quad \text{O場合} \qquad t_{P} = \alpha_{P}d \left\{ 0.69 + 1.29 \left(\frac{X_{C}}{\alpha_{C}d} \right) \right\}$$

tp: 貫通限界厚さ(cm)

Xc : 貫入深さ(cm)

Fc: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 : 飛来物の重量(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もの)の選定]

- ・運動エネルギが設計飛来物に設定している鋼製足場板の21kJ(水平方向)又は足場パイプの8kJ(鉛直方向)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足場板の12cm(水平方向)又は足場パイプの10cm(鉛直方向)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足場パイプの17mm (水平方向)又は15mm(鉛直方向)より大きいもの。

設計飛来物の及ぼす影響に包含されない資機材等のうち、外部事象防護対象施設及び防 護対策施設までの距離及び障害物の有無を考慮し、離隔(退避含む)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、別紙1「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4-3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、設計竜巻により飛散し、外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性を考 慮して選定する。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 に衝突し、損傷させる可能性を考慮して固縛の必要性を確認する。

資機材等に対する固縛の要否確認と同様に、解析コードの「TONBOS」により、屋外の 重大事故等対処設備が飛散した時の速度、飛散距離及び飛散高さを算出する。算出された速度 などから設計飛来物の及ぼす影響への包含性を確認する。設計飛来物に包含されない重大事故 等対処設備のうち、外部事象防護対象施設及び防護対策施設までの距離及び障害物の有無を考 慮し、離隔(退避含む)の対策を講じることができない重大事故等対処設備は外部事象防護対 象施設に影響を及ぼす可能性があることから固縛する。

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までの距離及び 障害物の有無を考慮し,離隔(退避含む)の対策を講じることができない場合は損傷させる可 能性があることから固縛する。

固縛対象設備を表 4-3 に示す。

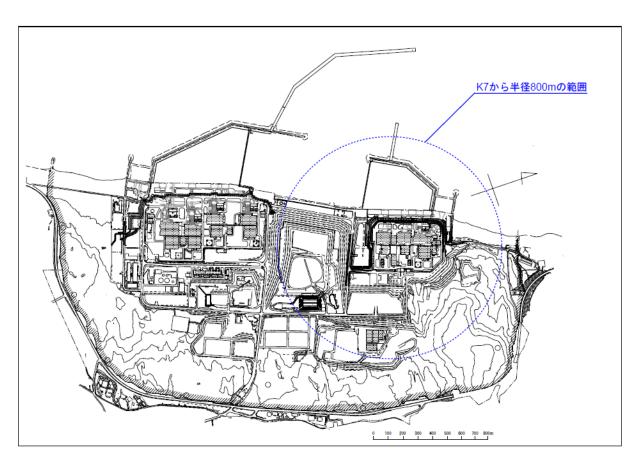


図4-1 発電所における現地調査範囲*

注記*:7号機原子炉建屋中心を起点とした半径800mを調査範囲とした。

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
電柱	マンホール蓋	鋼製ボビン
コンクリート柱	グレーチング	クレーンウェイト (5t)
鉄骨	トレーラー荷台	発電機(大)
(ガイド)鋼製材*	クレーンウェイト (2t)	コンクリートブロック
角型鋼管 (小,大)	(ガイド) コンクリート板*	砂利
鋼材	コンクリート板	発電機 (小)
(ガイド) 鋼製パイプ*	鋼矢板	乗用車
鋼製車止め	鋼製架台	(ガイド) トラック*
ガスボンベ	敷鉄板(薄,厚)	トラック
代替原子炉補機冷却系	クレーンウェイト (250kg,	消防車
材木	500kg)	電源車
仮設足場パイプ (4m)	鋼製看板	バス
仮設足場パイプ (2m)	仮設分電盤	ドラム缶
屋根材(鋼板)	屋根材(ALC板)	クレーン車
雨樋	外壁(セメント板)	ホイールローダ
	ブローアウトパネル	プレハブ小屋
	扉	仮設小屋
	仮設足場板 (鋼製)	(ガイド) コンテナボック
	シャッター	ス*
	外壁(鋼板)	鋼製タンク
	仮設足場板(アルミ)	フォークリフト
		木製ボビン
		軽乗用車
		産廃コンテナ
		自動販売機
		空調室外機
		照明器具

注記*: 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

表4-2 飛来物の抗力係数

飛来物形状	С	C_{D1}	C_{D2}	C_{D3}
塊状物体	1/3	2. 0	2. 0	2. 0
板状物体	1/3	1.2	1.2	2. 0
棒状物体	1/3	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)

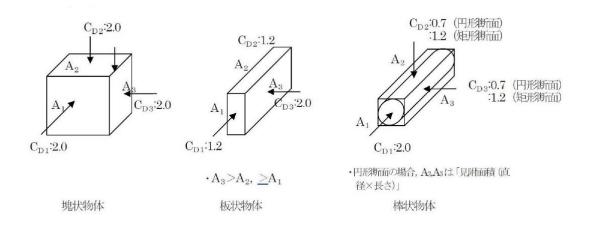


図4-2 飛来物形状と受圧面積, 抗力係数の関係

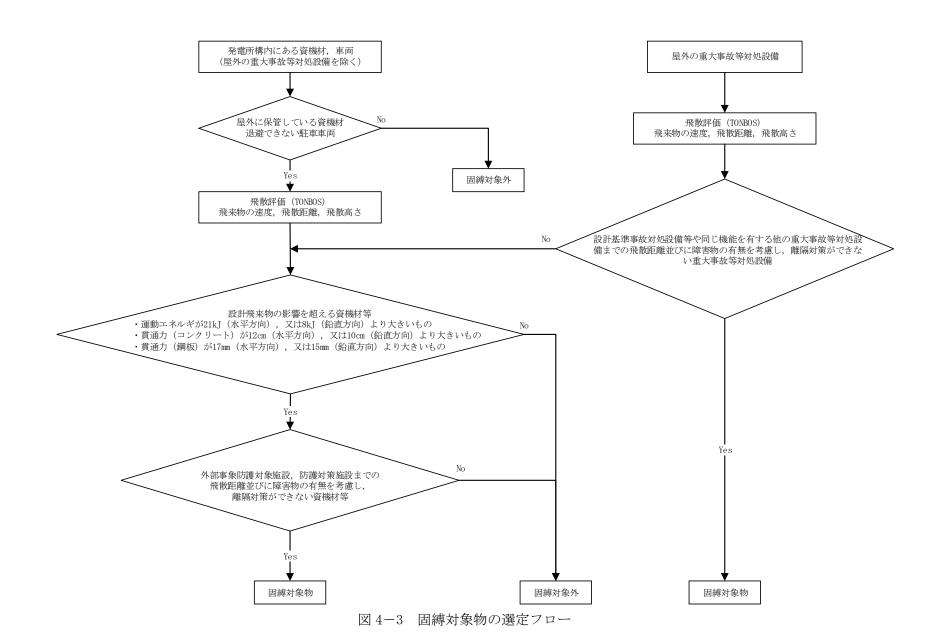


表4-3 屋外の重大事故等対処設備のうち固縛を必要とする固縛対象設備一覧

固縛対象設備	設備区分
可搬型代替注水ポンプ(A-2級)(6,7号機共用)	可搬
タンクローリ (4kL) (6,7 号機共用)	可搬
第一ガスタービン発電機車・制御車(6,7号機共用)	常設

V-1-1-3-3-3 竜巻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 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
3.	要求機能及び性能目標・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	3
3. 1	1 外部事象防護対象施設	3
3. 2	2 重大事故等対処設備	8
3. 3	3 防護対策施設	Ĝ
3. 4	4 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 ・・・・・・・・・・・・・・・・	13
4.	機能設計	17
4. 1	1 外部事象防護対象施設	17
4. 2	2 重大事故等対処設備	19
4. 3	3 防護対策施設	19
4. 4	4 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 ・・・・・・・・・・・・・・・・・	21

1. 概要

本資料は、V-1-1-3-3-1「竜巻への配慮に関する基本方針」及びV-1-1-3-3-2「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、V-1-1-3-3-1「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、V-1-1-3-3-1「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、V-1-1-3-3-1「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V-1-1-3-3-2「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、V-3「強度に関する説明書」のうち別添 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別添 1-2「防護対策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別添 1-3「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、V-2「耐震性に関する説明書」に示す。

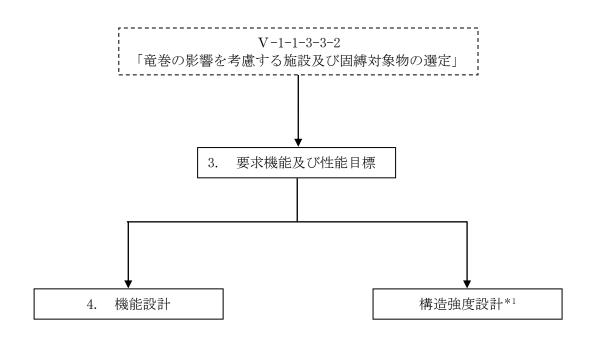


図 2-1 施設の設計フロー*2

注記*1 : V-3 「強度に関する説明書」のうち別添 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。

*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、V-1-1-3-3-1「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、施設の分類については、V-1-1-3-3-2「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、防護対策施設及び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(建屋を除く。)
 - a. 施設
 - (a) 軽油タンク
 - (b) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ
 - (c) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管及び弁
 - (d) 主排気筒
 - (e) 非常用ガス処理系排気管

b. 要求機能

屋外の外部事象防護対象施設(建屋を除く。)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(建屋を除く。)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非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ,非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管及び弁は,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非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板(防護鋼板及び架構)及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板(防護鋼板及び架構)を設置する。

なお、非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ、非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管及び弁は、防護対策施設を設置することにより、設計飛来物の衝突に加え設計竜巻の風圧力及び気圧差についても防護されることから、非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ、非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管及び弁に対して設計竜巻の風圧力、気圧差及び設計飛来物の衝突は考慮しない。

防護対策施設については、「3.3 防護対策施設」に記載する。

また、屋外の外部事象防護対象施設(建屋を除く。)のうち、設計飛来物に対して、貫通

により放射性物質の閉じ込め機能,放射線の遮蔽及び放出低減機能並びに放射性物質放出 の防止機能を喪失する可能性がある,主排気筒及び非常用ガス処理系排気管は,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。

なお、主排気筒は、倒壊により他の外部事象防護対象施設に機械的な波及的影響を及ぼす可能性があることから、設計竜巻の風圧力を考慮する。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。

非常用ガス処理系排気管は、主排気筒内に設置されていることから、設計竜巻の風圧力は考慮しない。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。

主排気筒については、「3.4 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」に記載する。

(a) 軽油タンク

軽油タンクは、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、非常用所内母線へ7日間の電源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。

軽油タンクは、設計竜巻荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、屋外の軽油タンクエリア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、主要な構造部材が非常用所内母線へ7日間の電源供給が継続できるよう燃料を保有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,軽油タンクは,設計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。

なお、設計竜巻による砂等の粒子状の飛来物による目詰まり及び閉塞については、開口部である通気口は下向き構造であり侵入し難いことから施設への影響はない。

(2) 竜巻より防護すべき施設を内包する施設(建屋)

- a. 施設
 - (a) 原子炉建屋
 - (b) タービン建屋海水熱交換器区域
 - (c) コントロール建屋
 - (d) 廃棄物処理建屋

b. 要求機能

竜巻より防護すべき施設を内包する原子炉建屋、タービン建屋海水熱交換器区域、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋は、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必要な機能を損なわないことが要求される。

c. 性能目標

(a) 原子炉建屋、タービン建屋海水熱交換器区域、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋原子炉建屋、タービン建屋海水熱交換器区域、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋は、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ことを機能設計上の性能目標とする。

原子炉建屋、タービン建屋海水熱交換器区域、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋は、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施設の倒壊が生じない設計とし、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。

なお、タービン建屋の海水熱交換器区域以外の区域が海水熱交換器区域に与える波及 的影響については、タービン建屋の質点系モデルに海水熱交換器区域以外の区域を含め て評価を行う。

- (3) 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) 非常用ディーゼル発電設備吸気配管
 - (b) ダンパ(換気空調系)
 - (c) 角ダクト(換気空調系)及び丸ダクト(換気空調系)
 - (d) バタフライ弁 (換気空調系)
 - (e) ファン (換気空調系)

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

外気と繋がっている屋内の外部事象防護対象施設は、設計竜巻の風圧力については、建 屋により防護されることから考慮しない。また、設計竜巻による設計飛来物による衝突に ついては、外部事象防護対象施設の機能喪失に至る可能性のある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建屋開口部竜巻防護ネット (防護ネット及び架構)、建屋開口部竜巻防護フード(防護鋼板及び架構又は防護壁(鉄筋 コンクリート))、竜巻防護扉及び換気空調系ダクト防護壁(防護鋼板及び架構)を設置す る。

なお、設計竜巻による防護ネットを通過する砂利等の極小飛来物による衝突については、 施設に有意な影響を及ぼす貫通は生じず、また衝突は瞬間的で衝突時間が極めて短いため 施設に有意な影響を及ぼす荷重は生じないことから考慮しない。また、砂等の粒子状の飛 来物による目詰まり及び閉塞については、外気取入口にバグフィルタが設置されているこ とから施設への影響はない。

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) 非常用ディーゼル発電設備吸気配管

外気と繋がっている非常用ディーゼル発電設備吸気配管は,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,非常用ディーゼル発電設備吸気配管が吸気機能を維 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非常用ディーゼル発電設備吸気配管は、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。

(b) ダンパ (換気空調系)

外気と繋がっている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、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。

(c) 角ダクト(換気空調系)及び丸ダクト(換気空調系)

外気と繋がっている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、タービン建屋、コントロール建屋 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。

(d) バタフライ弁 (換気空調系)

外気と繋がっている換気空調系のバタフライ弁は,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換気空調系のバタフライ弁は、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、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。

(e) ファン (換気空調系)

外気と繋がっている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、タービン建屋、コントロール建屋の床面等の基礎 に固定し、主要な構造部材が非常用電気品区域、非常用ディーゼル発電機、中央制御室、 コントロール建屋計測制御電源盤区域及び海水熱交換器区域の冷却に必要な風量を送風 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。

(4) 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

- (a) 非常用ディーゼル発電設備(発電機,ディーゼル機関,始動用空気系,冷却水系)
- (b) 非常用所内電源系設備
- (c) 非常用換気空調系(非常用電気品区域換気空調系(非常用ディーゼル発電設備非常用送風機含む。),中央制御室換気空調系,コントロール建屋計測制御電源盤区域換気空調系,海水熱交換器区域換気空調系)設備
- (d) 原子炉補機冷却水系配管及び原子炉補機冷却海水系配管
- (e) 使用済燃料貯蔵プール (使用済燃料貯蔵ラックを含む。), 燃料プール注入ライン逆止 弁, 原子炉ウェル, 燃料取替機, 原子炉建屋クレーン

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

非常用ディーゼル発電設備,非常用所内電源系設備,非常用換気空調系設備,原子炉補機冷却水系配管及び原子炉補機冷却海水系配管は,設計竜巻の風圧力及び気圧差に対し,建屋によって防護可能であるが,建屋の構造部材の一部である扉及び開口部については設計飛来物の衝突に対し,防護機能は期待できない。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建屋開口部竜巻防護ネット(防護ネット及び架構),建屋開口部竜巻防護フード(防護鋼板及び架構又は防護壁(鉄筋コンクリート)),竜巻防護扉,原子炉補機冷却海水系配管防護壁及び換気空調系ダクト防護壁(防護鋼板及び架構)を設置する。

使用済燃料貯蔵プール(使用済燃料貯蔵ラックを含む。),燃料プール注入ライン逆止弁,原子炉ウェルは、設計竜巻による気圧低下により、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放され、原子炉建屋の外壁に開口部が発生することにより、設計飛来物の衝突に対し、防護機能は期待できない。使用済燃料貯蔵プール(使用済燃料貯蔵ラックを含む。),燃料プール注入ライン逆止弁、原子炉ウェルは、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建屋開口部竜巻防護ネット(防護ネット及び架構)を設置する。なお、設計竜巻の風圧力については構造的に風圧力の影響を受けないことから考慮せず、気圧差についても、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。

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは、設計竜巻による気圧低下により、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放され、原子炉建屋の外壁に開口部が発生することにより、設計飛来物の衝突に対し、防護機能は期待できない。燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは、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建屋開口部竜巻防護ネット(防護ネット及び架構)を設置する。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。

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) 燃料取替機及び原子炉建屋クレーン

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは、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、燃料の落下を防止すること及び近傍の外部事象防護対象施設に転倒に よる影響を及ぼさないことを機能設計上の性能目標とする。

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、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、V-1-1-7「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. 建屋開口部竜巻防護ネット(防護ネット及び架構)
- b. 建屋開口部竜巻防護フード(防護鋼板及び架構又は防護壁(鉄筋コンクリート))
- c. 竜巻防護扉
- d. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板(防護鋼板及び架構)
- e. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板(防護鋼板及び架構)
- f. 原子炉補機冷却海水系配管防護壁(防護鋼板及び架構)
- g. 換気空調系ダクト防護壁(防護鋼板及び架構)

(2) 要求機能

防護対策施設は、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、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. 建屋開口部竜巻防護ネット(防護ネット及び架構)

建屋開口部竜巻防護ネットは、防護ネット及び架構で構成し、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。

建屋開口部竜巻防護ネットのうち防護ネットは、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、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、主要な部材が破断せず、たわみが生じても、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。

建屋開口部竜巻防護ネットのうち架構は、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、設計飛来物が架構の外殻を構成する主要な構造部材を貫通せず、防護ネット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。

b. 建屋開口部竜巻防護フード(防護鋼板及び架構又は防護壁(鉄筋コンクリート))

建屋開口部竜巻防護フードは、防護鋼板及び架構又は防護壁(鉄筋コンクリート)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。

建屋開口部竜巻防護フードのうち防護鋼板は、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。

建屋開口部竜巻防護フードのうち架構は、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。

建屋開口部竜巻防護フードのうち防護壁(鉄筋コンクリート)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、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、設計飛来物が防護壁(鉄筋コンクリート)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、防護壁(鉄筋コンクリート)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。

c. 竜巻防護扉

竜巻防護扉は、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。

竜巻防護扉は、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、設計飛来物が竜巻防護扉を構成する主要 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、竜巻防護扉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。

d. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板(防護鋼板及び架構)

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板は,防護鋼板及び架構で構成し,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。

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板のうち防護鋼板は、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。

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板のうち架構は、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。

e. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板(防護鋼板及び架構)

非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板は,防護鋼板及び架構で構成し,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。

非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板のうち防護鋼板は、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。

非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板のうち架構は、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。

f. 原子炉補機冷却海水系配管防護壁(防護鋼板及び架構)

原子炉補機冷却海水系配管防護壁は、防護鋼板及び架構で構成し、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。

原子炉補機冷却海水系配管防護壁のうち防護鋼板は、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。

原子炉補機冷却海水系配管防護壁のうち架構は、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、設計竜巻による風圧力による荷重については、建屋により防護されることから考慮せず、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。

g. 換気空調系ダクト防護壁(防護鋼板及び架構)

換気空調系ダクト防護壁は、防護鋼板及び架構で構成し、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。

換気空調系ダクト防護壁のうち防護鋼板は、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。換気空調系ダクト防護壁のうち架構は、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

なお、設計竜巻による風圧力による荷重については、建屋により防護されることから考慮せず、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 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
 - (1) 施設
 - a. 機械的影響を及ぼす可能性がある施設

構造強度設計上の性能目標とする。

- (a) サービス建屋
- (b) 6号機及び7号機主排気筒
- (c) 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
- 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排気消音器
 - (b) 非常用ディーゼル発電設備排気管
 - (c) ミスト管 (燃料ディタンク, 非常用ディーゼル発電設備機関本体, 潤滑油補給タンク, 燃料タンク)
- c. 二次的影響を及ぼす可能性がある施設
 - (a) 変圧器,5号機軽油タンク,6号機軽油タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料タンク (火災)
 - (b) 純水タンク、ろ過水タンク及び非放射性ストームドレン収集タンク(溢水)
 - (c) 送電線等(外部電源喪失)

(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。

また,二次的影響を考慮する施設は,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,竜巻随伴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が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) サービス建屋

サービス建屋は、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を内包するコントロール建屋へ波 及的影響を及ぼさないものとすることを機能設計上の性能目標とする。

サービス建屋は、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コントロール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) 6号機及び7号機主排気筒

6号機及び7号機主排気筒は、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、機械的な波及的影響により、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を内包する原子炉建屋及びコントロール建屋へ波及的影響を及ぼさないものとすることを機能設計上の性能目標とする。

6 号機及び 7 号機主排気筒は、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、竜巻より防護すべき施設を内包する原子炉建屋 及びコントロール建屋に倒壊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, 資機材等

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、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、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,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 ない運用とすることから,構造強度設計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排気消音器

非常用ディーゼル発電設備排気消音器は、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、機能的な波及的影響により、非常用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に、原子炉建屋屋上面に設けたコンクリート基礎に本体をボルトで固定し、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。

また、設計竜巻による砂等の粒子状の飛来物による目詰まり及び閉塞については、開口部である排気口は横向き構造であるが、竜巻の通過に要する時間は短時間であり閉塞する量の粒子状の飛来物は侵入し難いことから施設への影響はない。

(b) 非常用ディーゼル発電設備排気管

非常用ディーゼル発電設備排気管は、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、機能的な波及的影響により、非常用ディーゼル発電 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 設備排気管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 ル発電設備排気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排気管は、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、排気機能を維持するために、サポートによる支持で建屋床面等に固定し、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。

(c) ミスト管 (燃料ディタンク, 非常用ディーゼル発電設備機関本体, 潤滑油補給タンク,

燃料ドレンタンク)

ミスト管は、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、機能的な波及的影響により、非常用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、ミスト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、ミスト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。

ミスト管は、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、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等に固定し、主要な構造部材が通 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。

また、設計竜巻による砂等の粒子状の飛来物による目詰まり及び閉塞については、開口部である通気口は下向き構造であり侵入し難いことから施設への影響はない。

c. 二次的影響を及ぼす可能性がある施設

(a) 変圧器,5 号機軽油タンク,6 号機軽油タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料タンク (火災)

変圧器,5号機軽油タンク,6号機軽油タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料タンクは,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) 純水タンク、ろ過水タンク及び非放射性ストームドレン収集タンク(溢水) 純水タンク、ろ過水タンク及び非放射性ストームドレン収集タンクは、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

(c) 送電線等(外部電源喪失)

機能設計上の性能目標とする。

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

V-1-1-3-3-1「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(建屋を除く。)
 - a. 軽油タンクの設計方針

軽油タンクは,「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。

軽油タンクは、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、非常用所内母線へ7日間の電源供給が継続できるよう燃料を保有す る設計とする。

- (2) 竜巻より防護すべき施設を内包する施設 (建屋)
 - a. 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。

竜巻より防護すべき施設を内包する施設は、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、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、竜巻より防護すべき施設を建屋内部に設置する設計とする。

- (3) 外気と繋がっている屋内の外部事象防護対象施設
 - a. 非常用ディーゼル発電設備吸気配管の設計方針

非常用ディーゼル発電設備吸気配管は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(3)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非常用ディーゼル発電設備吸気配管は、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、非常用ディーゼル発電設備吸気配管が吸気機能を維持 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 (換気空調系) の設計方針

ダンパ(換気空調系)は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(3)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. 角ダクト(換気空調系)及び丸ダクト(換気空調系)の設計方針

角ダクト(換気空調系)及び丸ダクト(換気空調系)は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(3)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。

d. バタフライ弁 (換気空調系) の設計方針

バタフライ弁(換気空調系)は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(3)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換気空調系のバタフライ弁は、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。

e. ファン (換気空調系) の設計方針

ファン(換気空調系)は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(3)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、冷却用空気を送風する機能を 維持する設計とする。

- (4) 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. 燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの設計方針

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(4) 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。

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは、設計竜巻の風圧力に対し、竜巻襲来予測時には、 燃料取扱作業を中止し、外部事象防護対象施設に影響を及ぼさない待機位置への退避措置 を行う運用等により、原子炉建屋ブローアウトパネル開放状態においても、燃料の落下を 防止し、近傍の外部事象防護対象施設に転倒による影響を及ぼさない設計とする。

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、常時たるみを有する設計とする。なお、たるみを有する固縛のうち、設計竜巻の風圧力に対し機能維持が困難な固縛装置については、竜巻襲来のおそれがある場合に固縛のたるみを巻き取ることで拘束する設計とする。たるみを巻き取る運用については、保安規定に定めて管理する。

4.3 防護対策施設

(1) 建屋開口部竜巻防護ネットの設計方針

建屋開口部竜巻防護ネットは,防護ネット及び架構で構成し,「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。

建屋開口部竜巻防護ネットのうち防護ネットは、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、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、竜巻より防護すべき施設を内包する施設の開口部に設置し、設計飛来物が防護ネットに衝突した際に破断せず、設計飛来物を受け止める設計とする。

また,防護ネットは設計竜巻の風圧力及び設計飛来物の衝突に対し,防護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。

防護ネットについては、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。

建屋開口部竜巻防護ネットのうち架構は、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、外部事象防護対象施設が必要な機能を維持するために、 防護ネットを支持し、また、外部事象防護対象に波及的影響を与えない設計とする。

(2) 建屋開口部竜巻防護フードの設計方針

建屋開口部竜巻防護フードは、防護鋼板及び架構又は防護壁(鉄筋コンクリート)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。

建屋開口部竜巻防護フードのうち防護鋼板は、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、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、 竜巻より防護すべき施設を内包する施設の開口部に設置し、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。

建屋開口部竜巻防護フードのうち架構は、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、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、外部事象防護対象に波及的影響を与えない設計とする。

建屋開口部竜巻防護フードのうち防護壁(鉄筋コンクリート)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、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、竜巻より防護すべき施設を内包する施設の開口部に設置し、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。

(3) 竜巻防護扉の設計方針

竜巻防護扉は、「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。

竜巻防護扉は、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、 竜巻より防護すべき施設を内包する施設及び防護対策施設の開口部に設置し、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。

(4) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板の設計方針

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板は、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。

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板のうち防護鋼板は、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、外部事象防護対象施設を取り囲むよう 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。

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板のうち架構は,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,外部事象防護対象に波及的影響 を与えない設計とする。

(5) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板の設計方針

非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板は、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。

非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板のうち防護鋼板は、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、外部事象防護対象施設を取り囲むように 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。

非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板のうち架構は、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、外部事象防護対象に波及的影響を 与えない設計とする。

(6) 原子炉補機冷却海水系配管防護壁の設計方針

原子炉補機冷却海水系配管防護壁は、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。

原子炉補機冷却海水系配管防護壁のうち防護鋼板は、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、外部事象防護対象施設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。

原子炉補機冷却海水系配管防護壁のうち架構は、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、外部事象防護対象に波及的影響を与えない設計とする。

(7) 換気空調系ダクト防護壁の設計方針

換気空調系ダクト防護壁は、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。

換気空調系ダクト防護壁のうち防護鋼板は、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、外 部事象防護対象施設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。

換気空調系ダクト防護壁のうち架構は、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、外部事象防護対象に波及的影響を与えない設計とする。

4.4 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

機械的影響を及ぼす可能性がある施設のうち、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.4(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、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及ぼす可能性がある施設のため、機能設計上の設計目標を「(1) 機械的影響を及ぼす可能性がある施設」の「c. 発電所敷地の屋外に保管する重大事故等対処設備、資機材等の設計方針」に示す。

(1) 機械的影響を及ぼす可能性がある施設

a. サービス建屋の設計方針

サービス建屋は,「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。

サービス建屋は、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及ぼさないために、竜巻 より防護すべき施設を内包するコントロール建屋に対し一定の離隔を有する設計とする。

b. 6 号機及び 7 号機主排気筒の設計方針

- 6 号機及び 7 号機主排気筒は、「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。
- 6 号機及び 7 号機主排気筒は、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及ぼさないために、 倒壊しない強度を有する設計とする。
- c. 発電所敷地の屋外に保管する重大事故等対処設備, 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,資機材等は,「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。

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、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、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、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,資機材等の選定については、V-1-1-3-3-2 「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) 機能的影響を及ぼす可能性がある施設

a. 非常用ディーゼル発電設備排気消音器の設計方針

非常用ディーゼル発電設備排気消音器は、「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。

非常用ディーゼル発電設備排気消音器は、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排気管の設計方針

非常用ディーゼル発電設備排気管は、「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。

非常用ディーゼル発電設備排気管は、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、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、屋外への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排気管は、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。

c. ミスト管 (燃料ディタンク,非常用ディーゼル発電設備機関本体,潤滑油補給タンク, 燃料ドレンタンク)の設計方針

ミスト管は、「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。

ミスト管は、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、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、ミスト管は、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。

(3) 二次的影響を及ぼす可能性がある施設

a. 変圧器,5号機軽油タンク,6号機軽油タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料タンク (火災)の設計方針

変圧器,5号機軽油タンク,6号機軽油タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料タンク (火災)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。

変圧器,5号機軽油タンク,6号機軽油タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料タンクは、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。

変圧器, 5 号機軽油タンク, 6 号機軽油タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料タンクに対する火災防護設計については, V-1-1-3-5「外部火災への配慮に関する説明書」に示す。

b. 純水タンク, ろ過水タンク及び非放射性ストームドレン収集タンク(溢水)の設計方針 純水タンク, ろ過水タンク及び非放射性ストームドレン収集タンク(溢水)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。

純水タンク, ろ過水タンク及び非放射性ストームドレン収集タンクは, 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ように, 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設計とする。

純水タンク、ろ過水タンク及び非放射性ストームドレン収集タンクに対する溢水防護設計については、V-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」に示す。

c. 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「3.4(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。

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。 計算機プログラム (解析コード) の概要

目 次

1.	はじめに		• • • • •	 • • • •	 	 • • • • •	• • • • •	• • • • •	 • • • • •	• • • • • •	• • •
1.	1 使用状況	一覧		 	 	 			 		• • • • •
2.	解析コード	の概要		 	 	 			 		

1. はじめに

本資料は、添付書類V-1-1-3-3-2「竜巻への影響を考慮する施設及び固縛対象物の選定」において使用した計算機プログラム(解析コード)TONBOSについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧,解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

	バージョン	
(図書番号)	(図書名称)	(バージョン)
V-1-1-3-3-2	竜巻への影響を考慮する施設及び固縛対象物の	Ver.3
	選定	

2. 解析コードの概要

2. 解ffコートの	
項目	TONBOS
使用目的	竜巻により発生する飛来物の速度及び飛散距離等の評価
開発機関	一般財団法人 電力中央研究所
開発時期	2013 年
使用したバージョン	Ver. 3
コードの概要	本解析コードは、一般財団法人電力中央研究所にて開発・保守されているプログラムである。 空気中の物体が受ける抗力、揚力による運動を計算することで、竜巻による風速場の中での飛来物の軌跡を解析することができる解析コードであり、飛来物の速度、飛散距離及び飛散高さ等の算出が実施できる。 仮定する風速場は、地面付近の風速場をよく表現できているフジタモデル DBT-77 (DBT: Design Basis Tornado) とする。
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	TONBOSは、竜巻により発生する飛来物の速度及び飛散距離等の評価に使用している。 【検証(Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・自動車飛散解析において、フジタスケールの各スケールに対応する被災状況と概ね合致した結果が得られた。 ・パイプ飛散解析において、Grand Gulf 原子力発電所への竜巻襲来事例と概ね合致した結果が得られた。 ・自動車やトラックの飛散解析において、佐呂間竜巻での車両飛散事例と概ね一致した結果を得られた。 【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・本解析コードは、竜巻により発生する飛来物の速度、飛散距離及び飛散高さ等の評価を目的に開発されたコードであり、使用目的が合致している。 ・今回の評価における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。

V-1-1-3-4 火山への配慮に関する説明書

火山への配慮に関する説明書は、以下の資料により構成されている。

V-1-1-3-4-1 火山への配慮に関する基本方針

V-1-1-3-4-2 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定

V-1-1-3-4-3 降下火砕物の影響を考慮する施設の設計方針

V-1-1-3-4-1 火山への配慮に関する基本方針

目 次

1.	概要		1
2.	火山防	坊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 適月	月規格	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。

V-1-1-3-1-1「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

V-1-1-3-1-1「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35cm,粒径8.0mm以下、密度1.5g/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8.0mm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8.0mm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で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*1		
35cm	8.0mm 以下	湿潤状態:1.5g/cm ³		

注記*1:密度は、構造物への荷重の評価に用いる値であり、乾燥状態の密度は、湿潤状態の密度に包含される。

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。)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、V-1-1-3-4-2「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、V-1-1-3-4-3「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V-1-1-3-1-1「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,地震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,基準地震動S s との組合せは考慮しない。ただし,V-1-1-3-1-1「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,火山の影響と独立事象ではあるが,発生頻度が比較的高く規模の小さい地震については降下火砕物による荷重と同時に発生することを想定し,これらの組合せを考慮する。詳細な設計については,V-1-1-1-3-4-3「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(建屋を除く。)及び防護対策施設は、想定する降下火砕物による荷重、地震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、地震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5149N/m²とする。なお,積雪単独の堆積荷重は4910N/m² (設計基準積雪量:167cm(日最深積雪量の平均値:31.1cmを含む。))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貯蔵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

V-1-1-3-1-1「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、地震及び積雪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、降下火砕物の降灰から 30 日以内に降下火砕物を適切に除去すること、また降灰時には除雪も併せて実施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(建屋を除く。)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、建屋及び防護対策施設については、機能設計上の性能目標を満足するように、建屋及び防護対策施設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,地震及び積雪の組合せを考慮した荷重の算出については、V-3「強度に関する説明書」のうちV-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」及びV-3-別添 2-2「防護対策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) 地震荷重

V-1-1-3-1-1「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、地震荷重を考慮する。ただし、この荷重は短期荷重とする。

(d) 積雪荷重

V-1-1-3-1-1「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。

(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、地震荷重、積雪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,地震荷重,積雪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, 地震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 JEAG 4601-1987」(日本電気協会)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。

V-1-1-3-4-3「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(建屋を除く。)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(建屋を除く。)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、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及びコントロール建屋は放射線の遮蔽機能及び放射性物質の閉じ込め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。構造物への荷重を考慮する施設のうち、防護対策施設については、外部事象防護対象施設に降下火砕物を堆積させない機能を維持し、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に波及的影響を与えないよう、防護対策施設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、V-3「強度に関する説明書」のうちV-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」及びV-3-別添 2-2「防護対策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。

- ・建築基準法及び同施行令
- ・新潟県建築基準法施行細則(昭和35年12月30日新潟県規則第82号)
- ・鋼構造設計規準 -許容応力度設計法-(日本建築学会,2005改定)
- ・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-(日本建築学会, 1999 改定)
- ・原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(日本建築学会,2005制定)
- ・建築物荷重指針・同解説(日本建築学会, 2004)
- ・原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG 4601-1987 (日本電気協会)
- ・原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG 4601・補-1984 (日本電気協会)
- ・原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG 4601-1991 追補版(日本電気協会)
- ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005/2007 (日本機械学会)
- ・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,2015)
- ・鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(日本建築学会,2010)
- ・挿入型鉄筋定着工法「Post-Head-Anchor 工法」(BCJ評定-SS0030-03)(日本建築センター)
- ・各種合成構造設計指針・同解説(日本建築学会, 2010年改定)
- ・「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)

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, 最終改正平成15年7月29日経済産業省告示第277号)に関する内容については、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版(2007年追補版を含む)) <第 I 編 軽水炉規格> JSME S NC1-2005/2007」(日本機械学会)に従うものとする。

V-1-1-3-4-2 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	1
3. 2	2 重大事故等対処設備	3
3. 3	3 防護対策施設	3
3 /	4 - 問控的影響を考慮する施設	3

1. 概要

本資料は、V-1-1-3-4-1「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

降下火砕物の影響を考慮する施設は、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(建屋を除く。)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。

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防護対策施設のうち,屋外 に設置している防護対策施設は,降下火砕物が堆積することを考慮し,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貯蔵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(建屋を除く。)

屋外に設置している外部事象防護対象施設(建屋を除く。)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. 軽油タンク (「重大事故等時のみ 6, 7 号機共用」(以下同じ。))
- b. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ
- c. 主排気筒

- d. 非常用ガス処理系排気管
- (2) 降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋

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。

- a. 原子炉建屋 (原子炉圧力容器他を内包する建屋)
- b. タービン建屋海水熱交換器区域(原子炉補機冷却海水ポンプ他を内包する建屋)
- c. コントロール建屋(中央制御室他を内包する建屋)
- d. 廃棄物処理建屋(復水貯蔵槽他を内包する建屋)
- (3) 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. 取水設備 (除塵装置)
- (4) 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. 非常用換気空調系
 - 非常用電気品区域換気空調系(非常用ディーゼル発電設備非常用送風機含む。)
 - ・中央制御室換気空調系(「6,7号機共用」(以下同じ。))
 - ・コントロール建屋計測制御電源盤区域換気空調系
 - 海水熱交換器区域換気空調系
- b. 非常用ディーゼル発電機(非常用ディーゼル発電設備吸気系含む。)
- (5) 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. 安全保護系盤

3.2 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、V-1-1-3-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。

3.3 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防護対策施設のうち,屋外に設置している防護対策施設を,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。

- a. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板
- b. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板

3.4 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貯蔵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。

- a. 非常用ディーゼル発電機
- b. 軽油タンク
- c. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ

V-1-1-3-4-3 降下火砕物の影響を考慮する施設の設計方針

目 次

1.	概要	1
2.	設計の基本方針 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
3.	施設分類	3
3. 1	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 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	3
3. 2	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・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	8
4.]	1 構造物への荷重を考慮する施設	8
4. 2	2 水循環系の閉塞を考慮する施設	11
4. 3	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 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	12
4. 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	13
4. 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 …	14
4. 6	6 発電所周辺の大気汚染を考慮する施設	17
4. 7	7 絶縁低下を考慮する施設	18
4.8	8 間接的影響を考慮する施設	18
5.	機能設計	20
5.]	1 構造物への荷重を考慮する施設	20
5. 2	2 水循環系の閉塞を考慮する施設	21
5. 3	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	22
5. 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	23
5. 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 …	25
5.6	6 発電所周辺の大気汚染を考慮する施設	29
5. 7	7 絶縁低下を考慮する施設	30
5.8	8 間接的影響を考慮する施設	30

1. 概要

本資料は、V-1-1-3-4-1「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、V-1-1-3-4-1「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、V-1-1-3-4-1「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、V-1-1-3-4-2「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V-1-1-3-4-1「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,V-3「強度に関する説明書」のうちV-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」及びV-3-別添 2-2「防護対策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,V-3「強度に関する説明書」のうちV-3-別添 2-3「軽油タンクの強度計算書」からV-3-別添 2-9「非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板の強度計算書」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。

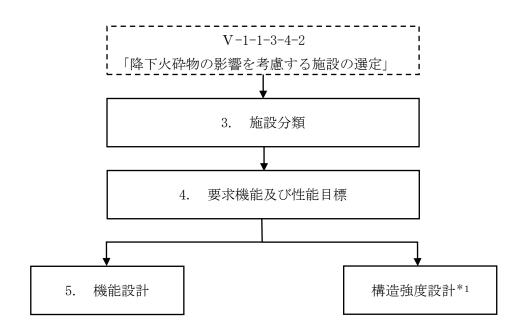


図 2-1 施設の設計フロー*2

注記*1: V-3「強度に関する説明書」のうちV-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。

*2:フロー中の番号は本資料での記載箇所の章を示す。

3. 施設分類

V-1-1-3-4-2「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砕,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、並びに防護対策施設については、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のうち、屋外に設置している施設、外部事象防護対象施設を内包する 建屋、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、並びに防護対策施設については、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安全保護系盤については,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. 軽油タンク
 - b. 原子炉建屋
 - c. タービン建屋海水熱交換器区域
 - d. コントロール建屋
 - e. 廃棄物処理建屋
 - f. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板
 - g. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板
- (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. 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. 軽油タンク
 - b. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ
 - c. 非常用換気空調系
 - ・非常用電気品区域換気空調系(非常用ディーゼル発電設備非常用送風機含む。)
 - 中央制御室換気空調系
 - ・コントロール建屋計測制御電源盤区域換気空調系
 - 海水熱交換器区域換気空調系
 - d. 非常用ディーゼル発電機(非常用ディーゼル発電設備吸気系含む。)
 - e. 主排気筒
 - f. 非常用ガス処理系排気管

- (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
 - a. 軽油タンク
 - b. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ
 - c. 原子炉補機冷却海水ポンプ
 - d. 原子炉補機冷却海水系ストレーナ
 - e. 取水設備 (除塵装置)
 - f. 非常用換気空調系
 - ・非常用電気品区域換気空調系(非常用ディーゼル発電設備非常用送風機含む。)
 - 中央制御室換気空調系
 - ・コントロール建屋計測制御電源盤区域換気空調系
 - 海水熱交換器区域換気空調系
 - g. 非常用ディーゼル発電機(非常用ディーゼル発電設備吸気系含む。)
- (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. 軽油タンク
 - b. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ
 - c. 原子炉建屋
 - d. タービン建屋海水熱交換器区域
 - e. コントロール建屋
 - f. 廃棄物処理建屋
 - g. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板
 - h. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板
 - i. 原子炉補機冷却海水ポンプ
 - j. 原子炉補機冷却海水系ストレーナ
 - k. 取水設備 (除塵装置)
 - 1. 非常用換気空調系
 - 非常用電気品区域換気空調系(非常用ディーゼル発電設備非常用送風機含む。)
 - 中央制御室換気空調系
 - ・コントロール建屋計測制御電源盤区域換気空調系
 - · 海水熱交換器区域換気空調系
 - m. 非常用ディーゼル発電機(非常用ディーゼル発電設備吸気系含む。)
 - n. 主排気筒
 - o. 非常用ガス処理系排気管

- (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. 安全保護系盤
- (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
 - b. 軽油タンク
 - c. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ

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

	直接的影響の要因								
影響因子 降下火砕物の 影響を考慮する施設	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		
軽油タンク	0	<u>_</u>	0	0	0	<u> </u>	<u> </u>		
非常用ディーゼル発電設備燃料 移送ポンプ	<u> </u>	<u> </u>	○ (電動機)	0	0	<u> </u>	<u> </u>		
主排気筒 非常用ガス処理系排気管	<u> </u>	<u> </u>	0	<u> </u>	0	_	<u> </u>		
原子炉建屋 タービン建屋海水熱交換器区域 コントロール建屋 廃棄物処理建屋	0	<u> </u>	2	<u> </u>	0	2	2		
非常用ディーゼル発電設備燃料移 送ポンプ防護板 非常用ディーゼル発電設備燃料移 送配管防護板	0	<u> </u>	2	2	0	2	<u> </u>		
原子炉補機冷却海水ポンプ	<u> </u>	○ (ポンプ)	<u> </u>	○ (ポンプ)	○ (ポンプ)	<u> </u>	<u> </u>		
原子炉補機冷却海水系ストレーナ	<u> </u>	0	<u> </u>	0	0	<u> </u>	<u> </u>		
取水設備 (除塵装置)	<u> </u>	0	_	0	0	_	<u> </u>		
非常用換気空調系	<u> </u>		0	0	0	0	_ ②		
非常用ディーゼル発電機 (非常用ディーゼル発電設備吸気 系含む。)	<u> </u>	<u> </u>	0	0	0	_	_		
安全保護系盤	<u> </u>	<u></u>	<u> </u>	<u> </u>	<u> </u>	<u> </u>	0		

○:影響因子に対する個別評価を実施

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

一:影響因子に対する個別評価不要

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

外部事象防護対象施設(建屋を除く。),建屋及び防護対策施設に分類する。

- a. 外部事象防護対象施設(建屋を除く。)
 - (a) 軽油タンク

b. 建屋

- (a) 原子炉建屋
- (b) タービン建屋海水熱交換器区域
- (c) コントロール建屋
- (d) 廃棄物処理建屋
- c. 防護対策施設
 - (a) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板
 - (b) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板

(2) 要求機能

a. 外部事象防護対象施設(建屋を除く。)

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(建屋を除く。)は、想定する降下火砕物による荷重に対し、地震及び積雪の荷重を考慮した場合においても、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が要求される。

b. 建屋

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、 地震及び積雪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、原子炉建屋及び コントロール建屋については、上記に加え、放射線の遮蔽機能及び放射性物質の閉じ込め 機能に影響を与えないことが要求される。

c. 防護対策施設

構造物への荷重を考慮する施設のうち、防護対策施設は、想定する降下火砕物による荷重に対し、地震及び積雪の荷重を考慮した場合においても、外部事象防護対象施設が要求される機能を損なうおそれがないよう、防護対策施設を設置する外部事象防護対象施設に降下火砕物による荷重が作用することを防止し、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. 外部事象防護対象施設(建屋を除く。)

(a) 軽油タンク

軽油タンクは、想定する降下火砕物、地震及び積雪による荷重に対し、非常用ディーゼル発電機へ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。

軽油タンクは、想定する降下火砕物、地震及び積雪による荷重に対し、降下火砕物堆積時の機能維持を考慮して、軽油タンクのコンクリート基礎に基礎ボルトで固定し、軽油タンク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. 建屋

(a) 原子炉建屋

原子炉建屋は、想定する降下火砕物、地震及び積雪による荷重に対し、放射線の遮蔽 機能及び放射性物質の閉じ込め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、地震及び積雪による荷重に対し、降下火砕物堆 積時の機能維持を考慮して、建屋全体及び建屋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) タービン建屋海水熱交換器区域

タービン建屋海水熱交換器区域は、想定する降下火砕物、地震及び積雪による荷重に対し、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。タービン建屋海水熱交換器区域は、想定する降下火砕物、地震及び積雪による荷重に対し、降下火砕物堆積時の機能維持を考慮して、建屋全体及び建屋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。

なお、タービン建屋の海水熱交換器区域以外の区域が海水熱交換器区域に与える波及 的影響については、タービン建屋の質点系モデルに海水熱交換器区域以外の区域を含め て評価を行う。

(c) コントロール建屋

コントロール建屋は、想定する降下火砕物、地震及び積雪による荷重に対し、放射線 の遮蔽機能及び放射性物質の閉じ込め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。

コントロール建屋は、想定する降下火砕物、地震及び積雪による荷重に対し、降下火 砕物堆積時の機能維持を考慮して、建屋全体及び建屋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。

(d) 廃棄物処理建屋

廃棄物処理建屋は、想定する降下火砕物、地震及び積雪による荷重に対し、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。

廃棄物処理建屋は、想定する降下火砕物、地震及び積雪による荷重に対し、降下火砕物堆積時の機能維持を考慮して、建屋全体及び建屋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. 防護対策施設

(a) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板は、想定する降下火砕物、地震及び 積雪による荷重に対し、外部事象防護対象施設に降下火砕物を堆積させない機能を維持 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。

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板は、想定する降下火砕物、地震及び積雪による荷重に対し、降下火砕物堆積時の機能維持を考慮して、架構を軽油タンクのコンクリート基礎に柱脚で固定し、非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板の主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とし、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、非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ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。

(b) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板

非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板は、想定する降下火砕物、地震及び積雪による荷重に対し、外部事象防護対象施設に降下火砕物を堆積させない機能を維持し、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。

非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板は、想定する降下火砕物、地震及び積雪による荷重に対し、降下火砕物堆積時の機能維持を考慮して、架構を軽油タンクのコンクリート基礎に基礎ボルトで固定し、非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板の主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とし、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、非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管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。

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. 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、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. 取水設備(除塵装置)

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. 軽油タンク
- b. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ
- c. 非常用換気空調系
 - ・非常用電気品区域換気空調系(非常用ディーゼル発電設備非常用送風機含む。)
 - 中央制御室換気空調系
 - ・コントロール建屋計測制御電源盤区域換気空調系
 - · 海水熱交換器区域換気空調系
- d. 非常用ディーゼル発電機(非常用ディーゼル発電設備吸気系含む。)
- e. 主排気筒
- f. 非常用ガス処理系排気管

(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、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が要求される。

(3) 性能目標

a. 軽油タンク

軽油タンクは、想定する降下火砕物による閉塞に対し、ベント管への降下火砕物の侵入 を低減させることにより、非常用ディーゼル発電機へ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。

b. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ(電動機)は、想定する降下火砕物による閉塞に対し、電動機内部への降下火砕物の侵入を低減させることにより、非常用ディーゼル発電機に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。

c. 非常用換気空調系

非常用換気空調系は、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。

d. 非常用ディーゼル発電機(非常用ディーゼル発電設備吸気系含む。)

非常用ディーゼル発電機(非常用ディーゼル発電設備吸気系含む。)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、非常用所内 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。

e. 主排気筒

主排気筒は、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。

f. 非常用ガス処理系排気管

非常用ガス処理系排気管は、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。

- 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. 軽油タンク
 - b. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ
 - c. 原子炉補機冷却海水ポンプ
 - d. 原子炉補機冷却海水系ストレーナ
 - e. 取水設備 (除塵装置)
 - f. 非常用換気空調系
 - 非常用電気品区域換気空調系(非常用ディーゼル発電設備非常用送風機含む。)
 - 中央制御室換気空調系
 - ・コントロール建屋計測制御電源盤区域換気空調系
 - · 海水熱交換器区域換気空調系
 - g. 非常用ディーゼル発電機(非常用ディーゼル発電設備吸気系含む。)

(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、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が要求される。

(3) 性能目標

a. 軽油タンク

軽油タンクは、想定する降下火砕物による摩耗に対し、ベント管への降下火砕物の侵入 を低減させること及び運用により、非常用ディーゼル発電機へ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。

b. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプは、想定する降下火砕物による摩耗に対し、 摺動部への降下火砕物の侵入を低減させること及び運用により、非常用ディーゼル発電機 に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。

c. 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、運用により、原 子炉補機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. 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. 取水設備 (除塵装置)

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。

f. 非常用換気空調系

非常用換気空調系は、想定する降下火砕物による摩耗に対し、流路への降下火砕物の侵入を低減させる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。

g. 非常用ディーゼル発電機(非常用ディーゼル発電設備吸気系含む。)

非常用ディーゼル発電機(非常用ディーゼル発電設備吸気系含む。)は、想定する降下火砕物による摩耗に対し、摺動部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、非常用所内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。

- 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. 軽油タンク
 - b. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ
 - c. 原子炉建屋
 - d. タービン建屋海水熱交換器区域
 - e. コントロール建屋
 - f. 廃棄物処理建屋
 - g. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板
 - h. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板
 - i. 原子炉補機冷却海水ポンプ
 - i. 原子炉補機冷却海水系ストレーナ
 - k. 取水設備 (除塵装置)
 - 1. 非常用換気空調系
 - ・非常用電気品区域換気空調系(非常用ディーゼル発電設備非常用送風機含む。)

- 中央制御室換気空調系
- ・コントロール建屋計測制御電源盤区域換気空調系
- 海水熱交換器区域換気空調系
- m. 非常用ディーゼル発電機(非常用ディーゼル発電設備吸気系含む。)
- n. 主排気筒
- o. 非常用ガス処理系排気管

(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,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が要求される。

(3) 性能目標

a. 軽油タンク

軽油タンクは、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、非常用ディーゼル発電機へ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。

b. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプは、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、非常用ディーゼル発電 機に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。

c. 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、放射線の遮蔽機能及び放射性物質の閉じ込め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。

d. タービン建屋海水熱交換器区域

タービン建屋海水熱交換器区域は、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。

e. コントロール建屋

コントロール建屋は、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、放射線の遮蔽機能及び放射性物質の閉じ込め機 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。

f. 廃棄物処理建屋

廃棄物処理建屋は、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。

g. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板は、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、外部事象防護対象施設に降下火砕物を堆積させない機能を維持し、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。

h. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板

非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板は、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、外部事象防護対象施設に降下火砕物を堆積させない機能を維持し、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。

i. 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。

j. 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。

k. 取水設備 (除塵装置)

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。

1. 非常用換気空調系

非常用換気空調系は、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。

m. 非常用ディーゼル発電機(非常用ディーゼル発電設備吸気系含む。)

非常用ディーゼル発電機(非常用ディーゼル発電設備吸気系含む。)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、非常用所内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。

n. 主排気筒

主排気筒は、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、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。

o. 非常用ガス処理系排気管

非常用ガス処理系排気管は、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、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。

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、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. 安全保護系盤

(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、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が要求される。

(3) 性能目標

a. 安全保護系盤

安全保護系盤は、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。

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
 - b. 軽油タンク
 - c. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ

(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貯蔵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

非常用ディーゼル発電機は、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、非常用所内母線へ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設計とすることにより、非常用ディーゼル発電機へ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燃料移送ポンプ

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプは、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設計とすることにより、非常用ディーゼル発電機へ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

V-1-1-3-4-1「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) 外部事象防護対象施設(建屋を除く。)
 - a. 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「4.1(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。

軽油タンクは、想定する降下火砕物、地震及び積雪による荷重に対し、非常用ディーゼル発電機へ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設計とする。

(2) 建屋

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、地震及び積雪による荷重に対し、放射線の遮蔽機能及び放射性物質の閉じ込め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. タービン建屋海水熱交換器区域の設計方針

タービン建屋海水熱交換器区域は、「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。

タービン建屋海水熱交換器区域は、想定する降下火砕物、地震及び積雪による荷重に対し、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. コントロール建屋の設計方針

コントロール建屋は,「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。

コントロール建屋は、想定する降下火砕物、地震及び積雪による荷重に対し、放射線の 遮蔽機能及び放射性物質の閉じ込め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。

d. 廃棄物処理建屋の設計方針

廃棄物処理建屋は、「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。

廃棄物処理建屋は、想定する降下火砕物、地震及び積雪による荷重に対し、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。

(3) 防護対策施設

a. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板の設計方針

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板は,「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燃料移送ポンプ防護板は、想定する降下火砕物、地震及び積雪による荷重に対し、外部事象防護対象施設に降下火砕物を堆積させない機能を維持し、 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。

b. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板の設計方針

非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板は,「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燃料移送配管防護板は、想定する降下火砕物、地震及び積雪による荷重に対し、外部事象防護対象施設に降下火砕物を堆積させない機能を維持し、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。

5.2 水循環系の閉塞を考慮する施設

(1) 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。

(2) 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。

(3) 取水設備(除塵装置)の設計方針

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。

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) 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「4.3(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。

軽油タンクは、想定する降下火砕物による閉塞に対し、ベント管への降下火砕物の侵入を 低減させることにより、非常用ディーゼル発電機へ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、軽油タンクのベント管開口部を下向きの構造とすることで 閉塞しない設計とする。

(2) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの設計方針

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプは,「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。

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの電動機は、想定する降下火砕物による閉塞に対し、電動機内部への降下火砕物の侵入を低減させることにより、非常用ディーゼル発電機に燃料を移送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閉塞しない設計とする。

(3) 非常用換気空調系の設計方針

非常用換気空調系は,「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の実施並びに外気取入ダンパの閉止、換 気空調系の停止及び再循環運転の実施を定め管理することで閉塞しない設計とする。 (4) 非常用ディーゼル発電機(非常用ディーゼル発電設備吸気系含む。)の設計方針

非常用ディーゼル発電機(非常用ディーゼル発電設備吸気系含む。)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(非常用ディーゼル発電設備吸気系含む。)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、非常用所内母線へ給電する機能を維持するため、非常用ディーゼル発電設備吸気系の外気取入口にルーバを設置する構造とし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の実施を定め管理することで閉塞しない 設計とする。

(5) 主排気筒

主排気筒は,「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。

主排気筒は、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ため、流路と主排気筒底部の距離を確保すること及び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。

(6) 非常用ガス処理系排気管

非常用ガス処理系排気管は,「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。

非常用ガス処理系排気管は、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ため、開口部に降下火砕物の侵入を防止する構造物を設置し、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) 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「4.4(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。

軽油タンクは、想定する降下火砕物による摩耗に対し、ベント管への降下火砕物の侵入を 低減させること及び運用により、非常用ディーゼル発電機へ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、軽油タンクのベント管開口部を下向きの構造とす 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。

(2) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの設計方針

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプは,「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。

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプは、想定する降下火砕物による摩耗に対し、摺動部への降下火砕物の侵入を低減させること及び運用により、非常用ディーゼル発電機に燃料を移送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。

(3) 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による摩耗に対し、運用により、原子 炉補機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。

(4) 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。

(5) 取水設備(除塵装置)の設計方針

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。

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。

(6) 非常用換気空調系の設計方針

非常用換気空調系は、「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。

非常用換気空調系は、想定する降下火砕物による摩耗に対し、流路への降下火砕物の侵入 を低減させる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の実施、外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止及び再循環運転の実施並び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。

(7) 非常用ディーゼル発電機(非常用ディーゼル発電設備吸気系含む。)の設計方針 非常用ディーゼル発電機(非常用ディーゼル発電設備吸気系含む。)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(非常用ディーゼル発電設備吸気系含む。)は、想定する降下火砕物による摩耗に対し、摺動部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、非常用所内母線へ給電する機能を維持するため、非常用ディーゼル発電設備吸気系の外気取入口にルーバを設置する構造としバグ

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の実施並び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。

- 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) 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「4.5(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、非常用ディーゼル発電機へ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、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の実施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。

(2) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの設計方針

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプは,「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。

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプは、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、非常用ディーゼル発電機に燃料を移送する機能を維持するため、外装の塗装及び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の実施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。

(3) 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、放射線の遮蔽機能及び放射性物質の閉じ込め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の実施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。

(4) タービン建屋海水熱交換器区域の設計方針

タービン建屋海水熱交換器区域は,「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。

タービン建屋海水熱交換器区域は、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の実施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) コントロール建屋の設計方針

コントロール建屋は,「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。

コントロール建屋は、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、放射線の遮蔽機能及び放射性物質の閉じ込め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の実施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。

(6) 廃棄物処理建屋の設計方針

廃棄物処理建屋は,「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。

廃棄物処理建屋は、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の実施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。

(7) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板の設計方針

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板は,「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燃料移送ポンプ防護板は、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、外部事象防護対象施設に降下火砕物を堆積させない機能を維持し、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の実施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。

(8) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板の設計方針

非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板は、「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燃料移送配管防護板は、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、外部事象防護対象施設に降下火砕物を堆積させない機能を維持し、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の実施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。

(9) 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、原子炉補機を冷却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の実施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。

(10) 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、原子炉補機を冷却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の実施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。

(11) 取水設備(除塵装置)の設計方針

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。

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の実施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。

(12) 非常用換気空調系の設計方針

非常用換気空調系は、「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及び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,保安規定にバグフィルタの取替え及び清掃の実施並びに点検及び補修の実施を定め 管理することで長期的な腐食が進展しない設計とする。

(13) 非常用ディーゼル発電機(非常用ディーゼル発電設備吸気系含む。)の設計方針

非常用ディーゼル発電機(非常用ディーゼル発電設備吸気系含む。)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(非常用ディーゼル発電設備吸気系含む。)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、

非常用所内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の実施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。

(14) 主排気筒

主排気筒は,「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。

主排気筒は、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、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、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及び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の実施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。

(15) 非常用ガス処理系排気管

非常用ガス処理系排気管は,「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。

非常用ガス処理系排気管は、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、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、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及び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の実施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) 非常用換気空調系のうち中央制御室換気空調系の設計方針

非常用換気空調系のうち、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ため、外気取入口にバグフィルタを設置すること及び再循環運転を実施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の実施並びに外気取入ダンパの閉止及び 再循環運転の実施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) 安全保護系盤の設計方針

安全保護系盤は、「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。

安全保護系盤は、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、安全保護系盤を設置する部屋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及び再循環運転を実施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の実施並びに外気取入ダンパの閉止及び 再循環運転の実施を定め管理することで安全保護系盤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) 非常用ディーゼル発電機の設計方針

非常用ディーゼル発電機は、「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、非常用所内母線へ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。

(2) 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設計とすることにより、非常用ディーゼル発電機へ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、間接的な影響を受けない設計とする。

(3) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの設計方針

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプは,「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設計とすることにより、非常用ディーゼル発電機へ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、間接的な影響を受けない設計とする。

V-1-1-3-5 外部火災への配慮に関する説明書

外部火災への配慮に関する説明書は、以下の資料により構成されている。

V-1-1-3-5-1 外部火災への配慮に関する基本方針

V-1-1-3-5-2 外部火災の影響を考慮する施設の選定

V-1-1-3-5-3 外部火災防護における評価の基本方針

V-1-1-3-5-4 外部火災防護に関する許容温度設定根拠

V-1-1-3-5-5 外部火災防護における評価方針

V-1-1-3-5-6 外部火災防護における評価条件及び評価結果

V-1-1-3-5-7 二次的影響(ばい煙)及び有毒ガスに対する設計

V-1-1-3-5-1 外部火災への配慮に関する基本方針

目 次

1.	概要		1
2.	外部少	災防護に関する基本方針 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
2.	.1 基本	方針	1
	2. 1. 1	外部火災より防護すべき施設 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
	2.1.2	外部火災より防護すべき施設の設計方針 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
	2. 1. 3	外部事象防護対象施設の評価方針 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	4
2	9 演日	相枚及7K適田其淮	1

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,離隔距離の確保,建屋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、定期的な評価の実施を保安規定に定めて管理する。

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等の火災、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タンク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。

発電所敷地外の火災・爆発源としては、近隣の産業施設の火災・爆発として、石油コンビナート施設の火災・爆発、危険物貯蔵施設の火災、高圧ガス貯蔵施設の火災・爆発、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、 建屋を除く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、柏崎刈羽原子力発電所第7号機に最も厳しい火災・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、V-1-1-3-1-1「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(軽油タンク(「重大事故等時のみ 6,7 号機共用」(以下同じ。))の軽油温度 225℃、非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの周囲温度 100℃、主排気筒の表面温度 325℃)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タンク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。

発電所敷地内に設置する危険物タンク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設計とする。

外部事象防護対象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は、V-1-1-3-5-4「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、V-1-1-3-5-2「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20m)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ことを保安規定に定めて管理する。また、危険距離の算出については、設置(変更)許可を受けた防火帯の外縁(火炎側)における最大火線強度から算出される火炎輻射発散度(100kW/m²)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・爆発のうち、石油コンビナート施設の火災・爆発については、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、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 以内の危険物貯蔵施設、高圧ガス貯蔵施設、燃料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を確保する設計とする。

発電所敷地外半径 10km 以内の高圧ガス貯蔵施設,燃料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裂時の破片の最大飛散距離を算出し、その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、漂流船舶の爆発による飛来物の影響については、柏崎刈羽原子力発電所に最も距離が近い航路でも 30km 以上の離隔距離があり、漂流した船舶が発電所周辺まで流れ着いた後に爆発を起こし、なおかつ爆発に起因した飛来物が発電用原子炉施設に衝突する可能性は非常に低いため、飛来物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,ばい煙の侵入を防止する 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機器(非常用ディーゼル発電機)に対しては、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、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。

室内の空気を取り込む機器(安全保護系)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、バグフィルタを設置する設計とする。

外部火災起因を含む有毒ガスが発生した場合には、中央制御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の閉止、中央制御室内の空気を循環させる 再循環運転の実施及び必要に応じ中央制御室以外の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、有毒ガスの侵入を防止するよう、外気取入ダンパの閉止、再循環運転の実施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, V-1-1-3-5-7 「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、V-1-1-7「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、建屋を除く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、危険限界距離又は飛来物の最大飛 散距離を算出し離隔距離と比較する方法と、建屋表面温度及び建屋を除く屋外の外部事象 防護対象施設の温度(軽油タンクの軽油温度、非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ の周囲温度、主排気筒の表面温度)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V-1-1-3-5-3「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、V-1-1-3-5-5「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,V-1-1-3-5-6「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。

適用する規格を以下に示す。

- ・「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド(原規技発第 13061912 号(平成 25 年 6 月 19 日 原子力規制委員会制定))」(原子力規制委員会)
- ・「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)
- ・「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))」

(原子力安全・保安部会,原子炉安全小委員会)

- ・「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)
- ・「原田和典,建築火災のメカニズムと火災安全設計」(平成19年12月25日財団法人 日本 建築センター)
- ·「伝熱工学」(2012年7月4日 第9刷 東京大学出版)
- ・日本工業規格 JIS K6380 ゴムパッキン材料-性能区分

V-1-1-3-5-2 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	2 二次的影響(ばい煙)を考慮する施設の選定	2
2 :	3 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、V-1-1-3-5-1「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、重大事故等対処設備については、V-1-1-3-5-1「外部火災への配慮に関する基本方針」に示すとおり、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ことから、影響を考慮する施設としては選定しない。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、V-1-1-3-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。

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。また、建屋を除く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。屋外の外部事象防護対象施設の防護措置として外部火災からの防護を目的に設置する防護対策施設は、直接外部火災の影響を受けるため、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. 原子炉建屋
- b. タービン建屋海水熱交換器区域
- c. コントロール建屋
- d. 廃棄物処理建屋

- (2) 屋外の外部事象防護対象施設(建屋を除く。)
 - a. 軽油タンク
 - b. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ
 - c. 主排気筒
 - d. 非常用ガス処理系排気管
- (3) 防護対策施設
 - a. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板
- 2.2 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は二次的影響(ばい煙)により人体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。

室内の空気を取り込む安全保護系の盤は二次的影響(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)を考慮する施設として選定する。

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、主排気筒等)については、対象外とする。

- (1) 外気を取り込む空調系統
 - a. 換気空調系
- (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
- (3) 室内の空気を取り込む機器
 - a. 安全保護系
- 2.3 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系を選定する。

V-1-1-3-5-3 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	iの基本方針	1
	2. 1. 1	発電所敷地内の火災源に対する評価の基本方針	1
	2. 1. 2	発電所敷地外の火災・爆発源に対する評価の基本方針	2
2	9	祖帝	3

1. 概要

本資料は、V-1-1-3-5-1「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、V-1-1-3-5-2「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、V-1-1-3-5-5「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・爆発源ごとに危険距離等を算出し、その危険距離等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、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を満足することを確認する。なお、外部火災の影響を考慮する施設のうち非常用ガス処理系排気管については、設置位置が主排気筒内であり、外部火災の影響を直接受けない配置状況のため、主排気筒の評価結果で代表するものとする。

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、V-1-1-3-5-1「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、V-1-1-3-5-5「外部火災防護における評価方針」に示す。

2.1.1 発電所敷地内の火災源に対する評価の基本方針

(1) 森林火災

設置(変更)許可を受けた防火帯の外縁(火炎側)における最大火線強度から算出される火炎輻射発散度(100kW/m²)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。

(2) 発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災

発電所敷地内に設置する危険物タンク等の貯蔵量等を勘案して、火災源ごとに外部事象 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。

(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。

(4) 発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災と航空機墜落による火災の重畳火災 敷地内の危険物タンク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,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。

2.1.2 発電所敷地外の火災・爆発源に対する評価の基本方針

(1) 石油コンビナート施設の火災・爆発

石油コンビナート施設の位置を特定し,発電所敷地外 10km 以内に存在しないことを確認する。

(2) 危険物貯蔵施設の火災

発電所敷地外半径 10km 以内の危険物貯蔵施設の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。

(3) 高圧ガス貯蔵施設の火災・爆発

a. 高圧ガス貯蔵施設の火災

発電所敷地外半径 10km 以内の高圧ガス貯蔵施設の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。

b. 高圧ガス貯蔵施設の爆発

発電所敷地外半径 10km 以内の高圧ガス貯蔵施設の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裂時の破片の最大飛散距 離を算出し、その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。

(4) 燃料輸送車両の火災・爆発

a. 燃料輸送車両の火災

発電所敷地外半径 10km 以内の燃料輸送車両の燃料積載量等を勘案して,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。

b. 燃料輸送車両の爆発

発電所敷地外半径 10km 以内の燃料輸送車両の燃料積載量等を勘案して,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裂時の破片の最大飛散距 離を算出し,その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。

(5) 漂流船舶の火災・爆発

a. 漂流船舶の火災

漂流船舶の燃料積載量等を勘案して、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。

b. 漂流船舶の爆発

漂流船舶の燃料積載量等を勘案して、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。なお、ガス爆発による飛来物の影響については、柏崎刈羽原子力発電所に最も距離が近い航路でも 30km 以上の離隔距離があり、漂流した船舶が発電所周辺まで流れ着いた後に爆発し、なおかつ爆発に起因した飛来物が発電用原子炉施設に衝突する可能性は非常に低く、飛来物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ため評価対象外とする。

2.2 許容温度

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を以下に示し、その設定根拠は、V-1-1-3-5-4「外部火災防護に関する許容温度設定根拠」に示す。

(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°C)を許容温度とする。

(2) 軽油タンク

軽油の発火点(225℃)を許容温度とする。

(3) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ (非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ 防護板 (以下,屋外に設置する外部事象防護対象施設である非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプと併記して,その防護対策施設である非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板を示す場合は,単に「防護板」と記載する。))

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプは,周囲を防護対策施設である非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板で防護する設計とすることから,評価に用いる許容温度は,火災源と同防護板の位置関係,構造,想定する火災の影響度等を考慮し,火災源ごとに以下のとおり設定する。具体的な評価方針については,V-1-1-3-5-5「外部火災防護における評価方針」に示す。

a. 耐火材及び断熱材による耐火性能を考慮しない場合

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板の構成材(耐火材,断熱材及び鋼板の組合せ)のうち,耐火材及び断熱材の設置を考慮せず,保守的に鋼板のみの構造を仮定することとし,鋼板外面(受熱面側)の温度を評価対象として,温度制限が最も厳しい非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの端子ボックスパッキンの耐熱温度(100℃)を許容温度とする。非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板の温度評価の概要(保守的な仮定)を図 2-1 に示す。

b. 耐火材及び断熱材による耐火性能に期待する場合

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板の実際の構造による耐火性能を考慮することとし、同防護板内部の非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの周囲温度を評価対象として、温度制限が最も厳しい非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの端子ボックスパッキンの耐熱温度(100°C)を許容温度とする。非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板の温度評価の概要(実際の構造)を図 2-2 に示す。

(4) 主排気筒

鋼材の強度が維持される温度 (325℃) を許容温度とする。

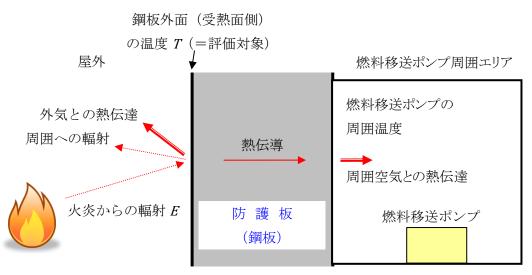


図 2-1 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板の温度評価の概要 (防護板の構造:「鋼板のみ」の場合(保守的な仮定))

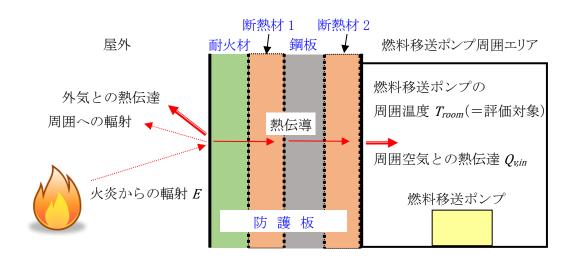


図 2-2 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板の温度評価の概要 (防護板の構造:「耐火材,断熱材及び鋼板」の場合(実際の構造))

V-1-1-3-5-4 外部火災防護に関する許容温度設定根拠

目 次

1.	概要]
2.	設定根拠]
2.	1 建屋コンクリート表面温度]
2. 2	2 軽油タンク]
2.	3 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ(防護板)]
9	7	

1. 概要

本資料は、V-1-1-3-5-1「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 建屋コンクリート表面温度

建屋コンクリート表面温度の許容温度は、200 \mathbb{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)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℃に設定する。また、コンクリート裏面側の排熱を考慮しない評価であるため、200℃を下回れば建屋の機能は確保される。

2.2 軽油タンク

軽油タンクの許容温度は、貯蔵している軽油の発火点である 225℃を許容温度として設定する。

軽油タンクの温度評価は軽油タンク内の軽油の初期温度を、発電所に最も近い柏崎市の地方 気象観測システムで観測した過去最高温度 37.6℃を切り上げた 38℃に設定し、また、防油堤の コンクリート壁による輻射熱の低減、及び軽油タンク底面の放熱を考慮しない評価であるため、225℃を下回れば軽油タンクの機能は確保される。

2.3 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ (防護板)

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ(防護板)の許容温度は、非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプを構成する部品のうち、温度制限が最も厳しい端子ボックスパッキンの耐熱温度 100° を許容温度として設定する。

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ(防護板)の温度評価は非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの初期温度を、発電所に最も近い柏崎市の地方気象観測システムで観測した過去最高温度 37.6℃を切り上げた 38℃に設定し、非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板外面の初期温度を、太陽輻射による温度上昇を考慮し、55℃に設定する。また、耐火材及び断熱材による耐火性能を考慮しない場合においては、非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板鋼板外面(受熱面側)の温度を同ポンプの周囲温度とみなす評価、耐火材及び断熱材による耐火性能に期待する場合は、ポンプエリアからの放熱を考慮しない評価であるため、100℃を下回れば同ポンプの機能は確保される。

2.4 主排気筒

主排気筒の許容温度は、325℃*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、鋼材の強度が維持される保守的な温度)とする。

主排気筒の温度評価は表面温度で実施している。主排気筒の表面は、太陽輻射による温度上昇を考慮し、初期温度を50℃に設定する。また、火災源の燃焼継続時間tをt→ ∞ の極限値として、火災時の輻射熱による最高温度を求める保守的な評価であるため、325℃を下回れば主排気筒の機能は確保される。

注記*1:「原田和典,建築火災のメカニズムと火災安全設計」財団法人 日本建築センター

*2:日本工業規格 JIS K6380 ゴムパッキン材料-性能区分

V-1-1-3-5-5 外部火災防護における評価方針

目 次

١.	概要		1
2.	評価に	こついて	1
2	.1 発電	這所敷地内の火災源に対する評価方針 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
	2. 1. 1	森林火災の評価について ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
	2. 1. 2	発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災の評価について	8
	2. 1. 3	航空機墜落による火災の評価について ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	21
	2.1.4	発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災と航空機墜落による重畳火災の	
	Ī	平価について	24
	2. 1. 5	天井スラブの評価について	26
2	.2 発電	這所敷地外の火災・爆発源に対する評価方針	27
	2. 2. 1	石油コンビナート施設の火災・爆発の評価について	27
	2.2.2	危険物貯蔵施設の火災の評価について	28
	2. 2. 3	高圧ガス貯蔵施設の火災・爆発の評価について	35
	2.2.4	燃料輸送車両の火災・爆発の評価について	40
	2. 2. 5	漂流船舶の火災・爆発の評価について	45

1. 概要

本資料は、V-1-1-3-5-1「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タンク等の火災, 航空機墜落による火災, 発電所敷地内に設置する危険物タンク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。

近隣の産業施設の火災・爆発である石油コンビナート施設の火災・爆発,危険物貯蔵施設の火災、高圧ガス貯蔵施設の火災・爆発,燃料輸送車両の火災・爆発,漂流船舶の火災・爆発については、外部火災の影響を考慮する施設の危険距離、危険限界距離又は飛来物の最大飛散距離を算出し、それらの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・爆発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の外縁(火炎側)における最大火線強度から算出される火炎輻射発散度(100kW/m²)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、火炎輻射発散度(100kW/m²)の位置を外部火災の影響を考慮する施設の最近接の森林境界として評価する。評価に用いる評価指標とその内容を表2-1、火炎輻射発散度(100kW/m²)の位置を図2-1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炎輻射発散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、最大の火炎輻射発散度を持つ円筒火炎モデルを火 炎到達幅と同じ長さの直線上に並べて、外部火災の影響を考慮する施設が全円筒から同 時かつ継続的に輻射熱を受けるものとする。森林火災における円筒火炎モデル評価の概 要を図 2-2 に示す。

d. 気象条件は無風状態とする。

(3) 計算方法

設置(変更)許可を受けた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,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					
b. (a) 建屋の	評価の場合				
T	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	温度			
T_0	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	初期温度			
t	S	燃焼継続時間			
Δt	S	時間刻み			
Δx	m	コンクリート座標刻み			
а	m^2/s	コンクリート温度伝導率(熱拡散率)			
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			
a	W/m^2	コンクリート表面熱流束(伝熱速度)			
q_s	W/ m ⁻	ここでは輻射強度 E に相当			
b. (b) 軽油タ	ンクの評価の場合				
T	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	温度			
t	S	燃焼継続時間			
S_1	m^2	軽油タンク受熱面積			
S_2	m^2	軽油タンク放熱面積			
Е	$\mathrm{W/m^2}$	輻射強度			
\mathcal{E}	_	軽油タンク表面の放射率			
h	$W/(m^2 \cdot K)$	軽油タンク表面熱伝達率			
С	J/K	軽油タンク及び軽油の熱容量			
T_0	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	初期温度			
T_{air}	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	外気温度			
b. (c) 非常用	ディーゼル発電説	・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ に が に が に が に が に の に の に に の に る 。 に る に る に る に る に る に る に る に る に る に る 。 に る 。 に 。 に 。 に 。 に 。 に 。 に 。 に 。 に 。 。 に 。 に 。 に 。 に 。 に 。 に 。 に 。 。 に			
T	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	温度			
t	S	燃焼継続時間			
S	m^2	防護板(鋼板)放熱面積			
Е	W/m ²	輻射強度			
ε	_	防護板(鋼板)外面の放射率			
h	W/(m ² ·K)	防護板(鋼板)表面熱伝達率			
С	J/K	防護板(鋼板)の熱容量			
T_0	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	初期温度			
T_{air}	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	外気温度			

記号	単位	定義				
b. (d) 主排気	b. (d) 主排気筒の評価の場合					
T	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	主排気筒表面温度				
T_0	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	初期温度				
Е	W/m²	輻射強度				
ε	_	主排気筒表面の放射率				
h	$W/(m^2 \cdot K)$	主排気筒表面熱伝達率				
c.~g. 危険!	距離他の算出					
R	m	燃焼半径				
Н	m	火炎長				
F	_	円筒火炎モデル数				
W	m	火炎到達幅				
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				
Rf W/m ²		火炎輻射発散度				
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				

b. 輻射強度の算出

(a) 建屋の評価の場合

建屋表面温度が許容温度 200 \mathbb{C} となるときの輻射強度 (q_s) を次式のとおり算出する。

$$T_{i}^{n+1} = 2rT_{i+1}^{n} + \frac{2r\Delta x}{\lambda}q_{s} + (1-2r)T_{i}^{n}$$
 (\Rightarrow\tau1)

(出典: 伝熱工学, 東京大学出版会)

ただし、
$$r = a\Delta t / \Delta x^2$$

 $a = \lambda / (\rho \times c_p)$

式 1 に輻射強度を入力して建屋表面温度を求める場合,壁面における建屋温度の時間変化を"n"及び"n+1"で示し,建屋コンクリート深さ方向の位置を"i"及び"i+1"で表示する。なお,建屋内部に位置した場合には,壁内部の計算に使用する式により建屋コンクリート深さ方向の位置変化を"i-1","i"及び"i+1"で表示することとなる。

(b) 軽油タンクの評価の場合

軽油タンク内の軽油の温度が許容温度 225 Cとなるときの輻射強度 (E) を次式のとおり算出する。

$$T = \frac{\varepsilon E S_1 + h S_2 T_{air}}{h S_2} - \left(\frac{\varepsilon E S_1 + \varepsilon E S_2 T_{air}}{h S_2} - T_0\right) e^{\left(-\frac{h S_2}{C}\right)t} \tag{$\not\equiv$} 2$$

ただし、 $S_1=S_2$ (受熱面積と放熱面積は等しい)

火炎からの輻射受熱量と受熱側の熱容量の関係から輻射強度を算出する。

(c) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ(防護板)の評価の場合

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの周囲を防護する非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板の構成材(耐火材,断熱材及び鋼板の組合せ)のうち,耐火材及び断熱材の設置を考慮せず,保守的に鋼板のみの構造を仮定した場合における鋼板外面(受熱面側)の温度が許容温度 100 となるときの輻射強度(E)を次式のとおり算出する。

$$T = \frac{\varepsilon E \frac{S}{2} + hST_{air}}{hS} - \left(\frac{\varepsilon E \frac{S}{2} + hST_{air}}{hS} - T_0\right) e^{\left(-\frac{hS}{C}\right)t} \tag{\vec{x}} 3)$$

ただし、S/2: 受熱面積(受熱面積は外面のみ、放熱面積 $\times 1/2$) 火炎からの輻射受熱量と受熱側の熱容量の関係から輻射強度を算出する。

(d) 主排気筒の評価の場合

主排気筒表面温度が許容温度 325 \mathbb{C} となるときの輻射強度 (E) を次式のとおり算出する。

$$T = T_0 + \frac{\varepsilon E}{2h} \tag{式 4}$$

c. 燃焼半径の算出

燃焼半径(R)を次式のとおり算出する。

$$R = \frac{H}{3} \tag{\pm} 5$$

(出典:原子力発電所の外部火災影響評価ガイド(以下「評価ガイド」という。))

d. 円筒火炎モデル数の算出

円筒火炎モデル数(F)を次式のとおり算出する。

$$F = \frac{W}{2R} \tag{\pm} 6)$$

(出典:評価ガイド)

e. 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。

$$\phi_{i} = \frac{1}{\pi n} \tan^{-1} \left(\frac{m}{\sqrt{n^{2} - 1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left\{ \frac{(A - 2n)}{n\sqrt{AB}} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{A(n - 1)}{B(n + 1)}} \right] - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{(n - 1)}{(n + 1)}} \right] \right\}$$
 (\$\frac{\pi}{\pi} 7\$)

ただし,
$$m = \frac{H}{R} \cong 3$$
, $n = \frac{L_i}{R}$, $A = (1+n)^2 + m^2$, $B = (1-n)^2 + m^2$

(出典:評価ガイド)

各円筒火炎モデルの形態係数を合計した値が、外部火災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 Ø, となる。

$$\phi_t = (\phi_i + \phi_{i+1} + \phi_{i+2} \cdot \cdots)$$

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。

f. 形態係数の算出

形態係数 (ϕ_t) を次式のとおり算出する。

$$E = Rf \cdot \phi_t \tag{\vec{\pm} 8}$$

(出典:評価ガイド)

g. 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。

$$\phi_{t} = \frac{1}{\pi n} \tan^{-1} \left(\frac{m}{\sqrt{n^{2} - 1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left\{ \frac{(A - 2n)}{n\sqrt{AB}} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{A(n - 1)}{B(n + 1)}} \right] - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{(n - 1)}{(n + 1)}} \right] \right\} \quad (\not \equiv \ 9)$$

ただし,
$$m = \frac{H}{R} \cong 3$$
, $n = \frac{L_t}{R}$, $A = (1+n)^2 + m^2$, $B = (1-n)^2 + m^2$

(出典:評価ガイド)

表 2-1 評価指標について

評価指標	内 容
輻射強度[W/m²]	火炎の炎から任意の位置にある点(受熱点)の輻射強度
火炎到達幅[m]	発電所に到達する火炎の横幅(FARSITEの解析で算出された値)
形態係数[一]	火炎と受熱面との相対位置関係によって定まる係数
燃焼半径[m]	森林火災の火炎長より算出する値
危険距離[m]	延焼防止に必要な距離

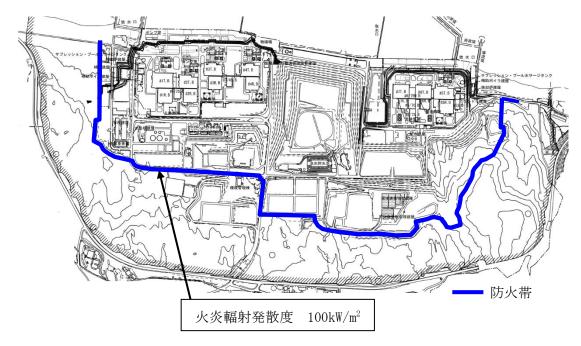


図 2-1 森林火災における火炎輻射発散度の位置図

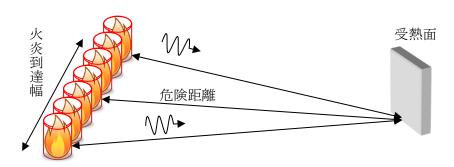


図 2-2 森林火災における円筒火炎モデル評価の概要

2.1.2 発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災の評価について

(1) 評価方針

発電所敷地内に設置する危険物タンク等の貯蔵量等を勘案して、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。

発電所敷地内の屋外に設置する危険物タンク等のうち、法令に基づく届出対象施設の設置状況及び配置を表 2-2 及び図 2-3 に示す。また、発電所敷地内の屋外に設置する危険物タンク等のうち、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 2-3 及び図 2-4 に示す。

そのうち、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タンク等と外部火災の影響を考慮する施設を選定し(表 2-2 及び表 2-3 参照)、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。

なお、第一ガスタービン発電機用燃料タンク及びガスタービン車他燃料供給設備のうち 地下タンク貯蔵所の施設については、消防法に基づきコンクリート構造物に収納した地下 埋設タンクとなっているため地表面で火災が発生する可能性は低く、火災が発生しても影響は小さいことから火災源として考慮しない。

6,7号機以外の軽油タンク及び主変圧器については、危険物の貯蔵量又は数量が6,7号機の同施設の貯蔵量又は数量以下であり、かつ6,7号機の同施設よりも外部事象防護対象施設から距離が離れた配置のため、6,7号機の軽油タンク及び主変圧器の熱影響評価結果で代表するものとする。同様に、主変圧器以外の変圧器については、6,7号機の主変圧器の熱影響評価結果,及びコントロール建屋の屋上に位置し最も影響が大きいと考えられる原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置入力変圧器のうち油量が最大の同変圧器の熱影響評価結果で代表するものとする。なお、原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置入力変圧器を火災源とする評価については、コントロール建屋以外の外部事象防護対象施設への影響が軽油タンク及び主変圧器の熱影響評価結果によって代表されることから、コントロール建屋屋上(変圧器基礎・屋上床躯体境界面及び屋上床躯体表面)に対してのみ行うものとする。

第一ガスタービン発電機用燃料タンク及びガスタービン車他燃料供給設備のうち一般取扱所の施設,タンクローリ及び K3/4 少量危険物倉庫については,危険物の貯蔵量が 7 号機の軽油タンクの貯蔵量以下であり,かつ7号機の同タンクよりも外部事象防護対象施設から距離が離れた配置のため,7号機の同タンクの熱影響評価結果で代表するものとする。

また、水素ガストレーラについては、直接輻射を受けない配置状況であり、危険物タンク等と比較して十分な離隔距離を確保していることから火災源として考慮しない。

このことから、軽油タンク(7号機)、主変圧器(6,7号機)及び原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置(B-2)入力変圧器(6号機)を火災源として選定し、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評価する。

なお、発電所構外より入所してくる燃料補充用のタンクローリについては、燃料補充時 は監視人が立会いを実施し、万一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、 評価対象外とする。

(2) 評価条件

- a. 危険物タンク等の貯蔵量又は数量は、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、タンク等の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. 軽油タンクについては破損等による防油堤内の全面火災を想定し、防油堤内の面積を 円筒の底面と仮定し、火炎は円筒火炎モデルとし、火炎の高さは燃焼半径の3倍とする。 変圧器については、変圧器本体の全面火災を想定し、変圧器の投影面積を円筒の底面と 仮定し、火炎は円筒火炎モデルとし、火炎の高さは燃焼半径の3倍とする。想定する円 筒火炎モデルを図2-5に示す。
- d. 気象条件は無風状態とする。

(3) 計算方法

火災源の防油提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
b.~e. 燃焼	継続時間他の算出	
R	m	燃焼半径
W	m	防油提幅
d	m	防油提奥行き
$w \times d$	m^2	防油提面積
w'	m	変圧器幅
d'	m	変圧器奥行き
w'×d'	m^2	変圧器投影面積
φ		形態係数
L	m	離隔距離
Н	m	火炎高さ
E	$\mathrm{W/m^2}$	輻射強度
Rf	W/m^2	輻射発散度
t	S	燃焼継続時間
V	m^3	燃料量
v	m/s	燃焼速度
М	kg/(m ² ·s)	燃料の質量低下速度
ρ	kg/m^3	密度
m	kg	燃料の質量

記号	単位	定義			
f. (a) イ., (b))イ. 建屋の評価	の場合			
T	${\mathbb C}$	温度			
t	S	燃焼継続時間			
Е	$\mathrm{W/m^2}$	輻射強度			
ε	_	コンクリート表面の放射率			
k	W/(m·K)	コンクリート熱伝導率			
h	$W/(m^2 \cdot K)$	コンクリート表面熱伝達率			
ρ	${\rm kg/m^3}$	コンクリート密度			
С	c J/(kg·K) コンクリート比熱				
T_0	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	初期温度			
f. (a)ハ. 非	常用ディーゼル発	電設備燃料移送ポンプ(防護板)の評価の場合			
T_{room}	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの周囲温度			
T_{in}	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	防護板(断熱)内面温度			
T_0	$^{\circ}$	初期温度			
T_{air}	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	外気温度			
Δt	S	時間刻み			
h_{in}	$W/(m^2 \cdot K)$	防護板(断熱)内面熱伝達率			
A	m^2	防護板(断熱)内面の表面積			
ρ	${ m kg/m^3}$	密度			
c_p	J/(kg•K)	比熱			
λ	W/(m·K)	熱伝導率			
V_{p}	m^3	ポンプエリア体積			

b. 燃焼半径の算出

(a) 軽油タンクを火災源とする場合 燃焼半径(*R*)を次式のとおり算出する。

$$R = \frac{1}{\sqrt{\pi}} \times \sqrt{w \times d} \tag{\ddagger 10}$$

(出典:評価ガイド)

(b) 主変圧器及び原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置 (B-2) 入力変圧器 (6 号機) を火災源とする場合

燃焼半径(R)を次式のとおり算出する。

$$R = \frac{1}{\sqrt{\pi}} \times \sqrt{w' \times d'} \tag{\vec{\Xi}}$$
 11)

(出典:評価ガイド)

c. 形態係数の算出

軽油タンク及び主変圧器を火災源とする評価については、形態係数(ϕ)を次式のとおり算出する。また、原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置 (B-2) 入力変圧器 (6号機)を火災源とする評価 (コントロール建屋屋上床躯体表面) については、受熱面が火炎底面と異なる高さにあることから、図 2-6 に示す考え方に基づき形態係数(ϕ)を次式のとおり算出する。

$$\phi = \frac{1}{\pi n} \tan^{-1} \left(\frac{m}{\sqrt{n^2 - 1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left\{ \frac{(A - 2n)}{n\sqrt{AB}} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{A(n - 1)}{B(n + 1)}} \right] - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{(n - 1)}{(n + 1)}} \right] \right\} \qquad (\sharp \ 12)$$

ただし,
$$m = \frac{H}{R} \cong 3$$
, $n = \frac{L}{R}$, $A = (1+n)^2 + m^2$, $B = (1-n)^2 + m^2$

(出典:評価ガイド)

d. 輻射強度の算出

軽油タンク及び主変圧器を火災源とする評価並びに原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置 (B-2) 入力変圧器 (6号機) を火災源とする評価 (コントロール建屋屋上床躯体表面) については、輻射強度 (E) を次式のとおり算出する。

$$E = Rf \cdot \phi \tag{\vec{\Xi} 13}$$

(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。

$$t = \frac{V}{\pi R^2 \times v} \tag{\vec{x}} 14)$$

(出典:評価ガイド)

ただし、
$$v = M/\rho$$
、 $m = \rho V$

f. 温度の算出

(a) 軽油タンクを火災源とする場合

イ. 建屋の評価の場合

建屋表面温度(T)を次式のとおり算出する。

$$T = T_0 + \frac{1}{\left(\frac{\sqrt{k\rho c}}{1.18h\sqrt{t}} + 1\right)\frac{h}{\varepsilon E}} \tag{\ddagger 15}$$

(出典:原田和典、建築火災のメカニズムと火災安全設計、安全建設センター)

ロ. 軽油タンクの評価の場合 軽油タンク内の軽油温度(T)を式2のとおり算出する。

ハ. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ(防護板)の評価の場合

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの周囲を防護する非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板の構成材(耐火材,断熱材及び鋼板の組合せ)による耐火性能を考慮した場合における同防護板内部の非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの周囲温度 T_{room} を式 1,式 16 及び式 17 から算出する。また,計算モデルを図 2-7 に示す。

なお,図 2-7 に示した非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板内面の温度上昇に伴う熱流束 $Q_{v,in}$ 及び熱流束 $Q_{v,in}$ による熱負荷が非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプエリア内に蓄熱される場合の温度上昇 ΔT_{room} は以下のとおりである。

$$Q_{v,in} = h_{in} \left(T_{in} - T_{room} \right) \tag{$\not \equiv $} 16)$$

$$\Delta T_{room} = \frac{Q_{v,in} A \Delta t}{\rho c_n V_n} \tag{\ddagger 17}$$

主排気筒の評価の場合主排気筒表面温度(T)を式4のとおり算出する。

(b) 主変圧器を火災源とする場合

- イ. 建屋の評価の場合 建屋表面温度(T)を式15のとおり算出する。
- ロ. 軽油タンクの評価の場合 軽油タンク内の軽油の温度(T)を式2のとおり算出する。
- ハ. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ (防護板) の評価の場合 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの周囲を防護する非常用ディーゼル発 電設備燃料移送ポンプ防護板の構成材 (耐火材, 断熱材及び鋼板の組合せ) のうち, 保守的に鋼板のみの構造を仮定した場合における鋼板外面 (受熱面側) の温度 (T) を式3のとおり算出する。
- ニ. 主排気筒の評価の場合 主排気筒表面温度(T)を式4のとおり算出する。

- (c) 原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置 (B-2) 入力変圧器 (6 号機) を火災 源とする場合
 - イ. 原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置 (B-2) 入力変圧器 (6 号機) 基礎・ 屋上床躯体境界面の評価の場合

原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置(B-2)入力変圧器(6号機)が保有する絶縁油(1種2号鉱油)が同変圧器基礎面上で燃焼を継続する間,一定の火炎による入熱によって基礎面が昇温される場合における基礎面から屋上床躯体境界面までの温度(T)を式1のとおり算出する。また,計算モデルを図2-8に示す。

ロ. コントロール建屋屋上床躯体表面の評価の場合

原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置 (B-2) 入力変圧器 (6 号機) が保有する絶縁油 (1 種 2 号鉱油) が燃焼を継続する間,一定の輻射強度でコントロール建屋屋上床躯体表面が昇温される場合における同建屋屋上床躯体表面の温度 (T) を式1のとおり算出する。また,計算モデルを図2-9に示す。

表 2-2 発電所敷地内に設置する危険物タンク等の設置状況 (法令に基づく届出対象施設*1)

					景	を響先との)離隔距	雜	
No	施設名称	区分	危険物 の品名	貯蔵量	建屋	軽油タンク	設備燃料移送ポンプ非常用ディーゼル発電	主排気筒	
1	軽油タンク(1 号機)			$344kL \times 2$		'			
2	軽油タンク(2号機)			$344kL \times 2$					
3	軽油タンク(3号機)	屋外		$344kL \times 2$		_	*9		
4	軽油タンク(4号機)	タンク		$344kL \times 2$		_	. 2		
5	軽油タンク(5号機)	貯蔵所		$344kL \times 2$					
6	軽油タンク(6号機)			$565kL \times 2$					
7	軽油タンク(7 号機)			$565kL \times 2$	46m	12m*3	9m^{*4}	77m	
8	第一ガスタービン発 電機用燃料タンク	地下 タンク 貯蔵所	ンク 蔵所 一般 第2石油類 軽油	107. 8kL	*5				
		一般 取扱所		71.8kL		_	*2		
9	ガスタービン車他燃料供給設備	地下 タンク 貯蔵所		144kL		_	* 5		
	料供給設備	一般 取扱所		53. 52kL					
10	タンクローリ	移動 タンク 貯蔵所		0. 99kL		_	*2		
	K3/4少量危険物倉庫		第1石油類	0. 10kL					
11		_	第2石油類	0. 45kL					
			アルコール類	0. 015kL					

注: [_____]評価対象危険物タンク

注記*1:消防法又は柏崎市火災予防条例に基づく届出対象となる危険物タンク等を対象とする。

*2:軽油タンク(7号機)の評価に包絡されるため、評価対象外とする。

*3:隣接軽油タンクまでの距離を示す。

*4: 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板までの離隔距離を示す。

*5:地下タンクのため、評価対象外とする。

表 2-3 発電所敷地内に設置する危険物タンク等の設置状況 (法令に基づく届出対象ではない施設*1) (1/3)

	(佐市に基づ	· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	, or , new /	(1) 0)			
				影響先との離隔距離		離	
No	施設名称	危険物 の品名	数量	建屋	軽油タンク	設備燃料移送ポンプ非常用ディーゼル発電	主排気筒
1	主変圧器(1 号機)		193. 00kL				
2	主変圧器(2号機)		198. 00kL				
3	主変圧器(3号機)		193. 00kL		_	* 2	
4	主変圧器(4 号機)		190. 00kL				
5	主変圧器(5号機)		190. 00kL				
6	主変圧器(6 号機)		200. 00kL	13m	* 2	—* 2	*2
7	主変圧器(7 号機)		214. 00kL	—* 3	67m	60m*4	23m
8	PLR-INV(A)入力変圧器(3号機)		8. 20kL				
9	PLR-INV(B)入力変圧器(3号機)		8. 20kL				
10	PLR-INV(A)入力変圧器(4号機)	1種2号	9. 70kL				
11	PLR-INV(B)入力変圧器(4号機)	鉱油	9. 70kL				
	原子炉冷却材再循環ポンプ可						
12	変周波数電源装置(A-1)入力		3.61kL				
	変圧器(6号機)				_	* 2	
	原子炉冷却材再循環ポンプ可						
13	変周波数電源装置(A-2)入力		13. 70kL				
	変圧器(6号機)						
	原子炉冷却材再循環ポンプ可						
14	変周波数電源装置(B-1)入力		3. 61kL				
	変圧器(6号機)						

注: - 評価対象危険物タンク等

注記*1:消防法又は柏崎市火災予防条例に基づく届出対象ではない施設を対象とする。

*2 : 主変圧器 (7 号機) の評価に包絡されるため, 評価対象外とする。 *3 : 主変圧器 (6 号機) の評価に包絡されるため, 評価対象外とする。

*4: 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板までの離隔距離を示す。

表 2-3 発電所敷地内に設置する危険物タンク等の設置状況 (法令に基づく届出対象ではない施設*1)(2/3)

			影響先との離隔距					
No	施設名称	危険物 の品名	数量	建屋	軽油タンク	設備燃料移送ポンプ非常用ディーゼル発電	主排気筒	
15	原子炉冷却材再循環ポンプ可 変周波数電源装置 (B-2) 入力 変圧器 (6 号機)		13. 70kL	5m*³	*2	*2	*2	
16	原子炉冷却材再循環ポンプ可 変周波数電源装置(A-1)入力 変圧器(7 号機)		3. 70kL					
17	原子炉冷却材再循環ポンプ可 変周波数電源装置(A-2)入力 変圧器(7 号機)		9. 50kL			*2		
18	原子炉冷却材再循環ポンプ可 変周波数電源装置 (B-1) 入力 変圧器 (7 号機)	1種2号 鉱油	3. 70kL			- * 2		
19	原子炉冷却材再循環ポンプ可 変周波数電源装置 (B-2) 入力 変圧器 (7 号機)		9. 50kL					
20	所内変圧器 1A, 1B (1 号機)		18. 40kL×2					
21	所内変圧器 2A, 2B (2 号機)		17. 20kL×2					
22	所内変圧器 3A (3 号機)		17. 20kL			_* 2		
23	所内変圧器 3B (3 号機)		17. 30kL					
24	所内変圧器 4A,4B(4号機)		18. 10kL×2					
25	所内変圧器 5A, 5B (5 号機)		18. $10kL \times 2$					

注: 二 評価対象危険物タンク等

注記*1:消防法又は柏崎市火災予防条例に基づく届出対象ではない施設を対象とする。

*2: 主変圧器(7号機)の評価に包絡されるため、評価対象外とする。

*3:コントロール建屋屋上床躯体表面の輻射強度が最大となる離隔距離を示す。

表 2-3 発電所敷地内に設置する危険物タンク等の設置状況 (法令に基づく届出対象ではない施設*1) (3/3)

				影	響先との離隔距離		
No	施設名称	危険物 の品名	数量	建屋	主排気筒設備燃料移送ポンプ軽油タンク		
26	所内変圧器 6A (6号機)		20. 50kL				
27	所内変圧器 6B (6号機)		21. 00kL				
28	所内変圧器 7A,7B (7号機)		19. 20kL×2				
29	No. 1 高起動変圧器		78. 30kL				
30	No. 2, 3 高起動変圧器		70.00kL×2				
31	低起動変圧器 1SA, 1SB		25. 90kL				
32	低起動変圧器 3SA, 3SB		25. 20kL				
33	低起動変圧器 5SA, 5SB		17. 05kL				
34	低起動変圧器 6SA, 6SB	1種2号	24. 60kL				
35	励磁変圧器(1 号機)	鉱油	13. 20kL	<u>*</u> *2			
36	励磁変圧器(2号機)	为公1日	13. 50kL				
37	励磁変圧器(3 号機)		13. 50kL				
38	励磁変圧器(4 号機)		9. 50kL				
39	励磁変圧器(5 号機)		9. 50kL				
40	No. 1 工事用変圧器		8. 585kL				
41	No. 2 工事用変圧器		11. 50kL				
42	補助ボイラー用変圧器 3A		31.80kL				
43	補助ボイラー用変圧器 4A, 4B, 4C		9. 10kL×3				
44	水素ガストレーラ(1 号機)	水素ガス (ボンベ) 濃度: 99.99%	13987m³		* 3		
45	予備変圧器	1種2号	33. 50kL		*2		
46	補助ボイラー用変圧器 5A,5B	鉱油	30.80 kL $\times 2$				

注記*1:消防法又は柏崎市火災予防条例に基づく届出対象ではない施設を対象とする。

*2:主変圧器(7号機)の評価に包絡されるため、評価対象外とする。

*3:直接輻射を受けない配置状況であり、危険物タンク等と比較して十分な離隔距離

を確保しているため, 評価対象外とする。

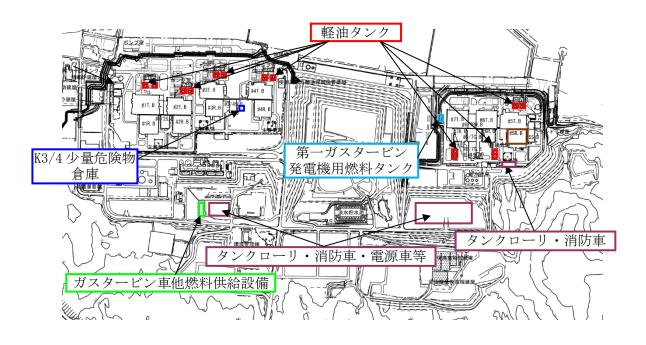


図 2-3 発電所敷地内に設置する危険物タンク等施設の配置図 (法令に基づく届出対象施設)

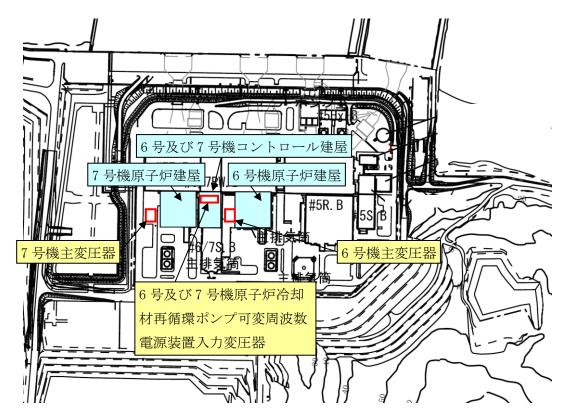


図 2-4 発電所敷地内に設置する危険物タンク等施設の配置図 (法令に基づく届出対象ではない施設)

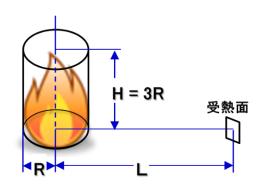


図 2-5 外部火災で想定する火炎モデル

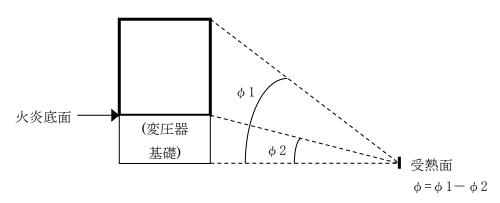


図 2-6 受熱面の高さによる形態係数の算出 (石油コンビナートの防災アセスメント指針より)

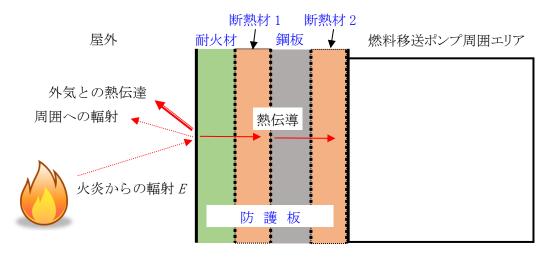


図 2-7 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板の計算モデル

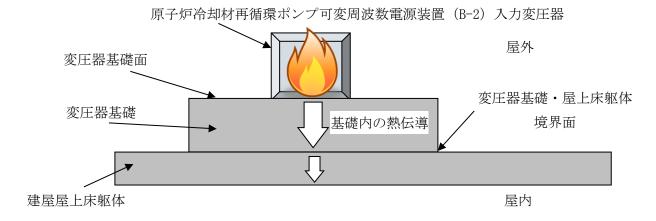


図 2-8 原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置 (B-2) 入力変圧器 (6 号機) 基礎・屋上床躯体境界面の計算モデル

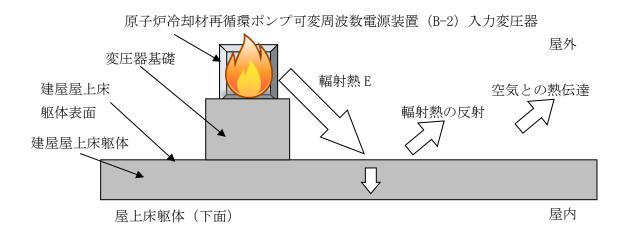


図 2-9 コントロール建屋屋上床躯体表面の計算モデル

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 2-4 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」については、柏崎刈羽原子力発電所までの距離が最大離着陸距離より短い空港がないため、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、柏崎刈羽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。「有視界飛行方式民間航空機」の落下事故のうち、「小型民間航空機(固定翼、回転翼)」については、「自衛隊機又は米軍機」(KC-767)と比較すると、外部事象防護対象施設までの離隔距離が長く、燃料積載量が少ないことから、墜落による火災の影響が「自衛隊機又は米軍機」に包絡されるため、評価対象航空機の選定対象外とする。

「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、柏崎刈羽原子力発電所周辺上空には、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。「基地ー訓練空域間往復時」については、柏崎刈羽原子力発電所は基地ー訓練空域間の往復の想定範囲内にないため評価対象外とする。

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(内規)」(平成 $21\cdot 06\cdot 25$ 原院第 1 号)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。評価対象航空機の選定結果を表 2-5 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、柏崎刈羽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。

単 位	定義				
m	燃焼半径				
m	航空機の燃料タンク幅				
m	航空機の燃料タンク奥行き				
m^2	航空機の燃料タンク投影面積				
_	形態係数				
m	離隔距離				
m	火炎高さ				
W/m^2	輻射強度				
W/m^2	輻射発散度				
S	燃焼継続時間				
m^3	燃料量				
m/s	燃焼速度				
M kg/(m²·s) 燃料の質量低-					
kg/m^3	密度				
	m m m m m m m m m m w m m w m w m w m w				

b. 建屋表面温度等の算出

(a) 建屋の評価の場合

航空機墜落による火災の建屋表面温度等の計算方法は,「2.1.2(3)計算方法」と同じである。

(b) 軽油タンク,非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ(防護板)及び主排気筒の 評価の場合

航空機墜落による火災の軽油タンク,非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ(防護板)及び主排気筒の計算方法は,「2.1.1(3)計算方法」と同じである。

表 2-4 落下事故のカテゴリの分類

落下事故のカテゴリ		分類	
(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	(固定翼,回転翼) ②小型民間航空機* ² (固定翼,回転翼)		
(3)自衛隊機又は米軍機	訓練空域内で訓練中及び訓練空域外を飛行中	③大型軍用航空機 (固定翼,回転翼) ④小型軍用航空機 (固定翼,回転翼)	
	基地一訓練空域間往復時	*3	

注記*1:柏崎刈羽原子力発電所までの距離が最大離着陸距離より短い空港がないため 評価対象外。

*2: 計器飛行方式民間航空機の小型機は、有視界飛行方式として評価する。

*3:柏崎刈羽原子力発電所は基地ー訓練空域間の往復の想定範囲内にないため対象外。

表 2-5 対象航空機の選定結果

	計器	有視界飛行方式民間航空機		自衛隊機又は米軍機	
	飛行			訓練空域外を飛行中	
方式				 大型軍用航空機	 小型軍用航空機
$ \ \ $	民間	大型民間航空機	小型民間航空機	(固定翼,	(固定翼,
	航空	(固定翼,	(固定翼,	回転翼)	回転翼)
	機	回転翼)	回転翼)		
対					
象	B747-400 —*				
航			*	KC-767	AH-1S
空					
機					

注記*:有視界飛行方式民間航空機のうち、小型機の評価対象航空機は、自衛隊機又は 米軍機の「訓練空域外を飛行中」に包絡される。 2.1.4 発電所敷地内に設置する危険物タンク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、敷地内の危険物タンク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。

火災源として、航空機落下確率が 10⁻⁷ (回/炉・年) 以上となる範囲にある危険物タンクのうち 7 号機に対する評価結果が最も厳しくなる 6 号機の軽油タンク 2 基及び航空機落下確率が 10⁻⁷ (回/炉・年) となる位置で 6 号機の軽油タンク 2 基との火災影響評価が最も厳しくなる軍用航空機の AH-1S を選定し、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。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タンクの位置を図 2-10 に示す。

なお、7号機では、航空機落下確率が 10^{-7} (回/炉・年)以上となる範囲に6号機の軽油タンクの他、5号機の軽油タンクがあるが、5号機の軽油タンクと航空機墜落による火災が発生しても輻射熱は6号機のタービン建屋により遮られることから、7号機への影響はない。また、7号機の軽油タンクについては、51.3 航空機墜落による火災の評価について」において、航空機落下確率が 10^{-7} (回/炉・年)となる落下位置より内側の軽油タンクが航空機墜落による火災によって発火しないことを示すことから火災源として考慮しない。

(2) 評価条件

前述の「2.1.2(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、輻射強度等により外部火災の影響を考慮する施設の温度を算出する。

a. 燃焼半径の算出

それぞれの火災源に対して、燃焼半径(R)を式 10 又は式 11 のとおり算出する。

b. 形態係数の算出

それぞれの火災源に対して、形態係数(ϕ)を式 12 のとおり算出する。

c. 輻射強度の算出

それぞれの火災源に対して、輻射強度(E)を式 13 のとおり算出する。

d. 燃焼継続時間の算出

それぞれの火災源に対して、燃焼継続時間(t)を式 14 のとおり算出する。

e. 温度の算出

(a) 建屋の評価の場合

それぞれの火災源より得られた輻射強度(E)と燃焼継続時間(t)の合計値を,コンクリート表面熱流束 (q_s) として式1に入力し,建屋表面温度を算出する。

(b) 軽油タンクの評価の場合

それぞれの火災源より得られた輻射強度(E)と燃焼継続時間(t)の合計値を式 2 に入力し、軽油タンク内の軽油の温度を算出する。

(c) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ (防護板) の評価の場合

それぞれの火災源より得られた輻射強度(E)と燃焼継続時間(t)の合計値を式 3 に入力し、非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの周囲を防護する非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板の構成材(耐火材、断熱材及び鋼板の組合せ)のうち、耐火材及び断熱材の設置を考慮せず、保守的に鋼板のみの構造を仮定した場合における鋼板外面(受熱面側)の温度を算出する。

(d) 主排気筒の評価の場合

それぞれの火災源より得られた輻射強度(E)の合計値を式4に入力し、主排気筒表面温度を算出する。

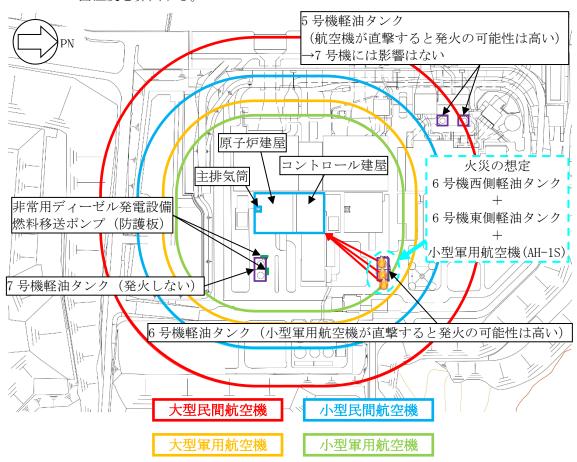


図 2-10 航空機落下位置と危険物タンクの位置

2.1.5 天井スラブの評価について

天井スラブの評価については、以下の3点から垂直外壁面より温度が高くなることはなく、垂直外壁面の評価に包絡される。火災源と天井スラブの位置関係を図2-11に示す。

- ①火炎長が建屋天井面より短い場合は、天井スラブに輻射熱は届かないことから輻射熱による直接的な熱影響はない。
- ②火炎長が建屋天井面より長くなる場合は輻射熱が天井スラブに届くが、その輻射熱は側面の輻射熱より小さい。
- ③火炎からの離隔距離が等しい場合,垂直面(側面)と水平面(天井面)の形態係数は,垂直面の方が大きいことから,天井スラブの熱影響は側面に比べて小さい。垂直面と水平面の形態係数の大小関係を図 2-12 に示す。

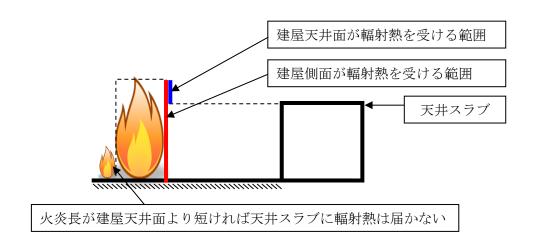


図 2-11 火災源と天井スラブの位置関係図

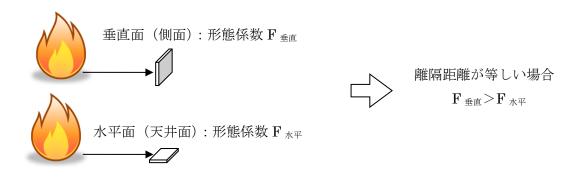


図 2-12 垂直面と水平面の形態係数の大小関係

2.2 発電所敷地外の火災・爆発源に対する評価方針

2.2.1 石油コンビナート施設の火災・爆発の評価について

(1) 評価方針

近隣の産業施設の火災・爆発のうち石油コンビナート施設の火災・爆発の評価については、石油コンビナート施設の位置を特定し、発電所敷地外 10km 以内に存在しないことを確認する。石油コンビナート施設の位置を図 2-13 に示す。



注:図の位置はおおよその場所を示している。

図 2-13 石油コンビナート施設の位置

2.2.2 危険物貯蔵施設の火災の評価について

(1) 評価方針

発電所敷地外半径 10km 以内の危険物貯蔵施設の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。

発電所敷地外半径 10km 以内に存在する危険物貯蔵施設の一覧を表 2-6 に示す。そのうち、柏崎刈羽原子力発電所から最短の距離に位置する危険物貯蔵施設及び最大の貯蔵量を保有する危険物貯蔵施設をそれぞれ選定した上で、最短距離の危険物貯蔵施設に最大貯蔵量を保有するものと仮定し評価する。火災源として想定する危険物貯蔵施設の選定結果を表 2-7 に、最短距離の危険物貯蔵施設及び最大貯蔵量を保有する危険物貯蔵施設の位置を図 2-14 に示す。

火災源として想定する危険物貯蔵施設の輻射発散度については、最大貯蔵量を保有する として選定した危険物貯蔵施設の油種が二種類(原油及びメタノール)あることから、評 価上厳しくなるよう、値が大きい方の原油の輻射発散度を用いて評価する。

また、燃焼継続時間の算出については、原油とメタノールが同じ防油堤の中に貯蔵されていることを踏まえて、原油とメタノールの燃焼継続時間を加算した値を用いて評価する。

(2) 評価条件

- a. 危険物貯蔵施設の貯蔵量は、最大容量を想定する。
- b. 離隔距離は、評価上厳しくなるよう、危険物貯蔵施設の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. 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。
- d. 気象条件は無風状態とする。

(3) 計算方法

火災源の防油堤面積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、外部火災の影響を考慮する施設の温度が許容温度となる輻射強度等を用いて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
R	m	燃焼半径
W	m	防油提幅
d	m	防油提奥行き
w×d	m^2	防油提面積
φ	_	形態係数
L	m	離隔距離
Н	m	火炎高さ
Е	W/m^2	輻射強度
Rf	W/m^2	輻射発散度
t	S	燃焼継続時間
V	m^3	燃料量
v	m/s	燃焼速度
М	Mkg/(m²·s)燃料の質量低下速度	
ρ	kg/m^3	密度
m	kg	燃料の質量

b. 燃焼半径の算出

燃焼半径(R)を式 10 のとおり算出する。

c. 燃焼継続時間の算出

燃焼継続時間(t)を式 14 のとおり算出する。

d. 輻射強度の算出

(a) 建屋の評価の場合

建屋表面温度が許容温度 200 \mathbb{C} となるときの輻射強度 (E) を式 15 のとおり算出する。

(b) 軽油タンクの評価の場合

軽油タンク内の軽油の温度が許容温度 225 Cとなるときの輻射強度 (E) を式 2 のとおり算出する。

(c) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ (防護板) の評価の場合

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの周囲を防護する非常用ディーゼル発電 設備燃料移送ポンプ防護板の構成材(耐火材、断熱材及び鋼板の組合せ)のうち、耐 火材及び断熱材の設置を考慮せず、保守的に鋼板のみの構造を仮定した場合における 鋼板外面(受熱面側)の温度が許容温度 100 Cとなるときの輻射強度 (E) を式 3 のとおり算出する。

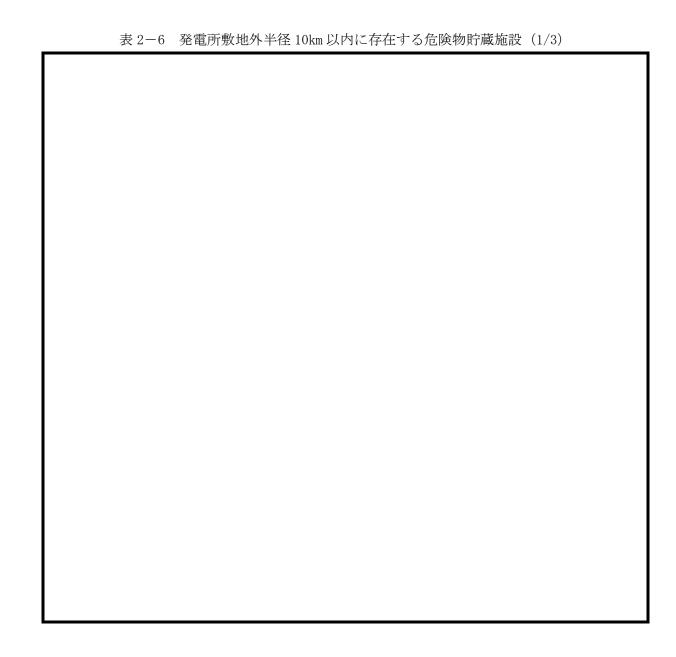
(d) 主排気筒の評価の場合

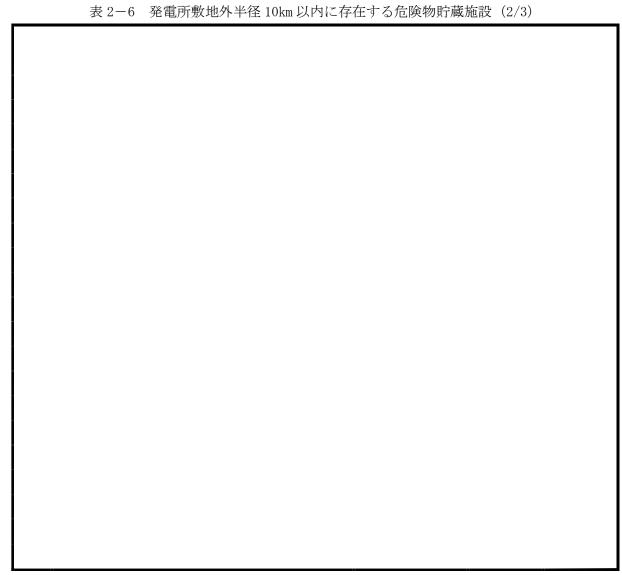
主排気筒表面温度が許容温度 325 \mathbb{C} となるときの輻射強度 (E) を式 4 のとおり算出する。

e. 形態係数の算出 形態係数(**φ**)を式 13 を用いて算出する。

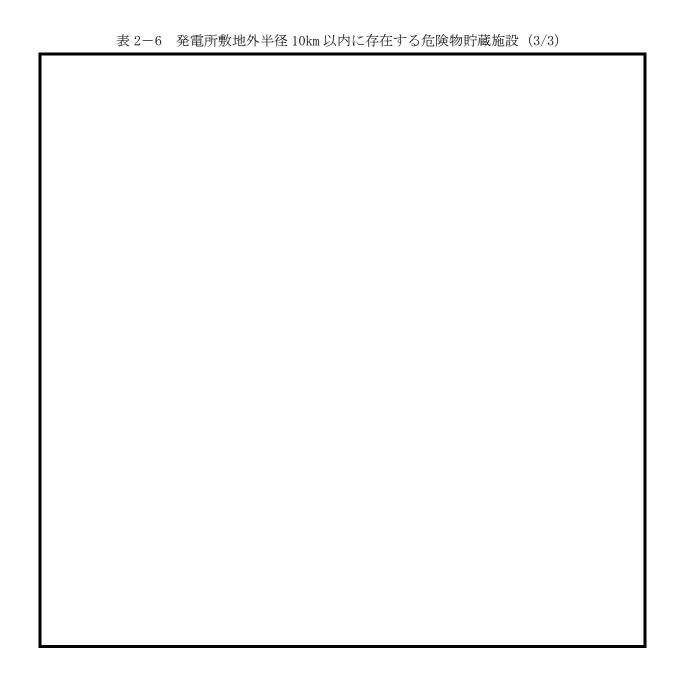
f. 危険距離の算出

形態係数 (ϕ) , 火炎長 (H) 及び燃焼半径 (R) を用いて危険距離 (L) を、式 12 を用いて算出する。





注記*1:最短距離に位置する危険物貯蔵施設である。 *2:最大貯蔵量を保有する危険物貯蔵施設である。



貯蔵量 輻射発散度 距離 (L) (W/m^2) (km) 200000 300000 油 原油 41×10^3 種 100000 2.3 名 490000 メタノール 18000 9.8 $\times 10^3$ $41 \times 10^{3*}$ 火災源として想定する危険物貯蔵施設 1108000

表 2-7 火災源として想定する危険物貯蔵施設の選定結果

注記*:評価上厳しくなるよう,値が大きい方の原油の輻射発散度を用いて評価する。



図 2-14 最短距離の危険物貯蔵施設及び最大貯蔵量を保有する危険物貯蔵施設の位置

- 2.2.3 高圧ガス貯蔵施設の火災・爆発の評価について
 - (1) 高圧ガス貯蔵施設の火災の評価について
 - a. 評価方針

発電所敷地外半径 10km 以内の高圧ガス貯蔵施設の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。

発電所敷地外半径 10km 以内に存在する高圧ガス貯蔵施設の一覧を表 2-8 に示す。そのうち、柏崎刈羽原子力発電所から最短の距離に位置する高圧ガス貯蔵施設及び最大の貯蔵量を保有する危険物貯蔵施設をそれぞれ選定した上で、最短距離の危険物貯蔵施設に最大貯蔵量を保有するものと仮定し評価する。火災源として想定する高圧ガス貯蔵施設の選定結果を表 2-9 に、最短距離の高圧ガス貯蔵施設及び最大貯蔵量を保有する高圧ガス貯蔵施設の選定結果を表 2-9 に、最短距離の高圧ガス貯蔵施設及び最大貯蔵量を保有する高圧ガス貯蔵施設の位置を図 2-15 に示す。

発電所敷地外半径 10km 以内に存在するガスパイプラインの一覧を表 2-10 に示す。

b. 評価条件

- (a) 高圧ガス貯蔵施設の貯蔵量は、最大容量を想定する。
- (b) 離隔距離は、評価上厳しくなるよう、高圧ガス貯蔵施設の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) 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。
- (d) 気象条件は無風状態とする。
- c. 計算方法

前述の「2.2.2(3)計算方法」と同じである。

- (2) 高圧ガス貯蔵施設の爆発の評価について
 - a. 危険限界距離の評価
 - (a) 評価方針

発電所敷地外半径 10km 以内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 0.01MPa 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。

爆発源として想定する高圧ガス貯蔵施設の選定結果及び位置は、「(1)a.評価方針」と同じ(表 2-9、図 2-15 参照)とする。

(b) 評価条件

- イ. 高圧ガス漏えい、引火によるガス爆発とする。
- 口. 気象条件は無風状態とする。

(c) 計算方法

爆発源のガスの種類及び貯蔵量から処理設備の設備定数を求める。その設備定数を 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 0.01MPa となる危険限界距 離を算出する。

イ. 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	
λ	λ m/kg ^{1/3} 換算距離		
К —		石油類の定数	
W —		処理設備の設備定数	
X	X n 危険限界距離		

ロ. 危険限界距離の算出

危険限界距離(X)を次式のとおり算出する。

$$X = 0.04\lambda \sqrt[3]{K \times W} \tag{\pm 18}$$

(出典:評価ガイド)

b. 容器破裂時における破片の最大飛散距離の評価

(a) 評価方針

発電所敷地外半径 10km 以内の高圧ガス貯蔵施設の貯蔵量を勘案して,ガス爆発による容器破裂時の破片の最大飛散距離を算出し,その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。

爆発源として想定する容器の貯蔵量は、火災源として想定する高圧ガス貯蔵施設の 選定結果 (表 2-9 参照) のうち、貯蔵量が最大のものとし、位置については、「(1)a. 評価方針」と同じ (図 2-15 参照) とする。

(b) 評価条件

前述の「(2)a.(b)評価条件」と同じである。

(c) 計算方法

爆発源のガスの貯蔵量を用いて,ガス爆発による容器破裂時における破片の最大飛 散距離を算出する。

イ. 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。

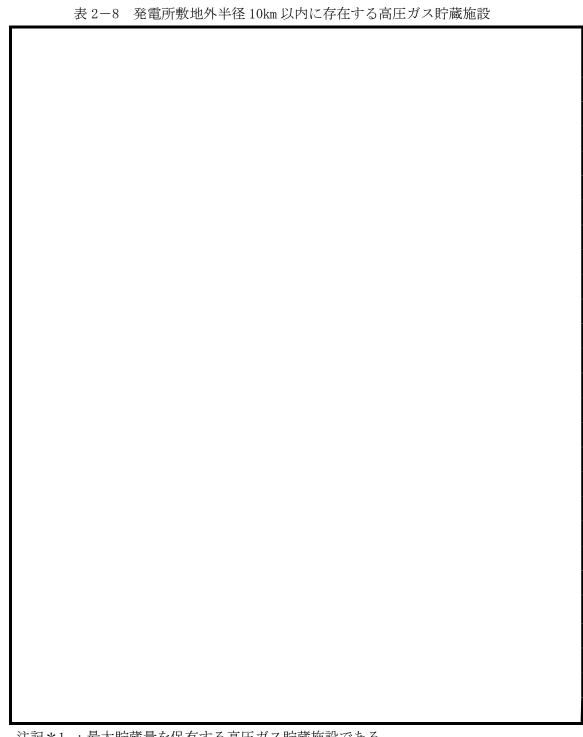
記号	単 位	定義	
M	kg	破裂時の貯蔵物質量	
L	m 破片の最大飛散距離		

ロ. 最大飛散距離の算出

最大飛散距離(L)を次式のとおり算出する。

$$L = 465 \times M^{0.10} \tag{$\vec{\tau}$ 19}$$

(出典:石油コンビナートの防災アセスメント指針)



注記*1:最大貯蔵量を保有する高圧ガス貯蔵施設である。 *2:最短距離に位置する高圧ガス貯蔵施設である。

表 2-9 火災源として想定する高圧ガス貯蔵施設の選定結果

	最大貯蔵量		最短距離
	(t)	(km)	
ガ		15	
ス 名	プロパン	30	5. 0
称		20	
	合計		

表 2-10 発電所敷地外半径 10km 以内に存在するガスパイプライン





図 2-15 最短距離の高圧ガス貯蔵施設及び最大貯蔵量を保有する 高圧ガス貯蔵施設の位置

2.2.4 燃料輸送車両の火災・爆発の評価について

(1) 燃料輸送車両の火災の評価について

a. 評価方針

発電所敷地外半径 10km 以内の燃料輸送車両の燃料積載量等を勘案して,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。

火災源として想定する燃料輸送車両は、発電所敷地外半径 10km 以内の施設において 液化石油ガス輸送車両が許可申請されていることから、評価上厳しくなるよう、最大規 模の液化石油ガス輸送車両が発電所敷地境界の道路で火災を起こすものとして評価する。 外部火災の影響を考慮する施設と燃料輸送車両の位置を図 2-16 に示す。

b. 評価条件

- (a) 輸送燃料は液化石油ガス (プロパン) とする。
- (b) 最大規模の燃料輸送車両が発電所敷地境界の道路で火災を起こすものとする。
- (c) 燃料輸送車両は燃料を満載した状態を想定する。
- (d) 発電所敷地境界の道路での燃料輸送車両の全面火災を想定する。
- (e) 離隔距離は、評価上厳しくなるよう、燃料輸送車両の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。
- (f) 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。
- (g) 気象条件は無風状態とする。

c. 計算方法

火災源の燃料輸送車両の投影面積から求める燃焼半径、燃料積載量により燃焼継続時間を求め、その燃焼継続時間、外部火災の影響を考慮する施設の温度が許容温度となる輻射強度等を用いて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
R	m	燃焼半径
w'	m	燃料輸送車両幅
d'	m	燃料輸送車両長さ
w'×d'	m^2	燃料輸送車両投影面積
φ	_	形態係数
L	m	離隔距離
Н	m	火炎高さ
E	W/m^2	輻射強度
Rf	W/m^2	輻射発散度
t	S	燃焼継続時間
V	m^3	燃料量
v	m/s	燃焼速度
М	kg/(m²·s) 燃料の質量低下速度	
ρ	kg/m^3	密度
m	kg	燃料の質量

(b) 危険距離の算出

燃料輸送車両の火災の危険距離の計算方法は、「2.2.2(3)計算方法」と同じである。

(2) 燃料輸送車両の爆発の評価について

a. 危険限界距離の評価

(a) 評価方針

発電所敷地外半径 10km 以内の燃料輸送車両の燃料積載量等を勘案して,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 0.01MPa 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。

爆発源として想定する燃料輸送車両の位置は,「(1)a. 評価方針」と同じ(図 2-16 参照)とする。

(b) 評価条件

- イ. 輸送燃料は液化石油ガス (プロパン)とする。
- 口. 最大規模の燃料輸送車両が発電所敷地境界の道路で爆発を起こすものとする。
- ハ. 燃料輸送車両は燃料を満載した状態を想定する。
- ニ. 高圧ガス漏えい、引火によるガス爆発とする。
- ホ. 気象条件は無風状態とする。

(c) 計算方法

前述の「2.2.3(2)a.(c)計算方法」と同じである。

b. 容器破裂時における破片の最大飛散距離の評価

(a) 評価方針

発電所敷地外半径 10km 以内の燃料輸送車両の燃料積載量等を勘案して,ガス爆発による容器破裂時の破片の最大飛散距離を算出し,その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。

最大規模の燃料輸送車両は加圧貯蔵であるため、大規模なタンク破裂事象である BLEVE が発生する可能性があることから、車両制限令、道路法等をもとに BLEVE により発生する飛来物を設定し、飛来物ごとに最大飛散距離を算出し評価する。

爆発源として想定する燃料輸送車両の位置は,「(1)a. 評価方針」と同じ(図 2-16 参照)とする。

(b) 評価条件

前述の「(2)a. (b)評価条件」と同じである。

(c) 計算方法

飛来物が空中でランダムに回転すると仮定し、外力としては重力及び平均抗力(各 方向に平均化した抗力係数と投影面積の積に比例して定義されるもの)を受けるもの として最も遠くまで到達する最大飛散距離を算出する。

イ. 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。

H				
記号	単位	定義		
v_0	m/s	飛来物の最高速度		
E	Ј	タンク爆発により発生するエネルギ		
P_1	Pa	タンク内の圧力		
P_2	Pa	大気圧力		
γ	_	比熱比		
A_{ke}	_	爆発エネルギの飛来物への移行係数		
m	kg	飛来物の質量		
F	一 空気抵抗による外力			
g	m/s^2	重力加速度		
C_D	_	流体抵抗係数		
A	m^2	飛来物の速度方向に対する投影面積		
ν	m/s	飛来物の速度		
ρ	kg/m³	空気密度		
t	S	時間		
L	m	飛散距離		

ロ. 最大飛散距離の算出

最大飛散距離(L)を次式のとおり算出する。

水平方向:
$$m\frac{dv_{x}}{dt} = F\frac{v_{x}}{v(t)}$$
 (式 20)

鉛直方向:
$$m\frac{dv_{y}}{dt} = F\frac{v_{y}}{v(t)} - mg$$
 (式 21)

$$v(t) = \sqrt{{v_{\rm x}}^2 + {v_{\rm y}}^2}$$
 (元 23)

$$y_0 = -\int_0^\tau v_y \, dt$$

$$L = \int_0^\tau v_x \, dt$$

$$(\vec{z} \ 24)$$

ただし, τ は敷地に到達するまでの時間

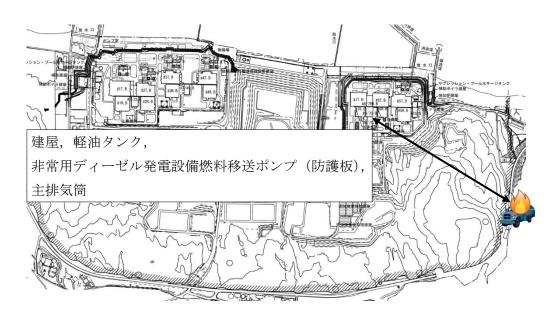


図 2-16 外部火災の影響を考慮する施設と燃料輸送車両の位置

2.2.5 漂流船舶の火災・爆発の評価について

(1) 漂流船舶の火災の評価について

a. 評価方針

漂流船舶の燃料積載量等を勘案して、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。

柏崎刈羽原子力発電所では発電所構内に入構する危険物輸送船舶が存在しないことから、火災源として想定する船舶は、発電所前面の海域で航行中の船舶が漂流した上で港湾内に進入し、火災を起こすものとして評価する。外部火災の影響を考慮する施設と漂流船舶の位置を図 2-17 に示す。

b. 評価条件

- (a) 輸送燃料は液化石油ガス (プロパン) とする。
- (b) 港湾内に入港可能な大きさで実際に存在する最大の船舶とする。
- (c) 漂流船舶は燃料を満載した状態を想定する。
- (d) 発電所港湾内での漂流船舶の全面火災を想定する。
- (e) 離隔距離は、評価上厳しくなるよう、漂流船舶の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。
- (f) 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。
- (g) 気象条件は無風状態とする。

c. 計算方法

火災源の漂流船舶の投影面積から求める燃焼半径、燃料積載量により燃焼継続時間を 求め、その燃焼継続時間、外部火災の影響を考慮する施設の温度が許容温度となる輻射 強度等を用いて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。

	FIG. 7.1.				
記号	単位	定義			
R	m	燃焼半径			
w'	m	漂流船舶幅			
d'	m	漂流船舶長さ			
w'×d'	m^2	漂流船舶投影面積			
ϕ	_	形態係数			
L	m	離隔距離			
Н	m	火炎高さ			
E	W/m^2	輻射強度			
Rf W/m² 輻射発散度		輻射発散度			
t	S	燃焼継続時間			
V	m^3	燃料量			
v	m/s	燃焼速度			
М	kg/(m ² ·s)	燃料の質量低下速度			
ρ	kg/m^3	密度			
m	kg	燃料の質量			

(b) 危険距離の算出

漂流船舶の火災の危険距離の計算方法は、「2.2.2(3)計算方法」と同じである。

(2) 漂流船舶の爆発の評価について

a. 評価方針

漂流船舶の燃料積載量等を勘案して、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 0.01MPa 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。

爆発源として想定する漂流船舶の位置は、「(1)a. 評価方針」と同じ(図 2-17 参照)とする。

b. 評価条件

- イ. 輸送燃料は液化石油ガス(プロパン)とする。
- ロ. 港湾内に入港可能な大きさで実際に存在する最大の船舶とする。
- ハ. 漂流船舶は燃料を満載した状態を想定する。
- ニ. 高圧ガス漏えい、引火によるガス爆発とする。
- ホ. 気象条件は無風状態とする。

c. 計算方法

前述の「2.2.3(2)a.(c)計算方法」と同じである。

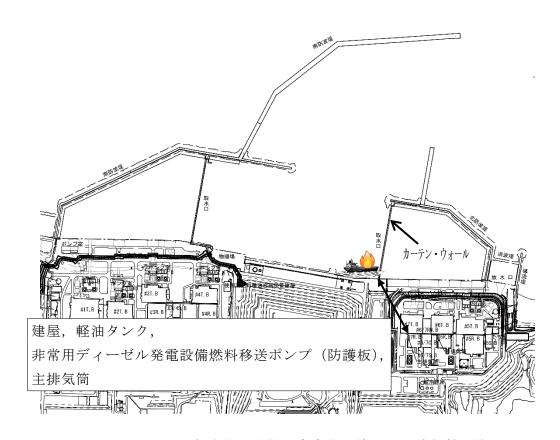


図 2-17 外部火災の影響を考慮する施設と漂流船舶の位置

V-1-1-3-5-6 外部火災防護における評価条件及び評価結果

目 次

١.	概要		1
2.	評価多	条件及び評価結果	1
2.	1 発電	這所敷地内の火災源に対する評価条件及び評価結果 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
	2. 1. 1	森林火災	1
	2. 1. 2	発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	4
	2. 1. 3	航空機墜落による火災	13
	2. 1. 4	発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災と航空機墜落による重畳火災	18
2.	2 発電	宣所敷地外の火災・爆発源に対する評価条件及び評価結果 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	22
	2. 2. 1	石油コンビナート施設の火災・爆発 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	22
	2. 2. 2	危険物貯蔵施設の火災	22
	2. 2. 3	高圧ガス貯蔵施設の火災・爆発・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	26
	2. 2. 4	燃料輸送車両の火災・爆発 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	30
	2. 2. 5	漂流船舶の火災・爆発	36

1. 概要

本資料は、外部事象防護対象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。

外部事象防護対象施設の健全性を確認するための評価は、V-1-1-3-5-5「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整理し,表 2-1 に示す。

(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
火炎輻射発散度	最大火線強度の値を火炎輻射発散度の値に変換したもの
(kW/m^2)	$(100 \mathrm{kW/m^2})$
火炎長(m)	火炎の高さ (3.08m)
火炎到達幅(m)	到達火炎の横幅(3730m)

- 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 外部火災の影響を考慮する施設と防火帯の位置関係及び離隔距離を図 2-1 に示す。
- (a) 外部事象防護対象施設を内包する建屋(以下「建屋」という。) 防火帯の外縁(火炎側)から最も近い距離にある建屋は、コントロール建屋である ことから以下に危険距離の評価条件及び評価結果を示す。

H	W	E	Rf
(m)	(m)	(kW/m^2)	(kW/m^2)
3.08	3730	15. 5	100

<i>T</i> (°C)	$T_{\mathcal{O}}$ (°C)	$c_p \ (exttt{J/(kg·K)})$	コンクリート ρ (kg/m³)	λ (W/(m·K))
200	50	879	2200	1.63

危険距離	離隔距離
(m)	(m)
21	504

結果

危険距離を評価した結果, 21m となり, その危険距離を上回る離隔距離 504m を確保していることを確認した。

(b) 軽油タンク

ε	S_1	S_2	h	С
(-)	(m^2)	(m^2)	$(W/(m^2 \cdot K))$	(J/K)
0.9	224	224	17	8.72×10^{8}

T_{air}	$T_{\mathcal{O}}$	Н	W	Rf
(℃)	(°C)	(m)	(m)	(kW/m^2)
38	38	3. 08	3730	100

t	T
(s)	(℃)
3060	225

危険距離	離隔距離
(m)	(m)
2	540

結果

危険距離を評価した結果、2m となり、その危険距離を上回る離隔距離 540m を確保していることを確認した。

(c) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ(防護板)

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの周囲を防護する非常用ディーゼル発電 設備燃料移送ポンプ防護板の構成材(耐火材、断熱材及び鋼板の組合せ)のうち、耐 火材及び断熱材の設置を考慮せず、保守的に鋼板のみの構造を仮定した場合における 鋼板外面(受熱面側)の危険距離の評価条件及び評価結果を示す。

ε	S	h	C	T_{air}
(-)	(m ²)	$(W/(m^2 \cdot K))$	(J/K)	(\mathcal{C})
0. 96	156	17	1.27×10^7	55

T_{O}	Н	W	Rf	t
(\mathcal{C})	(m)	(m)	(kW/m^2)	(s)
55	3. 08	3730	100	3060

Т	
(\mathcal{C})	
100	

危険距離	離隔距離
(m)	(m)
89	539

結果

危険距離を評価した結果,89m となり,その危険距離を上回る離隔距離539m を確保していることを確認した。

(d) 主排気筒

3	h	$T_{\mathcal{O}}$	T
(—)	$(W/(m^2 \cdot K))$	(°C)	(°C)
0.9	17	50	325

Н	W	Rf
(m)	(m)	(kW/m^2)
3.08	3730	100

危険距離	離隔距離
(m)	(m)
30	600

結果

危険距離を評価した結果,30m となり,その危険距離を上回る離隔距離600m 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タンク等の火災

発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災時の外部火災の影響を考慮する施設の温度の評価結果を整理し、表 2-2 に示す。

(1) 温度の評価条件及び評価結果

a. 軽油タンク火災

(a) 建屋 (原子炉建屋) の評価条件及び評価結果

軽油タンクに最も近い距離にある建屋は、原子炉建屋であることから以下に建屋表面温度の評価条件及び評価結果を示す。

原子炉建屋と軽油タンクの位置関係及び離隔距離は、図2-2に示す。

$w \times d$	L	Н	Rf	V
(m^2)	(m)	(m)	$(\mathrm{kW/m^2})$	(m^3)
289	46	28. 8	42. 0	565

v (m/s)	<i>M</i> (kg/(m²⋅s))	軽油 <i>p</i> (kg/m³)	<i>T₀</i> (℃)	ε (-)
4. 79×10^{-5}	0.044	918	50	0. 95

<i>h</i> (W/(m²⋅K))	<i>c</i> (J/(kg⋅K))	コンクリート <i>ρ</i> (kg/m³)	<i>k</i> (W/(m⋅K))
34. 9	879	2200	1. 63

建屋表面温度 (℃)	コンクリート 許容温度 (℃)
119	200

結果

軽油タンク火災時の原子炉建屋の建屋表面温度を評価した結果,119℃となり,コンクリート許容温度 200℃以下であることを確認した。

(b) 軽油タンクの評価条件及び評価結果

隣接する軽油タンクの軽油温度の評価条件及び評価結果を示す。

隣接する軽油タンクと火災源の軽油タンクの位置関係及び離隔距離は、図 2-2 に示す。

$w \times d$	L	Н	Rf	V
(m ²)	(m)	(m)	(kW/m^2)	(m^3)
289	12	28.8	42. 0	565

v (m/s)	<i>M</i> (kg/(m²⋅s))	軽油 p (kg/m³)	T_{sir} (°C)	<i>T₀</i> (°C)
4. 79×10^{-5}	0.044	918	38	38

ε	S_1	S_2	h	С
(-)	(m^2)	(m^2)	$(W/(m^2 \cdot K))$	(J/K)
0.9	224	224	17	8.72×10^8

軽油タンクの 軽油温度 (°C)	許容温度 (℃)
179	225

結果

軽油タンク火災時の隣接する軽油タンクの軽油温度を評価した結果, 179 $^{\circ}$ となり, 許容温度 225 $^{\circ}$ C以下であることを確認した。

(c) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ(防護板)の評価条件及び評価結果 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの周囲を防護する非常用ディーゼル発電 設備燃料移送ポンプ防護板の構成材(耐火材,断熱材及び鋼板の組合せ)による耐火 性能を考慮した場合における同防護板内部の非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポン プの周囲温度の評価条件及び評価結果を示す。

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ(防護板)と軽油タンクの位置関係及び 離隔距離は、図 2-2 に示す。

$w \times d$	L	Н	Rf	V
(m^2)	(m)	(m)	(kW/m^2)	(m^3)
289	9	28.8	42.0	565

V (m/s)	<i>M</i> (kg/(m²⋅s))	軽油 <i>p</i> (kg/m³)	<i>T₀</i> (℃)	T_{air} (°C)
4. 79×10^{-5}	0.044	918	38	55

	h_{in}	A (m ²)	V_p (m ³)	空気	空気 <i>P</i> (kg/m³)
1	0.2	92. 1	47. 5	1007	1. 112

耐火材				
C_p	ρ	λ		
(J/(kg·K))	(kg/m^3)	$(W/(m \cdot K))$		
830	220	0.079		

断熱材 1			
C_p	ρ	λ	
(J/(kg·K))	(kg/m^3)	$(W/(m \cdot K))$	
560	300	0.033	

鋼板			
c_p $ ho$ λ			
(J/(kg·K))	(kg/m^3)	$(W/(m \cdot K))$	
473	7860	51.6	

	断熱材 2	
c_p	ρ	λ
(J/(kg·K))	(kg/m^3)	$(W/(m \cdot K))$
915	127. 5	0.038

非常用ディーゼル	
発電設備燃料移送	許容温度
ポンプの周囲温度	(℃)
(℃)	
58	100

結果

軽油タンク火災時の非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの周囲温度を評価 した結果,58℃となり,許容温度100℃以下であることを確認した。

(d) 主排気筒の評価条件及び評価結果

主排気筒表面温度の評価条件及び評価結果を以下に示す。

主排気筒と軽油タンクの位置関係及び離隔距離は、図2-2に示す。

$w \times d$	L	Н	Rf	V
(m ²)	(m)	(m)	(kW/m^2)	(m^3)
289	77	28. 8	42. 0	565

V	М	軽油
(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$	$ ho$ (kg/m^3)
4.79×10^{-5}	0.044	918

T_{O}	ε	h
(℃)	(—)	$(W/(m^2 \cdot K))$
50	0.9	17

主排気筒	鋼材	
表面温度	許容温度	
(℃)	(℃)	
83	325	

結果

軽油タンク火災時の主排気筒表面温度を評価した結果,83℃となり,鋼材許容温度 325℃以下であることを確認した。

b. 主変圧器火災

(a) 建屋 (コントロール建屋) の評価条件及び評価結果

主変圧器(6号機)は建屋に最も近く、評価上厳しくなる建屋はコントロール建屋であることから以下に建屋表面温度の評価条件及び評価結果を示す。

建屋と主変圧器 (6号機) の位置関係及び離隔距離は、図2-3に示す。

w' ×d'*	L	Н	Rf	V
(m ²)	(m)	(m)	(kW/m^2)	(m^3)
150	13	20. 7	23. 0	200

注記*:主変圧器の投影面積

v (m/s)	<i>M</i> (kg/(m²⋅s))	重油 <i>p</i> (kg/m³)	$T_{\mathcal{O}}$ (°C)	ε (-)
3.65×10^{-5}	0.035	960	50	0. 95

h $(\mathbb{W}/(\mathbb{m}^2 \cdot \mathbb{K}))$	<i>c</i> (J/(kg⋅K))	コンクリート <i>ρ</i> (kg/m³)	<i>k</i> (W/(m⋅K))
34. 9	879	2200	1.63

建屋表面温度 (℃)	コンクリート 許容温度 (℃)
184	200

結果

主変圧器火災時のコントロール建屋の建屋表面温度を評価した結果,184℃となり, コンクリート許容温度 200℃以下であることを確認した。

(b) 軽油タンクの評価条件及び評価結果

軽油タンクの軽油温度の評価条件及び評価結果を示す。

軽油タンクと主変圧器 (7号機) の位置関係及び離隔距離は、図 2-3 に示す。

w' ×d' *	L	Н	Rf	V
(m ²)	(m)	(m)	(kW/m^2)	(m^3)
155	67	21. 1	23. 0	214

注記*:主変圧器の投影面積

v (m/s)	<i>M</i> (kg/(m²⋅s))	重油 <i>p</i> (kg/m³)	T_{sir} (°C)	<i>T₀</i> (°C)
3. 65×10^{-5}	0.035	960	38	38

ε	S_1	S_2	h	С
(-)	(m^2)	(m^2)	$(W/(m^2 \cdot K))$	(J/K)
0.9	224	224	17	8.72×10^8

軽油タンクの 軽油温度 (°C)	許容温度
42	225

結果

主変圧器火災時の軽油タンクの軽油温度を評価した結果,42℃となり,許容温度 225℃以下であることを確認した。

(c) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ(防護板)の評価条件及び評価結果 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの周囲を防護する非常用ディーゼル発電 設備燃料移送ポンプ防護板の構成材(耐火材,断熱材及び鋼板の組合せ)のうち,耐 火材及び断熱材の設置を考慮せず,保守的に鋼板のみの構造を仮定した場合における 鋼板外面(受熱面側)の評価条件及び評価結果を示す。

非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ (防護板) と主変圧器 (7 号機) の位置 関係及び離隔距離は、図 2-3 に示す。

$w' \times d' *1$	L	Н	Rf	V
(m^2)	(m)	(m)	(kW/m^2)	(m^3)
155	60	21. 1	23. 0	214

v (m/s)	<i>M</i> (kg/(m²⋅s))	重油 <i>p</i> (kg/m³)	T_{sir} (°C)	<i>T₀</i> (°C)
3. 65×10^{-5}	0.035	960	55	55

ε	S	h	С
(-)	(m^2)	$(W/(m^2 \cdot K))$	(J/K)
0.96	156	17	1.27×10^7

非常用ディーゼル	
発電設備燃料移送	許容温度
ポンプの周囲温度*2	$(^{\circ}\!\mathbb{C})$
(℃)	
73	100

注記*1:主変圧器の投影面積

*2: 評価上厳しくなるよう,非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板鋼板外面 (受熱面側)の温度を非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの周囲温度とみなす。

結果

主変圧器火災時の非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板鋼板外面(受熱面側)の温度を非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの周囲温度として評価した結果,73℃となり,許容温度100℃以下であることを確認した。

(d) 主排気筒の評価条件及び評価結果

主排気筒表面温度の評価条件及び評価結果を以下に示す。

主排気筒と主変圧器(7号機)の位置関係及び離隔距離は、図2-3に示す。

$w' \times d'$	L	Н	Rf	V
(m^2)	(m)	(m)	(kW/m^2)	(m^3)
155	23	21. 1	23. 0	214

V	М	重油
(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$	$ ho$ (kg/m^3)
3.65×10^{-5}	0. 035	960

T_{O}	ε	h
(\mathcal{C})	(—)	$(W/(m^2 \cdot K))$
50	0.9	17

主排気筒	鋼材
表面温度	許容温度
(℃)	(℃)
132	325

結果

主変圧器火災時の主排気筒表面温度を評価した結果,132℃となり,鋼材許容温度325℃以下であることを確認した。

- c. 原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置 (B-2) 入力変圧器 (6 号機) 火災
 - (a) 原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置 (B-2) 入力変圧器 (6 号機) 基礎・ 屋上床躯体境界面の温度の評価条件及び評価結果

w' ×d'*1	Rf	V	V	М
(m^2)	(kW/m^2)	(m^3)	(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$
23. 9	23. 0	13. 7	3.65×10^{-5}	0. 035

重油	<i>T₀</i> (℃)	変圧器 基礎上面 <i>T_I</i> * ² (℃)	c_p $(\mathrm{J/(kg} \cdot \mathrm{K)})$	コンクリート の (kg/m³)
960	50	360	879	2200

Ī	λ
	$(W/(m \cdot K))$
	1.63

建屋表面温度* ³ (℃)	コンクリート 許容温度 (°C)
45	200

- 注記*1:原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置(B-2)入力変圧器(6号機)の投影 面積
 - *2: 絶縁油の液面火災において,絶縁油(炎の直下の部分)の温度は沸点近傍で安定すると考えられることから,本評価では加熱温度として絶縁油の沸点(360℃)を用いる。大規模石油タンクの燃焼に関する研究報告書(平成11年,自治省消防庁消防研究所)には,直径10mのタンクの原油を燃焼させる実験を行った際の原油の温度が掲載されており、これによると最高温度は350℃程度であることが示されている。
 - *3:原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置(B-2)入力変圧器(6号機)基礎・ 屋上床躯体境界面の温度を建屋表面温度とみなす。

結果

原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置 (B-2) 入力変圧器 (6 号機) 火災時の原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置 (B-2) 入力変圧器 (6 号機) 基礎・屋上床躯体境界面の温度をコントロール建屋の建屋表面温度として評価した結果, 45℃となり, コンクリート許容温度 200℃以下であることを確認した。

(b) コントロール建屋屋上床躯体表面の評価条件及び評価結果

$w' \times d'^{*1}$	L	Н	Rf	V
(m^2)	(m)	(m)	(kW/m^2)	(m^3)
23. 9	5	9. 07	23. 0	13. 7

v (m/s)	<i>M</i> (kg/(m²⋅s))	重油 <i>p</i> (kg/m³)	<i>T₀</i> (℃)	c_p $(\mathrm{J/(kg \cdot K)})$
3. 65×10^{-5}	0.035	960	50	879

コンクリート の (kg/m³)	λ (W/(m⋅K))
2200	1.63

建屋表面温度* ² (℃)	コンクリート 許容温度 (°C)
118	200

注記*1:原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置(B-2)入力変圧器(6号機)の投影 面積

*2:コントロール建屋屋上床躯体表面の温度を建屋表面温度とみなす。

結果

原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置 (B-2) 入力変圧器 (6 号機) 火災時のコントロール建屋屋上床躯体表面の温度をコントロール建屋の建屋表面温度として評価した結果,118℃となり,コンクリート許容温度 200℃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外部火災の影響を考慮する施設の温度の評価結果を整理し、表 2-3 に示す。

(1) 標的面積と離隔距離の評価条件及び評価結果*1

		民間組	亢空機	自衛隊機又は米軍機	
		計器	有視界	訓練売量がある歌行中	
		飛行方式	飛行方式	訓練空域外を飛行中	
		大型民間	間航空機	大型軍用航空機	小型軍用航空機
	対象航空機	(固定翼,	回転翼)	(固定翼, 回転翼)	(固定翼, 回転翼)
		B747-400		KC-767	AH-1S
7	標的面積 A (km²)	0. 247		0. 109	0.087
· diff	建屋(原子炉建屋,	243		1.45	110
離	コントロール建屋)			145	118
隔	軽油タンク	174		76	49
距	非常用ディーゼル				
離 L*2	発電設備燃料移送	18	82	84	56
$\binom{L}{m}$	ポンプ (防護板)				
(m)	主排気筒	24	44	146	119

注記*1:航空機落下確率評価で用いる最新データによる。

*2: 航空機落下位置と外部火災の影響を考慮する施設の最短距離にそれぞれの火災源の燃 焼半径を足した値。

(2) 温度の評価条件及び評価結果

外部火災の影響を考慮する施設と航空機落下位置の位置関係及び離隔距離を図 2-4 に示す。

a. 建屋 (原子炉建屋, コントロール建屋)

	民間航空機	自衛隊機工	又は米軍機	
	大型民間航空機	大型軍用航空機	小型軍用航空機	
	B747-400	KC-767	AH-1S	
$w' \times d' *_1 (m^2)$	606	281	13	
L *2 (m)	243	145	118	
H (m)	41. 7	28. 4	6. 10	
Rf (kW/m ²)	50	5	8	
V (m ³)	217	145	0.98	
v (m/s)	6.67×10^{-5}	6.71	$\times 10^{-5}$	
$M \left(kg/(m^2 \cdot s) \right)$	0.054	0.051		
燃料	010		760	
ρ (kg/m ³)	810	10	700	
T_{θ} (°C)		50		
€ (−)		0.95		
$h \left(W/\left(m^{2}\cdot K\right) \right)$		34. 9		
$c \left(J/(kg \cdot K) \right)$		879		
コンクリート		0000		
ρ (kg/m ³)	2200			
$k (W/(m \cdot K))$		1.63		

注記*1:燃料タンクの投影面積。

*2: 航空機落下位置と建屋(原子炉建屋、コントロール建屋)の最短距離にそれぞれの火災源の燃焼半径を足した値。

	民間航空機	自衛隊機工	スは米軍機
	大型民間航空機	大型軍用航空機	小型軍用航空機
B747-400		KC-767	AH-1S
建屋表面温度(℃)	建屋表面温度(℃) 56		51
コンクリート	900	900	900
許容温度(℃)	200	200	200

結果

航空機墜落による火災時の建屋表面温度を評価した結果, コンクリート許容温度 200℃以下であることを確認した。

b. 軽油タンク

	民間航空機	自衛隊機工	ては米軍機		
	大型民間航空機	大型軍用航空機	小型軍用航空機		
	B747-400	KC-767	AH-1S		
$w' \times d' *_1 (m^2)$	606	281	13		
L *2 (m)	174	76	49		
H (m)	41. 7	28. 4	6. 10		
Rf (kW/m ²)	50	5	8		
V (m ³)	217	145	0.98		
v (m/s)	6. 67×10^{-5}	6. 71×10^{-5}			
$M \left(\frac{\text{kg}}{(\text{m}^2 \cdot \text{s})} \right)$	0.054	0.0	051		
燃料	810	76	30		
ρ (kg/m ³)	810	16	00		
T_{air} (°C)		38			
T_{θ} (°C)		38			
€ (−)		0.9			
S_I (m ²)	224				
S_2 (m ²)	224				
$h \left(\mathbb{W}/\left(\mathbb{m}^{2}\cdot \mathbb{K}\right) \right)$	17				
C (J/K)		8.72×10^8			

注記*1:燃料タンクの投影面積。

*2: 航空機落下位置と軽油タンクの最短距離にそれぞれの火災源の燃焼半径を足した値。

	民間航空機	自衛隊機工	スは米軍機
	大型民間航空機	大型軍用航空機	小型軍用航空機
	B747-400	KC-767	AH-1S
軽油タンクの	20	41	39
軽油温度(℃)	39	41	39
許容温度(℃)	225	225	225

結果

航空機墜落による火災時の軽油タンクの軽油温度を評価した結果, 許容温度 225 $^{\circ}$ C以下であることを確認した。

c. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ (防護板)

	民間航空機	自衛隊機工	スは米軍機
	大型民間航空機	大型軍用航空機	小型軍用航空機
	B747-400	KC-767	AH-1S
$w' \times d' *1 (m^2)$	606	281	13
L *2 (m)	182	84	56
H (m)	41.7	28. 4	6. 10
Rf (kW/m²)	50 58		8
V (m ³)	217	145	0.98
v (m/s)	6. 67×10^{-5} 6. 71×10^{-5}		× 10 ⁻⁵
$M \left(\frac{\text{kg}}{(\text{m}^2 \cdot \text{s})} \right)$	0.054	0.0	051
燃料	010	7.0	20
ρ (kg/m ³)	810	76	00
T_{air} (°C)		55	
T_{θ} (°C)	55		
€ (−)	0.96		
S (m ²)	156		
h (W/(m²⋅K))	17		
C (J/K)		1.27×10^7	

注記*1:燃料タンクの投影面積。

*2: 航空機落下位置と非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ (防護板) の最短距離に それぞれの火災源の燃焼半径を足した値。

	民間航空機	自衛隊機又は米軍機		
	大型民間航空機	大型軍用航空機	小型軍用航空機	
	B747-400	KC-767	AH-1S	
非常用ディーゼル発				
電設備燃料移送ポン	66	87	56	
プの周囲温度*3(℃)				
許容温度(℃)	100	100	100	

注記*3:評価上厳しくなるよう,非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板鋼板外面 (受熱面側)の温度を非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの周囲温度とみな す。

結果

航空機墜落による火災時の非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板鋼板外面(受熱面側)の温度を非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの周囲温度として評価した結果,許容温度 100℃以下であることを確認した。

d. 主排気筒

	 民間航空機	自衛隊機工	 又は米軍機	
	大型民間航空機	大型軍用航空機	小型軍用航空機	
	B747-400	KC-767	AH-1S	
w' ×d'*1 (m²)	606	281	13	
L *2 (m)	244	146	119	
H (m)	41.7	28. 4	6. 10	
Rf (kW/m²)	50	5	8	
V (m ³)	217	145	0.98	
v (m/s)	6.67×10^{-5}	6. 71	$\times 10^{-5}$	
$M \left(kg/(m^2 \cdot s) \right)$	0.054	0. (051	
燃料 ρ (kg/m³)	810 760		60	
T_{θ} (°C)	50			
€ (—)	0.9			
h (W/(m²⋅K))		17		

注記*1:燃料タンクの投影面積。

*2: 航空機落下位置と主排気筒の最短距離にそれぞれの火災源の燃焼半径を足した値。

	民間航空機	自衛隊機工	又は米軍機
	大型民間航空機	大型軍用航空機	小型軍用航空機
	B747-400	KC-767	AH-1S
主排気筒表面温度(℃)	59	63	51
鋼材許容温度(℃)	325	325	325

結果

航空機墜落による火災時の主排気筒表面温度を評価した結果,鋼材許容温度 325℃以下であることを確認した。

2.1.4 発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災と航空機墜落による重畳火災

発電所敷地内の危険物タンク(軽油タンク(6 号機))2 基の火災と航空機(小型軍用航空機(AH-1S))墜落による重畳火災時の外部火災の影響を考慮する施設の温度の評価結果を整理し、表 2-3 に示す。

(1) 温度の評価条件及び評価結果

外部火災の影響を考慮する施設と航空機墜落による重畳火災の位置関係及び離隔距離を 図 2-5 に示す。

a. 評価条件

(a) 軽油タンク (6 号機 (東側)) の火災のパラメータ

\/ .1		<i>L</i> (m)			
$w \times d$ (m^2)	建屋	軽油タンク	非常用ディーゼル 発電設備燃料移送 ポンプ (防護板)	主排気筒	<i>Н</i> (m)
289	108	178	171	206	28.8

Rf	V	V	М	軽油
(kW/m²)	(m^3)	(m/s)	$(\mathrm{kg}/(\mathrm{m}^2 \cdot \mathrm{s}))$	ρ
(IXII/ III)	(111)	(111/15)	(Kg/ (m 5/)	(kg/m^3)
42.0	565	4. 79×10^{-5}	0.044	918

(b) 軽油タンク(6号機(西側))の火災のパラメータ

	<i>L</i> (m)				И
$w \times d$ (m^2)	建屋	軽油 タンク	非常用ディーゼル 発電設備燃料移送 ポンプ (防護板)	主排気筒	<i>H</i> (m)
289	99	178	171	198	28.8

<i>Rf</i> (kW/m ²)	V (m³)	V (m/s)	M (1, \alpha / (\mathref{m}^2, \alpha))	軽油
(KW/III ⁻)	(III-)	(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$	(kg/m^3)
42.0	565	4.79×10^{-5}	0.044	918

(c) 航空機墜落による火災 (小型軍用航空機 (AH-1S)) のパラメータ

' ∨ J' *1	L *2 (m)				II.
$w' \times d'^{*1}$ (m ²)	建屋	軽油 タンク	非常用ディーゼル 発電設備燃料移送 ポンプ (防護板)	主排気筒	<i>Н</i> (m)
13	118	182	175	214	6. 10

Rf (kW/m^2)	V (m³)	V (m/s)	<i>M</i> (kg/(m²⋅s))	燃料 // (kg/m³)
58. 0	0.98	6. 71×10^{-5}	0.051	760

注記*1:燃料タンクの投影面積。

*2: 航空機落下確率評価で用いる最新データによる。

(d) 建屋 (コントロール建屋) 物性値

T_{θ} (°C)	ε (-)	<i>h</i> (W/(m²⋅K))	с (J/(kg•K))	コンクリート <i>ρ</i> (kg/m³)
50	0.95	34. 9	879	2200

k(W/(m⋅K))
1.63

(e) 軽油タンク物性値

T_{air}	$T_{\mathcal{O}}$	ε	S_{I}	S_2
(\mathcal{C})	$({}^{\circ}\!\mathbb{C})$	(-)	(m^2)	(m^2)
38	38	0.9	224	224

h	С
$(W/(m^2 \cdot K))$	(J/K)
17	8.72×10^{8}

(f) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ (防護板) 物性値

T_{air}	$T_{\mathcal{O}}$	ε	S	h
(℃)	(℃)	(-)	(m^2)	$(W/(m^2 \cdot K))$
55	55	0.96	156	17

C (J/K) 1. 27×10⁷

(g) 主排気筒物性値

<i>T₀</i> (℃)	ε (—)	<i>h</i> (W/(m ² ·K))
50	0.9	17

b. 評価結果

(a) 建屋 (コントロール建屋)

建屋表面温度 (℃)	コンクリート 許容温度 (°C)
79	200

結果

発電所敷地内の危険物タンク(軽油タンク(6号機))2基の火災と航空機(小型軍用航空機(AH-1S))墜落による火災が同時に発生した場合の建屋表面温度を評価した結果,79℃となり,コンクリート許容温度200℃以下であることを確認した。

(b) 軽油タンク

軽油タンクの 軽油温度 (°C)	許容温度
46	225

結果

発電所敷地内の危険物タンク(軽油タンク(6 号機))2 基の火災と航空機(小型軍用航空機(AH-1S))墜落による火災が同時に発生した場合の軽油タンクの軽油温度を評価した結果、46℃となり、許容温度 225℃以下であることを確認した。

(c) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ (防護板)

非常用ディーゼル	
発電設備燃料移送	許容温度
ポンプの周囲温度*	(℃)
(\mathcal{C})	
70	100

注記*:評価上厳しくなるよう,非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板鋼板外面 (受熱面側)の温度を非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの周囲温度とみな す。

結果

発電所敷地内の危険物タンク(軽油タンク(6号機))2基の火災と航空機(小型軍用航空機(AH-1S))墜落による火災が同時に発生した場合の非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの周囲温度を評価した結果、70℃となり、許容温度 100℃以下であることを確認した。

(d) 主排気筒

主排気筒	鋼材
表面温度	許容温度
(℃)	(℃)
61	325

結果

発電所敷地内の危険物タンク(軽油タンク(6号機))2基の火災と航空機(小型軍用航空機(AH-1S))墜落による火災が同時に発生した場合の主排気筒表面温度を評価した結果、61℃となり、鋼材許容温度 325℃以下であることを確認した。

2.2 発電所敷地外の火災・爆発源に対する評価条件及び評価結果

2.2.1 石油コンビナート施設の火災・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ことを確認している。新潟県石油コンビナート等防災計画に定められている特別防災区域は計3箇所ある。そのうち柏崎刈羽原子力発電所に最も近い地区は、南西約39kmの直江津地区に存在している。新潟県内の石油コンビナート等特別防災区域の位置を図2-6に示す。

2.2.2 危険物貯蔵施設の火災

危険物貯蔵施設の火災時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整理 し、表 2-4 に示す。また、外部火災の影響を考慮する施設と危険物貯蔵施設の離隔距離 は、図 2-7 に示す。

(1) 危険距離の評価条件及び評価結果

a. 建屋 (コントロール建屋)

$w \times d$	Н
(m^2)	(m)
1240	59. 7

原油				
Rf V v M p				
(kW/m^2)	(m^3)	(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$	(kg/m^3)
41	1090	2.50×10^{-5}	0.022	880

メタノール				
Rf	V	V	M	ρ
(kW/m^2)	(m ³)	(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$	(kg/m^3)
9.8	18	2.14×10^{-5}	0.017	796

T_{θ} (°C)	ε (—)	h $(W/(m^2 \cdot K))$	<i>c</i> (J/(kg⋅K))	コンクリート <i>ρ</i> (kg/m³)
50	0.95	34. 9	879	2200

k	T
$(W/(m \cdot K))$	(°C)
1.63	200

危険距離	離隔距離
(m)	(m)
56	2300

結果

危険距離を評価した結果,56mとなり,その危険距離を上回る離隔距離2300mを確保していることを確認した。

b. 軽油タンク

$w \times d$	Н
(m^2)	(m)
1240	59. 7

原油				
Rf	V	V	M	ρ
(kW/m^2)	(m ³)	(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$	(kg/m^3)
41	1090	2.50×10^{-5}	0.022	880

メタノール				
Rf	V	V	М	ρ
(kW/m^2)	(m^3)	(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$	(kg/m^3)
9.8	18	2.14×10^{-5}	0. 017	796

$T_{ m air}$	T_0	Ē	S_{I}	S_2
(℃)	(°C)	(—)	(m^2)	(m^2)
38	38	0.9	224	224

h	С	T
$(W/(m^2 \cdot K))$	(J/K)	(\mathcal{C})
17	8.72×10^{8}	225

危険距離	離隔距離
(m)	(m)
20	2200

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 2200m を確保していることを確認した。

c. 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ(防護板)

$w \times d$	Н
(m ²)	(m)
1240	59. 7

原油				
Rf	V	V	M	ρ
(kW/m^2)	(m ³)	(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$	(kg/m^3)
41	1090	2.50×10^{-5}	0.022	880

メタノール				
Rf	V	V	M	ρ
(kW/m^2)	(m ³)	(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$	(kg/m^3)
9.8	18	2.14×10^{-5}	0.017	796

T_{air}	T_0	ε	S	h
(℃)	(℃)	(—)	(m^2)	$(W/(m^2 \cdot K))$
55	55	0. 96	156	17

C	T
(J/K)	(℃)
1.27×10^7	100

危険距離	離隔距離	
(m)	(m)	
139	2200	

結果

危険距離を評価した結果,139m となり,その危険距離を上回る離隔距離 2200m を確保していることを確認した。

d. 主排気筒

$w \times d$	Н
(m^2)	(m)
1240	59. 7

		原油		
Rf	V	V	М	ρ
(kW/m^2)	(m ³)	(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$	(kg/m^3)
41	1090	2.50×10^{-5}	0.022	880

		メタノール		
Rf	V	V	М	ρ
(kW/m^2)	(m ³)	(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$	(kg/m^3)
9.8	18	2.14×10^{-5}	0.017	796

T_{O}	ε	h
(\mathcal{C})	(—)	$(W/(m^2 \cdot K))$
50	0.9	17

危険距離	離隔距離
(m)	(m)
39	2300

結果

危険距離を評価した結果,39mとなり,その危険距離を上回る離隔距離2300mを確保していることを確認した。

2.2.3 高圧ガス貯蔵施設の火災・爆発

(1) 高圧ガス貯蔵施設の火災

高圧ガス貯蔵施設の火災時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整理し、表 2-4 に示す。また、外部火災の影響を考慮する施設と高圧ガス貯蔵施設の離隔距離は、図 2-8 に示す。

a. 危険距離の評価条件及び評価結果

(a) 建屋 (原子炉建屋)

$w \times d$	Н
(m^2)	(m)
271	27. 9

プロパン			
Rf	m	V	M
(kW/m^2)	(kg)	(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$
74	65000	1.69×10^{-4}	0.099

<i>T</i> ₀ (℃)	ε (—)	<i>h</i> (W/(m²⋅K))	<i>c</i> (J/(kg⋅K))	コンクリート ク (kg/m³)
50	0. 95	34. 9	879	2200

k	T
(W/(m·K))	(°C)
1.63	200

危険距離	離隔距離
(m)	(m)
30	5000

結果

危険距離を評価した結果,30mとなり,その危険距離を上回る離隔距離5000mを確保していることを確認した。

(b) 軽油タンク

$w \times d$	Н
(m^2)	(m)
271	27. 9

プロパン			
Rf	m	V	M
(kW/m^2)	(kg)	(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$
74	65000	1.69×10^{-4}	0.099

T_{air}	$T_{\mathcal{O}}$	ε	S_1	S_2
(\mathcal{C})	(°C)	(—)	(m^2)	(m^2)
38	38	0. 9	224	224

h	С	T
$(W/(m^2 \cdot K))$	(J/K)	(℃)
17	8.72×10^8	225

危険距離	離隔距離
(m)	(m)
10	5000

結果

危険距離を評価した結果,10m となり,その危険距離を上回る離隔距離 5000m を確保していることを確認した。

(c) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ (防護板)

$w \times d$	Н
(m ²)	(m)
271	27. 9

プロパン			
Rf	m	V	М
(kW/m^2)	(kg)	(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$
74	65000	1.69×10^{-4}	0.099

T_{air}	$T_{\mathcal{O}}$	Ē	S	h
(℃)	(℃)	(—)	(m^2)	$(W/(m^2 \cdot K))$
55	55	0.96	156	17

С	T
(J/K)	(°C)
1.27×10^7	100

危険距離	離隔距離
(m)	(m)
54	5000

結果

危険距離を評価した結果,54mとなり,その危険距離を上回る離隔距離5000mを確保していることを確認した。

(d) 主排気筒

$w \times d$	Н
(m^2)	(m)
271	27. 9

プロパン				
Rf m v M				
(kW/m^2)	(kg)	(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$	
74	65000	1.69×10^{-4}	0.099	

T_0	ε	h
(℃)	(—)	$(W/(m^2 \cdot K))$
50	0. 9	17

危険距離	離隔距離
(m)	(m)
30	5000

結果

危険距離を評価した結果、30m となり、その危険距離を上回る離隔距離 5000m を確保していることを確認した。

(2) 高圧ガス貯蔵施設の爆発

高圧ガス貯蔵施設の爆発時の危険限界距離及び容器破裂時における破片の最大飛散距離の評価結果を整理し、それぞれ表 2-5 及び表 2-6 に示す。また、外部火災の影響を考慮する施設と高圧ガス貯蔵施設の離隔距離は、図 2-8 に示す。

a. 危険限界距離の評価条件及び評価結果

λ	K	W
$(m \cdot kg^{-1/3})$	(—)	(—)
14. 4	888×10^{3}	65

	建屋 (原子炉建屋)	軽油タンク	非常用ディーゼル 発電設備燃料移送 ポンプ (防護板)	主排気筒
危険限界距離 (m)	223			
離隔距離 (m)	5000	5000	5000	5000

結果

ガス爆発の爆風圧が人体に対して影響を与えない 0.01MPa となる危険限界距離を評価した結果,223m 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。

b. 容器破裂時における破片の最大飛散距離の評価条件及び評価結果

М		
(kg)		
30000		

	建屋(原子炉建屋)	軽油タンク	非常用ディーゼル 発電設備燃料移送 ポンプ (防護板)	主排気筒
最大飛散距離 (m)		1	400	
離隔距離 (m)	5000	5000	5000	5000

結果

容器破裂時における破片の最大飛散距離を評価した結果,1400mとなり,その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・爆発

(1) 燃料輸送車両の火災

燃料輸送車両の火災時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整理し、表 2-4 に示す。また、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及び離隔 距離は、図 2-9 に示す。

a. 危険距離の評価条件及び評価結果

(a) 建屋 (コントロール建屋)

$w' \times d'$	Н
(m^2)	(m)
41. 3	10.9

プロパン			
Rf m v M			
(kW/m^2)	(kg)	(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$
74	16000	1.69×10^{-4}	0.099

T_{o} (°C)	ε (—)	<i>h</i> (W/(m ² ⋅K))	<i>c</i> (J/(kg⋅K))	コンクリート <i>ρ</i> (kg/m³)
50	0. 95	34. 9	879	2200

k	T
(W/(m·K))	(°C)
1. 63	200

危険距離	離隔距離	
(m)	(m)	
13	893	

結果

危険距離を評価した結果, 13m となり, その危険距離を上回る離隔距離 893m を確保していることを確認した。

(b) 軽油タンク

$w' \times d'$	Н
(m ²)	(m)
41. 3	10.9

プロパン			
Rf m v M			
(kW/m^2)	(kg)	(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$
74	16000	1.69×10^{-4}	0.099

T_{air}	T_0	ε	S_1	S_2
(°C)	(℃)	(—)	(m^2)	(m^2)
38	38	0.9	224	224

h	C	T
$(W/(m^2 \cdot K))$	(J/K)	(℃)
17	8.72×10^8	225

危険距離	離隔距離	
(m)	(m)	
4	962	

結果

危険距離を評価した結果、4mとなり、その危険距離を上回る離隔距離 962m を確保していることを確認した。

(c) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ (防護板)

w'×d'	Н	
(m^2)	(m)	
41.3	10.9	

プロパン			
Rf m v M			
(kW/m^2)	(kg)	(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$
74	16000	1.69×10^{-4}	0.099

$T_{ m air}$	T_0	ε	S	h
(\mathcal{C})	(°C)	(—)	(m^2)	$(W/(m^2 \cdot K))$
55	55	0.96	156	17

С	T
(J/K)	$({}_{\circ}\!\mathbb{C})$
1.27×10^7	100

危険距離	離隔距離	
(m)	(m)	
26	952	

結果

危険距離を評価した結果,26mとなり,その危険距離を上回る離隔距離952mを確保していることを確認した。

(d) 主排気筒

$w \times d$	Н
(m^2)	(m)
41.3	10.9

プロパン			
Rf m v M			
(kW/m^2)	(kg)	(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$
74	16000	1.69×10^{-4}	0.099

T_0	ε	h
(℃)	(—)	$(W/(m^2 \cdot K))$
50	0.9	17

危険距離	離隔距離
(m)	(m)
12	1000

結果

危険距離を評価した結果, 12m となり, その危険距離を上回る離隔距離 1000m を確保していることを確認した。

(2) 燃料輸送車両の爆発

燃料輸送車両の爆発時の危険限界距離及び容器破裂時における破片の最大飛散距離の評価結果を整理し、それぞれ表 2-5 及び表 2-6 に示す。また、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及び離隔距離は、図 2-9 に示す。

a. 危険限界距離の評価条件及び評価結果

λ	K	W
$(m \cdot kg^{-1/3})$	(—)	(—)
14. 4	888×10^{3}	4

	建屋		非常用ディーゼル	
	(コントロール	軽油タンク	発電設備燃料移送	主排気筒
	建屋)		ポンプ (防護板)	
危険限界距離	00			
(m)			88	
離隔距離	002	069	059	1000
(m)	893	962	952	1000

結果

ガス爆発の爆風圧が人体に対して影響を与えない 0.01MPa となる危険限界距離を評価した結果,88m 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。

b. 容器破裂時における破片の最大飛散距離の評価条件及び評価結果

	鋼製パイプ	鋼製材	鋼板	/#: ±x.
	(はしご)	(バンパー)	(タンク本体)	備考
V ₀ (m/s)	200	200	200	飛来物の初期速度
M (kg)	69. 3	530	3240	飛来物の重量
L_1 (m)	16. 5	16. 5	2. 5	飛来物の寸法
L_2 (m)	0.05	0.3	16. 5	(車両制限令等をもと
L_3 (m)	0.05	0. 2	0.01	に設定)
ρ (kg/m ³)	1. 22	1. 22	1. 22	空気密度
$g (m/s^2)$	9. 81	9.81	9.81	重力加速度
				感度解析により求めた
θ ($^{\circ}$)	31	30	29	最大飛散距離となる
				飛散角
	A_{I} : 0.825	A_1 : 4. 95	A_{I} : 41. 25	
A (m ²)	<i>A₂</i> : 0. 002	<i>A₂</i> : 0. 06	<i>A</i> ₂ : 0. 165	_
	<i>A</i> ₃: 0. 825	<i>A</i> ₃ ∶3. 3	A_3 : 0. 025	
	C_{DI} : 0. 7	C_{DI} : 1. 2	C_{DI} : 2. 0	
C_D (—)	C_{D2} : 2. 0	C_{D2} : 2. 0	C_{D2} : 2. 0	流体抗力係数
	<i>C</i> _{D3} : 0. 7	<i>C</i> _{D3} : 1. 2	C_{D3} : 2. 0	
				燃料輸送車両の爆発地
y ₀ (m)	13	13	13	点 (EL.25m) と評価地
				点 (EL.12m) の高低差
				運動方程式を用いて,
<i>x</i> (m)	556	511	409	y =-13*となるときの
				飛散距離

注記*:燃料輸送車両の爆発地点の高さを0mと仮定した場合の評価地点の高さ

□ ★ ₩m ② 発光		鋼製パイプ	鋼製材	鋼板
	飛来物の種類	(はしご)	(バンパー)	(タンク本体)
	最大飛散距離	556	511	409
	(m)	550	511	409
	建屋		893	
離	(コントロール建屋)	893		
隔	軽油タンク		962	
距	非常用ディーゼル			
離	発電設備燃料移送		952	
(m)	ポンプ (防護板)			
主排気筒			1000	

結果

容器破裂時における破片の最大飛散距離を詳細評価した結果、それぞれの飛来物の最大飛散 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・爆発

(1) 漂流船舶の火災

漂流船舶の火災時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整理し、表 2-4 に示す。また、外部火災の影響を考慮する施設と漂流船舶の位置関係及び離隔距離は、図 2-10 に示す。

a. 危険距離の評価条件及び評価結果

(a) 建屋 (原子炉建屋)

$w' \times d'$	Н
(m^2)	(m)
881	50. 2

プロパン			
Rf	m	V	M
(kW/m^2)	(kg)	(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$
74	1020000	1.69×10^{-4}	0.099

T_{o} (°C)	ε (—)	<i>h</i> (W/(m ² ⋅K))	<i>c</i> (J/(kg⋅K))	コンクリート ク (kg/m³)
50	0. 95	34. 9	879	2200

k	T
(W/(m·K))	(°C)
1. 63	200

危険距離	離隔距離
(m)	(m)
66	273

結果

危険距離を評価した結果,66mとなり,その危険距離を上回る離隔距離273mを確保していることを確認した。

(b) 軽油タンク

$w' \times d'$	Н
(m^2)	(m)
881	50. 2

プロパン			
Rf	m	V	M
(kW/m^2)	(kg)	(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$
74	1020000	1.69×10^{-4}	0.099

T_{air}	T_0	ε	S_{I}	S_2
(℃)	(°C)	(—)	(m^2)	(m^2)
38	38	0. 9	224	224

h	С	T
$(W/(m^2 \cdot K))$	(J/K)	(°C)
17	8. 72×10^8	225

危険距離	離隔距離	
(m)	(m)	
17	363	

結果

危険距離を評価した結果, 17m となり, その危険距離を上回る離隔距離 363m を確保していることを確認した。

(c) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ (防護板)

$w' \times d'$	Н
(m ²)	(m)
881	50. 2

プロパン			
Rf	m	V	M
(kW/m^2)	(kg)	(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$
74	1020000	1.69×10^{-4}	0. 099

T_{air}	T_0	Ē	S	h
(℃)	(℃)	(—)	(m^2)	$(W/(m^2 \cdot K))$
55	55	0.96	156	17

С	T
(J/K)	(°C)
1.27×10^7	100

危険距離	離隔距離	
(m)	(m)	
152	349	

結果

危険距離を評価した結果,152mとなり,その危険距離を上回る離隔距離349mを確保していることを確認した。

(d) 主排気筒

$w \times d$	Н
(m ²)	(m)
881	50. 2

プロパン			
Rf	m	V	М
(kW/m^2)	(kg)	(m/s)	$(kg/(m^2 \cdot s))$
74	1020000	1.69×10^{-4}	0.099

T_0	ε	h
(℃)	(—)	$(W/(m^2 \cdot K))$
50	0.9	17

危険距離	離隔距離
(m)	(m)
53	294

結果

危険距離を評価した結果, 53 m となり, その危険距離を上回る離隔距離 294 m を確保していることを確認した。

(2) 漂流船舶の爆発

漂流船舶の爆発時の危険限界距離の評価結果を整理し、表 2-5 に示す。また、外部火災の影響を考慮する施設と漂流船舶の位置関係及び離隔距離は、図 2-10 に示す。

a. 危険限界距離の評価条件及び評価結果

λ	K	W
$(m \cdot kg^{-1/3})$	(—)	(—)
14. 4	888×10^{3}	31. 95

	建屋 (原子炉建屋)	軽油タンク	非常用ディーゼル 発電設備燃料移送 ポンプ (防護板)	主排気筒
危険限界距離 (m)	176			
離隔距離 (m)	273	363	349	294

結果

ガス爆発の爆風圧が人体に対して影響を与えない 0.01MPa となる危険限界距離を評価した結果,176m 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。

表 2-1 森林火災時の危険距離評価結果

(単位:m)

	建屋	軽油タンク	非常用ディーゼル 発電設備燃料移送 ポンプ (防護板)	主排気筒
危険距離	21	2	89	30
離隔距離	504	540	539	600

表 2-2 発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災時の温度評価結果

(単位:℃)

		建屋 (許容温度 200℃)	軽油タンク (許容温度 225℃)	非常用ディーゼル 発電設備燃料移送 ポンプ(防護板) (許容温度 100℃)	主排気筒 (許容温度 325℃)
軽油ク	タンク	119	179	58	83
主変	圧器	184	42	73	132
原子炉冷却 材再循環ポ ンプ可変周	基礎・屋上床 躯体境界面	45	_	_	_
波数電源装 置(B-2) 入力変圧器	屋上床躯体表面	118	_	_	_

表 2-3 航空機墜落による火災及び重畳火災時の温度評価結果

(単位:℃)

	建屋 (許容温度 200℃)	軽油タンク (許容温度 225℃)	非常用ディーゼル 発電設備燃料移送 ポンプ(防護板) (許容温度 100℃)	主排気筒 (許容温度 325℃)
民間航空機 B747-400	56	39	66	59
大型軍用航空機 KC-767	59	41	87	63
小型軍用航空機 AH-1S	51	39	56	51
軽油タンク(6 号機) 及び小型軍用航空機 AH-1S	79	46	70	61

表 2-4 敷地外の火災源に対する危険距離評価結果

(単位:m)

	建屋	軽油タンク	非常用ディーゼル 発電設備燃料移送 ポンプ(防護板)	主排気筒
	56	20	139	39
危険物貯蔵施設	(離隔距離	(離隔距離	(離隔距離	(離隔距離
	2300m)	2200m)	2200m)	2300m)
	30	10	54	30
高圧ガス貯蔵施設	(離隔距離	(離隔距離	(離隔距離	(離隔距離
	5000m)	5000m)	5000m)	5000m)
	13	4	26	12
燃料輸送車両	(離隔距離	(離隔距離	(離隔距離	(離隔距離
	893m)	962m)	952m)	1000m)
	66	17	152	53
漂流船舶	(離隔距離	(離隔距離	(離隔距離	(離隔距離
	273m)	363m)	349m)	294m)

表 2-5 敷地外の爆発源に対する危険限界距離評価結果

(単位:m)

	建屋	軽油タンク	非常用ディーゼル 発電設備燃料移送 ポンプ(防護板)	主排気筒
	223	223	223	223
高圧ガス貯蔵施設	(離隔距離	(離隔距離	(離隔距離	(離隔距離
	5000m)	5000m)	5000m)	5000m)
	88	88	88	88
燃料輸送車両	(離隔距離	(離隔距離	(離隔距離	(離隔距離
	893m)	962m)	952m)	1000m)
	176	176	176	176
漂流船舶	(離隔距離	(離隔距離	(離隔距離	(離隔距離
	273m)	363m)	349m)	294m)

表 2-6 敷地外の爆発源に対する最大飛散距離評価結果

(単位:m)

	建屋	軽油タンク	非常用ディーゼル 発電設備燃料移送 ポンプ(防護板)	主排気筒
	1400	1400	1400	1400
高圧ガス貯蔵施設	(離隔距離	(離隔距離	(離隔距離	(離隔距離
	5000m)	5000m)	5000m)	5000m)
	556	556	556	556
燃料輸送車両	(離隔距離	(離隔距離	(離隔距離	(離隔距離
	893m)	962m)	952m)	1000m)

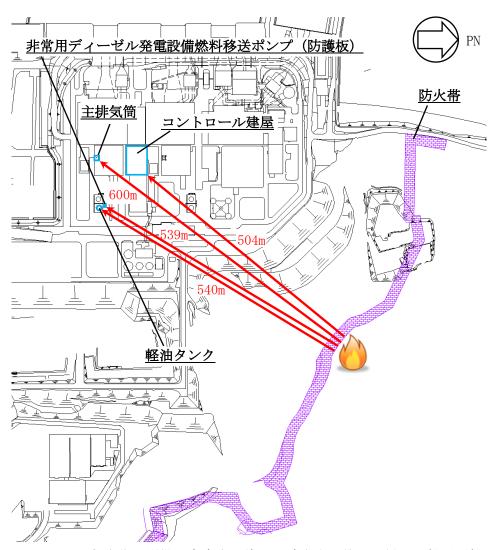


図 2-1 外部火災の影響を考慮する施設と防火帯の位置関係及び離隔距離

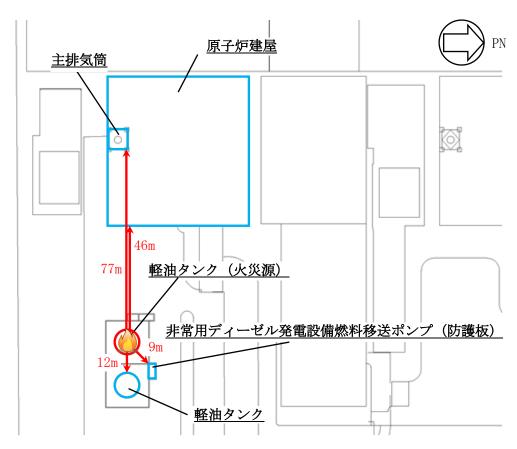


図 2-2 外部火災の影響を考慮する施設と軽油タンクの位置関係及び離隔距離

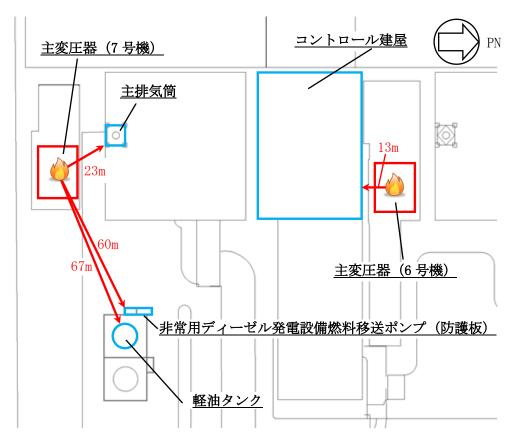


図 2-3 外部火災の影響を考慮する施設と各火災源の位置関係及び離隔距離

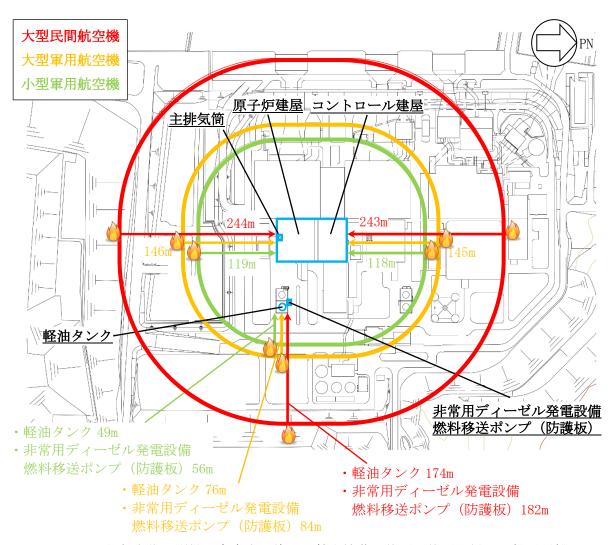


図 2-4 外部火災の影響を考慮する施設と航空機落下位置の位置関係及び離隔距離

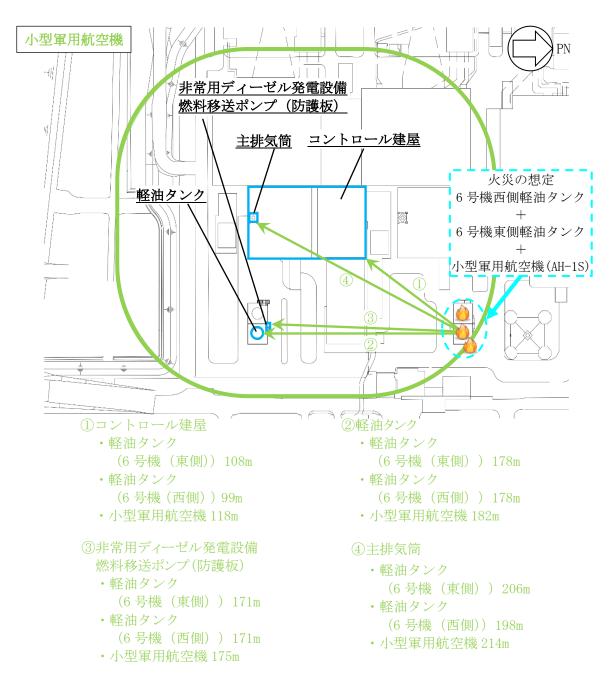


図 2-5 外部火災の影響を考慮する施設と航空機墜落による重畳火災の位置関係及び離隔距離



図 2-6 新潟県内の石油コンビナート等特別防災区域の位置

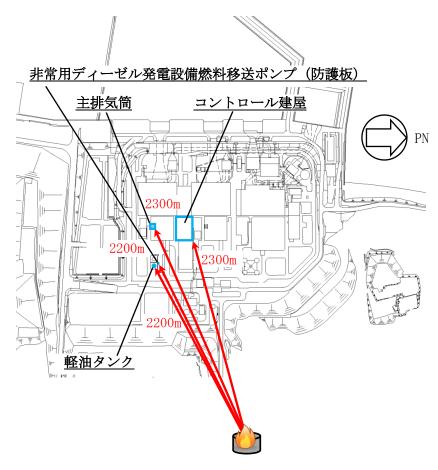


図 2-7 外部火災の影響を考慮する施設と危険物貯蔵施設の離隔距離

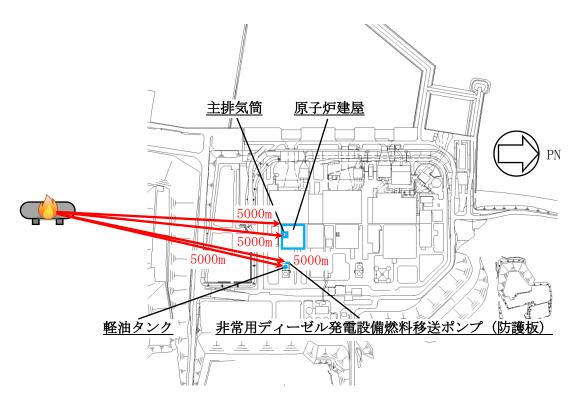


図 2-8 外部火災の影響を考慮する施設と高圧ガス貯蔵施設の離隔距離

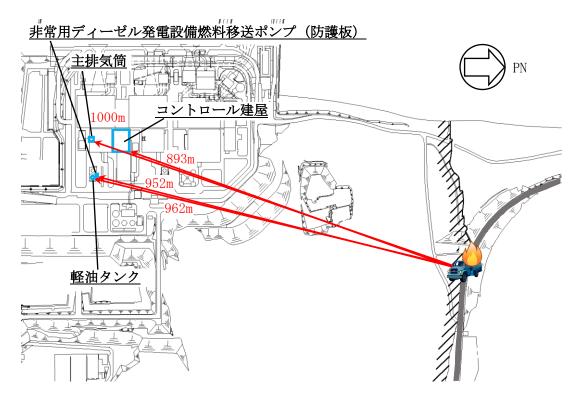


図 2-9 外部火災の影響を考慮する施設と燃料輸送車両の位置関係及び離隔距離

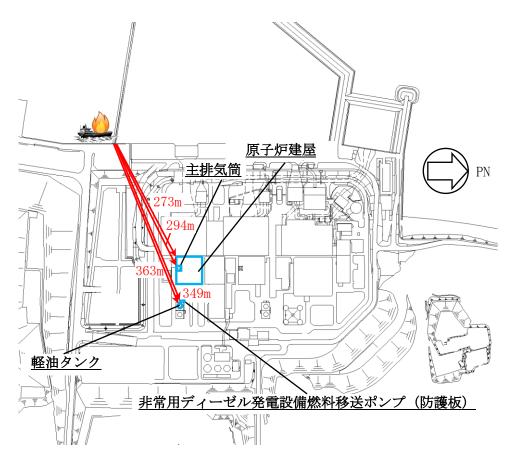


図 2-10 外部火災の影響を考慮する施設と漂流船舶の位置関係及び離隔距離

V-1-1-3-5-7 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	2

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)

換気空調系(原子炉建屋換気空調系,非常用電気品区域換気空調系(非常用ディーゼル発電設備非常用送風機含む。),中央制御室換気空調系,コントロール建屋計測制御電源盤区域換気空調系,海水熱交換器区域換気空調系)は,外気取入口に捕集率 80%以上(JIS Z8901 試験用粉体 11種粒径約 2μ 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,バグフィルタ出入口差圧又は排気ファン出口流量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再循環運転を行い,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。

(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)

非常用ディーゼル発電機の吸気系統は,非常用電気品区域換気空調系を介して吸気している。

非常用電気品区域換気空調系の外気取入口に設置しているバグフィルタ (粒径 2μ 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 μ m) 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 μ m)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) 室内の空気を取り込む機器(安全保護系)

安全保護系盤は,非常用電気品室及び中央制御室に設置してある。非常用電気品室及び中央制御室へ外気を取り入れる換気空調系の外気取入口には,バグフィルタを設置し,粒径 2 μ 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系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非常用電気品室内に侵入した場合に おいても、空調ファンを停止することで、ばい煙の侵入を阻止する。また、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、再循環運転を行いばい煙の侵 入を阻止することで、安全保護系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 2μ m以下の細かな粒子であると推定されるが、安全保護系の盤において、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、安全保護系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、再循環運転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系以外の換気空調系については、必要に応じ空調ファンを停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、発電所南西 39km には石油工業関連施設(石油コンビナート等特別防災区域直江津地区)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。

V-1-1-3-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.	既要	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、V-1-1-3-3-2「竜巻の影響を考慮する施設及び固縛対象物の選定」、V-1-1-3-4-2「降下火砕物の影響を考慮する施設の選定」及びV-1-1-3-5-2「外部火災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

V-1-1-7「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(1/2)

表 2-1 屋外に設置されている重大事故等対処設備	月 (1/2)
設備	常設/可搬
ホイールローダ (6,7 号機共用)	可搬
可搬型代替注水ポンプ (A-2級) (6,7号機共用)	可搬
可搬型 Y 型ストレーナ (6,7 号機共用)	可搬
ドレン移送ポンプ	常設
スクラバ水 pH 制御設備用ポンプ (6,7 号機共用)	可搬
可搬型窒素供給装置(6,7号機共用)	可搬
熱交換器ユニット (6,7号機共用)	可搬
ドレンタンク	常設
フィルタ装置	常設
よう素フィルタ	常設
フィルタベント遮蔽壁	常設
配管遮蔽	常設
可搬型代替注水ポンプ(A-1級)(6,7号機共用)	可搬
大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)(6,7号機共用)	可搬
放水砲 (6,7号機共用)	可搬
泡原液搬送車(6,7号機共用)	可搬
汚濁防止膜(6,7号機共用)	可搬
小型船舶(汚濁防止膜設置用)(6,7号機共用)	可搬
放射性物質吸着材(6,7号機共用)	可搬
泡原液混合装置(6,7号機共用)	可搬
大容量送水車(海水取水用)(6,7号機共用)	可搬
燃料移送ポンプ	常設
軽油タンク (重大事故等時のみ 6,7 号機共用)	常設
第一ガスタービン発電機用燃料タンク(6,7号機共用)	常設

表 2-1 屋外に設置されている重大事故等対処設備(2/2)

軽油タンク (6 号機設備, 重大事故等時のみ 6,7 号機共用)	常設
タンクローリ(16kL)(6,7 号機共用)	可搬
タンクローリ (4kL) (6,7 号機共用)	可搬
第一ガスタービン発電機(6,7号機共用)	常設
電源車(6,7号機共用)	可搬
緊急用断路器 (6,7号機共用)	常設
号炉間電力融通ケーブル (可搬型) (6,7号機共用)	可搬
フィルタ装置水位	常設
フィルタ装置スクラバ水 pH	常設
フィルタ装置金属フィルタ差圧	常設
燃料取替床ブローアウトパネル	常設
燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置	常設
可搬型気象観測装置(6,7号機共用)	可搬
小型船舶(海上モニタリング用)(6,7号機共用)	可搬
モニタリングポスト用発電機 (6,7号機共用)	常設
5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備(6,7号機共用)	可搬
海水貯留堰(重大事故等時のみ 6,7 号機共用)	常設
海水貯留堰(6 号機設備, 重大事故等時のみ 6,7 号機共用)	常設
スクリーン室(重大事故等時のみ6,7号機共用)	常設
スクリーン室(6号機設備,重大事故等時のみ6,7号機共用)	常設
取水路(重大事故等時のみ6,7号機共用)	常設
取水路(6号機設備,重大事故等時のみ6,7号機共用)	常設
補機冷却用海水取水路	常設
大容量送水車(熱交換器ユニット用)(6,7号機共用)	可 搬
フィルタ装置出口放射線モニタ	常設
可搬型モニタリングポスト (6,7 号機共用)	可搬
可搬型窒素供給装置用可搬型電源設備(6,7号機共用)	可 搬

V-1-1-4 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,海水貯留堰,スクリーン室,取水路,補機取水路,主機取水槽及び補機取水槽 ・	3
4.	放水口 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	19

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62~65条,第69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,取水口,海水貯留堰(重大事故等時のみ6,7号機共用(以下同じ。)),スクリーン室(重大事故等時のみ6,7号機共用(以下同じ。)), 東水路(重大事故等時のみ6,7号機共用(以下同じ。)),補機冷却用海水取水路(以下「補機取水路」という。),補機冷却用海水取水槽(以下「補機取水槽」という。),放水庭,放水路,補機冷却用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、V-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、V-1-1-3-2「津波への配慮に関する説明書」及びV-3「強度に関する説明書」に示す。

2. 基本方針

通常運転時等においては、設計基準対象施設である復水器の冷却用海水及び原子炉補機の冷却 用海水は、取水口から海水貯留堰、スクリーン室、取水路及び補機取水路を経て主機冷却用海水 取水槽(以下「主機取水槽」という。)並びに補機取水槽に導かれ、循環水ポンプ、原子炉補機 冷却海水ポンプ及びタービン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、放水庭、補機放水庭から放水路、補機 冷却用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62~64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ポンプの流路として取水口、海水貯留堰、スクリーン室、取水路、補機取水路及び補機取水槽を使用する設計とする。冷却に使用した海水は、補機放水庭、補機冷却用放水路、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63条,第65条,第69条及び第71条並びにその解釈に基づき,取水路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,海水貯留堰,スクリーン室,取水路,補機取水路,主機取水槽及び補機取水槽 取水口は,日本海に面し発電所大湊側敷地前面に設ける北防波堤の内側に設置する。海水は, 取水口から海水貯留堰,スクリーン室,取水路及び補機取水路を経て主機取水槽並びに補機取水 槽に導かれ,循環水ポンプ,原子炉補機冷却海水ポンプ及びタービン補機冷却海水ポンプにより 海水を取水する。

海水貯留堰は、津波の引き波時における取水性低下への対応としてスクリーン室前面に設ける もので、引き波時に海面が原子炉補機冷却海水ポンプの取水可能水位を下回ることのないよう、 取水量を確保する設計とする。海水貯留堰は、引き波により海面が海水貯留堰の天端位置を下回 る時間(約16分)を十分上回る原子炉補機冷却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。

スクリーン室,取水路,補機取水路,主機取水槽及び補機取水槽は,通常運転時等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等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106200m³/h×3個(通常運転時3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1800m³/h×6個(2個×3系統)(各系統通常運転時1個運転,1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海水ポンプにより供給し、その容量は2850m³/h×3個(通常運転時2個運転,1個予備)である。

また、スクリーン室、取水路、補機取水路及び補機取水槽は、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海水ポンプに冷却水として使用するための流路として設計する。重大事故等時には、残留熱除去系等を冷却するために使用する熱交換器ユニットの冷却用海水は大容量送水車(熱交換器ユニット用)により供給し、その容量は1100m³/h×1個である。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、大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)による原子炉建屋への放水を行い、その容量は900m³/h×1個である。重大事故等の収束に必要となる水源へ大容量送水車(海水取水用)により水を供給し、その容量は300m³/h×1個である。

海水貯留堰,スクリーン室,取水路,補機取水路及び補機取水槽は,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設備として設計する。

また,スクリーン室には異物の流入防止として固定式バースクリーン,バー回転式スクリーン 及びトラベリングスクリーンを設ける。

表 3-1~5 に海水貯留堰,スクリーン室,取水路,補機取水路及び補機取水槽の主要仕様を示す。

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 3-2~6 に、海水貯留堰、スクリーン室、取水路、補機取水路及び補機取水槽の構造図を図 3-7~13 に示す。

表 3-1 海水貯留堰の主要仕様

(1) 海水貯留堰(7号機設備)

種 類 貯留堰

主要寸法 たて 39498 mm

横 92289 mm

高さ 2000 mm

材 料 SKY490

(2) 海水貯留堰 (6号機設備)

種 類 貯留堰

主要寸法 たて 39504 mm

横 92643 mm

高さ 2000 mm

材 料 SKY490

表 3-2 スクリーン室の主要仕様

(1) スクリーン室 (7号機設備)

種 類 鉄筋コンクリート函渠

主要寸法 たて 23100 mm

横 45500 mm

高さ 7600 mm

材 料 鉄筋コンクリート

(2) スクリーン室(6号機設備)

種 類 鉄筋コンクリート函渠

主要寸法 たて 23100 mm

横 45500 mm

高さ 7600 mm

材 料 鉄筋コンクリート

表 3-3 取水路の主要仕様

(1) 取水路 (7 号機設備)

種 類 鉄筋コンクリート函渠

主要寸法 たて 127350 mm

横 長辺 45500 mm

短辺 14600 mm

高さ 6900 mm

材 料 鉄筋コンクリート

(2) 取水路 (6 号機設備)

種 類 鉄筋コンクリート函渠

主要寸法 たて 127350 mm

横 長辺 45500 mm

短辺 14600 mm

高さ 6900 mm

材 料 鉄筋コンクリート

表 3-4 補機取水路の主要仕様

種 類 鉄筋コンクリート函渠

主要寸法 たて 北側 21738 mm

南側 22194 mm

横 北側 13650 mm

南側 17900 mm

高さ 北側 3200 mm

南側 3200 mm

材 料 鉄筋コンクリート

表 3-5 補機取水槽の主要仕様

(1)補機冷却用海水取水槽(A)

種 類 鉄筋コンクリート取水槽

主要寸法 たて 4750 mm

横 7300 mm

高さ 12100 mm

材 料 鉄筋コンクリート

(2)補機冷却用海水取水槽(B)

種 類 鉄筋コンクリート取水槽

主要寸法 たて 4750 mm

横 7400 mm

高さ 12100 mm

材 料 鉄筋コンクリート

(3) 補機冷却用海水取水槽(C)

種 類 鉄筋コンクリート取水槽

主要寸法 たて 4750 mm

横 6450 mm

高さ 12100 mm

材 料 鉄筋コンクリート

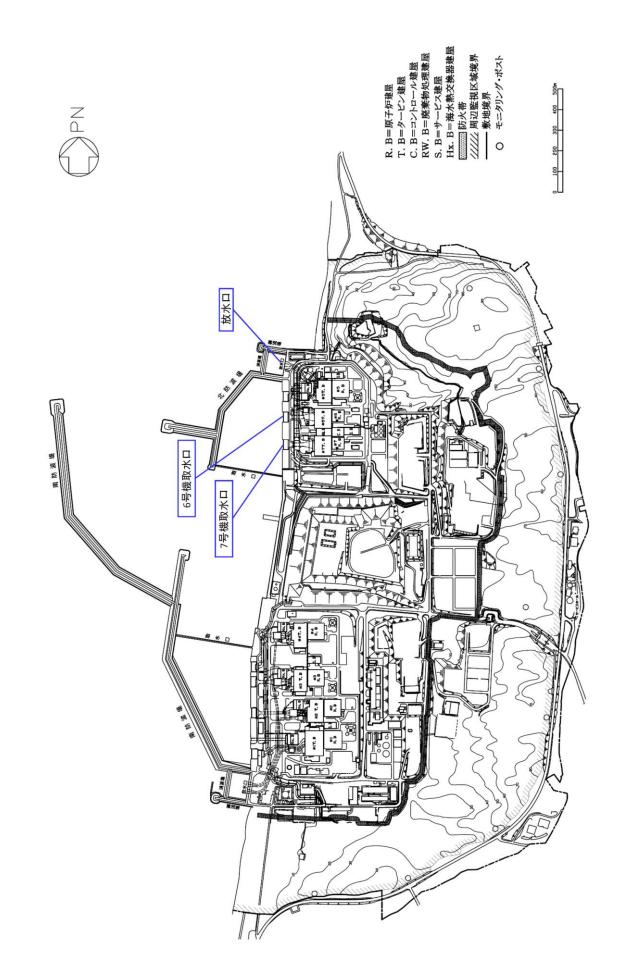


図3-1 取水口及び放水口位置図

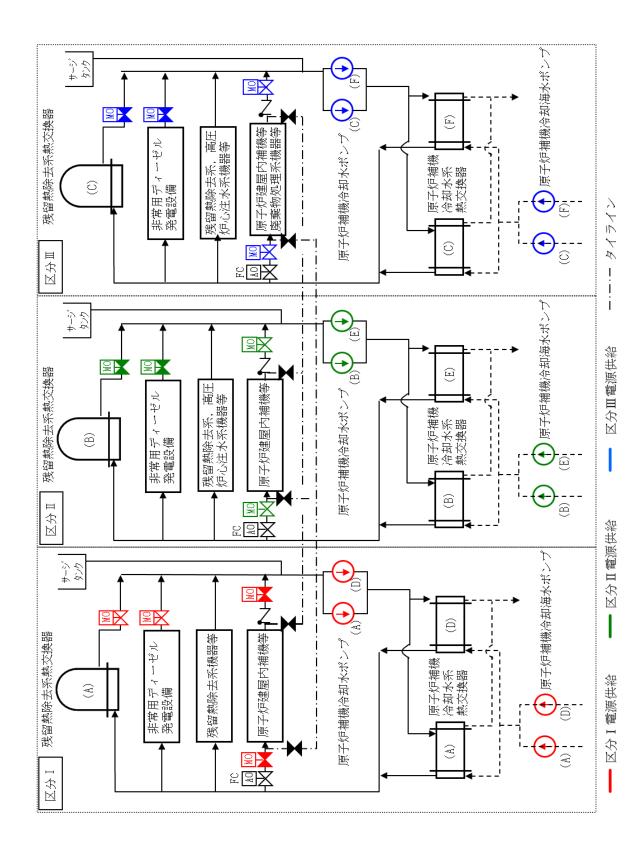


図 3-2 残留熱除去系系統概要図(原子炉補機冷却海水ポンプ使用時)

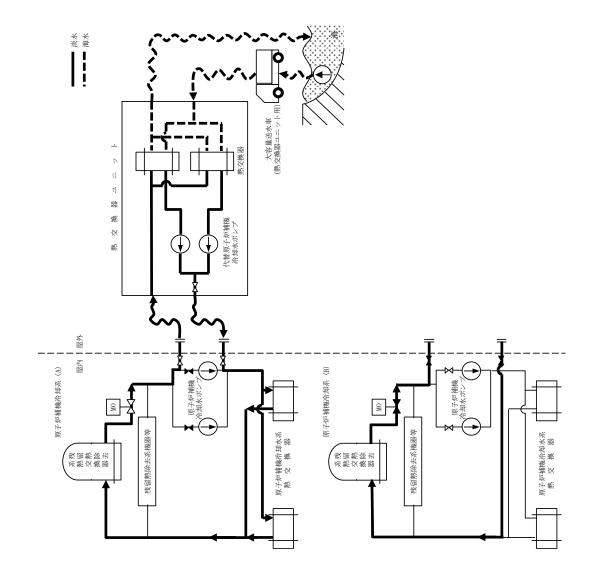


図3-3 残留熱除去系系統概要図 (熱交換器ユニット使用時)

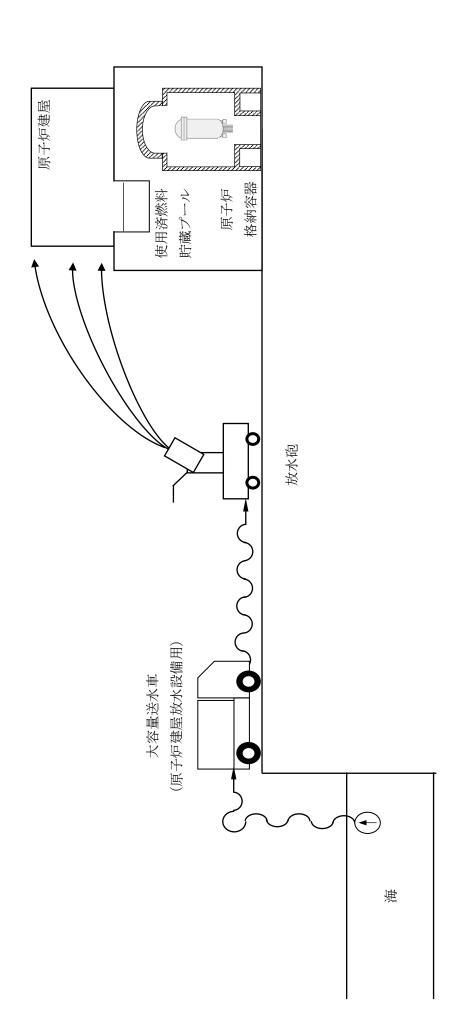


図3-4 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備 概略系統図 (海を水源とした大気への拡散抑制)

9

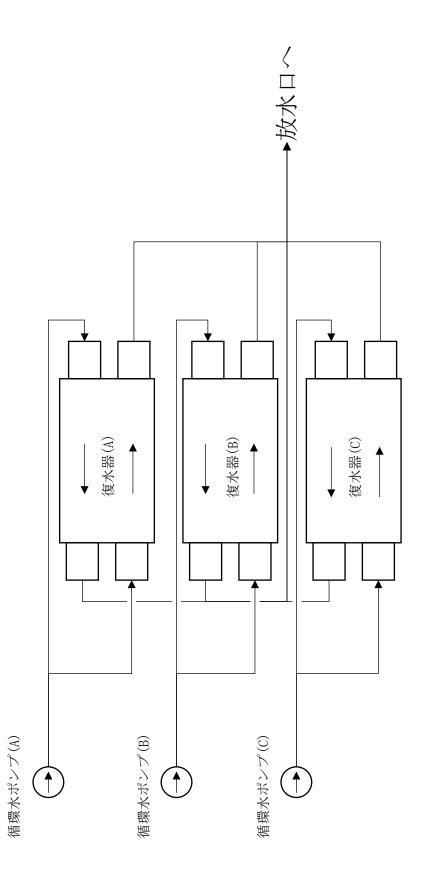
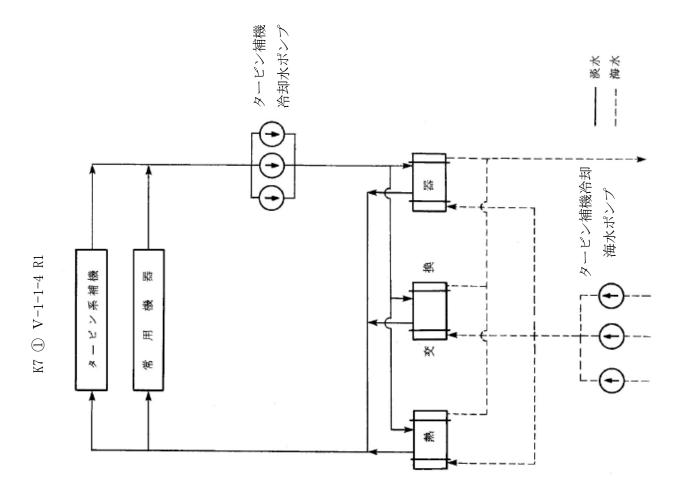
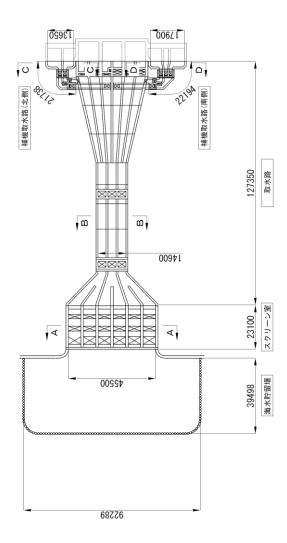


図3-5 循環水系系統概要図





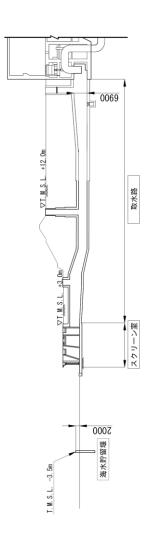


図3-7 海水貯留堰,スクリーン室,取水路及び補機取水路構造図(7号機平面図及び縦断面図)

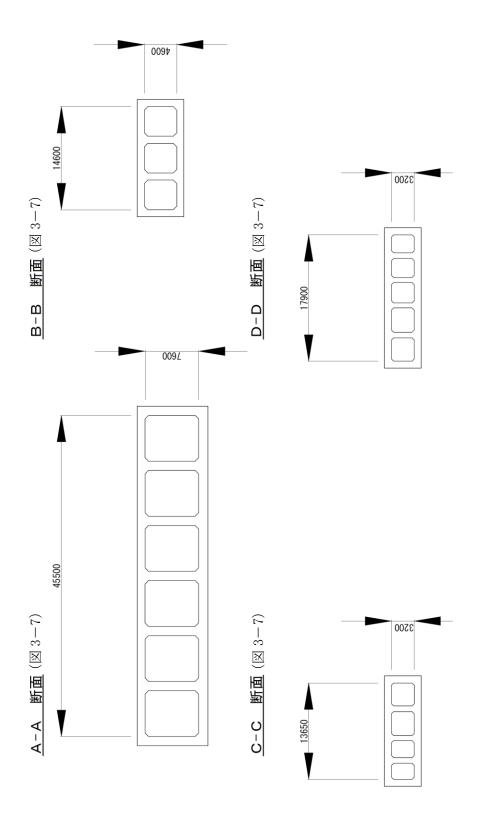
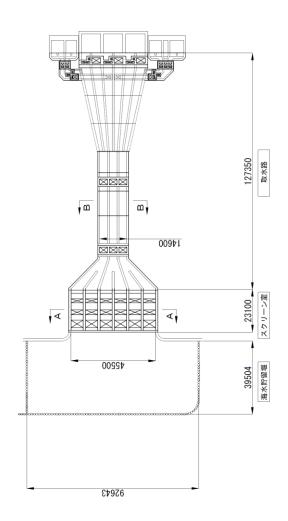


図3-8 スクリーン室, 取水路及び補機取水路構造図 (7号機断面図)



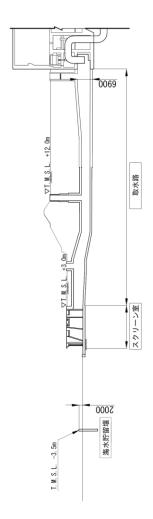
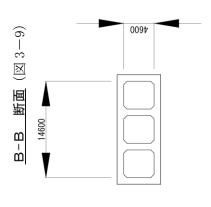
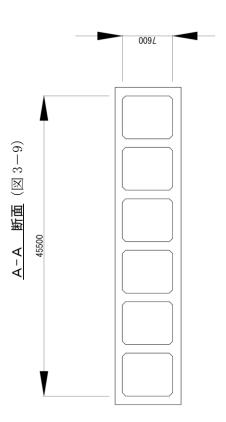


図3-9 海水貯留堰,スクリーン室及び取水路構造図 (6号機面図及び縦断面図)

14

図3-10 スクリーン室及び取水路構造図 (6 号機断面図)





N

図 3-11 補機取水槽(A)構造図 (7 号機)

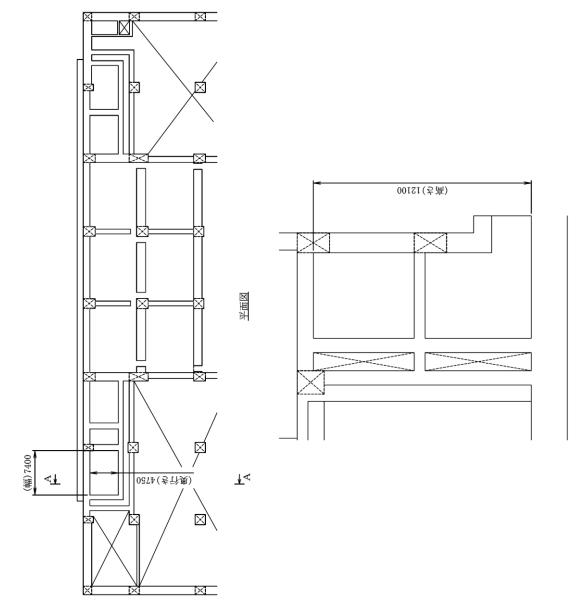


図 3-12 補機取水槽(B)構造図 (7 号機)

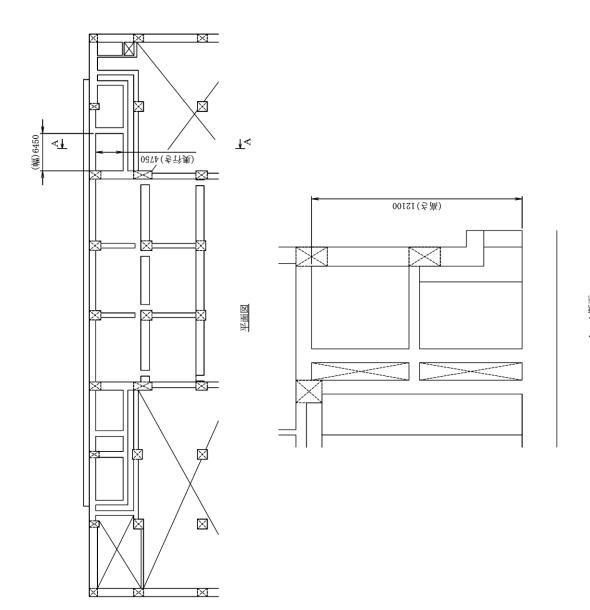


図 3-13 補機取水槽(C)構造図 (7 号機)

4. 放水口

放水口は、日本海に面した発電所大湊側敷地前面に設ける北防波堤の外側に設置する。

通常運転時等に放水口から放水する海水等は、復水器及び補機冷却水設備の冷却水、液体廃棄物処理設備の蒸留水、ろ過水、一般排水等であり、放水庭及び補機放水庭から放水路及び補機冷却用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 106200m³/h×3 個、原子炉補機冷却海水ポンプ 1800m³/h×6 個、タービン補機冷却海水ポンプ 2850m³/h×3 個である。

設計基準事故時は、原子炉補機冷却海水ポンプによる残留熱除去系等の冷却に使用した海水を補機放水庭から補機冷却用放水路及び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 1800m³/h×6 個である。

また,重大事故等時においては,大容量送水車(熱交換器ユニット用)又は原子炉補機冷却海水ポンプによる残留熱除去系等の冷却に使用した海水を放水庭及び補機放水庭から放水路及び補機冷却用放水路等を経て放水口まで導き外海に放水し,その容量は,大容量送水車(熱交換器ユニット用)1100m³/h×1個,原子炉補機冷却海水ポンプ1800m³/h×6個である。なお,大容量送水車(熱交換器ユニット用)は重大事故等時において,原子炉補機冷却海水ポンプが機能喪失した場合に使用する。

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、大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)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、屋外排水路及び放水路を経由し、海洋に放出する設計とする。

表 4-1 に放水口の主要仕様を示す。

放水設備配置図を図 4-1 に、放水設備断面図を図 4-2 に、屋外排水路配置図を図 4-3 に示す。

表 4-1 放水口の主要寸法

種 類 鉄筋コンクリート函渠

主要寸法 たて 37044 mm

横 12000 mm

高さ 5700 mm

材 料 鉄筋コンクリート

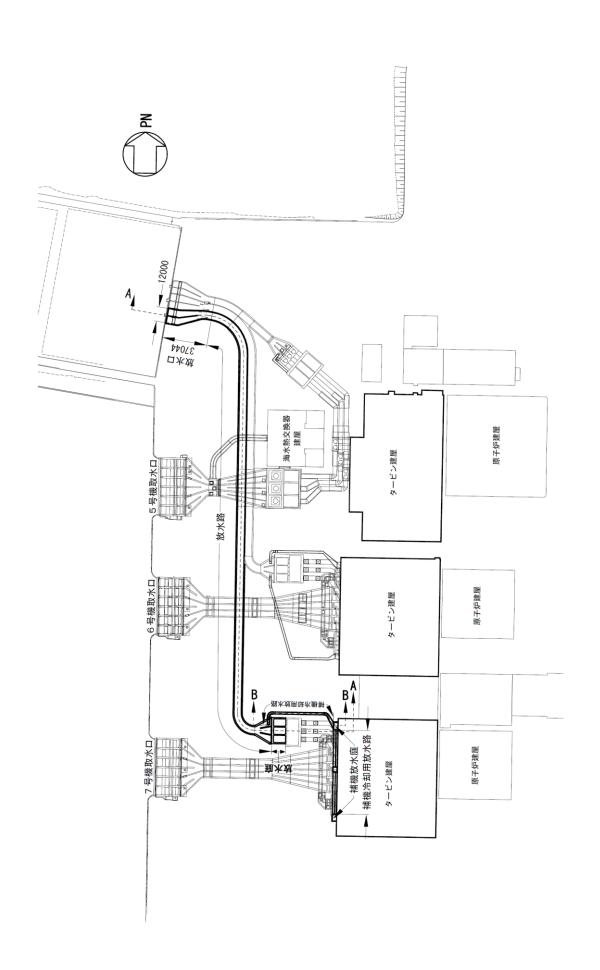


図 4-1 放水設備配置図

20

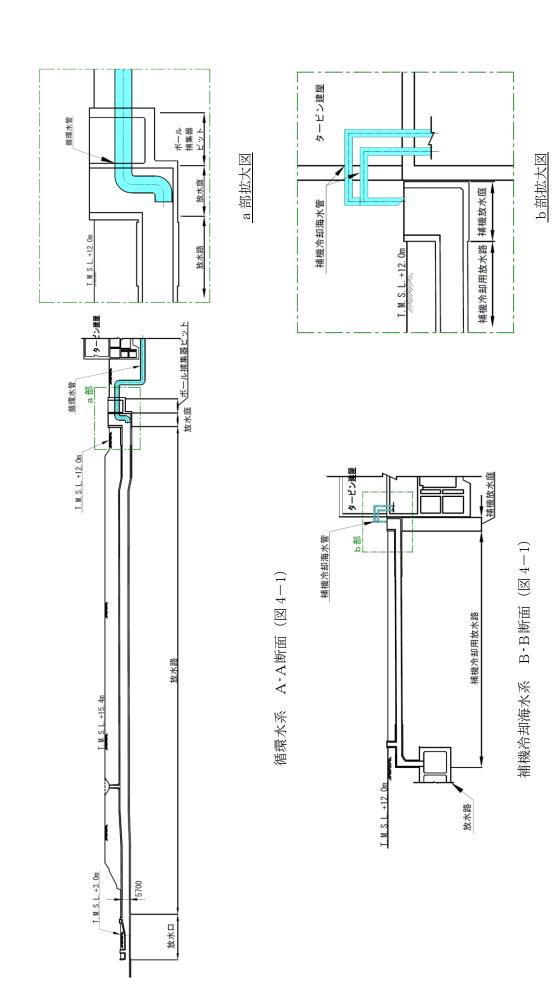


図 4-2 放水設備断面図



図4-3 屋外排水路配置図

22

V-1-1-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

V-1-1-5-1 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

1.	概要		1
2.	炉心	支持構造物	2
2.	1 炉	心シュラウド ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
2.	2 シ	ュラウドサポート ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	5
2.	3 上	部格子板	7
2.	4 炉	心支持板	10
2.	5 中	央燃料支持金具 ·····	12
2.	6	辺燃料支持金具	14
2.	7 制	御棒案内管	16
3.	原子		18
3.	1 原	子炉圧力容器 ·····	18
3.	2 原		23
	3. 2. 1	給水スパージャ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	23
	3. 2. 2	高圧炉心注水スパージャ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	26
	3. 2. 3	低圧注水スパージャ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	28
	3. 2. 4	高圧炉心注水系配管(原子炉圧力容器内部)	30

1. 概要

本説明書は、原子炉本体の申請設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。

2 炉心支持構造物

2.1 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	(差圧), (差圧), (差圧)	
最高使用圧力 (下部胴)	MPa	(差圧), (差圧), (差圧)	
最高使用温度	$^{\circ}\!$	302, ,	
個 数		1	
【設 定 根 拠】 (概要) ・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。 また、円筒構造により炉心を上向きに流れる原子炉冷却材の流路を形成するとともに、その外 側の環状部を下向きに流れる再循環流とを分離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			
2. 最高使用圧力 1.1 最高使用圧力 (上部胴)			

1.	2 最高使用圧力(下部胴) MPa (差圧) 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,通常運転時に炉心シュラウド(下部胴)の内外面の間に作用する差圧(差圧が最大となるプラントの運転状態*2における差圧解析値(MPa))を上回る最大差圧として, MPa (差圧)とする。
	注記*2: 通常運転時に炉心シュラウド(下部胴)の差圧が最大となる %原子炉出力, %炉心流量状態
	炉心シュラウド (下部胴) を重大事故等時において使用する場合の圧力は,
2.	最高使用温度 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 吏用温度と同じ302℃とする。
_	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,

3.	個数
	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。
	X S III X C O O I III K II / O O
	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。

2.2 シュラウドサポート

2.2 2 2 2 7 9 15 9 15 -	1,		
名称		シュラウドサポート	
最高使用圧力	MPa	(差圧), (差圧), (差圧)	
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	302,	
個 数		1	
【設定根拠】			
(概要)			
• 設計基準対象施設			
シュラウドサボートに	ま,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			
	よるシュ	- 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記			
1. 最高使用圧力			
設計基準対象施設と	として使	5用するシュラウドサポートの最高使用圧力は, 通常運転時にシュ	
	_	間に作用する差圧(差圧が最大となるプラントの運転状態*におけ	
る差圧解析値(MPa))	を上回る最大差圧として, MPa (差圧) とする。	
	_ 、 _		
注記 ※ : 通常連転時間 量状態	こンユフ	ウトドサポートの差圧が最大となる /	
基			
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圧力は、	
]			
ļ!			
2. 最高使用温度			

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

5

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,
2 /FI **/-
3. 個数 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。
数 (のも I
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。

2.3 上部格子板

2.3 上部俗于似		1	
名称		上部格子板	
最高使用圧力 (リム胴板)	MPa	(差圧), (差圧), (差圧)	
最 高 使 用 圧 力 (グリッドプレート)	MPa	(差圧), (差圧), (差圧)	
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	302,	
個 数		1	
【設 定 根 拠】 (概要) ・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。			
1. 最高使用圧力 1.1 最高使用圧力(リム胴板) MPa (差圧) 設計基準対象施設として使用する上部格子板(リム胴板)の最高使用圧力は、通常運転時に上部格子板(リム胴板)の内外面の間に作用する差圧(差圧が最大となるプラントの運転状態*1における差圧解析値(MPa))を上回る最大差圧として、MPa (差圧)とする。 注記*1:通常運転時に上部格子板(リム胴板)の差圧が最大となる M原子炉出力、 %			
炉心流量状態			
上部格子板(リム胴板)を重大事故等時において使用する場合の圧力は,			

1.2 最高使用圧力(グリッドプレート) MPa (差圧) 設計基準対象施設として使用する上部格子板(グリッドプレート)の最高使用圧力は、通常運転時に上部格子板(グリッドプレート)の上下面の間に作用する差圧(差圧が最大となるプラントの運転状態*2における差圧解析値(MPa))を上回る最大差圧として、MPa (差圧)とする。
注記*2:通常運転時に上部格子板(グリッドプレート)の差圧が最大となる / %原子炉出力, / %炉心流量状態
上部格子板(グリッドプレート)を重大事故等時において使用する場合の圧力は、
 最高使用温度 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。
上部格子板を重大事故等時において使用する場合の温度は,
3. 個数 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。

2.4 炉心支持板

2.4 炉心又持极				
名	称	炉心支持板		
最高使用圧力	MPa	(差圧), (差圧), (差圧)		
最高使用温度	$^{\circ}$ C	302,		
個数		1		
【設定根拠】				
(概要)				
• 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,中性子束	会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				
		芝持板は、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。			
1. 最高使用圧力	売し.1 アは日	コナッにと土性にの見方は田戸もは、済労(実配性)に居と土性にの		
		引する炉心支持板の最高使用圧力は、通常運転時に炉心支持板の 第二が最大はなるプラントの運転状態*における第三級振信		
		差圧が最大となるプラントの運転状態*における差圧解析値 を圧として、 MPa (差圧)とする。		
MI a)) .c	上凹の取八左	EIC し (, Mra (左圧/ と y る。		
注記*・通常運転	時に恒心支持	手板の差圧が最大となる %原子炉出力,		
		MAN		
炉心支持板を重	大事故等時に	こおいて使用する場合の圧力は、		

2. 最高使用温度

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。

炉心支持板を重大事故等時において使用する場合の温度は,
3. 個数 原心主持には、恐惧其進針免疫恐いして何心の、ラウド下効に田宮)、制御抹安内笠、燃料
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
文付金具及の燃料集合体、中性子泉計側条内官並のに起動用中性子源の傾方向の文材をするに めに必要な個数である1個設置する。
いた文は世数(M/J I 以巨り J)。
┃
使用する。
<u> </u>

2.5 中央燃料支持金具

2.0 甲犬燃料又付金具	-			
名称		中央燃料支持金具		
最高使用圧力	MPa	(差圧), (差圧), (差圧)		
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	302,		
個 数	_	205		
【設定根拠】				
(概要)				
• 設計基準対象施設				
中央燃料支持金具は,	設計基準	対象施設として制御棒案内管に支持され、燃料集合体4体を支		
持し、燃料集合体への浴	令却材の流	路を形成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	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	置する。			
1. 最高使用圧力				
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、通常運転時に中央燃		
		する差圧(差圧が最大となるプラントの運転状態*における差		
圧解析値(MPa	()) を上回	る最大差圧として, MPa (差圧) とする。		
注記*:通常運転時は	こ中央燃料	支持金具の差圧が最大となる%原子炉出力,%炉心流量		
状態				
中央燃料支持金具を	を重大事故	等時において使用する場合の圧力は,		
2. 最高使用温度	2 最高使用温度			

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。	
中央燃料支持金具を重大事故等時において使用する場合の温度は,	
3. 個数	
燃料支持金具は,設計基準対象施設として燃料集合体 872 体を支持するために必要な個して中央燃料支持金具を 205 個,周辺燃料支持金具を 52 個設置する。	数と
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を 205 個、周辺燃料支持金 52 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。	:具を

2.6 周辺燃料文持金具	\		
名称		周辺燃料支持金具	
最高使用圧力	MPa	(差圧), (差圧), (差圧)	
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$		
個数	_	52	
【設定根拠】			
(概要)			
• 設計基準対象施設			
周辺燃料支持金具は	設計基準	対象施設として炉心周辺部に位置し,燃料集合体1体を支持し,	
燃料集合体への冷却材	の流路を形	成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。		
1. 最高使用圧力			
		する周辺燃料支持金具の最高使用圧力は、通常運転時に周辺燃	
		する差圧(差圧が最大となるプラントの運転状態*における差	
上解析值(MPa	a)) を上凹	る最大差圧として, MPa (差圧) とする。	
\2. == . \\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\			
	に周辺燃料	支持金具の差圧が最大となる / %原子炉出力, / %炉心流量	
状態			
国初燃料支持入目	な舌十重地	等時において使用する場合の圧力は,	
问起燃料又付並兵	と 里八 尹以	寺時において使用する物目の圧力は,	

最高使用温度

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。
周辺燃料支持金具を重大事故等時において使用する場合の温度は,
3. 個数
燃料支持金具は、設計基準対象施設として燃料集合体 872 体を支持するために必要な個数と
して中央燃料支持金具を205個,周辺燃料支持金具を52個設置する。
して千人燃料又刊並来で 200 個, 川边燃料又刊並来で 02 個故直する。
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を205個、周辺燃料支持金具を50個の第二次によるようでは、1000円のでは、1000円によりにより、1000円により、1000円により、1000円により、1000円によりにより、1000円によりにより、1000円によりによりによりによりによりによりによりによりによりによりによりによりによりに
52 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。

2.7 制御棒案	内管					
名	称		制御棒案内管			
最高使用	王 力	MPa	(差圧), (差圧), (差圧)			
最高使用	温度	$^{\circ}$ C	302,			
個	数	_	205			
【設 定 根 拠】 (概要) ・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,制御棒の案内及び中央燃料支持金具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。						

1. 最高使用圧力

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、通常運転時に制御棒案内管の内外面の間に作用する差圧(差圧が最大となるプラントの運転状態*における差圧解析値(MPa))を上回る最大差圧として、 MPa (差圧)とする。
注記*:通常運転時に制御棒案内管の差圧が最大となる MR (条圧)とする。

津記*:通常運転時に制御棒案内管の差圧が最大となる MR (条圧) とする。

2. 最高使用温度

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。

制御棒案内管を	と重大事故等時におい	て使用する場合の	温度は,	
	は,設計基準対象施設 りに必要な個数である		5 本の案内及び中央/	燃料支持金具 2
制御棒案内管はして使用する。	は,設計基準対象施設	として 205 個設置	しているものを重大輩	事故等対処設備

3. 原子炉圧力容器

3.1 原子炉圧力容器

名	尔	原子炉圧力容器
最高使用圧力	MPa	8. 62, 9. 22
最高使用温度 ℃		302, 306
個 数	_	1

【設 定 根 拠】

(概要)

• 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非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧注 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に設置する。

系統構成は、残留熱除去系ポンプにより、サプレッションチェンバの水を原子炉圧力容器へ注 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,残留熱除去系熱交換器等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。

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,原子炉冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ,残留熱除去系熱交換器等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。

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、高圧炉心注水系ポンプにより、復水貯蔵槽又はサプレッションチェンバの水を補 給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、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、原子炉隔離時冷却系ポンプにより、復水貯蔵槽又はサプレッションチェンバの水 を高圧炉心注水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、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(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、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクに貯蔵されているほう酸水を高圧炉心注水系等を経由して原子炉圧力容器へ注入することで、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。

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、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)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、高圧代替注水系ポンプにより、復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系等を経由して原 子炉圧力容器へ注水することで、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、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクに貯蔵されている中性 子を吸収するほう酸水を高圧炉心注水系等を経由して原子炉圧力容器へ注入することで、発電用 原子炉を未臨界にできる設計とする。

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うち原子炉格納容器 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、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクに貯蔵されているほう酸水を高圧炉心注水系等を経由して原子炉圧力容器へ注入することで、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・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うち原子炉格納容器 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、高圧代替注水系ポンプにより、復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・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うち原子炉格納容器 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、復水移送ポンプにより、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にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、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うち原子炉格納容器 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、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)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遅延・防止できる設計とする。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する原子炉圧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圧力容器の運転圧力 7.07MPa を上回る 8.62MPa とする。

原子炉圧力容器を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等対策の有効性評価(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事故シーケンスグループである原子炉停止機能喪失では、原子炉圧力が 8.92MPa であることから、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(0.3MPa)を考慮した圧力として 9.22MPa とする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する原子炉圧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圧力容器温度約 287℃を上回る 302℃とする。

原子炉圧力容器を重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉圧力容器の重大事故 等時における使用圧力である 9.22MPa に相当する飽和温度として 306℃とする。

3. 個数 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個とする。
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対処設備と して使用する。
(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) 溶接金属 個, 熱影響部 個) 及び衝撃試験片 個 (母材 個) 溶接金属 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 組の合計 組設置している。

3.2 原子炉圧力容器内部構造物

3.2.1 給水スパージャ

-	名称		給水スパージャ
個	数	_	6

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

給水スパージャは、設計基準対象施設として給水ノズルから原子炉圧力容器に入った給水を、 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設置する。給水スパージャは、原 子炉圧力容器内壁に沿ってT字型に左右に分岐した各々独立な2本のヘッダを有している。

• 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非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧注 水系)として使用する給水スパージャは、以下の機能を有する。

給水スパージャは、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、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水を残留熱除去系、 給水スパージャ等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、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残留熱除去設備(残留熱除去系)として使用する給 水スパージャは、以下の機能を有する。

給水スパージャは、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)、残留熱除去系熱交換器(A)、給水スパージャ等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。

給水スパージャは、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、原子炉冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(A)、残留熱除去系熱交換器(A)、給水スパージャ等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。

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ジャは、以下の機能を有する。

給水スパージャは、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、原子炉隔離時冷却系ポンプにより、復水貯蔵槽又はサプレッションチェンバの水 を高圧炉心注水系、給水スパージャ等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、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)として使用する給水スパージャは、以下の機能を有する。

給水スパージャは、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、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由し、給水スパージャを介して原子炉圧力容器へ注水又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源の水を残留熱除去系、給水スパージャ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ジャは、以下の機能を有する。

給水スパージャは、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、高圧代替注水系ポンプにより、復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系、給水スパージャ等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、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うち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ジャは、以下の機能を有する。

給水スパージャは、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、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、高圧代替注水系ポンプにより、復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系、給水スパージャ等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・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うち原子炉格納容器 安全設備(代替循環冷却系)として使用する給水スパージャは、以下の機能を有する。

給水スパージャは、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、復水移送ポンプにより、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(B)にて冷却し、残留熱除去系、給水スパージャ等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、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うち原子炉格納容器 安全設備(低圧代替注水系)として使用する給水スパージャは、以下の機能を有する。

給水スパージャは、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、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、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由し、給水スパージャを介して原子炉圧力容器へ注水又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源の水を残留熱除去系、給水スパージャ等を経由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遅延・防止できる設計とする。

1. 個数

給水スパージャは、設計基準対象施設として給水ノズルから原子炉圧力容器に入った給水 を、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6個設置 する。

給水スパージャは、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。

3.2.2 高圧炉心注水スパージャ

	名 称		高圧炉心注水スパージャ
個	数	_	2

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

高圧炉心注水スパージャは、非常用炉心冷却系のうち、高圧炉心注水系の一部であり、設計基準対象施設として炉心を適切に冷却するために設ける。高圧炉心注水スパージャは、上部格子板内面に沿って丁字型に左右に分岐した各々独立な2本のヘッダを有している。

• 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非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(高圧炉 心注水系)として使用する高圧炉心注水スパージャは、以下の機能を有する。

高圧炉心注水スパージャは、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、高圧炉心注水系ポンプにより、復水貯蔵槽又はサプレッションチェンバの水を補給水系、高圧炉心注水スパージャ等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、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(ほう酸水注入系)として使用する高圧炉心注水スパージャは、以下の機能を有する。

高圧炉心注水スパージャは、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、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクに貯蔵されているほう酸水を高圧炉心注水系、高圧炉心注水スパージャ等を経由して原子炉圧力容器へ注入することで、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。

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 高圧炉心注水スパージャは、以下の機能を有する。

高圧炉心注水スパージャは,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、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクに貯蔵されている中性 子を吸収するほう酸水を高圧炉心注水系、高圧炉心注水スパージャ等を経由して原子炉圧力容器 へ注入することで、発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

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うち原子炉格納容器 安全設備(ほう酸水注入系)として使用する高圧炉心注水スパージャは、以下の機能を有する。

高圧炉心注水スパージャは、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、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、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクに貯蔵されているほう酸水を高圧炉心注水系、高圧炉心注水スパージャ等を経由して原子炉圧力容器へ注入することで、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

1. 個数

高圧炉心注水スパージャは、設計基準対象施設として炉心を適切に冷却するために必要な個数である2個設置する。

高圧炉心注水スパージャは、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。

3.2.3 低圧注水スパージャ

	名 称	低圧注水スパージャ
個	数	 2

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

低圧注水スパージャは、非常用炉心冷却系のうち、低圧注水系の一部であり、設計基準対象施設として炉心を適切に冷却するために設ける。

低圧注水スパージャは、原子炉圧力容器内壁に沿ってT字型に左右に分岐した各々独立な2本のヘッダを有し、それぞれ2本の低圧注水ノズルに接続する。

• 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(低圧注水系)として使用する低圧注水スパージャは、以下の機能を有する。

低圧注水スパージャは、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、残留熱除去系ポンプ(B),(C)により、サプレッションチェンバの水を残留熱除去系、低圧注水スパージャ等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、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残留熱除去設備(残留熱除去系)として使用する低 圧注水スパージャは、以下の機能を有する。

低圧注水スパージャは、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),(C),残留熱除去系熱交換器(B),(C),低圧注水スパージャ等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。

低圧注水スパージャは、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、原子炉冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(B),(C),残留熱除去系熱交換器(B),(C),低圧注水スパージャ等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。

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)として使用する低圧注水スパージャは、以下の機能を有する。

低圧注水スパージャは、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、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由し、低圧注水スパージャを介して原子炉圧力容器へ注水又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源の水を残留熱除去系、低圧注水スパージャ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うち原子炉格納容器 安全設備(低圧代替注水系)として使用する低圧注水スパージャは、以下の機能を有する。

低圧注水スパージャは、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、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、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由し、低圧注水スパージャを介して原子炉圧力容器へ注水又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源の水を残留熱除去系、低圧注水スパージャ等を経由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遅延・防止できる設計とする。

1. 個数

低圧注水スパージャは、設計基準対象施設として炉心を適切に冷却するために必要な個数である2個設置する。

低圧注水スパージャは,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。

3.2.4 高圧炉心注水系配管 (原子炉圧力容器内部)

名称			高圧炉心注水系配管(原子炉圧力容器内部)
個	数		2

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

高圧炉心注水系配管(原子炉圧力容器内部)は、非常用炉心冷却系のうち、高圧炉心注水系の一部であり、設計基準対象施設として炉心を適切に冷却するために設ける。原子炉圧力容器の2本のノズルから入った高圧炉心注水系配管(原子炉圧力容器内部)は、上部格子板内に入った後、上部格子板内に取り付けた高圧炉心注水スパージャに接続する。

• 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 心注水系)として使用する高圧炉心注水系配管(原子炉圧力容器内部)は、以下の機能を有する。

高圧炉心注水系配管(原子炉圧力容器内部)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、高圧炉心注水系ポンプにより、復水貯蔵槽又はサプレッションチェンバの水を補 給水系、高圧炉心注水系配管(原子炉圧力容器内部)等を経由して原子炉圧力容器へ注水するこ 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(ほう酸水注入系)として使用する高圧炉心注水系配管(原子炉圧力容器内部)は、以下の機能を有する。

高圧炉心注水系配管(原子炉圧力容器内部)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、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクに貯蔵されているほう酸水を高圧炉心注水系配管(原子炉圧力容器内部)等を経由して原子炉圧力容器へ注入することで、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。

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 高圧炉心注水系配管(原子炉圧力容器内部)は、以下の機能を有する。

高圧炉心注水系配管(原子炉圧力容器内部)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、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクに貯蔵されている中性 子を吸収するほう酸水を高圧炉心注水系配管(原子炉圧力容器内部)等を経由して原子炉圧力容 器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

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うち原子炉格納容器 安全設備(ほう酸水注入系)として使用する高圧炉心注水系配管(原子炉圧力容器内部)は、以 下の機能を有する。

高圧炉心注水系配管(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、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、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクに貯蔵されているほう酸水を高圧炉心注水系配管(原子炉圧力容器内部)等を経由して原子炉圧力容器へ注入することで、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

1. 個数

高圧炉心注水系配管(原子炉圧力容器内部)は、設計基準対象施設として炉心を適切に冷却するために必要な個数である2個設置する。

高圧炉心注水系配管(原子炉圧力容器内部)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。

V-1-1-5-2 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

1.	概要		1
2.	使用剂	燃料貯蔵設備	2
2.	1 使月	済燃料貯蔵槽 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
2.	2 使月	済燃料運搬用容器ピット ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	5
2.	3 使月	済燃料貯蔵ラック ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	7
2.	4 使月	済燃料貯蔵槽の温度,水位及び漏えいを監視する装置 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	9
3.		7 17.4.7.3.1E. 11. 1. 1. 1. 1. 1. 1. 1. 1. 1. 1. 1. 1	13
3.	1 燃料	プール冷却浄化系 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	13
	3. 1. 1	7112 12 171	13
	3. 1. 2	ポンプ	17
	3. 1. 3	•	21
	3. 1. 4		23
3.	2 燃料		37
	3. 2. 1		37
	3. 2. 2	ろ過装置	58
	3 2 3	主	65

1. 概要

本説明書は、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の申請設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。

2. 使用済燃料貯蔵設備

2.1 使用済燃料貯蔵槽

	名	;	称	使用済燃料貯蔵プール (設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 7 号機共用)
容		量	_	燃料集合体 3444 体/制御棒 234 本
個		数	_	1

【設 定 根 拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

使用済燃料貯蔵プールは、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貯蔵プールは、以下の機能を有する。

使用済燃料貯蔵プールは、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。

系統構成は,重大事故等時において,使用済燃料貯蔵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等を経由して循環させることで,使用 済燃料貯蔵プールを冷却できる設計とする。

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)として使用する使用済燃料貯蔵プールは,以下の機能を有する。

使用済燃料貯蔵プールは、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。

系統構成は、残留熱除去系(燃料プール冷却モード)及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料貯蔵プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料貯蔵プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵プールに接続する配管の破損等により使用済燃料貯蔵プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料貯蔵プールの水位が低下した場合において、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2

級)又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、燃料プール代替注水系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイヘッダ又は常設スプレイヘッダから使用済燃料貯蔵プールへ注水することで、使用済燃料貯蔵プールの水位を維持できる設計とする。

使用済燃料貯蔵プールは、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。

系統構成は、使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合において、可搬型スプレイヘッダを使用する場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、常設スプレイヘッダを使用する場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、燃料プール代替注水系配管又はホース等を経由して常設スプレイヘッダ又は可搬型スプレイヘッダから使用済燃料貯蔵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。

1. 容量

設計基準対象施設として使用する使用済燃料貯蔵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でも、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 872 体に対し約 390%を上回る 3444 体とする。

また,制御棒の貯蔵容量については,1炉心分の制御棒205本に裕度を考慮し,制御棒貯蔵ハンガ及び制御棒・破損燃料貯蔵ラックの貯蔵容量を合わせ234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 3444 体,制御棒 234 本とする。

2. 個数

使用済燃料貯蔵プールは、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。

使用済燃料貯蔵プールは、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計 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。	基

2.2 使用済燃料運搬用容器ピット

	名	称		キャスクピット (設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 7 号機共用)
容		量	個	1 (使用済燃料輸送容器)
個		数	_	1

【設 定 根 拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

キャスクピットは,設計基準対象施設として使用済燃料輸送容器への使用済燃料の収納を行うために設置する。

• 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)として使用するキャスクピットは,以下の機能を有する。

キャスクピットは、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,重大事故等時において,使用済燃料貯蔵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等を経由して循環させることで,使用済燃料貯蔵プールを冷却できる設計とする。

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)として使用するキャスクピットは、以下の機能を有する。

キャスクピットは、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、残留熱除去系(燃料プール冷却モード)及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料貯蔵プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料貯蔵プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵プールに接続する配管の破損等により使用済燃料貯蔵プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料貯蔵プールの水位が低下した場合において、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、燃料プール代替注水系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイヘッダ又は常設スプレイヘッダから使用済燃料貯蔵プールへ注水するこ

とにより、使用済燃料貯蔵プールの水位を維持できる設計とする。

キャスクピットは、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。

系統構成は、使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合において、可搬型スプレイヘッダを使用する場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、常設スプレイヘッダを使用する場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、燃料プール代替注水系配管又はホース等を経由して常設スプレイヘッダ又は可搬型スプレイヘッダから使用済燃料貯蔵プール内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設計とする。

1. 容量

設計基準対象施設として使用するキャスクピットの容量は、使用済燃料輸送容器への使用済燃料の収納を行うために必要な容量である 1 (使用済燃料輸送容器) 個とする。

キャスクピット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、1(使用済燃料 輸送容器)個とする。

2. 個数

キャスクピットは、設計基準対象施設として使用済燃料輸送容器への使用済燃料の収納を行うために必要な個数である1個設置する。

キャスクピットは、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。

2.3 使用済燃料貯蔵ラック

	Þ	:	称	使用済燃料貯蔵ラック			
	石		孙	(設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 7 号機共用)			
容		量	体/個	77	100	110	121
個		数		6	1	2	22

【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、設計基準対象施設として中性子吸収材であるほう素を添加した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、燃料を貯蔵容量最大で貯蔵し、かつ使用済燃料貯蔵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設備として 使用する使用済燃料貯蔵ラックは、以下の機能を有する。

使用済燃料貯蔵ラックは、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。

重大事故等時に使用する使用済燃料貯蔵ラックは、実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても実効増倍率は不確定性を含めて 0.95 以下で臨界を防止できる設計とする。

使用済燃料貯蔵ラックは、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。

重大事故等時に使用する使用済燃料貯蔵ラックは、いかなる一様な水密度であっても 実効増倍率は不確定性を含めて 0.95 以下で臨界を防止できる設計とする。

1. 容量

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合計容量は,使用済燃料 貯蔵プールの容量と同じ3444体*とする。

使用済燃料貯蔵ラックを重大事故等時において使用する場合の合計容量は、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、3444体とする。

注記*:燃料集合体の貯蔵容量として 77 体貯蔵可能なラックを 6 個, 100 体貯蔵可能 なラックを 1 個, 110 体貯蔵可能なラックを 2 個, 121 体貯蔵可能なラック を 22 個設置するため,

 $(77\times6)+100+(110\times2)+(121\times22)=3444$ 体上記より 3444 体となる。

2. 個数

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及び新燃料を貯蔵するために必要な個数である、使用済燃料貯蔵プール内に77体ラックを6個、100体ラックを1個、110体ラックを2個、121体ラックを22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貯蔵プール内に77体ラックを6個,100体ラックを1個,110体ラックを2個,121体ラックを22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。

2.4 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

名		称	使用済燃料貯蔵プール温度
個	数	_	1

【設定根拠】

(概要)

使用済燃料貯蔵プール温度は、設計基準対象施設として使用済燃料貯蔵槽の温度を計 測するとともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存するために設置する。

使用済燃料貯蔵プール温度は,設計基準対象施設として使用済燃料貯蔵槽の水温の著 しい上昇を確実に検知し,自動的に警報するために設置する。

使用済燃料貯蔵プール温度の装置の構成、計測範囲等については、V-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。

1. 個数

使用済燃料貯蔵プール温度は、設計基準対象施設として使用済燃料貯蔵プールの温度を計測するために必要な個数であり、当該温度を計測可能なように1個設置する。

	名称		称	燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度
1	固	数		1

(概要)

燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は、設計基準対象施設として使用済燃料貯蔵槽の温度を計測するとともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存するために設置する。 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は、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を確実に検知し、自動的に警報するために設置する。

燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の装置の構成,計測範囲等については,V-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。

1. 個数

燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は、設計基準対象施設として使用済燃料貯蔵 プールの温度を計測するために必要な個数であり、当該温度を計測可能なように 1 個 設置する。

名称		称	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)
個	数		1 (検出点 8 箇所)

(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の温度及び水位を監視する装置として使用する使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)は、以下の機能を有する。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)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とともに、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。

また,使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)は,重大事故等が発生し,計測機器(非常用のものを含む。)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。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)の装置の構成,計測範囲等については,V-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。

1. 個数

使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) は、重大事故等対処設備として使用済燃料 貯蔵プール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8箇所)設置する。

名称		称	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)
個	数	_	1 (検出点 14 箇所)

(概要)

• 設計基準対象施設

使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)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とともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存する ために設置する。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)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。

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の温度及び水位を監視する装置として使用する使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)は、以下の機能を有する。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)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とともに、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。

また,使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)は,重大事故等が発生し,計測機器(非常用のものを含む。)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。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)の装置の構成、計測範囲等については、 V-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。

1. 個数

使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)は、設計基準対象施設として使用済燃料貯蔵プール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14箇所)設置する。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)は、設計基準対象施設として1個(検 出点14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。

- 3 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備
- 3.1 燃料プール冷却浄化系
 - 3.1.1 熱交換器

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 1, 2, 5, 7 号機共用)
容量(設計熱交換量)	MW/個	以上(1.92)
最高使用圧力	MPa	管側 1.57/胴側 1.37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	管側 66, 77/胴側 70
伝 熱 面 積	m ² /個	以上()
個 数	_	2

(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、設計基準対象施設として使用済燃料からの崩壊熱を除去し、使用済燃料貯蔵プールを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、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)として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器は、以下の機能を有 する。

燃料プール冷却浄化系熱交換器は、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、重大事故等時において、使用済燃料貯蔵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等を経由して循環させることで、使用済燃料貯蔵プールを冷却できる設計とする。

1. 容量(設計熱交換量)

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(設計熱交換量)は、過去に取り出された使用済燃料と、燃料取替のため原子炉から1回分の取替え使用済燃料を取り出して使用済燃料貯蔵プールに貯蔵した場合に、取り出した使用済燃料から発生する崩壊熱の合計として定義する通常最大熱負荷3.83 MWを2個の熱交換器で除去でき、使用済燃料貯蔵プール水温を52℃以下に維持可能な容量として、 MW/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容量(設計熱交換

量)は、通常運転中に設計基準対象施設として有する使用済燃料貯蔵プールの除熱機能が喪
失した場合に想定する使用済燃料貯蔵プールの熱負荷 2.57MW*を代替原子炉補機冷却系から冷
却水が供給される1個の燃料プール冷却浄化系熱交換器で除去でき,使用済燃料貯蔵プール水
温が重大事故等時における使用時の温度 77℃以下に維持可能な容量とする。
重大事故等時における使用済燃料貯蔵プールの熱交換量 2.57MW を満足する必要伝熱面積が
m ² に対し、設計基準対象施設として使用する場合の容量 MW を満足する必要伝熱面積
m ² であり、設計基準対象施設として使用する場合の必要伝熱面積に包絡される。
以上より、燃料プール冷却浄化系熱交換器の重大事故等時における容量(設計熱交換量)
は,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, 1.92MW/個とする。

注記*: 重大事故等時における使用済燃料貯蔵プールの熱負荷の算出については、V-1-3-4 「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」を参照のこと。

2. 最高使用圧力

2.1 管側の最高使用圧力 1.57MPa

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(管側)の最高使用圧力は、主配管「ろ過脱塩器出口ライン合流部~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1,2,5,7号機共用)」の最高使用圧力と同じ1.57MPaとする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器(管側)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「ろ過脱塩器出口ライン合流部~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1,2,5,7号機共用)」の使用圧力と同じ1.57MPaとする。

2.2 胴側の最高使用圧力 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(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)入口配管分岐部~燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部~燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部~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1.37MPaとする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器 (胴側) 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「燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 入口配管分岐部~燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 入口配管分岐部~燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 」の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

3. 最高使用温度

3.1 管側の最高使用温度 66℃,77℃

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(管側)の最高使用温度は、主配管「ろ過脱塩器出口ライン合流部~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 1, 2, 5, 7 号機共用)」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(管側)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「ろ過脱塩器出口ライン合流部~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 1, 2, 5, 7 号機共用)」の使用温度と同じ 77℃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(胴側)の最高使用温度は、主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部~燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部~燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部~燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)」の最高使用温度と同じ70℃とする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器 (胴側) 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「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部~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)入口配管分岐部~燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)」の使用温度と同じ70℃とする。

4. 伝熱面積

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,設計基	準
対象施設として使用する場合の容量(設計熱交換量) MW を満足するために必要な伝熱	值:
積が m^2 であることから、これを上回る伝熱面積として m^2 /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、重	.大
事故等時において使用する場合に必要な伝熱面積が m²であり、設計基準対象施設として	
用する場合の容量(設計熱交換量) MW を満足するために必要な伝熱面積 m²に包絡	· さ
れることから、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m²/個以上とする。	
公称値については,要求される伝熱面積を上回る m²/個とする。	

5. 個数

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からの崩壊熱を除去し、使用済燃料貯蔵プールを冷却するために必要な個数である各系列に1個とし、合計2個設置する。

	大事
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 故等対処設備として使用する。	.> + 4.

3.1.2 ポンプ

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 1, 2, 5, 7 号機共用)
容量	m³/h/個	以上(250)
揚程	m	以上(80)
最高使用圧力	MPa	1. 57
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	66, 77
原動機出力	kW/個	110
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ポンプは、設計基準対象施設としてスキマサージタンクから供給される 使用済燃料貯蔵プール水を昇圧し、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器及び燃料プール冷却浄化系 熱交換器に通した後、使用済燃料貯蔵プールに戻すために設置する。

• 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)として使用する燃料プール冷却浄化系ポンプは、以下の機能を有する。

燃料プール冷却浄化系ポンプは,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,重大事故等時において,使用済燃料貯蔵プール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等を経由して循環させることで,使用済燃料貯蔵プールを冷却できる設計とする。

1. 容量

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,燃料プール冷却浄化系ポンプ 1 台で使用済燃料貯蔵プール水量を 1 日 2 回循環させる流量 192.5 m³/h 及び,燃料プール冷却浄化系ポンプ 1 台で使用済燃料貯蔵プール,キャスクピット,原子炉ウェル及び蒸気乾燥機・気水分離器ピット水の合計に相当する水量を 1 日 1 回循環させる流量 m³/hを上回る容量として, m³/h/個以上とする。

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。

最高使用温度

公称値については,	250m³/h/個とする。
△小川直(こ)√・(∀よ、	200m/m/順こ y 'S。
】 2. 揚程	
	プール冷却浄化系ポンプの揚程は、施設時と系統構成
	王力損失及び配管圧力損失を基に設定する。
実揚程	m
機器圧力損失	m
配管圧力損失	m
合計	m
燃料プール冷却浄化系ポンプの吐出圧	カは, 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情	 女等時において使用する場合の揚程は,燃料プール冷
却浄化系ろ過脱塩器を経由せず,圧力損気	夫が設計基準対象施設として使用する場合よりも小さ
いため、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 80m とする。
3. 最高使用圧力	ᄼᇫᄊᄱᄷᄱᅎᄰᅩᇫᆒᅙᆸᆕᄺᄜᆮᅩᅜᅟᅝᄡᄱᆑ
	プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力は,燃料プー
世出圧力を基に設定する。	静水圧及び燃料プール冷却浄化系ポンプ締切運転時の
<u>吐山圧力を蒸に</u> 放足する。	
ピーク吸込圧力	約 0.130MPa
静水圧	約 0.194MPa
ポンプ締切運転時の吐出圧力	約 1.13MPa
合計	約 1.46MPa
燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用	用圧力は,約 1.46MPa を上回る 1.57MPa 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,1.57MPa とする。

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、主配管

「燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系分岐部~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 1, 2, 5, 7 号機共用)」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温度は、重大事故等時における主配管「燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系分岐部~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1,2,5,7号機共用)」の使用温度と同じ77℃とする。

5. 原動機出力

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、燃料プール 冷却浄化系ポンプの定格流量点での軸動力を基に設定する。

$$P = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P w}{P} \cdot 100$$

(引用文献:日本工業規格 JIS B 0131(2002)「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力(kW)

Pw: 水動力(kW)

ho : 密度 (kg/m³) =1000 g : 重力加速度 (m/s²) =9.80665 Q : 容量 (m³/s) =250/3600

 H
 : 揚程(m)
 =80

 n
 : ポンプ効率(%)(設計計画値)

定格流量点における燃料プール冷却浄化系ポンプの流量は $250 \,\mathrm{m}^3/\mathrm{h}$, 揚程は $80 \,\mathrm{m}$ であり,その時の燃料プール冷却浄化系ポンプの必要軸動力は, $\boxed{}$ kW となる。

以上より、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 kW を上回る 110kW/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,重大事故等時の容量及び揚程が設計基準対象施設の容量及び揚程と同仕様であるため,設計基準対象施設として使用する場合の原動機出力と変わらない。

以上より、設計基準対象施設と同仕様で設計し、110kW/個とする。

6.	個数
O.	

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スキマサージタンクから供給される使用済燃料貯蔵プール水を昇圧し、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器及び燃料プール冷却浄化系熱交換器に通した後、使用済燃料貯蔵プールに戻すために必要な個数である各系列に1個とし、合計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。

3.1.3 スキマサージ槽

	名	:	称	スキマサージタンク (設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 7 号機共用)
容		量 m³/個		25
個		数	_	2

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

スキマサージタンクは、設計基準対象施設としてスキマ堰を超えて流出する使用済燃料貯蔵プール水を一時的に受け入れるために設置する。

• 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)として使用するスキマサージタンクは、以下の機能を有する。

スキマサージタンクは、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、重大事故等時において、使用済燃料貯蔵プールからスキマ堰を超えてスキマサージタンクに流入する水を、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等を経由して循環させることで、使用済燃料貯蔵プールを冷却できる設計とする。

1. 容量

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、使用済燃料輸送容器を燃料
プールと連通しているキャスクピット水中に吊り込んだ時の排水量をスキマサージタンク2個
で吸収するために必要な量 m³, 燃料プール水の蒸発に対する補給頻度(2日に1回程度の
補給頻度)及び計器誤差を考慮した量 m³及び,タンク底部での渦吸込防止に必要な量
m³を基に設定しており、必要な容量は m³となる。
以上より,スキマサージタンクの容量は m³を上回る 25m³/個とする。

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、25m³/個とする。

2. 個数

スキマサージタンクは、設計基準対象施設としてスキマ堰を超えて流出する燃料プール水を 受け入れるために必要な個数である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。		
WIN C C 200/14 / 00		

3.1.4 主配管

	称	スキマサージタンク			
kt		~			
名		燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系分岐部			
		(設計基準対象施設としてのみ1,2,5,7号機共用)			
最高使用圧力	MPa	静水頭			
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66, 77			
外径	mm	318. 5			

【設定根拠】

(概要)

本配管は、スキマサージタンクと燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系分岐部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。

1. 最高使用圧力

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、開放タンクのスキマサージタンクに接続する配管であるため、静水頭とする。

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,静水頭とする。

2. 最高使用温度

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、使用済燃料貯蔵プールの最大熱 負荷時における使用済燃料貯蔵プールの制限水温 65℃を上回る 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燃料プール冷 却浄化系の使用温度である 77℃とする。

3. 外径

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、318.5mmとする。

		燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系分岐部		
h	称	\sim		
名		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 1, 2, 5, 7 号機共用)		
最高使用圧力	MPa	静水頭,1.57		
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66, 77		
外 径	mm	318. 5, 216. 3, 267. 4		

(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系分岐部と燃料プール冷却浄化系ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備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。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 静水頭

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、開放タンクのスキマサージタンクに接続する配管であるため、静水頭とする。

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,静水頭とする。

1.2 最高使用圧力 1.57MPa

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 1.57MPa 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、1.57MPaとする。

2. 最高使用温度

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、使用済燃料貯蔵プールの最大熱 負荷時における使用済燃料貯蔵プールの制限水温 65℃を上回る 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燃料プール冷却浄化系の使用温度である 77℃とする。

3. 外径

3.1 外径 318.5mm, 216.3mm

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、318.5mm、216.3mmとする。

3.2 外径 267.4mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,250Aの継手と接続するため,接続する継手の外径と同じとし,267.4mmとする。

	称	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)			
h		\sim			
名		燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)吐出ライン分岐部			
		(設計基準対象施設としてのみ1,2,5,7号機共用)			
最高使用圧力	MPa	1. 57			
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66, 77			
外 径	mm	216. 3, 267. 4			

(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)と燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)吐出ライン分岐 部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燃料プール冷却浄化 系ポンプから使用済燃料貯蔵プールへ水を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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 1.57MPa 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、1.57MPaとする。

2. 最高使用温度

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、使用済燃料貯蔵プールの最大熱 負荷時における使用済燃料貯蔵プールの制限水温 65℃を上回る 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燃料プール冷 却浄化系の使用温度である 77℃とする。

3. 外径

3.1 外径 216.3mm

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、216.3mmとする。

3.2 外径 267.4mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,250Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,267.4mmとする。

	称	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)吐出ライン分岐部		
h		\sim		
名		燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)吐出ライン合流部		
		(設計基準対象施設としてのみ1,2,5,7号機共用)		
最高使用圧力	MPa	1. 57		
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66, 77		
外径	mm	267. 4		

(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)吐出ライン分岐部と燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)吐出ライン合流部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燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料貯蔵プールへ水を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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 1.57MPa 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、1.57MPaとする。

2. 最高使用温度

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、使用済燃料貯蔵プールの最大熱 負荷時における使用済燃料貯蔵プールの制限水温 65℃を上回る 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燃料プール冷却浄化系の使用温度である 77℃とする。

3. 外径

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、267.4mmとする。

	称	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)吐出ライン合流部			
h		~			
名		ろ過脱塩器バイパスライン分岐部			
		(設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 7 号機共用)			
最高使用圧力	MPa	1. 57			
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66, 77			
外径	mm	267. 4, 216. 3			

(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)吐出ライン合流部とろ過脱塩器バイパスライン分岐部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燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料貯蔵プールへ水を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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 1.57MPa 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、1.57MPaとする。

2. 最高使用温度

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、使用済燃料貯蔵プールの最大熱 負荷時における使用済燃料貯蔵プールの制限水温 65℃を上回る 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燃料プール冷 却浄化系の使用温度である 77℃とする。

3. 外径

3.1 外径 267.4mm

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、267.4mmとする。

3.2 外径 216.3mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,200Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,216.3mmとする。

		燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)			
h	11.	\sim			
名	称	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)吐出ライン合流部			
		(設計基準対象施設としてのみ1,2,5,7号機共用)			
最高使用圧力	MPa	1. 57			
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66, 77			
外 径	mm	216. 3			

(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)と燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)吐出ライン合流 部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燃料プール冷却浄化 系ポンプから使用済燃料貯蔵プールへ水を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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 1.57MPa 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、1.57MPaとする。

2. 最高使用温度

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、使用済燃料貯蔵プールの最大熱 負荷時における使用済燃料貯蔵プールの制限水温 65℃を上回る 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燃料プール冷 却浄化系の使用温度である 77℃とする。

3. 外径

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、216.3mmとする。

	称	ろ過脱塩器出口ライン合流部			
h		\sim			
名		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 1, 2, 5, 7 号機共用)			
最高使用圧力	MPa	1. 57			
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66, 77			
外 径	mm	267. 4, 216. 3			

(概要)

本配管は、ろ過脱塩器出口ライン合流部と燃料プール冷却浄化系熱交換器を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料貯蔵プールへ水を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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 1.57MPa 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、1.57MPaとする。

2. 最高使用温度

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、使用済燃料貯蔵プールの最大熱 負荷時における使用済燃料貯蔵プールの制限水温 65℃を上回る 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燃料プール冷却浄化系の使用温度である 77℃とする。

3. 外径

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、267.4mm、216.3mmとする。

		ろ過脱塩器バイパスライン分岐部			
名	称	\sim			
		ろ過脱塩器バイパスライン合流部			
最高使用圧力	MPa	1. 57			
最高使用温度	$^{\circ}$ C	77			
外径	mm	267. 4			

(概要)

本配管は、ろ過脱塩器バイパスライン分岐部とろ過脱塩器バイパスライン合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料貯蔵プールへ水を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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ポンプの使用圧力と同じ 1.57MPa とする。

2. 最高使用温度

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の使用温度である 77℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、スキマサージタンクから供給される 水は淡水であるため、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、267.4mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*	標準流速
A	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
267. 4	9. 3	250	0. 04862			

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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

		燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)吐出ライン分岐部
名	称	\sim
		ろ過脱塩器バイパスライン合流部
最高使用圧力	MPa	1. 57
最高使用温度	$^{\circ}$ C	77
外径	mm	267. 4

(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)吐出ライン分岐部とろ過脱塩器バイパスライン合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料貯蔵プールへ水を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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ポンプの使用圧力と同じ 1.57MPa とする。

2. 最高使用温度

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 却浄化系の使用温度である 77℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、スキマサージタンクから供給される 水は淡水であるため、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、267.4mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*	標準流速
A	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
267. 4	9.3	250	0. 04862			

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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

		ろ過脱塩器バイパスライン合流部
名	称	\sim
		ろ過脱塩器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.57
最高使用温度	$^{\circ}$ C	77
外径	mm	267. 4

(概要)

本配管は、ろ過脱塩器バイパスライン合流部とろ過脱塩器出口ライン合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料貯蔵プールへ水を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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ポンプの使用圧力と同じ 1.57MPa とする。

2. 最高使用温度

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の使用温度である 77℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、スキマサージタンクから供給される 水は淡水であるため、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、267.4mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*	標準流速
A	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
267. 4	9. 3	250	0.04862			

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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

		燃料プール冷却浄化系熱交換器
h	11.	\sim
名	称	G41-F016
		(設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 7 号機共用)
最高使用圧力	MPa	1. 57
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	66, 77
外 径	mm	216. 3, 267. 4

(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器と G41-F016 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燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料貯蔵プールへ水を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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 1.57MPa 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、1.57MPaとする。

2. 最高使用温度

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、使用済燃料貯蔵プールの最大熱 負荷時における使用済燃料貯蔵プールの制限水温 65℃を上回る 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燃料プール冷 却浄化系の使用温度である 77℃とする。

3. 外径

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、216.3mm、267.4mmとする。

		G41-F016
名	称	\sim
		燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系合流部
最高使用圧力	MPa	1.57
最高使用温度	$^{\circ}$ C	77
外 径	mm	267. 4

(概要)

本配管は、G41-F016 と燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料貯蔵プールへ水を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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ポンプの使用圧力と同じ 1.57MPa とする。

2. 最高使用温度

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の使用温度である 77℃とする。

3. 外径

本配管は継手であり重大事故等時において使用する場合の外径は,250A の管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,267.4mmとする。

		燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系合流部
h	<i>11.</i>	\sim
名	称	使用済燃料貯蔵プール
		(設計基準対象施設としてのみ 1, 2, 5, 7 号機共用)
最高使用圧力	MPa	1. 57
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66, 77
外 径	mm	267. 4, 216. 3

(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系合流部と使用済燃料貯蔵プール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燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料貯蔵プールへ水を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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 1.57MPa 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、1.57MPaとする。

2. 最高使用温度

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、使用済燃料貯蔵プールの最大熱 負荷時における使用済燃料貯蔵プールの制限水温 65℃を上回る 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燃料プール冷 却浄化系の使用温度である 77℃とする。

3. 外径

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、267.4mm、216.3mmとする。

3.2 燃料プール代替注水系

3.2.1 ポンプ

名称		可搬型代替注水ポンプ(A-1 級) (6,7 号機共用)
容量	m³/h	45 以上,45 以上,48 以上,147 以上 (168 以上)
吐 出 圧 力	MPa	0.74以上, 0.38以上, 1.31以上, 1.70以上 (0.85以上)
最高使用圧力	MPa	
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	
原動機出力	kW	146
個 数	_	1 (予備 1)

【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(燃料プール代替注水系)として使用する可搬型代替注水ポンプ(A-1級)は、以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級)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。

系統構成は、残留熱除去系(燃料プール冷却機能)及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料貯蔵プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料貯蔵プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵プールに接続する配管の破損等により使用済燃料貯蔵プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料貯蔵プールの水位が低下した場合において、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、燃料プール代替注水系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイヘッダ又は常設スプレイヘッダから使用済燃料貯蔵プールへ注水することで、使用済燃料貯蔵プールの水位を維持できる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 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。

系統構成は、使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合において、可搬型スプレイヘッダを使用する場合には、可搬型代替注水ポンプ (A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ (A-2級)、又は可搬型代替注水ポンプ (A-2級)、常設スプレイヘッダを使用する場合には、可搬型代替注水ポンプ (A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ (A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ (A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ (A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ (A-1級)により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、

燃料プール代替注水系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイヘッダ又は常設スプレイヘッ ダから使用済燃料貯蔵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。

1. 容量

1.1 使用済燃料貯蔵プールへ注水する場合の容量(可搬型スプレイヘッダ使用時) 45m³/h以上

可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) を重大事故等時において可搬型スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する場合の容量は、使用済燃料貯蔵プールにおける燃料損傷防止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)の想定事故1及び想定事故2において有効性が確認されている使用済燃料貯蔵プールへの注水量が 45m³/hであることから、45m³/h以上とする。

1.2 使用済燃料貯蔵プールへ注水する場合の容量(常設スプレイヘッダ使用時) 45m³/h以上

可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) を重大事故等時において常設スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する場合の容量は、使用済燃料貯蔵プールにおける燃料損傷防止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)の想定事故1及び想定事故2において有効性が確認されている使用済燃料貯蔵プールへの注水量が45m³/hであることから、45m³/h以上とする。

1.3 使用済燃料貯蔵プールへスプレイする場合の容量(可搬型スプレイへッダ使用時) 48m³/h以上

可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) を重大事故等時において可搬型スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の容量は, V-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において蒸発量を上回ることが確認されているスプレイ量を満足する値として, 48m³/h 以上とする。

1.4 使用済燃料貯蔵プールへスプレイする場合の容量(常設スプレイへッダ使用時) 147m³/h 以上

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)を重大事故等時において常設スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の容量は、V-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において蒸発量を上回ることが確認されているスプレイ量を満足する値として、 $147m^3/h$ 以上とする。

公称値については、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される容量 168m³/h 以上とする。

2. 吐出圧力

- 2.1 使用済燃料貯蔵プールへ注水する場合の吐出圧力(可搬型スプレイヘッダ使用時)
 - 0.74MPa 以上

可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) を重大事故等時において可搬型スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる 7 号機原子炉建屋機器搬出入口を使用する場合の静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

静水頭 約 0.19 MPa ホース*圧損 約 0.38 MPa ホース*湾曲による影響 約 0.11 MPa 機器及び配管*・弁類圧損 約 0.06 MPa

合計 約 0.74 MPa

以上より,可搬型スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) の吐出圧力は 0.74MPa 以上とする。

注記*:7号機原子炉建屋機器搬出入口を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (6,7 号機共用)
- ・可搬型代替注水ポンプ屋内用 20m ホース
- ・可搬型スプレイヘッダ(6,7号機共用)

なお,7号機使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口(南)を使用する場合の配管・ホースは以下のとおりであり、必要となる吐出圧力約0.74MPaを下回る。

- ・使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口(南)~使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口 (屋内南)
- ・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (6,7 号機共用)
- ・可搬型代替注水ポンプ屋内用 20m ホース
- ・可搬型スプレイヘッダ(6,7号機共用)
- 2.2 使用済燃料貯蔵プールへ注水する場合の吐出圧力(常設スプレイヘッダ使用時)
 - 0.38MPa 以上

可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) を重大事故等時において常設スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる7号機使用済燃料貯蔵プール接続口(東)を使用する場合の静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

静水頭 約 0.19 MPa ホース*圧損 約 0.09 MPa ホース*湾曲による影響 約 0.01 MPa 機器及び配管*・弁類圧損 約 0.09 MPa

合計 約 0.38 MPa

以上より、常設スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する可搬型 代替注水ポンプ(A-1級)の吐出圧力は 0.38MPa 以上とする。

注記*:7 号機使用済燃料貯蔵プール接続口(東)を使用する場合は以下の配管・ホースを 使用する。

- ・使用済燃料貯蔵プール接続口(東)~使用済燃料貯蔵プール接続口(北),(東) 配管合流部
- ・使用済燃料貯蔵プール接続口(北),(東)配管合流部~常設スプレイヘッダ
- ・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (6,7 号機共用)

なお,7号機使用済燃料貯蔵プール接続口(北)を使用する場合の配管・ホースは 以下のとおりであり、必要となる吐出圧力約0.38MPaを下回る。

- ・使用済燃料貯蔵プール接続口(北)~使用済燃料貯蔵プール接続口(北),(東) 配管合流部
- ・使用済燃料貯蔵プール接続口(北),(東)配管合流部~常設スプレイヘッダ
- ・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (6,7 号機共用)
- 2.3 使用済燃料貯蔵プールへスプレイする場合の吐出圧力(可搬型スプレイへッダ使用時) 1.31MPa 以上

可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) を重大事故等時において可搬型スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる7号機原子炉建屋機器搬出入口を使用する場合の静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

静水頭 約 0.19 MPa ホース*圧損 約 0.44 MPa ホース*湾曲による影響 約 0.12 MPa 機器及び配管*・弁類圧損 約 0.56 MPa

合計 約 1.31 MPa

以上より、可搬型スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する

可搬型代替注水ポンプ(A-1級)の吐出圧力は1.31MPa以上とする。

注記*:7号機原子炉建屋機器搬出入口を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (6,7 号機共用)
- ・可搬型代替注水ポンプ屋内用 20m ホース
- ・可搬型スプレイヘッダ (6,7号機共用)

なお,7号機使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口(南)を使用する場合の配管・ホースは以下のとおりであり、必要となる吐出圧力約1.31MPaを下回る。

- ・使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口(南)~使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口 (屋内南)
- ・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (6,7 号機共用)
- ・可搬型代替注水ポンプ屋内用 20m ホース
- ・可搬型スプレイヘッダ(6,7号機共用)
- 2.4 使用済燃料貯蔵プールへスプレイする場合の吐出圧力(常設スプレイヘッダ使用時)
 - 1.70MPa 以上

可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) を重大事故等時において常設スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる7号機使用済燃料貯蔵プール接続口(東)を使用する場合の静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

静水頭 約 0.19 MPa ホース*圧損 約 0.32 MPa ホース*湾曲による影響 約 0.04 MPa 機器及び配管*・弁類圧損 約 1.15 MPa

合計 約1.70 MPa

以上より、常設スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する可搬型代替注水ポンプ(A-1級)の吐出圧力は1.70MPa以上とする。

注記*:7号機使用済燃料貯蔵プール接続口(東)を使用する場合は以下の配管・ホースを 使用する。

- ・使用済燃料貯蔵プール接続口(東)~使用済燃料貯蔵プール接続口(北),(東) 配管合流部
- ・使用済燃料貯蔵プール接続口(北),(東)配管合流部~常設スプレイヘッダ
- 可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース(6,7号機共用)
- ・可搬型代替注水ポンプ燃料プール代替注水用屋外 20m ホース (6,7 号機共用)

なお,7号機使用済燃料貯蔵プール接続口(北)を使用する場合の配管・ホースは 以下のとおりであり、必要となる吐出圧力約1.70MPaを下回る。

- ・使用済燃料貯蔵プール接続口(北)~使用済燃料貯蔵プール接続口(北),(東) 配管合流部
- ・使用済燃料貯蔵プール接続口(北),(東)配管合流部~常設スプレイヘッダ
- ・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (6,7 号機共用)
- ・可搬型代替注水ポンプ燃料プール代替注水用屋外 20m ホース (6,7 号機共用)

公称値については、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される吐出圧力 0.85MPa 以上とする。

3. 最高使用圧力

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)を重大事故等時において使用する場合の圧力は、ポンプ運転時の吐出圧力を上回る圧力として MPa とする。

4. 最高使用温度

可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 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)において有効性を確認している代替淡水源の温度 40℃及び海水の温度 30℃を上回る Cとする。

5. 原動機出力

可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) の原動機出力は, 必要軸動力が最大となる流量 147m³/h 時の軸動力を基に設定する。

以上より,可搬型代替注水ポンプ (A-1級) の原動機出力は,必要軸動力約 kw を上回る 146 kw とする。

6. 個数

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)(原動機含む。)は、重大事故等対処設備として淡水又は海水を使用済燃料貯蔵プールへ注水又はスプレイするために必要な個数である 6,7 号機で1セット1個に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を分散して保管する。

名称		可搬型代替注水ポンプ(A-2級) (6,7号機共用)
容量	m³/h/個	45 以上,45 以上,48 以上,147 以上,20 以上, 84 以上,130 以上,90 以上,80 以上,120 以上 (120 以上)
吐 出 圧 力	MPa	0.74以上, 0.38以上, 1.31以上, 1.29以上, 1.28以上, 1.26以上, 1.04以上, 1.67以上, 0.71以上, 1.63以上(0.85以上)
最高使用圧力	MPa	
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	
原動機出力	kW/個	100
個 数	_	16 (予備 1)

(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(燃料プール代替注水系)として使用する可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)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。

系統構成は、残留熱除去系(燃料プール冷却機能)及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料貯蔵プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料貯蔵プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵プールに接続する配管の破損等により使用済燃料貯蔵プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料貯蔵プールの水位が低下した場合において、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、燃料プール代替注水系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイヘッダ又は常設スプレイヘッダから使用済燃料貯蔵プールへ注水することで、使用済燃料貯蔵プールの水位を維持できる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)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。

系統構成は、使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合において、可搬型スプレイヘッダを使用する場合には、可搬型代替注水ポンプ (A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ (A-2級)、又は可搬型代替注水ポンプ (A-2級)、常設スプレイヘッダを使用する場合には、可搬型代替注水ポンプ (A-1級)及び可搬型代替注水

ポンプ (A-2 級) により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、燃料プール代替注水系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイヘッダ又は常設スプレイヘッダから使用済燃料貯蔵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。

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(格納容器圧力逃がし装置)として 使用する可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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、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格納容器 圧力逃がし装置のフィルタ装置の水位が通常水位を下回る場合において、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)により、代替淡水源の水を格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内へ供給すること で水位調整(水張り)を実施できる設計とする。

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)として使用する可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)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、残留熱除去系(低圧注水モード)の機能が喪失した場合において、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、残留熱除去系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(水の供給設備)として使用する可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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となる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となる十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、重大事故等時において、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、補給水系等を経由して復水貯蔵槽へ重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給できる設計とする。

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うち原子炉格納容器 安全設備(格納容器下部注水系)として使用する可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)は、以下の機 能を有する。

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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、炉心の著しい損傷が発生した場合において、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、補給水系等を経由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うち原子炉格納容器 安全設備(代替格納容器スプレイ冷却系)として使用する可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は, 以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の機能が喪失した場合において、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内及びサプレッションチェンバ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。

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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、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、炉心の著しい損傷が発生した場合において、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内及びサプレッションチェンバ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並びに放射性物質の濃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うち原子炉格納容器 安全設備(低圧代替注水系)として使用する可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、以下の機能を 有する。 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、残留熱除去系等を経由し、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遅延・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うち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(格納容器圧力逃がし装置)として使用する可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

系統構成は、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために設置する格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置の水位が通常水位を下回る場合において、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源の水を格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内へ供給することで水位調整(水張り)を実施できる設計とする。

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うち圧力逃がし装置 (格納容器圧力逃がし装置)として使用する可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)は、以下の機能を 有する。

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために設置する格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置の水位が通常水位を下回る場合において、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源の水を格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内へ供給することで水位調整(水張り)を実施できる設計とする。

重大事故等時に使用する可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、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)としての原子炉圧力容器への注水と、 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うち原子炉格納容器安全設備(代替格納 容器スプレイ冷却系)としての原子炉格納容器内へのスプレイを同時に実施する機能を有する。

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容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを同時に実施するケースは、「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗」である。

この場合, 原子炉圧力容器への注水流量 40m3/h 及び原子炉格納容器内へのスプレイ流量 80m3/h

で同時に実施できる設計とする。

1. 容量

1.1 使用済燃料貯蔵プールへ注水する場合の容量(可搬型スプレイヘッダ使用時) 45m³/h/個以上

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を重大事故等時におい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冷却浄化設備として可搬型スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する場合の容量は、使用済燃料貯蔵プールにおける燃料損傷防止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)の想定事故1及び想定事故2において有効性が確認されている使用済燃料貯蔵プールへの注水量が約45m³/hであることから、45m³/h/個以上とする。

1.2 使用済燃料貯蔵プールへ注水する場合の容量(常設スプレイヘッダ使用時) 45m³/h/個以上

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を重大事故等時におい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冷却浄化設備として常設スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する場合の容量は、使用済燃料貯蔵プールにおける燃料損傷防止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)の想定事故1及び想定事故2において有効性が確認されている使用済燃料貯蔵プールへの注水量が約45m³/hであることから、45m³/h/個以上とする。

1.3 使用済燃料貯蔵プールへスプレイする場合の容量(可搬型スプレイへッダ使用時) 48m³/h/個以上

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を重大事故等時におい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冷却浄化設備として可搬型スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の容量は、V-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において蒸発量を上回ることが確認されているスプレイ量を満足する値として、48m³/h/個以上とする。

1.4 使用済燃料貯蔵プールへスプレイする場合の容量(常設スプレイへッダ使用時) 147m³/h/個以上

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)を重大事故等時におい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冷却浄化設備として常設スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の容量は、V-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において蒸発量を上回ることが確認されているスプレイ量を満足する値として、 $147m^3/h/個以上とする。$

1.5 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置水位調整(水張り)に使用する場合の容量

20m3/h/個以上

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備(格納容器圧力逃がし装置)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うち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(格納容器圧力逃がし装置)及び圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置(格納容器圧力逃がし装置)として格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置水位調整(水張り)に使用する場合の容量は、格納容器圧力逃がし装置の使用時にフィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断された場合において、「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の追補(原子炉設置変更許可申請書添付書類十追補 1)に示される水張りの所要時間が 50 分であることから、保守的に下限水位から通常水位復帰に必要な水量に対して 30 分以内に水張りできる容量として、20m³/h/個以上とする。

1.6 原子炉圧力容器へ注水する場合の容量 84m3/h/個以上

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を重大事故等時において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)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うち原子炉格納容器安全設備(低圧代替注水系)として原子炉圧力容器への注水時に使用する場合の容量は、炉心損傷防止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)のうち、「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗」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が84m³/hであることから、84m³/h/個以上とする。

1.7 復水貯蔵槽へ供給する場合の容量 130m³/h/個以上

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を重大事故等時において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(水の供給設備)として復水貯蔵槽への供給に使用する場合の容量は、格納容器破損防止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)のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」(代替循環冷却系を使用しない場合)において有効性が確認されている復水貯蔵槽への供給流量が130m³/h であることから、130m³/h/個以上とする。

1.8 原子炉格納容器下部へ注水する場合の容量 90m3/h/個以上

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を重大事故等時において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うち原子炉格納容器安全設備(格納容器下部注水系)として原子炉 格納容器下部注水時に使用する場合の容量は、格納容器破損防止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)のうち、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」 において有効性が確認されている格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部へ の注水流量が90m³/hであることから、90m³/h/個以上とする。

1.9 原子炉格納容器内へスプレイする場合の容量 80m³/h/個以上

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を重大事故等時において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うち原子炉格納容器安全設備(代替格納容器スプレイ冷却系)として格納容器スプレイ時に使用する場合の容量は、炉心損傷防止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)のうち、「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV 再閉失敗」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が80m³/hであることから、80m³/h/個以上とする。

1.10 原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを同時に実施する場合の容量 120m³/h/個以上

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を重大事故等時において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)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うち原子炉格納容器安全設備(代替格納容器スプレイ冷却系)として原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイを同時に実施する場合に使用する場合の容量は、炉心損傷防止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)のうち、「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗」において原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを同時に行う場合、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量が40m³/h、原子炉格納容器内へのスプレイ流量が80m³/hであることから、120m³/h/個以上とする。

公称値については、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される容量 120m³/h/個以上とする。

- 2. 叶出圧力
- 2.1 使用済燃料貯蔵プールへ注水する場合の吐出圧力(可搬型スプレイヘッダ使用時)
 - 0.74MPa 以上

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を重大事故等時におい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冷却浄化設備として可搬型スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる7号機原子炉建屋機器搬出入口を使用する場合の静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

静水頭 約 0.19MPa ホース*圧損 約 0.38MPa ホース*湾曲による影響 約 0.11MPa 機器及び配管*・弁類圧損 約 0.06MPa

合計 約 0.74MPa

以上より、可搬型スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の吐出圧力は 0.74MPa 以上とする。

注記*:7号機原子炉建屋機器搬出入口を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (6,7 号機共用)
- ・可搬型代替注水ポンプ屋内用 20m ホース
- 可搬型スプレイヘッダ(6,7号機共用)

なお,7号機使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口(南)を使用する場合の配管・ホースは以下の通りであり、必要となる吐出圧力約0.74MPaを下回る。

- ・使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口(南)~使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口 (屋内南)
- ・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (6,7 号機共用)
- ・可搬型代替注水ポンプ屋内用 20m ホース
- 可搬型スプレイヘッダ(6,7号機共用)
- 2.2 使用済燃料貯蔵プールへ注水する場合の吐出圧力(常設スプレイヘッダ使用時)
 - 0.38MPa 以上

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を重大事故等時におい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冷却浄化設備として常設スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる7号機使用済燃料貯蔵プール接続口(東)を使用する場合の静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

静水頭 約 0.19MPa ホース*圧損 約 0.09MPa ホース*湾曲による影響 約 0.01MPa 機器及び配管*・弁類圧損 約 0.09MPa

合計 約 0.38MPa

以上より、常設スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する可搬型 代替注水ポンプ(A-2級)の吐出圧力は 0.38MPa 以上とする。

注記*:7号機使用済燃料貯蔵プール接続口(東)を使用する場合は以下の配管・ホースを 使用する。

- ・使用済燃料貯蔵プール接続口(東)~使用済燃料貯蔵プール接続口(北),(東) 配管合流部
- ・使用済燃料貯蔵プール接続口(北),(東)配管合流部~常設スプレイヘッダ

- ・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (6,7 号機共用) なお,7号機使用済燃料貯蔵プール接続口(北)を使用する場合の配管・ホースは 以下の通りであり、必要となる吐出圧力約 0.38MPa を下回る。
- ・使用済燃料貯蔵プール接続口(北)~使用済燃料貯蔵プール接続口(北),(東) 配管合流部
- ・使用済燃料貯蔵プール接続口(北),(東)配管合流部~常設スプレイヘッダ
- ・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (6,7 号機共用)
- 2.3 使用済燃料貯蔵プールへスプレイする場合の吐出圧力(可搬型スプレイヘッダ使用時) 1.31MPa 以上

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を重大事故等時におい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冷却浄化設備として可搬型スプレイヘッダを用いた使用済燃 料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる 7 号機 原子炉建屋機器搬出入口を使用する場合の静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機 器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

> 静水頭 約 0.19MPa ホース*圧損 約 0.44MPa ホース*湾曲による影響 約0.12MPa 機器及び配管*・弁類圧損 約 0.56MPa

> > 合計 約 1.31MPa

以上より、可搬型スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) の吐出圧力は 1.31MPa 以上とする。

注記*:7号機原子炉建屋機器搬出入口を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (6,7 号機共用)
- ・可搬型代替注水ポンプ屋内用 20m ホース
- 可搬型スプレイヘッダ(6,7号機共用)

なお,7号機使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口(南)を使用する場合の配管・ホ ースは以下の通りであり、必要となる吐出圧力約 1.31MPa を下回る。

- ・使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口(南)~使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口 (屋内南)
- ・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (6,7 号機共用)
- ・可搬型代替注水ポンプ屋内用 20m ホース
- ・可搬型スプレイヘッダ(6,7号機共用)

2.4 使用済燃料貯蔵プールへスプレイする場合の吐出圧力(常設スプレイへッダ使用時) 1.29MPa 以上

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を重大事故等時におい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冷却浄化設備として常設スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の吐出圧力は、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

静水頭 約-0.30MPa

ホース*圧損 約 1.35MPa

ホース*湾曲による影響 約 0.15MPa

機器類圧損 約 0.09MPa

合計 約 1.29MPa

以上より、常設スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の吐出圧力は 1.29MPa 以上とする。

注記*:以下のホースを使用する。

- ・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (6,7 号機共用)
- 2.5 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置水位調整(水張り)に使用する場合の吐出圧力 1.28 MPa 以上

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち残留 熱除去設備(格納容器圧力逃がし装置)並びに原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の 安全設備のうち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(格納容器圧力逃がし装置)及び圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装 置(格納容器圧力逃がし装置)として格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置水位調整(水 張り)に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる6号機フィルタ装置補給用 接続口を使用する場合の最終吐出端必要圧力,静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、 機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

最終吐出端必要圧力 約 0.62MPa

静水頭 約 0.08MPa

ホース*圧損 約 0.49MPa

ホース*湾曲による影響 約0.06MPa

機器及び配管*・弁類圧損 約 0.03MPa

合計 約1.28MPa

以上より、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置水位調整(水張り)に使用する可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の吐出圧力は1.28MPa以上とする。

注記*:6号機フィルタ装置補給用接続口を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・6号機 フィルタ装置補給用接続口~フィルタ装置
- ・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (6,7 号機共用)

なお,7号機フィルタ装置補給用接続口を使用する場合の配管・ホースは以下の通りであり,必要となる吐出圧力約1.28MPaを下回る。

- ・7号機 フィルタ装置補給用接続口~フィルタ装置
- ・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (6,7 号機共用)
- 2.6 原子炉圧力容器へ注水する場合の吐出圧力 1.26MPa 以上

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を重大事故等時において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)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うち原子炉格納容器安全設備(低圧代替注水系)として原子炉圧 力容器への注水時に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる7号機復水補給 水系接続口(北)を使用する場合の最終吐出端必要圧力、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲 による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

> 最終吐出端必要圧力 約 0.80MPa 静水頭 約 0.05MPa ホース*圧損 約 0.13MPa ホース*湾曲による影響 約 0.02MPa 機器及び配管・弁類圧損 約 0.26MPa

> > 合計 約1.26MPa

以上より、低圧代替注水系(可搬型)として原子炉圧力容器への注水に使用する可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の吐出圧力は 1.26MPa 以上とする。

注記*:7号機復水補給水系接続口(北)を使用する場合は以下のホースを使用する。

- ・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (6,7 号機共用)
- 2.7 復水貯蔵槽へ供給する場合の吐出圧力 1.04MPa 以上

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を重大事故等時において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(水の供給設備)として復水貯蔵槽への供給に使用す る場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる7号機復水貯蔵槽大容量接続口(西)を使 用する場合の静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に 設定する。

> 静水頭 約 0.04MPa ホース*圧損 約 0.75MPa ホース*湾曲による影響 約0.09MPa 機器及び配管*・弁類圧損 約0.16MPa

> > 合計 約 1.04MPa

以上より、水の供給設備として復水貯蔵槽への供給に使用する可搬型代替注水ポンプ(A-2級) の吐出圧力は 1.04MPa 以上とする。

注記*:7 号機復水貯蔵槽大容量接続口(西)を使用する場合は以下の配管・ホースを使用 する。

- ・7 号機 復水貯蔵槽大容量接続口(東)及び復水貯蔵槽大容量接続口(西)~復 水貯蔵槽
- ・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (6,7 号機共用)

なお,7号機復水貯蔵槽大容量接続口(東)を使用する場合の配管・ホースは,7号 機復水貯蔵槽大容量接続口(西)を使用する場合と同じ配管・ホースであり、必要 となる吐出圧力は約1.04MPaを下回る。

また,6号機復水貯蔵槽大容量接続口(東),(西)を使用する場合の配管・ホース は以下の通りであり、必要となる吐出圧力は約1.04MPaを下回る。

- ・6 号機 復水貯蔵槽大容量接続口(東)及び復水貯蔵槽大容量接続口(西)~復 水貯蔵槽
- ・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (6,7 号機共用)
- 2.8 原子炉格納容器下部へ注水する場合の吐出圧力 1.67MPa 以上

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を重大事故等時において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うち原子炉格納容器安全設備(格納容器下部注水系)として原子炉 格納容器下部注水時に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる 6 号機復水補 給水系可搬式接続口(東)を使用する場合の最終吐出端必要圧力、静水頭、ホース圧損、ホ ース湾曲による影響,機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

> 最終吐出端必要圧力 約 0.62MPa 静水頭 約-0.11MPa ホース*圧損 約 0.58MPa ホース*湾曲による影響 約 0.07MPa

機器及び配管・弁類圧損 約 0.51MPa

合計 約 1.67MPa

以上より、格納容器下部注水系(可搬型)として原子炉格納容器下部注水に使用する可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の吐出圧力は1.67MPa以上とする。

注記*:6号機復水補給水系可搬式接続口(東)を使用する場合は以下のホースを使用する。 ・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース(6,7号機共用)

2.9 原子炉格納容器内へスプレイする場合の吐出圧力 0.71MPa 以上

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を重大事故等時において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うち原子炉格納容器安全設備(代替格納容器スプレイ冷却系)として格納容器スプレイ時に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる7号機復水補給水系接続口(北)を使用する場合の最終吐出端必要圧力、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

最終吐出端必要圧力 約 0.31MPa 静水頭 約 0.09MPa ホース*圧損 約 0.12MPa ホース*湾曲による影響 約 0.02MPa 機器及び配管・弁類圧損 約 0.17MPa

合計 約 0.71MPa

以上より、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)として格納容器スプレイに使用する可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の吐出圧力は0.71MPa以上とする。

注記*:7号機復水補給水系接続口(北)を使用する場合は以下のホースを使用する。

- ・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (6,7 号機共用)
- 2.10 原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを同時に実施する場合の吐 出圧力 1.63MPa 以上

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を重大事故等時において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)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うち原子炉格納容器安全設備(代替格納容器スプレイ冷却系)と して原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイを同時に実施する場合の吐出圧力は、必 要吐出圧力が最大となる7号機復水補給水系接続口(北)を使用する場合の最終吐出端必要 圧力,静水頭,ホース圧損,ホース湾曲による影響,機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

最終吐出端必要圧力 約 0.80MPa

静水頭 約 0.05MPa

ホース*圧損 約 0.26MPa

ホース*湾曲による影響 約0.03MPa

機器及び配管・弁類圧損 約 0.49MPa

合計 約1.63MPa

以上より、低圧代替注水系(可搬型)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)として原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイを同時に実施する場合に使用する可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の吐出圧力は 1.63MPa 以上とする。

注記*:7号機復水補給水系接続口(北)を使用する場合は以下のホースを使用する。

・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (6,7 号機共用)

公称値については、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される吐出圧力 0.85MPa 以上とする。

3. 最高使用圧力

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を重大事故等時において使用する場合の圧力は、ポンプ運転時の吐出圧力を上回る圧力として MPa とする。

4. 最高使用温度

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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)において有効性を確認している代替淡水源の温度 40℃及び海水の温度 30℃を上回る ℃とする。

5. 原動機出力

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の原動機出力は, 必要軸動力が最大となる流量 120m³/h 時の軸動力を基に設定する。

以上より,可搬型代替注水ポンプ (A-2級) の原動機出力は,必要軸動力約 kW を上回る 100 kW/個とする。

6. 個数	
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (原動機含む。) は、重大事故等対処設備として淡水又は	、海
水を使用済燃料貯蔵プールへ注水又はスプレイするため等に必要な個数が1基あたり4個を	F 1
セットとして、6,7号機でそれぞれ2セット8個の合計16個に、故障時及び保守点検による)待
機除外時のバックアップ用として予備1個を分散して保管する。	

3.2.2 ろ過装置

名	称	可搬型 Y 型ストレーナ (6, 7 号機共用)
容量	m³/h/個	22.5以上,22.5以上,24以上,73.5以上,20以上42以上,65以上,45以上,40以上,60以上(73.5)
最高使用圧力	MPa	2. 0
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	40
個 数	_	8 (予備 1)

【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(燃料プール代替注水系)として使用する可搬型Y型ストレーナは、以下の機能を有する。

可搬型 Y 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。

系統構成は、残留熱除去系(燃料プール冷却モード)及び燃料プール冷却浄化系の有する使用 済燃料貯蔵プールの冷却機能又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料貯蔵プールへの補給機能 が喪失し、又は使用済燃料貯蔵プールに接続する配管の破損等により使用済燃料貯蔵プール水の 小規模な漏えいにより使用済燃料貯蔵プールの水位が低下した場合において、可搬型代替注水ポ ンプ(A-1 級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)、又は可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)によ り、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、可搬型 Y 型ストレー ナ、燃料プール代替注水系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイヘッダ又は常設スプレイ ヘッダから使用済燃料貯蔵プールへ注水することで、使用済燃料貯蔵プールの水位を維持できる 設計とする。

可搬型 Y 型ストレーナは、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。

系統構成は、使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合において、可搬型スプレイへッダを使用する場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)、又は可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)、又は可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)、 常設スプレイへッダを使用する場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)といては海を水源として、可搬型 Y 型ストレーナ、燃料プール代替注水系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイへッ

ダ又は常設スプレイヘッダから使用済燃料貯蔵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。

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(格納容器圧力逃がし装置)として 使用する可搬型 Y 型ストレーナは、以下の機能を有する。

可搬型 Y 型ストレーナは、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、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格納容器 圧力逃がし装置のフィルタ装置の水位が通常水位を下回る場合において、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)により、代替淡水源の水を可搬型 Y 型ストレーナを経由し、格納容器圧力逃がし装置 のフィルタ装置内へ供給することで水位調整(水張り)を実施できる設計とする。

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)として使用する可搬型 Y 型ストレーナは、以下の機能を有する。

可搬型 Y 型ストレーナは、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、残留熱除去系(低圧注水モード)の機能が喪失した場合において、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、可搬型 Y 型ストレーナ、残留熱除去系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(水の供給設備)として使用する可搬型 Y 型ストレーナは、以下の機能を有する。

可搬型 Y 型ストレーナは、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となる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重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、重大事故等時において、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源又は 代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、補給水系等を経由して復水貯蔵槽へ重大 事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給できる設計とする。

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うち原子炉格納容器安全設備(格納容器下部注水系)として使用する可搬型Y型ストレーナは、以下の機能を有する。

可搬型 Y 型ストレーナは、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、炉心の著しい損傷が発生した場合において、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、可搬型 Y 型ストレーナ、補給水系等を経由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うち原子炉格納容器 安全設備(代替格納容器スプレイ冷却系)として使用する可搬型Y型ストレーナは、以下の機能 を有する。

可搬型 Y 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。

系統構成は、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の機能が喪失した場合において、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、可搬型 Y 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スプレイ管からドライウェル内及びサプレッションチェンバ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できる設計とする。

可搬型 Y 型ストレーナは、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、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、炉心の著しい損傷が発生した場合において、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、可搬型 Y 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スプレイ管からドライウェル内及びサプレッションチェンバ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並びに放射性物質の濃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うち原子炉格納容器 安全設備(低圧代替注水系)として使用する可搬型Y型ストレーナは、以下の機能を有する。

可搬型Y型ストレーナは、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、炉心の著しい損傷が発生した場合において、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、可搬型 Y 型ストレーナ、残留熱除去系等を経由し、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

部への落下を遅延・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うち放射性物質濃度 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(格納容器圧力逃がし装置)と して使用する可搬型 Y 型ストレーナは、以下の機能を有する。

可搬型 Y 型ストレーナは、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

系統構成は、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために設置する格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置の水位が通常水位を下回る場合において、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源の水を可搬型 Y 型ストレーナを経由し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内へ供給することで水位調整(水張り)を実施できる設計とする。

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うち圧力逃がし装置 (格納容器圧力逃がし装置)として使用する可搬型 Y 型ストレーナは,以下の機能を有する。

可搬型 Y 型ストレーナは、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、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために設置する格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置の水位が通常水位を下回る場合において、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により、代替淡水源の水を可搬型 Y 型ストレーナを経由し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内へ供給することで水位調整(水張り)を実施できる設計とする。

重大事故等時に使用する可搬型Y型ストレーナは、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)としての原子炉圧力容器への注水と、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うち原子炉格納容器安全設備(代替格納容器スプレイ冷却系)としての原子炉格納容器内へのスプレイを同時に実施する機能を有する。

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容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを同時に実施するケースは、「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗」である。

この場合,可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により,代替淡水源の水を可搬型 Y 型ストレーナを経由し,原子炉圧力容器への注水流量 $40 \text{m}^3/\text{h}$ 及び原子炉格納容器内へのスプレイ流量 $80 \text{m}^3/\text{h}$ で同時に実施できる設計とする。

1. 容量

1.1 使用済燃料貯蔵プールへ注水する場合の容量(可搬型スプレイヘッダ使用時) 22.5m³/h/個以上 可搬型 Y 型ストレーナを重大事故等時におい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冷却浄化設備として可搬型スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する場合の容量は、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)又は可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)により 2 ラインのホース及び接続ロ又は原子炉建屋機器搬出入口を経由し供給する際に、可搬型 Y 型ストレーナは各ラインに 1 個ずつ取り付けられるものであるため、そのときの可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)又は可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)の容量 $45m^3/h/$ 個以上より $22.5m^3/h/$ 個以上とする。

1.2 使用済燃料貯蔵プールへ注水する場合の容量(常設スプレイヘッダ使用時) 22.5m³/h/個以上

可搬型 Y 型ストレーナを重大事故等時におい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冷却浄化設備として常設スプレイへッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する場合の容量は、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)又は可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)により 2 ラインのホース及び接続口を経由し供給する際に、可搬型 Y 型ストレーナは各ラインに 1 個ずつ取り付けられるものであるため、そのときの可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)又は可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)の容量 $45 \text{m}^3/\text{h}/\text{l}$ 個以上より $22.5 \text{m}^3/\text{h}/\text{l}$ 個以上とする。

1.3 使用済燃料貯蔵プールへスプレイする場合の容量(可搬型スプレイへッダ使用時) 24m³/h/個以上

可搬型 Y 型ストレーナを重大事故等時におい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冷却浄化設備として可搬型スプレイへッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の容量は、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)又は可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)により 2 ラインのホース及び接続ロ又は原子炉建屋機器搬出入口を経由し供給する際に、可搬型 Y 型ストレーナは各ラインに 1 個ずつ取り付けられるものであるため、そのときの可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)又は可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)の容量 $48m^3/h/$ 個以上より $24m^3/h/$ 個以上とする。

1.4 使用済燃料貯蔵プールへスプレイする場合の容量(常設スプレイへッダ使用時) 73.5m³/h/個以上

可搬型 Y 型ストレーナを重大事故等時におい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冷却浄化設備として常設スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の容量は、可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)により 2 ラインのホース及び接続口を経由し供給する際に、可搬型 Y 型ストレーナは各ラインに 1 個ずつ取り付けられるものであるため、そのときの可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)の容量 $147 \text{m}^3/\text{h}/\text{l}$ 以上より $73.5 \text{m}^3/\text{h}/\text{l}$ 例以上とする。

1.5 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置水位調整(水張り)に使用する場合の容量

20m3/h/個以上

可搬型 Y 型ストレーナを重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (格納容器圧力逃がし装置)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 うち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(格納容器圧力逃がし装置)及び圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置(格納容器圧力逃がし装置)として格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内の水位調整(水張り)に 使用する場合の容量は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により1ラインのホース及び接続口を経由し供給する際に、可搬型 Y 型ストレーナはラインに1個取り付けられるものであるため、そのときの可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の容量 20m³/h/個以上とする。

1.6 原子炉圧力容器へ注水する場合の容量 42m3/h/個以上

可搬型 Y 型ストレーナを重大事故等時において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)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うち原子炉格納容器安全設備(低圧代替注水系)として原子炉圧力容器への注水時に使用する場合の容量は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により2ラインのホース及び接続口を経由し供給する際に、可搬型 Y 型ストレーナは各ラインに1個ずつ取り付けられるものであるため、そのときの可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の容量84m³/h/個以上より42m³/h/個以上とする。

1.7 復水貯蔵槽へ供給する場合の容量 65m³/h/個以上

可搬型 Y 型ストレーナを重大事故等時において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(水の供給設備)として復水貯蔵槽への供給に使用する場合の容量は、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により 2 ラインのホース及び接続口を経由し供給する際に、可搬型 Y 型ストレーナは各ラインに 1 個ずつ取り付けられるものであるため、そのときの可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)の容量 $130\text{m}^3/\text{h}/\text{l}$ 個以上より $65\text{m}^3/\text{h}/\text{l}$ 個以上とする。

1.8 原子炉格納容器下部へ注水する場合の容量 45m3/h/個以上

可搬型 Y 型ストレーナを重大事故等時において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うち原子炉格納容器安全設備(格納容器下部注水系)として原子炉格納容器下部注水時に使用する場合の容量は、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により 2 ラインのホース及び接続口を経由し供給する際に、可搬型 Y 型ストレーナは各ラインに 1 個ずつ取り付けられるものであるため、そのときの可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)の容量 $90\text{m}^3/\text{h}/\text{個以上よ}$ 9 $45\text{m}^3/\text{h}/\text{M}以上とする。$

1.9 原子炉格納容器内へスプレイする場合の容量 40m³/h/個以上

可搬型 Y 型ストレーナを重大事故等時において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うち原子炉格納容器安全設備(代替格納容器スプレイ冷却系)として格納容器スプレイ時に使用する場合の容量は、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により 2 ラインのホ

ース及び接続口を経由し供給する際に、可搬型 Y 型ストレーナは各ラインに 1 個ずつ取り付けられるものであるため、そのときの可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の容量 $80\text{m}^3/\text{h}/\text{個以上}$ より $40\text{m}^3/\text{h}/\text{個以上}とする。$

1.10 原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の容量 60m³/h/個以上

可搬型 Y 型ストレーナを重大事故等時において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)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うち原子炉格納容器安全設備(代替格納容器スプレイ冷却系)として原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイを同時に実施する場合の容量は,可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により2ラインのホース及び接続口を経由し供給する際に,可搬型Y型ストレーナは各ラインに1個ずつ取り付けられるものであるため,そのときの可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の容量 $120m^3/h/$ 個以上より $60m^3/h/$ 個以上とする。

公称値については要求される最大容量と同じ73.5m³/h/個とする。

2. 最高使用圧力

可搬型 Y 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,

2.0MPa

とする。

3. 最高使用温度

可搬型 Y 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可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース及び可搬型代替注水ポンプ燃料プール代替注水用屋外用 20m ホースの使用温度と同じ 40℃とする。

4. 個数

可搬型 Y 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 1 基あたり 2 個を 1 セットとして,6, 7 号機でそれぞれ 2 セット 4 個の合計 8 個に,故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を分散して保管する。

3.2.3 主配管

		使用済燃料貯蔵プール接続口(北)
名	称	~
		使用済燃料貯蔵プール接続口(北),(東)配管合流部
最高使用圧力	MPa	2. 0
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	40
外 径	mm	76. 3, 89. 1, 114. 3

【設定根拠】

(概要)

本配管は、使用済燃料貯蔵プール接続口(北)と使用済燃料貯蔵プール接続口(北)、(東)配管合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により淡水又は海水を使用済燃料貯蔵プールへ注水又はスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は,	
	2.0MPa とする。

2. 最高使用温度

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可搬型代替注 水ポンプ屋外用 20mホース及び可搬型代替注水ポンプ燃料プール代替注水用屋外 20mホース の使用温度と同じ 40℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は,圧力損失が許容できる外径を選定する。 る。

可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の 2. 吐出圧力設定根拠の配管圧損算出条件である, 76. 3mm, 89. 1mm, 114. 3mm を本配管の外径とする。

		使用済燃料貯蔵プール接続口(東)
名	称	~
		使用済燃料貯蔵プール接続口(北),(東)配管合流部
最高使用圧力	MPa	2. 0
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	40
外 径	mm	76. 3, 89. 1

(概要)

本配管は、使用済燃料貯蔵プール接続口(東)と使用済燃料貯蔵プール接続口(北)、(東)配管合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により淡水又は海水を使用済燃料貯蔵プールへ注水又はスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は,

2.0MPa とする。

2. 最高使用温度

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可搬型代替注 水ポンプ屋外用 20mホース及び可搬型代替注水ポンプ燃料プール代替注水用屋外 20mホース の使用温度と同じ 40℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 圧力損失が許容できる外径を選定する。

可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の 2. 吐出圧力設定根拠の配管圧損算出条件である, 76. 3mm, 89. 1mm を本配管の外径とする。

		使用済燃料貯蔵プール接続口(北),(東)配管合流部
名	称	\sim
		常設スプレイへッダ
最高使用圧力	MPa	2. 0
最高使用温度	${\mathcal C}$	40
外径	mm	89. 1

(概要)

本配管は、使用済燃料貯蔵プール接続口(北)、(東)配管合流部と常設スプレイヘッダを接続する配管であり、重大事故等対処設備として可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により淡水又は海水を使用済燃料貯蔵プールへ注水又はスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は,	
	2.0MPa とする。

2. 最高使用温度

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可搬型代替注 水ポンプ屋外用 20mホース及び可搬型代替注水ポンプ燃料プール代替注水用屋外 20mホース の使用温度と同じ40℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は,圧力損失が許容できる外径を選定する。

可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の 2. 吐出圧力設定根拠の配管圧損算出条件である, 89. 1mm を本配管の外径とする。

		使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口(南)
名	称	~
		使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口(屋内南)
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	$^{\circ}$	40
外 径	mm	76. 3

(概要)

本配管は、使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口(南)と使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口(屋内南)を接続する配管であり、重大事故等対処設備として可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により淡水又は海水を使用済燃料貯蔵プールへ注水又はスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は,

2.0MPa とする。

2. 最高使用温度

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可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホースの使用温度と同じ 40℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 圧力損失が許容できる外径 を選定する。

可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)の 2. 吐出圧力設定根拠の配管圧損算出条件である, 76.3mm を本配管の外径とする。

名	称	可搬型代替注水ポンプ屋外用 20mホース (6, 7 号機共用)
最高使用圧力	MPa	2. 0
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	40
外径	_	75A
個 数	_	1096(予備 1)

(概要)

本ホースは、以下を接続するホースであり、重大事故等対処設備として可搬型代替注水ポンプ (A-1級) 又は可搬型代替注水ポンプ (A-2級) により淡水又は海水を使用済燃料貯蔵プール、可搬型代替注水ポンプ (A-2級) により淡水を格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置、可搬型代替注水ポンプ (A-2級) により淡水又は海水を使用済燃料貯蔵プール、原子炉圧力容器若しくは原子炉格納容器へ注水又はスプレイするために設置する。

6号機

- ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) と可搬型代替注水ポンプ (A-2級)
- ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) と可搬型代替注水ポンプ屋内用 20m ホース
- ・可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) と可搬型代替注水ポンプ屋内用 20m ホース
- ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)と使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口(南)
- ・可搬型代替注水ポンプ(A-1級)と使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口(南)
- ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)と使用済燃料貯蔵プール接続口(北),(東)
- ・可搬型代替注水ポンプ(A-1級)と使用済燃料貯蔵プール接続口(北),(東)
- ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) と可搬型代替注水ポンプ (A-1級)
- ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)と復水補給水系接続口(東),(南)
- ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)と復水補給水系可搬式接続口(東)
- ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)と復水貯蔵槽大容量接続口(東),(西)
- ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)とフィルタ装置補給用接続口

7 号機

- ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) と可搬型代替注水ポンプ (A-2級)
- ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) と可搬型代替注水ポンプ屋内用 20m ホース
- ・可搬型代替注水ポンプ (A-1級) と可搬型代替注水ポンプ屋内用 20m ホース
- ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) と使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口(南)
- ・可搬型代替注水ポンプ(A-1級)と使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口(南)
- ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)と使用済燃料貯蔵プール接続口(北),(東)
- ・可搬型代替注水ポンプ(A-1級)と使用済燃料貯蔵プール接続口(北),(東)
- ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)と可搬型代替注水ポンプ(A-1級)

- ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)と復水補給水系接続口(北),(南)
- ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)と復水補給水系可搬式接続口(東)
- ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)と復水貯蔵槽大容量接続口(東),(西)
- ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)とフィルタ装置補給用接続口

1. 最高使用圧力

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,	
	2. 0MPa とする。

2. 最高使用温度

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)において有効性を確認している代替淡水源の温度と 同じ40℃とする。

3. 外径

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、圧力損失が許容できる外径を選定する。

可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の 2. 吐出圧力設定根拠のホース圧損算出条件である,75A (呼び径)を本ホースの外径とする。

4. 個数

本ホースの保有数は、本数が最大となる、重大事故等対処設備として淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による復水貯蔵槽大容量接続口(西)を使用した復水貯蔵槽への供給と、大破断 LOCA (代替循環冷却)時における淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ (A-1級) 又は可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による復水補給水系接続口(6号機の場合(南)、7号機の場合(北))を使用した原子炉圧力容器への注水を組み合せた場合に必要な本数である。

復水貯蔵槽への供給に必要な 432 本 (6,7 号機それぞれ 216 本) と大破断 LOCA (代替循環冷却) 時における原子炉注水に必要な 388 本 (6 号機:212 本,7 号機:176 本) の合計本数から,淡水貯水池から注水ルート分岐部までの共通のホースの本数 272 本 (6,7 号機それぞれ 136 本)を引いた 548 本を 2 セット 1096 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は考慮せずに,故障時のバックアップ用として予備 1 本とし,分散して保管する。

名	称	可搬型代替注水ポンプ燃料プール代替注水用 屋外 20mホース (6, 7 号機共用)
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	40
外 径	_	75A
個 数	_	10 (予備 10)

(概要)

本ホースは、可搬型代替注水ポンプ (A-1級) と使用済燃料貯蔵プール接続口(北)、(東)を接続するホースであり、重大事故等対処設備として可搬型代替注水ポンプ (A-1級) により淡水又は海水を使用済燃料貯蔵プールへスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

本ホースを重大事故等時において使用		
	2.0MPa とする。	

2. 最高使用温度

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)において有効性を確認している代替淡水源の温度と 同じ40℃とする。

3. 外径

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、圧力損失が許容できる外径を選定する。

可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) の 2. 吐出圧力設定根拠のホース圧損算出条件である,75A (呼び径)を本ホースの外径とする。

4. 個数

本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) により淡水又は海水を使用済燃料貯蔵プールへスプレイするために必要な本数であり、6,7 号機で1セット10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は考慮せずに、故障時のバックアップ用として予備10本とし、分散して保管する。

名 称		可搬型代替注水ポンプ屋内用 20m ホース
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	$^{\circ}$ C	40
外径	_	75A
個 数	_	32 (予備 1)

(概要)

本ホースは、使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口(屋内南)又は可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホースと可搬型スプレイヘッダ、復水補給水系可搬式接続口(屋内東)と復水補給水系可搬式接続口(屋内北)を接続するホースであり、重大事故等対処設備として可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により淡水又は海水を使用済燃料貯蔵プール、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により淡水又は海水を使用済燃料貯蔵プール、原子炉圧力容器若しくは原子炉格納容器へ注水又はスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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,

2.0MPa とする。

2. 最高使用温度

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)において有効性を確認している代替淡水源の温度と 同じ40℃とする。

3. 外径

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、圧力損失が許容できる外径を選定する。

可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の 2. 吐出圧力設定根拠のホース圧損算出条件である、75A (呼び径)を本ホースの外径とする。

4. 個数

本ホースの保有数は、本数が最大となる、重大事故等対処設備として可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホースと可搬型スプレイヘッダ及び復水補給水系可搬式接続口(屋内東)と復水補給水系可搬式接続口(屋内東)と復水補給水系可搬式接続口(屋内北)を同時に接続するために必要な本数であり、可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホースから可搬型スプレイヘッダに接続するために必要な 12 本に、復水補給水系可搬式接続口(屋内東)から復水補給水系可搬式接続口(屋内北)に接続するために必要な4 本を加えた16 本を2 セット合計32 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は考慮せずに、故障時のバックアップ用として予備

1 木レト 八掛トア伊竺子で	
1本とし、分散して保管する。	

名	称	可搬型スプレイヘッダ (6,7 号機共用)
最高使用圧力	MPa	1.6
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	40
外 径	_	75A
個 数	_	1 (予備 1)

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、重大事故等対処設備として可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)又は可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)により淡水又は海水を使用済燃料貯蔵プールに注水又はスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時に可搬型スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の可搬型代替注水ポンプ (A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ (A-2級)の吐出圧力 1.31MPa を上回る 1.6MPa とする。

2. 最高使用温度

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可搬型代替注 水ポンプ屋内用 20m ホースの使用温度と同じ 40℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できるホースの外径に合わせる。

使用済燃料貯蔵プールへ注水又はスプレイする場合に,可搬型代替注水ポンプ屋内用 20mホースと接続することから,取り合うホースの外径と同じ 75A (呼び径)を本配管の外径とする。

4. 個数

本配管の保有数は、重大事故等対処設備として可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)又は可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により淡水又は海水を使用済燃料貯蔵プールへ注水又はスプレイするために必要な台数であり、6,7 号機で1セット1台に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1台とし、分散して保管する。

V-1-1-5-3 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

1.	概要		1
2.	原子	炉冷却材の循環設備 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
2.	1 主		2
2	. 1. 1	容器	2
2	. 1. 2	安全弁及び逃がし弁 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	9
2	. 1. 3	主配管	14
2.	2 復	水給水系	29
2	2. 2. 1	主配管	29
3.	残留	熱除去設備	37
3.	1 残·	留熱除去系 ·····	37
3	. 1. 1	熱交換器	37
3	. 1. 2	ポンプ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	43
3	. 1. 3	ろ過装置	49
3	. 1. 4	安全弁及び逃がし弁 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	53
3	. 1. 5	主要弁	58
3	. 1. 6	主配管	59
4.	非常	用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	140
4.		圧炉心注水系	140
4	. 1. 1	ポンプ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	140
4	. 1. 2	ろ過装置	145
4	. 1. 3	安全弁及び逃がし弁 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	147
4	. 1. 4	主配管	148
4.	2 原	子炉隔離時冷却系	178
	. 2. 1	ポンプ	178
4	. 2. 2	ろ過装置	182
			184
		主配管	185
4.	3 高	圧代替注水系 ·····	195
		ポンプ	195
4	. 3. 2	主配管	198
4.		圧代替注水系	208
	. 4. 1	主配管 · · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	208
		の供給設備 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	242
		ポンプ	242
		主配管	244
		——— 炉冷却材補給設備 ·················	247
		給水系	

5. 1.	1 ポンプ	• • • • • • • • •	• • • • • • • •	• • • • • • • • •	• • • • • • • •	• • • • • • • •	 • • • • • • • • •	247
5. 1.	2 貯蔵槽	• • • • • • • • •	• • • • • • • • •		• • • • • • • • •	• • • • • • • • •	 • • • • • • • • •	255
5. 1.	3 主配管	• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •		• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • • •	 	259
6. 原	子炉補機冷	却設備 ・・	• • • • • • • • • •	• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • •	 	266
6. 1	原子炉補機	冷却水系及	び原子炉補	i 機冷却海才	水 系 ····	• • • • • • • • •	 •	266
6. 1.	1 熱交換器	字	• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •		• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • • •	 •	266
6. 1.	2 ポンプ	• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •		• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • • •	 •	273
6. 1.	3 容器 ·	• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •		• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • • •	 •	283
6. 1.	4 ろ過装置	<u> </u>	• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •		• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • • •	 •	286
6. 1.	5 主配管	• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •		• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • •	 •	288
6.2	代替原子炉	補機冷却系	• • • • • • •		• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • • •	 •	426
6. 2.	1 熱交換器	字	• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •		• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • • •	 •	426
6. 2.	2 ポンプ	• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •		• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • • •	 	432
6. 2.	3 ろ過装置	<u> </u>	• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •		• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • •	 •	448
6. 2.	4 主配管	• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •		• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • •	 •	452
7. 原	子炉冷却材	浄化設備	• • • • • • • • • •		• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • • •	 •	464
7. 1	原子炉冷却	材浄化系	• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •		• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • •	 •••••	464
7. 7.	1 主要弁	• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •		• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • • •	 •	464
7 1	0 一十二二位							400

1. 概要

本説明書は、原子炉冷却系統施設の申請設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。

2. 原子炉冷却材の循環設備

2.1 主蒸気系

2.1.1 容器

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, 2.00
最高使用温度	$^{\circ}$ C	171
個 数	_	18

【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うために設置する。

• 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に蓄圧された窒素をピストン 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(逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備)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を高圧窒素ガスボンベに蓄圧 された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

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=一定) を仮定し,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 13.7kPa 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。

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。

$$V_{a} = \frac{\left(\frac{P_{c}}{P_{a0}}\right)^{\frac{1}{K}}}{1 - \left(\frac{P_{a1}}{P_{a0}}\right)^{\frac{1}{K}}} \cdot V_{c}$$

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、下記の式を用いて主蒸気逃がし安全弁全開時のアキュムレータ内圧力を算出する。

Va:アキュムレータ容量(L)

V_c: 主蒸気逃がし安全弁全開時シリンダ容量(L)

K: 断熱指数 = (

Pa: 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])

	Pa0:作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs]) = Pa1: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]) =
	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。
	$V_a =$
	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機能用アキュムレータの容量は Lを上回る L/個とする。
	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/個とする。
	公称値については,要求される容量を上回る 15L/個とする。
2.	最高使用圧力 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、主配管「B21-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U~主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能用窒素供給配管合流部」の最高使用圧力と同じ 1.77MPa 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の圧力は、重大事故等時における主配管「B21-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U~主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部」の使用圧力と同じ 2.00MPa とする。
3.	最高使用温度 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℃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である格納容器雰囲気直接加熱/溶融燃料ー冷却材相互作用等において約 ○○○○○○○○○○○○○○○○○○○○○○○○○○○○○○○○○○○○

4. 個数

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18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 18 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		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	(200)
最高使用圧力	MPa	1.77, 2.00
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	171
個 数	_	8

(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うために設置する。

• 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(逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備)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を高圧窒素ガスボ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

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=一定) を仮定し、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、原子炉格納容器設計
圧力である原子炉格納容器圧力 310kPa で 回動作可能及び原子炉格納容器圧力高信号の設定
圧力である原子炉格納容器圧力 13.7kPa 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。
$V_{-} = \frac{V_{c}}{}$
$V_{a} = \frac{V_{c}}{\left(\frac{P_{a0}}{P_{c}}\right)^{\frac{1}{n \cdot K}} - 1}$
Va:アキュムレータ容量 (L)
原子炉格納容器圧力 310kPa における主蒸気逃がし安全弁 回動作に関する各値は
Vc:主蒸気逃がし安全弁全開時シリンダ容量(L) =
n:主蒸気逃がし安全弁作動回数 =
K : 断熱指数 =(())
P。: 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])
= PaO:作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs]) =
FaO:作動削の)イユムレーク取位圧力(Mra[aos]) -
上記の式及び値により原子炉格納容器圧力 310kPa 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。
$V_a =$
原子炉格納容器圧力 13.7kPa における主蒸気逃がし安全弁█回動作に関する各値は
Vc:主蒸気逃がし安全弁全開時シリンダ容量(L) =
n : 主蒸気逃がし安全弁作動回数 = -
K : 断熱指数 = ()
P。: 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 13.7kPa 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 _
$V_a =$

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/1	個とする。

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/個とする。

公称値については、要求される容量を上回る 200L/個とする。

2. 最高使用圧力

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、主配管「B21-F026A, C, F, H, L, N, R, T~主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部」の最高使用圧力と同じ 1.77MPa 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圧力は,重大事故等時における主配管「B21-F026A, C, F, H, L, N, R, T~主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部」の使用圧力と同じ 2.00MPa とする。

3. 最高使用温度

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℃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である格納容器雰囲気直接加熱/溶融燃料-冷却材相互作用等において約 ○ ℃であることから、それを上回る 171℃とする。

4. 個数

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8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8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。

2.1.2 安全弁及び逃がし弁

	名称		B21-F001A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U (主蒸気逃がし安全弁)		
	逃がし弁機能				
	B21-F001P	MPa	7. 51		
	B21-F001J	MPa	7.58		
	B21-F001B, G, M, S	MPa	7.64		
吹	B21-F001D, E, K, U	MPa	7.71		
	B21-F001C, H, N, T	MPa	7. 78		
出	B21-F001A, F, L, R	MPa	7. 85		
圧	安全弁機能				
力	B21-F001J, P	MPa	7. 92		
	B21-F001B, G, M, S	MPa	7. 99		
	B21-F001D, E, K, U	MPa	8. 06		
	B21-F001C, H, N, T	MPa	8. 12		
	B21-F001A, F, L, R	MPa	8. 19		
	個 数	_	18 (8) (予備 18)		

【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及び事故時において、逃がし弁機能及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プレッションチェンバの水面下に放出し、原子炉圧力容器の過圧を防止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に設置する。

系統構成は、原子炉水位を維持することが出来ない場合に、原子炉格納容器内の主蒸気管に 18 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プレッションチェンバの水面下に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(低圧注水モード)による注水ができる設計とする。

また,18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8個(B21-F001A,C,F,H,L,N,R,T)を設ける設計とする。

1. 吹出圧力

1.1 逃がし弁機能

1.1.1 第1段吹出圧力 7.51MPa

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以前に主蒸気逃がし安全弁が開することのないように,原子炉圧力高スクラム設定値(7.34MPa)を上回る7.51MPa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,7.51MPa とする。

1.1.2 第2段吹出圧力 7.58MPa

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(7.51MPa)を上回る7.58MPa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、7.58MPa とする。

1.1.3 第3段吹出圧力 7.64MPa

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(7.58MPa)を上回る7.64MPa 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、7.64MPa とする。

1.1.4 第4段吹出圧力 7.71MPa

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(7.64MPa)を上回る7.71MPa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、7.71MPa とする。

1.1.5 第5段吹出圧力 7.78MPa

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5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4段吹出圧力(7.71MPa)を上回る7.78MPa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5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,7.78MPaとする。

1.1.6 第6段吹出圧力 7.85MPa

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6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5段吹出圧力(7.78MPa)を上回る7.85MPa 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6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、7.85MPa とする。

1.2 安全弁機能

1.2.1 第1段吹出圧力 7.92MPa

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1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1段吹出圧力(7.51MPa)を上回る7.92MPa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、7.92MPa とする。

1.2.2 第2段吹出圧力 7.99MPa

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(7.92MPa)を上回る7.99MPa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、7.99MPa とす る。

1.2.3 第3段吹出圧力 8.06MPa

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(7.99MPa)を上回る8.06MPa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,8.06MPa とする。

1.2.4 第4段吹出圧力 8.12MPa

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(8.06MPa)を上回る8.12MPa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、8.12MPa とする。

1.2.5 第5段吹出圧力 8.19MPa

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5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4段吹出圧力(8.12MPa)を上回る8.19MPa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5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、8.19MPa とする。

2. 個数

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管 Aに4個(うち2個は自動減圧機能を有する弁)、主蒸気管 Bに5個(うち2個は自動減圧機能を有する弁)、主蒸気管 Cに5個(うち2個は自動減圧機能を有する弁)、主蒸気管 Dに4個(うち2個は自動減圧機能を有する弁)とし、合計18個(うち8個は自動減圧機能を有する弁)設置し、保守点検用の予備品として18個保管する。

主蒸気逃がし安全弁は、設計基準対象施設として 18 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。	

2.1.3 主配管

		原子炉圧力容器
名	称	\sim
		原子炉隔離時冷却系分岐部
最高使用圧力	MPa	8. 62, 9. 22
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	302, 306
外径	mm	711. 2, 165. 2

【設定根拠】

(概要)

本配管は、原子炉圧力容器と原子炉隔離時冷却系分岐部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及び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。

重大事故等対処設備としては、原子炉圧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及び高圧代替注水系ポンプに導くために設置する。

1. 最高使用圧力

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 8.62MPa 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9.22MPaとする。

2. 最高使用温度

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306℃とする。

3. 外径

3.1 外径 711.2mm

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代替注水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駆動用蒸気タービン及び高圧代替注水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、711.2mmとする。

3.2 外径 165.2mm 管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、150Aの管と接続ため、接続する管の外径と同じとし、165.2mmとする。	
ため、接続する管の外径と同じとし、165.2mm とする。	する

		B21-F001A, C, F, H, L, N, R, T
名	称	~
		逃がし安全弁排気管貫通部
最高使用圧力	MPa	3. 73
最高使用温度	$^{\circ}$ C	250
外径	mm	267. 4

(概要)

本配管は、B21-F001A, C, F, H, L, N, R, T と逃がし安全弁排気管貫通部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

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 気圧力を上回る 3.73MPa 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,3.73MPaとする。

2. 最高使用温度

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、最高使用圧力の飽和温度以上と し 250℃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、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、250℃とする。

3. 外径

設計基準対象施設として使用する本配管の外径は、主蒸気逃がし安全弁動作時の主蒸気逃が し安全弁背圧が過大にならないように外径を 267.4mm と選定している。

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主蒸気逃が し安全弁の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁の容量が設 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、本配管の外径は設計基準対象 施設の外径と同仕様とする。

		逃がし安全弁排気管貫通部
名	称	~
		サプレッションチェンバ
最高使用圧力	MPa	3. 73
最高使用温度	$^{\circ}$ C	250
外 径	mm	267. 4, 318. 5, 563. 0, 609. 6

(概要)

本配管は、逃がし安全弁排気管貫通部とサプレッションチェンバ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

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 気圧力を上回る 3.73MPa 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,3.73MPaとする。

2. 最高使用温度

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、最高使用圧力の飽和温度以上と し 250℃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、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、250℃とする。

3. 外径

設計基準対象施設として使用する本配管の外径は、主蒸気逃がし安全弁動作時の主蒸気逃が し安全弁背圧が過大にならないように外径を 267.4mm, 318.5mm と選定している。

また、蒸気凝縮性能を確保するために外径を設定しており、排気管クエンチャに蒸気凝縮に 必要な間隔を保って穴を配列するのに十分な寸法として外径を 318.5mm とする。

さらに,外径318.5mmの配管を4本取り付けるのに十分な寸法として外径を563.0mm,609.6mmとする。

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主蒸気逃が し安全弁の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁の容量が設 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、本配管の外径は設計基準対象 施設の外径と同仕様とする。

		B21-F001B, D, E, G, J, K, M, P, S, U
名	称	~
		サプレッションチェンバ
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	$^{\circ}$ C	250
外径	mm	267. 4, 318. 5, 563. 0, 609. 6

(概要)

本配管は、B21-F001B, D, E, G, J, K, M, P, S, U とサプレッションチェンバ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 チェンバへ放出し、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

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、主蒸気逃がし安全弁作動時の排気圧力を上回る3.73MPaとする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、使用圧力の飽和温度以上とし 250℃ とする。

3. 外径

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主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、主蒸気逃がし安全弁動作時の主蒸気逃がし安全弁背圧が過大にならないように外径を 267.4mm, 318.5mm と選定している。

また、蒸気凝縮性能を確保するために外径を設定しており、排気管クエンチャに蒸気凝縮に必要な間隔を保って穴を配列するのに十分な寸法として外径を 318.5mm とする。

さらに,外径318.5mmの配管を4本取り付けるのに十分な寸法として外径を563.0mm,609.6mm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
名	称	\sim
		主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.77, 2.00
最高使用温度	$^{\circ}$ C	171
外径	mm	80.0, 60.5

(概要)

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と主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部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駆動用窒素ガスを主蒸気逃がし安全弁へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U~主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部」の最高使用圧力と同じ 1.77MPa 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「B21-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U~主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部」の使用圧力と同じ 2.00MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ171℃とする。

3. 外径

3.1 外径 60.5mm

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主蒸気逃が し安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用す る主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使 用する場合の外径と同仕様であるため、本配管の外径は、設計基準対象施設の外径と同仕様で 設計し、60.5mmとする。

3.2 外径 80.0mm 継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は, 強度を満足する外径として,80.0mmとする。	接続する管の仕様及び

		B21-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U
名	称	~
		主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.77, 2.00
最高使用温度	$^{\circ}$ C	171
外径	mm	60. 5

(概要)

本配管は、B21-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U と主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機 能用窒素供給配管合流部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駆動用窒素ガスを主蒸気逃がし安全弁へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、設計基準事故において生じる最高の温度である ○ Cにおいて窒素ガスの熱膨張で受ける圧力 MPa を上回る、不活性ガス系主配管の最高使用圧力と同じ 1.77MPa 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、重大事故等時の使用温度において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力 1.905MPa を上回る 2.00MPa とする。

2. 最高使用温度

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、設計基準事故において生じる最高の温度である Cを上回る値とし、原子炉格納容器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、想定する重大事故等で主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度である約 ℃を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171℃とする。

3. 外径

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主蒸気逃が し安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用す る主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使 用する場合の外径と同仕様であるため、本配管の外径は、設計基準対象施設の外径と同仕様で 設計し、60.5mmとする。

		主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部
名	称	\sim
		B21-F001A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U
最高使用圧力	MPa	1.77, 2.00
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	171
外径	mm	60. 5, 61. 5

(概要)

本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部と B21-F001A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U 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駆動用窒素ガスを主蒸気逃がし安全弁へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U~主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部」の最高使用圧力と同じ 1.77MPa 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「B21-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U~主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部」の使用圧力と同じ 2.00MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉格納容器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、想定する重大事故で主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度である約 ℃を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171℃とする。

3. 外径

3.1 外径 60.5mm

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主蒸気逃が し安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用す る主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使 用する場合の外径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 流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。

3.2 外径 61.5mm	
伸縮継手の外径。本伸縮継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、	50A の管と接
続するため,施工性及びメーカ仕様に基づいて選定し,61.5mm 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
名	陈	~
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.77, 2.00
最高使用温度	$^{\circ}$ C	171
外径	mm	80. 0, 60. 5

(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と主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部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駆動用窒素ガスを主蒸気逃がし安全弁へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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-F026A, C, F, H, L, N, R, T~主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部」の最高使用圧力と同じ 1.77MP a 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「B21-F026A, C, F, H, L, N, R, T~主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部」の使用圧力と同じ 2.00MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉格納容器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、想定する重大事故で主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度である約 ℃を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171℃とする。

3. 外径

3.1 外径 60.5mm

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主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径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て選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。

3.2 外径 80.0mm 継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は, 強度を満足する外径として,80.0mmとする。	接続する管の仕様及び

		B21-F026A, C, F, H, L, N, R, T
名	称	\sim
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.77, 2.00
最高使用温度	$^{\circ}$ C	171
外径	mm	60. 5

(概要)

本配管は、B21-F026A, C, F, H, L, N, R, T と主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流 部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 駆動用窒素ガスを主蒸気逃がし安全弁へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、設計基準事故において生じる最高の温度である ○ Cにおいて窒素ガスの熱膨張で受ける圧力 MPa を上回る、不活性ガス系主配管の最高使用圧力と同じ 1.77MPa 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、重大事故等時の使用温度において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力 1.905MPa を上回る 2.00MPa とする。

2. 最高使用温度

3. 外径

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主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径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て選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。

		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部
名	称	~
		B21-F001A, C, F, H, L, N, R, T
最高使用圧力	MPa	1.77, 2.00
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	171
外 径	mm	60. 5, 61. 5

【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窒素供給配管合流部と B21-F001A, C, F, H, L, N, R, T 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駆動用窒素ガスを主蒸気逃がし安全弁へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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-F026A, C, F, H, L, N, R, T~主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部」の最高使用圧力と同じ 1.77MP a 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「B21-F026A, C, F, H, L, N, R, T~主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部」の使用圧力と同じ 2,00MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉格納容器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、想定する重大事故で主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度である約 \bigcirc \bigcirc \bigcirc \bigcirc \bigcirc \bigcirc を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 \bigcirc とする。

3. 外径

3.1 外径 60.5mm

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主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径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て選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。

3.2 外径 61.5mm	504	0 kk 1 kt
伸縮継手の外径。本伸縮継手を重大事故等時において使用する場合の外径は	, 50A	の官と接
続するため,施工性及びメーカ仕様に基づいて選定し,61.5mm とする。		

2.2 復水給水系

2.2.1 主配管

		代替注水配管復水給水系(A)合流部
名		~
		原子炉圧力容器
最高使用圧力	MPa	8. 62, 9. 22
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	302, 306
外径	mm	558. 8, 321. 0, 267. 4, 318. 5

【設定根拠】

(概要)

本配管は、代替注水配管復水給水系(A)合流部と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復水器からの復水を原子炉圧力容器へ給水し、原子炉圧力容器の水位を所定 の位置に保つため及び残留熱除去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。

重大事故等対処設備としては,残留熱除去系ポンプ,高圧代替注水系ポンプ,復水移送ポンプ 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。

1. 最高使用圧力

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 8.62MPa 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、8.62MPaとする。

1.2 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa

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 8.62MPa 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,原子炉圧力容器の重大事故等時における使用圧力と同じ 9.22MPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 302℃

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、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、302℃とする。

2.2 最高使用温度 302℃, 306℃

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、原子炉圧力容器の重大事故等時における使用温度と同じ306℃とする。

3. 外径

3.1 外径 558.8mm, 318.5mm

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及び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残留熱除去系ポンプ及び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原子炉給水ポンプ容量以下であるため、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、558.8mm、318.5mm とする。

3.2 外径 321.0mm

管台の主管部取付部の外径。本主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、321.0mmとする。

3.3 外径 267.4mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は,250Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,267.4mmとする。

名		原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部 ~ 原子炉圧力容器
最高使用圧力	MPa	8. 62, 9. 22
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	302, 306
外径	mm	558. 8, 196. 6, 165. 2, 318. 5

(概要)

本配管は,原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部と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復水器からの復水を原子炉圧力容器へ給水し,原子炉圧力容器の水位を所定の位置に保つため及び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。

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。

1. 最高使用圧力

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8.62MPa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、8.62MPa とする。

1.2 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa

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8.62MPa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、原子炉圧力容器の重大事故等時における使用圧力と同じ9.22MPaとする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 302℃

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、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、302℃とする。

2.2 最高使用温度 302℃, 306℃

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、原子炉圧力容器の重大事故等時に おける使用温度と同じ 306℃とする。

3. 外径

3.1 外径 558.8mm, 318.5mm

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及び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残留熱除去系ポンプ及び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原子炉給水ポンプの容量以下であるため、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、558.8mm、318.5mmとする。

3.2 外径 196.6mm

管台の主管部取付部の外径。本主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、196.6mmとする。

3.3 外径 165.2mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は,150Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,165.2mmとする。

		代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部
名称		\sim
		代替注水配管復水給水系(A)合流部
最高使用圧力	MPa	8. 62
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	302
外径	mm	267. 4, 165. 2

(概要)

本配管は、代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部と代替注水配管復水給水系(A)合流部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により冷却水を原子炉圧力容器へ注水し、原子炉圧力容器の水位を所定の位置に保つために設置する。

重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ、高圧代替注水系ポンプ、復水移送ポンプ 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。

1. 最高使用圧力

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 8.62MPa 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、8.62MPaとする。

2. 最高使用温度

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、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、302℃とする。

3. 外 径

3.1 外径 267.4mm

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ポンプのうち最も容量の大きい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、267.4mmとする。

3.2 外径 165.2mm
継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,150Aの管と接続する
ため,接続する管の外径と同じとし,165.2mmとする。

名称		原子炉隔離時冷却系配管 B21-F056B 出口合流部
		\sim
		原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部
最高使用圧力	MPa	8. 62
最高使用温度	$^{\circ}$ C	302
外 径	mm	165. 2, 176. 6

(概要)

本配管は、原子炉隔離時冷却系配管 B21-F056B 出口合流部と原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉隔離時冷却水ポンプにより冷却水を原子炉圧力容器へ注水し、原子炉圧力容器の水位を所定の位置に保つために設置する。

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。

1. 最高使用圧力

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 8.62MPa 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,8.62MPaとする。

2. 最高使用温度

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、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、302℃とする。

3. 外径

3.1 外径 165.2mm

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とする。

3.2 外径 176.6mm
管台の主管部取付部の外径。本主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径
は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、176.6mmとする。

3. 残留熱除去設備

3.1 残留熱除去系

3.1.1 熱交換器

名		残留熱除去系熱交換器
容 量 (設計熱交換量)	MW/個	(8. 15)
最高使用圧力	MPa	管側 3.43/胴側 1.37
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	管側 182/胴側 70, 90
伝 熱 面 積	m ² /個	以上()
個 数	_	3

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準対象施設として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。

- ① 原子炉停止時冷却モード
- ② 低圧注水モード
- ③ サプレッションチェンバプール水冷却モード
- ④ 燃料プール冷却機能

残留熱除去系熱交換器(B),(C)は、設計基準対象施設として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。

- 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 サプレッションチェンバ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

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。また、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及び残留熱除去 系熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻すことにより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),(C)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)、(C)により 残留熱除去系熱交換器(B)、(C)を経由してドライウェル内及びサプレッションチェンバ 内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の崩壊熱の除去及び蒸気の凝縮ができる設 計とする。

(3) サプレッションチェンバプール水冷却モード

残留熱除去系熱交換器は、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により残留熱除去系熱交換器を経由してサプレッションチェンバ内に戻すことによりサプレッションチェンバのプール水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(低圧注 水系)として使用する残留熱除去系熱交換器は、以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器は、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、残留熱除去系ポンプにより、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系 熱交換器を経由して原子炉圧力容器へ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うち原子炉格納容器 安全設備(格納容器スプレイ冷却系)として使用する残留熱除去系熱交換器は,以下の機能を有 する。

残留熱除去系熱交換器(B),(C)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、残留熱除去系ポンプ(B)、(C)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(B)、(C)を経由してドライウェル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器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うち原子炉格納容器 安全設備(サプレッションチェンバプール水冷却系)として使用する残留熱除去系熱交換器は, 以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器は、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、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で異物をろ過し、 残留熱除去系ポンプにより残留熱除去系熱交換器を経由してサプレッションチェンバ内に戻し、 サプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器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うち原子炉格納容器 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は、以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(B)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、残留熱除去系ポンプ(B)を流路として使用し、復水移送ポンプ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(B)にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、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。

1. 容量(設計熱交換量)

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の容量(設計熱交換量)は、残留熱除去系のモード・機能に必要な容量から算出される熱交換器伝熱面積を考慮して決定する。

各モード・機能における熱交換量と冷却水温度を考慮すると、必要伝熱面積は格納容器スプレイ冷却モードで最大の m²となる。(表1参照)したがって、格納容器スプレイ冷却モードの必要熱交換量 MW/個を残留熱除去系熱交換器の容量(設計熱交換量)とする。

表 1 残留熱除去系熱交換器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) 被冷却水流量(kg/h) 被冷却水温度(℃) 冷却水流量(kg/h) 心却水温度(℃)

なお、残留熱除去系熱交換器の容量(設計熱交換量)にて、サプレッションチェンバを水源とした格納容器スプレイ冷却モードにより原子炉格納容器を冷却することで、原子炉格納容器の最高使用圧力 0.31MPa 並びに最高使用温度 171℃及び 104℃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)にて確認している。

残留熱除去系熱交換器の重大	事故等時における容量	(設計熱交換量) /	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)において代替征	盾環冷却時に期待する
熱交換量(MW(被冷却水	流量m³/h, 被冷却;	水温度℃時))	を確保可能な伝熱面
積が最大の <u>m</u> 2であり,設計	·基準対象施設として使	用する場合の必要係	云熱面積に包絡される
ため, 設計基準対象施設と同仕	:様で設計し,MW/	個とする。	
公称値については,		8.15MW/	個とする。

2. 最高使用圧力

2.1 管側の最高使用圧力 3.43MPa

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(管側)の最高使用圧力は,主配管「残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部~残留熱除去系熱交換器(A)」,主配管「残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部~残留熱除去系熱交換器(B)」及び主配管「残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部~残留熱除去系熱交換器(C)」の最高使用圧力と同じ3.43MPaとする。

残留熱除去系熱交換器(管側)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「残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部~残留熱除去系熱交換器(A)」、主配管「残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部~残留熱除去系熱交換器(B)」及び主配管「残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部~残留熱除去系熱交換器(C)」の使用圧力と同じ3.43MPaとする。

2.2 胴側の最高使用圧力 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(胴側)の最高使用圧力は,原子 炉補機冷却水系の主配管「残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部~残留熱除去系熱交換 器(A)」,主配管「残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部~残留熱除去系熱交換器(B)」 及び主配管「残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部~残留熱除去系熱交換器(C)」の最高 使用圧力に合わせ, 1.37MPa とする。

残留熱除去系熱交換器 (胴側) 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補機冷却水系の主配管「残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部~残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部~残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部~残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部~残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部~残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部~残留熱除去系熱交換器(C)」の使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。

3. 最高使用温度

3.1 管側の最高使用温度 182℃

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(管側)の最高使用温度は,主配管「残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部~残留熱除去系熱交換器(A)」,主配管「残留熱除去系 ポンプ(B)出口分岐部~残留熱除去系熱交換器(B)」及び主配管「残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部~残留熱除去系熱交換器(C)」の最高使用温度と同じ182℃とする。

残留熱除去系熱交換器(管側)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「残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部~残留熱除去系熱交換器(A)」、主配管「残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部~残留熱除去系熱交換器(B)」及び主配管「残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部~残留熱除去系熱交換器(C)」の使用温度と同じ182℃とする。

3.2 胴側の最高使用温度 70℃, 90℃

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(胴側)の最高使用温度は,原子炉補機冷却水系の主配管「残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部~残留熱除去系熱交換器(A)」,主配管「残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部~残留熱除去系熱交換器(B)」及び主配管「残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部~残留熱除去系熱交換器(C)」の最高使用温度と同じ70℃とする。

4. 伝熱面積

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 MW/個を満足するために必要な伝熱面積が m²であることから、これを上回る伝熱面積として m²/個以上とする。

残留熱除去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、有効性評価解析

(原子炉設置変更許可申請書添付資料十)のうち、格納容器破損モード(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、代替循環冷却時に期待する熱交換量を確保するために必要な伝熱面積が m²であり、メーカの設計段階にて確認している容量(設計熱交換量) MW/個を満足するために必要な伝熱面積 m²に包絡されることから、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m²/個以上とする。
公称値については,要求される伝熱面積 m²/個を上回る m²/個とする。
5. 個数 残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設として原子炉停止後の冷却時に、炉心又は原子 炉格納容器からの熱除去をするために必要な個数を各系列に1個設置し、合計3個設置する。
残留熱除去系熱交換器は、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。

3.1.2 ポンプ

名		残留熱除去系ポンプ
容量	m³/h/個	以上 (954)
揚程	m	以上 (125)
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37/吐出側 3.43
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	182
原動機出力	kW/個	540
個 数		3

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

残留熱除去系ポンプ(A)は、設計基準対象施設として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。

- ① 原子炉停止時冷却モード
- ② 低圧注水モード
- ③ サプレッションチェンバプール水冷却モード
- ④ 燃料プール冷却機能

残留熱除去系ポンプ(B),(C)は,設計基準対象施設として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。

- 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 サプレッションチェンバ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

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。また、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及び残留熱除去系 熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻すことにより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

残留熱除去系ポンプ(B),(C)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),(C)により残留熱除去系熱交換器(B),(C)を経由してドライウェル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の崩壊熱の除去及び蒸気の凝縮ができる設計とする。

(3) サプレッションチェンバプール水冷却モード

残留熱除去系ポンプは,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ずるものに限る。)を防止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により残留熱除 去系熱交換器を経由してサプレッションチェンバ内に戻すことによりサプレッションチェンバのプール水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(低圧注 水系)として使用する残留熱除去系ポンプは、以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプは、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、残留熱除去系ポンプにより、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系 熱交換器を経由して原子炉圧力容器へ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うち原子炉格納容器 安全設備(格納容器スプレイ冷却系)として使用する残留熱除去系ポンプは,以下の機能を有す る。

残留熱除去系ポンプ(B),(C)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,残留熱除去系ポンプ(B),(C)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(B),(C)を経由してドライウェル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器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うち原子炉格納容器安全設備(サプレッションチェンバプール水冷却系)として使用する残留熱除去系ポンプは、以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプは、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、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で異物をろ過し、 残留熱除去系ポンプにより残留熱除去系熱交換器を経由してサプレッションチェンバ内に戻し、 サプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器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うち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ポンプは、以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプ(B)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の流路として設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ポンプ(B)を流路として使用し、復水移送ポンプ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(B)にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、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。

1. 容量

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの容量は、安全評価	西解析(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	m³/h (MPa
[dif] において)のため m³/h/個以上とする。	
原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備として使用する残留熱除去系統	ポンプを重大事故等
時に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
と同什様で設計 1. m³/h/個以上とする.	

公称値については, 954m³/h/個とする。
2. 揚程 設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの揚程は、水源と移送先の圧力差、静 水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。
水源と移送先の圧力差 静水頭 21 m 機器及び配管・弁類圧損 52 m
以上より、残留熱除去系ポンプの揚程は、 m を上回る m 以上とする。
原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備として使用する残留熱除去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のため m以上とする。
公称値については,要求される揚程m を上回る 125m とする。
3. 最高使用圧力 3.1 最高使用圧力(吸込側) 1.37MPa 設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの吸込側の最高使用圧力は,主配管 「原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部〜残留熱除去系ポンプ(A)」,主配管「原子炉圧力容器 (B)系出口配管合流部〜残留熱除去系ポンプ(B)」及び主配管「原子炉圧力容器(C)系出口配管 合流部〜残留熱除去系ポンプ(C)」の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。
残留熱除去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「原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部〜残留熱除去系ポンプ(A)」,主配管「原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部〜残留熱除去系ポンプ(B)」及び主配管「原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部〜残留熱除去系ポンプ(C)」の使用圧力と同じ1.37MPaとする。
3.2 最高使用圧力(吐出側) 3.43MPa 設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ締切運転時の揚程約 m(=約 MPa)となり、吸込側の最高運転圧力約 MPaとの合計が MPaとなることから、これを上回る圧力として3.43MPaとする。
残留熱除去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、3.43MPaとする。

4. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度である 182℃とする。

残留熱除去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、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、182℃とする。

5. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの原動機出力は、定格流量点での軸動力を基に設定する。

$$P = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P w}{P} \cdot 100$$

(引用文献:日本工業規格 JIS B 0131(2002)「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力(kW)

Pw:水動力(kW)

ho : 密度 (kg/m³) =1000 g : 重力加速度 (m/s²) =9.80665 Q : 容量 (m³/s) =954/3600

H : 揚程(m) =125

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) = _____

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{954}{3600}\right) \times 125}{\boxed{} / 100} = \boxed{} \Rightarrow \boxed{} kW$$

上記より、残留熱除去系ポンプの原動機出力は、必要軸動力 kw を上回る 540kw/個とする。

残留熱除去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,重大事故等時の容量及び揚程が設計基準対象施設の容量及び揚程と同仕様であるため,設計基準対象施設と同仕様で設計し,540kW/個とする。

6. 個数

残留熱除去系ポンプ (原動機含む。) は、設計基準対象施設として原子炉停止後の冷却時に、原子炉圧力容器への注水及び、炉心又は原子炉格納容器からの熱除去をするために必要な個数

を各系列に1個設置し、合計3個設置する。
残留熱除去系ポンプ(原動機含む。)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。

3.1.3 ろ過装置

名	称	残留熱除去系ストレーナ
容量	m³/h/組	以上()
最高使用圧力	kPa	—[310], —[620]
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	104, 166
個 数	_	6 (3 系列のそれぞれで 2 個を 1 組)

【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は、設計基準対象施設としてサプレッションプール内の異物による残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、低圧注水スパージャ等下流の系統内機器の機能低下を防止するために設置する。

なお、設計基準対象施設の残留熱除去系ストレーナの容量、最高使用圧力及び最高使用温度の設定根拠については平成 20 年 4 月 7 日付け平成 20·02·29 原第 10 号にて認可された工事計画のIV-3「設定根拠に関する説明書」による。

• 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は、以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナは、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で異物をろ過し、 残留熱除去系ポンプにより残留熱除去系熱交換器を経由してサプレッションチェンバ内に戻す ことによりサプレッションチェンバのプール水を冷却できる設計とする。

また,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),(C)で異物をろ過し, 残留熱除去系ポンプ(B),(C)により残留熱除去系熱交換器(B),(C)を経由してドライウェル内及 びサプレッションチェンバ内にスプレイすることで,原子炉格納容器内の崩壊熱の除去及び蒸気 の凝縮ができる設計とする。

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(低圧注 水系)として使用する残留熱除去系ストレーナは、以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナは、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、残留熱除去系ストレーナで異物をろ過し、

残留熱除去系ポンプにより残留熱除去系熱交換器を経由して原子炉圧力容器へ注水することで 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うち原子炉格納容器 安全設備(格納容器スプレイ冷却系)として使用する残留熱除去系ストレーナは,以下の機能を 有する。

残留熱除去系ストレーナ(B),(C)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、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)、(C)で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(B)、(C)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(B)、(C)を経由してドライウェル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器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うち原子炉格納容器 安全設備(サプレッションチェンバプール水冷却系)として使用する残留熱除去系ストレーナは, 以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナは、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、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で異物をろ過し、 残留熱除去系ポンプにより残留熱除去系熱交換器を経由してサプレッションチェンバ内に戻し、 サプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器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うち原子炉格納容器 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は、以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(B)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、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)を流路として使用し、復水移送ポンプ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(B)にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器 又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、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。

1. 容量

残留熱除去系ストレーナを重大事故等時において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。

残留熱除去系ストレーナを重大事故等時において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(低圧注水系)とし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。

残留熱除去系ストレーナ(B),(C)を重大事故等時において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うち原子炉格納容器安全設備(格納容器スプレイ冷却系)とし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。

残留熱除去系ストレーナを重大事故等時において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うち原子炉格納容器安全設備(サプレッションチェンバプール水冷却系)とし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。

残留熱除去系ストレーナ(B)を重大事故等時において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うち原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却系)として使用する場合の容量は、代替循環冷却系として使用する復水移送ポンプ2台の容量 m³/h を上回る m³/h/組以上とする。

公称値については m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力

残留熱除去系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、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため設定されないが、ここでは原子炉格納容器の重大事故等時の使用圧力(内圧)を[]内に示しており、620kPaとする。

3. 最高使用温度

残留熱除去系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)において残留熱除去系の使用時にお

けるサプレッションチェンバのプール水の温度が最大となる事故シーケンスグループ(全交流動力電源喪失)により Cであり、それを上回る 166℃とする。
4. 個数 残留熱除去系ストレーナは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時にサプレッション チェンバ内の異物をろ過するために必要な個数を各系列に 2 個 1 組設置し、合計 6 個設置す る。
残留熱除去系ストレーナは、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。

3.1.4 安全弁及び逃がし弁

名	称	E11-F039A, B, C
吹出圧力	MPa	8. 62
個 数		3

【設定根拠】

(概要)

E11-F039A, B, C は,主配管「原子炉圧力容器~残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部」,主配管「残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部~残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部」及び主配管「原子炉圧力容器~残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部」上に設置する逃がし弁であり,設計基準対象施設として,主配管「原子炉圧力容器~残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部」,主配管「残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部~残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部」及び主配管「原子炉圧力容器~残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部」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としては、主配管「原子炉圧力容器~残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部」、主配管「残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部~残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部」及び主配管「原子炉圧力容器~残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部」の圧力が重大事故等時における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

設計基準対象施設として使用する E11-F039A, B, C の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「原子炉圧力容器〜残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部」、主配管「残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部〜残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部」及び主配管「原子炉圧力容器〜残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部」の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。

E11-F039A, B, C を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、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、8.62MPa とする。

2. 個数

E11-F039A, B, C は,設計基準対象施設として主配管「原子炉圧力容器~残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部」,主配管「残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部~残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部」及び主配管「原子炉圧力容器~残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部」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を各系列に1個設置し,合計3個設置する。

重大事故等対処設備として使用する E11-F039A, B, C 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。				

	名	际	E11-F042A, B, C
吹	出圧力	MPa	1. 37
個	数	_	3

【設 定 根 拠】

(概要)

E11-F042A, B, C は,主配管「残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部~原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部」,主配管「残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部~原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部」及び主配管「残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部~原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部」上に設置する逃がし弁であり,設計基準対象施設として,主配管「残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部~原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部」,主配管「残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部~原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部」及び主配管「残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部~原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部」及び主配管「残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部~原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部」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としては、主配管「残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部~原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部」、主配管「残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部~原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部」及び主配管「残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部~原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部」の圧力が重大事故等時における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

設計基準対象施設として使用する E11-F042A, B, C の吹出圧力は, 当該逃がし弁が接続する主配管「残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部~原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部」, 主配管「残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部~原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部」及び主配管「残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部~原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部」の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

E11-F042A, B, C を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、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、1.37MPa とする。

2. 個数

E11-F042A, B, C は,設計基準対象施設として主配管「残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部~原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部」,主配管「残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部~原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部」及び主配管「残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部~原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部」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を各系列に1個設置し,合計3個設置する。

重大事故等対処設備として使用する E11-F042A, B, C 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。	
(1) るものを重八争取引人を取開として使用する。	

	名	际	E11-F051A, B, C
吹	出 圧 力	MPa	3. 43
個	数	_	3

(概要)

E11-F051A, B, C は,主配管「サプレッションプール注水配管(A)分岐部~サプレッションチェンバ」,主配管「サプレッションプール注水配管(B)分岐部~サプレッションチェンバ」及び主配管「サプレッションプール注水配管(C)分岐部~サプレッションチェンバ」上に設置する逃がし弁であり,設計基準対象施設として,主配管「サプレッションプール注水配管(A)分岐部~サプレッションチェンバ」,主配管「サプレッションプール注水配管(B)分岐部~サプレッションチェンバ」及び主配管「サプレッションプール注水配管(C)分岐部~サプレッションチェンバ」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としては、主配管「サプレッションプール注水配管(A)分岐部~サプレッションチェンバ」、主配管「サプレッションプール注水配管(B)分岐部~サプレッションチェンバ」及び主配管「サプレッションプール注水配管(C)分岐部~サプレッションチェンバ」の圧力が重大事故等時における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

設計基準対象施設として使用する E11-F051A, B, C 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注水配管(A)分岐部~サプレッションチェンバ」、主配管「サプレッションプール注水配管(B)分岐部~サプレッションチェンバ」及び主配管「サプレッションプール注水配管(C)分岐部~サプレッションチェンバ」の最高使用圧力と同じ 3.43MPa とする。

E11-F051A, B, C を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、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、3.43MPa とする。

2. 個数

E11-F051A, B, C 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注水配管(A)分岐部~サプレッションチェンバ」,主配管「サプレッションプール注水配管(B)分岐部~サプレッションチェンバ」及び主配管「サプレッションプール注水配管(C)分岐部~サプレッションチェンバ」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を各系列に1個設置し,合計3個設置する。

重大事故等対処設備として使用する E11-F051A, B, C 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。

3.1.5 主要弁

名	称	E11-F011A, B, C
最高使用圧力	MPa	8. 62
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	302
個 数	_	3

【設定根拠】

(概要)

E11-F011A, B, C は、原子炉圧力容器と残留熱除去系配管を接続する配管に設置する原子炉冷却 材圧力バウンダリの隔離弁であり、設計基準対象施設として原子炉圧力容器より原子炉冷却材を 残留熱除去系ポンプへ供給するための流路として設置する。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する E11-F011A, B, C 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 8.62MPa とする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する E11-F011A, B, C 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。

3. 個数

設計基準対象施設として使用する E11-F011A, B, C は,原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する隔離弁として残留熱除去系 A 系, B 系及び C 系にそれぞれ 1 個とし,合計 3 個設置する。

3.1.6 主配管

		残留熱除去系ストレーナ(A)
名	称	\sim
		原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	0.31, 0.62, 1.37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	104, 166, 182
外径	mm	457. 2

【設定根拠】

(概要)

本配管は、残留熱除去系ストレーナ(A)と原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部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へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 0.31MPa, 0.62MPa

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,原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)と同じ 0.31MPa 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格納容器の使用圧力(内圧)と同じ 0.62MPa とする。

1.2 最高使用圧力 1.37MPa

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、配管フラッシング時に補給水系から圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa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格納容器の使用圧力(内圧)0.62MPaを上回る1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 104℃, 166℃

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,原子炉格納容器(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残留熱除去系ストレーナの使用温度と同じ 166℃とする。

2.2 最高使用温度 182℃

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、残留熱除去系隔離解除原子炉 圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、設計基準対象施設と同様の使用方 法のため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。

3. 外径

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ポンプのうち最も大きい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て選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、457.2mmとする。

		原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部
名	称	\sim
		残留熱除去系ポンプ(A)
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	182
外 径	mm	457. 2, 466. 8, 355. 6, 366. 8

(概要)

本配管は、原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部と残留熱除去系ポンプ(A)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プレッションプール又は原子炉圧力容器よりサプレッションチェンバのプール水等を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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格納容器の使用圧力(内圧)0.62MPaを上回る1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、設計基準対象施設と同様の使用方法 のため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。

3. 外径

3.1 外径 457.2mm

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ポンプのうち最も大きい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て選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、457.2mmとする。

3.2 外径 466.8mm

主管の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の 外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、466.8mmとする。

3.3 外径 355.6mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、350Aの管と接続するため、接続する管の外径に合わせ、355.6mmとする。

3.4 外径 366.8mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、366.8mmとする。

		原子炉圧力容器
名	称	\sim
		残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部
最高使用圧力	MPa	8. 62, 9. 22, 1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	302, 306, 182
外 径	mm	318. 5, 355. 6

(概要)

本配管は、原子炉圧力容器と残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部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より原子炉冷却材を 残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa

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 8.62MPa 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 9.22MPa とする。

1.2 最高使用圧力 1.37MPa

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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 法のため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 302℃, 306℃

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306℃とする。

2.2 最高使用温度 182℃

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、残留熱除去系隔離解除原子炉 圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、設計基準対象施設と同様の使用方 法のため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、182℃とする。

3. 外径

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ポンプのうち最も大きい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て選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm、355.6mmとする。

		残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部
名	称	~
		原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	182
外 径	mm	355. 6, 318. 5

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部と原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部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より原子炉冷却材を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa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、1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

3.1 外径 355.6mm

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ポンプのうち最も大きい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て選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mmとする。

3.2 外径 318.5mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,300Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,318.5mmとする。

		残留熱除去系ポンプ(A)
名	称	\sim
		残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	182
外径	mm	318. 5

(概要)

本配管は、残留熱除去系ポンプ(A)と残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水又は戻すために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa 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、3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

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ポンプのうち最も大きい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て選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。

		残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部
名	称	\sim
		残留熱除去系熱交換器(A)
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	182
外径	mm	318. 5, 508. 0

(概要)

本配管は、残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部と残留熱除去系熱交換器(A)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系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内へ注水又は戻すために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa 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,3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

3.1 外径 318.5mm

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ポンプのうち最も大きい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て選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。

3.2 外径 508.0mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,500Aの管台と接続するため、接続する管台の外径と同じとし、508.0mmとする。

		残留熱除去系熱交換器(A)
名	称	\sim
		サプレッションプール水移送配管(A)分岐部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	182
外径	mm	508. 0, 318. 5, 165. 2

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(A)とサプレッションプール水移送配管(A)分岐部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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水又は戻すために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa 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、3.43MPa とする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

3.1 外径 508.0mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,500Aの管台と接続するため,接続する管台の外径と同じとし,508.0mmとする。

3.2 外径 318.5mm

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ポンプの うち最も大きい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て選定した設計基準 対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm とする。

3.3 外径 165.2mm	
継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は, 1	50A の管と接続する
ため,接続する管の外径と同じとし,165.2mmとする。	

名	称	サプレッションプール水移送配管(A)分岐部 ~
		熱交換器(A)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	182
外 径	mm	318. 5

(概要)

本配管は、サプレッションプール水移送配管(A)分岐部と熱交換器(A)出口配管合流部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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水又は戻すために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPa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、3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

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ポンプのうち最も大きい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て選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。

名称		熱交換器(A)出口配管合流部 ~
		サプレッションプール注水配管(A)分岐部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}$ C	182
外 径	mm	318. 5, 267. 4

(概要)

本配管は、熱交換器(A)出口配管合流部とサプレッションプール注水配管(A)分岐部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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水又は戻すために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa 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、3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

3.1 外径 318.5mm

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ポンプの うち最も大きい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て選定した設計基準 対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。

3.2 外径 267.4mm	
継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、	250A の管と接続する
ため,接続する管の外径と同じとし,267.4mm とする。	
, , , , , , , , , , , , , , , , , , ,	

		サプレッションプール注水配管(A)分岐部
名	际	\sim
		低圧炉心注水モード(A)分岐部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	182
外径	mm	318. 5

(概要)

本配管は、サプレッションプール注水配管(A)分岐部と低圧炉心注水モード(A)分岐部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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa 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、3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

		低圧炉心注水モード(A)分岐部
名	陈	\sim
		低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}$ C	182
外径	mm	318. 5

(概要)

本配管は、低圧炉心注水モード(A)分岐部と低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa 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,3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

		低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部
名	称	~
		高圧代替注水系合流部
最高使用圧力	MPa	3. 43, 8. 62
最高使用温度	$^{\circ}$	182, 302
外 径	mm	114. 3, 125. 5, 318. 5, 267. 4

(概要)

本配管は,低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部と高圧代替注水系合流部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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。

また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 3.43MPa

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPa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、3.43MPa とする。

1.2 最高使用圧力 8.62MPa

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 8.62MPa 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、8.62MPaとする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 182℃

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、残留熱除去系隔離解除原子炉 圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

2.2 最高使用温度 302℃

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である 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、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、302℃とする。

3. 外径

3.1 外径 318.5mm, 267.4mm

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ポンプのうち最も大きい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て選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm、267.4mmとする。

3.2 外径 125.5mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、125.5mmとする。

3.3 外径 114.3mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は,100Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,114.3mmとする。

		高圧代替注水系合流部
名	称	~
		代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部
最高使用圧力	MPa	8. 62
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	302
外径	mm	165. 2, 194. 0, 267. 4

(概要)

本配管は、高圧代替注水系合流部と代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。

また,復水移送ポンプ及び高圧代替注水系ポンプにより復水等を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力

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 8.62MPa 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、8.62MPa とする。

2. 最高使用温度

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、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、302℃とする。

3. 外径

3.1 外径 267.4mm

3.2 外径 194.0mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、194.0mmとする。

3.3 外径 165.2mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は,150Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,165.2mmとする。

		サプレッションプール注水配管(A)分岐部
名	称	\sim
		サプレッションチェンバ
最高使用圧力	MPa	3. 43, 0. 31, 0. 62
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	182, 104, 166
外径	mm	267. 4

(概要)

本配管は、サプレッションプール注水配管(A)分岐部とサプレッションチェンバ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によりサプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内に戻すために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 3.43MPa

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPa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、3.43MPa とする。

1.2 最高使用圧力 0.31MPa, 0.62MPa

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、原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)と同じ0.31MPa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格納容器の使用圧力(内圧)と同じ 0.62MPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 182℃

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、残留熱除去系隔離解除原子炉 圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

2.2 最高使用温度 104℃, 166℃

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、原子炉格納容器(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)において残留熱除去系の使用時におけるサプレッションチェンバのプール水の温度が最大となる事故シーケンスグループ(全交流動力電源喪失)により ℃であり、それを上回る 166℃とする。

3. 外径

		残留熱除去系ストレーナ(B)
名	称	\sim
		原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	0. 31, 0. 62, 1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	104, 166, 182
外径	mm	457. 2

(概要)

本配管は、残留熱除去系ストレーナ(B)と原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部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へ供給するために設置する。

また、サプレッションチェンバのプール水を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

1.1 最高使用圧力 0.31MPa, 0.62MPa

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、原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)と同じ0.31MPa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格納容器の使用圧力(内圧)と同じ 0.62MPa とする。

1.2 最高使用圧力 1.37MPa

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa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格納容器の使用圧力(内圧)0.62MPaを上回る1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 104℃, 166℃

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、原子炉格納容器(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残留熱除去系ストレーナの使用温度と同じ 166℃とする。

2.2 最高使用温度 182℃

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、残留熱除去系隔離解除原子炉 圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

		原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部
名	称	~
		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	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	182
外径	mm	457. 2, 466. 8, 355. 6, 366. 8

(概要)

本配管は、原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部と残留熱除去系ポンプ(B)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としてサプレッションプール又は原子炉圧力容器よりサプレッションチェンバのプール水等を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。また、サプレッションチェンバのプール水を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

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,配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため,復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa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格納容器の使用圧力(内圧)0.62MPaを上回る1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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, 残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

3.1 外径 457.2mm

3.2 外径 466.8mm

主管の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の 外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、466.8mm とする。

3.3 外径 355.6mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、350Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、355.6mmとする。

3.4 外径 366.8mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、366.8mmとする。

		原子炉圧力容器
名	称	~
		残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部
最高使用圧力	MPa	8. 62, 9. 22
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	302, 306
外 径	mm	355. 6

(概要)

本配管は、原子炉圧力容器と残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部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より原子炉冷却材を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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8.62MPa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9.22MPaとする。

2. 最高使用温度

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306℃とする。

3. 外径

		残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部
名	称	~
		残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部
最高使用圧力	MPa	8. 62, 9. 22, 1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	302, 306, 182
外 径	mm	355. 6

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部と残留熱除去系(B)燃料プール冷却 浄化系配管合流部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 炉圧力容器より原子炉冷却材を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa

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 8.62MPa 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 9.22MPa とする。

1.2 最高使用圧力 1.37MPa

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、配管フラッシング時に補給水系から圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa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、1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 302℃, 306℃

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306℃とする。

2.2 最高使用温度 182℃

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、残留熱除去系隔離解除原子炉 圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

		残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部
名	称	~
		原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	182
外径	mm	355. 6, 318. 5

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部と原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部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より原子炉冷却材を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、配管フラッシング時に補給水系から圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa 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、1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

3.1 外径 355.6mm

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ポンプのうち最も大きい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て選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mmとする。

3.2 外径 318.5mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、300Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、318.5mmとする。

		残留熱除去系ポンプ(B)
名	称	\sim
		残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	182
外 径	mm	318. 5

(概要)

本配管は,残留熱除去系ポンプ(B)と残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部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によりサプレッションチェ ンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水,戻す又はスプレイするために 設置する。

また、復水移送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及び原子炉 格納容器内へ注水又はスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa 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、3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

		残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部
名	称	\sim
		残留熱除去系熱交換器(B)
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	182
外 径	mm	318. 5, 508. 0

(概要)

本配管は、残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部と残留熱除去系熱交換器(B)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。

また、復水移送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及び原子炉 格納容器内へ注水又はスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPa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、3.43MPa とする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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プールの使用温度 166℃を上回る 182℃とする。

3. 外径

3.1 外径 318.5mm

0 0 H /\to	T00 0	
3.2 外径		~ keke 1.) [J-11.
	の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,500A(の管台と接続す
るため,	接続する管台の外径と同じとし, 508.0mm とする。	

		残留熱除去系熱交換器(B)
名	称	\sim
		サプレッションプール水移送配管(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	182
外径	mm	508. 0, 318. 5, 165. 2

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(B)とサプレッションプール水移送配管(B)分岐部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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。

また、復水移送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及び原子炉 格納容器内へ注水又はスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPa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、3.43MPa とする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

3.1 外径 318.5mm

3.2 外径 508.0mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,500Aの管台と接続するため,接続する管台の外径と同じとし,508.0mmとする。

3.3 外径 165.2mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、150Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、165.2mmとする。

名		サプレッションプール水移送配管(B)分岐部 ~
, and the second	k.1.	熱交換器(B)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	182
外径	mm	318. 5

(概要)

本配管は、サプレッションプール水移送配管(B)分岐部と熱交換器(B)出口配管合流部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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa 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、3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

		熱交換器(B)出口配管合流部
名	陈	~
		サプレッションプール注水配管(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	182
外径	mm	318. 5, 267. 4

(概要)

本配管は、熱交換器(B)出口配管合流部とサプレッションプール注水配管(B)分岐部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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPa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、3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

3.1 外径 318.5mm

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ポンプのうち最も大きい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て選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。

3.2 外径 267.4mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、250Aの管と接続する

ため,	接続する管の外径と同じとし、26	7.4mm とする。

		サプレッションプール注水配管(B)分岐部
名	陈	\sim
		サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	182
外径	mm	318. 5

(概要)

本配管は、サプレッションプール注水配管(B)分岐部とサプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPa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、3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

名称		サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}$ C	182
外 径	mm	318. 5, 125. 5, 114. 3

(概要)

本配管は、主配管「サプレッションプール注水配管(B)分岐部~サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部」と主配管「サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部~ドライウェルスプレイモード(B)分岐部」と主配管「サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部~サプレッションチェンバ」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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。

また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPa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、3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

3.1 外径 318.5mm

3.2 外径 125.5mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、125.5mmとする。

3.3 外径 114.3mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は,100Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,114.3mmとする。

名	称	サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部 〜 ドライウェルスプレイモード(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	182
外径	mm	318. 5

(概要)

本配管は、サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部とドライウェルスプレイモード(B)分岐部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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。

また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa 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,3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

名	称	ドライウェルスプレイモード(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}$ C	182
外 径	mm	318. 5, 267. 4

(概要)

本配管は、主配管「サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部~ドライウェルスプレイモード(B)分岐部」と主配管「ドライウェルスプレイモード(B)分岐部~低圧炉心注水モード(B)分岐部」と主配管「ドライウェルスプレイモード(B)分岐部~原子炉格納容器スプレイ管(ドライウェル側)」を接続する継手であり、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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。

また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPa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、3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,300A,250Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,318.5mm,267.4mmとする。

名	称	ドライウェルスプレイモード(B)分岐部 ~ 低圧炉心注水モード(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	182
外径	mm	318. 5

(概要)

本配管は、ドライウェルスプレイモード(B)分岐部と低圧炉心注水モード(B)分岐部を接続する 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によりサプレ ッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器へ注水又は戻すために設置する。

また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa 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、3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

		低圧炉心注水モード(B)分岐部
名	称	~
		低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	182
外 径	mm	318. 5, 267. 4

(概要)

本配管は、低圧炉心注水モード(B)分岐部と低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器へ注水又は戻すために設置する。

また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa 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,3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

名称		低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	${\mathcal C}$	182
外 径	mm	267. 4, 165. 2

(概要)

本配管は、主配管「低圧炉心注水モード(B)分岐部~低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部」と主配管「低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部~原子炉圧力容器」を接続する継手であり、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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器へ注水又は戻すために設置する。

また,復水移送ポンプにより復水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水又はスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa 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、3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,250A,150Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,267.4mm,165.2mmとする。

名称		低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部
		~
		原子炉圧力容器
最高使用圧力	MPa	3. 43, 8. 62, 9. 22
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	182, 302, 306
外径	mm	267. 4, 216. 3

(概要)

本配管は、低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部と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によりサプレッションチェ ンバのプール水等を原子炉圧力容器へ注水又は戻すために設置する。

また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 3.43MPa

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPa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、3.43MPa とする。

1.2 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa

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 8.62MPa 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圧力と同じ9.22MPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 182℃

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、残留熱除去系隔離解除原子炉 圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

2.2 最高使用温度 302℃, 306℃

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306℃とする。

3. 外径

名称		サプレッションプール水移送配管(B)分岐部 ~ 代替循環冷却配管残留熱除去系(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	182
外 径	mm	165. 2

(概要)

本配管は、サプレッションプール水移送配管(B)分岐部と代替循環冷却配管残留熱除去系(B)分岐部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によりサプレッションチェンバのプール水を圧力抑制室プール水排水系へ移送するために設置する。

重大事故等対処設備としては、サプレッションプール水を復水移送ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa 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格納容器の使用圧力(内圧)0.62MPaを上回る3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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プールの使用温度 166℃を上回る 182℃とする。

3. 外径

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代替循環冷却系運転時の復水移送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復水移送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残留熱除去系ポンプによる排水運転時の容量以下であるため、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て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とする。

		サプレッションプール注水配管(B)分岐部
名	称	~
		サプレッションチェンバ
最高使用圧力	MPa	3. 43, 0. 31, 0. 62
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	182, 104, 166
外径	mm	267. 4

(概要)

本配管は、サプレッションプール注水配管(B)分岐部とサプレッションチェンバ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によりサプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内に戻すために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 3.43MPa

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPa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、3.43MPaとする。

1.2 最高使用圧力 0.31MPa, 0.62MPa

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、原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)と同じ0.31MPa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格納容器の最高使用圧力(内圧)と同じ 0.62MPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 182℃

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、残留熱除去系隔離解除原子炉 圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

2.2 最高使用温度 104℃, 166℃

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、原子炉格納容器(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)において残留熱除去系の使用時におけるサプレッションチェンバのプール水の温度が最大となる事故シーケンスグループ(全交流動力電源喪失)により \square であり、それを上回る 166 とする。

3. 外径

		サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部
名	称	~
		原子炉格納容器スプレイ管(サプレッションチェンバ側)
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	182, 104, 200
外径	mm	114. 3

(概要)

本配管は、サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部と原子炉格納容器スプレイ管(サプレッションチェンバ側)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によりサプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。

また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa 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、3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 182℃

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、残留熱除去系隔離解除原子炉 圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃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、原子炉格納容器(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原子炉格納容器(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
	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
	系ポンプによるサプレッションチェンバスプレイ容量を基に設定しており、重大事故等時にお
	いて使用するサプレッションチェンバスプレイ容量が設計基準対象施設として使用する場合と
	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て選定
	した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mmとする。

名称		ドライウェルスプレイモード(B)分岐部 ~ 原子炉格納容器スプレイ管(ドライウェル側)
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	182, 171, 200
外径	mm	267. 4, 216. 3

(概要)

本配管は、ドライウェルスプレイモード(B)分岐部と原子炉格納容器スプレイ管(ドライウェル側)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によりサプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。

また、復水移送ポンプにより復水等を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPa 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、3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 182℃

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、残留熱除去系隔離解除原子炉 圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃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、原子炉格納容器(ドライウェル)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原子炉格納容器(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

3.1 外径 267.4mm

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によるドライウェルスプレイ容量を基に設定しており、重大事故等時において使用するドライウェルスプレイ容量が設計基準対象施設として使用する場合の残留熱除去系ポンプによるドライウェルスプレイ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て選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mmとする。

3.2 外径 216.3mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、200Aの管と接続する ため、接続する管の外径と同じとし、216.3mmとする。

		残留熱除去系ストレーナ(C)
名	称	\sim
		原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	0.31, 0.62, 1.37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	104, 166, 182
外径	mm	457. 2

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、残留熱除去系ストレーナ(C)と原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部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へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 0.31MPa, 0.62MPa

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、原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)と同じ0.31MPa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格納容器の使用圧力(内圧)と同じ 0.62MPa とする。

1.2 最高使用圧力 1.37MPa

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa 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、1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 104℃, 166℃

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、原子炉格納容器(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残留熱除去系ストレーナの使用温度と同じ 166℃とする。

2.2 最高使用温度 182℃

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、残留熱除去系隔離解除原子炉 圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

		原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部
名	称	~
		残留熱除去系ポンプ(C)
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	182
外径	mm	457. 2, 466. 8, 355. 6, 366. 8

(概要)

本配管は、原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部と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プレッションプール又は原子炉圧力容器よりサプレッションチェンバのプール水等を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa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、1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

3.1 外径 457.2mm

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ポンプのうち最も大きい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て選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、457.2mmとする。

3.2 外径 466.8mm

主管の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、466.8mmとする。

3.3 外径 355.6mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、350Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、355.6mmとする。

3.4 外径 366.8mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、366.8mmとする。

		原子炉圧力容器
名	称	~
		残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部
最高使用圧力	MPa	8. 62, 9. 22, 1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	302, 306, 182
外径	mm	318. 5, 355. 6

(概要)

本配管は、原子炉圧力容器と残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部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より原子炉冷却材を 残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa

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 8.62MPa 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 9.22MPa とする。

1.2 最高使用圧力 1.37MPa

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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、1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 302℃, 306℃

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306℃とする。

2.2 最高使用温度 182℃

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、残留熱除去系隔離解除原子炉 圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

		残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部
名	称	\sim
		原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	182
外径	mm	355. 6, 318. 5

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部と原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部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より原子炉冷却材を残留熱除去系ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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、1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

3.1 外径 355.6mm

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ポンプのうち最も大きい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て選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mmとする。

3.2 外径 318.5mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,300Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,318.5mmとする。

		残留熱除去系ポンプ(C)
名	称	~
		残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	182
外 径	mm	318. 5

(概要)

本配管は,残留熱除去系ポンプ(C)と残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水,戻す又はスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPa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,3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

		残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部
名	称	~
		残留熱除去系熱交換器(C)
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	182
外径	mm	318. 5, 508. 0

(概要)

本配管は、残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部と残留熱除去系熱交換器(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残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa 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、3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

3.1 外径 318.5mm

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ポンプのうち最も大きい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て選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。

3.2 外径 508.0mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,500Aの管台と接続するため,接続する管台の外径と同じとし,508.0mmとする。

		残留熱除去系熱交換器(C)
名	称	\sim
		サプレッションプール水移送配管(C)分岐部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	182
外径	mm	508. 0, 318. 5, 165. 2

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(C)とサプレッションプール水移送配管(C)分岐部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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa 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,3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

3.1 外径 508.0mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,500Aの管台と接続するため,接続する管台の外径と同じとし,508.0mmとする。

3.2 外径 318.5mm

3.3 外径 165.2mm
継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,150Aの管と接続する
ため,接続する管の外径と同じとし,165.2mmとする。

		サプレッションプール水移送配管(C)分岐部
名	陈	\sim
		熱交換器(C)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	182
外径	mm	318. 5

(概要)

本配管は、サプレッションプール水移送配管(C)分岐部と熱交換器(C)出口配管合流部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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の場程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa 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,3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

		熱交換器(C)出口配管合流部
名	称	\sim
		サプレッションプール注水配管(C)分岐部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	182
外径	mm	318. 5, 267. 4

(概要)

本配管は、熱交換器(C)出口配管合流部とサプレッションプール注水配管(C)分岐部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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPa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、3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

3.1 外径 318.5mm

####################################	3.2 外径 267.4mm
ため、接続する管の外径と同じとし、267.4mm とする。	
	ため,接続する管の外径と同じとし,267.4mm とする。

		サプレッションプール注水配管(C)分岐部
名	称	\sim
		サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}$ C	182
外 径	mm	318. 5, 125. 5, 114. 3

(概要)

本配管は、サプレッションプール注水配管(C)分岐部とサプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ 3.43MPa 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、3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

3.1 外径 318.5mm

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ポンプのうち最も大きい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て選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。

3.2 外径 125.5mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、125.5mmとする。

0.0 H/W 114.0	
3.3 外径 114.3mm	
管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、	100A の管と接続する
ため,接続する管の外径と同じとし,114.3mm とする。	

		サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部
名	称	~
		ドライウェルスプレイモード(C)分岐部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	182
外径	mm	318. 5, 267. 4

(概要)

本配管は、サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部とドライウェルスプレイモード(C)分岐部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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内へ注水、戻す又はスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPa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、3.43MPa とする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

3.1 外径 318.5mm

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ポンプのうち最も大きい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て選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。

3.2 外径 267.4mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,250Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,267.4mmとする。

		ドライウェルスプレイモード(C)分岐部
名	称	~
		低圧注水モード(C)分岐部
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	182
外径	mm	318. 5

(概要)

本配管は、ドライウェルスプレイモード(C)分岐部と低圧注水モード(C)分岐部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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器へ注水又は戻すために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPa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、3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

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、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

3. 外径

		低圧注水モード(C)分岐部
名	称	~
		原子炉圧力容器
最高使用圧力	MPa	3. 43, 8. 62, 9. 22
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	182, 302, 306
外径	mm	318. 5, 267. 4, 216. 3

(概要)

本配管は、低圧注水モード(C)分岐部と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によりサプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器へ注水又は戻すために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 3.43MPa

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPa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、3.43MPa とする。

1.2 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa

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 8.62MPa 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 9.22MPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 182℃

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、残留熱除去系隔離解除原子炉 圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

2.2 最高使用温度 302℃, 306℃

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306℃とする。

3. 外径

		サプレッションプール注水配管(C)分岐部
名	称	\sim
		サプレッションチェンバ
最高使用圧力	MPa	3. 43, 0. 31, 0. 62
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	182, 104, 166
外径	mm	267. 4

(概要)

本配管は、サプレッションプール注水配管(C)分岐部とサプレッションチェンバ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によりサプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内に戻すために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 3.43MPa

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPa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、3.43MPa とする。

1.2 最高使用圧力 0.31MPa, 0.62MPa

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、原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)と同じ0.31MPa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格納容器の最高使用圧力(内圧)と同じ 0.62MPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 182℃

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、残留熱除去系隔離解除原子炉 圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃とする。

2.2 最高使用温度 104℃, 166℃

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、原子炉格納容器(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)において残留熱除去系の使用時におけるサプレッ ションチェンバのプール水の温度が最大となる事故シーケンスグループ(全交流動力電源喪 失)により ℃であり、それを上回る166℃とする。

3. 外径

		サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部
名	称	\sim
		原子炉格納容器スプレイ管(サプレッションチェンバ側)
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	182, 104, 200
外径	mm	114. 3

(概要)

本配管は、サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部と原子炉格納容器スプレイ管(サプレッションチェンバ側)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によりサプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPa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,3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 182℃

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、残留熱除去系隔離解除原子炉 圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃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、原子炉格納容器(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原子炉格納容器(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
υ.	/ [二土

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によるサプレッションチェンバスプレイ容量を基に設定しており、重大事故等時において使用するサプレッションチェンバスプレイ容量が設計基準対象施設として使用する場合の残留熱除去系ポンプによるサプレッションチェンバスプレイ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て選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mmとする。

		ドライウェルスプレイモード(C)分岐部
名	称	\sim
		原子炉格納容器スプレイ管(ドライウェル側)
最高使用圧力	MPa	3. 43
最高使用温度	$^{\circ}$	182, 171, 200
外径	mm	267. 4, 216. 3

(概要)

本配管は、ドライウェルスプレイモード(C)分岐部と原子炉格納容器スプレイ管(ドライウェル側)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によりサプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

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締切運転時の揚程を考慮した残留熱除去系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ3.43MPa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、3.43MPaとする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 182℃

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、残留熱除去系隔離解除原子炉 圧力 0.93MPa の飽和温度と同じ 182℃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、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、182℃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、原子炉格納容器(ドライウェル)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、原子炉格納容器(ドライウェル) 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 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。 系ポンプによるドライウェルスプレイ容量を基に設定しており、重大事故等時におるドライウェルスプレイ容量が設計基準対象施設として使用する場合の残留熱除: によるドライウェルスプレイ容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し216.3mmとする。	おいて使用す ⇒去系ポンプ 上内基準に基

4. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備

4.1 高圧炉心注水系

4.1.1 ポンプ

名称		高圧炉心注水系ポンプ		
容量	m³/h/個	高圧時 以上(182),低圧時 以上(727)		
揚程	m	高圧時 以上(890),低圧時 以上(190)		
最高使用圧力 MPa		吸込側 1.37/吐出側 11.77		
最高使用温度 ℃		100, 120		
原動機出力	kW/個	1500		
個 数 一		2		

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

高圧炉心注水系ポンプは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に炉心を冷却(非常用炉心冷却系機能)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(高圧炉心注水系)として使用する高圧炉心注水ポンプは、以下の機能を有する。

高圧炉心注水系ポンプは、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、発電用原子炉冷却機能が喪失した場合において、復水貯蔵槽の冷却水又はサプレッションチェンバのプール水を水源として高圧炉心注水系ポンプにより冷却水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

1. 容量

設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプの高圧時の容量は、復水・給水停止時に原子炉隔離時冷却系が起動しなかった場合において、原子炉隔離時冷却系のバックアップとして、高圧炉心注水系が原子炉水位低(レベル 1.5)で起動し原子炉水位を維持(原子炉冷却材補給機能)できる容量と同じ m³/h/個以上とする。

	また,	原子炉冷却材喪	長時に炉心を冷却	(非常用炉心冷却系機能) するために必	要な容量
は		m³/h/個であるカ	、 安全解析上は原	子炉冷却材補給機能と同	同じ容量である	m^3/h
(MPa [dif] にお	いて)としているた	め,原子炉冷却材補給機	能の必要容量と	同じ
. 3	/1 / / /	いしいナフ				

m³/h/個以上とする。

高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時に使用する場合の高圧時の容量は、設計基準対象施
設と同仕様で有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)に使用しているため、
m ³ /h/個以上とする。
公称値については , 182m³/h/個とする。
1.2 低圧時の容量 m³/h/個以上
復水・給水停止時に原子炉隔離時冷却系が起動しなかった場合において,原子炉隔離時冷
却系のバックアップとして、高圧炉心注水系が原子炉水位低(レベル 1.5)で起動し原子炉
水位を維持 (原子炉冷却材補給機能) できる容量とし, 原子炉隔離時冷却系ポンプと同じ
m ³ /h/個以上とする。
また,高圧時の必要容量をベースに先行 ABWR プラントにおけるポンプ性能の実績を考慮
すると低圧時には m³/h 以上 (MPa [dif] において) を期待できるため、これを低
圧時の必要容量とする。
江村の必安谷里とりる。
高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時に使用する場合の低圧時の容量は、設計基準対象施
設と同仕様で有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) に使用しているため,
m³/h/個以上とする。
公称値については
2. 揚程
高圧炉心注水系ポンプの揚程は,原子炉冷却材補給機能と非常用炉心冷却系機能のうち,必
要揚程が大きい非常用炉心冷却系機能を考慮して決定する。
2.1 高圧時 m以上
設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプの高圧時の揚程は、水源と移送先
の圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。
水源と移送先の圧力差 m
静水頭 m
機器及び配管・弁類圧損
m m
以上より,高圧炉心注水ポンプの高圧時の揚程は, M 以上とする。
高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時に使用する場合の高圧時の揚程は、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 , 890m とする。
2.2 低圧時
水源と移送先の圧力差 m m m m m m m m m m m m m m m m m m m
以上より、高圧炉心注水ポンプの低圧時の揚程は, m 以上とする。
高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時に使用する場合の低圧時の揚程は,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, 190m とする。
3. 最高使用圧力 3.1 最高使用圧力(吸込側) 1.37MPa 設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプの吸込側の最高使用圧力は,主配 管「E22-F028, F029, F030~高圧炉心注水系集合管」の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。
高圧炉心注水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,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。
3.2 最高使用圧力(吐出側) 11.77MPa 設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、水源圧力(事故時ピーク圧力) MPa,静水頭 0.07MPa,高圧炉心注水ポンプの締切運転時の 揚程 MPa の合計が MPa となることから、これを上回る圧力として 11.77MPa とする。
高圧炉心注水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、水源圧力 MPa、静水頭 0.07MPa、高圧炉心注水ポンプの締切運転時の揚程 MPa の合計が MPa となることから、これを上回る圧力として設計基準対象施設と同仕様で設計し、11.77MPa とする。

4. 最高使用温度

高圧炉心注水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、高圧炉心注水系ポンプの水源となるサプレッションチェンバのプール水の重大事故等時における使用温度を基に設定する。

5. 原動機出力

高圧炉心注水系ポンプの原動機出力は、高圧定格点の軸動力を基に設定している。

$$P = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P w}{P} \times 100$$

(引用文献:日本工業規格 JIS B 0131(2002)「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力(kW)
Pw : 水動力(kW)

ho : 密度 (kg/m^3) = 1000 g : 重力加速度 (m/s^2) = 9.80665 Q : 容量 (m^3/s) = 182/3600

H : 揚程(m) =890

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) = ____

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{182}{3600}\right) \times 890}{100} = 100 \text{ kW} = 100 \text{ kW}$$

上記より,高圧炉心注水系ポンプの原動機出力は必要軸動力 kW を上回る 1500kW/個とする。

高圧炉心注水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,1500kW/個とする。

6. 個数
高圧炉心注水系ポンプ(原動機含む。)は、設計基準対象施設として復水貯蔵槽の冷却水又
同注が心住小糸小ノノ(原動機合む。)は、故計基準対象胞故として復小財働僧の行却小人
サプレッションチェンバのプール水を炉心上部に取り付けられたスパージャから燃料集合
しに注水ナスために以亜な佃粉でなるタズ列1個しし 会計り佃乳墨ナス
上に注水するために必要な個数である各系列1個とし、合計2個設置する。
高圧炉心注水系ポンプ(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
重大事故等対処設備として使用する。

4.1.2 ろ過装置

名称		高圧炉心注水系ストレーナ
容量	m³/h/組	以上()
最高使用圧力	kPa	— [310]
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	104, 120
個 数	_	4 (2 系列のそれぞれで 2 個を 1 組)

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

高圧炉心注水系ストレーナは、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバのプール水内の異物による高圧炉心注水系ポンプや高圧炉心注水スパージャ等下流の系統内機器の機能低下を防止するために設置する。

なお、設計基準対象施設の高圧炉心注水系ストレーナの容量、最高使用圧力及び最高使用温度の設定根拠については平成 18 年 8 月 17 日付け平成 18・07・31 原第 44 号にて認可された工事計画のIV-3「設定根拠に関する説明書」による。

• 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(高圧炉心注水系)として使用する高圧炉心注水系ストレーナは、以下の機能を有する。

高圧炉心注水系ストレーナは、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、サプレッションチェンバのプール水内の異物を高圧炉心注水系ストレーナにより ろ過し、高圧炉心注水系ポンプにより原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計と する。

1. 容量

高圧炉心注水系ストレーナ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/組以上とする。

公称値については要求される容量と同じ m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力

高圧炉心注水系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、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため設定されないが、ここではサプレッションチェンバの重大事故等時における使用圧力を[]内に示しており、310kPaとする。

3.	最高使用温	庻
J.	双间区川皿	皮

高圧炉心注水系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)において高圧炉心注水系使用時におけるサプレッションチェンバのプール水の温度が最大となる事故シーケンスグループ(原子炉停止機能喪失)により約 \bigcirc であり,これを上回る温度とし,120℃とする。

4. 個数

高圧炉心注水系ストレーナは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に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を各系列に2個1組設置し、合計4個設置する。

高圧炉心注水系ストレーナは,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。

4.1.3 安全弁及び逃がし弁

名 称		弥	E22-F020B, C
吹 出	圧 力	MPa	1. 37
個	数		2

【設 定 根 拠】

(概要)

E22-F020B, C は, 主配管「サプレッションプール水(B)合流部~高圧炉心注水系ポンプ(B)」及び主配管「サプレッションプール水(C)合流部~高圧炉心注水系ポンプ(C)」上に設置する逃がし弁であり,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(B)合流部~高圧炉心注水系ポンプ(B)」及び主配管「サプレッションプール水(C)合流部~高圧炉心注水系ポンプ(C)」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としては、主配管「サプレッションプール水(B)合流部~高圧炉心注水系ポンプ(B)」及び主配管「サプレッションプール水(C)合流部~高圧炉心注水系ポンプ(C)」の圧力が重大事故等時における最高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

設計基準対象施設として使用する E22-F020B, C 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(B)合流部~高圧炉心注水系ポンプ(B)」及び主配管「サプレッションプール水(C)合流部~高圧炉心注水系ポンプ(C)」の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

E22-F020B, C を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、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、1.37MPa とする。

2. 個数

E22-F020B, C 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(B)合流部~高圧炉心注水系ポンプ(B)」及び主配管「サプレッションプール水(C)合流部~高圧炉心注水系ポンプ(C)」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各系列に1個とし,合計2個設置する。

重大事故等対処設備として使用する E22-F020B, C 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。

4.1.4 主配管

		E22-F028, F029, F030
名	称	\sim
		高圧炉心注水系集合管
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	66
外 径	mm	318. 5, 328. 9

【設定根拠】

(概要)

本配管は、E22-F028, F029, F030 と高圧炉心注水系集合管を接続する配管であり、設計基準対象施設として復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ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、復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ、原子炉隔離時 冷却系ポンプ、高圧代替注水系ポンプ及び復水移送ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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、設計基準対象設備と同仕様で設計し、1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、復水貯蔵槽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、復水貯蔵槽の重大事故等時における 使用温度と同じ66℃とする。

3. 外径

3.1 外径 318.5mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、300Aの弁と接続するため、接続する弁の呼び径と同じとし、318.5mmとする。

3.2 外径 328.9mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管取付部を重大事故等時において使用する場合の 外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、328.9mmとする。

名	称	高圧炉心注水系集合管
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66, 85
外 径	mm	517. 6, 508. 0

(概要)

本配管は、E22-F028, F029, F030~高圧炉心注水系集合管と高圧炉心注水系集合管~高圧炉心注水系(B),(C)分岐部を接続する集合管であり、設計基準対象施設として復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ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、復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ、原子炉隔離時 冷却系ポンプ、高圧代替注水系ポンプ、復水移送ポンプへ供給するために設置する。また、サプ レッションチェンバのプール水を復水移送ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa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、1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、復水貯蔵槽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移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

3. 外径

3.1 外径 517.6mm

主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、517.6mmとする。

3.2 外径 508.0mm

主管部の外径。本主管部を重大事故等時において使用する場合の外径は,500Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、508.0mmとする。

名称		高圧炉心注水系集合管
		~
		高圧炉心注水系(B),(C)分岐部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	66, 85
外径	mm	508. 0

(概要)

本配管は,高圧炉心注水系集合管と高圧炉心注水系(B),(C)分岐部を接続する配管であり,設計 基準対象施設として復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ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、復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧代替注水系ポンプへ供給するために設置する。また、サプレッションチェンバのプール水を復水移送ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa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、1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、復水貯蔵槽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移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

3. 外径

名	称	高圧炉心注水系(B),(C)分岐部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66, 85
外 径	mm	508. 0, 546. 0, 416. 0, 406. 4

(概要)

本配管は、高圧炉心注水系集合管~高圧炉心注水系(B),(C)分岐部と高圧炉心注水系(B),(C)分岐部~代替循環冷却配管高圧炉心注水系(B)合流部を接続する管台であり、設計基準対象施設として復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプ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、復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧代替注水系ポンプへ供給するために設置する。また、サプレッションチェンバのプール水を復水移送ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、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。

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。

2. 最高使用温度

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、復水貯蔵槽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移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

3. 外径

3.1 外径 508.0mm

主管部の外径。本主管部を重大事故等時において使用する場合の外径は,500Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、508.0mmとする。

3.2 外径 546.0mm

主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、546.0mmとする。

3. 3	外径	416. 0mm
	管台0	D主管部取付部の外径。本管台の主管取付部を重大事故等時において使用する場合の
5	^怪は ,	接続する管の仕様及び強度を満足する外径として,416.0mmとする。
3.4	外径	406. 4mm
	管台0	O外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は, 400A の管と接続する
7	こめ, 接	接続する管の外径と同じとし,406.4mm とする。

		高圧炉心注水系(B),(C)分岐部
名	称	~
		代替循環冷却配管高圧炉心注水系(B)合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	66, 85
外径	mm	508. 0, 406. 4

(概要)

本配管は、高圧炉心注水系(B),(C)分岐部と代替循環冷却配管高圧炉心注水系(B)合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ(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、復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ(B)に供給する ために設置する。また、サプレッションチェンバのプール水を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

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa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、1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、復水貯蔵槽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移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

3. 外径

3.1 外径 406.4mm

3.2 外径 508.0mm
継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、500Aの管と接続する
ため,接続する管の外径と同じとし,508.0mm とする。

名称		代替循環冷却配管高圧炉心注水系(B)合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66, 85
外 径	mm	406. 4, 416. 0, 224. 5, 216. 3

(概要)

本配管は、高圧炉心注水系(B),(C)分岐部~代替循環冷却配管高圧炉心注水系(B)合流部と代替循環冷却配管高圧炉心注水系(B)合流部~E22-F001B を接続する管台であり、設計基準対象施設として復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ(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、復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ(B)に供給する ために設置する。また、サプレッションチェンバのプール水を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

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa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、1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、復水貯蔵槽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移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

3. 外径

3.1 外径 406.4mm

主管部の外径。本主管部を重大事故等時において使用する場合の外径は,400Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、406.4mmとする。

3.2 外径 416.0mm

主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、416.0mmとする。

3.3 外径 224.5mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、224.5mmとする。

3.4 外径 216.3mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は,200Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,216.3mmとする。

		代替循環冷却配管高圧炉心注水系(B)合流部
名	称	~
		E22-F001B
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	66
外径	mm	406. 4

(概要)

本配管は、代替循環冷却配管高圧炉心注水系(B)合流部と E22-F001B 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復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ(B)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa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、1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、復水貯蔵槽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槽の 使用温度と同じ66℃とする。

3. 外径

		E22-F001B
名	称	~
		サプレッションプール水(B) 合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	100
外 径	mm	406. 4

(概要)

本配管は, E22-F001B とサプレッションプール水(B)合流部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復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ(B)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa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、1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉冷却材喪失時のサプレッションチェンバのプール水の最高温度約 C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の温度は、主配管「代替循環冷却配管高圧炉心 注水系(B)合流部~E22-F001B」の使用温度 66℃を上回る 100℃とする。

3. 外径

		サプレッションプール水(B) 合流部
名	称	~
		高圧炉心注水系ポンプ(B)
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	100, 120
外径	mm	406. 4

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、サプレッションプール水(B)合流部と高圧炉心注水系ポンプ(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復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ(B)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa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、1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉冷却材喪失時のサプレッションチェンバのプール水の最高温度約 C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の温度は、サプレッションチェンバのプール水の重大事故等時における使用温度(原子炉停止機能喪失時)約 Cを上回る 120℃とする。

3. 外径

		高圧炉心注水系(B),(C)分岐部
名	称	~
		高圧代替注水系分岐部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	66
外径	mm	406. 4, 416. 0, 224. 5, 216. 3

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は,高圧炉心注水系(B),(C)分岐部と高圧代替注水系分岐部を接続する配管であり,設計 基準対象施設として復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ(C)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,復水貯蔵槽より冷却水を高圧炉心注水系ポンプ(C),原子炉隔離 時冷却系ポンプ及び高圧代替注水系ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,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。

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。

2. 最高使用温度

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、復水貯蔵槽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槽の 使用温度と同じ66℃とする。

3. 外径

3.1 外径 406.4mm

3.2 外径 416.0mm

主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は,400Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,416.0mmとする。

3.3 外径 224.5mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、224.5mmとする。

3.4 外径 216.3mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は,200Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,216.3mmとする。

		高圧代替注水系分岐部
名	称	\sim
		原子炉隔離時冷却系分岐部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	66
外径	mm	406. 4, 416. 0, 224. 5, 216. 3

(概要)

本配管は、高圧代替注水系分岐部と原子炉隔離時冷却系分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ(C)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、復水貯蔵槽より冷却水を高圧炉心注水系ポンプ(C)及び原子炉隔離時冷却系ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa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,1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、復水貯蔵槽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槽の 使用温度と同じ66℃とする。

3. 外径

3.1 外径 406.4mm

3.2 外径 416.0mm

主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、416.0mmとする。

3.3 外径 224.5mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、224.5mmとする。

3.4 外径 216.3mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は,200Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,216.3mmとする。

		原子炉隔離時冷却系分岐部
名	称	~
		E22-F001C
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	66
外径	mm	406. 4

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、原子炉隔離時冷却系分岐部と E22-F001C 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復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ(C)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa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、1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、復水貯蔵槽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槽の 使用温度と同じ66℃とする。

3. 外径

		E22-F001C
名	称	~
		サプレッションプール水(C)合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	100
外 径	mm	406. 4

(概要)

本配管は、E22-F001C とサプレッションプール水(C)合流部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復水貯蔵槽から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ(C)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa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、1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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,原子炉冷却材喪失時のサプレッションチェンバのプール水の最高温度約 C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の温度は、主配管「原子炉隔離時冷却系分岐部 ~E22-F001C」の使用温度 66℃を上回る 100℃とする。

3. 外径

		サプレッションプール水(C)合流部
名	称	~
		高圧炉心注水系ポンプ(C)
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	100, 120
外径	mm	406. 4

(概要)

本配管は、サプレッションプール水(C)合流部と高圧炉心注水系ポンプ(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復水貯蔵槽の冷却水及びサプレッションチェンバのプール水から冷却水を高圧炉心注水系ポンプ(C)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa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、1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉冷却材喪失時のサプレッションチェンバのプール水の最高温度約 C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の温度は、サプレッションチェンバのプール水の重大事故等時における使用温度(原子炉停止機能喪失時)約 \bigcirc \bigcirc

3. 外径

		原子炉隔離時冷却系分岐部
名	称	~
		E51-F001
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	66
外 径	mm	216. 3

(概要)

本配管は、原子炉隔離時冷却系分岐部と 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復水貯蔵槽から冷却水を原子炉隔離時冷却系ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa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、1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、復水貯蔵槽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槽の 使用温度と同じ66℃とする。

3. 外径

		高圧炉心注水系ストレーナ(B)
名	称	~
		サプレッションプール水(B) 合流部
最高使用圧力	MPa	0.31, 1.37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	104, 120, 100
外 径	mm	

(概要)

本配管は、高圧炉心注水系ストレーナ(B)とサプレッションプール水(B)合流部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プレッションチェンバのプール水を高圧炉心注水系ポンプ(B)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 0.31MPa

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 0.31MPa 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、0.31MPa とする。

1.2 最高使用圧力 1.37MPa

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa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、1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 104℃, 120℃

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。

2.2 最高使用温度 100℃, 120℃ 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,原子炉冷却材喪失時のサプレッションチェンバのプール水の最高温度約 C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の温度は、サプレッションチェンバのプール水の重大事故等時における使用温度(原子炉停止機能喪失時)約 ○ ℃を上回る 120℃とする。
3. 外径 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注 水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注水系ポンプの容量 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、

		高圧炉心注水系ストレーナ(C)
名	称	~
		サプレッションプール水(C) 合流部
最高使用圧力	MPa	0.31, 1.37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	104, 120, 100
外 径	mm	

(概要)

本配管は、高圧炉心注水系ストレーナ(C)とサプレッションプール水(C)合流部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プレッションチェンバのプール水を高圧炉心注水系ポンプ(C)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 0.31MPa

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 0.31MPa 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、0.31MPa とする。

1.2 最高使用圧力 1.37MPa

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、配管フラッシング時に補給水 系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa 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、1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 104℃, 120℃

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。

2.2 最高使用温度 100℃, 120℃ 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,安全解析における原子炉冷却 材喪失時のサプレッションチェンバのプール水の最高温度約 ℃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の温度は、サプレッションチェンバのプール 水の重大事故等時における使用温度(原子炉停止機能喪失時)約
3. 外径 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注 水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注水系ポンプの容量 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、 mm とする。

名称		高圧炉心注水系ポンプ(B)
		\sim
		ほう酸水注入系合流部
最高使用圧力	MPa	11.77, 8.62, 9.22
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	100, 120, 302, 306
外 径	mm	267. 4, 216. 3

(概要)

本配管は,高圧炉心注水系ポンプ(B)とほう酸水注入系合流部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高圧炉心注水系ポンプ(B)から冷却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

1.1 最高使用圧力 11.77MPa

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、高圧炉心注水系ポンプの吐出側の最高使用圧力と同じ 11.77MPa 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、11.77MPaとする。

1.2 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa

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 8.62MPa 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9.22MPaとする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 100℃, 120℃

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、安全解析における原子炉冷却 材喪失時のサプレッションチェンバのプール水の最高温度約 € ℃を上回る 100℃とする。

2.2 最高使用温度 302℃, 306℃

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、原子炉圧力容器の重大事故等時における使用温度と同じ306℃とする。

3. 外径

名称		ほう酸水注入系合流部
		~
		原子炉圧力容器
最高使用圧力	MPa	8. 62, 9. 22
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	302, 306
外径	mm	48. 6, 62. 8, 216. 3

(概要)

本配管は、ほう酸水注入系合流部と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高圧炉心注水系ポンプ(B)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。

重大事故等対処設備としては、高圧炉心注水系ポンプ(B)及びほう酸水注入系ポンプ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。

1. 最高使用圧力

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 8.62MPa 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9.22MPaとする。

2. 最高使用温度

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306℃とする。

3. 外径

3.1 外径 216.3mm

3.2 外径 48.6mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は,40A の管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,48.6mmとする。

3.3 外径 62.8mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、62.8mmとする。

		高圧炉心注水系ポンプ(C)
名	称	~
		原子炉圧力容器
最高使用圧力	MPa	11.77, 8.62, 9.22
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	100, 120, 302, 306
外径	mm	267. 4, 216. 3

(概要)

本配管は、高圧炉心注水系ポンプ(C)と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高圧炉心注水系ポンプ(C)から冷却水を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 11.77MPa

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、高圧炉心注水系ポンプの吐出側の最高使用圧力と同じ 11.77MPa 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、11.77MPa とする。

1.2 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa

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 8.62MPa 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9.22MPaとする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 100℃, 120℃

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、安全解析における原子炉冷却 材喪失時のサプレッションチェンバのプール水の最高温度約 **○** ℃を上回る 100℃とする。

2.2 最高使用温度 302℃, 306℃

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306℃とする。

3. 外径

4.2 原子炉隔離時冷却系

4.2.1 ポンプ

名称		原子炉隔離時冷却系ポンプ
容量	m³/h	以上(188)
揚程	m	高圧時 以上(900)/低圧時 以上(186)
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37/吐出側 11.77
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	77, 120
原動機出力	kW	740
個 数	_	1

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

原子炉隔離時冷却系ポンプは,設計基準対象施設として原子炉停止後何らかの原因で復水・給水が停止した場合等に原子炉水位を維持(原子炉冷却材補給機能)するため及び原子炉冷却材喪 失時に炉心を冷却(非常用炉心冷却系機能)するために設置する。

また,原子炉隔離時冷却系ポンプの運転に必要な弁等は,蓄電池を電源としており,全交流電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間においても中央制御室から操作及び監視を行うことができる設計とする。

• 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(原子隔離時冷却系)として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプは、以下の機能を有する。

原子炉隔離時冷却系ポンプは、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、原子炉隔離時冷却系ポンプにより復水貯蔵槽の水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

1. 容量

	設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量は、復水・給水停止時に
,	崩壊熱により減少する冷却材蒸発量 m³を上回る冷却材を供給し,原子炉水位を維持でき
	る容量 m^3/h ($m^$
	容量 m³/h を加えた m³/h 以上とする。
	また,原子炉冷却材喪失時に炉心を冷却(非常用炉心冷却系機能)するために必要な容量は
	m³/h であるが,安全解析上は原子炉冷却材補給機能と同じ容量としているため,原子炉冷
	却材補給機能の必要容量に原子炉隔離時冷却系補機への冷却水容量 m³/h を加えた m³/h

以上とする。
以上より,原子炉隔離時冷却系ポンプの容量は, m³/h 以上とする。
原子炉隔離時冷却系ポンプを重大事故等時に使用する場合の容量は,設計基準対象施設と同仕様で有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)に使用しているため, m³/h以上とする。
公称値については , 188m³/h とする。
2. 揚程 原子炉隔離時冷却系ポンプの揚程は、原子炉冷却材補給機能と非常用炉心冷却系機能のうち、必要揚程の大きい非常用炉心冷却機能を考慮して決定する。
2.1 高圧時 m以上 設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの高圧時の揚程は、水源と移 送先の圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。
水源と移送先の圧力差 静水頭
以上より,原子炉隔離時冷却系ポンプの高圧時の揚程は, m以上とする。
原子炉隔離時冷却系ポンプを重大事故等時に使用する場合の高圧時の揚程は、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 900m とする。
2.2 低圧時

水源と移送先の圧力差 m
ドライウェルとサプレッションチェンバの差圧 Im
静水頭
機器及び配管・弁類圧損 <u>m</u>
m
以上より,原子炉隔離時冷却系ポンプの低圧時の揚程は, m以上とする。
原子炉隔離時冷却系ポンプを重大事故等時に使用する場合の低圧時の揚程は、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 186m とする。
3. 最高使用圧力 3.1 最高使用圧力(吸込側) 1.37MPa 設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの吸込側の最高使用圧力は、 主配管「サプレッションプール水合流部~原子炉隔離時冷却系ポンプ」の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。
原子炉隔離時冷却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、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 さ する。
3.2 最高使用圧力(吐出側) 11.77MPa 設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、水源圧力(事故時ピーク圧力) MPa,静水頭 0.07MPa,原子炉隔離時冷却系ポンプの約切運転時の揚程 m(= MPa)の合計が MPaとなることから、これを上回を圧力として 11.77MPa とする。
原子炉隔離時冷却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,設言 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,11.77MP とする。
4. 最高使用温度 設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの最高使用温度は、主配管「サ プレッションプール水合流部~原子炉隔離時冷却系ポンプ」の最高使用温度と同じ 77℃とする。

原子炉隔離時冷却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、原子炉隔離時冷却系ストレーナの重大事故等時における使用温度と同じ120℃とする。

5. 原動機出力

原子炉隔離時冷却系ポンプの原動機出力は、定格流量時の軸動力を基に設定している。

$$P = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P w}{P} \times 100$$

(引用文献:日本工業規格 JIS B 0131(2002)「ターボポンプ用語」)

=1000

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力(kW)
Pw : 水動力(kW)

ρ : 密度(kg/m³)

g : 重力加速度 (m/s^2) = 9.80665 Q : 容量 (m^3/s) = 188/3600

H: 揚程(m) =900η : ポンプ効率(%)(設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{188}{3600}\right) \times 900}{100} = - \implies kW$$

上記から,原子炉隔離時冷却系ポンプの原動機出力は,必要軸動力 kW を上回る 740kW とする。

原子炉隔離時冷却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,740kWとする。

6. 個数

原子炉隔離時冷却系ポンプ(原動機含む。)は、設計基準対象施設として復水貯蔵槽の冷却水 又はサ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ために必要な個数である1個設置する。

原子炉隔離時冷却系ポンプ(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。

4.2.2 ろ過装置

名称		原子炉隔離時冷却系ストレーナ
容量	m³/h/組	以上()
最高使用圧力	kPa	— [310]
最高使用温度	$^{\circ}$ C	104, 120
個 数	_	2

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

原子炉隔離時冷却系ストレーナは、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバのプール 水内の異物による原子炉隔離時冷却系ポンプや給水スパージャ等下流の系統内機器の機能低下 を防止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(原子隔離時冷却系)として使用する原子炉隔離時冷却系ストレーナは、以下の機能を有する。

原子炉隔離時冷却系ストレーナは、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、水源としてサプレッションチェンバを使用する場合において、サプレッションチェンバのプール水内の異物を原子炉隔離時冷却系ストレーナによりろ過し、原子炉隔離時冷却系ポンプにより原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

1. 容量

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ストレーナの容量は、原子炉隔離時冷却系ポンプのサプレッションチェンバからの必要吸込量と同じ、 m³/h/組以上とする。

原子炉隔離時冷却系ストレーナ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/組以上とする。

公称値については要求される容量と同じ m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ストレーナの最高使用圧力は、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を「] 内に示しており、310kPa とする。

原子炉隔離時冷却系ストレーナを重大事故等時において使用する場合の使用圧力は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため設定されないが、ここではサプレッションチェンバの重大事故等時における使用圧力を「] 内に示しており、310kPa とする。

3. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ストレーナの最高使用温度は,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。

原子炉隔離時冷却系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)において原子炉隔離時冷却系使用時におけるサプレッションチェンバのプール水の温度が最大となる事故シーケンス(原子炉停止機能喪失時)により約 であるため、これを上回る 120℃とする。

4. 個数

原子炉隔離時冷却系ストレーナは、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。

原子炉隔離時冷却系ストレーナは、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。

4.2.3 安全弁及び逃がし弁

	名称		E51-F017
吹	出 圧 力	MPa	1. 37
個	数	_	1

【設定根拠】

(概要)

E51-F017 は、主配管「原子炉隔離時冷却系ストレーナ~サプレッションプール水合流部」上に 設置する逃がし弁であり、設計基準対象施設として、主配管「原子炉隔離時冷却系ストレーナ~ サプレッションプール水合流部」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 力以下に維持できる設計とする。

重大事故等対処設備としては、主配管「原子炉隔離時冷却系ストレーナ〜サプレッションプール水合流部」の圧力が重大事故等時における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できる設計とする。

1. 吹出圧力

設計基準対象施設として使用する E51-F017 の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「原子炉隔離時冷却系ストレーナ~サプレッションプール水合流部」の最高使用圧力と同じ1.37MPa とする。

E51-F017 を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、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、1.37MPa とする。

2. 個数

E51-F017 は、設計基準対象施設として主配管「原子炉隔離時冷却系ストレーナ〜サプレッションプール水合流部」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個設置する。

E51-F017 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。

4.2.4 主配管

		原子炉隔離時冷却系分岐部
名	称	~
		蒸気入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	8. 62, 9. 22
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	302, 306
外 径	mm	165. 2

【設定根拠】

(概要)

本配管は、原子炉隔離時冷却系分岐部と蒸気入口配管分岐部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より駆動蒸気を原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービンへ送るために設置する。

重大事故等対処設備としては,原子炉圧力容器より駆動蒸気を原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動 用蒸気タービン,高圧代替注水系ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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 8.62MPa 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、原子炉圧力容器の重大事故等時における使用圧力と同じ 9.22MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉圧力容器の重大事故等時における使用温度と同じ306℃とする。

3. 外径

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ポンプのうち最も大きい原子炉隔離時冷却系ポンプの駆動に必要な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駆動に必要な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、165.2mmとする。

		蒸気入口配管分岐部
名	称	~
		原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン
最高使用圧力	MPa	8. 62
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	302
外径	mm	165. 2

(概要)

本配管は、蒸気入口配管分岐部と原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン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系から蒸気を原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービンへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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 8.62MPa 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,8.62MPaとする。

2. 最高使用温度

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、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、302℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時に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駆動に必要な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駆動に必要な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とする。

		原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン
名	称	\sim
		蒸気出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	0. 98
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	184
外径	mm	267. 4, 355. 6

(概要)

本配管は、原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービンと蒸気出口配管合流部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隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービンからの排気蒸気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

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、原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン排気圧力高 (タービントリップ) 設定値 0.83MPa を上回る圧力とし、0.98MPa 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、0.98MPaとする。

2. 最高使用温度

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、最高使用圧力 0.98MPa の飽和温度約 179℃を上回る 184℃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、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、184℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時に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駆動に必要な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駆動に必要な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、267.4mm、355.6mmとする。

		蒸気出口配管合流部
名	称	~
		サプレッションチェンバ
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	184
外径	mm	355. 6

(概要)

本配管は、蒸気出口配管合流部とサプレッションチェンバを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービンからの排気蒸気をサプレッションチェンバ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、原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン、高圧代替注水 系ポンプからの排気蒸気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

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「原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン~蒸気出口配管合流部」の最高使用圧力と同じ 0.98MPa 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、主配管「原子炉隔離時冷却系ポンプ 駆動用蒸気タービン~蒸気出口配管合流部」の使用圧力と同じ 0.98MPa とする。

2. 最高使用温度

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「原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン~蒸気出口配管合流部」の最高使用温度と同じ184℃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、主配管「原子炉隔離時冷却系ポンプ 駆動用蒸気タービン~蒸気出口配管合流部」の使用温度と同じ184℃とする。

3. 外径

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ポンプのうち最も大きい原子炉隔離時冷却系ポンプの駆動に必要な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駆動に必要な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、355.6mmとする。

		E51-F001
名	称	~
		サプレッションプール水合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	77
外 径	mm	216. 3

(概要)

本配管は、E51-F001 とサプレッションプール水合流部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復水貯蔵槽から冷却水を原子炉隔離時冷却系ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa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、1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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,ブローダウン期間中のサプレッションチェンバのプール水温上限値と同じ77℃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、復水貯蔵槽の重大事故等時における 使用温度 66℃を上回る 77℃とする。

3. 外径

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、216.3mmとする。

		サプレッションプール水合流部
名	称	\sim
		原子炉隔離時冷却系ポンプ
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	77, 120
外径	mm	216. 3

(概要)

本配管は、サプレッションプール水合流部と原子炉隔離時冷却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復水貯蔵槽及びサプレッションチェンバから冷却水を原子炉隔離時冷却系ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa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、1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、ブローダウン期間中のサプレッションチェンバのプール水温上限値と同じ77℃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、原子炉隔離時冷却系ストレーナの重 大事故等時における使用温度と同じ 120℃とする。

3. 外径

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、216.3mmとする。

		原子炉隔離時冷却系ストレーナ
名	称	~
		サプレッションプール水合流部
最高使用圧力	MPa	0.31, 1.37
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	104, 77, 120
外径	mm	

(概要)

本配管は、原子炉隔離時冷却系ストレーナとサプレッションプール水合流部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プレッションチェンバのプール水を原子炉隔離時冷却系ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 0.31MPa

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,原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 0.31MPa 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、0.31MPa とする。

1.2 最高使用圧力 1.37MPa

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、配管フラッシング時に補給水系からの圧力がかかるため、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa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、1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 104℃

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、原子炉隔離時冷却系ストレーナの 重大事故等時における使用温度と同じ120℃とする。

2.2 最高使用温度 77℃

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,ブローダウン期間中のサプレッションプール水温上限値と同じ 77℃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、原子炉隔離時冷却系ストレーナの 重大事故等時における使用温度と同じ 120℃とする。

3. 外径

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位
様で設計し、mmとする。

		原子炉隔離時冷却系ポンプ
名	称	~
		原子炉隔離時冷却系配管 B21-F056B 出口合流部
最高使用圧力	MPa	11.77, 8.62
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	77, 120, 302
外径	mm	165. 2

(概要)

本配管は、原子炉隔離時冷却系ポンプと原子炉隔離時冷却系配管 B21-F056B 出口合流部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隔離時冷却系ポンプから冷却水を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 11.77MPa

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、原子炉隔離時冷却系ポンプの 吐出側の最高使用圧力と同じ 11.77MPa 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、原子炉隔離時冷却系ポンプの吐出側の重大事故等時における使用圧力と同じ11.77MPaとする。

1.2 最高使用圧力 8.62MPa

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 8.62MPa 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、8.62MPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 77℃

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、ブローダウン期間中のサプレッションプール水温上限値と同じ 77℃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、原子炉隔離時冷却系ストレーナの 重大事故等時における使用温度と同じ120℃とする。

2.2 最高使用温度 302℃

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、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、302℃とする。

3. 外径

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とする。

4.3 高圧代替注水系

4.3.1 ポンプ

名称		高圧代替注水系ポンプ
容量	m³/h	182 以上(182)
揚程	m	900 以上(958)
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37, 吐出側 11.8
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	77
原動機出力	kW	_
個 数	_	1

【設定根拠】

(概要)

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)として使用する高圧代替注水系ポンプは、以下の機能を有する。

高圧代替注水系ポンプは、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、全交流動力電源及び設計基準事故対処設備である常設直流電源が喪失した場合に おいて、復水貯蔵槽の冷却材を復水給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで発電用 原子炉を冷却できる設計とする。

また、常設代替直流電源設備が機能しない場合でも、現場での人力による弁の操作により、原 子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準 備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。

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(高圧代替注水系)として使用する高圧代替注水系ポンプは、以下の機能を有する。

高圧代替注水系ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、復水貯蔵槽の冷却材を復水給水系等を経由して原子炉圧力容器へ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遅延・防止することにより原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

1. 容量

高圧代替注水系ポンプの容量は、炉心の著しい損傷防止の事故シーケンスグループのうち、 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗及び全交流動力電源喪失(外部電源 喪失+DG 喪失)+直流電源喪失において、復水貯蔵槽から冷却材を原子炉圧力容器に注水する 場合に、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入量が $182\text{m}^3/\text{h}$ (8. 12MPa [dif] において)~ $114\text{m}^3/\text{h}$ (1. 03MPa [dif] において)のため $182\text{m}^3/\text{h}$ 以上とする。

公称値については要求される容量と同じ、182m³/hとする。

2. 揚程

高圧代替注水系ポンプの揚程は、冷却材を原子炉圧力容器へ注水する場合の水源と移送先の 圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約 m
静水頭	約 m
機器及び配管・弁類圧損	約 m
合計	

上記から, 高圧代替注水系ポンプの揚程は約 m を上回る 900m 以上とする。

公称値については要求される揚程を上回る 958m とする。

3. 最高使用圧力

3.1 最高使用圧力(吸込側) 1.37MPa

高圧代替注水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、主配管「E22-F023~高圧代替注水系ポンプ」の圧力と同じ 1.37MPa とする。

3.2 最高使用圧力(吐出側) 11.8MPa

高圧代替注水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、水源圧力 MPa (大気圧)、静水頭 MPa、高圧代替注水系ポンプの締切運転時の揚程 MPa であることから、合計 MPa であるため、これを上回る圧力として 11.8MPa とする。

4. 最高使用温度

高圧代替注水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,主配管「E22-F023~ 高圧代替注水系ポンプ」の温度と同じ 77℃とする。

5. 原動機出力

高圧代替注水系ポンプはタービン及びポンプが1つのケーシングに収まる一体型ケーシング 構造であり、ポンプと原動機が1つの機器として設計されたものであるため、原動機が単体機 器として構成されているものではない。よって、高圧代替注水系ポンプの原動機出力は設定し ない。

6. 個数
高圧代替注水系ポンプ(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炉心の著しい損傷を防止するため 等に必要な個数である1個設置する。

4.3.2 主配管

		蒸気入口配管分岐部
名	陈	~
		E51-F065
最高使用圧力	MPa	8. 62
最高使用温度	$^{\circ}$ C	302
外径	mm	165. 2

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、蒸気入口配管分岐部とE51-F065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より駆動蒸気を高圧代替注水系ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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「蒸気入口配管分岐部~原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン」の使用圧力と同じ 8.62MPa とする。

2. 最高使用温度

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「蒸気入口配管分岐部~原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン」の使用温度と同じ 302℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、蒸気入口配管分岐部から高圧代替注水系ポンプ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、先行プラントの自由膨張蒸気配管の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	厚さ	呼び径	流路面積	流量	比容積	流速*	標準流速
A	В		С	D	Е	F	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(t/h)	(m^3/kg)	(m/s)	(m/s)
165. 2	14. 3	150	0. 01466	16. 4	0. 023160	7. 2	

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$F = \frac{D \cdot E \cdot 1000}{3600 \cdot C}$$

		E51-F065
名	除	~
		高圧代替注水系ポンプ
最高使用圧力	MPa	8. 62
最高使用温度	$^{\circ}$ C	302
外 径	mm	165. 2, 89. 1

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、E51-F065と高圧代替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原子炉圧力容器より駆動蒸気を高圧代替注水系ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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「蒸気入口配管分岐部~原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン」の使用圧力と同じ 8.62MPa とする。

2. 最高使用温度

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「蒸気入口配管分岐部~原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン」の使用温度と同じ 302℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、蒸気入口配管分岐部から高圧代替注水系ポンプ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、先行プラントの自由膨張蒸気配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2mm、89.1mm 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	В		С	D	Е	F	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(t/h)	(m^3/kg)	(m/s)	(m/s)
165. 2	14. 3	150	0. 01466	16. 4	0. 023160	7. 2	
89. 1	11. 1	80	0. 00352	16. 4	0. 023160	30. 0	

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{\left(A - 2 \cdot B\right)}{1000} \right\}^{2}$$

$$F = \frac{3600 \cdot C}{2}$$

		高圧代替注水系ポンプ
名	称	~
		E51-F066
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	184
外径	mm	267. 4, 216. 3, 355. 6

(概要)

本配管は、高圧代替注水系ポンプとE51-F066を接続する配管であり、重大事故等対処設備として高圧代替注水系ポンプからの排気蒸気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

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「蒸気 出口配管合流部~サプレッションチェンバ」の使用圧力と同じ 0.98MPa とする。

2. 最高使用温度

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「蒸気 出口配管合流部~サプレッションチェンバ」の使用温度と同じ 184℃とする。

3. 外径

3.1 外径 267.4mm, 355.6mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、高圧代替注水系ポンプから蒸気出口配管合流部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、先行プラントの自由膨張蒸気配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mm、355.6mm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	В		С	D	Е	F	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(t/h)	(m^3/kg)	(m/s)	(m/s)
267. 4	9. 3	250	0. 04862	16. 4	1. 6733	156.8	
355. 6	11. 1	350	0. 08731	16. 4	1. 6733	87. 3	

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$F = \frac{D \cdot E \cdot 1000}{3600 \cdot C}$$

3.2 外径 216.3mm	
	特において使用する場合の外径は、200Aの高圧代替注水
ポポンプ(然気側)吐出部と接続する。 する。	るため,接続する吐出部の外径と同じとし,216.3mm と
9 · J o	

		E51-F066
名	称	\sim
		蒸気出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	$^{\circ}$ C	184
外径	mm	355. 6

(概要)

本配管は、E51-F066と蒸気出口配管合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として 高圧代替注水系ポンプからの排気蒸気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

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「蒸気 出口配管合流部~サプレッションチェンバ」の使用圧力と同じ 0.98MPa とする。

2. 最高使用温度

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「蒸気 出口配管合流部~サプレッションチェンバ」の使用温度と同じ184℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、高圧代替注水系ポンプから蒸気出口 配管合流部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 ラントの自由膨張蒸気配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、355.6mm 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	В		С	D	Е	F	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(t/h)	(m^3/kg)	(m/s)	(m/s)
355. 6	11. 1	350	0. 08731	16. 4	1. 6733	87. 3	

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$F = \frac{D \cdot E \cdot 1000}{3600 \cdot C}$$

		高圧代替注水系分岐部
名	称	~
		E22-F023
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	66
外径	mm	216. 3

(概要)

本配管は、高圧代替注水系分岐部とE22-F023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槽より冷却水を高圧代替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

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「高圧 炉心注水系(B),(C)分岐部~高圧代替注水系分岐部」の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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槽の 使用温度と同じ66℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、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、216.3mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*	標準流速
A	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
216. 3	8. 2	200	0. 03138	182	1. 6	

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{\left(A - 2 \cdot B\right)}{1000} \right\}^{2}$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

		E22-F023
名	称	~
		高圧代替注水系ポンプ
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	77
外径	mm	216. 3

(概要)

本配管は、E22-F023と高圧代替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槽より冷却水を高圧代替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

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「高圧 炉心注水系(B),(C)分岐部~高圧代替注水系分岐部」の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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槽の 使用温度の66℃を上回る77℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、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、216.3mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*	標準流速
A	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
216. 3	8. 2	200	0.03138	182	1.6	

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

		高圧代替注水系ポンプ
名	称	~
		E11-F065
最高使用圧力	MPa	11. 8, 8. 62
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	77, 302
外径	mm	165. 2

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、高圧代替注水系ポンプとE11-F065を接続する配管であり、重大事故等対処設備として高圧代替注水系ポンプから冷却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

1.1 最高使用圧力 11.8MPa

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代替注水系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ11.8MPaとする。

1.2 最高使用圧力 8.62MPa

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「高 圧代替注水系合流部~代替注水系配管B21-F056A出口合流部」の使用圧力と同じ8.62MPaとす る。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 77℃

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「E22-F023~高圧代替注水系ポンプ」の使用温度と同じ77℃とする。

2.2 最高使用温度 302℃

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「高 圧代替注水系合流部~代替注水系配管B21-F056A出口合流部」の使用温度と同じ302℃とす る。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、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、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	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
165. 2	18. 2	150	0. 01303	182	3. 9	
165. 2	14. 3	150	0. 01466	182	3. 4	

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{\left(A - 2 \cdot B\right)}{1000} \right\}^{2}$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

		E11-F065
名	际	\sim
		高圧代替注水系合流部
最高使用圧力	MPa	8. 62
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	302
外径	mm	165. 2

(概要)

本配管は、E11-F065と高圧代替注水系合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として高圧代替注水系ポンプから冷却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

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「高圧 代替注水系合流部~代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部」の使用圧力と同じ 8.62MPa とす る。

2. 最高使用温度

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「高圧 代替注水系合流部~代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部」の使用温度と同じ 302℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、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、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	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
165. 2	14. 3	150	0. 01466	182	3. 4	

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{\left(A - 2 \cdot B\right)}{1000} \right\}^{2}$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

4.4 低圧代替注水系

4.4.1 主配管

		高圧炉心注水系集合管
名	称	~
		P13-F019
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	85
外径	mm	517. 6, 508. 0, 355. 6, 267. 4

【設定根拠】

(概要)

本配管は、高圧炉心注水系集合管と P13-F019 を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水貯蔵槽又はサプレッションプールから復水等を復水移送ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、サプレッションプールを水源とした、復水移送ポンプによる代替循環冷却系運転時の使用圧力を基に設定し、代替循環冷却系運転時の圧力 を上回る 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

3. 外径

3.1 外径 517.6mm

主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、517.6mm とする。

3.2 外径 508.0mm

主管部の外径。本主管部を重大事故等時において使用する場合の外径は,500Aの継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし,508.0mmとする。

3.3 外径 355.6mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、350Aの継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、355.6mmとする。

3.4 外径 267.4mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、250Aの弁と接続する

ため 拉续十2分の例復し目にしし 967 / し十2
ため,接続する弁の外径と同じとし,267.4mmとする。

		P13-F019
名	陈	~
		低圧代替注水系合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	85
外径	mm	267. 4

(概要)

本配管は、P13-F019 と低圧代替注水系合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水貯蔵槽又はサプレッションプールから復水等を復水移送ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、サプレッションプールを水源とした 復水移送ポンプによる代替循環冷却系運転時の使用圧力を基に設定する。代替循環冷却系運転 時の圧力 を上回る圧力として 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、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、267.4mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
267. 4	9. 3	250	0. 04862	*2	1. 9	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2: 重大事故等対策の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 への注水流量で運転する際のポンプ最大流量: m³/h

		補給水系復水移送ポンプ出口分岐部
名	称	~
		低圧代替注水系(A),(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	1.70
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	85
外径	mm	267. 4

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、補給水系復水移送ポンプ出口分岐部と低圧代替注水系(A),(B)分岐部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプにより復水等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に設置する。

1. 最高使用圧力

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代替循環冷却系としての使用圧力と同じ 1.70MPa とする。

2. 最高使用温度

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代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、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、267.4mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
267. 4	9. 3	250	0. 04862	*2	1. 7	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2: 重大事故等対策の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: m³/h

名称		低圧代替注水系(A),(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	2. 0
最高使用温度 ℃		85
外径	mm	267. 4, 165. 2

(概要)

本配管は、補給水系復水移送ポンプ出口分岐部~低圧代替注水系(A),(B)分岐部と低圧代替注水系(A),(B)分岐部~復水補給水系可搬式注水配管合流部を接続する継手であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力	
-----------	--

	761.4 567.14	
	本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、	
Γ	2. OMPa とする。	

2. 最高使用温度

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代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

3. 外径

本配管は継手であり重大事故等時において使用する場合の外径は,250A,150A の管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,267.4mm,165.2mmとする。

		低圧代替注水系(A),(B)分岐部	
名	除	~	
		復水補給水系可搬式注水配管合流部	
最高使用圧力	MPa	2. 0	
最高使用温度 ℃		85	
外 径 mm		165. 2	

(概要)

本配管は、低圧代替注水系(A)、(B)分岐部と復水補給水系可搬式注水配管合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、	
)) -	

2.0MPa とする。

2. 最高使用温度

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代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、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、165.2mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
165. 2	7. 1	150	0. 01791	*2	1.4	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2: 重大事故等対策の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:	m^3/h

名 称		復水補給水系可搬式注水配管合流部
最高使用圧力	MPa	2. 0
最高使用温度 ℃		85
外 径	mm	165. 2, 76. 3

(概要)

本配管は、低圧代替注水系(A)、(B)分岐部~復水補給水系可搬式注水配管合流部と復水補給水系可搬式注水配管合流部~復水補給水系(A)外部注水配管合流部を接続する継手であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。

1.	最高使用圧力
T .	

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は,	
2 MPo トナス	

2. 最高使用温度

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代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

3. 外径

継手の外径。本継手を重大事故等において使用する場合の外径は,150A,65Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,165.2mm,76.3mmとする。

		復水補給水系可搬式注水配管合流部	
名	陈	\sim	
		復水補給水系(A)外部注水配管合流部	
最高使用圧力	MPa	2. 0	
最高使用温度	$^{\circ}$ C	85	
外 径	mm	165. 2	

(概要)

本配管は、復水補給水系可搬式注水配管合流部と復水補給水系(A)外部注水配管合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用	する場合の圧力は,	
	·	

2.0MPa とする。

2. 最高使用温度

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代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、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、165.2mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
165. 2	7. 1	150	0. 01791	*2	1.4	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2: 重大事故等対策の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: m³/h	

名	称	復水補給水系(A)外部注水配管合流部
最高使用圧力	MPa	2. 0
最高使用温度	$^{\circ}$ C	85
外径	mm	165. 2

(概要)

本配管は、復水補給水系可搬式注水配管合流部~復水補給水系(A)外部注水配管合流部及び復水補給水系接続口(北)~復水補給水系(A)外部注水配管合流部と復水補給水系(A)外部注水配管合流部~E11-F060A を接続する継手であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。

1.	最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用	する場合の圧力は,	
	2.0MPa とする。	

2. 最高使用温度

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代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

3. 外径

継手の外径。本継手を重大事故等において使用する場合の外径は,150Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,165.2mmとする。

		復水補給水系(A)外部注水配管合流部
名	陈	~
		E11-F060A
最高使用圧力	MPa	2. 0
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	85
外径	mm	165. 2, 114. 3

(概要)

本配管は、復水補給水系(A)外部注水配管合流部と E11-F060A を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により復水等を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。

1.	最高使用圧力
Τ.	1X 111 1X/11/11/11/11

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、	
2. OMPa とする。	

2. 最高使用温度

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代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、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、165.2mm、114.3mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
165. 2	7. 1	150	0. 01791	*2	1. 4	
114. 3	6. 0	100	0.00822	*2	3. 0	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2: 重大事故等対策の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

~	の注水流量: m³/h	

		E11-F060A
名	称	~
		E11-F033A
最高使用圧力	MPa	2.0, 3.43
最高使用温度	$^{\circ}$ C	85, 182
外径	mm	114. 3

(概要)

本配管は、E11-F060A と E11-F033A を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により復水等を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 2.0MPa

本配管を重大事故等時において使用す	る場合の圧力は,	
	2.0MPa とする。	
	•	

1.2 最高使用圧力 3.43MPa

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は	5,
を上回る 3. 43	MPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 85℃

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代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

2.2 最高使用温度 182℃

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、復水移送ポンプの重大事故等時における使用温度 85℃を上回る 182℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、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、114.3mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
114. 3	6. 0	100	0. 00822	*2	3. 0	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{\left(A - 2 \cdot B \right)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2: 重大事故等対策の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: m³/h

		E11-F033A	
名	陈	~	
		低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部	
最高使用圧力 MPa		3. 43	
最高使用温度 ℃		182	
外径	mm	114. 3	

(概要)

本配管は、E11-F033Aと低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部を接続する配管であり、重大 事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)により復水等を原 子炉圧力容器へ注水するために設置する。

1	最高使用圧力
Ι.	

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は,

を上回る 3.43MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、復水移送ポンプの重大事故等時における使用温度 85℃を上回る 182℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、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、114.3mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
114. 3	6. 0	100	0. 00822	*2	3. 0	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2: 重大事故等対策の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: m³/l

		復水補給水系可搬式接続口(東)
名	陈	\sim
		復水補給水系可搬式接続口(屋内東)
最高使用圧力	MPa	2. 0
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66
外径	mm	76. 3

(概要)

本配管は、復水補給水系可搬式接続口(東)と復水補給水系可搬式接続口(屋内東)を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、淡水又は海水を可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。

1	最高使用圧力
Τ.	

本配管を重大事故等時において使用	する場合の圧力は,	

2.0MPa とする。

2. 最高使用温度

66℃とする。

3. 外径

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、先行プラントの実績に基づいた標準流速及び最高流速を目安に選定し、76.3mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
76. 3	5. 2	65	0.00341	*2	7. 3*3	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2: 重大事故等対策の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

下部へ	の注入流量:	$ m m^3/h$
*3 : 標準流 問題な		内部流体が水の場合の最高流速 7.5m/s を下回っているため

		復水補給水系可搬式接続口(屋内北)	
名	陈	\sim	
		復水補給水系可搬式注水配管合流部	
最高使用圧力	MPa	2. 0	
最高使用温度 ℃		66	
外 径	mm	76. 3	

(概要)

本配管は、復水補給水系可搬式接続口(屋内北)と復水補給水系可搬式注水配管合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、淡水又は海水を可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。

1	最高使用圧力
Ι.	

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、	
2 OMPaとする。	

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度に	t,
66°C L+	 ス

3. 外径

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、先行プラントの実績に基づいた標準流速及び最高流速を目安に選定し、76.3mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
76. 3	5. 2	65	0. 00341	*2	7. 3*3	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2: 重大事故等対策の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

下部への注入流量: m³/h
*3 :標準流速を超えるが,内部流体が水の場合の最高流速 7.5m/s を下回っているため 問題ない。
HIVE . P. A. O.

		復水補給水系接続口(北)	
名	陈	~	
		復水補給水系(A)外部注水配管合流部	
最高使用圧力	MPa	2. 0	
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66	
外径	mm	114. 3, 165. 2	

(概要)

本配管は、復水補給水系接続口(北)と復水補給水系(A)外部注水配管合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、淡水又は海水を可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。

1	最高使用圧力
Ι.	

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力に

2.0MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は,

66°Cとする。

3. 外径

3.1 外径 114.3mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、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、114.3mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
114. 3	6. 0	100	0. 00822	*2	3. 0	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2 : 重大事故等対策の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 下部への注入流量: m³/h
3.2 外径 165.2mm 継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,150Aの継手と接続するため,接続する継手の外径と同じとし,165.2mmとする。

		低圧代替注水系(A),(B)分岐部
名	陈	\sim
		格納容器下部注水系分岐部
最高使用圧力	MPa	2. 0
最高使用温度	$^{\circ}$ C	85
外径	mm	267. 4

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、低圧代替注水系(A)、(B)分岐部と格納容器下部注水系分岐部を接続する配管であり、 重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により復水等 を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するため に設置する。

4	最高使用圧	· —

本配管を重大事故等時において使用する場合	の圧力は、
2 OMPa	レオス

2. 最高使用温度

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代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、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、267.4mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
267. 4	9.3	250	0.04862	*2	1. 7	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2: 重大事故等対策の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: m³/h

名称		格納容器下部注水系分岐部
最高使用圧力 MPa		2. 0
最高使用温度 ℃		85
外径	mm	267. 4, 114. 3

(概要)

本配管は、低圧代替注水系(A)、(B)分岐部~格納容器下部注水系分岐部と格納容器下部注水系分岐部~低圧代替注水系分岐部を接続する継手であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。

1	最高使用圧力
Ι.	AX 101 1X/11/11/11/11

•	- KIN DO NO	
	本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、	
Γ	2. OMPa とする。	

2. 最高使用温度

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代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

3. 外径

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,250A,100A の管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,267.4mm,114.3mmとする。

		格納容器下部注水系分岐部
名	陈	~
		低圧代替注水系分岐部
最高使用圧力 MPa		2. 0
最高使用温度 ℃		85
外 径 mm		267. 4

(概要)

本配管は、格納容器下部注水系分岐部と低圧代替注水系分岐部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。

4	最高使用圧	· —

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は,

2.0MPa とする。

2. 最高使用温度

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代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、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、267.4mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
267. 4	9. 3	250	0.04862	*2	1. 7	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2: 重大事故等対策の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: m³/h

名称		低圧代替注水系分岐部
最高使用圧力 MPa		2. 0
最高使用温度 ℃		85
外径	mm	267. 4, 165. 2

(概要)

本配管は、格納容器下部注水系分岐部~低圧代替注水系分岐部と低圧代替注水系分岐部~E11-F060B を接続する継手であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。

1.	最高使用圧力
----	--------

•	-	
	本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、	
Γ	2. OMPa とする。	

2. 最高使用温度

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代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

3. 外径

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,250A,150A の管と接続するため,接続する管の外径同じとし,267.4mm,165.2mmとする。

		低圧代替注水系分岐部
名	称	\sim
		E11-F060B
最高使用圧力 MPa		2. 0
最高使用温度 ℃		85
外 径 mm		165. 2

(概要)

本配管は、低圧代替注水系分岐部と E11-F060B を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により復水等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に設置する。

1.	最高使用圧力
1.	取回区川川ノ

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、	
2. OMPa とする。	

2. 最高使用温度

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代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、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、165.2mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
165. 2	7. 1	150	0. 01791	*2	4.7	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2: 重大事故等対策の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: m³/h

		E11-F060B
名	称	~
		E11-F033B
最高使用圧力	MPa	2. 0, 3. 43
最高使用温度	$^{\circ}$ C	85, 182
外径	mm	165. 2

(概要)

本配管は、E11-F060B と E11-F033B を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水 移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水等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に設置する。

1. 最高使用圧力

1. 1	最高使用圧刀 2.0MPa
	本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、
	2. 0MPa とする。
1.2	最高使用圧力 3.43MPa
	本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は,
Γ	を上回る 3.43MPa とする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 85℃

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、復水移送ポンプの重大事故等時に おける使用温度と同じ85℃とする。

2.2 最高使用温度 182℃

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、復水移送ポンプの重大事故等時に おける使用温度 85℃を上回る 182℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水である 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、165.2mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
165. 2	7. 1	150	0. 01791	*2	4. 7	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2: 重大事故等対策の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: m³/h

		E11-F033B	
名称		\sim	
		低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部	
最高使用圧力 MPa		3. 43	
最高使用温度 ℃		182	
外径	mm	165. 2	

(概要)

本配管は、E11-F033Bと低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部を接続する配管であり、重大 事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により復水等を原 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に設置する。

1.	最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、	
を上回る 3.43MPa a	とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、復水移送ポンプの重大事故等時における使用温度 85 \mathbb{C} を上回る 182 \mathbb{C} とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、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、165.2mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
165. 2	7. 1	150	0. 01791	*2	4. 7	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2: 重大事故等対策の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: m³/h

		復水補給水系接続口 (南)	
名	陈	\sim	
		復水補給水系(B)外部注水配管合流部	
最高使用圧力 MPa		2. 0	
最高使用温度 ℃		66	
外 径 mm		径 mm 114.3, 165.2	

(概要)

本配管は、復水補給水系接続口(南)と復水補給水系(B)外部注水配管合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、淡水又は海水を可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力

	本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は,	
--	---------------------------	--

2.0MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、

66°Cとする。

- 3. 外径
- 3.1 外径 114.3mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、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、114.3mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
114. 3	6. 0	100	0. 00822	*2	3. 0	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2: 重大事故等対策の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

下部への注入流量: m³/h
3.2 外径 165.2mm 継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,150Aの管と接続する ため,接続する管の外径と同じとし,165.2mm する。

		復水補給水系(B)外部注水配管合流部
名	弥	~
		低圧代替注水系分岐部
最高使用圧力	MPa	2. 0
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66
外径	mm	165. 2, 267. 4

(概要)

本配管は、復水補給水系(B)外部注水配管合流部と低圧代替注水系分岐部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、淡水又は海水を可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧	力
----------	---

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、

2.0MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、

66°Cとする。

3. 外径

3.1 外径 165.2mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、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、165.2mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
165. 2	7. 1	150	0. 01791	*2	1. 4	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2: 重大事故等対策の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

下部への注入流量: m³/h
3.2 外径 267.4mm 継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,250Aの継手と接続するため,接続する継手の外径と同じとし,267.4mmとする。

4.5 水の供給設備

4.5.1 ポンプ

名		大容量送水車(海水取水用)(6,7号機共用)
容量	m³/h/個	以上 (900)
吐 出 圧 力	MPa	以上 (1.25)
最高使用圧力	MPa	
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	
原動機出力	kW/個	
個 数		2

【設定根拠】

(概要)

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(水の供給設備)として使用する大容量送水車(海水取水用)は、以下の機能を有する。

大容量送水車(海水取水用)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となる十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、海を水源とし、大容量送水車(海水取水用)により、ホース、弁等を経由して低 圧代替注水系(可搬型)、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)、格納容器下部注水系(可搬型) 及び燃料プール代替注水系並びに復水貯蔵槽へ、重大事故等の収束に必要となる海水を供給でき る設計とする。

1. 容量

大容量送水車(海水取水用)の容量は、大容量送水車(海水取水用)の送水先である可搬型 代替注水ポンプ(A-2級)からの最大送水流量を上回る容量を基に設定する。

大容量送水車(海水取水用)の送水先である可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からの送水流量が最大となるのは、使用済燃料貯蔵プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プール代替注水系として使用する場合であり、6,7号機同時注水する場合の送水流量は294m³/h (号機当たり147m³/h) であるため、大容量送水車(海水取水用)の容量は、294m³/h を上回る m³/h/個以上とする。

公称値については、要求される容量 m³/h/個以上を上回る 900m³/h/個とする。

2. 叶出圧力

大容量送水車(海水取水用)の吐出圧力は、海水を可搬型代替注水ポンプ(A-2級)に供給するときのホース圧損、機器圧損、静水頭及び大気圧を基に設定する。

ホース*圧損

約 0.015 MPa

静水頭

約 0.167 MPa

機器圧損	約 0.005 MPa
大気圧	約 0.100 MPa
合計	約 0.287 MPa

注記*:以下のホースを使用する。

・大容量送水車海水用 5m, 10m, 50m ホース (6,7 号機共用)

以上より、大容量送水車(海水取水用)の吐出圧力は MPa 以上とする。

公称値については、要求される吐出圧力 MPa 以上を上回る 1.25MPa とする。

3. 最高使用圧力

大容量送水車(海水取水用)を重大事故等時において使用する場合の圧力は、当該ポンプの供給ラインの仕様を踏まえポンプ吐出圧力を電気的に MPa に制限することから、その制限値である MPa とする。

4. 最高使用温度

大容量送水車(海水取水用)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)において使用している海水の最高温度30℃を上回る Cとする。

5. 原動機出力

大容量送水車 (海水取水用) の原動機出力は, 定格流量である 1500m³/h, 定格吐出圧力 1.2MPa 時の軸動力を基に設定する。

大容量送水車(海水取水用)の流量が1500m³/h, 吐出圧力が1.2MPa, その時の当該ポンプの必要軸動力は602kWとなる。

以上より,大容量送水車 (海水取水用) の原動機出力は,必要軸動力 602kW を上回る kW/ 個とする。

6. 個数

大容量送水車(海水取水用)(原動機含む。)は,重大事故等対処設備として重大事故等の収束に必要となる海水を各系統へ供給するために必要な個数である6,7号機で2セット2個に,故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個(原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(代替原子炉補機冷却系)の大容量送水車(熱交換器ユニット用)の予備1個を,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(水の供給設備)の大容量送水車(海水取水用)の予備として兼用)を分散して保管する。

4.5.2 主配管

名		復水貯蔵槽大容量接続口(東)及び 復水貯蔵槽大容量接続口(西) ~ 復水貯蔵槽
最高使用圧力	MPa	2.0, 静水頭
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66
外径	mm	76. 3, 165. 2, 114. 3

【設定根拠】

(概要)

本配管は、復水貯蔵槽大容量接続口(東)及び復水貯蔵槽大容量接続口(西)と復水貯蔵槽を接続する配管であり、重大事故等対処設備として可搬型代替注水ポンプ(A-2級)より淡水又は海水を復水貯蔵槽へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 2.0MPa

本配管を重大事故等時において使用す	る場合の圧力は,
	2. 0MPa とする。

1.2 最高使用圧力 静水頭

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貯蔵槽の使用圧力と同じ静水頭とする。

2. 最高使用温度

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は,圧力損失が許容できる外径を選定する。

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により淡水又は海水を復水貯蔵槽へ送る場合については、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の 2. 吐出圧力の設定根拠の配管圧損算出条件である 76.3mm, 165.2mm, 114.3mm を本配管の外径とする。

名	称	大容量送水車(海水取水用)吸込 20m ホース(6,7 号機共用)
最高使用圧力	MPa	1. 3
最高使用温度	$^{\circ}$ C	60
外 径	_	150A
個 数	_	8

(概要)

本ホースは、水中ポンプと大容量送水車(海水取水用)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海水を大容量送水車(海水取水用)へ供給するために設置する。

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,	
1 3MPa	レオス

2. 最高使用温度

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、	

60℃とする。

3. 外径

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、接続する大容量送水車のフランジ 仕様が 150A であることから 150A とする。

4. 個数

本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として大容量送水車(海水取水用)により海水を各系統に供給するために必要な本数である6,7号機で2セット8本に、本ホースは保守点検中で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は考慮せずに、故障時のバックアップ用として予備4本(原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(代替原子炉補機冷却系)の大容量送水車(熱交換器ユニット用)吸込20mホースのうち予備4本を兼用)とし、分散して保管する。

名	称		大容量送水車海水用 5m, 10m, 50m ホース (6, 7 号機共用)	
最高使用圧	力	MPa	1. 3	
最高使用温	度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	60	
外	径	_	300A	
個	数	_	32 (予備 3)	

(概要)

本ホースは、大容量送水車(海水取水用)と可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を接続するホースであり、重大事故等対処設備として大容量送水車(海水取水用)により海水を可搬型代替注水ポンプ(A-2級)へ供給するために設置する。

1	最高使用圧力
Ι.	取同区川川ノノ

•	X 同 (人/1/1/1/27)
	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,
	1.3MPa とする。
2.	最高使用温度
	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,
ſ	60℃とする。

3. 外径

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、圧力損失が許容できる外径を選定する。

大容量送水車(海水取水用)の2.吐出圧力設定根拠のホース圧損算出条件である,300Aを本ホースの外径(呼び径)とする。

4. 個数

本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として大容量送水車(海水取水用)により海水を可搬型代替注水ポンプ (A-2級) へ送水するために必要な本数であり、最長ルート敷設に必要な本数1セット (5m:1本,10m:1本,50m:14本) を2セットの合計32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は考慮せずに、故障時のバックアップ用として予備を6,7号機共用で各1本ずつの合計3本とし、分散して保管する。

5. 原子炉冷却材補給設備

5.1 補給水系

5.1.1 ポンプ

名 称 復水移送ポンプ		復水移送ポンプ	
容量	m³/h/個	□以上(125), □以上, □以上, □以上, □以上	
揚程	m	□以上(85), □以上, □以上, □以上, □以上	
最高使用圧力	MPa	1.37, 1.70	
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66, 85	
原動機出力	kW/個	55	
個 数	_	3	

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

復水移送ポンプは、設計基準対象施設として復水貯蔵槽に貯蔵されている復水を各使用系統先 へ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(低圧代替注水系)として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が 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。

系統構成は、残留熱除去系(低圧注水モード)の機能が喪失した場合において、復水貯蔵槽を 水源とした復水移送ポンプにより残留熱除去系等を経由して、復水等を原子炉圧力容器へ注水す ることで、発電用原子炉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うち原子炉格納容器 安全設備(代替循環冷却系)として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、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、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復水移送ポンプにより残留熱除去系等を経由して、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注水することで発電用原子炉を 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うち原子炉格納容器 安全設備(代替格納容器スプレイ冷却系)として使用する復水移送ポンプは,以下の機能を有す る。

復水移送ポンプは、設計基準対象施設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 おいて原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するために設置す 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、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)が機能喪失した場合において、復 水貯蔵槽を水源とした復水移送ポンプにより残留熱除去系等を経由して、復水等をドライウェル 内及びサプレッションチェンバ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うち原子炉格納容器 安全設備(格納容器下部注水系)として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、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、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、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を補給水系等を経由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うち原子炉格納容器 安全設備(低圧代替注水系)として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力 容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

1. 容量

1.1 設計基準対象施設

設計基準效	象施設として使用する復水移送	きポンプの容量は,	施設時と系統構成を含めて	変
わらないため	,連続使用負荷と間欠使用負荷	肯を考慮した復水科	8送ポンプ1個当たりの復水	流
量である] m ³ /h/個を上回る容量として,	m³/h/個以上	とする。	

公称値については 125m³/h/個とする。

1.2 重大事故等対処設備	
重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。	
1.2.1 低圧代替注水系使用時の容量	の他の安全設備のうちの復水移送ポンプの容のうち、事故シーケン熱除去機能喪失、LOCAよる静的負荷(格納容
1.2.2 代替循環冷却系使用時の容量	移送ポンプの容量は, ,格納容器破損モード 高圧溶融物放出/格納 復水移送ポンプ 2 個で 器へのスプレイ流量が 子炉格納容器へのスプ
1.2.3 代替格納容器スプレイ冷却系使用時の容量 m³/h/個以上 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多格納容器安全設備(代替格納容器スプレイ冷却系)として使用す プの容量は,有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付資 ーケンスグループ(高圧・低圧注水機能喪失,LOCA 時注水機能喪 モード(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温を 性が確認されている容量が復水移送ポンプ 2 個で m³/h のため 個以上とする。	る場合の復水移送ポン 料十)のうち,事故シ 失)及び格納容器破損 坡損))において,有効
1.2.4 格納容器下部注水系使用時の容量 m³/h/個以上 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多格納容器安全設備(格納容器下部注水系)として使用する場合のは,有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付資料十)のード(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)において,有意原子炉格納容器下部への注水流量が約 時間で m³のため,14	復水移送ポンプの容量 うち,格納容器破損モ 効性が確認されている

上とする。
2. 揚程2.1 設計基準対象施設設計基準対象施設として復水移送ポンプを使用する場合の揚程は,定格運転時の水源と移送先の圧力差,静水頭,機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。
水源と移送先の圧力差 約 m m m 機器及び配管・弁類圧損 約 m m
合 計 約 <mark>□</mark> m
以上より,復水移送ポンプの揚程は, Im 以上とする。
公称値については要求される揚程を上回る 85m とする。
2.2 重大事故等対処設備 重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。 2.2.1 低圧代替注水系 m以上 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)又は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うち原子炉格納容器安全設備(低圧代替注水系)として使用する場合の復水移送の揚程は、有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付資料十)のうち、事故シーケンスグループ(高圧・低圧注水機能喪失)において残留熱除去系(B)配管から原子炉圧力容器に復水移送ポンプ2個で m³/hで注水する場合の水源と移送先との圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。
水源と移送先の圧力差 約 m 静水頭 終 m 機器及び配管・弁類圧損 約 m
————————————————————————————————————
以上より,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(個

□ m以上とする。

2.2.2 代替循環冷却系 m以上 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うち原子炉 格納容器安全設備(代替循環冷却系)として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付資料十)のうち、格納容器破損モード (雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において水源と移送先 の圧力差(サプレッションプールと原子炉圧力容器の圧力差)、静水頭、機器及び配管・ 弁類圧損を基に設定する。
水源と移送先の圧力差 約 m m 静水頭 約 m m 機器及び配管・弁類圧損 約 m m
合 計 約☐ m
以上より,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うち原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却系)として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は m 以上とする。
2.2.3 代替格納容器スプレイ冷却系 m以上 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うち原子炉 格納容器安全設備(代替格納容器スプレイ冷却系)として使用する場合の復水移送ポン プの揚程は、有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付資料十)のうち、格納容 器破損モード(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において 原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と移送先の圧力差(大気開放である復水貯 蔵槽と原子炉格納容器の圧力約 MPaの圧力差)、静水頭、機器及び配管・弁類圧損 を基に設定する。
水源と移送先の圧力差 約 m m 静水頭 約 m m 機器及び配管・弁類圧損 約 m
合計約☐m
以上より,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うち原子炉格納容器安全設備(代替格納容器スプレイ冷却系)として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は m 以上とする。

2.2.4 格納容器下部注水系 m以上
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うち原子炉
格納容器安全設備(格納容器下部注水系)として使用する場合の復水移送ポンプの揚程
は,有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付資料十)のうち,格納容器破損モ
ード(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)において格納容器下部に注水する場
合の水源と移送先の圧力差(大気開放である復水貯蔵槽と原子炉格納容器の圧力約
水源と移送先の圧力差 約 m
静水頭 約 m
機器及び配管・弁類圧損 約 m
合 計 約 <mark>□</mark> m
以上より、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うち原子炉格納容
器安全設備(格納容器下部注水系)として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は □ □ □
以上とする。
3. 最高使用圧力
3.1 設計基準対象施設
設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の
場程約
上回る圧力として 1.37MPa とする。
3.2 重大事故等対処設備
3.2 重大事故等対処設備 復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、代替循環冷却系で使用す
る場合の圧力を基に設定しており、ポンプ締切運転時の揚程約 MPa、静水頭約 MPa MPa
及び原子炉格納容器圧力 MPa の合計である約 MPa を上回る 1.70MPa とする。
4. 最高使用温度
4.1 設計基準対象施設
設計基準対象施設として復水移送ポンプを使用する場合の最高使用温度は、復水貯蔵槽の
最高使用温度と同じ66℃とする。
双向尺/11皿/又 C [P] し 00 し C y 'む。
4.2 重大事故等対処設備
復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、水源が原子炉格納容器内
にあることから、代替循環冷却系運転時の原子炉格納容器の重大事故等時における使用温度
を基に設定する。

復水移送ポンプによる代替循環冷却系運転時の原子炉格納容器の重大事故等時における 使用温度は、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)の 格納容器破損モード(「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」又は 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」)より約 ℃となることから、これを上回る 温度として85℃とする。

5. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力は、定格流量点での軸動力を 基に設定する。

$$P w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P w}{P} \times 100$$

(引用文献:日本工業規格 JIS B 0131(2002)「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力(kW)

Pw: 水動力(kW)

ho : 密度 (kg/m³) =1000 g : 重力加速度 (m/s²) =9.80665 Q : 容量(m³/s) =125/3600

H : 揚程(m) =85

η :ポンプ効率(%)(設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{125}{3600}\right) \times 85}{100} = 1300 \times 1000 \times$$

上記より、設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力は必要軸動力 kw を上回る 55kw/個とする。

復水移送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、重大事故等時の容量 が最も高くなる低圧代替注水系において使用する場合の軸動力を基に設定する。

$$P w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P w}{P} \times 100$$

(引用文献:日本工業規格 JIS B 0131(2002)「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{n / 100}$$

P : 軸動力(kW)

Pw: 水動力(kW)

ho : 密度(kg/m³) =1000 g : 重力加速度(m/s²) =9.80665

Q : 容量(m^3/s) = $m^*/3600$

H : 揚程(m) = 78

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) = _____

 $P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 78}{100} = \frac{1}{100}$

注記*: 重大事故等対策の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入流量 m³/h/個にミニマムフロー流量 m³/h/個を考慮した値。

以上より,重大事故等対処設備として使用する場合の原動機出力は必要軸動力 kW を上回る値として,設計基準対象施設と同仕様で設計し,55kW/個とする。

6. 個数

復水移送ポンプ (原動機含む。) は、設計基準対象施設として復水貯蔵槽に貯蔵されている復水を各使用系統へ供給するために必要な個数である3個設置し、内1個を常時運転とする。

復水移送ポンプ(原動機含む。)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。

5.1.2 貯蔵槽

名 称		復水貯蔵槽
容量	m^3	以上(2100)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66
個 数	_	1

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

復水貯蔵槽は、設計基準対象施設として、原子炉隔離時における高圧炉心注水系又は原子炉隔離時冷却系へ供給する非常用水、プラント起動停止時及び通常運転時における各使用系統へ供給する常用水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 心注水系)として使用する復水貯蔵槽は、以下の機能を有する。

復水貯蔵槽は、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、高圧炉心注水系ポンプにより復水貯蔵槽の冷却水を炉心上部より燃料集合体上に 注水し、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)として使用する復水貯蔵槽は、以下の機能を有する。

復水貯蔵槽は、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、原子炉隔離時冷却系ポンプにより復水貯蔵槽の冷却水を復水給水系を経由して原 子炉圧力容器へ注水し、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)として使用する復水貯蔵槽は、以下の機能を有する。

復水貯蔵槽は、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, 高圧代替注水系ポンプにより復水貯蔵槽の冷却水を高圧炉心注水系等を経由して, 原子炉圧力容器へ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)として使用する復水貯蔵槽は、以下の機能を有する。

復水貯蔵槽は、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、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の冷却水を残留熱除去系等を経由して原子炉 圧力容器へ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(水の供給設備)として使用する復水貯蔵槽は、以下の機能を有する。

復水貯蔵槽は、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となる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となる十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設)、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び格納容器下部注水系(常設)並びに重大事故等対処設備(設計基準拡張)である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源として使用できる設計とする。

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うち原子炉格納容器 安全設備(格納容器下部注水系)として使用する復水貯蔵槽は、以下の機能を有する。

復水貯蔵槽は、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、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の冷却水を補給水系等を経由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うち原子炉格納容器 安全設備(代替格納容器スプレイ冷却系)として使用する復水貯蔵槽は、以下の機能を有する。

復水貯蔵槽は、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、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の冷却水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内及びサプレッションチェンバ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うち原子炉格納容器 安全設備(高圧代替注水系)として使用する復水貯蔵槽は、以下の機能を有する。

復水貯蔵槽は、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を 遅延・防止するために設置する。

系統構成は、高圧代替注水系ポンプにより復水貯蔵槽の冷却水を高圧炉心注水系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで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うち原子炉格納容器 安全設備(低圧代替注水系)として使用する復水貯蔵槽は、以下の機能を有する。

復水貯蔵槽は、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を 遅延・防止するために設置する。

系統構成は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の冷却水を残留熱除去系等を経由して原子炉 圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

1. 容量 設計基準対象施設として使用する復水貯蔵槽の必要容量は,有効容量 ■m³と無効容量 m³を考慮した容量である m³を上回る m³以上とする。 復水貯蔵槽を重大事故等時において高圧炉心注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高 圧代替注水系ポンプ、復水移送ポンプ(低圧代替注水系、代替格納容器スプレイ冷却系、格納 容器下部注水系)による炉心注入等の水源として使用する場合の容量は、有効性評価解析(原 子炉設置変更許可申請書添付書類十)のうち、格納容器破損モードである「高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」及び「溶融炉心・ コンクリート相互作用」において、事故発生前に必要となる容量 m³に無効容量 m³を考慮した容量である | m³を上回る | m³以上であることから設計基準対象施設 と同仕様で設計し、 m³以上とする。 公称値については、設計基準対象施設として要求される容量 m³及び重大事故等に要求 m³を上回る 2100m³とする。

2. 最高使用圧力

復水貯蔵槽を重大事故等時において使用する場合の圧力は、復水貯蔵槽が開放型タンクであることから、静水頭とする。

3. 最高使用温度

復水貯蔵槽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)において有効性を確認している代替淡水源の温度 40℃及び海水の温度 30℃を上回る 66℃とする。

4. 個数

復水貯蔵槽は、設計基準対象施設として原子炉隔離時における高圧炉心注水系又は原子炉隔離時冷却系へ供給及び、プラント起動停止時及び通常運転時における各使用系統へ供給するために必要な個数である1個設置する。

復水貯蔵槽は、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。

5.1.3 主配管

		復水貯蔵槽
名	称	\sim
		低圧代替注水系合流部
最高使用圧力	MPa	静水頭,1.37
最高使用温度 ℃		66
外径	mm	267. 4

【設定根拠】

(概要)

本配管は、復水貯蔵槽と低圧代替注水系合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として復水貯蔵槽より復水を復水移送ポンプ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,復水貯蔵槽より復水等を復水移送ポンプへ供給するために設置 する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 静水頭

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、復水貯蔵槽が開放型タンクであることから、静水頭とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、復水貯蔵槽の重大事故等時における使用圧力と同じ静水頭とする。

1.2 最高使用圧力 1.37MPa

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、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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、1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、復水貯蔵槽の設計温度が 66℃であることから、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、復水貯蔵槽の重大事故等時における 使用温度と同じ66℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、低圧代替注水系運転時の最大流量が

m³/h であり,設計基準対象施設としての復水移送ポンプ 3 台運転時の最大流量 m³/h を
 下回るため,標準流速を目安に設定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し,267.4mmと
する。

		低圧代替注水系合流部
名	称	~
		復水移送ポンプ
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度 ℃		66, 85
外径	mm	267. 4, 165. 2

【設定根拠】

(概要)

本配管は、低圧代替注水系合流部と復水移送ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設として復水貯蔵槽に貯蔵されている復水を復水移送ポンプ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、復水貯蔵槽又はサプレッションプールより復水等を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

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、復水移送ポンプの最高使用圧力 と同じ 1.37MPa 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、1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 66℃

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「復水貯蔵槽~低圧 代替注水系合流部」の最高使用温度と同じ66℃とする。

2.2 最高使用温度 85℃

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、代替循環冷却系運転時の水源であるサプレッションプールが原子炉格納容器内に設置されることから復水移送ポンプによる代替循環冷却系運転時の原子炉格納容器の重大事故等時における使用温度を基に設定する。

復水移送ポンプによる代替循環冷却系運転時の原子炉格納容器の重大事故等時における使用温度は、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)のうち、「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」より約 ℃となることから、これを上回る温度として85℃とする。

3. 外径

3.1 外径 267.4mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、低圧代替注水系運転時の最大流量

が m³/h であり、設計基準対象施設としての復水移送ポンプ 3 台運転時の最大流量 m³/h を下回るため、標準流速を目安に設定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。

3.2 外径 165.2mm

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、165.2mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
165. 2	7. 1	150	0. 01791	*2	2.6*3	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2: 重大事故等対策の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 への注入流量で運転する際のポンプ最大流量: m³/h

*3:標準流速を超えるが,低圧水配管の標準流速 m/sを下回っているため問題ない。

		復水移送ポンプ	
名	除	\sim	
		補給水系復水移送ポンプ出口分岐部	
最高使用圧力	MPa	1.37, 1.70	
最高使用温度 ℃		66, 85	
外径	mm	165. 2, 114. 3, 267. 4	

【設定根拠】

(概要)

本配管は、復水移送ポンプと補給水系復水移送ポンプ出口分岐部を接続する配管であり、設計 基準対象施設として復水貯蔵槽に貯蔵されている復水を復水移送ポンプにより各使用系統先へ 供給するために設置する。

重大事故等対処設備としては、復水移送ポンプにより復水等を原子炉圧力容器へ注水するため 又は原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 1.37MPa

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、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

1.2 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復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用圧力と同じ1.70MPaとする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 66℃

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、復水移送ポンプの最高使用温度と同じ、66℃とする。

2.2 最高使用温度 85℃

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代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。

3. 外径

3.1 外径 165.2mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、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、165.2mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	E	保华伽烟
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
165. 2	7. 1	150	0. 01791	*2	2.6	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2: 重大事故等対策の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 への注入流量で運転する際のポンプ最大流量: m³/h

3.2 外径 114.3mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,100Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,114.3mmとする。

3.3 外径 267.4mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、低圧代替注水系運転時の原子炉圧力容器への注入流量が m³/h であり、設計基準対象施設としての復水移送ポンプ3台運転時の最大流量 m³/h を下回るため、標準流速を目安に設定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。

		復水貯蔵槽
名	脉	~
		E22-F028, F029, F030
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度 ℃		66
外径	mm	318. 5

【設定根拠】

(概要)

本配管は、復水貯蔵槽と E22-F028, F029, F030 を接続する配管であり、設計基準対象施設として 復水貯蔵槽から復水を高圧炉心注水系ポンプ(B), (C)又は原子炉隔離時冷却系ポンプへ供給する ために設置する。

重大事故等対処設備としては、復水貯蔵槽から復水を復水移送ポンプ、高圧炉心注水系ポンプ (B)、(C)、原子炉隔離時冷却系ポンプ又は高圧代替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

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、復水貯蔵槽が開放型タンクであることから、静水頭とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、復水貯蔵槽の重大事故等時における 使用圧力と同じ静水頭とする。

2. 最高使用温度

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,復水貯蔵槽の設計温度が 66 であることから,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、復水貯蔵槽の重大事故等時における 使用温度と同じ66℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、低圧代替注水系運転時の最大流量がm³/hであり、設計基準対象施設として高圧炉心注水系ポンプ2台、原子炉隔離時冷却系ポンプ1台運転時の最大流量 m³/hを下回るため、標準流速を目安に設定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し318.5mmとする。

6. 原子炉補機冷却設備

6.1 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系

6.1.1 熱交換器

名称		原子炉補機冷却水系熱交換器
容 量 (設計熱交換量)	MW/個	以上(17.4)
最高使用圧力	MPa	管側 0.78/胴側 1.37
最高使用温度	${\mathcal C}$	管側 50/胴側 70
伝 熱 面 積	m ² /個	以上()
個 数		4

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(D)は,設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(A),燃料プール冷却浄化系熱交換器(A),非常用ディーゼル発電設備(A)等を冷却する原子炉補機冷却水を海水で冷却するために設置する。

原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)は,設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(B),燃料プール冷却浄化系熱交換器(B),非常用ディーゼル発電設備(B)等を冷却する原子炉補機冷却水を海水で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原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(B),(D),(E)は,以下の機能を有する。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(D)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、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却海水ポンプ(A)、(D)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(A)、(D)へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水系熱交換器(A)、(D)にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)、非常用ディーゼル発電設備(A)等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)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、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却海水ポンプ(B)、(E)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(B)、(E)へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水系熱交換器(B)、(E)にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)、非常用ディーゼル発電設備(B)等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。

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(代替原子炉補機冷却系)として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(D)は,以下の機能を有する。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(D)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の流路として設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器に海水を供給するとともに、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプにより熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水系熱交換器(A)、(D)を経由し供給することで、残留熱除去系等の機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。

1. 容量(設計熱交換量)

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(B),(D),(E)の容量(設計熱交換量)は、定格出力運転時に原子炉補機冷却海水温度30℃において35℃の原子炉補機冷却水を供給可能な容量とし、定格出力運転時における原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(B),(D),(E)1個当たりの必要容量は原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(D)が MW,原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)が MWであることから、これを上回る容量(設計熱交換量)として、MW/個以上とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(B),(D),(E)の重大事故等時における容量(設計熱交換量)は、重大事故等時も原子炉補機冷却海水温度30℃において35℃の原子炉補機冷却水を供給できることを確認していることから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, 17.4MW/個とする。

- 2. 最高使用圧力
 - 2.1 最高使用圧力(管側) 0.78MPa

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(B),(D),(E)(管側)の 最高使用圧力は,主配管「原子炉補機冷却海水系ストレーナ~原子炉補機冷却水系熱交換器」 の最高使用圧力と同じ0.78MPaとする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(B),(D),(E)(管側)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、0.78MPaとする。

2.2 最高使用圧力 (胴側) 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(B),(D),(E)(胴側)の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(D)(胴側)を重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)の重大事故等時における使用圧力1.37MPa及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの重大事故等時における使用圧力1.37MPaと同じ1.37MPaとする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)(胴側)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。

3. 最高使用温度

3.1 最高使用温度(管側) 50℃

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(B),(D),(E)(管側)の 最高使用温度は,主配管「原子炉補機冷却海水系ストレーナ~原子炉補機冷却水系熱交換器」 の最高使用温度と同じ50℃とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(B),(D),(E)(管側)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、50℃とする。

3.2 最高使用温度(胴側) 70℃

原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(D)(胴側)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、

70°Cとする。

また,原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(D)(胴側)を重大事故等時において流路として使用する場合の温度は,熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの最高使用温度と同じ70℃とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)(胴側)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、70℃とする。

4. 伝熱面積

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(B),(D),(E)の伝熱面積は、容量(設計熱交換量)17.4MWを満足するために必要な最小伝熱面積を基に設定する。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(B),(D),(E)の伝熱面積は、メーカの設計段階にて確認している必要な最小伝熱面積が m^2 であることから、これを上回る伝熱面積として、 m^2 /個以上とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(B),(D),(E)を重大事故等時において使用する場合の伝熱 面積は,重大事故等時の容量が設計基準対象施設の容量と同仕様であるため,設計基準対象施 設として使用する伝熱面積と変わらない。

以上より、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m²/個以上とする。

公称値については、要求される伝熱面積を上回る m²/個とする。

5. 個数

原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(B),(D),(E)は,設計基準対象施設として原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器等へ供給するために必要な個数である4個設置する。

原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(B),(D),(E)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。

名 称		原子炉補機冷却水系熱交換器
容 量 (設計熱交換量)	MW/個	以上(16.3)
最高使用圧力	MPa	管側 0.78/胴側 1.37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	管側 50/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

原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)は,設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器(C), 非常用ディーゼル発電設備(C)を冷却する原子炉補機冷却水を海水で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原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)は、以下の機能を有する。

原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)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、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却海水ポンプ(C)、(F)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(C)、(F)へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水系熱交換器(C)、(F)にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(C)、非常用ディーゼル発電設備(C)等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。

1. 容量(設計熱交換量)

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)の容量(設計熱交換量)は、定格出力運転時に原子炉補機冷却海水温度30℃において35℃の原子炉補機冷却水を供給可能な容量とし、定格出力運転時における原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)1個当たりの必要容量は MWであることから、これを上回る容量(設計熱交換量)として、 MW/個以上とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)の重大事故等時における容量(設計熱交換量)は,重大事故等時も原子炉補機冷却海水温度 30℃において 35℃の原子炉補機冷却水を供給できることを確認していることから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、	16.3MW/個とする。
五小順に フィーこは,	10.0MII/ E C 9 70

2. 最高使用圧力

2.1 最高使用圧力(管側) 0.78MPa

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)(管側)の最高使用 圧力は、主配管「原子炉補機冷却海水系ストレーナ~原子炉補機冷却水系熱交換器」の最高 使用圧力と同じ 0.78MPa とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)(管側)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、0.78MPaとする。

2.2 最高使用圧力 (胴側) 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)(胴側)の最高使用 圧力は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPa とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)(胴側)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。

3. 最高使用温度

3.1 最高使用温度(管側) 50℃

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)(管側)の最高使用 温度は、主配管「原子炉補機冷却海水系ストレーナ~原子炉補機冷却水系熱交換器」の最高 使用温度と同じ50℃とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)(管側)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、50℃とする。

3.2 最高使用温度(胴側) 70℃

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)(胴側)の最高使用温度は、原子炉補機冷却水の供給温度 35℃に負荷である残留熱除去系熱交換器での熱交換後の最大上昇温度である ℃を考慮した ℃を上回る 70℃とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)(胴側)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、

	70℃とする。
4.	伝熱面積 設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)の伝熱面積は,容量 (設計熱交換量) 16.3MW を満足するために必要な最小伝熱面積を基に設定する。
	原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)の伝熱面積は,メーカの設計段階にて確認している必要な最小伝熱面積が m²であることから,これを上回る伝熱面積として, m²/個以上とする。
	原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)を重大事故等時において使用する場合の伝熱面積は, 重大事故等時の容量が設計基準対象施設の容量と同仕様であるため,設計基準対象施設として 使用する伝熱面積と変わらない。 以上より,設計基準対象施設と同仕様で設計し, m²/個以上とする。
	公称値については,要求される伝熱面積を上回る m²/個とする。
5 .	個数 原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)は,設計基準対象施設として原子炉補機冷却水を残留 熱除去系熱交換器等へ供給するために必要な個数である2個設置する。
Ī	原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)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。

6.1.2 ポンプ

名		原子炉補機冷却水ポンプ
容量	m³/h/個	以上(1300)
揚程	m	□以上(58)
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
原動機出力	kW/個	370
個 数	_	4

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)は,設計基準対象施設として原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A),燃料プール冷却浄化系熱交換器(A),非常用ディーゼル発電設備(A)等の原子炉補機へ供給するために設置する。

原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)は,設計基準対象施設として原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B),燃料プール冷却浄化系熱交換器(B),非常用ディーゼル発電設備(B)等の原子炉補機へ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原子炉補機冷却系統設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)は,以下の機能を有する。

原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)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、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却海水ポンプ(A)、(D)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(A)、(D)へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水系熱交換器(A)、(D)にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)、非常用ディーゼル発電設備(A)等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)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、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却海水ポンプ(B)、(E)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(B)、(E)へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水系熱交換器(B)、(E)にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)、非常用ディーゼル発電設備(B)等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。

1. 容量

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)の容量は,原子炉補機冷却水ポンプ1個当たりの原子炉補機冷却水流量が最大となる原子炉高温待機時(外部電源喪失時)の原子炉補機冷却水流量である1250m³/h/個を上回る容量として, m³/h/個以上とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)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, 1300m³/h/個とする。

2. 揚程

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)の揚程は,圧力損失が最大となる原子炉再循環ポンプ MG セットを冷却する配管ルートで,原子炉補機冷却水ポンプ 2 個で循環運転したときの機器圧損,配管及び弁類圧損を基に設定する。

機器圧損 配管・弁類圧損	
合計	約 m

以上より,原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)の揚程は, m以上とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)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 58m とする。

3. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)の最高使用圧力

は、静水頭 MPa と原子炉補機冷却水ポンプの締切運転時の揚程 MPa の合計が MPa となることから、これを上回る圧力とし、1.37MPa とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)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。

4. 最高使用温度

原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)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、70 Cとする。

5. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)の原動機出力は、定格流量点での軸動力を基に設定する。

$$P w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P w}{P} \times 100$$

(引用文献:日本工業規格 JIS B 0131(2002)「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力(kW)

Pw:水動力(kW)

ρ : 密度 (kg/m³)

=1000

=9.80665

Q : 容量(m³/s)

: 揚程(m)

Н

=1300/3600

η : ポンプ効率(%)(設計計画値)

: 重力加速度(m/s²)

=58 =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1300}{3600}\right) \times 58}{\boxed{} / 100} = \boxed{} \Rightarrow \boxed{} kW$$

上記より,原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)の原動機出力は必要軸動力 kW を上

回る出力とし,370kW/個とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)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して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,370kW/個とする。

6. 個数

原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)(原動機含む。)は、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器等へ供給するために必要な個数である各系列((A),(D)及び(B),(E)がそれぞれ1系列)に2個とし、合計4個設置する。

原子炉補機冷却水ポンプ(A),(B),(D),(E)(原動機含む。)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。

名	称	原子炉補機冷却水ポンプ
容量	m³/h/個	以上(800)
揚程	m	以上(40)
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	70
原動機出力	kW/個	150
個 数	_	2

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)は,設計基準対象施設として原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C),非常用ディーゼル発電設備(C)の原子炉補機へ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原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子 炉補機冷却海水系)として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)は、以下の機能を有する。

原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)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、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却海水ポンプ(C)、(F)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(C)、(F)へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水系熱交換器(C)、(F)にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)、非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。

1. 容量

公称値については,

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)の容量は,原子炉補機冷
却水ポンプ1個当たりの原子炉補機冷却水流量が最大となる原子炉停止時冷却時の原子炉補機
冷却水流量である $m^3/h/個を考慮し, m^3/h/個以上とする。$
原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)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。

800m³/h/個とする。

0	揚程
∠.	1勿性

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)の揚程は,圧力損失が最大となる非常用ディーゼル発電機を冷却する配管ルートで,原子炉補機冷却水ポンプ2個で循環運転したときの機器圧損,配管及び弁類圧損を基に設定する。

機器圧損 配管・弁類圧損	<u>—</u>
合計	約 m

以上より,原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)の揚程は, m以上とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)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 40m とする。

3. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)の最高使用圧力は,静水頭 MPa と原子炉補機冷却水ポンプの締切運転時の揚程 MPa の合計が MPa となることから,これを上回る圧力とし,1.37MPa とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)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。

4. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)の最高使用温度は,原子炉補機冷却水の供給温度 35℃に負荷である残留熱除去系熱交換器での熱交換後の最大上昇温度である ℃を考慮した ℃を上回る 70℃とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)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、70℃とする。

5. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)の原動機出力は,定格流量点での軸動力を基に設定する。

$$Pw=10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P \text{ w}}{P} \times 100$$

(引用文献:日本工業規格 JIS B 0131(2002)「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力(kW)

Pw: 水動力(kW)

ho : 密度 (kg/m³) =1000 g : 重力加速度 (m/s²) =9.80665 Q : 容量 (m³/s) =800/3600

H: 揚程(m) =40

η : ポンプ効率(%)(設計計画値) = ____

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{800}{3600}\right) \times 40}{100} =$$

上記より,原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F) の原動機出力は必要軸動力 kW を上回る出力とし,150 kW/個とする。

原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)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,150kW/個とする。

6. 個数

原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)(原動機含む。)は、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器等へ供給するために必要な個数である1系列((C),(F)が1系列)に2個設置する。

原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)(原動機含む。)は、設計基準対象施設として2個を重大事故等対処設備として使用する。

名	称	原子炉補機冷却海水ポンプ
容量	m³/h/個	以上(1800)
揚程	m	以上(35)
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	50
原動機出力	kW/個	280
個 数	_	6

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

原子炉補機冷却海水ポンプは、設計基準対象施設として取水槽から海水を揚水し、これを原子 炉補機冷却水系熱交換器に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原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子 炉補機冷却海水系)として使用する原子炉補機冷却海水ポンプは、以下の機能を有する。

原子炉補機冷却海水ポンプは、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、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子 炉補機冷却水系熱交換器へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水 系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器,燃料プール冷却浄化系熱 交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設 計とする。

公称値については,

谷里	
設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量は,原子炉補機冷却系	熱
交換器に供給する海水流量を基に設定する。1 個当たりの海水流量が最大となる通常運転時	及
び事故時の海水流量である m³/h/個を考慮し, m³/h/個以上とする。	
原子炉補機冷却海水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。	

1800m³/h/個とする。

2.	揚程 設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水ポンプの揚程は、下記を考慮する。
	静水頭 約 m 機器圧損 約 m 配管・弁類圧損 約 m
	以上より、原子炉補機冷却海水ポンプの揚程は、約 mを上回る m以上とする。
言見	原子炉補機冷却海水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 设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 35m とする。

3. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力は,静水頭MPa と原子炉補機冷却海水ポンプの締切運転時の揚程MPa の合計が 0.78 MPa となることから,これと同じ圧力とし,0.78MPa とする。

原子炉補機冷却海水ポンプ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、0.78MPaとする。

4. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用温度は、設計海水温度 (30℃) において、最大熱負荷 (LOCA 時) を考慮した原子炉補機冷却水系熱交換器出口最高温度 (約 ℃) を上回る 50℃に設定する。

以上より、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用温度は50℃とする。

原子炉補機冷却海水ポンプ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、50℃とする。

5. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水ポンプの原動機出力は、原子炉補機冷 却海水ポンプの定格流量点での軸動力を基に設定する。

$$Pw = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P \text{ w}}{P} \times 100$$

(引用文献:日本工業規格 JIS B0131(2002)「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力(kW)
Pw : 水動力(kW)

ρ : 密度(kg/m³) =1026 (3.6℃, 海水)

g : 重力加速度 (m/s^2) = 9.80665 Q : 容量 (m^3/s) = 1800/3600

H : 揚程(m) =35

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) = _____

$$P = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} = \frac{10^{-3} \times 1026 \times 9.80665 \times \left(\frac{1800}{3600}\right) \times 35}{100} =$$

上記より,原子炉補機冷却海水ポンプの原動機出力は必要軸動力 kW を上回る 280kW/個とする。

原子炉補機冷却海水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,280kW/個とする。

6. 個数

原子炉補機冷却海水ポンプ(原動機含む。)は、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水系 熱交換器へ海水を供給するために必要な個数である各系列に2個とし、合計6個設置する。

原子炉補機冷却海水ポンプ(原動機含む。)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。

6.1.3 容器

名称		原子炉補機冷却水系サージタンク
容量	m^3	(16)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	${\mathcal C}$	70
個 数	_	3

【設定根拠】

(概要)

原子炉補機冷却水系サージタンクは、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張分の吸収、各部からの漏えい冷却水の補給及び原子炉補機冷却水ポンプ押込圧力の確保のために設置する。

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(原子炉補機冷却水系及び原子 炉補機冷却海水系)として使用する原子炉補機冷却水系サージタンクは、以下の機能を有する。

原子炉補機冷却水系サージタンクは,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、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却水系サージタンクにより系統内の水張り及び原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保し、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ供給するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ供給することで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。

原子炉補機冷却水系サージタンクは,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、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、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、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機冷却水系サージタンクにより系統内の水張り及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するとともに、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器に海水を供給することで、残留熱除去系等の機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。

原子炉補機冷却水系サージタンクは,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、使用済燃料貯蔵プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機冷却水系サージタンクにより系統内の水張り及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するとともに、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器に海水を供給することで、燃料プール冷却浄化系の熱交換器等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。

原子炉補機冷却水系サージタンクは、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、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機冷却水系サージタンクにより系統内の水張り及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するとともに、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器に海水を供給することで、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。

1. 容量

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系サージタンクの容量は、温度変化に伴
う体積膨張分を吸収するために必要な量 m³, 系外への漏えい時に補給再開まで余裕を確保
するための量 m³,補給水止め弁開失敗検出のための余裕量 m³,補給水止め弁開失敗時
の対処のための量 m³, 原子炉補機冷却水系常用系配管の破断から遮断弁全閉までの系外漏
洩水量に余裕を見込んだ量 m³及び上記を足し合わせた水位からオーバーフローまでの余
裕量 m^3 を考慮し, m^3 とする。

原子炉補機冷却水系サージタンク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とする。

公称値については、要求される容量を上回る 16m3とする。

2. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系サージタンクの最高使用圧力は、原子 炉補機冷却水系サージタンクが開放型タンクであることから、静水頭とする。 原子炉補機冷却水系サージタンクを重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉補機冷却水系サージタンクが開放型タンクであることから、静水頭とする。

3. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系サージタンクの最高使用温度は、原子 炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ 70℃とする。

原子炉補機冷却水系サージタンク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「原子炉補機冷却系サージタンク(A)~原子炉補機冷却系サージタンク(A) 出口配管合流部」、「原子炉補機冷却系サージタンク(B)~原子炉補機冷却系サージタンク(B) 出口配管合流部」及び「原子炉補機冷却系サージタンク(C)~原子炉補機冷却系サージタンク (C)出口配管合流部」の使用温度と同じ70℃とする。

4. 個数

原子炉補機冷却水系サージタンクは,設計基準対象施設として原子炉補機冷却水の温度変化 に伴う膨張を吸収するために必要な個数である各系列に1個,合計3個設置する。

原子炉補機冷却水系サージタンクは,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。

6.1.4 ろ過装置

名	称	原子炉補機冷却海水系ストレーナ
容量	m³/h/個	以上(1800)
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	$^{\circ}$ C	50
個 数	_	6

【設定根拠】

(概要)

原子炉補機冷却海水系ストレーナは、設計基準対象施設として海水に含まれる異物を除去する ことによって、下流に設置されている原子炉補機冷却水系熱交換器の性能低下を防止するために 設置する。

重大事故等時に原子炉系冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系)として使用する原子炉補機冷却海水系ストレーナは、以下の機能を有する。

原子炉補機冷却海水系ストレーナは、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、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却海水ポンプにより原子炉補機 冷却海水系ストレーナを経由し、海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ供給するとともに、原子 炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残 留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ供給する ことで各負荷で発生する熱を冷却除去できる設計とする。

1. 容量

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水系ストレーナの容量は,	原子炉補機冷
却海水ポンプの容量と同じ m³/h/個以上とする。	

原子炉補機冷却海水系ストレーナ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	1800	$m^3/h/個$	ョとす	·る。
			. – ,	

2. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水系ストレーナの最高使用圧力は,原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力と同じ,0.78MPaとする。

原子炉補機冷却海水系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、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、0.78MPaとする。

3. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水系ストレーナの最高使用温度は、原子 炉補機冷却海水ポンプの最高使用温度と同じ50℃とする。

原子炉補機冷却海水系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、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、50℃とする。

4. 個数

原子炉補機冷却海水系ストレーナは、設計基準対象施設として海水中に含まれる固形物を除去するために必要な個数として各系列に2個とし、合計6個設置する。

重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水系ストレーナは、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。

6.1.5 主配管

		原子炉補機冷却水ポンプ(A)
名	称	\sim
		原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度 ℃		70
外径	mm	318. 5, 457. 2, 609. 6

【設定根拠】

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(A)と原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(A)より原子炉補機冷却水を残留熱除 去系熱交換器(A),燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給 するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、原子炉補機冷却水ポンプの最高 使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水ポンプ使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水ポンプの最高 使用温度と同じ70℃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補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 318.5mm, 457.2mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、318.5mm、457.2mmとする。

3.2 外径 609.6mm
継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,600Aの管台と接続 ⁻
るため,接続する管台の外径と同じとし,609.6mmとする。

		原子炉補機冷却水ポンプ(D)
名	称	~
		代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	318. 5, 457. 2

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(D)と代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(D)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(D)より原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A),燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、原子炉補機冷却水ポンプの最高 使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水ポンプの最高 使用温度と同じ70℃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補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、318.5mm、457.2mmとする。

		代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部
名	陈	\sim
		原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外 径	mm	457. 2, 216. 3

(概要)

本配管は、代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部と原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(D)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A),燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(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,原子炉補機冷却水ポンプ(D)より原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A),燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給,又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、原子炉補機冷却水ポンプの最高 使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水ポンプ及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水ポンプの最高 使用温度と同じ70℃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補機冷却水ポンプ及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ 70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 457.2mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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

設計基準対象施設と同仕様で設計し, 457.2mm とする。
3.2 外径 216.3mm
継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,200Aの管と接続する
ため,接続する管の外径と同じとし,216.3mmとする。

		原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)出口配管合流部
名	陈	\sim
		原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(D)
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	457. 2, 466. 8, 609. 6, 628. 6

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)出口配管合流部と原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(D)を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A),燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)より原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A),燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給、又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、原子炉補機冷却水ポンプの最高 使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水ポンプ及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水ポンプの最高 使用温度と同じ70℃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補機冷却水ポンプ及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ 70℃とする

3. 外径

3.1 外径 457.2mm, 609.6mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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

設計基準対象施設と同仕様で設計し, 457.2mm, 609.6mm とする。
3.2 外径 466.8mm, 628.6mm
主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合
の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、466.8mm, 628.6mm とする。
♥2/下圧は、 1g/NL が 3 目 ♥2 圧

		原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(D)
名	际	~
		残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	457. 2, 466. 8, 609. 6, 628. 6, 616. 0, 416. 0, 406. 4

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(D)と残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A),燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)より原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A),燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給、又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 457.2mm, 609.6mm, 616.0mm, 406.4mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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

設計基準対象施設と同仕様で設計し、457.2mm,609.6mm,616.0mm,406.4mmとする。

3.2 外径 466.8mm, 628.6mm

主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、466.8mm、628.6mmとする。

3.3 外径 416.0mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、416.0mmとする。

		残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部
名	弥	\sim
		残留熱除去系熱交換器(A)
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	406. 4

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部と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原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却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、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却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

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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と同仕様で設計し、406.4mmとする。

		残留熱除去系熱交換器(A)
名	际	\sim
		残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70, 90
外径	mm	406. 4, 609. 6

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(A)と残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部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熱交換器(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)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、残留熱除去系熱交換器(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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(胴側)の使用温度と同じ90℃とする。

3. 外径

3.1 外径 406.4mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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と同仕様で設計し、406.4mmとする。

2 9 H 57	600 G
3.2 外径	
	外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,600Aの管台と接続す
るため,	接続する管台の外径と同じとし,609.6mmとする。

		残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部
名	弥	\sim
		原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70, 90
外径	mm	609. 6, 628. 6, 466. 8, 457. 2

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部と原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)入口配管分岐部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熱交換器(A),燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)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、残留熱除去系熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)へ供給、又は残留熱除去系熱交換器(A)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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(胴側)の使用温度と同じ90℃とする。

3. 外径

3.1 外径 609.6mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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と同仕様で設計し、609.6mmとする。

3.2 外径 628.6mm

主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、628.6mm とする。

3.3 外径 466.8mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、466.8mm とする。

3.4 外径 457.2mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、450Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、457.2mmとする。

		原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)入口配管分岐部
名	陈	\sim
		代替原子炉補機冷却系配管(A)分岐部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70, 90
外径	mm	457. 2, 216. 3

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)入口配管分岐部と代替原子炉補機冷却系配管(A)分岐部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熱交換器(A),燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)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、残留熱除去系熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(D)へ供給、又は残留熱除去系熱交換器(A)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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(胴側)の使用温度と同じ90℃とする。

3. 外径

3.1 外径 457.2mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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と同仕様で設計し、457.2mmとする。

3.2 外径 216.3mm 継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,20 ため,接続する管の外径と同じとし,216.3mmとする。	00A の管と接続する

		代替原子炉補機冷却系配管(A)分岐部
名	陈	\sim
		原子炉補機冷却水ポンプ(D)
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	70
外径	mm	457. 2, 406. 4

(概要)

本配管は、代替原子炉補機冷却系配管(A)分岐部と原子炉補機冷却水ポンプ(D)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熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(D)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、残留熱除去系熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(D)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 457.2mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、457.2mmとする。

3.2 外径 406.4mm	
継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、	400A の継手と接続す
るため,接続する継手の外径と同じとし,406.4mmとする。	
るため, 1gm y る極子のクト性と同じとし, 400.4mm と y る。	

		原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)入口配管分岐部
名	陈	\sim
		原子炉補機冷却水ポンプ(A)
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	609. 6, 457. 2, 406. 4

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)入口配管分岐部と原子炉補機冷却水ポンプ(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熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(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、残留熱除去系熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 457.2mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、457.2mmとする。

3.2 外径 609.6mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,600Aの管台と接続するため,接続する管台の外径と同じとし,609.6mmとする。

3.3 外径 406.4mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,400Aの継手と接続するため,接続する継手の外径と同じとし,406.4mmとする。

名称		残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部 ~
70	1/1 ,	原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度 ℃		70
外 径	mm	628. 6, 609. 6, 416. 0, 406. 4

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部と原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)により原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)より原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給、又は熱交換器ユニット代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 609.6mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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と同仕様で設計し、609.6mmとする

3.2 外径 628.6mm

主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、628.6mm とする。

3.3 外径 416.0mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、416.0mmとする。

3.4 外径 406.4mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、400Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、406.4mmとする。

		原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)出口配管合流部
名	陈	\sim
		残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	406. 4, 416. 0, 628. 6, 609. 6

(概要)

本配管は、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)出口配管合流部と残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部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熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)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、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)へ供給、又は燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水系ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 628.6mm

主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、628.6mm とする。

3.2 外径 609.6mm

主管部の外径。本主管部を重大事故等時において使用する場合の外径は,600Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,609.6mmとする。

3.3 外径 416.0mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、416.0mmとする。

3.4 外径 406.4mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、400Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、406.4mmとする。

		原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)入口配管分岐部
名	称	~
		燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	70
外径	mm	406. 4, 318. 5

(概要)

本配管は、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)入口配管分岐部と燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)により原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)より原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給、又は熱交換器ユニット代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定して おり、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様で 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

準対象施設と同仕様で設計し,	406.4mm,	318.5mm とする。

		燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部
名	陈	\sim
		燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	318. 5, 216. 3

(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部と燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)により原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(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、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 216.3mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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と同仕様で設計し、216.3mmとする。

0 0 11 17	040.5
3.2 外径	
継手の	の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,300Aの継手と接続す
るため,	接続する継手の外径と同じとし, 318.5mm とする。

		燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)
名	陈	\sim
		燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	216. 3, 406. 4

(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)と燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口配管合流部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熱交換器(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)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、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)にて熱交換した原子炉補機 冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。

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原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 216.3mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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と同仕様で設計し、216.3mmとする。

3.2 外径 406.4mm 継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、 るため、接続する継手の外径と同じとし、406.4mmとする。	400Aの継手と接続す

名称		燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口配管合流部
		\sim
		原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	406. 4

(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口配管合流部と原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)出口配管合流部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熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)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、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電 設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)へ供給、又は燃料プ ール冷却浄化系熱交換器(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉 補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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と同仕様で設計し、406.4mmとする。

	称	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部
<i>h</i>		\sim
名 名		非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管
		分岐部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	70
外径	mm	318. 5, 216. 3, 70. 1, 77. 0

(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(A) 発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)より原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 216.3mm

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補機冷却水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補機冷却水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、216.3mmとする。

3.2 外径 318.5mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、300Aの継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、318.5mmとする。

3.3 外径 70.1mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、70.1mmとする。

3.4 外径 77.0mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は,50A の管を差込み接続するため,接続する管の仕様及び強度を満足する外径として,77.0mmとする。

		非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管
		分岐部
名	陈	\sim
		非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器
		入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外 径	mm	216. 3, 165. 2

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 216.3mm

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補機冷却水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補機冷却水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、216.3mmとする。

3.2 外径 165.2mm
継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,150Aの管と接続する
ため,接続する管の外径と同じとし,165.2mmとする。
7との, jx/n/ デる百の/下屋と同じとし, 100.2mmと デる。

名	称	非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部 ~
		非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	70
外 径	mm	216. 3, 139. 8, 114. 3

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ (A),(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

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補機 冷却水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補機冷却水ポンプの 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 一力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、216.3mm、139.8mm、114.3mmとする。

	称	非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器
名称		\sim
		非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器
		出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	70
外径	mm	114. 3, 139. 8, 216. 3

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器と非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、114.3mm、139.8mm、216.3mmとする。

名称		非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 出口配管合流部 ~
		非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管
		合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	70
外径	mm	216. 3, 165. 2

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部と非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 216.3mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、216.3mmとする。

0.0 H /V 105.0	
3.2 外径 165.2mm	
継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、	150Aの管と接続する
ため,接続する管の外径と同じとし,165.2mmとする。	

		非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管
ka a	£/ -	合流部
名		~
		非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	70
外径	mm	216. 3, 77. 0, 70. 1

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部と非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(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,原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 216.3mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、216.3mmとする。

3.2 外径 77.0mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は,50A の管を差込み接続するため,接続する管の仕様及び強度を満足する外径として,77.0mmとする。

3.3 外径 70.1mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、70.1mmとする。

名	称	非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管 分岐部 ~ 非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	70
外 径	mm	60. 5

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

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補機 冷却水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補機冷却水ポンプの 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 一力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、60.5mm とする。

		非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器
<i>h</i> -	cL.	\sim
名		非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管
		合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	60. 5

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器と非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

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補機 冷却水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補機冷却水ポンプの 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 一力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、60.5mm とする。

名	称	非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部 ~
		非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	70
外径	mm	165. 2

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

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補機 冷却水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補機冷却水ポンプの 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 一力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とする。

		非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器
<i>h</i> 1	CL.	\sim
名		非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器
		出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	165. 2

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器と非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

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補機 冷却水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補機冷却水ポンプの 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 一力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とする。

		非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器
名	陈	\sim
		原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	216. 3

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器と原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)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、非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(D)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、216.3mmとする。

		原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部
名	陈	\sim
		燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	406. 4, 216. 3

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部と燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)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、非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A),(D)へ供給するため又は熱交換器ユニット使用時に系統内の水張り及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するための原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水系へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側) 及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 406.4mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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

記卦甘淮対免拡張の从父レ同仕按で記卦1 40G 4mm レナフ
設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し, 406.4mm とする。
3.2 外径 216.3mm
継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,200Aの管と接続する
ため、接続する管の外径と同じとし、216.3mm とする。
/この, 1女机 y る目の/M主と同じとし, 210.5mm と y る。

		原子炉補機冷却水系サージタンク(A)
名	陈	\sim
		原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	355. 6, 406. 4

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水系サージタンク(A)と原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水系サージタンク(A)により原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張、各部からの漏えい冷却水の補給及び原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するための原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水系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,原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張,各部からの漏えい冷却水の補給及び原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保又は熱交換器ユニット使用時に系統内の水張り及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するための原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水系へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側) 及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 355.6mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は,この区間の最大流量を基に設定しており,重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕

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、355.6mmとする。

3.2 外径 406.4mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、400Aの継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、406.4mmとする。

		原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)
名	称	~
		原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$	70
外径	mm	318. 5, 457. 2, 609. 6, 628. 6, 466. 8

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)と原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B),燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、原子炉補機冷却水ポンプの最高 使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水ポンプの最高 使用温度と同じ70℃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補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 318.5mm, 457.2mm, 609.6mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、318.5mm、457.2mm、609.6mmとする。

3.2 外径 628.6mm, 466.8mm
主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合
の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、628.6mm、466.8mmとする。

		原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)
名	称	~
		代替原子炉補機冷却系配管(B-2)合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	70
外径	mm	457. 2, 466. 8, 609. 6, 628. 6, 616. 0

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)と代替原子炉補機冷却系配管(B-2)合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B),燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 457.2mm, 609.6mm, 616.0mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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と同仕様で設計し、457.2mm、609.6mm、616.0mmとする。

3.2 外径 466.8mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、466.8mmとする。

3.3 外径 628.6mm

主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、628.6mm とする。

		代替原子炉補機冷却系配管(B-2)合流部
名	陈	\sim
		代替原子炉補機冷却系配管(B-1)合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	267. 4, 282. 6, 609. 6

(概要)

本配管は、代替原子炉補機冷却系配管(B-2)合流部と代替原子炉補機冷却系配管(B-1)合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)より原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B),燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給、又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、原子炉補機冷却水ポンプの最高 使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水ポンプの最高 使用温度と同じ70℃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補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 609.6mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、609.6mmとする。

3.2 外径 267.4mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は,250Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,267.4mmとする。

3.3 外径 282.6mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、282.6mm とする。

		代替原子炉補機冷却系配管(B-1)合流部
名	陈	\sim
		原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)出口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	267. 4, 282. 6, 609. 6, 628. 6, 328. 9, 318. 5

(概要)

本配管は、代替原子炉補機冷却系配管(B-1)合流部と原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)出口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B),燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)より原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給、又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 609.6mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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

設計基準対象施設と同仕様で設計し,609.6mmとする。

3.2 外径 282.6mm, 328.9mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、282.6mm、328.9mmとする。

3.3 外径 318.5mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は、300Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、318.5mmとする。

3.4 外径 267.4mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は,250Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,267.4mmとする。

3.5 外径 628.6mm

主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、628.6mm とする。

		原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)出口配管分岐部
名	弥	\sim
		残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	628. 6, 609. 6

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)出口配管分岐部と残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B),燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)より原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B),燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給、又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 609.6mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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

設計基準対象施設と同仕様で設計し, 609.6mm とする。
3.2 外径 628.6mm
主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合
の外径は,接続する管の仕様及び強度を満足する外径として,628.6mm とする。

		残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部
名	称	~
		残留熱除去系熱交換器(B)
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	628. 6, 609. 6, 406. 4

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部と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原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却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、原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却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

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 609.6mm, 406.4mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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と同仕様で設計し、609.6mm、406.4mmとする。

3.2 外径 628.6mm
主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合
の外径は,接続する管の仕様及び強度を満足する外径として,628.6mm とする。

		残留熱除去系熱交換器(B)
名	称	~
		残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	70, 90
外径	mm	406. 4, 609. 6, 628. 6

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(B)と残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部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熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)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、残留熱除去系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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(胴側)の使用温度と同じ90℃とする。

3. 外径

3.1 外径 406.4mm, 609.6mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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と同仕様で設計し、406.4mm、609.6mmとする。

3.2 外径 628.6mm
主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合
の外径は,接続する管の仕様及び強度を満足する外径として,628.6mmとする。
27 ELOS, SAME / SE PERINCO SANCE HANCE / SOLO COMMINICE / SOLO

		残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部
名	陈	\sim
		原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70, 90
外径	mm	628. 6, 609. 6

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部と原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)出口配管合流部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熱交換器(B),燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)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、残留熱除去系熱交換器(B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)へ供給、又は残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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(胴側)の使用温度と同じ90℃とする。

3. 外径

3.1 外径 609.6mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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と同仕様で設計し、609.6mmとする。

3.2 外径 628.6mm 主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時においての外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、628.6mmとする。	

名称		原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)出口配管合流部
		\sim
		代替原子炉補機冷却系配管(B-1)分岐部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70, 90
外径	mm	628. 6, 609. 6, 282. 6, 267. 4

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)出口配管合流部と代替原子炉補機冷却系配管 (B-1)分岐部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熱交換器(B),燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)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、残留熱除去系熱交換器(B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)へ供給、又は残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び残留熱除去系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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(胴側)の使用温度と同じ90℃とする。

3. 外径

3.1 外径 609.6mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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と同仕様で設計し、609.6mmとする。

3.2 外径 628.6mm

主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、628.6mm とする。

3.3 外径 267.4mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は,250Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,267.4mmとする。

3.4 外径 282.6mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、282.6mm とする。

名称		代替原子炉補機冷却系配管(B-1)分岐部 ∼
		原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)分岐部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	70, 90
外 径	mm	609. 6, 628. 6, 466. 8, 457. 2

(概要)

本配管は、代替原子炉補機冷却系配管(B-1)分岐部と原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)分岐部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熱交換器(B),燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)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、残留熱除去系熱交換器(B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)へ供給、又は残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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(胴側)の使用温度と同じ90℃とする。

3. 外径

3.1 外径 609.6mm, 457.2mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、609.6mm、457.2mmとする。

3.2 外径 628.6mm

主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、628.6mm とする。

3.3 外径 466.8mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、466.8mm とする。

名称		原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)分岐部
		~
		代替原子炉補機冷却系配管(B-2)分岐部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	70, 90
外 径	mm	609. 6, 457. 2, 282. 6, 267. 4

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)分岐部と代替原子炉補機冷却系配管(B-2)分岐部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熱交換器(B),燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)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、残留熱除去系熱交換器(B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)へ供給、又は残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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(胴側)の使用温度と同じ90℃とする。

3. 外径

3.1 外径 457.2mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、457.2mmとする。

3.2 外径 609.6mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,600Aの管台と接続するため、接続する管台の外径と同じとし、609.6mmとする。

3.3 外径 267.4mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は,250Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,267.4mmとする。

3.4 外径 282.6mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、282.6mm とする。

名称		代替原子炉補機冷却系配管(B-2)分岐部
		\sim
		原子炉補機冷却水ポンプ(B)
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	457. 2, 406. 4

(概要)

本配管は、代替原子炉補機冷却系配管(B-2)分岐部と原子炉補機冷却水ポンプ(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熱交換器(B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(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、残留熱除去系熱交換器(B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 457.2mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、457.2mmとする。

0.0 14/17 400 4	
3.2 外径 406.4mm	
継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、	400Aの継手と接続す
るため,接続する継手の外径と同じとし,406.4mmとする。	

		原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)分岐部
名	称	~
		原子炉補機冷却水ポンプ(E)
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外 径	mm	457. 2, 406. 4

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)分岐部と原子炉補機冷却水ポンプ(E)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熱交換器(B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(E)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、残留熱除去系熱交換器(B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (E)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 457.2mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、457.2mmとする。

3.2 外径 406.4mm	
継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,	400Aの継手と接続す
るため、接続する継手の外径と同じとし、406.4mm とする。	

		原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)出口配管分岐部
名	陈	~
		燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	318. 5, 216. 3

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)出口配管分岐部と燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)より原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給、又は熱交換器ユニット代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ、1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 318.5mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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

設計基準対象施設と同仕様で設計し、318.5mmとする。
200 - 100 -
3.2 外径 216.3mm
継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,200Aの管と接続する
ため、接続する管の外径と同じとし、216.3mmとする。
72で, 1文章 ラフトECIPICCで, 210.0mmでする。

		燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部
名	陈	\sim
		燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	318. 5, 216. 3

(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部と燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(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、原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 216.3mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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と同仕様で設計し、216.3mmとする。

3.2 外径 318.5mm
継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,300Aの継手と接続。
るため,接続する継手の外径と同じとし,318.5mm とする。

		燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)
名	陈	\sim
		原子炉補機冷却水系サージタンク(B)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	216. 3, 406. 4

(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)と原子炉補機冷却水系サージタンク(B)出口配管合流部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熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)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、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機 冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器 (胴側) 及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 216.3mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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と同仕様で設計し、216.3mmとする。

3.2 外径 406.4mm
継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,400Aの継手と接続 [*]
るため,接続する継手の外径と同じとし,406.4mmとする。

		原子炉補機冷却水系サージタンク(B)出口配管合流部
名	陈	~
		燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	406. 4, 355. 6

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水系サージタンク(B)出口配管合流部と燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部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熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)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、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機 冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)又は熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 406.4mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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と同仕様で設計し、406.4mmとする。

3.2 外径 355.6mm
継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,350Aの管と接続する
ため,接続する管の外径と同じとし,355.6mmとする。
ため, 接続する官の外性と同じとし, 355.0mmとする。

		燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部
名	称	~
		残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	70
外 径	mm	406. 4, 216. 3, 416. 0

(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部と残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部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熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)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、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電 設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)へ供給、又は燃料プ ール冷却浄化系熱交換器(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉 補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 406.4mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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

設計基準対象施設と同仕様で設計し、406.4mmとする。

3.2 外径 216.3mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,200Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,216.3mmとする。

3.3 外径 416.0mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、416.0mm とする。

		燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部
<i>h</i> 14.	_	~
│	`	非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管
		分岐部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	216. 3, 70. 1, 77. 0

(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(B) 発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 216.3mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、216.3mmとする。

3.2 外径 70.1mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、70.1mmとする。

3.3 外径 77.0mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は,50A の管を差込み接続するため,接続する管の仕様及び強度を満足する外径として,77.0mmとする。

		非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管
名称		分岐部
		~
		非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器
		入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	216. 3, 165. 2

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ (B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 216.3mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、216.3mmとする。

3.2 外径 165.2mm
継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,150Aの管と接続する
ため,接続する管の外径と同じとし,165.2mmとする。

名 称		非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部 ~
		非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	70
外 径	mm	216. 3, 139. 8, 114. 3

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、216.3mm、139.8mm、114.3mmとする。

		非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器
h .	۲1.	\sim
名	称	非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器
		出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	70
外径	mm	114. 3, 139. 8, 216. 3

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器と非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

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補機 冷却水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補機冷却水ポンプの 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、114.3mm、139.8mm、216.3mmとする。

名称		非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 出口配管合流部 ~
		非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管
		合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	${}^{\sim}$	70
外 径	mm	216. 3, 165. 2

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部と非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 216.3mm

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補機冷却水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補機冷却水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、216.3mmとする。

3.2 外径 165.2mm
継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は, 150A の管と接続する
ため,接続する管の外径と同じとし,165.2mmとする。

名	称	非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管 合流部 ~
		非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	70
外径	mm	216. 3, 77. 0, 70. 1

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部と非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 216.3mm

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補機冷却水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補機冷却水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、216.3mmとする。

3.2 外径 77.0mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は,50A の管を差込み接続するため,接続する管の仕様及び強度を満足する外径として,77.0mmとする。

3.3 外径 70.1mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、70.1mmとする。

名	称	非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管 分岐部 〜 非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	70
外径	mm	60. 5

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

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補機 冷却水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補機冷却水ポンプの 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 一力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、60.5mm とする。

		非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器
h -	r.L.	\sim
名	称	非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管
		合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	70
外径	mm	60. 5

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器と非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

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補機 冷却水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補機冷却水ポンプの 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 一力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、60.5mm とする。

名	称	非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部 ~
		非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	70
外径	mm	165. 2

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

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補機 冷却水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補機冷却水ポンプの 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 一力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とする。

		非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器
h	cı.	\sim
名		非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器
		出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	165. 2

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器と非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(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、原子炉補機冷却水ポンプ(B),(E)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

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補機 冷却水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補機冷却水ポンプの 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 一力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とする。

		非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器
名	称	\sim
		燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	70
外径	mm	216. 3

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器と燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)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、非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(E)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、216.3mmとする。

		原子炉補機冷却水系サージタンク(B)
名	际	\sim
		原子炉補機冷却水系サージタンク(B)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$	70
外径	mm	355. 6

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水系サージタンク(B)と原子炉補機冷却水系サージタンク(B)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水系サージタンク(B)により原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張、各部からの漏えい冷却水の補給及び原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するための原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水系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,原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張,各部からの漏えい冷却水の補給及び原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保又は熱交換器ユニット使用時に系統内の水張り及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するための原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水系へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷 却水系熱交換器(胴側)及び熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同 じ70℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定して おり、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流量と同仕様で 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

準対象施設と同仕様で設計し、355.6mm とする。	
平列家施設と同任孫で成計し、555.0000 とりる。	

		原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)
名	称	~
		原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	70
外径	mm	267. 4, 355. 6, 508. 0, 366. 8, 517. 6

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)と原子炉補機冷却水系熱交換器(C)、(F)を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)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,原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)により原子炉補機冷却水を残留 熱除去系熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、原子炉補機冷却水ポンプの最高 使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水ポンプの最高 使用温度と同じ70℃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補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 267.4mm, 355.6mm, 508.0mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、267.4mm、355.6mm、508.0mmとする。

3.2 外径 366.8mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、366.8mmとする。

3.3 外径 517.6mm

主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、517.6mmとする。

		原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)
名	陈	\sim
		タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	70
外径	mm	355. 6, 508. 0, 366. 8, 517. 6

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)とタービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)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、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷 却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 355.6mm, 508.0mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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と同仕様で設計し、355.6mm、508.0mmとする。

3. 2	外径	366.	Q_{mm}
1). 4	フトイナ	500.	OIIIIII

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、366.8mmとする。

3.3 外径 517.6mm

主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、517.6mm とする。

		タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部
名	弥	\sim
		残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	517. 6, 508. 0, 229. 1, 216. 3

(概要)

本配管は、タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部と残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)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、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷 却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 508.0mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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と同仕様で設計し、508.0mmとする。

3.2 外径 216.3mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は,200Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,216.3mmとする。

3.3 外径 229.1mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、229.1mmとする。

3.4 外径 517.6mm

主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、517.6mmとする。

		残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部
名	称	\sim
		残留熱除去系熱交換器(C)
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	70
外径	mm	508. 0, 406. 4

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部と残留熱除去系熱交換器(C)を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)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、原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)により原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器(C)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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と同仕様で設計し、508.0mm、406.4mmとする。

		残留熱除去系熱交換器(C)
名	称	~
		残留熱除去系熱交換器(C)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	70
外径	mm	406. 4

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(C)と残留熱除去系熱交換器(C)出口配管合流部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熱交換器(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)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、残留熱除去系熱交換器(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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と同仕様で設計し、406.4mmとする。

		残留熱除去系熱交換器(C)出口配管合流部
名	陈	\sim
		タービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	406. 4, 416. 0, 517. 6, 508. 0

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(C)出口配管合流部とタービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流部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熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)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、残留熱除去系熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷 却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 508.0mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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と同仕様で設計し、508.0mmとする。

3.2 外径 406.4mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は,400Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,406.4mmとする。

3.3 外径 416.0mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、416.0mmとする。

3.4 外径 517.6mm

主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、517.6mmとする。

		タービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流部
名	弥	\sim
		原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	508. 0, 517. 6, 366. 8, 355. 6

(概要)

本配管は、タービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流部と原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)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熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)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、残留熱除去系熱交換器(C)及び非常用ディーゼル発電設備(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側) の最高使用温度と同じ 70℃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補機冷 却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 508.0mm, 355.6mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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と同仕様で設計し、508.0mm、355.6mmとする。

3.2	外径	517.	6mm
0. 4	7 MT.	OII.	OIIIIII

主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、517.6mmとする。

3.3 外径 366.8mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、366.8mmとする。

		残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部
<i>h</i> 3	CL.	\sim
名		非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管
		分岐部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	216. 3, 70. 1, 77. 0

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)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,原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器(胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 216.3mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、216.3mmとする。

3.2 外径 70.1mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、70.1mmとする。

3.3 外径 77.0mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は,50A の管を差込み接続するため、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として,77.0mmとする。

		非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管
		分岐部
名	陈	~
		非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器
		入口配管分岐部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	216. 3, 165. 2

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)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、原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 216.3mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、216.3mmとする。

0.0 H /7 105.0
3.2 外径 165.2mm
継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,150Aの管と接続する
ため,接続する管の外径と同じとし,165.2mmとする。

名		非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部 ~ 非常用ディーゼル発電設備(C)機関付空気冷却器
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外 径	mm	216. 3, 139. 8, 114. 3

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(C)機関付空気冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)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、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、216.3mm、139.8mm、114.3mmとする。

		非常用ディーゼル発電設備(C)機関付空気冷却器
<i>h</i>	~1	~
名	称	非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器
		出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	114. 3, 139. 8, 216. 3

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)機関付空気冷却器と非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)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、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

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補機 冷却水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補機冷却水ポンプの 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、114.3mm、139.8mm、216.3mmとする。

		非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器
		出口配管合流部
名	陈	\sim
		非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管
		合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	216. 3, 165. 2

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部と非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)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、原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 216.3mm

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補機冷却水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補機冷却水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、216.3mmとする。

0.0 H /7 105.0
3.2 外径 165.2mm
継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,150Aの管と接続する
ため,接続する管の外径と同じとし,165.2mmとする。

		非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管
St =	F/ r	合流部
名		\sim
		非常用ディーゼル発電設備(C)清水冷却器
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	216. 3, 77. 0, 70. 1

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部と非常用ディーゼル発電設備(C)清水冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)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、原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側) の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 216.3mm

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補機冷却水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補機冷却水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、216.3mmとする。

3.2 外径 77.0mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合の外径は,50A の管を差込み接続するため,接続する管の仕様及び強度を満足する外径として,77.0mmとする。

3.3 外径 70.1mm

管台の主管部取付部の外径。本管台の主管部取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、70.1mmとする。

		非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管
☆ 新	_	分岐部
名	`	~
		非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	60. 5

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)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、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

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補機 冷却水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補機冷却水ポンプの 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 一力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、60.5mm とする。

		非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器
h -	cL.	\sim
名		非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管
		合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	60. 5

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器と非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)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、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

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補機 冷却水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補機冷却水ポンプの 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 一力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、60.5mm とする。

<i>h</i>	۲/ .	非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部
名		~
		非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	70
外径	mm	165. 2

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部と非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)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、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

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補機 冷却水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補機冷却水ポンプの 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 一力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とする。

		非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器
h	r.,	\sim
名		非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器
		出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外 径	mm	165. 2

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器と非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)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、原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)により原子炉補機冷却水を非常用ディーゼル発電設備(C)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

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補機 冷却水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補機冷却水ポンプの 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 一力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とする。

		非常用ディーゼル発電設備(C)清水冷却器
名	陈	\sim
		原子炉補機冷却水系サージタンク(C)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	216. 3

(概要)

本配管は、非常用ディーゼル発電設備(C)清水冷却器と原子炉補機冷却水系サージタンク(C)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として非常用ディーゼル発電設備(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)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、非常用ディーゼル発電設備(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、216.3mmとする。

		原子炉補機冷却水系サージタンク(C)出口配管合流部
名	称	\sim
		残留熱除去系熱交換器(C)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	70
外径	mm	406. 4, 216. 3, 508. 0

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水系サージタンク(C)出口配管合流部と残留熱除去系熱交換器(C)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として非常用ディーゼル発電設備(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)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、非常用ディーゼル発電設備(C)にて熱交換した原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(C)、(F)へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ1.37MPa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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 406.4mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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、406.4mmとする。

3.2 外径 216.3mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,200Aの管と接続するため,接続する管の外径と同じとし,216.3mmとする。

3.3 外径 508.0mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は,500Aの継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、508.0mmとする。

		原子炉補機冷却水系サージタンク(C)
名	称	~
		原子炉補機冷却水系サージタンク(C)出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	70
外 径	mm	355. 6, 406. 4

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水系サージタンク(C)と原子炉補機冷却水系サージタンク(C)出口配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水系サージタンク(C)により原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張、各部からの漏えい冷却水の補給及び原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するための原子炉補機冷却水を原子炉補機冷却水系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、原子炉補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張、各部からの漏え い冷却水の補給及び原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用圧力と同じ 1.37MPa 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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (胴側)の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器(胴側)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

3.1 外径 355.6mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、この区間の最大流量を基に設定しており、重大事故等時に使用する流量が設計基準対象施設として使用する場合の流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と同仕様で設計し、355.6mmとする。

3.2 外径 406.4mm	
継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は	, 400Aの継手と接続す
るため,接続する継手の外径と同じとし,406.4mmとする。	

		原子炉補機冷却海水ポンプ
名	称	\sim
		原子炉補機冷却海水系ストレーナ
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	50
外径	mm	508. 0, 517. 6

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却海水ポンプと原子炉補機冷却海水系ストレーナを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換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,原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱 交換器へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力と同じ 0.78MPa 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補機冷 却海水ポンプの使用圧力と同じ 0.78MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用温度と同じ50℃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補機冷 却海水ポンプの使用温度と同じ50℃とする。

3. 外径

3.1 外径 508.0mm

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補機冷却海水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補機冷却海水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、508.0mmとする。

3.2 外径 517.6mm
主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合
の外径は,接続する管の仕様及び強度を満足する外径として,517.6mmとする。
プグで生は、1分配りる目の生物及の強度を個定りるが住として、517.0mmとりる。

		原子炉補機冷却海水系ストレーナ
名	称	\sim
		原子炉補機冷却水系熱交換器
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	50
外径	mm	508. 0

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却海水系ストレーナと原子炉補機冷却水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原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換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、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱 交換器へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力と同じ 0.78MPa 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補機冷 却海水ポンプの使用圧力と同じ 0.78MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用温度と同じ50℃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補機冷 却海水ポンプの使用温度と同じ50℃とする。

3. 外径

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補機 冷却海水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補機冷却海水ポン 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、508.0mmとする。

		原子炉補機冷却水系熱交換器	
名	称	\sim	
		放水槽	
最高使用圧力	MPa	0.78	
最高使用温度 ℃		50	
外径	mm	508. 0	

(概要)

本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器と放水槽を接続する配管であり、設計基準対象施設と して原子炉補機冷却海水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した海水を放水 槽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、原子炉補機冷却海水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換にて熱交換した海水を放水槽へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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,原子炉補機冷却水系熱交換器 (管側)の最高使用圧力と同じ 0.78MPa 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補機冷却水系熱交換器(管側)の使用圧力と同じ 0.78MPa とする。

2. 最高使用温度

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、原子炉補機冷却水系熱交換器 (管側)の最高使用温度と同じ50℃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補機冷却水系熱交換器(管側)の使用温度と同じ50℃とする。

3. 外径

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補機 冷却海水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補機冷却海水ポン 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、508.0mmとする。

6.2 代替原子炉補機冷却系

6.2.1 熱交換器

名称		熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器		
		(6,7 号機共用)		
		P27-D2000	P27-D3000	P27-D4000
容量(設計熱交換量)	MW/個	以上()		
最高使用圧力	MPa	淡水側 1.37/海水側 1.4		
最高使用温度	$^{\circ}\!$	淡水側 90/海水側 80		
伝 熱 面 積	m ² /個	以上()		
個 数		2	2	2
車 両 個 数	_	4 (予備 1)		

【設定根拠】

(概要)

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(代替原子炉補機冷却系)として使用する熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器 (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000)は、以下の機能を有する。

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器 (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) 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、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、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、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により熱交換器ユニットに海水を供給することで、残留熱除去系等の機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。

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器 (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) 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、使用済燃料貯蔵プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により熱交換器ユニットに海水を供給することで、燃料プール冷却浄化系の熱交換器等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。

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器 (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) 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、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により熱交換器ユニットに海水を供給することで、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。

1. 容量

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器 (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) の容量は,有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) において確認されている原子炉停止48時間経過後の崩壊熱を除去可能な容量を基に設定しており,有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) において確認されている容量が MWのため, MW/個以上とする。

公称値については、要求される容量と同じ MW/個とする。

2. 最高使用圧力

2.1 最高使用圧力(淡水側) 1.37MPa

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器 (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) (淡水側)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熱交換器 ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2.2 最高使用圧力(海水側) 1.4MPa

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器 (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) (海水側)を重大事故等時において使用する場合の圧力は、大容量送水車(熱交換器ユニット用)の重大事故等時において使用する場合の圧力が MPaであるため、これを上回る圧力として1.4MPaとする。

3. 最高使用温度

3.1 最高使用温度(淡水側) 90℃

3.2 最高使用温度(海水側) 80℃

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器 (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000)

(海水側) 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)において使用している海水の温度30℃に対し設
計除熱量 MW を考慮した場合の海水出口温度約54℃を上回る80℃とする。
4. 伝熱面積
熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器 (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) 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 (設計熱交換量) MW
MW/個) を満足するために必要な伝熱面積 m ² と同じ m ² /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
熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器(P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000)は,
重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷,原子炉格納容器の破損を防止するため等に必要
な個数である2個を車両毎に設置する。
6. 車両個数
熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器 (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) の車
両個数は,重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷,原子炉格納容器の破損を防止するため等に必要な個数であり,別の熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器 (P27-
D1000, P27-D5000) で使用する車両を合わせた個数として, 6,7 号機でそれぞれ 2 セット 2 個の
合計4個並びに故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個とし、
分散して保管する。

名称		熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器	
		(6,7号機共用)	
		P27-D1000	P27-D5000
容量	MW/個	以上(
(設計熱交換量)	141.14.11.11.11.11.11.11.11.11.11.11.11.		
最高使用圧力	MPa	淡水側 1.37 / 海水側 1.4	
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	淡水側 90 / 海水側 80	
伝 熱 面 積	m ² /個	以上()	
個 数	_	2	2
車 両 個 数	_	4 (予備 1)	

(概要)

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(代替原子炉補機冷却系)として使用する熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器(P27-D1000, P27-D5000)は,以下の機能を有する。

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器 (P27-D1000, P27-D5000) 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、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、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、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により熱交換器ユニットに海水を供給することで、残留熱除去系等の機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。

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器 (P27-D1000, P27-D5000) 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、使用済燃料貯蔵プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により熱交換器ユニットに海水を供給することで、燃料プール冷却浄化系の熱交換器等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。

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器 (P27-D1000, P27-D5000) 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、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により熱交換器ユニットに海水を供給することで、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。
1. 容量(設計熱交換量) 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器(P27-D1000, P27-D5000)の容量は,有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において確認されている原子炉停止48時間経過後の崩壊熱を除去可能な容量を基に設定しており,有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において確認されている容量が MWのため, MW/個以上とする。
公称値については、要求される容量と同じ MW/個とする。
 2. 最高使用圧力 2.1 最高使用圧力(淡水側) 1.37MPa 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器(P27-D1000, P27-D5000)(淡水側)を 重大事故等時において使用する場合の圧力は、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ(P27-D1000, P27-D5000)の重大事故等時において使用する場合の圧力と同じ1.37MPaとする。
2.2 最高使用圧力 (海水側) 1.4MPa 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器 (P27-D1000, P27-D5000) (海水側)を重大事故等時において使用する場合の圧力は、大容量送水車 (熱交換器ユニット用)の重大事故等時において使用する場合の圧力が MPaであるため、これを上回る圧力として1.4MPaとする。
3. 最高使用温度 3.1 最高使用温度(淡水側) 90℃ 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器(P27-D1000, P27-D5000)(淡水側)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 (胴側)の除熱後の冷却水温度
3.2 最高使用温度(海水側) 80℃ 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器(P27-D1000, P27-D5000)(海水側)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)において使用している海水の温度30℃に対し設計除熱量

MWを考慮した場合の海水出口温度約55℃を上回る80℃とする。

4. 伝熱面積 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器 (P27-D1000, P27-D5000) 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 (設計熱交換量) 容量 MW MW/個)を満足するために必要な伝熱面積 m²と同じ m²/個以上とする。
公称値については,要求される伝熱面積と同じ m²/個とする。
5. 個数 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器 (P27-D1000, P27-D5000) の個数は, 重大 事故等対処設備として炉心の著しい損傷, 原子炉格納容器の破損を防止するため等に必要な個 数である 2 個を車両毎に設置する。
6. 車両個数 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器(P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000)の設 定根拠のうち, 6. 車両個数にて記載する。

6.2.2 ポンプ

名称		熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (6,7号機共用)		
		P27-D2000	P27-D3000	P27-D4000
容量	m³/h/個	325 以上,350 以上,340 以上(300)		
揚程	m	65 以上,53 以上,56 以上(75)		
最高使用圧力	MPa	1. 37		
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	70		
原動機出力	kW/個	110		
個 数	_	2	2	2

【設 定 根 拠】

(概要)

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(代替原子炉補機冷却系)として使用する熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000)は、以下の機能を有する。

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) 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、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、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、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により熱交換器ユニットに海水を供給することで、残留熱除去系等の機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。

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) 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、使用済燃料貯蔵プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により熱交換器ユニットに海水を供給することで、燃料プール冷却浄化系の熱交換器等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。

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) 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、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により熱交換器ユニットに海水を供給することで、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。

1. 容量

1.1 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系(西)使用時の容量 325m³/h/個以上 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ(P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系(西)で使用する場合 の容量は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(A)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)並 びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。

① 残留熱除去系熱交換器(A) : 470m³/h② 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) : 150m³/h

③ 補機等 : 30m³/h・残留熱除去系ポンプ(A)メカシール冷却器

・残留熱除去系ポンプ(A)モータ軸受冷却器

・残留熱除去系ポンプ(A)室空調機

・格納容器内ガス冷却器(A)

④ 合計 : 650m³/h

上記より, 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口 A 系 (西) で使用する場合に必要な流量が $650 \text{m}^3/\text{h}$ であるため, $325 \text{m}^3/\text{h}/\text{個以上とする}$ 。

1.2 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)使用時の容量 350m³/h/個以上 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ(P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000)を 重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)で使用する場合の容 量は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)並びに 補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。

① 残留熱除去系熱交換器(B) : 470m³/h

② 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) : 150m³/h

③ 補機等 : 80m³/h

・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器

・残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器

・残留熱除去系ポンプ(B)室空調機

・格納容器内ガス冷却器(B)

④ 合計 : 700m³/h

上記より, 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) で使用する場合に必要な流量が700m³/hであるため, 350m³/h/個以上とする。

1.3 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(西)使用時の容量 340m³/h/個以上 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ(P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000)を 重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(西)で使用する場合の容 量は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)並びに 補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。

残留熱除去系熱交換器(B) : 470m³/h
 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) : 150m³/h

③ 補機等 : 60m³/h

・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器

・残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器

・残留熱除去系ポンプ(B)室空調機

・格納容器内ガス冷却器(B)

④ 合計 : 680m³/h

上記より, 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西) で使用する場合に必要な流量 が680m³/hであるため340m³/h/個以上とする。

公称値については、設計時の定格点である300m3/h/個とする。

2. 揚程

2.1 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系(西)使用時の揚程 65m以上 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ(P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系(西)で使用する場合 の揚程は、下記を考慮する。

① 配管・機器圧力損失:64.2m

上記より, 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (西) で使用する場合の揚程は, 64.2m を上回る65m以上とする。

2.2 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)使用時の揚程 53m以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大事故等時において 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) で使用する場合の揚程は、下記を考慮する。

① 配管·機器圧力損失:52.7m

上記より, 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) で使用する場合の揚程は, 52.7m を上回る53m以上とする。

2.3 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(西)使用時の揚程 56m以上 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ(P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(西)で使用する場合 の揚程は、下記を考慮する。

① 配管·機器圧力損失:55.3m

上記より, 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西) で使用する場合の揚程は, 55.3m を上回る56m以上とする。

公称値については、設計時の定格点である75mとする。

3. 最高使用圧力

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大事故等時において使用する場合の圧力は、静水頭0.23MPaと熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) の締切運転時の揚程0.89MPaの合計が1.12MPaとなることから、これを上回る圧力とし、1.37MPaとする。

4. 最高使用温度

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) 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熱交換器ユニット 代替原子 炉補機冷却系熱交換器の除熱後の冷却水温度 ℃を上回る70℃とする。

5. 原動機出力

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大 事故等対処設備として使用する場合の原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮し て決定する。

$$P = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P \text{ w}}{P} \times 100$$

(引用文献:日本工業規格 JIS B0131(2002)「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力(kW)
Pw : 水動力(kW)

ho : 密度(kg/m³) =1000 g : 重力加速度(m/s²) =9.80665 Q : 容量(m³/s) =300/3600

H: 揚程(m) =75 n: ポンプ効率(%)(設計計画値) = -75

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{300}{3600}\right) \times 75}{\text{100}} =$$

上記より, 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) の原動機出力は, 軸動力 kW を上回る出力とし, 110kW/個とする。

6. 個数

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) (原動機含む。)は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損を防止するため等に必要な個数である2個を車両毎に設置する。

名称		熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ		
		(6,7号機共用)		
		P27-D1000	P27-D5000	
容量	m³/h/個	以上, 以上, 以上 (二)		
揚程	m	□以上, □以上, □以上 □		
最高使用圧力	MPa	1.37		
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	70		
原動機出力	kW/個	210		
個 数	_	1 1		

(概要)

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(代替原子炉補機冷却系)として使用する熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) は,以下の機能を有する。

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) 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、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、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、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により熱交換器ユニットに海水を供給することで、残留熱除去系等の機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。

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) 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、使用済燃料貯蔵プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により熱交換器ユニットに海水を供給することで、燃料プール冷却浄化系の熱交換器等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。

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) 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

要な冷却水を同時に供給できる容量とする。 ① 残留熱除去系熱交換器(A) :	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。
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。 1. 容量 1. 1 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (西) 使用時の容量 □ m²/h/個以上 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ボンプ (P27-D1000, P27-D5000) を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (西) で使用する場合の容量は、下記に示す残留熱除去系熱交換器 (A) 及び燃料ブール冷却浄化系熱交換器 (A) 並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。 ① 残留熱除去系熱交換器 (A) :□ m²/h ② 燃料ブール冷却浄化系熱交換器 (A) :□ m²/h ③ 補機等 :□ m²/h ② 糖料ブール冷却冷化系熱交換器 (A) :□ m²/h ・残留熱除去系ポンプ (A) メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ (A) モータ軸受冷却器 ・残留熱除去系ポンプ (A) モータ軸受冷却器 ・残留熱除去系ポンプ (A) 空空調機 ・格納容器内ガス冷却器 ・ (P27-D1000, P27-D5000) を 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (西) で使用する場合の容量は □ m²/h/個以上とする。 1.2 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) 使用時の容量 □ m²/h/個以上熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) で使用する場合の容量は、下記に示す残留熱除去系熱交換器 (B) 及び燃料ブール冷却浄化系熱交換器 (B) 並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。 ⑤ 残留熱除去系熱交換器 (B) に□ m²/h ・ 残留熱除去系熱交換器 (B) :□ m²/h ・ 残留熱除去系ポンプ (B) メカシール冷却器 ・ 残留熱除去系ポンプ (B) アシール冷却器 ・ 残留熱除去系ポンプ (B) 空空調機 ・ 格納容器内ガス冷却器	系統構成は,熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系	に接続し,大容量送水車(熱交換器ユニ
7 号機 代替原子炉補機冷却系接続ロA系 (酉) 使用時の容量	ット用)により熱交換器ユニットに海水を供給すること	で、残留熱除去系熱交換器で発生した熱
1.1 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系(西)使用時の容量	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。
1.1 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系(西)使用時の容量		
熟交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系接続ロA系(西)で使用する場合の容量は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(A)及び燃料ブール冷却浄化系熱交換器(A)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。 ① 残留熱除去系熱交換器(A) : □ m³/h ② 燃料ブール冷却浄化系熱交換器(A) : □ m³/h ③ 補機等 : □ m³/h ・ 残留熱除去系ポンプ(A)メカシール冷却器 ・ 残留熱除去系ポンプ(A)メカシール冷却器 ・ 残留熱除去系ポンプ(A)を空調機 ・ 格納容器内ガス冷却器 ・ 後納容器内ガス冷却器 ② 合計 : □ m²/h 上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000)を 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系(西)で使用する場合の容量は □ m²/h/個以上とする。 1.2 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)使用時の容量 □ m²/h/個以上表交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000)を重大事故等時において7 号機 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000)を重大事故等時において7 号機 代替原子炉補機冷却水ボンプ (P27-D1000, P27-D5000)を重大事故等時において7 号機 代替原子炉補機冷却水光炎性日B系(南)で使用する場合の容量は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料ブール冷却浄化系熱交換器(B) □ m²/h (6) 燃料ブール冷却浄化系熱交換器(B) □ m²/h ② 補機等 ・ 残留熱除去系熱交換器(B) □ m²/h ② 補機等 ・ 残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・ 残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・ 残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器 ・ 残留熱除去系ポンプ(B)至空調機 ・ 格納容器内ガス冷却器	1. 容量	
時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口 A 系(西)で使用する場合の容量は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(A)及び燃料ブール冷却浄化系熱交換器(A)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。 ① 残留熱除去系熱交換器(A) : □ m²/h ② 燃料ブール冷却浄化系熱交換器(A) : □ m²/h ③ 補機等 : □ m²/h ③ 補機等 : □ m²/h ④ 機解除去系ポンプ(A)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(A)を空調機 ・格納容器内ガス冷却器 ・ 後納容器内ガス冷却器 ④ 合計 : □ m²/h 上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000)を 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口 A 系(西)で使用する場合の容量は □ m²/h/個以上とする。 1.2 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口 B系(南)使用時の容量 □ m²/h/個以上とする。 1.2 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口 B系(南)で使用する場合の容量は 下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料ブール冷却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。 ⑤ 残留熱除去系熱交換器(B) : □ m²/h ⑥ 燃料ブール冷却浄化系熱交換器(B) : □ m²/h ⑥ 燃料ブール冷却浄化系熱交換器(B) : □ m²/h ・ 残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・ 残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・ 残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器	1.1 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系(西)	使用時の容量m³/h/個以上
に示す残留熱除去系熱交換器(A)及び燃料ブール冷却浄化系熱交換器(A)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。 ① 残留熱除去系熱交換器(A) : □ m²/h ② 燃料ブール冷却浄化系熱交換器(A) : □ m²/h ③ 補機等 : □ m²/h ・ 残留熱除去系ポンプ(A)メカシール冷却器 ・ 残留熱除去系ポンプ(A)モータ軸受冷却器 ・ 残留熱除去系ポンプ(A)室空調機 ・ 格納容器内ガス冷却器 ④ 合計 : □ m²/h 上記より,熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000)を 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口 A 系 (西)で使用する場合の容量は □ m²/h/個以上とする。 1.2 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南)使用時の容量 □ m²/h/個以上とする。 1.2 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口 B系 (南)で使用する場合の容量は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料ブール冷却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。 ⑤ 残留熱除去系熱交換器(B) : □ m²/h ⑥ 燃料ブール冷却浄化系熱交換器(B) : □ m²/h ・ 残留熱除去系熱交換器(B) : □ m²/h ・ 残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・ 残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・ 残留熱除去系ポンプ(B)をご調機 ・ 格納容器内ガス冷却器	熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ	プ(P27-D1000, P27-D5000)を重大事故等
要な冷却水を同時に供給できる容量とする。 ① 残留熱除去系熱交換器(A) : □ m²/h ② 燃料ブール冷却浄化系熱交換器(A) : □ m²/h ③ 補機等 : □ m²/h ・残留熱除去系ポンプ(A)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(A)モータ軸受冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(A)室空調機 ・格納容器内ガス冷却器 ④ 合計 : □ m²/h 上記より,熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000)を 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口 A 系 (西) で使用する場合の容量は □ m²/h/個以上とする。 1.2 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) 使用時の容量 □ m²/h/個以上とする。 1.2 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) 使用時の容量 □ m²/h/個以上とする。 1.2 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南)で使用する場合の容量は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。 ⑤ 残留熱除去系熱交換器(B) : □ m²/h ⑥ 燃料プール冷却冷化系熱交換器(B) : □ m²/h ・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B) メカシール冷却器	時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口	A系(西)で使用する場合の容量は,下記
 ① 残留熱除去系熱交換器(A) : □ m²/h ② 燃料ブール冷却浄化系熱交換器(A) : □ m²/h ③ 補機等 : □ m²/h ・残留熱除去系ポンプ(A) メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(A) 全空調機 ・格納容器内ガス冷却器 ① 合計 : □ m²/h 上記より,熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口 A 系 (西) で使用する場合の容量は □ m²/h/個以上とする。 1.2 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口 B系 (南) 使用時の容量 □ m²/h/個以上とする。 1.2 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口 B系 (南) で使用する場合の容量は □ m²/h/個以上 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系接続口 B系 (南) で使用する場合の容量は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料ブール冷却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。 ⑤ 残留熱除去系熱交換器(B) : □ m²/h ⑥ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) : □ m²/h ・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B) メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B) メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B) 第2空調機 ・格納容器内ガス冷却器 	に示す残留熱除去系熱交換器(A)及び燃料プール冷	う却浄化系熱交換器(A)並びに補機等に必
 ② 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) :	要な冷却水を同時に供給できる容量とする。	
 ③ 補機等 : □ m³/h ・残留熱除去系ポンプ(A)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(A)室空調機 ・格納容器内ガス冷却器 ④ 合計 : □ m³/h 上記より,熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000)を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系(西)で使用する場合の容量は □ m³/h/個以上とする。 1.2 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)使用時の容量 □ m³/h/個以上とする。 1.2 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)使用時の容量 □ m³/h/個以上熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000)を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)で使用する場合の容量は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。 ⑤ 残留熱除去系熱交換器(B) : □ m³/h ⑤ 然料プール冷却浄化系熱交換器(B) : □ m³/h ・ 残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器・ ・ 残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器・ ・ 残留熱除去系ポンプ(B) モータ軸受冷却器・ ・ 残留熱除去系ポンプ(B) 宝空調機 ・ 格納容器内ガス冷却器 	① 残留熱除去系熱交換器(A) :	m^3/h
 ・残留熱除去系ポンプ(A)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(A)室空調機 ・格納容器内ガス冷却器 (4)合計 : □ m³/h 上記より,熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000)を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系(西)で使用する場合の容量は □ m³/h/個以上とする。 1.2 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)使用時の容量 □ m³/h/個以上熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000)を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)で使用する場合の容量は,下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。 ⑤ 残留熱除去系熱交換器(B) : □ m³/h ⑥ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) : □ m³/h ・ 残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・ 残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・ 残留熱除去系ポンプ(B) モータ軸受冷却器 ・ 残留熱除去系ポンプ(B)室空調機 ・ 格納容器内ガス冷却器 	② 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) :	m^3/h
・残留熱除去系ポンプ(A)モータ軸受冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(A)室空調機 ・格納容器内ガス冷却器 ④ 合計 :□m³/h 上記より,熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000)を 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口 A 系 (西)で使用する場合の容量は□m³/h/個以上とする。 1.2 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)使用時の容量 □m³/h/個以上熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000)を重大事故等時において7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)で使用する場合の容量は,下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。 ⑤ 残留熱除去系熱交換器(B) :□m³/h ⑥ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) :□m³/h ・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)エータ軸受冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)エータ軸受冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)室空調機 ・格納容器内ガス冷却器	③ 補機等 :	m^3/h
・残留熱除去系ポンプ(A)室空調機 ・格納容器内ガス冷却器 ④ 合計 :□m³/h 上記より,熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000)を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系(西)で使用する場合の容量は□m³/h/個以上とする。 1.2 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)使用時の容量 □m³/h/個以上熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000)を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)で使用する場合の容量は,下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。 ⑤ 残留熱除去系熱交換器(B) :□m³/h ⑥ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) :□m³/h ・残留熱除去系がンプ(B)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)宝空調機 ・格納容器内ガス冷却器	・残留熱除去系ポンプ(A)メカシール冷却器	
・格納容器内ガス冷却器 ④ 合計 : □ m³/h 上記より, 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口 A 系 (西) で使用する場合の容量は □ m³/h/個以上とする。 1.2 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) 使用時の容量 □ m³/h/個以上熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を重大事故等時において 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口 B 系 (南) で使用する場合の容量は,下記に示す残留熱除去系熱交換器 (B) 及び燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。 ⑤ 残留熱除去系熱交換器 (B) : □ m³/h ⑥ 燃料ブール冷却浄化系熱交換器 (B) : □ m³/h ・残留熱除去系ポンプ (B) メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ (B) メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ (B) モータ軸受冷却器 ・残留熱除去系ポンプ (B) 室空調機 ・格納容器内ガス冷却器	・残留熱除去系ポンプ(A)モータ軸受冷却器	
 ④ 合計 : □ m³/h 上記より,熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000)を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系(西)で使用する場合の容量は□ m³/h/個以上とする。 1.2 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)使用時の容量 □ m³/h/個以上熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000)を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)で使用する場合の容量は,下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。 ⑤ 残留熱除去系熱交換器(B) : □ m³/h ⑥ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) : □ m³/h ⑦ 補機等 : □ m³/h ・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器・残留熱除去系ポンプ(B)エータ軸受冷却器・残留熱除去系ポンプ(B)室空調機・格納容器内ガス冷却器 	・残留熱除去系ポンプ(A)室空調機	
上記より,熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口 A 系 (西) で使用する場合の容量は m³/h/個以上とする。 1.2 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口 B系 (南) 使用時の容量 m²/h/個以上熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を重大事故等時において 7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口 B 系 (南) で使用する場合の容量は,下記に示す残留熱除去系熱交換器 (B) 及び燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。 ⑤ 残留熱除去系熱交換器 (B) m³/h ⑥ 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) m³/h ・残留熱除去系ポンプ (B) メカシール冷却器・残留熱除去系ポンプ (B) メカシール冷却器・残留熱除去系ポンプ (B) モータ軸受冷却器・残留熱除去系ポンプ (B) モータ軸受冷却器・残留熱除去系ポンプ (B) 室空調機・格納容器内ガス冷却器	・格納容器内ガス冷却器	
7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系(西)で使用する場合の容量は	④ 合計 : E	$ ightharpoons m^3/h$
熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)で使用する場合の容量は,下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。 ⑤ 残留熱除去系熱交換器(B) : m³/h ⑥ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) : m³/h ⑦ 補機等 : m³/h ・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)室空調機 ・格納容器内ガス冷却器	7 号機 代替原子炉補機冷却系接続口 A 系(西)で	· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·
時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)で使用する場合の容量は,下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。 ⑤ 残留熱除去系熱交換器(B) :	1.2 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)	使用時の容量 🌅 m³/h/個以上
に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。 ⑤ 残留熱除去系熱交換器(B) :	熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ	プ(P27-D1000, P27-D5000)を重大事故等
要な冷却水を同時に供給できる容量とする。 (5) 残留熱除去系熱交換器(B) :	時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口 🛭	3系(南)で使用する場合の容量は,下記
 ⑤ 残留熱除去系熱交換器(B) ⑥ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) ⑦ 補機等 ・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)室空調機 ・格納容器内ガス冷却器 	に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール浴	う却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必
 ⑥ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) ② 補機等 ・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)室空調機 ・格納容器内ガス冷却器 	要な冷却水を同時に供給できる容量とする。	
 ⑦ 補機等 ・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)室空調機 ・格納容器内ガス冷却器 	⑤ 残留熱除去系熱交換器(B) :	m^3/h
 ・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)室空調機 ・格納容器内ガス冷却器 	⑥ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) :	$ ightharpoons m^3/h$
 ・残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)室空調機 ・格納容器内ガス冷却器 	⑦ 補機等 :	m^3/h
・残留熱除去系ポンプ (B) 室空調機 ・格納容器内ガス冷却器	・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器	
・格納容器内ガス冷却器	・残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器	
	・残留熱除去系ポンプ(B)室空調機	
⑧ 合計 : ■ m³/h	・格納容器内ガス冷却器	
	⑧ 合計 :	m^3/h

	上記より, 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000)を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)で使用する場合の容量は, m³/h/個以上とする。
į	熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(西)で使用する場合の容量は,下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。 ① 残留熱除去系熱交換器(B) : m³/h ② 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) : m³/h ③ 補機等 : m³/h ・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器 ・残留熱除去系ポンプ(B)室空調機 ・格納容器内ガス冷却器 ④ 合計 : m³/h
	上記より,熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西)で使用する場合の容量は, m³/h/個以上とする。
	公称値については,設計時の定格点であるm³/h/個とする。
2. 1	過程 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系(西)使用時の揚程 □ m以上 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を重大事故等 時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系(西)で使用する場合の揚程は,下記 を考慮する。 ① 配管・機器圧力損失: □ m
[上記より, 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (西) で使用する場合の揚程は, mを上回るm以上とする。
	7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)使用時の揚程 □ m以上 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を重大事故等 時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)で使用する場合の揚程は,下記

	を考慮する。 ① 配管・機器圧力損失: m
	上記より, 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)で使用する場合の揚程は, mを上回るm以上とする。
	2.3 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(西)使用時の揚程 m以上 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ(P27-D1000, P27-D5000)を重大事故等 時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系(西)で使用する場合の揚程は,下記 を考慮する。 ① 配管・機器圧力損失: m
	上記より, 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西) で使用する場合の揚程は, mを上回るm以上とする。
	公称値については、設計時の定格点である mとする。
3.	最高使用圧力 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を重大事故等時において使用する場合の圧力は、静水頭 MPaと熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) の締切運転時の揚程 MPaの合計が MPaとなることから、これを上回る圧力とし、1.37MPaとする。
4.	最高使用温度 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) 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熱交換器ユニット 代替原子炉補機 冷却系熱交換器の除熱後の冷却水温度
5.	熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を重大事故等対処設備として使用する場合の原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮し決定する。 $P\mathbf{w}=10^{-3}\cdot\rho\cdot\mathbf{g}\cdot\mathbf{Q}\cdot\mathbf{H}$ $\eta=\frac{P\mathbf{w}}{P}\times100$
	(引用文献:日本工業規格 JIS BO131(2002)「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{n / 100}$$

P : 軸動力(kW)
Pw : 水動力(kW)

ho : 密度 (kg/m³) = 1000 g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665 Q : 容量 (m³/s) = 73600

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{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right) \times 100}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right)}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right)}{100} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1}{3600}\right)}{100} = \frac{10^{-3} \times 10000 \times 9.80600}{100} = \frac{10^{-3} \times 100000}{100} = \frac{10^{-3} \times 10000}{100} = \frac{10^{-3} \times 10000}{100} = \frac{10^{-3} \times 10000}{100} = \frac{1$$

上記より, 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) の原動機出力は, 軸動力 kW を上回る出力とし, 210kW/個とする。

6. 個数

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) (原動機含む。) は, 重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷,原子炉格納容器の破損を防止するため等に必要 な個数である1個を車両毎に設置する。

名称		大容量送水車(熱交換器ユニット用)(6,7号機共用)
容量	m³/h/個	以上 以上 以上 (900)
吐出压力	MPa	以上 以上 以上 (1.25)
最高使用圧力	MPa	
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	
原動機出力	kW/個	
個 数	_	4(予備 1)

(概要)

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(代替原子炉補機冷却系)として使用する大容量送水車(熱交換器ユニット用)は、以下の機能を有する。

大容量送水車(熱交換器ユニット用)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、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、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、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により熱交換器ユニットに海水を供給することで、残留熱除去系等の機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。

大容量送水車(熱交換器ユニット用)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、臨 界を防止するために設置する。

系統構成は、使用済燃料貯蔵プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により熱交換器ユニットに海水を供給することで、燃料プール冷却浄化系の熱交換器等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。

大容量送水車(熱交換器ユニット用)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、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の過圧破損を防止するために 熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により 熱交換器ユニットに海水を供給することで、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(原子炉建屋放水設備)として使用する大容量送水車(熱交換器ユニット用)は、以下の機能を有する。

大容量送水車(熱交換器ユニット用)は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

系統構成は、大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する場合においては、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。

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うち原子炉格納容器 安全装備(原子炉建屋放水設備)として使用する大容量送水車(熱交換器ユニット用)は、以下 の機能を有する。

大容量送水車(熱交換器ユニット用)は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

系統構成は、大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する場合においては、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として使用する場合においては、大容量送水車(熱交換器ユニット用)及び泡原液混合装置により海水と泡消火薬剤を混合しながら、ホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。

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(水の供給設備)として使用する大容量送水車(熱交換器ユニット用)は、以下の機能を有する。

大容量送水車(熱交換器ユニット用)は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事 故等の収束に必要となる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となる十 分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合に、海を水源とし、大容 量送水車(熱交換器ユニット用)により,可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を経由し,復水貯蔵槽 への水の供給、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイ並びに使用済燃料貯 蔵プールの冷却又は注水ができる設計とする。

1	☆耳
Ι.	谷軍

1. 容量	
1.1 代替原子炉補機冷却系として使用する場合の容量 m³/h/個以上	
大容量送水車(熱交換器ユニット用)の容量は、大容量送水車(熱交換器ユニット用)の	送
水先である熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器が有効性評価解析(原子炉	設
置変更許可申請書添付書類十)において確認されている原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱	を
除去可能な容量を基に設定しており、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器	が
原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱を除去するために必要な流量が m³/h であること	カュ
ら,大容量送水車(熱交換器ユニット用)の容量は m³/h/個以上とする。	
1.2 原子炉建屋放水設備として使用する場合の容量 m³/h/個以上	
大容量送水車 (熱交換器ユニット用) を重大事故等時において使用する場合の容量は,原	子
炉建屋屋上へ放水できる容量を基に設定する。	
大気への放射性物質の拡散を抑制するために必要となる大容量送水車(熱交換器ユニッ	<u>۲</u>
用)の容量は, m³/h で原子炉建屋東側又は南側から放水することにより原子炉建屋屋	上
へ網羅的な放水が可能である。また,原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料,	火
災に対応するために必要となる大容量送水車(熱交換器ユニット用)の容量についても,	
m³/h で原子炉建屋東側又は南側から放水することにより原子炉建屋屋上へ網羅的な放水が	可
能である。	
以上より、大容量送水車(熱交換器ユニット用)の容量は, m³/h/個以上とする。	
1.3 水の供給設備として使用する場合の容量m³/h/個以上	
大容量送水車(熱交換器ユニット用)は、大容量送水車(熱交換器ユニット用)の送水先	で
ある可搬型代替注水ポンプ (A-2級) からの最大送水流量を上回る容量を基に設定する。	
大容量送水車(熱交換器ユニット用)の送水先である可搬型代替注水ポンプ (A-2級) か	ら
の送水流量が最大となるのは、使用済燃料貯蔵プールの冷却又は注水に使用する設計基準	事
故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プール代替注水系として使用する場合	合
であり、6,7 号機同時注水する場合の送水流量は294m³/h (号機当り147m³/h) であるため、	大
容量送水車(熱交換器ユニット用)の容量は,294m³/h を上回るm³/h/個以上とする。	

公称値については、設計段階で使用点とし	て設定をしている 900m³/h/個とする。
2. 吐出圧力	
2.1 代替原子炉補機冷却系として使用する場	合の吐出圧力 MPa 以上
代替原子炉補機冷却系として使用する場合	の大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の吐出圧
力は、海水を熱交換器ユニットに移送すると	きの水源と移送先の圧力差,静水頭,機器圧損,
配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。	
水源と移送先の圧力差	約 MPa
静水頭	約 MPa
機器圧損	約 MPa
配管・ホース*及び弁類圧損	約 MPa
合計	約 MPa
注記*:以下のホースを使用する。	
・熱交換器ユニット海水用 10m, 25m	m,50m ホース (6,7 号機共用)
 以上より、代替原子炉補機冷却系として値	 使用する場合の大容量送水車(熱交換器ユニット
用)の吐出圧力は MPa 以上とする。	
2.2 原子炉建屋放水設備として使用する場合	の吐出圧力 MPa 以上
原子炉建屋放水設備として使用する場合の	大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の吐出圧力
は,放水砲吐出端における必要圧力,静水頭	,機器類圧損,配管・ホース及び弁類圧損を基に
設定する。	
放水砲吐出端における必要圧力	約 MPa
静水頭	約 MPa
機器類圧損	約 MPa
配管・ホース*及び弁類圧損	約 MPa
合計	約 MPa
注記*:以下の配管・ホースを使用する。	
・大容量送水車吐出放水砲用 5m, 10	0m,50m ホース(6,7 号機共用)
放水砲(6,7号機共用)	
以上より,大容量送水車(熱交換器ユニッ	ト用)の吐出圧力は MPa 以上とする。
2.3 水の供給設備として使用する場合の吐出	上上 MPa 以上

	大容量送水車(熱交換器ユニット用)の吐出圧力は,海水を可搬型代替注水ポンプ(A-2級)
V	に移送するときの水源と移送先の圧力差,静水頭,ホース圧損,機器圧損を基に設定する。
	水源と移送先の圧力差 約 MPa
	静水頭
	ホース*圧損 約 MPa
	機器圧損 約 MPa
	合計 約 MPa
	注記*:以下のホースを使用する。
	・大容量送水車取水用 5m, 10m, 50m ホース (6,7 号機共用)
	・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (6,7 号機共用)
	以上より,大容量送水車(熱交換器ユニット用)の吐出圧力は MPa 以上とする。
	公称値については,設計段階で使用点として設定をしている 1.25MPa とする。
3.	最高使用圧力
	大容量送水車(熱交換器ユニット用)を重大事故等時において使用する場合の圧力は,当該
7	ポンプの供給ラインの仕様を踏まえポンプ吐出圧力を電気的に MPa に制限することから,
2	その制限値である MPa とする。
4.	最高使用温度
	大容量送水車(熱交換器ユニット用)を重大事故等時において使用する場合の温度は,重大
Ī	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)において有効性を確認
	している海水の温度 30℃を上回る ℃とする。
5.	原動機出力
	大容量送水車(熱交換器ユニット用)の原動機出力は,定格流量である 1500m³/h,定格吐出
<u>J-</u>	王力 1.2MPa 時の軸動力を基に設定する。
	大容量送水車(熱交換器ユニット用)の流量が 1500m³/h,吐出圧力が 1.2MPa,その時の当該
7	ポンプの必要軸動力は 602kW となる。
	以上より,大容量送水車(熱交換器ユニット用)の原動機出力は必要軸動力 602kW を上回る
	kW/個とする。
6.	個数
	大容量送水車(熱交換器ユニット用)(原動機含む。)は、重大事故等対処設備として熱交換
<u> </u>	器ユニットに海水を送水するために必要な個数である 6,7 号機で 2 個を 2 セットの合計 4 個並

)安全設備のうち は放水設備用)(6,				
炉注水設備	(水の供給設備)	の大容量送水車	(海水取水用)	と兼用)	を保管する。	

6.2.3 ろ過装置

名称		熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ			
		(6,7 号機共用)			
			P27-D2000	P27-D3000	P27-D4000
容	量	m³/h/個	840 以上 (840)		
最高使	用圧力	MPa	1. 4		
最高使	用温度	$^{\circ}$ C	50		
個	数		2	2	2

【設定根拠】

(概要)

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(代替原子炉補機冷却系)として使用する熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) は、以下の機能を有する。

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) 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、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、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、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により熱交換器ユニットに海水を供給することで、残留熱除去系等の機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。

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) 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、使用済燃料貯蔵プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により熱交換器ユニットに海水を供給することで、燃料プール冷却浄化系の熱交換器等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。

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) 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、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により熱交換器ユニットに海水を供給することで、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。

1. 容量

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) の容量は、重大事故等時に海を水源として使用する大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の必要容量と同じ840m³/h/個以上とする。

公称値については、要求される容量と同じ840m3/h/個とする。

2. 最高使用圧力

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大事故等時において使用する場合の圧力は、大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の吐出圧力 MPaを上回る1.4MPaとする。

3. 最高使用温度

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) 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) において有効性を確認している海水の温度 30 ℃を上回る50℃ とする。

4. 個数

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) は,重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷,原子炉格納容器の破損を防止するため等に必要な個数である1個と,異物により目詰まりをした際の切替え用に1個の合計2個を車両毎に設置する。

名称		熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ		
		(6,7号機共用)		
		P27-D1000	P27-D5000	
容量	m³/h/個	以上		
最高使用圧力 MPa		1.4		
最高使用温度 ℃		40		
個 数		1 1		

(概要)

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(代替原子炉補機冷却系)として使用する熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ (P27-D1000, P27-D5000) は,以下の機能を有する。

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ (P27-D1000, P27-D5000) 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、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、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、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により熱交換器ユニットに海水を供給することで、残留熱除去系等の機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。

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ (P27-D1000, P27-D5000) 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、使用済燃料貯蔵プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により熱交換器ユニットに海水を供給することで、燃料プール冷却浄化系の熱交換器等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。

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ (P27-D1000, P27-D5000) 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、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車(熱交換器ユニ

ット用)により熱交換器ユニットに海水を供給することで、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。
1. 容量 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ (P27-D1000, P27-D5000) の容量は, 重大事故等時に海を水源として使用する大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の必要容量と同じ m ³ /h/個以上とする。
公称値については,設計時の定格容量である m³/h/個とする。
2. 最高使用圧力 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ (P27-D1000, P27-D5000) を重大事故 等時において使用する場合の圧力は、大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の吐出圧力 MPa を上回る1.4MPaとする。
3. 最高使用温度 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ (P27-D1000, P27-D5000) 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) において有効性を確認している海水の温度 30 ℃を上回る40℃とする。
4. 個数 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ (P27-D1000, P27-D5000) は,重大事 故等対処設備として炉心の著しい損傷,原子炉格納容器の破損を防止するため等に必要な個数 である1個を車両毎に設置する。

6.2.4 主配管

		代替原子炉補機冷却系接続口 A 系(西)供給側
名	称	~
		代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	267. 4, 216. 3

【設定根拠】

(概要)

本配管は、代替原子炉補機冷却系接続口 A 系(西)供給側と代替原子炉補機冷却系配管(A)合流 部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却 水ポンプにより原子炉補機冷却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

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熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの実績に基づいた標準流速及び最高流速を目安に選定し、267.4mm、216.3mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
267. 4	9.3	250	0. 04862	*2	3. 4	
216. 3	8. 2	200	0. 03138	*2	5. 3* ³	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{\left(A - 2 \cdot B \right)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2: 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器の冷却に必要な流量: m³/h

*3 :標準流速を超えるが、内部流体が水の場合の最高流速 m/s を下回っているた

め問題ない。

		代替原子炉補機冷却系配管(A)分岐部
名	称	~
		代替原子炉補機冷却系接続口A系(西)戻り側
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	90
外径	mm	216. 3, 267. 4

(概要)

本配管は、代替原子炉補機冷却系配管(A)分岐部と代替原子炉補機冷却系接続口 A 系(西) 戻り側を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器(A)で熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器に供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの実績に基づいた標準流速及び最高流速を目安に選定し、216.3mm、267.4mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
216. 3	8. 2	200	0.03138	*2	5. 3* ³	
267. 4	9. 3	250	0. 04862	*2	3. 4	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{\left(A - 2 \cdot B \right)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2: 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器の冷却に必要な流量: m³/h

*3:標準流速を超えるが、内部流体が水の場合の最高流速 m/sを下回っているた

め問題ない。

		代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)供給側
名	弥	\sim
		代替原子炉補機冷却系配管(B-1)合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度 ℃		70
外径	mm	267. 4

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)供給側と代替原子炉補機冷却系配管(B-1)合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水がプにより原子炉補機冷却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

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熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、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、267.4mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
267. 4	9. 3	250	0. 04862	*2	3. 4	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2 : 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器の冷却に必要な流量: m³/h

		代替原子炉補機冷却系配管(B-1)分岐部
名	称	~
		代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)戻り側
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	90
外径	mm	267. 4

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、代替原子炉補機冷却系配管(B-1)分岐部と代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)戻り側を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器(B)で熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、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、267.4mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
267. 4	9. 3	250	0. 04862	*2	3. 4	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2: 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器の冷却に必要な流量: m³/h

		代替原子炉補機冷却系接続口 B 系(西)供給側
名	陈	\sim
		代替原子炉補機冷却系配管(B-2)合流部
最高使用圧力	MPa	1. 37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	70
外径	mm	267. 4

(概要)

本配管は、代替原子炉補機冷却系接続口B系(西)供給側と代替原子炉補機冷却系配管(B-2)合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却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

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熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、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、267.4mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
267. 4	9. 3	250	0. 04862	*2	3. 4	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

*2 : 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器の冷却に必要な流量 : m³/h

		代替原子炉補機冷却系配管(B-2)分岐部
名	际	\sim
		代替原子炉補機冷却系接続口B系(西)戻り側
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	90
外径	mm	267. 4

(概要)

本配管は、代替原子炉補機冷却系配管(B-2)分岐部と代替原子炉補機冷却系接続口B系(西)戻り側を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器(B)で熱交換した原子炉補機冷却水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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(胴側)の使用温度と同じ90℃とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、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、267.4mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A	В		С	D	Е	
(mm)	(mm)	(A)	(m^2)	(m^3/h)	(m/s)	(m/s)
267. 4	9. 3	250	0. 04862	*2	3. 4	

注記*1: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。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^{2}$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

注記*2 : 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器の冷却に必要な流量: m³/h

名	称	熱交換器ユニット淡水用 5m フレキシブルホース (6,7 号機共 用)	
最高使用圧力	MPa	1. 37	
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	99	
外 径 一		250A	
個 数 —		28 (予備 2)	

(概要)

本ホースは、熱交換器ユニットと6号機の代替原子炉補機冷却系接続口A系(北)供給側、代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)供給側、代替原子炉補機冷却系接続口B系(北)供給側、代替原子炉補機冷却系接続口B系(北)戻り側、代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)戻り側、代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)戻り側、7号機の代替原子炉補機冷却系接続口A系(西)供給側、代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)供給側、代替原子炉補機冷却系接続口B系(西)供給側、代替原子炉補機冷却系接続口B系(西)戻り側、代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)戻り側又は代替原子炉補機冷却系接続口B系(西)戻り側を接続するフレキシブルホースであり、重大事故等対処設備として、熱交換器ユニットにより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却浄化系熱交換器に供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度

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熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの使用温度 70℃を上回る 99℃とする。

3. 外径

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、圧力損失が許容できる外径を選定する。

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプの 2. 揚程設定根拠の配管・機器圧力損失 算出条件である, 250A を本ホースの外径とする。

4. 個数

本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として熱交換器ユニットにより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却浄化系熱交換器に供給するために必要な本数であり、最長ルート敷設に必要な本数を6号機で6本(代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)供給側及び代替原子炉補機冷却系接続口B系(南)戻り側に接続する場合)を2セット、7号機で8本(代替原子炉補機冷却系接続口A系(西)供給側及び代替原子炉補機冷却系接続口A系(西)供給側及び代替原子炉補機冷却系接続口A系(西)戻り側に接続する場合)を2セットの合計28本に、本ホースは保守点検中で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は考慮せずに、故障時のバックアップ用として予備2本とし、分散して保管する。

名称		大容量送水車(熱交換器ユニット用)吸込 20m ホース (6,7 号機共用)	
最高使用圧力	MPa	1. 3	
最高使用温度 ℃		60	
外 径 一		150A	
個 数 一		16 (予備 4)	

(概要)

本ホースは、海と大容量送水車(熱交換器ユニット用)を接続するホースであり、重大事故等 対処設備として、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により海水を熱交換器ユニットへ供給す るために設置する。

1.	最高使用圧力
Ι.	7X 101 1X / 11 /14 / 1

	- XIII d D
	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,
	1.3MPa とする。
2.	最高使用温度
	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,

3. 外径

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、接続する大容量送水車のフランジ 仕様が 150A であることから、150A とする。

60℃とする。

4. 個数

本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として大容量送水車(熱交換器ユニット用)により海水を熱交換器ユニットへ送水するために必要な本数であり、6,7号機で2セット16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は考慮せずに、故障時のバックアップ用として予備4本(原子炉格納設備のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備(原子炉建屋放水設備)の大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(水の供給設備)の大容量送水車(海水取水用)と兼用)とし、分散して保管する。

名 称		熱交換器ユニット海水用 10m, 25m, 50m ホース(6, 7 号機共用)	
最高使用圧力	MPa	1. 3	
最高使用温度 ℃		74	
外 径 一		300A	
個 数 一		32 (予備 6)	

(概要)

本ホースは、大容量送水車(熱交換器ユニット用)と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、大容量送水車(熱交換器ユニット用)により原子炉補機冷却水を冷却するための海水を熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器に供給するために設置する。

1	最高使用圧力
Ι.	取向使用圧力

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,

1.3MPa とする。

2. 最高使用温度

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
----------------	-------------

74℃とする。

3. 外径

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、圧力損失が許容できる外径を選定する。

大容量送水車(熱交換器ユニット用)の2. 吐出圧力設定根拠のホース圧損算出条件である,300Aを本ホースの外径とする。

4. 個数

本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として大容量送水車(熱交換器ユニット用)により海水を熱交換器ユニットへ送水するために必要な本数であり、最長ルート敷設に必要な本数を6号機で8本(10m:1本、25m:1本、50m:6本)を2セット、7号機で8本(10m:1本、25m:2本、50m:5本)を2セットの合計 32本に、本ホースは保守点検中で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は考慮せずに、故障時のバックアップ用として各ホースを2本ずつの合計 6本を予備とし、分散して保管する。

7. 原子炉冷却材浄化設備

7.1 原子炉冷却材浄化系

7.1.1 主要弁

名		G31-F017
最高使用圧力	MPa	10. 20
最高使用温度 ℃		302
個 数	_	1

【設定根拠】

(概要)

G31-F017 は、主配管「原子炉冷却材浄化系復水給水系配管分岐部~G31-F017」上の原子炉冷却 材圧力バウンダリの隔離弁であり、設計基準対象施設として原子炉冷却材浄化系再生熱交換器で 冷却した原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すための流路として設置する。

1.	最高使用圧力
T .	

設計基準対象力	施設として使用	する G31-F017	の最高使用圧力は、	原子炉圧力容器の原子炉ド
ー ム圧力 M	Pa,静水頭	MPa 及び原子	- 炉冷却材浄化系ポン	プの締切運転時の揚程
MPa の合計が	MPa となる	ことから、これ	を上回る圧力として	10.20MPa とする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する G31-F017 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。

3. 個数

G31-F017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の隔離弁として使用するために1個設置する。

7.1.2 主配管

		G31-F017
名	称	~
		原子炉圧力容器
最高使用圧力	MPa	8. 62
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	302
外 径	mm	165. 2

【設定根拠】

(概要)

本配管は、G31-F017と原子炉圧力容器を接続する原子炉冷却材圧力バウンダリの配管であり、 設計基準対象施設として、原子炉冷却材を原子炉冷却材浄化系ポンプにより原子炉圧力容器へ戻 すために設置する。

1. 最高使用圧力

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 8.62MPa とする。

2. 最高使用温度

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。

3. 外径

本配管を設計基準対象施設として使用する場合の外径は、原子炉冷却材浄化系ポンプの容量を基に設定しており、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した 165.2mm とする。

V-1-1-5-4 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)

目 次

1.	•••••
2. 制御材	2
2.1 制御棒	2
3. 制御材駆動装置	
3.1 制御棒駆動機構	
3.2 制御棒駆動水圧設備	
3.2.1 水圧制御ユニット(アキュムレータ) ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	
3.2.2 水圧制御ユニット(窒素容器) ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	
3.2.3 主要弁	
3.2.4 主配管	
4. ほう酸水注入設備	
4.1 ポンプ	
4.2 容器	
4.3 安全弁及び逃がし弁 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	
4.4 主要弁 ······	
4.5 主配管	20
5. 計測装置	31
5.1 起動領域計測装置(中性子源領域計測装置,中間領域計測装置)及び	
出力領域計測装置 · · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	31
5.2 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力,温度又は	
流量(代替注水の流量を含む。)を計測する装置 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	
5.3 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置	•••• 44
5.4 原子炉格納容器本体内の圧力,温度,酸素ガス濃度又は	
水素ガス濃度を計測する装置 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	49
5.5 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は	
貯蔵槽内の水位を計測する装置 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	
5.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置	
5.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置	
5.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置	
7. 工学的安全施設等の起動信号 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	
8. 制御用空気設備	
8.1 高圧窒素ガス供給系・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	
(3) 安全弁 ·····	
(5) 主配管	
8.2 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	
(2) 容器	
(5) 主配管	85

1. 概要

本説明書は、計測制御系統施設の申請設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。

2. 制御材

2.1 制御棒

	名	利	弥	ボロンカーバイド型制御棒
個	ķ	数	_	205
落	下速	度	m/s	0.7以下

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

ボロンカーバイド型制御棒は、設計基準対象施設として予想される運転時の異常な過渡変化を含む通常運転時に燃料要素の許容損傷限界を超えることなく炉心を未臨界に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、計測制御系統施設のうち制御材として使用するボロンカーバイド型制御棒は、以下の機能を有する。

ボロンカーバイド型制御棒は、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、原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合において、水圧制御ユニット(アキュムレータ)により駆動水をスクラム弁(C12-126)を介して制御棒駆動機構へ供給し、ボロンカーバイド型制御棒を挿入することで発電用原子炉を未臨界に移行できる設計とする。

1. 個数

ボロンカーバイド型制御棒は、設計基準対象施設として発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な個数である 205 個を設置する。

ボロンカーバイド型制御棒は、設計基準対象施設として 205 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。

2. 落下速度

設計基準対象施設として使用するボロンカーバイド型制御棒の落下速度は、中空ピストンと結合した状態で落下し、それにより生じる、落下に対して大きな抵抗となるダッシュポット効果によって、その速度が 0.7m/s 以下となるように設計されている。

このボロンカーバイド型制御棒の落下速度は,原子炉設置変更許可申請書において,原子炉施設の安全設計の妥当性を確認するために想定される制御棒落下事故の解析条件に用いられ,

その解析においては、制御棒価値ミニマイザで許容する最大価値(0.013 \(\Delta \) にの制御棒及びこれと結合した中空ピストンが、何らかの原因によって、制御棒駆動機構から分離し、炉心から
自重によって落下するような事故が起きても、落下速度を抑え、反応度の急速な投入による燃
料 UO ₂ の最大エンタルピが設計上の制限値を超えないことを確認している。
47 002 V) 取八二フラル C 7-1 取引工 V) 間以 値 と 起 たな V . こ こ と 雅 邮 し く V . 3。
ボロンカーバイド型制御棒を重大事故等時において使用する場合の落下速度は、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、0.7m/s 以下とする。

3. 制御材駆動装置

3.1 制御棒駆動機構

名称		制御棒駆動機構
最高使用圧力	MPa	8. 62, 9. 22
最高使用温度 ℃		302, 306
駆 動 速 度	mm/s	30
		1.44 以下
挿 入 時 間	S	(全ストロークの 60 %挿入,定格圧力で全炉心平均)
		2.80 以下
		(全ストロークの 100 %挿入,定格圧力で全炉心平均)
個 数	_	205(予備 3,予備 21)

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

制御棒駆動機構は、設計基準対象施設としてプラント通常運転時には通常の運転操作に必要な 速度で制御棒を炉心に挿入、引き抜きを行い、緊急時には制御棒を炉心へ急速挿入して原子炉ス クラム(原子炉緊急停止)を行うために設置する。

• 重大事故等対処設備

重大事故等時に、計測制御系統施設のうち制御材駆動装置として使用する制御棒駆動機構は、 以下の機能を有する。

制御棒駆動機構は、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、原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合において、水圧制御ユニット(アキュムレータ)により駆動水をスクラム弁(C12-126)を介して制御棒駆動機構へ供給し、制御棒を挿入することで発電用原子炉を未臨界に移行できる設計とする。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する制御棒駆動機構の最高使用圧力は,原子炉圧力容器の最高 使用圧力と同じ 8.62MPa とする。

制御棒駆動機構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,9.22MPaとする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する制御棒駆動機構の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高 使用温度と同じ302℃とする。

制御棒駆動機構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、306℃とする。

3. 駆動速度

設計基準対象施設として使用する制御棒駆動機構の駆動速度は、制御棒の引き抜きによる炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化により燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリを破損しない速度とし、安全評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)の「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」において確認されている定格値に対する最大の許容公差を考慮した速度 mm/s の安全側の速度とし、定格値である 30mm/s とする。

制御棒駆動機構を重大事故等時において使用する場合の駆動速度は、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、30mm/s とする。

4. 挿入時間

4.1 全ストロークの 60% 挿入, 定格圧力で全炉心平均 1.44s 以下

制御棒駆動機構の挿入時間は、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スクラム速度である全ストロークの60%挿入まで1.44s以下(定格圧 力で全炉心平均)とする。

制御棒駆動機構を重大事故等時において使用する場合の挿入時間は、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、全ストロークの60%挿入まで1.44s以下(定格圧力で全炉心平均)とする。

4.2 全ストロークの 100%挿入, 定格圧力で全炉心平均 2.80s 以下

制御棒駆動機構の挿入時間は、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スクラム速度である全ストロークの100%挿入まで2.80s以下(定格圧 力で全炉心平均)とする。

制御棒駆動機構を重大事故等時において使用する場合の挿入時間は,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,全ストロークの100%挿入まで2.80s以下(定格圧力で全炉心平均)とする。

5.	個数
	制御棒駆動機構は、設計基準対象施設としてボロンカーバイド型制御棒に合わせ 205 個設置
	し、保守点検用の予備品として制御棒駆動機構本体を3個、スプールピースを21個保管する。
	制御棒駆動機構は、設計基準対象施設として 205 個設置しているもののうち、水圧駆動に係
	る部分を重大事故等対処設備として使用する。
	る印力を重八争政等内定政備として使用する。

3.2 制御棒駆動水圧設備

3.2.1 水圧制御ユニット (アキュムレータ)

名	称	水圧制御ユニット (アキュムレータ)
容量	L/個	以上(66) (水側有効容量)
最高使用圧力	MPa	18. 6
最高使用温度	$^{\circ}$	66
個 数	_	103

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

水圧制御ユニット(アキュムレータ)は、設計基準対象施設として制御棒を炉心へ急速挿入し て発電用原子炉をスクラム(原子炉緊急停止)する場合に、制御棒駆動機構のスクラム時の駆動 源として、加圧された駆動水を制御棒駆動機構に供給するために設置する。

重大事故等対処設備

重大事故等時に計測制御系統施設のうち制御材駆動装置のうち制御棒駆動水圧設備(制御棒駆 動系)として使用する水圧制御ユニット(アキュムレータ)は,以下の機能を有する。

水圧制御ユニット(アキュムレータ)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、原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合において、水圧制御ユニット(アキュム レータ)により駆動水をスクラム弁(C12-126)を介して制御棒駆動機構へ供給し、制御棒を挿入 することで発電用原子炉を未臨界に移行できる設計とする。

1.	谷	重
----	---	---

とする。

	容量
	水圧制御ユニット(アキュムレータ)の容量は、下記を考慮する。
	①中空ピストン(2個)のフルストローク挿入に消費される容量: L*
	②周囲温度上昇に伴う窒素ガスの体積膨張の容量: L
	③制御棒駆動機構ラビリンスシール(2個)から炉内へ放出される水容量:L
	①~③の合計: L
	上記から,設計基準対象施設として使用する水圧制御ユニット(アキュムレータ)の容量(設
=	ー確認値) は, L/個以上とする。
	水圧制御ユニット(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

L/個以上

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,

公称値については要求される □L/個以上を上回る 66L/個とする。
注記 *:中空ピストン2個のフルストローク挿入に消費される容量について
1個のフルストローク挿入に消費される容量
= (中空ピストン断面積) × (制御棒駆動機構のスクラムストローク)
=L
ここで,中空ピストン断面積 : mm ²
制御棒駆動機構のスクラムストローク: mm
上記から、中空ピストン2個のフルストローク挿入に消費される容量は Lと
する。

2. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する水圧制御ユニット(アキュムレータ)の最高使用圧力は、 主配管「アキュムレータ~スクラム配管アキュムレータ出口合流部」の最高使用圧力と同じ 18.6MPa とする。

水圧制御ユニット (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、18.6MPa と する。

3. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する水圧制御ユニット(アキュムレータ)の最高使用温度は、 主配管「アキュムレータ~スクラム配管アキュムレータ出口合流部」の最高使用温度と同じ 66℃とする。

水圧制御ユニット (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、66℃とする。

4. 個数

205 個の制御棒駆動機構のうち、204 個は 2 個が 1 つの水圧制御ユニットに、残りの 1 個は 1 個の水圧制御ユニットに接続するため、水圧制御ユニット(アキュムレータ)は、設計基準対象施設として制御棒駆動機構 205 個作動させるために必要な個数である 103 個を設置する。

水圧制御ユニット (アキュムレータ) は、設計基準対象施設として 103 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。

3.2.2 水圧制御ユニット (窒素容器)

名	称	水圧制御ユニット(窒素容器)
容量	L/個	以上(200)
最高使用圧力 MPa		18. 6
最高使用温度 ℃		66
個 数	_	103

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

水圧制御ユニット(窒素容器)は、設計基準対象施設として制御棒駆動機構のスクラム時の駆動源となる水圧制御ユニット(アキュムレータ)に高圧の窒素を供給するために設置する。

• 重大事故等対処設備

重大事故等時に計測制御系統施設のうち制御材駆動装置のうち制御棒駆動水圧設備(制御棒駆動系)として使用する水圧制御ユニット(窒素容器)は、以下の機能を有する。

水圧制御ユニット(窒素容器)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、原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合において、水圧制御ユニット(アキュムレータ)及び水圧制御ユニット(窒素容器)により駆動水をスクラム弁(C12-126)を介して制御棒駆動機構へ供給し、制御棒を挿入することで発電用原子炉を未臨界に移行できる設計とする。

1. 容量

	設計基準対象施設として使用する水圧制御ユニュ	ット	(窒素容器)	の容量は,	制御棒の急	速挿
ス	入の際に,1 個の制御棒が原子炉底部の圧力に打ち	ち勝っ	って規定時間	内に全挿入	.状態になる	らのに
业	必要な窒素ガスの容量は ██ L であることから,2	2個の	つ制御棒を全	挿入状態す	るのに必要	厚な窒
茅	素ガス容量 Lを考慮し, L/個以上とする。	0				

水圧制御ユニット(窒素容器)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。

公称値については要求される L/個以上を上回る 200 L/個とする。

2. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する水圧制御ユニット(窒素容器)の最高使用圧力は、水圧制

御ユニット(アキュムレータ)の最高使用圧力と同じ18.6MPaとする。

水圧制御ユニット(窒素容器)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、18.6MPa とする。

3. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する水圧制御ユニット(窒素容器)の最高使用温度は、水圧制御ユニット(アキュムレータ)の最高使用温度と同じ66℃とする。

水圧制御ユニット(窒素容器)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、66℃とする。

4. 個数

205 個の制御棒駆動機構のうち,204 個は2 個が1つの水圧制御ユニットに,残りの1 個は1個の水圧制御ユニットに接続するため,水圧制御ユニット(窒素容器)は,設計基準対象施設として制御棒駆動機構205 個作動させるために必要な個数である103 個を設置する。

水圧制御ユニット(窒素容器)は、設計基準対象施設として103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。

3.2.3 主要弁

名		C12-126
最高使用圧力	MPa	18. 6
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66
個 数		103

【設定根拠】

(概要)

C12-126 は、主配管「スクラム配管アキュムレータ出口合流部~C12-126」上に設置されるスクラム弁であり、設計基準対象施設としてスクラム時に水圧制御ユニット(アキュムレータ)で加圧された駆動水を制御棒駆動機構に供給するための流路として設置する。

重大事故等対処設備としては、原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合において、水圧制御ユニット(アキュムレータ)で加圧された駆動水を制御棒駆動機構に供給するための流路として使用する。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する C12-126 の最高使用圧力は、主配管「スクラム配管アキュムレータ出口合流部~C12-126」の最高使用圧力と同じ 18.6MPa とする。

C12-126 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、18.6MPa とする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する C12-126 の最高使用温度は、主配管「スクラム配管アキュムレータ出口合流部~C12-126」の最高使用温度と同じ 66℃とする。

C12-126 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、66℃とする。

3. 個数

C12-126 は、設計基準対象施設として水圧制御ユニットと同数である 103 個設置する。

C12-126 は、設計基準対象施設として 103 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。

3.2.4 主配管

		窒素容器
名	称	~
		アキュムレータ
最高使用圧力 MPa		18. 6
最高使用温度 ℃		66
外径	mm	34. 0

【設定根拠】

(概要)

本配管は、水圧制御ユニット内の窒素容器とアキュムレータ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、水圧制御ユニットアキュムレータに高圧窒素を供給す るために設置する。

1. 最高使用圧力

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、水圧制御ユニット(アキュムレータ)の最高使用圧力と同じ 18.6MPa 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、18.6MPaとする。

2. 最高使用温度

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、水圧制御ユニット(アキュムレータ)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、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、66°Cとする。

3. 外径

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窒素ガス容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する窒素ガス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、34.0mmとする。

		アキュムレータ
名	陈	\sim
		スクラム配管アキュムレータ出口合流部
最高使用圧力	MPa	18. 6
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	66
外径	mm	

(概要)

本配管は、水圧制御ユニット内のアキュムレータとスクラム配管アキュムレータ出口合流部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、加圧された駆動水を制御棒駆動機構に供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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「制御棒駆動水ポンプ~ 制御棒駆動水フィルタ」の最高使用圧力と同じ 18.6MPa 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,18.6MPaとする。

2. 最高使用温度

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「制御棒駆動水ポンプ~ 制御棒駆動水フィルタ」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、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、66℃とする。

3. 外径

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制御棒駆動水量を基に設定しており、重大事故等時に使用する制御棒駆動水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、 mm とする。

		スクラム配管アキュムレータ出口合流部
名	称	~
		C12-126
最高使用圧力	MPa	18. 6
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	66
外径	mm	

(概要)

本配管は、水圧制御ユニット内のスクラム配管アキュムレータ出口合流部と C12-126 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、加圧された駆動水を制御棒駆動機構に供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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「制御棒駆動水ポンプ~ 制御棒駆動水フィルタ」の最高使用圧力と同じ 18.6MPa 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、18.6MPaとする。

2. 最高使用温度

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「制御棒駆動水ポンプ~ 制御棒駆動水フィルタ」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、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、66℃とする。

3. 外径

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制御棒駆動水量を基に設定しており、重大事故等時に使用する制御棒駆動水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、mmとする。

		C12-126
名	称	~
		水圧制御ユニット出口
最高使用圧力	MPa	18. 6
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	66
外径	mm	42. 7

(概要)

本配管は、水圧制御ユニット内の C12-126 と水圧制御ユニット出口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、加圧された駆動水を制御棒駆動機構に供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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「制御棒駆動水ポンプ~ 制御棒駆動水フィルタ」の最高使用圧力と同じ 18.6MPa 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,18.6MPaとする。

2. 最高使用温度

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「制御棒駆動水ポンプ~ 制御棒駆動水フィルタ」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、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、66℃とする。

3. 外径

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制御棒駆動水量を基に設定しており、重大事故等時に使用する制御棒駆動水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、42.7mmとする。

名	称	水圧制御ユニット出口〜制御棒駆動機構ハウジング
最高使用圧力	MPa	18. 6
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	66
外 径	mm	42.7, 27.2

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、水圧制御ユニット出口と制御棒駆動機構ハウジング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、高圧水を制御棒駆動機構に供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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「制御棒駆動水ポンプ~制御棒駆動水フィルタ」の最高使用圧力と同じ 18.6MPa 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、18.6MPaとする。

2. 最高使用温度

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「制御棒駆動水ポンプ~ 制御棒駆動水フィルタ」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、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、66°Cとする。

3. 外径

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制御棒駆動水量を基に設定しており、重大事故等時に使用する制御棒駆動水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、42.7mm、27.2mmとする。

4 ほう酸水注入設備

4.1 ポンプ

名 称		ほう酸水注入系ポンプ
容量	m³/h/個	以上(11.4)
吐 出 圧 力	MPa	以上(8.43)
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37/吐出側 10.8
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66
原動機出力	kW/個	
個 数	_	2

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

ほう酸水注入系ポンプは、設計基準対象施設として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、発電用原子炉を未臨界に移行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 ほう酸水注入系ポンプは、以下の機能を有する。

ほう酸水注入系ポンプは,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てほう酸水注入系ポンプにより原子炉圧力 容器に十分な量のほう酸水を注入し、発電用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)として使用するほう酸水注入系ポンプは、以下の機能を有する。

ほう酸水注入系ポンプは、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、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注 入系貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水することで、発電用原子炉を冷却し、重大事故等の 進展を抑制できる設計とする。 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)として使用するほう酸水注入系ポンプは,以下の機能を有する。

ほう酸水注入系ポンプは、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、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、炉心の著しい損傷が発生した場合に、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系貯蔵タンクの水を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遅延・防止できる設計とする。

 お量 設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系ポンプの容量は、ほう酸水注入系貯蔵タンク有効容積 m³ *1全てを min 以上 min*2以内で注入する必要があることから、m³/h/個*3を上回るものとし、m³/h/個以上とする。
ほう酸水注入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。なお、同容量において十分な反応度制御能力を有する事を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)にて確認している。
公称値については
*2:ほう酸水の注入時間について ほう酸水の注入時間は、炉水中のボロン濃度変化限度を基に設定する。
ボロン濃度変化限度は、最低反応度印加速度0.001 Δk/minを上回るボロン注入速度として8ppm/min以上とし、また炉水中にほう酸水を均一に分散させるため20ppm/min以下に設定する。 実効増倍率 以下にするために必要なボロン濃度は、平成23年8月31日付平成
23・08・09原第1号にて認可された工事計画のIV-3-2「制御能力についての計算書」より、
上記より、ほう酸水の注入時間は min以上 min以内となる。

*3:ほう酸水注入系ポンプによる原子炉圧力容器への注入の必要容量は,許容注入時
間の最長時間が min, ほう酸水注入系貯蔵タンクの有効容量が m³であ
ることから、以下のとおりとなる。
÷ ⊨ m³/min
$=$ m^3/h
上記より、ほう酸水注入系ポンプによる原子炉圧力容器への注入の必要容量は
m³/h/個となる。
2. 吐出圧力
設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系ポンプの吐出圧力は、施設時と系統構成を
含めて変わらないため、実揚程、原子炉圧力、静水頭及び配管・弁類圧力損失を基に設定する。
実揚程 約-0.10MPa
原子炉圧力 約 7.92MPa
静水頭 約 0.03MPa
配管・弁類圧力損失 約 0.37MPa
合計 約 8. 22MPa
以上より,ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力は MPa 以上とする。
┃ ┃ ほう酸水注入系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出圧力は, 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、 MPa 以上とする。
公称値については,要求される MPa を上回る 8.43MPa とする。
3. 最高使用圧力
3.1 吸込側
設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系ポンプの最高使用圧力は、主配管「ほう
酸水注入系貯蔵タンク〜ほう酸水注入系ポンプ」の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。
ほう酸水注入系ポンプ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。
3.2 吐出側
設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系ポンプの最高使用圧力は、ほう酸水注入
系ポンプの吐出圧力を上回る圧力とし,10.8MPa とする。

ほう酸水注入系ポンプ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,10.8MPa とする。

4. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系ポンプの最高使用温度は、主配管「ほう酸水注入系貯蔵タンク~ほう酸水注入系ポンプ」の最高使用温度と同じ66℃とする。

ほう酸水注入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、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、66℃とする。

5. 原動機出力

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系ポンプの原動機出力は、定格流量点での軸動力を基に、容量及び吐出圧力を考慮して決定する。

$$P u = \frac{10^3}{60} \cdot Q \cdot p$$

$$\eta = \frac{P u}{P} \cdot 100$$

$$P = \frac{10^3 \cdot Q \cdot p}{60 \cdot n / 100}$$

(引用文献:日本工業規格 JIS B 8311(2002)「往復ポンプー試験法」)

P : 軸動力(kW) Pu:水動力(kW)

Q : 容量(m³/min) =0.19

p : 吐出圧力(MPa) =9.81 (ピーク値)

η : ポンプ効率(%)

$$P = \frac{10^3 \times 0.19 \times 9.81}{60 \times 1000} = 1 \implies kW$$

上記から、公称値については要求される kw を上回る kw/個とする。

ほう酸水注入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、kW/個とする。

6. 個数

ほう酸水注入系ポンプ (原動機含む。) は、設計基準対象施設としてほう酸水を原子炉圧力容

器に注水するために必要な個数である1個に, し,合計2個設置する。	故障時及び保守点検時による待機除外時を考慮
ほう酸水注入系ポンプ(原動機含む。)は, を重大事故等対処設備として使用する。	設計基準対象施設として 2 個設置しているもの

4.2 容器

名称		ほう酸水注入系貯蔵タンク
容量	m^3	以上(31.7)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	$_{\mathbb{C}}$	66
個 数	_	1

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、設計基準対象施設として制御棒の挿入不能の場合に原子炉に注入するほう酸水を貯蔵するために設置する。ほう酸水の濃度は15℃において wt%以上であり、定期的に試料採取を行うことによって確認する。

• 重大事故等対処設備

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 ほう酸水注入系貯蔵タンクは、以下の機能を有する。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは,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原子炉圧力容器に十分な量のほう酸水を注入し、発電用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)として使用するほう酸水注入系貯蔵タンクは,以下の機能を有する。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、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てほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注 入系貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水することで、発電用原子炉を冷却し、重大事故等の 進展を抑制できる設計とする。

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(水の供給設備)として使用するほう酸水注入系貯蔵タンクは、以下の機能を有する。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確

保することに加えて、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 に必要となる十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、ほう酸水注入系の水源として、ほう酸水注入系貯蔵タンクを使用することで重大 事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給できる設計とする。

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)として使用するほう酸水注入系貯蔵タンクは、以下の機能を有する。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、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、炉心の著しい損傷が発生した場合に、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統を介してほう酸水注入系貯蔵タンクの水を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のペデスタル(ドライウェル部)への落下を遅延又は防止できる設計とする。

1. 容量

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系貯蔵タンクの容量は、ほう酸水の必要貯蔵
量 m³ *を上回るタンク有効容積 m³にタンク無効容積 m³を加味した m³以
 上とする。
ほう酸水注入系貯蔵タンク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以上とする。
公称値については要求される容量である m³を上回る 31.7m³とする。

注記*:ほう酸水の貯蔵量について
ほう酸水の貯蔵量は、ほう酸水を注入して原子炉を冷温停止に至らせ、その状態に余
裕を持って維持するのに必要な原子炉冷却材中のボロン濃度を考慮する。
必要ボロン濃度は,平成23年8月31日付平成23・08・09原第1号にて認可された工事計
画のIV-3-2「制御能力についての計算書」より、実効増倍率 U下にするのに必
要なボロン濃度 ppmに不完全混合に対する余裕をとって ppmとする。
 ここで,ほう酸水は五ほう酸ナトリウム溶液が使用されているため,必要ボロン濃度
から五ほう酸ナトリウムの量に換算する。
必要ボロン濃度に対するボロン量は、原子炉冷却材水量が kgであるため、
$\times 1000 \times 10^{-6} =$ kg
 となる。そして五ほう酸ナトリウム中のボロン含有率はwt%であることから,

2. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用圧力は、ほう酸水注 入系貯蔵タンクが大気開放であることから、静水頭とする。

ほう酸水注入系貯蔵タンク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、静水頭とする。

3. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用温度は、ほう酸の析 出防止のため保温用ヒータによりほう酸水を 27 ± 3 ^{\circ} *に維持していることから、これを上回 る 66 \circ とする。

ほう酸水注入系貯蔵タンク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、66℃とする。

注記 *:保温用ヒータの電源は非常用電源から供給されるため、事故時におけるタンク内のほう酸水が析出するような温度低下は起こらない。

4. 個数

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、設計基準対象施設として制御棒の挿入不能の場合に原子炉に 注入するほう酸水を貯蔵するために必要な個数である1個を設置する。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、設計基準対施設として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。

4.3 安全弁及び逃がし弁

	名称		C41-F014
吹	出圧力	MPa	1. 37
個	数	_	1

【設定根拠】

(概要)

C41-F014 は、主配管「ほう酸水注入系貯蔵タンク〜ほう酸水注入系ポンプ」上に設置する逃が し弁であり、設計基準対象施設として、主配管「ほう酸水注入系貯蔵タンク〜ほう酸水注入系ポ 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としては、重大事故等時に主配管「ほう酸水注入系貯蔵タンク〜ほう酸水 注入系ポンプ」の圧力が最高使用圧力になった場合に開動作して設計基準対象施設の最高使用圧 力以下に維持するために設置する。

1. 吹出圧力

設計基準対象施設として使用する C41-F014 の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「ほう酸水注入系貯蔵タンク~ほう酸水注入系ポンプ」の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

C41-F014 を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は,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,1.37MPa とする。

2. 個数

C41-F014 は、設計基準対象施設として主配管「ほう酸水注入系貯蔵タンク~ほう酸水注入系ポンプ」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個設置する。

C41-F014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		称	C41-F003A, B	
吹	出	圧	力	MPa	10.8
個			数	_	2

(概要)

C41-F003A, B は、主配管「ほう酸水注入系ポンプ~ほう酸水注入系合流部」上に設置する逃が し弁であり、設計基準対象施設として、主配管「ほう酸水注入系ポンプ~ほう酸水注入系合流部」 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としては、重大事故等時に主配管「ほう酸水注入系ポンプ~ほう酸水注入 系合流部」の圧力が最高使用圧力になった場合に開動作して設計基準対象施設の最高使用圧力以 下に維持するために設置する。

1. 吹出圧力

設計基準対象施設として使用する C41-F003A, B の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「ほう酸水注入系ポンプ~ほう酸水注入系合流部」の最高使用圧力と同じ 10.8 MPa とする。

C41-F003A, B を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は,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,10.8MPa とする。

2. 個数

C41-F003A, B は、設計基準対象施設として主配管「ほう酸水注入系ポンプ~ほう酸水注入系合流部」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各系列に1個とし、合計2個設置する。

C41-F003A, B 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。

4.4 主要弁

名		C41-F007
最高使用圧力	MPa	8. 62
最高使用温度	$^{\circ}$	302
個 数	_	1

【設定根拠】

(概要)

C41-F007 は、主配管「ほう酸水注入系ポンプ~ほう酸水注入系合流部」上に設置する原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁であり、設計基準対象施設としてほう酸水注入系ポンプよりほう酸水を原子炉圧力容器へ注入するための流路として設置する。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する C41-F007 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 8.62MPa とする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する C41-F007 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。

3. 個数

C41-F007 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の隔離弁として使用するために1個設置する。

4.5 主配管

名	称	ほう酸水注入系貯蔵タンク〜ほう酸水注入系ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66
外 径	mm	114. 3

【設定根拠】

(概要)

本配管は、ほう酸水注入系貯蔵タンクとほう酸水注入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、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水をほう酸水注入系ポンプに供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、ほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用圧力(静水頭)を上回る1.37MPa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、1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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、ほう酸水注入系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、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、66℃とする。

3. 外径

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ほう酸水注 入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ほう酸水注入系ポンプの容量 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、配管外径に対する標準流 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、114.3mmとする。

名	称	ほう酸水注入系ポンプ~ほう酸水注入系合流部
最高使用圧力	MPa	8. 62, 10. 8, 9. 22
最高使用温度	$^{\circ}$ C	302, 66, 306
外 径	mm	48. 6

(概要)

本配管は、ほう酸水注入系ポンプとほう酸水注入系合流部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、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水をほう酸水注入系ポンプにより原子炉圧力容器に注入するために設置する。

1. 最高使用圧力

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 8.62MPa とする。

1.2 最高使用圧力 10.8MPa

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、ほう酸水注入系ポンプの吐出側の最高使用圧力と同じ 10.8MPa とする。

1.3 最高使用圧力 9.22MPa

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,9.22MPaとする。

2. 最高使用温度

2.1 最高使用温度 302℃

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。

2.2 最高使用温度 66℃

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、ほう酸水注入系ポンプの最高 使用温度と同じ 66℃とする。

2.3 最高使用温度 306℃

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、306℃とする。

3.	外径
1	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ほう酸水注
1	
	入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ほう酸水注入系ポンプの容量
1	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、配管外径に対する標準流
j	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,48.6mmとする。
1	
1	
1	
1	
1	
1	
1	
1	
1	
1	
1	
1	
1	
1	
1	
1	
1	
1	
1	
1	
I	
1	
1	
1	
1	
1	
1	
I	
1	
1	
I	
1	
1	
1	
1	
1	
I	
1	
1	
1	
1	
1	
<u></u>	

5. 計測装置

5.1 起動領域計測装置(中性子源領域計測装置,中間領域計測装置)及び出力領域計測装置

	夕 1	弥	起動領域モニタ	
	4		中性子源領域	中間領域
個	数	_	1	0

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

起動領域モニタは,設計基準対象施設として炉心における中性子東密度を計測するとともに, 計測結果を表示し,記録し,及び保存するために設置する。

• 重大事故等対処設備

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する起動領域モニタは、以下の機能を有する。

起動領域モニタは、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

起動領域モニタの装置の構成、計測範囲等については、V-1-5-1「計測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。

1. 個数

起動領域モニタは、設計基準対象施設として炉心における中性子東密度を計測するために必要な個数であり、当該中性子東密度を計測可能なように 10 個設置する。

起動領域モニタは,設計基準対象施設として 10 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		出力領域モニタ
個	数		208

(概要)

• 設計基準対象施設

出力領域モニタは,設計基準対象施設として炉心における中性子東密度を計測するとともに, 計測結果を表示し,記録し,及び保存するために設置する。

· 重大事故等対処設備

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する出力領域モニタは、以下の機能を有する。

出力領域モニタは、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

出力領域モニタの装置の構成,計測範囲等については, V-1-5-1「計測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。

1. 個数

出力領域モニタは、設計基準対象施設として炉心における中性子東密度を計測するために必要な個数であり、当該中性子東密度を計測可能なように各チャンネル(4 チャンネル)に 52 個ずつ設置し、合計 208 個設置する。

出力領域モニタは、設計基準対象施設として 208 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。 5.2 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力,温度又は流量(代替注水の流量を含む。)を計測する装置

2	名 1	弥	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力
個	数		2

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の圧力を計測するために設置する。

• 重大事故等対処設備

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する高圧炉心注水系ポンプ吐出 圧力は、以下の機能を有する。

高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の装置の構成、計測範囲等については、V-1-5-1「計測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。

1. 個数

高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力は,設計基準対象施設として当該圧力を計測するために必要な個数であり,各系統を計測可能なように各1個とし,合計2個設置する。

高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力は,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 和		残留熱除去系ポンプ吐出圧力
個	数		3

(概要)

• 設計基準対象施設

残留熱除去系ポンプ吐出圧力は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の圧力を計測するため に設置する。

• 重大事故等対処設備

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する残留熱除去系ポンプ吐出圧力は、以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプ吐出圧力は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

残留熱除去系ポンプ吐出圧力の装置の構成,計測範囲等については, V-1-5-1「計測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。

1. 個数

残留熱除去系ポンプ吐出圧力は,設計基準対象施設として当該圧力を計測するために必要な 個数であり,各系統を計測可能なように各1個とし,合計3個設置する。

残留熱除去系ポンプ吐出圧力は,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。

	名		残留熱除去系熱交換器入口温度
個	数		3

(概要)

• 設計基準対象施設

残留熱除去系熱交換器入口温度は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の温度を計測するために設置する。

• 重大事故等対処設備

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する残留熱除去系熱交換器入口 温度は、以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器入口温度は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。) 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。

残留熱除去系熱交換器入口温度の装置の構成,計測範囲等については,V-1-5-1「計測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。

1. 個数

残留熱除去系熱交換器入口温度は,設計基準対象施設として当該温度を計測するために必要な個数であり,各系統を計測可能なように各1個とし,合計3個設置する。

残留熱除去系熱交換器入口温度は,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。

	名	际	残留熱除去系熱交換器出口温度
個	数		3

(概要)

• 設計基準対象施設

残留熱除去系熱交換器出口温度は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の温度を計測するために設置する。

• 重大事故等対処設備

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する残留熱除去系熱交換器出口 温度は、以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器出口温度は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。) 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。

残留熱除去系熱交換器出口温度の装置の構成,計測範囲等については,V-1-5-1「計測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。

1. 個数

残留熱除去系熱交換器出口温度は,設計基準対象施設として当該温度を計測するために必要な個数であり,各系統を計測可能なように各1個とし,合計3個設置する。

残留熱除去系熱交換器出口温度は,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。

名	1	称	復水補給水系温度 (代替循環冷却)
個	数	_	1

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する復水補給水系温度(代替循環 冷却)は、以下の機能を有する。

復水補給水系温度(代替循環冷却)は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。) 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。

復水補給水系温度(代替循環冷却)の装置の構成、計測範囲等については、V-1-5-1「計測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。

1. 個数

復水補給水系温度(代替循環冷却)は、重大事故等対処設備として当該温度を計測するため に必要な個数であり、当該温度を計測可能なように1個設置する。

	名		残留熱除去系系統流量
個	数		3

(概要)

• 設計基準対象施設

残留熱除去系系統流量は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の流量及び原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測するために設置する。

· 重大事故等対処設備

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する残留熱除去系系統流量は、以下の機能を有する。

残留熱除去系系統流量は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

残留熱除去系系統流量の装置の構成,計測範囲等については, V-1-5-1「計測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。

1. 個数

残留熱除去系系統流量は,設計基準対象施設として当該流量を計測するために必要な個数であり,各系統を計測可能なように各1個とし,合計3個設置する。

残留熱除去系系統流量は,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。

	名称		原子炉隔離時冷却系系統流量
個	数		1

(概要)

• 設計基準対象施設

原子炉隔離時冷却系系統流量は,設計基準対象施設として原子炉冷却材の流量を計測するために設置する。

• 重大事故等対処設備

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する原子炉隔離時冷却系系統流量は、以下の機能を有する。

原子炉隔離時冷却系系統流量は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

原子炉隔離時冷却系系統流量の装置の構成,計測範囲等については,V-1-5-1「計測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。

1. 個数

原子炉隔離時冷却系系統流量は,設計基準対象施設として当該流量を計測するために必要な 個数であり,当該流量を計測可能なように1個設置する。

原子炉隔離時冷却系系統流量は,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		高圧炉心注水系系統流量
個	数	_	2

(概要)

• 設計基準対象施設

高圧炉心注水系系統流量は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の流量を計測するために設置する。

• 重大事故等対処設備

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する高圧炉心注水系系統流量は, 以下の機能を有する。

高圧炉心注水系系統流量は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

高圧炉心注水系系統流量の装置の構成,計測範囲等については, V-1-5-1「計測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。

1. 個数

高圧炉心注水系系統流量は,設計基準対象施設として当該流量を計測するために必要な個数であり,各系統を計測可能なように各1個とし,合計2個設置する。

高圧炉心注水系系統流量は,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	高圧代替注水系系統流量
個	数	_	1

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する高圧代替注水系系統流量は, 以下の機能を有する。

高圧代替注水系系統流量は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

高圧代替注水系系統流量の装置の構成、計測範囲等については、V-1-5-1「計測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。

1. 個数

高圧代替注水系系統流量は,重大事故等対処設備として当該流量を計測するために必要な個数であり,当該流量を計測可能なように1個設置する。

名称			復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)
個	数		1

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) は、以下の機能を有する。

復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)の装置の構成,計測範囲等については, V-1-5-1 「計測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。

1. 個数

復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)は、重大事故等対処設備として当該流量を計測するために必要な個数であり、当該流量を計測可能なように1個設置する。

名称			復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)
個	数		1

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) は、以下の機能を有する。

復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)の装置の構成,計測範囲等については, V-1-5-1 「計測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。

1. 個数

復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)は、重大事故等対処設備として当該流量を計測するために必要な個数であり、当該流量を計測可能なように1個設置する。

5.3 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

2	名		原子炉圧力
個	数		3

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

原子炉圧力は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器内の圧力を計測するために設置する。

• 重大事故等対処設備

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する原子炉圧力は、以下の機能を 有する。

原子炉圧力は,重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

原子炉圧力の装置の構成、計測範囲等については、V-1-5-1「計測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。

1. 個数

原子炉圧力は、設計基準対象施設として当該圧力を計測するために必要な個数であり、当該 圧力を計測可能なように4個設置する。

原子炉圧力は、設計基準対象施設として4個設置しているもののうち3個を重大事故等対処 設備として使用する。

名	名称		原子炉圧力(SA)
個	数		1

【設 定 根 拠】

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する原子炉圧力(SA)は、以下の機能を有する。

原子炉圧力(SA)は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

原子炉圧力 (SA) の装置の構成、計測範囲等については、V-1-5-1 「計測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。

1. 個数

原子炉圧力(SA)は、重大事故等対処設備として当該圧力を計測するために必要な個数であり、当該圧力を計測可能なように1個設置する。

	名		原子炉水位(広帯域)
個	数		3

(概要)

· 設計基準対象施設

原子炉水位(広帯域)は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器内の水位を計測するとともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存するために設置する。

· 重大事故等対処設備

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する原子炉水位(広帯域)は、以下の機能を有する。

原子炉水位(広帯域)は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

原子炉水位(広帯域)の装置の構成、計測範囲等については、V-1-5-1「計測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。

1. 個数

原子炉水位(広帯域)は、設計基準対象施設として当該水位を計測するために必要な個数であり、当該水位を計測可能なように8個設置する。

原子炉水位(広帯域)は、設計基準対象施設として8個設置しているもののうち3個を重大 事故等対処設備として使用する。

	名		原子炉水位(燃料域)
個	数		2

(概要)

· 設計基準対象施設

原子炉水位(燃料域)は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器内の水位を計測するとともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存するために設置する。

· 重大事故等対処設備

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する原子炉水位(燃料域)は、以下の機能を有する。

原子炉水位 (燃料域) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) 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。

原子炉水位 (燃料域) の装置の構成, 計測範囲等については, V-1-5-1「計測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。

1. 個数

原子炉水位(燃料域)は、設計基準対象施設として当該水位を計測するために必要な個数であり、当該水位を計測可能なように2個設置する。

原子炉水位(燃料域)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		原子炉水位(SA)
個	数		2

【設 定 根 拠】

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する原子炉水位(SA)は、以下の機能を有する。

原子炉水位(SA)は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

原子炉水位(SA)の装置の構成、計測範囲等については、V-1-5-1「計測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。

1. 個数

原子炉水位(SA)は、重大事故等対処設備として原子炉水位の広帯域と燃料域それぞれを計 測可能なように1個ずつ設置し、合計2個設置する。

5.4 原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置

名	君	弥	格納容器内圧力 (D/W)
個	数		1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する格納容器内圧力(D/W)は、以下の機能を有する。

格納容器内圧力 (D/W) は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

格納容器内圧力 (D/W) の装置の構成,計測範囲等については, V-1-5-1「計測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。

1. 個数

格納容器内圧力 (D/W) は,重大事故等対処設備として当該圧力を計測するために必要な個数であり,当該圧力を計測可能なように1個設置する。

名	名称		格納容器內圧力(S/C)
個	数		1

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する格納容器内圧力(S/C)は, 以下の機能を有する。

格納容器内圧力 (S/C) は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

格納容器内圧力 (S/C) の装置の構成,計測範囲等については, V-1-5-1「計測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。

1. 個数

格納容器内圧力 (S/C) は、重大事故等対処設備として当該圧力を計測するために必要な個数であり、当該圧力を計測可能なように1個設置する。

	名		ドライウェル雰囲気温度
個	数		2

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するドライウェル雰囲気温度は, 以下の機能を有する。

ドライウェル雰囲気温度は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

ドライウェル雰囲気温度の装置の構成、計測範囲等については、V-1-5-1「計測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。

1. 個数

ドライウェル雰囲気温度は、重大事故等対処設備としてドライウェル上部と下部それぞれの 温度を計測可能なように1個ずつ設置し、合計2個設置する。

名	名称		サプレッションチェンバ気体温度
個	数		1

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するサプレッションチェンバ気体温度は、以下の機能を有する。

サプレッションチェンバ気体温度は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

サプレッションチェンバ気体温度の装置の構成、計測範囲等については、V-1-5-1「計測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。

1. 個数

サプレッションチェンバ気体温度は、重大事故等対処設備として当該温度を計測するために 必要な個数であり、当該温度を計測可能なように1個設置する。

	名		サプレッションチェンバプール水温度
個	数	_	3

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するサプレッションチェンバプ ール水温度は、以下の機能を有する。

サプレッションチェンバプール水温度は,重大事故等が発生し,計測機器(非常用のものを含む。)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。

サプレッションチェンバプール水温度の装置の構成、計測範囲等については、V-1-5-1「計測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。

1. 個数

サプレッションチェンバプール水温度は、重大事故等対処設備としてサプレッションチェンバプールの上部、中部、下部のそれぞれの水温を計測可能なように1個ずつ設置し、合計3個設置する。

	名称		格納容器内酸素濃度
個	数	_	2

(概要)

• 設計基準対象施設

格納容器内酸素濃度は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内における酸素濃度を計測するとともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存するために設置する。

· 重大事故等対処設備

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する格納容器内酸素濃度は、以下の機能を有する。

格納容器内酸素濃度は、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内における 水素爆発による破損を防止するために必要な設備として設置する。

また、格納容器内酸素濃度は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

格納容器内酸素濃度の装置の構成,計測範囲等については, V-1-5-1「計測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。

1. 個数

格納容器内酸素濃度は、設計基準対象施設として当該酸素濃度を計測するために必要な個数であり、当該酸素濃度を計測可能なように2個設置する。

格納容器内酸素濃度は、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		格納容器内水素濃度
個	数		2

(概要)

• 設計基準対象施設

格納容器内水素濃度は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内における水素濃度を計測するとともに、計測結果を表示し、記録し、及び保存するために設置する。

· 重大事故等対処設備

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する格納容器内水素濃度は,以下 の機能を有する。

格納容器内水素濃度は、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内における 水素爆発による破損を防止するために必要な設備として設置する。

また、格納容器内水素濃度は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

格納容器内水素濃度の装置の構成,計測範囲等については,V-1-5-1「計測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。

1. 個数

格納容器内水素濃度は、設計基準対象施設として当該水素濃度を計測するために必要な個数であり、当該水素濃度を計測可能なように2個設置する。

格納容器内水素濃度は、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。

1	名称		格納容器内水素濃度(SA)
個	数		2

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する格納容器内水素濃度 (SA) は, 以下の機能を有する。

格納容器内水素濃度(SA)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内における水素爆発による破損を防止するために必要な設備として設置する。

また、格納容器内水素濃度(SA)は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

格納容器内水素濃度(SA)の装置の構成、計測範囲等については、V-1-5-1「計測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。

1. 個数

格納容器内水素濃度(SA)は、重大事故等対処設備としてドライウェル、サプレッションチェンバのそれぞれの水素濃度を計測可能なように1個ずつ設置し、合計2個設置する。

5.5 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置

3	名		復水貯蔵槽水位 (SA)
個	数		1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する復水貯蔵槽水位(SA)は、以下の機能を有する。

復水貯蔵槽水位(SA)は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

復水貯蔵槽水位(SA)の装置の構成、計測範囲等については、V-1-5-1「計測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。

1. 個数

復水貯蔵槽水位(SA)は、重大事故等対処設備として当該水位を計測するために必要な個数であり、当該水位を計測可能なように1個設置する。

5.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

名	君	弥	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)
個	数		1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)は、以下の機能を有する。

復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)の装置の構成,計測範囲等については,V-1-5-1 「計測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。

1. 個数

復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)は,重大事故等対処設備として当該流量を計測 するために必要な個数であり,当該流量を計測可能なように1個設置する。

5.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

名	当	弥	サプレッションチェンバプール水位
個	数		1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するサプレッションチェンバプ ール水位は、以下の機能を有する。

サプレッションチェンバプール水位は,重大事故等が発生し,計測機器(非常用のものを含む。) 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。

サプレッションチェンバプール水位の装置の構成、計測範囲等については、V-1-5-1「計測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。

1. 個数

サプレッションチェンバプール水位は,重大事故等対処設備として当該水位を計測するため に必要な個数であり、当該水位を計測可能なように1個設置する。

	名称		格納容器下部水位
個	数		3

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する格納容器下部水位は、以下の機能を有する。

格納容器下部水位は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

格納容器下部水位の装置の構成,計測範囲等については,V-1-5-1「計測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。

1. 個数

格納容器下部水位は、重大事故等対処設備として原子炉納容器下部における注水状況を確認するため、溶融炉心の冷却に必要な水深があることを確認できるよう下部ドライウェル底部から+1.0m、+2.0m、+3.0mの各高さに1個ずつ設置し、合計3個設置する。

5.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

	名		原子炉建屋水素濃度
個	数		8

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する原子炉建屋水素濃度は、以下の機能を有する。

原子炉建屋水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合において水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備として設置する。

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

原子炉建屋水素濃度の装置の構成、計測範囲等については、V-1-5-1「計測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。

1. 個数

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等対処設備として、水素が最終的に滞留する原子炉建屋地 上4階の天井付近に2個、原子炉格納容器内で発生した水素が漏えいする可能性のある原子炉 建屋地上2階に2個、地下1階に1個、地下2階に2個、非常用ガス処理系吸込み配管付近に 1個設置し、合計8個を設置する。

7. 工学的安全施設等の起動信号

工学的安全施設等の		代替制御棒挿入
起動信号の種類		原子炉圧力高
個 数	_	3
工学的安全施設		
等の起動に要す	_	2
る信号の個数		

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち工学的安全施設等の起動信号として使用する代替制 御棒挿入(原子炉圧力高)は、以下の機能を有する。

代替制御棒挿入起動信号(原子炉圧力高)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。

1. 個数

原子炉圧力検出器は、代替制御棒挿入起動信号(原子炉圧力高)として3個設置する。

代替制御棒挿入起動信号(原子炉圧力高)は、重大事故等対処設備として3個設置する原子炉圧力検出器を使用し、代替制御棒挿入起動信号(原子炉圧力高)として2個以上の一致が必要であることから工学的安全施設等の起動に要する信号の個数を2個とする。

工学的安全施設等の		代替制御棒挿入
起動信号の種類		原子炉水位低(レベル 2)
個 数	_	4
工学的安全施設		
等の起動に要す	_	2
る信号の個数		

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち工学的安全施設等の起動信号として使用する代替制 御棒挿入(原子炉水位低(レベル2))は、以下の機能を有する。

代替制御棒挿入起動信号(原子炉水位低(レベル2))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。

1. 個数

原子炉水位検出器は、代替制御棒挿入起動信号(原子炉水位低(レベル 2))として 4 個設置する。

代替制御棒挿入起動信号(原子炉水位低(レベル2))は、重大事故等対処設備として4個設置する原子炉水位検出器を使用し、代替制御棒挿入起動信号(原子炉水位低(レベル2))として2個以上の一致が必要であることから工学的安全施設等の起動に要する信号の個数を2個とする。

工学的安全施設等の		代替冷却材再循環ポンプ・トリップ(1)
起動信号の種類		原子炉圧力高
個 数	_	3
工学的安全施設		
等の起動に要す		2
る信号の個数		

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち工学的安全施設等の起動信号として使用する代替冷却材再循環ポンプ・トリップ(1)(原子炉圧力高)は、以下の機能を有する。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(1)(原子炉圧力高)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。

1. 個数

原子炉圧力検出器は、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(1)(原子炉圧力高)として3個設置する。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(1)(原子炉圧力高)は、重大事故等対処設備として3個設置する原子炉圧力検出器を使用し、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(1)(原子炉圧力高)して2個以上の一致が必要であることから工学的安全施設等の起動に要する信号の個数を2個とする。

工学的安全施設等の		代替冷却材再循環ポンプ・トリップ(1)
起動信号の種類		原子炉水位低(レベル 3)
個 数		3
工学的安全施設		
等の起動に要す	_	2
る信号の個数		

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち工学的安全施設等の起動信号として使用する代替冷却材再循環ポンプ・トリップ(1)(原子炉水位低(レベル3))は、以下の機能を有する。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(1) (原子炉水位低 (レベル 3)) 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。

1. 個数

原子炉水位検出器は、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(1)(原子炉水位低(レベル3))として3個設置する。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(1) (原子炉水位低 (レベル 3)) は,重大事故等対処設備として 3 個設置する原子炉水位検出器を使用し,代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(1) (原子炉水位低 (レベル 3)) として 2 個以上の一致が必要であることから工学的安全施設等の起動に要する信号の個数を 2 個とする。

工学的安全施設等の		代替冷却材再循環ポンプ・トリップ(2)
起動信号の種類		原子炉水位低 (レベル 2)
個 数	_	4
工学的安全施設		
等の起動に要す	_	2
る信号の個数		

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち工学的安全施設等の起動信号として使用する代替冷却材再循環ポンプ・トリップ(2)(原子炉水位低(レベル2))は、以下の機能を有する。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(2)(原子炉水位低(レベル 2))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。

1. 個数

原子炉水位検出器は、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(2)(原子炉水位低(レベル2))として4個設置する。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(2)(原子炉水位低(レベル 2))は、重大事故等対処設備として4個設置する原子炉水位検出器を使用し、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ起動信号(2)(原子炉水位低(レベル 2))として2個以上の一致が必要であることから工学的安全施設等の起動に要する信号の個数を2個とする。

工学的安全施設等の		代替自動減圧
起動信号の種類		原子炉水位低(レベル 1)
個 数	_	3
工学的安全施設		
等の起動に要す	_	2
る信号の個数		

(概要)

重大事故等時に計測制御系統施設のうち工学的安全施設等の起動信号として使用する代替自動減圧(原子炉水位低(レベル1))は、以下の機能を有する。

代替自動減圧起動信号(原子炉水位低(レベル1))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。

1. 個数

原子炉水位検出器は、代替自動減圧起動信号(原子炉水位低(レベル 1))として 3 個設置する。

代替自動減圧起動信号(原子炉水位低(レベル1))は、重大事故等対処設備として3個設置する原子炉水位検出器を使用し、代替自動減圧起動信号(原子炉水位低(レベル1))として2個以上の一致が必要であることから工学的安全施設等の起動に要する信号の個数を2個とする。

8. 制御用空気設備

8.1 高圧窒素ガス供給系

(3) 安全弁

	名称		P54-F011A, B
吹	出 圧 力	MPa	1.77
個	数	_	2

【設定根拠】

(概要)

P54-F011A, B は, 主配管「高圧窒素ガスボンベ接続口(A)~非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部」及び「高圧窒素ガスボンベ接続口(B)~非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部」上に設置する安全弁であり,設計基準対象施設として,主配管「非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部~P54-F007A」等及び「非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部~P54-F007B」等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としては,重大事故等時に主配管「高圧窒素ガスボンベ接続口(A)~非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部」及び「高圧窒素ガスボンベ接続口(B)~非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部」の圧力が重大事故等時における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

設計基準対象施設として使用する P54-F011A, B の吹出圧力は,主配管「非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部~P54-F007A」及び「非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部~P54-F007B」の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。

P54-F011A, B を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は,主配管「高圧窒素ガスボンベ接続口(A)~非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部」及び「高圧窒素ガスボンベ接続口(B)~非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部」の最高使用圧力と同じ1.77MPaとする。

2. 個数

P54-F011A, B は,設計基準対象施設として主配管「非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部~P54-F007A」及び「非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部~P54-F007B」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各系統に1個設置し,合計2個設置する。

P54-F011A, B 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。

(5) 主配管

		常用窒素ガス供給ライン共通母管(B)分岐部
名	除	~
		常用窒素ガス供給ライン共通母管(A)分岐部
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66
外径	mm	60. 5

【設定根拠】

(概要)

本配管は、常用窒素ガス供給ライン共通母管(B)分岐部と常用窒素ガス供給ライン共通母管(A)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として 5~7 号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系(主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ)へ窒素ガス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、高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、不活性ガス系主配管の最高使用 圧力と同じ 1.77MPa 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、高圧窒素ガスボンベ出口圧力調節弁の設定圧力 1.39MPa を考慮し、設計基準対象施設の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。

2. 最高使用温度

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、不活性ガス系主配管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、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、66°Cとする。

3. 外径

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主蒸気逃が し安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用す る主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使 用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm と する。

		常用窒素ガス供給ライン共通母管(A)分岐部
名	称	~
		P54-F208
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	66
外径	mm	60. 5

(概要)

本配管は、常用窒素ガス供給ライン共通母管(A)分岐部と P54-F208 を接続する配管であり、設計基準対象施設として 5~7 号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系(主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ) へ窒素ガス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、高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、不活性ガス系主配管の最高使用 圧力と同じ 1.77MPa 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、高圧窒素ガスボンベ出口圧力調節弁の設定圧力 1.39MPa を考慮し、設計基準対象施設の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。

2. 最高使用温度

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,不活性ガス系主配管の最高使用温度と同じ $66 ^{\circ}$ 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、高圧窒素ガスボンベの最高使用温度 40℃を考慮し、設計基準対象施設の最高使用温度と同じ66℃とする。

3. 外径

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主蒸気逃が し安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用す る主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使 用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm と する。

		P54-F208
名	称	~
		P54-F209
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	171
外径	mm	60. 5

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、P54-F208 と P54-F209 を接続する配管であり、設計基準対象施設として 5~7 号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系(主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ)へ窒素ガス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、高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、不活性ガス系主配管の最高使用 圧力と同じ 1.77MPa 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、高圧窒素ガスボンベ出口圧力調節弁の設定圧力 1.39MPa を考慮し、設計基準対象施設の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。

2. 最高使用温度

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、設計基準事故において生じる最高の温度である Cを上回る値とし、原子炉格納容器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、想定する重大事故等で主たる機能を果たすべき運転状態において生じる最高の温度である約 ℃を上回る値とし、設計基準対象施設の最高使用温度と同じ 171℃とする。

3. 外径

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主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。

		P54-F209
名	弥	~
		B21-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U
最高使用圧力	MPa	1.77, 2.00
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	171
外径	mm	60. 5

(概要)

本配管は、P54-F209 と B21-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U を接続する配管であり、設計基準対象施設として $5\sim7$ 号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系(主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ)へ窒素ガス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、高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、設計基準事故において生じる最高の温度である ○ Cにおいて窒素ガスの熱膨張で受ける圧力 MPa を上回る、不活性ガス系主配管の最高使用圧力と同じ 1.77MPa 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、重大事故等時の使用温度において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力 1.905MPa を上回る 2.00MPa とする。

2. 最高使用温度

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、設計基準事故において生じる最高の温度である Cを上回る値とし、原子炉格納容器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、想定する重大事故等で主たる機能を果たすべき運転状態において生じる最高の温度である約 ℃を上回る値とし、設計基準対象施設の最高使用温度と同じ 171℃とする。

3. 外径

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主蒸気逃が し安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用す る主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使 用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm と する。

		常用窒素ガス供給ライン共通母管(B)分岐部
名	称	~
		P54-F012B
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathrm{C}$	66
外径	mm	60. 5

(概要)

本配管は、常用窒素ガス供給ライン共通母管(B)分岐部と P54-F012B を接続する配管であり、設計基準対象施設として 5~7 号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系(主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ)へ窒素ガス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、高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、不活性ガス系主配管の最高使用 圧力と同じ 1.77MPa 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、高圧窒素ガスボンベ出口圧力調節弁の設定圧力1.39MPa を考慮し、設計基準対象施設の最高使用圧力と同じ1.77MPa とする。

2. 最高使用温度

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、不活性ガス系主配管の最高使用 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、高圧窒素ガスボンベの最高使用温度 40℃を考慮し、設計基準対象施設の最高使用温度と同じ66℃とする。

3. 外径

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主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。

		P54-F012B
名	弥	\sim
		非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	66
外 径	mm	60. 5

(概要)

本配管は、P54-F012Bと非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として 5~7 号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系(主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ)へ窒素ガス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、高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、不活性ガス系主配管の最高使用 圧力と同じ 1.77MPa 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、高圧窒素ガスボンベ出口圧力調節弁の設定圧力1.39MPa を考慮し、設計基準対象施設の最高使用圧力と同じ1.77MPa とする。

2. 最高使用温度

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、不活性ガス系主配管の最高使用 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、高圧窒素ガスボンベの最高使用温度 40℃を考慮し、設計基準対象施設の最高使用温度と同じ66℃とする。

3. 外径

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主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。

		非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部
名	称	~
		P54-F007B
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66
外径	mm	60. 5

(概要)

本配管は、非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部と P54-F007B を接続する配管であり、設計基準対象施設として 5~7 号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系(主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ)へ窒素ガス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、高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給 するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、不活性ガス系主配管の最高使用 圧力と同じ 1.77MPa 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、高圧窒素ガスボンベ出口圧力調節弁の設定圧力 1.39MPa を考慮し、設計基準対象施設の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。

2. 最高使用温度

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,不活性ガス系主配管の最高使用温度と同じ $66 ^{\circ}$ 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、高圧窒素ガスボンベの最高使用温度 40℃を考慮し、設計基準対象施設の最高使用温度と同じ66℃とする。

3. 外径

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主蒸気逃が し安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用す る主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使 用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm と する。

		P54-F007B
名	称	~
		P54-F008B
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	$^{\circ}$ C	171
外径	mm	60. 5

(概要)

本配管は、P54-F007Bと P54-F008B を接続する配管であり、設計基準対象施設として 5~7 号機 共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系(主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ)へ 窒素ガス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、高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給 するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、不活性ガス系主配管の最高使用 圧力と同じ 1.77MPa 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、高圧窒素ガスボンベ出口圧力調節弁の設定圧力 1.39MPa を考慮し、設計基準対象施設の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、想定する重大事故等で主たる機能を果たすべき運転状態において生じる最高の温度である約 ○○ ℃を上回る値とし、設計基準対象施設の最高使用温度と同じ 171℃とする。

3. 外径

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主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。

		P54-F008B
名	陈	~
		B21-F026L, N, R, T
最高使用圧力	MPa	1.77, 2.00
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	171
外径	mm	60. 5

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、P54-F008B と B21-F026L, N, R, T を接続する配管であり、設計基準対象施設として 5 ~7 号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系(主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ)へ窒素ガス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、高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給 するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、設計基準事故において生じる最高の温度である ℃において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力 MPa を上回る、不活性ガス系主配管の最高使用圧力と同じ 1.77MPa 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、重大事故等時の使用温度において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力 1.905MPa を上回る 2.00MPa とする。

2. 最高使用温度

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、設計基準事故において生じる最高の温度である Cを上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171℃とする。

3. 外径

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主蒸気逃が し安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用す る主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使 用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm と する。

		常用窒素ガス供給ライン共通母管(A)分岐部
名	称	~
		P54-F012A
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66
外 径	mm	60. 5

(概要)

本配管は、常用窒素ガス供給ライン共通母管(A)分岐部と P54-F012A を接続する配管であり、設計基準対象施設として 5~7 号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系(主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ) へ窒素ガス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、高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、不活性ガス系主配管の最高使用 圧力と同じ 1.77MPa 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、高圧窒素ガスボンベ出口圧力調節弁の設定圧力 1.39MPa を考慮し、設計基準対象施設の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。

2. 最高使用温度

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、不活性ガス系主配管の最高使用 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、高圧窒素ガスボンベの最高使用温度 40℃を考慮し、設計基準対象施設の最高使用温度と同じ66℃とする。

3. 外径

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主蒸気逃が し安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用す る主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使 用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm と する。

		P54-F012A
名	陈	\sim
		非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66
外径	mm	60. 5

(概要)

本配管は、P54-F012Aと非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として 5~7 号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系(主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ)へ窒素ガス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、高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、不活性ガス系主配管の最高使用 圧力と同じ 1.77MPa 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、高圧窒素ガスボンベ出口圧力調節弁の設定圧力1.39MPa を考慮し、設計基準対象施設の最高使用圧力と同じ1.77MPa とする。

2. 最高使用温度

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、不活性ガス系主配管の最高使用 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、高圧窒素ガスボンベの最高使用温度 40℃を考慮し、設計基準対象施設の最高使用温度と同じ66℃とする。

3. 外径

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主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。

		非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部
名	称	~
		P54-F007A
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66
外径	mm	60. 5

(概要)

本配管は、非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部と P54-F007A を接続する配管であり、設計基準対象施設として 5~7 号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系(主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ)へ窒素ガス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、高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給 するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、不活性ガス系主配管の最高使用 圧力と同じ 1.77MPa 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、高圧窒素ガスボンベ出口圧力調節弁の設定圧力 1.39MPa を考慮し、設計基準対象施設の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。

2. 最高使用温度

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,不活性ガス系主配管の最高使用温度と同じ $66 ^{\circ}$ 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、高圧窒素ガスボンベの最高使用温度 40℃を考慮し、設計基準対象施設の最高使用温度と同じ66℃とする。

3. 外径

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主蒸気逃が し安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用す る主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使 用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm と する。

		P54-F007A
名	称	~
		P54-F008A
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	$^{\circ}$ C	171
外径	mm	60. 5

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、P54-F007AとP54-F008Aを接続する配管であり、設計基準対象施設として5~7号機 共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系(主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ)へ 窒素ガス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、高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、不活性ガス系主配管の最高使用 圧力と同じ 1.77MPa 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、高圧窒素ガスボンベ出口圧力調節弁の設定圧力 1.39MPa を考慮し、設計基準対象施設の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。

2. 最高使用温度

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、設計基準事故において生じる最高の温度である Cを上回る値とし、原子炉格納容器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、想定する重大事故等で主たる機能を果たすべき運転状態において生じる最高の温度である約 ℃を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171℃とする。

3. 外径

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主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。

		P54-F008A
名	称	~
		B21-F026A, C, F, H
最高使用圧力	MPa	1.77, 2.00
最高使用温度	$^{\circ}$	171
外 径	mm	60. 5

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、P54-F008 と B21-F026A, C, F, H を接続する配管であり、設計基準対象施設として 5~7 号機共用の窒素ガス供給装置から主蒸気系(主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ)へ窒素ガス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、高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給 するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、設計基準事故において生じる最高の温度である ℃において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力 MPa を上回る、不活性ガス系主配管の最高使用圧力と同じ 1.77MPa 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、重大事故等時の使用温度において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力 1.905MPa を上回る 2.00MPa とする。

2. 最高使用温度

3. 外径

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主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。

8.2 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備

(2) 容器

名	称	高圧窒素ガスボンベ
容量	L/個	46.7以上(46.7)
最高使用圧力	MPa	14. 7
最高使用温度	$^{\circ}$ C	40
個 数	_	5 (予備 20)

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時に計測制御施設のうち制御用空気設備(逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪 失時の減圧設備)として使用する高圧窒素ガスボンベは、以下の機能を有する。

高圧窒素ガスボンベは、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の作動に必要な主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。

1. 容量

高圧窒素ガスボンベを重大事故等時において使用する場合の容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の窒素ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカで定めた容量である46.7L/個以上とする。

公称値については、要求される容量である 46.7L/個とする。

2. 最高使用圧力

高圧窒素ガスボンベを重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧ガス保安法の適合 品であるボンベにて実績を有する充てん圧力である 14.7MPa とする。

3. 最高使用温度

高圧窒素ガスボンベを重大事故等時において使用する場合の温度は、高圧ガス保安法に基づき 40℃とする。

4. 個数

高圧窒素ガスボンベの保管数は 1 セット 5 個*に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 20 個を加え、5 個(予備 20 個)を保管する。

注記*:重大事故等時に使用する高圧窒素ガスボンベの操作対象弁2個の必要数は、主蒸気	兆
がし安全弁(自動減圧機能付き)を7日間開保持するために必要な窒素ガス量を上	口
る容量を確保しており、根拠は以下のとおり。	
1. 窒素ガス消費量	
①高圧窒素ガス供給系を重大事故等時の供給圧力まで加圧するための消費量	
②高圧窒素ガス供給系1系列4弁を開動作するための消費量	
= $[NL]$	
③高圧窒素ガス供給系(非常用)1系列4弁を7日間開保持するための消費量	
= [NL]	
窒素消費量は,上記①~③を合計した[NL]である。	
なお,7日間の減圧機能維持に必要な主蒸気逃がし安全弁台数は2台であるが	ŝ,
保守的に4台開保持を考慮している。	
2. 高圧窒素ガスボンベによる供給量	
$S_b = \frac{(P_1[MPa(abs)] - P_2[MPa(abs)])}{P_N[MPa(abs)]} \times V_b[L/個] \times M[個]$	
= (12.0[MPa(abs)]- [MPa(abs)]) × 46.7[L/個]×M[個]	
= [NL/個]×M[個]	
ここで	
S _b : ボンベによる供給量[NL]	
P ₁ :プラント通常時の交換管理目安圧力 = [MPa(abs)]	
P2: 重大事故等時のボンベ取替目安圧力 = [MPa(abs)]	
P _N : 大気圧 = 0.1013[MPa(abs)]	
V _b : ボンベ容量 = 46.7[L/個]	
M:必要ボンベ本数[個]	
なお, 重大事故等時のボンベ取替目安圧力は使用不可能となる限界圧力で	
ある MPa に保守性を持たせた値である。	
以上より、開保持するために必要な窒素ガス消費量より多い供給量(S _b) z	žį
必要であり、	
S_b	
上記の関係式より	
×M>	
M>	
よって、必要ボンベ本数は、5個とする。	

(5) 主配管

		高圧窒素ガスボンベ接続口(A)
名	称	~
		非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部
最高使用圧力	MPa	19. 6, 1. 77
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66
外径	mm	34.0, 60.5

【設定根拠】

(概要)

本配管は、高圧窒素ガスボンベ接続口(A)と非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 19.6MPa

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧窒素ガスボンベの最高使用圧力 14.7MPa を上回る 19.6MPa とする。

1.2 最高使用圧力 1.77MPa

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧窒素ガスボンベ出口圧力調節 弁の設定圧力 1.39MPa を考慮し、1.77MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、接続されている主配管「非常用窒素 ガス供給系配管(A)分岐部」の重大事故等時における使用温度と同じ66℃とする。

3. 外径

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主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、34.0mm、60.5mmとする。

		高圧窒素ガスボンベ接続口(B)
名	称	~
		非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部
最高使用圧力	MPa	19. 6, 1. 77
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	66
外径	mm	34.0, 60.5

(概要)

本配管は、高圧窒素ガスボンベ接続口(B)と非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 19.6MPa

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧窒素ガスボンベの最高使用圧力 14.7MPa を上回る 19.6MPa とする。

1.2 最高使用圧力 1.77MPa

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧窒素ガスボンベ出口圧力調節 弁の設定圧力 1.39MPa を考慮し、1.77MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、接続されている主配管「非常用窒素 ガス供給系配管(B)分岐部」の重大事故等時における使用温度と同じ66℃とする。

3. 外径

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主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、34.0mm、60.5mmとする。

		高圧窒素ガスボンベ
h .	c.	\sim
名		高圧窒素ガスボンベ接続口(A)及び
		高圧窒素ガスボンベ接続口(B)
最高使用圧力	MPa	19. 6
最高使用温度	$^{\circ}$ C	66
外径	mm	6. 35
個 数	_	5 (予備 15)

(概要)

本配管は、高圧窒素ガスボンベと高圧窒素ガスボンベ接続口を接続する配管であり、重大事故 等対処設備として、高圧窒素ガスボンベから主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するために設 置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧窒素ガスボンベの最高使用圧力を上回る 19.6MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、接続されている主配管「高圧窒素ガスボンベ接続口(A)~非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部」及び主配管「高圧窒素ガスボンベ接続口(B)~非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部」の重大事故等時における使用温度と同じ66℃とする。

3. 外径

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主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、6.35mmとする。

4. 個数

本配管は、重大事故等対処設備として高圧窒素ガスボンベの窒素ガスを主蒸気逃がし安全弁に供給するために必要な本数である5本に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として15本を加え、5本(予備15本)を保管する。

V-1-1-5-5 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)

1.	概要	• • • •		• •		• • •	•			• • •		•	• •		 	 	 	 •	• •	• •	• •	 • •	 • •	•	 	 1
2.	気体,	液体	又	は	固位		棄	手物	処	坦理	設	備	Ħ	•	 	 	 	 •	• •			 	 • •	•	 ٠.	 2
2.	1 排気	〔筒					•			• •			• •	• • •	 	 	 	 •	• •			 	 	•	 	 2

1. 概要

本説明書は、放射性廃棄物の廃棄施設の申請設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。

2. 気体,液体又は固体廃棄物処理設備

2.1 排気筒

名	移		主排気筒
個	数		外筒:1, 内筒:1

【設定根拠】

(概要)

· 設計基準対象施設

主排気筒は、設計基準対象施設として非常用ガス処理系、気体廃棄物処理系等からの 排気を排気口から大気に放出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残留熱除去設備(耐圧強化ベント系)として使用する主排気筒は、以下の機能を有する。

主排気筒は、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、格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、主排気筒(内筒) を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱 の逃がし場である大気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うち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(非常用ガス処理系)として使用する主排気筒は、以下の機能を有する。

主排気筒は、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が原子炉制御室にとどまるために設置する。

系統構成は,非常用ガス処理系排風機によって原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設) 内を負圧に保ちながら,原子炉格納容器等から漏えいした放射性物質を非常用ガス処理 系フィルタ装置を経由して,主排気筒(内筒)を通して排気口から放出できる設計とす 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うち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(耐圧強化ベント系)として使用する主排気筒は、以下の機能を有する。

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内における水素による爆発による破損を防止する必要がある場合に、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

系統構成は、代替循環冷却系を長期使用した際に、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを不活性ガス系等を経由して、主排気筒(内筒)を通して大気に排出できる設計とする。

1. 個数

主排気筒は、設計基準対象施設として非常用ガス処理系、気体廃棄物処理系等からの排気を排気口から大気に放出するために必要な個数である外筒及び内筒それぞれ 1 個ずつ設置する。

主排気筒(内筒)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。

V-1-1-5-6 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)

目 次

1. 概要	1
2. 放射線管理用計測装置 · · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	2
2.1 プロセスモニタリング設備 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
2.2 エリアモニタリング設備 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	6
2.3 移動式周辺モニタリング設備 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	9
3. 換気設備	14
3.1 中央制御室換気空調系	14
3.1.1 主配管	14
3.1.2 送風機	19
3.1.3 排風機	23
3.1.4 フィルター ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	25
3.2 中央制御室陽圧化換気空調系 · · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	27
3.2.1 主配管	27
3.2.2 送風機	29
3.2.3 フィルター ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	31
3.3 中央制御室待避室陽圧化換気空調系	33
3.3.1 容器	33
3.3.2 主配管	36
3.4 緊急時対策所換気空調系	39
3.4.1 容器	39
3.4.2 主配管	46
3.4.3 送風機	57
3.4.4 フィルター ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	63

1. 概要

本資料は、放射線管理施設の申請設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。

2. 放射線管理用計測装置

2.1 プロセスモニタリング設備

名	• ************************************	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)
個	数	2

【設定根拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) は,設計基準対象施設として原子炉格納容器内の線量当量率を計測するとともに,計測結果を表示し,記録し,及び保存するために設置する。

· 重大事故等対処設備

重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する格納容器内雰囲 気放射線モニタ (D/W) は、以下の機能を有する。

格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の装置の構成,計測範囲等については, V-1-7-1 「放射線管理用計測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。

1. 個数

格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) は、設計基準対象施設として多重性及び独立性を備えた2個を設置する。

格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 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	尔	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
個	数	_	2

【設 定 根 拠】

(概要)

• 設計基準対象施設

格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) は,設計基準対象施設として原子炉格納容器内の線量当量率を計測するとともに,計測結果を表示し,記録し,及び保存するために設置する。

• 重大事故等対処設備

重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)は、以下の機能を有する。

格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)の装置の構成,計測範囲等については,V-1-7-1「放射線管理用計測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。

1. 個数

格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)は、設計基準対象施設として多重性及び独立性を備えた2個を設置する。

格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) 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	名 移	尔	フィルタ装置出口放射線モニタ
個	数	_	2

(概要)

重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用するフィルタ装置出口放射線モニタは、以下の機能を有する。

フィルタ装置出口放射線モニタは、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

フィルタ装置出口放射線モニタの装置の構成、計測範囲等については、V-1-7-1「放射線管理 用計測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。

1. 個数

フィルタ装置出口放射線モニタは,重大事故等対処設備として多重性を備えた2個を設置する。

名	イ お	尔	耐圧強化ベント系放射線モニタ
個	数		2

(概要)

重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する耐圧強化ベント 系放射線モニタは、以下の機能を有する。

耐圧強化ベント系放射線モニタは、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)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。

耐圧強化ベント系放射線モニタの構成、計測範囲等については、V-1-7-1「放射線管理用計測 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。

1. 個数

耐圧強化ベント系放射線モニタは,重大事故等対処設備として多重性を備えた2個を設置する。

2.2 エリアモニタリング設備

	名	称	可搬型エリアモニタ (6,7 号機共用)
個	数		2 (予備 1)

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する可搬型エリアモニタは、以下の機能を有する。

可搬型エリアモニタは,重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう,適切な措置を講ずるために設置する。

また,可搬型エリアモニタは,重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう,重大事故等に対処するために必要な情報を把握するために設置する。

可搬型エリアモニタの装置の構成,計測範囲等については, V-1-7-1「放射線管理用計測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。

1. 個数

可搬型エリアモニタの保有数は、重大事故等対処設備として2台及び故障時の予備として1 台の合計3台を保管する。

;	名	称	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(低レンジ)
個	数	_	1

【設 定 根 拠】

(概要)

重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する使用済燃料貯蔵 プール放射線モニタ(低レンジ)は、以下の機能を有する。

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(低レンジ)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。

また、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(低レンジ)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。

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(低レンジ)の装置の構成、計測範囲等については、V-1-7-1「放射線管理用計測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。

1. 個数

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(低レンジ)は、重大事故等対処設備として1個設置する。

	名	称	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ)
個	数	_	1

【設 定 根 拠】

(概要)

重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する使用済燃料貯蔵 プール放射線モニタ(高レンジ)は、以下の機能を有する。

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ)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。

また、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ)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。

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ)の装置の構成,計測範囲等については,V-1-7-1「放射線管理用計測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。

1. 個数

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ)は、重大事故等対処設備として1個設置する。

2.3 移動式周辺モニタリング設備

2	名	际	可搬型モニタリングポスト(6,7号機共用)
個	数		15 (予備 1)

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する可搬型モニタリングポストは、以下の機能を有する。

可搬型モニタリングポストは,重大事故等が発生した場合に発電用原子炉施設周囲及び発電所 敷地境界付近において,発電用原子炉施設から放出される放射性物質の放射線量を監視し,及び 測定し、並びにその結果を記録するために設置する。

可搬型モニタリングポストの装置の構成、計測範囲等については、V-1-7-1「放射線管理用計測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。

1. 個数

可搬型モニタリングポストの保有数は、重大事故等対処設備として 15 台(モニタリングポストが機能喪失しても代替しうる台数として 9 台、発電用原子炉施設周囲の放射線量の測定が可能な台数として 5 台、緊急時対策所の加圧判断用として 1 台)及び故障時又は保守点検による待機除外時の予備として 1 台の合計 16 台を保管する。

	名	称	電離箱サーベイメータ (6,7 号機共用)
個	数	_	2 (予備 1)

(概要)

重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する電離箱サーベイメータは、以下の機能を有する。

電離箱サーベイメータは,重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺(発電所等の周辺 海域を含む。)において,発電用原子炉施設から放出される放射性物質の放射線量を監視し,及び 測定し,並びにその結果を記録するために使用する。

電離箱サーベイメータの装置の構成、計測範囲等については、V-1-7-1「放射線管理用計測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。

1. 個数

電離箱サーベイメータの保有数は、重大事故等対処設備として2台及び故障時又は保守点検による待機除外時の予備として1台の合計3台を保管する。

ź	名		GM 汚染サーベイメータ (6,7 号機共用)
個	数		2 (予備 1)

(概要)

重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する GM 汚染サーベイメータは、以下の機能を有する。

GM 汚染サーベイメータは, 重大事故等が発生した場合に放射能観測車の機能喪失時の代替措置 並びに, 発電所及びその周辺(発電所等の周辺海域を含む。)において, 発電用原子炉施設から放 出される放射性物質の放射線量を監視し, 及び測定し, 並びにその結果を記録するために使用す る。

GM 汚染サーベイメータの装置の構成、計測範囲等については、V-1-7-1「放射線管理用計測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。

1. 個数

GM 汚染サーベイメータの保有数は、重大事故等対処設備として 2 台及び故障時又は保守点検による待機除外時の予備として 1 台の合計 3 台を保管する。

	名	陈	ZnS シンチレーションサーベイメータ(6, 7 号機共用)
個	数	_	1 (予備 1)

(概要)

重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する ZnS シンチレーションサーベイメータは、以下の機能を有する。

ZnS シンチレーションサーベイメータは, 重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺(発電所等の周辺海域を含む。) において, 発電用原子炉施設から放出される放射性物質の放射線量を監視し, 及び測定し, 並びにその結果を記録するために使用する。

ZnS シンチレーションサーベイメータの装置の構成、計測範囲等については、V-1-7-1 「放射線管理用計測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。

1. 個数

ZnS シンチレーションサーベイメータの保有数は、重大事故等対処設備として 1 台及び故障 時又は保守点検による待機除外時の予備として 1 台の合計 2 台を保管する。

	名	际	NaI シンチレーションサーベイメータ(6, 7 号機共用)
個	数	_	2 (予備 1)

(概要)

重大事故等時に放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置として使用する NaI シンチレーションサーベイメータは、以下の機能を有する。

NaI シンチレーションサーベイメータは、重大事故等が発生した場合に放射能観測車の機能喪失時の代替措置並びに、発電所及びその周辺(発電所等の周辺海域を含む。)において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために使用する。

NaI シンチレーションサーベイメータの装置の構成、計測範囲等については、V-1-7-1 「放射線管理用計測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。

1. 個数

NaI シンチレーションサーベイメータの保有数は、重大事故等対処設備として 2 台及び故障 時又は保守点検による待機除外時の予備として 1 台の合計 3 台を保管する。

3. 換気設備

3.1 中央制御室換気空調系

3.1.1 主配管

	称	上部中央制御室
h		\sim
名		中央制御室再循環フィルタ装置
		(6,7 号機共用)
最高使用圧力	MPa	0.00275(差圧)
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	40
外径	mm	1306.4×906.4 , 1302.0×902.0 , 1302.0×752.0 ,
177 往		1502.0×1302.0 , 601.6×501.6 , 606.4×506.4 , 801.6×601.6

【設定根拠】

(概要)

本ダクトは、上部中央制御室と中央制御室再循環フィルタ装置を接続するダクトであり、設計 基準対象施設として、中央制御室に空気を送気するために設置する。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力は、系統内で静圧が最も大きい中央制御室送風機の設計静圧と同じ 0.00275MPa (差圧) とする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用温度は、中央制御室の環境温度と同じ 40℃とする。

3. 外径

本ダクトを設計基準対象施設として使用する場合の外径は、中央制御室送風機の容量 1000000m³/h/個を基に、エロージョン、圧力損失、施工性等を考慮し、先行プラントの実績に基づく標準流速を目安に選定し、1306.4×906.4mm、1302.0×902.0mm、1302.0×752.0mm、1502.0 ×1302.0mm、601.6×501.6mm、606.4×506.4mm、801.6×601.6mmとする。

		中央制御室再循環フィルタ装置
h	<i>11.</i>	\sim
人	称	中央制御室再循環送風機
		(6,7号機共用)
最高使用圧力	MPa	0.00275(差圧)
最高使用温度	$^{\circ}$ C	40
外 径	mm	801.6×601.6, 601.6×501.6, 701.6

(概要)

本ダクトは、中央制御室再循環フィルタ装置と中央制御室再循環送風機を接続するダクトであり、設計基準対象施設として、中央制御室に空気を送気するために設置する。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力は、系統内で静圧が最も大きい中央制御室送風機の設計静圧と同じ 0.00275MPa (差圧) とする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用温度は、中央制御室の環境温度と同じ 40℃とする。

3. 外径

本ダクトを設計基準対象施設として使用する場合の外径は、中央制御室送風機の容量 100000m³/h/個を基に、エロージョン、圧力損失、施工性等を考慮し、先行プラントの実績に基づく標準流速を目安に選定し、801.6×601.6mm、601.6×501.6mm、701.6mm とする。

名	称	中央制御室再循環送風機 ~ 中央制御室給気処理装置	
		(6,7号機共用)	
最高使用圧力	MPa	0.00275 (差圧)	
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	40	
外 径	mm	901. 6×301. 6, 601. 6×501. 6, 906. 4×306. 4, 606. 4×506. 4, 1502. 0×1302. 0, 1502. 4×1302. 4, 2802. 4×1502. 4	

(概要)

本ダクトは、中央制御室再循環送風機と中央制御室給気処理装置を接続するダクトであり、設計基準対象施設として、中央制御室に空気を送気するために設置する。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力は、系統内で静圧が最も大きい中央制御室送風機の設計静圧と同じ 0,00275MPa (差圧) とする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用温度は、中央制御室の環境温度と同じ 40℃とする。

3. 外径

本ダクトを設計基準対象施設として使用する場合の外径は、中央制御室送風機の容量 100000m³/h/個を基に、エロージョン、圧力損失、施工性等を考慮し、先行プラントの実績に基づく標準流速を目安に選定し、901.6×301.6mm、601.6×501.6mm、906.4×306.4mm、606.4×506.4mm、1502.0×1302.0mm、1502.4×1302.4mm、2802.4×1502.4mmとする。

		中央制御室給気処理装置	
Þ	称	\sim	
名	小	中央制御室送風機	
		(6,7号機共用)	
最高使用圧力	MPa	0.00275(差圧)	
最高使用温度	$^{\circ}$ C	40	
外 径	mm	1502. 0×1502. 0, 1502. 0	

(概要)

本ダクトは、中央制御室給気処理装置と中央制御室送風機を接続するダクトであり、設計基準 対象施設として、中央制御室に空気を送気するために設置する。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力は、系統内で静圧が最も大きい中央制御室送風機の設計静圧と同じ 0.00275MPa (差圧) とする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用温度は、中央制御室の環境温度と同じ 40℃とする。

3. 外径

本ダクトを設計基準対象施設として使用する場合の外径は、中央制御室送風機の容量 1000000m³/h/個を基に、エロージョン、圧力損失、施工性等を考慮し、先行プラントの実績に基づく標準流速を目安に選定し、1502.0×1502.0mm、1502.0mmとする。

		中央制御室送風機	
名	称	~	
74	,k1,	上部中央制御室	
		(6,7 号機共用)	
最高使用圧力	MPa	0.00275 (差圧)	
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	40	
外径	mm	1602.0×1002.0 , 1602.4×1002.4 , 2002.4×1002.4 , 2006.4×1006.4	

(概要)

本ダクトは、中央制御室送風機と上部中央制御室を接続するダクトであり、設計基準対象施設 として、中央制御室に空気を送気するために設置する。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力は、系統内で静圧が最も大きい中央制御室送風機の設計静圧と同じ 0,00275MPa (差圧) とする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用温度は、中央制御室の環境温度と同じ 40℃とする。

3. 外径

本ダクトを設計基準対象施設として使用する場合の外径は、中央制御室送風機の容量 1000000m³/h/個を基に、エロージョン、圧力損失、施工性等を考慮し、先行プラントの実績に基づく標準流速を目安に選定し、1602.0×1002.0mm、1602.4×1002.4mm、2002.4×1002.4mm、2006.4×1006.4mmとする。

3.1.2 送風機

	名称			彩	下	中央制御室送風機(6,7号機共用)
容				量	m³/h/個	100000 以上(100000)
原	動	機	出	力	kW/個	
個				数	_	2

【設定根拠】

(概要)

中央制御室送風機は、設計基準対象施設として中央制御室換気空調系対象区域の換気空調を行 うため、給気処理装置で冷却及び中央制御室再循環フィルタ装置で浄化した空気を中央制御室及 び各室へ給気するために設置する。

1. 容量

設計基準対象施設として使用する中央制御室送風機の容量は、中央制御室換気空調系対象区域の環境維持のための必要換気量と必要冷却風量を基に設定する。

なお、中央制御室換気空調系対象区域の必要換気回数は、運転員が滞在する中央制御室は 10回/h以上、中央制御室以外の区域は 0.3回/h以上に設定する。また、中央制御室、計算機室等は 26.0℃以下、その他の区域は 40℃以下に維持できる給気量とする。

各区域について,これらを満足する給気量の合計は,100000m³/hとなるため,中央制御室送 風機の容量は,100000m³/h/個以上とする。

公称値については、要求される容量と同じ 100000m³/h/個とする。

2. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する中央制御室送風機の原動機出力は,風量が 100000m³/h/個時の軸動力を基に設定する。

定格風量点における中央制御室送風機の風量は 100000m³/h/個であり, その時の同送風機の必要軸動力は, 以下の通り kw となる。

$$L = \frac{L_{T}}{\eta_{T}/100} = \frac{\frac{\kappa}{\kappa - 1} \cdot \frac{P_{T1} \cdot Q_{1}}{6 \times 10^{4}} \cdot \left\{ \left(\frac{P_{T2}}{P_{T1}} \right)^{\frac{\kappa - 1}{\kappa}} - 1 \right\}}{\eta_{T}/100} \cdot \cdot \cdot \frac{P_{S2}}{P_{S1}} > 1.03 \text{ as } \geq \frac{Q_{1}}{6 \times 10^{4}} \cdot \left\{ \left(P_{S2} - P_{S1} \right) + \left(p_{d2} - p_{d1} \right) \right\}}{\eta_{T}/100} \cdot \cdot \cdot \frac{P_{S2}}{P_{S1}} \leq 1.03 \text{ as } \geq \frac{P_{S2}}{P_{S1}} \leq \frac{P_{S1}}{P_{S1}} \leq \frac{P_{S1}}{P_{S1}} \leq \frac{P_{S2}}{P_{S1}} \leq \frac{P_{S1}}{P_{S1}} \leq \frac{P_{S1}}{P$$

(引用文献:日本工業規格 JIS B 8330 (2000) 「送風機の試験及び検査方法」)

L : 軸動力 (kW)

L_T:全圧空気動力(kW)

 κ : 比熱比 =1.4

Q₁: 吸込空気量 (m³/min) =100000/60

 P_{T2} : 吐出し口送風機絶対全圧(Pa[abs]) = P_{T1} : 吸込口送風機絶対全圧(Pa[abs]) = P_{S2} : 吐出し口送風機絶対静圧 (Pa[abs]) = P_{S1} : 吸込口送風機絶対静圧(Pa[abs]) = P_{d2} : 吐出し口動圧 (Pa) = P_{d1} : 吸込口動圧(Pa) = P_{d1} : 吸込口動圧(Pa) = P_{d1} : 少込口動圧(Pa) = P_{d2} : 全圧効率(%)

以上より、中央制御室送風機の原動機出力は、必要軸動力 kW を上回る出力とし、kW/個とする。

3. 個数

中央制御室送風機(原動機含む。)は、設計基準対象施設として給気処理装置で適切な給気条件に調整した空気を中央制御室及び各室へ送気するため各系列の給気処理装置に1個設置し、合計2個設置する。

	名称				称	中央制御室再循環送風機(6,7号機共用)
容				量	m³/h/個	8000 以上(8000)
原	動	機	出	力	kW/個	
個				数	_	2

(概要)

中央制御室再循環送風機は,設計基準対象施設として中央制御室内の空気を高性能粒子フィルタ及びよう素用チャコールフィルタを内蔵した中央制御室再循環フィルタ装置に通し,放射性微粒子及び放射性よう素を除去低減するために設置する。

1. 容量

設計基準対象施設として使用する中央制御室再循環送風機の容量は、必要に応じよう素用チャコールフィルタを通して外気を取り入れ、再循環した場合でも、中央制御室にとどまる運転員が受ける線量が 30 日間で線量限度 100mSv を下回ることができる容量とする。

中央制御室再循環送風機は容量 8000m³/h/個において,運転員が受ける線量限度が 30 日間で 100mSv を下回ることが可能となる (V-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」参照) ため,中央制御室再循環送風機の容量は,8000m³/h/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ8000m³/h/個とする。

2. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する中央制御室再循環送風機の原動機出力は,風量が8000m³/h/個時の軸動力を基に設定する。

定格風量点における中央制御室再循環送風機の風量は 8000m³/h/個であり、その時の同送風機の必要軸動力は、以下の通り kw となる。

$$L = \frac{L_{T}}{\eta_{T}/100} = \frac{\frac{\kappa}{\kappa - 1} \cdot \frac{P_{T1} \cdot Q_{1}}{6 \times 10^{4}} \cdot \left\{ \left(\frac{P_{T2}}{P_{T1}} \right)^{\frac{\kappa - 1}{\kappa}} - 1 \right\}}{\eta_{T}/100} \cdot \cdot \cdot \frac{P_{S2}}{P_{S1}} > 1.03 \text{ as be}$$

$$= \frac{\frac{Q_{1}}{6 \times 10^{4}} \cdot \left\{ (P_{S2} - P_{S1}) + \left(p_{d2} - p_{d1} \right) \right\}}{\eta_{T}/100} \cdot \cdot \cdot \frac{P_{S2}}{P_{S1}} \le 1.03 \text{ as be}$$

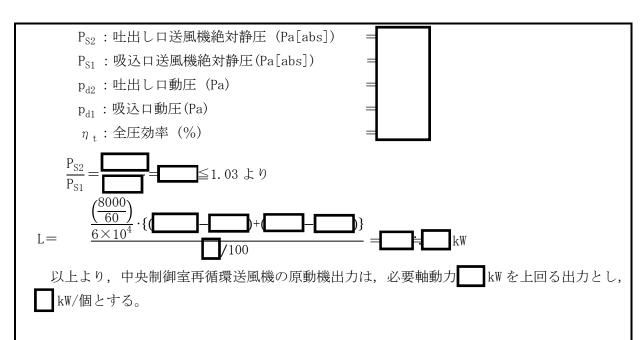
(引用文献:日本工業規格 JIS B 8330(2000)「送風機の試験及び検査方法」)

L :軸動力 (kW)

L_T:全圧空気動力(kW)

 PT2: 吐出し口送風機絶対全圧 (Pa[abs])
 =

 PT1: 吸込口送風機絶対全圧 (Pa[abs])
 =



3. 個数

中央制御室再循環送風機(原動機含む。)は、設計基準対象施設として中央制御室内の空気を 高性能粒子フィルタ及びよう素用チャコールフィルタを内蔵した中央制御室再循環フィルタ 装置に通し、放射性微粒子及び放射性よう素を除去低減するために予備1個を含む合計2個設 置する。

3.1.3 排風機

	名称				称	中央制御室排風機(6,7号機共用)	
容				量	m³/h/個	5000 以上(5000)	
原	動	機	出	力	kW/個		
個				数	_	2	

【設定根拠】

(概要)

中央制御室排風機は、設計基準対象施設として中央制御室の空気を建屋外に直接排出するために設置する。

1. 容量

設計基準対象施設として使用する中央制御室排風機の容量は,建築基準法施行令第 20 条の 2 に規定される有効換気量を基に設定する。

中央制御室排風機の容量は、中央制御室の有効換気量約 2000m³/h を上回る 5000m³/h/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ5000m3/h/個とする。

2. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する中央制御室排風機の原動機出力は,風量が 5000m³/h/個時の軸動力を基に設定する。

定格風量点における中央制御室排風機の風量は 5000m³/h/個であり, その時の同排風機の必要軸動力は, 以下の通り kw となる。

$$L = \frac{L_{T}}{\eta_{T}/100} = \frac{\frac{\kappa}{\kappa - 1} \cdot \frac{P_{T1} \cdot Q_{1}}{6 \times 10^{4}} \cdot \left\{ \left(\frac{P_{T2}}{P_{T1}} \right)^{\frac{\kappa - 1}{\kappa}} - 1 \right\}}{\eta_{T}/100} \cdot \cdot \cdot \cdot \frac{P_{S2}}{P_{S1}} > 1.03 \text{ のとき}$$

$$= \frac{\frac{Q_{1}}{6 \times 10^{4}} \cdot \left\{ (P_{S2} - P_{S1}) + \left(p_{d2} - p_{d1} \right) \right\}}{\eta_{T}/100} \cdot \cdot \cdot \cdot \frac{P_{S2}}{P_{S1}} \le 1.03 \text{ のとき}$$

(引用文献:日本工業規格 IIS B 8330(2000)「送風機の試験及び検査方法」)

L :軸動力 (kW)

L_T:全圧空気動力(kW)

 κ :比熱比 =1.4

Q₁ : 吸込空気量 (m³/min) =5000/60

PT2:吐出し口送風機絶対全圧 (Pa[abs])

P_{T1}:吸込口送風機絶対全圧 (Pa[abs])

P_{S2}: 吐出し口送風機絶対静圧 (Pa[abs])

P_{S1}: 吸込口送風機絶対静圧(Pa[abs])

3.1.4 フィルタ

	名称			称	中央制御室再循環フィルタ装置(6,7号機共用)			
種	種類		類	_	高性能粒子フィルタ	よう素用チャコールフィルタ		
		単	<i>H</i> -	体	%	99.97以上	91 以上	
効	率	半	144	70	(0.3μm粒子)	(相対湿度 70%以下において)		
391	平	総	\triangle	合	\triangle	%	99.9以上	90以上
		形心		/0	(0.5 μ m 粒子)	(相対湿度 70%以下において)		
個 数 — 1			1					

【設定根拠】

(概要)

中央制御室再循環フィルタ装置は、設計基準対象施設として中央制御室の空気を中央制御室送 風機により循環し、その空気の一部を中央制御室再循環送風機により中央制御室再循環フィルタ 装置に導き、高性能粒子フィルタ及びよう素用チャコールフィルタで放射性微粒子及び放射性よ う素を除去低減するために設置する。

1. 高性能粒子フィルタの効率

1.1 単体

設計基準対象施設として使用する高性能粒子フィルタの単体効率は,「放射性エアロゾル用高性能エアフィルタ」(J I S Z 4 8 1 2)で規定される性能を基に設定し,99.97%以上(0.3μ m粒子)とする。

1.2 総合

設計基準対象施設として使用する高性能粒子フィルタの総合効率は、中央制御室再循環フィルタ装置組立後の値として99.9%以上(0.5 μm 粒子)とする。

2. よう素用チャコールフィルタの効率

2.1 単体

設計基準対象施設として使用するよう素用チャコールフィルタの単体効率は、よう素用チャコールフィルタに要求される総合効率を確保するため、総合効率 90%を上回る 91%以上 (相対湿度 70%以下において) とする。

2.2 総合

設計基準対象施設として使用するよう素用チャコールフィルタの総合効率は、中央制御室居住性の被ばく評価の条件(V-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」参照)である、よう素除去効率が90%であることから、90%以上(相対湿度70%以下において)とする。

3. 個数

中央制御室再循環フィルタ装置は、設計基準対象施設として中央制御室の空気を中央制御室

送風機により循環し、その空気の一部を中央制御室再循環送風機により中央制御室再循環フ
ルタ装置に導き、高性能粒子フィルタ及びよう素用チャコールフィルタで放射性微粒子及び
射性よう素を除去低減するために1個設置する。

3.2 中央制御室陽圧化換気空調系

3.2.1 主配管

名	称	中央制御室可搬型陽圧化空調機用 5m 仮設ダクト (6,7号機共用)	
最高使用圧力	MPa	0.0024	
最高使用温度	$^{\circ}$ C	40	
外径	mm	250	300
個 数	_	4 (予備 2)	4 (予備 2)

【設定根拠】

(概要)

本配管(ダクト)は中央制御室可搬型陽圧化空調機(ファン)と中央制御室可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)及び中央制御室可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)と中央制御室を接続する配管(ダクト)であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に使用する中央制御室可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)により浄化した空気を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管(ダクト)を重大事故等時に使用する場合の圧力は、中央制御室可搬型陽圧化空調機(ファン)のファン全圧 0.00143MPa を上回る 0.0024MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管(ダクト)を重大事故等時に使用する場合の温度は外気取り入れを考慮し、重大事故等時の環境条件(40°C)に基づき 40°Cとする。

3. 外径

本配管(ダクト)を重大事故等時に使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する中央制御室可搬型陽圧化空調機(ファン)の容量、圧力損失、施工性を考慮した上で供給可能な配管である、外径250mm,300mmとする。

4. 個数

本配管(ダクト)は重大事故等時に使用する中央制御室可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)により浄化するために必要な個数として中央制御室可搬型陽圧化空調機(ファン)~中央制御室可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)までの間を、外径 250mm の仮設ダクトにて予備 1 本を含めた 3 本を 1 セットとし、6 号機側及び 7 号機側にそれぞれ 1 セット 3 本ずつの合計 6 本保管する。

また、中央制御室可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)~中央制御室までの間を、外径 300mm の仮設ダクトにて予備 1 本を含めた 3 本を 1 セットとし、6 号機側及び 7 号機側にそれ ぞれ 1 セット 3 本ずつの合計 6 本保管する。

3.2.2 送風機

名	称	中央制御室可搬型陽圧化空調機(ファン)(6,7 号機共用)	
容量	m³/h/個	1125~1500 (1500)	
原動機出力	kW/個	1. 5	
個 数 — 4 (予備		4 (予備 2)	

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時に放射線管理施設のうち換気設備のうち中央制御室換気空調系(中央制御室陽圧 化換気空調系)として使用する中央制御室可搬型陽圧化空調機(ファン)は、以下の機能を有す る。

中央制御室可搬型陽圧化空調機 (ファン) は、重大事故等が発生した場合においても運転員が 中央制御室にとどまるために必要な設備を施設するために設置する。

系統構成は、重大事故等が発生した場合において、中央制御室内への放射性物質の侵入を低減するとともに、中央制御室の気密性に対して余裕を考慮した換気を行うため、中央制御室可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)を介して中央制御室内へコントロール建屋内の空気を供給することで中央制御室内の陽圧を維持できる設計とする。

1. 容量

中央制御室可搬型陽圧化空調機(ファン)の容量は、中央制御室内を隣接区画+20Pa 以上+40Pa 未満の範囲内で陽圧化する必要風量 $4409 \text{m}^3/\text{h}$ 以上 $6494 \text{m}^3/\text{h}$ 未満*,及び一般的な労働環境における酸素濃度の許容濃度を満たすことができる流量 $95.5 \text{m}^3/\text{h}^*$ 並びに二酸化炭素濃度の許容濃度を満たすことができる流量 $95.5 \text{m}^3/\text{h}^*$ 並びに二酸化炭素濃度の許容濃度を満たすことができる流量 $14.9 \text{m}^3/\text{h}^*$ を踏まえ,要求値 $4409 \text{m}^3/\text{h}$ 以上 $6494 \text{m}^3/\text{h}$ 未満に設計裕度をもった $4500 \sim 6000 \text{m}^3/\text{h}$ ($1125 \sim 1500 \text{m}^3/\text{h}/\text{d} \times 4$ 個) とする。公称値については設計風量上限値の $1500 \text{m}^3/\text{h}/\text{d}$ とする。

注記*:添付資料「V-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書」に示す容量

2. 原動機出力

中央制御室可搬型陽圧化空調機 (ファン) の原動機出力は, 風量 1500m³/h/個の時の軸動力を 基に設定する。

定格風量点における 1 個あたりの中央制御室可搬型陽圧化空調機(ファン)の風量は $1500 \text{m}^3/\text{h}$, 全圧が 1.43 kPa (0.00143 MPa) であり、その時の必要軸動力は、以下の通り 0.91 kW となるため、原動機出力はそれを上回る 1.5 kW/個とする。

 $L = (P \cdot Q/3600) / \eta = (1.43 \times 1500/3600) / 0.66 = 0.91$

L:必要軸動力(kW)

P:ファン全圧 (kPa) =1.43

Q:ファン風量 (m³/h) =1500

 $\eta:$ ファン効率=0.66

3. 個数

中央制御室可搬型陽圧化空調機(ファン)(原動機含む。)は、重大事故等対処設備として中央制御室内への放射性物質の侵入を低減するとともに、中央制御室の気密性に対して余裕を考慮した換気を行うため、中央制御室可搬型陽圧化空調機(ファン)を使用し、中央制御室可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)を介して中央制御室内へコントロール建屋内の空気を供給することで中央制御室内の陽圧を維持するために予備2個を含む合計6個設置する。

3.2.3 フィルター

	名称				中央制御室可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット) (6,7号機共用)		
種	重 類		類		高性能フィルタ 活性炭フィルタ		
効	씱	単	体	%	99.97以上 (0.15μm粒子)	99.9以上(相対湿度 85%以下)	
301	平	総	合	%	99.97以上 (0.15μm粒子)	99.9以上(相対湿度 85%以下)	
個	個 数 —		_	2 (予備 1)			

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時に放射線管理施設のうち換気設備のうち中央制御室換気空調系(中央制御室陽圧 化換気空調系)として使用する中央制御室可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)は、以下の 機能を有する。

中央制御室可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)は、重大事故等が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備を施設するために設置する。

系統構成は、重大事故等が発生した場合において、中央制御室内への放射性物質の侵入を低減するとともに、中央制御室の気密性に対して余裕を考慮した換気を行うため、中央制御室可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)を介して中央制御室内へコントロール建屋内の空気を供給することで微粒子及び放射性よう素を除去低減できる設計とする。

1. 高性能フィルタの効率

1.1 単体除去効率

高性能フィルタの単体除去効率は、「放射性エアロゾル用高性能エアフィルタ」(JISZ=4812-1995)に規定される性能を基に設定し、基準粒子径 $0.15\,\mu\,\mathrm{m}$ における単体除去効率が 99.97%と規定されていることから、99.97%以上($0.15\,\mu\,\mathrm{m}$ 粒子)とする。

1.2 総合除去効率

高性能フィルタの総合除去効率は、中央制御室の居住性に係る被ばく評価*に示す運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを評価した評価条件を基に設計し、使用状態において99.97%以上(0.15 μ m粒子)とする。

2. 活性炭フィルタの効率

2.1 単体除去効率

活性炭フィルタの単体除去効率は、使用条件での活性炭フィルタ総合除去効率の設計値を確保できるように設定し、99.9%以上(相対湿度 85%以下)とする。

2.2 総合除去効率

活性炭フィルタの総合除去効率は、中央制御室の居住性に係る被ばく評価*に示す運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを評価した評価条件を基に設計し、使用状態において99.9%以上(相対湿度85%以下)とする。

注記*:添付資料「V-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書」

3. 個数

中央制御室可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)は、重大事故等対処設備として中央制御室内への放射性物質の侵入を低減するとともに、中央制御室の気密性に対して余裕を考慮した換気を行うため、中央制御室可搬型陽圧化空調機(ファン)を使用し、中央制御室可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)を介して中央制御室内へコントロール建屋内の空気を供給することで微粒子及び放射性よう素を除去低減するために予備1個を含む合計3個設置する。

3.3 中央制御室待避室陽圧化換気空調系

3.3.1 容器

名		中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ) (6,7号機共用)
容量	L/個	46.7以上 (46.7)
最高使用圧力	MPa	14. 7
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	40
個 数	_	174(予備 26)

【設定根拠】

(概 要)

重大事故等時に放射線管理施設のうち換気設備のうち中央制御室換気空調系(中央制御室待避室陽圧化換気空調系)として使用する中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)は、以下の機能を有する。

中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)は、炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを防ぎ、中央制御室待避室にとどまる運転員の被ばくを低減するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)から中央制御室待避室内へ空気を送気し陽圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぎ、中央制御室遮蔽等の機能とあいまって中央制御室にとどまる運転員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。

1. 容量

重大事故等時に使用する中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)は、高圧ガス保安法の 適合品である一般汎用型の空気ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカで定め た容量である 46.7L/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ46.7L/個とする。

2. 最高使用圧力

中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)を重大事故等時において使用する場合の圧力は, 高圧ガス保安法の適合品であるボンベにて実績を有する充填圧力である 14.7MPa とする。

3. 最高使用温度

中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)を重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等時の環境条件(40°C)及び高圧ガス保安法に基づき40°Cとする。

4. 個数

中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)の必要個数は、中央制御室待避室に待避した運転員の窒息を防止するため、及び給気ライン以外から中央制御室待避室内への外気の流入を放射性雲通過までの10時間の間遮断するために必要な個数である174個とする。根拠については以下のとおり。

4.1 必要換気量

- ①二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量
 - · 収容人数: n=20 名*
 - ・許容二酸化炭素濃度:Ci=0.5%(労働安全衛生法)
 - ・大気二酸化炭素濃度:C0=0.039%(標準大気の二酸化炭素濃度)
 - ・呼吸による二酸化炭素発生量: M=0.022 m³/(h・人) (空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量)
 - ・必要換気量:Q1=n・100・M/(Ci-C0) m³/h(空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素 基準の必要換気量)

Q1=
$$20 \times 100 \times 0.022 \div (0.5-0.039)$$

 $\Rightarrow 95.44$
 $\Rightarrow 95.5 \text{ m}^3/\text{h}$

②酸素濃度基準に基づく必要換気量

- · 収容人数: n=20 名*
- ・吸気酸素濃度:a=20.95%(標準大気の酸素濃度)
- ・許容酸素濃度:b=18.0%(労働安全衛生法)
- ・酸素消費量: c=x・ (a-d) $m^3/(h$ ・人)
- ・成人の呼吸量: x=0.48 m³/(h・人) (空気調和・衛生工学便覧の静座作業)
- ・乾燥空気換算呼気酸素濃度:d=16.4%(空気調和・衛生工学便覧)
- ・必要換気量: Q2=n・c/(a-b) m³/h (空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量)

Q2=20×0.48× (20.95-16.4)
$$\div$$
 (20.95-18.0)
 \div 14.81
 \div 14.9 m³/h

以上より、空気ボンベ陽圧化時に、窒息を防止するために必要な換気量は二酸化炭素濃度基準の95.5m³/h以上とする。

注記*:6号及び7号機運転員18名に対して余裕を考慮。

4.2 必要ボンベ個数

中央制御室待避室を 10 時間陽圧化する必要最低限のボンベ個数は二酸化炭素濃度基準換気量の 95.5 m³/h 及びボンベ供給可能空気量 5.50 m³/個から下記の通り 174 個となる。

- ・ボンベ初期充填圧力:14.7MPa
- ・ボンベ内容積:46.7L/個
- ・ボンベ供給可能空気量:5.50m3/個

必要ボンベ個数=95.5m³/h×10時間÷5.50m³/個

=173.6

≒174個

また、故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として予備 26 個を保管する。

3.3.2 主配管

名称		中央制御室待避室陽圧化装置(配管) ボンベヘッダー管 ~
		吐出口
		(6,7 号機共用)
最高使用圧力	MPa	15. 0, 0. 5, 0. 02
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	40
外 径	mm	21. 7, 34. 0, 48. 6, 60. 5

【設定根拠】

(概要)

本配管は、中央制御室待避室陽圧化装置(配管)ボンベヘッダー管と中央制御室待避室への吐出口を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)の空気を中央制御室待避室へ送るために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 15.0MPa

重大事故等時において使用する本配管のうち中央制御室待避室陽圧化装置(配管)ボンベヘッダー管から高圧圧力調整器までの配管の最高使用圧力は、中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)の最高使用圧力14.7MPaより、余裕を考慮した15.0MPaとする。

1.2 最高使用圧力 0.5MPa

重大事故等時において使用する本配管のうち高圧圧力調整器から低圧圧力調整器までの配管の最高使用圧力は、高圧圧力調整器設定最高圧力である 0.5MPa とする。

1.3 最高使用圧力 0.02MPa

重大事故等時において使用する本配管のうち低圧圧力調整器から吐出口までの配管の最高 使用圧力は、低圧圧力調整器設定最高圧力である 0,02MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)を重大事故等時において使用する場合の温度と同じ40℃とする。

3. 外径

本配管の外径は、重大事故等時において使用する場合、中央制御室の居住性確保のため、中央制御室待避室の必要換気量である 95.5m³/h を中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ) 容量、圧力損失、施工性を考慮した上で供給可能な配管である、外径 21.7mm, 34.0mm, 48.6mm, 60.5mm とする。

名	称	中央制御室待避室陽圧化装置(配管)ボンベ接続管 (6,7号機共用)
最高使用圧力	MPa	15. 0
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	40
外径	mm	8. 0
個 数	_	174(予備 26)

(概 要)

本配管は、中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)と中央制御室待避室陽圧化装置(配管) ボンベヘッダー管を接続する配管であり、重大事故等対処施設として中央制御室待避室陽圧化装 置(空気ボンベ)の空気を中央制御室待避室へ送るために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)の最高使用圧力14.7MPaより、余裕を考慮した15.0MPaとする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)を重大事故等時において使用する場合の温度と同じ40℃とする。

3. 外径

本配管の外径は、重大事故等時において使用する場合、中央制御室の居住性確保のため、中央制御室待避室の必要換気量である 95.5m³/h を中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ) 容量、圧力損失、施工性を考慮した上で供給可能な配管である、外径 8.0mm とする。

4. 個数

本配管は、中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)1 個に 1 つずつ接続するため、中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)個数と同じ 174 本と予備 26 本とする。

名	称	中央制御室待避室陽圧化装置(配管)1.25m 高圧ホース (6,7号機共用)
最高使用圧力	MPa	15. 0
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	40
外径	mm	32. 3
個 数	_	1 (予備 1)

(概 要)

本ホースは、中央制御室待避室陽圧化装置(配管)のうち、コントロール建屋側の配管と廃棄物処理建屋側の配管を接続するホースであり、重大事故等対処施設として中央制御室待避室陽圧 化装置(空気ボンベ)の空気を中央制御室待避室へ送るために設置する。

1. 最高使用圧力

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、中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)の最高使用圧力14.7MPaより、余裕を考慮した15.0MPaとする。

2. 最高使用温度

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、中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)を重大事故等時において使用する場合の温度と同じ40℃とする。

3. 外径

本ホースの外径は、重大事故等時において使用する場合、中央制御室の居住性確保のため、中央制御室待避室の必要換気量である 95.5m³/h を中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)容量、圧力損失、施工性を考慮した上で供給可能な配管である、外径 32.3mm とする。

4. 個数

本ホースは、重大事故等対処施設として中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)の空気を中央制御室待避室へ送るために必要な1本に、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本を保管する。

3.4 緊急時対策所換気空調系

3.4.1 容器

名称			5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部) 陽圧化装置(空気ボンベ)(6,7 号機共用)
容	量	L/個	46.7以上 (46.7)
最高使用圧力 MPa		MPa	14. 7
最高使用温度 ℃		$^{\circ}\! \mathbb{C}$	40
個	数		123

【設定根拠】

(概 要)

重大事故等時に放射線管理施設のうち換気設備(緊急時対策所換気空調系)として使用する 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)は,以下の機能を有する。

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)は、炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、放射性物質が5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)に流入することを防ぎ、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)にとどまる要員の被ばくを低減するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)から 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)へ空気を送気し陽圧化することにより、放射性物質が 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)に流入することを一定時間完全に防ぎ、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)遮蔽等の機能とあいまって緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

1. 容量

重大事故等時に使用する 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の空気ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカで定めた容量である 46.7L/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 46.7L/個とする。

2. 最高使用圧力

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧ガス保安法の適合品であるボンベにて実績を有する充填圧力である 14.7MPa とする。

3. 最高使用温度

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)を重大事故等時において使用する場合の温度は,重大事故等時の環境条件(40℃)及び高圧ガス保安法に基づき 40℃とする。

4. 個数

5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)の必要個数は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)にとどまる要員の窒息を防止するため及び給気ライン以外から5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)への外気の流入を放射性雲通過までの10時間の間遮断するために必要な個数である117個並びに陽圧化切替時に必要な個数である6個を合わせた123個とする。根拠については以下のとおり。

4.1 必要換気量

- ①二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量
 - · 収容人数: n=86 名
 - ・許容二酸化炭素濃度:Ci=0.5%(労働安全衛生法)
 - ・大気二酸化炭素濃度:C0=0.039%(標準大気の二酸化炭素濃度)
 - ・呼吸による二酸化炭素発生量: M=0.030m³/(h・人) (空気調和・衛生工学便覧の軽作業 の作業程度の吐出し量)
 - ・必要換気量: Q1=n・100・M/(Ci-C0) m³/h(空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素 基準の必要換気量)

Q1=
$$86 \times 100 \times 0.030 \div (0.5-0.039)$$

 $\div 559.65$
 $\div 559.7 \text{m}^3/\text{h}$

②酸素濃度基準に基づく必要換気量

- · 収容人数: n=86 名
- ・吸気酸素濃度:a=20.95%(標準大気の酸素濃度)
- ・許容酸素濃度:b=18.0%(労働安全衛生法)
- ・酸素消費量:c=x・ (a-d) $m^3/(h$ ・人)
- ・成人の呼吸量:x=0.48m³/(h・人)(空気調和・衛生工学便覧の静座作業)
- ・乾燥空気換算呼気酸素濃度:d=16.4%(空気調和・衛生工学便覧)
- ・必要換気量: Q2=n・c/(a-b) m³/h (空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量)

Q2=86×0.48× (20.95-16.4)
$$\div$$
 (20.95-18.0)
=63.66
 \div 64m³/h

以上より,空気ボンベ陽圧化時に,窒息を防止するために必要な換気量は二酸化炭素濃度基準の559.7m³/h以上となるが,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)は5号機緊急時対策所(対策本部)二酸化炭素吸収装置により二酸化炭素を除去することで許容二酸化炭素濃度(0.5%)を超えない設計とするため酸素濃度基準の64m³/h以上とする。

4.2 必要ボンベ個数

(1) 放射性雲通過中に必要となるボンベ個数

放射性雲通過中に5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)を10時間陽圧 化する必要最低限のボンベ個数は陽圧化維持基準換気量の64m³/h及びボンベ供給可能空気 量5.50m³/個から下記の通り,117個となる。

- ・ボンベ初期充填圧力:14.7MPa
- ・ボンベ内容積:46.7L/個
- ・ボンベ供給可能量:5.50m³/個

必要ボンベ個数=64m³/h×10時間÷5.50m³/個

=116.4個

≒117個

(2) 陽圧化切替操作時に必要となるボンベ個数

放射性雲通過後は5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)の陽圧化を5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)による給気から5号 機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機による給気に切り替える。 切替操作の間,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)の 給気と5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機を並行して行うこ とにより,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)の陽圧化状態を損なわ ない設計とする。

操作の所要時間は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機から5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機仮設ダクトの接続、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)給気口の閉止板取外し及びその他の5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)給気口の閉止板取外し及びその他の5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)の弁の操作に必要となる所要時間10分に加え、放射性雲通過直後に建屋内の雰囲気線量が屋外より高い場合に、屋外から5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機に直接外気の取入を可能とするための5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機に直接外気の取入を可能とするための5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機仮設ダクト敷設及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機の起動操作10分、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機の起動操作10分、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機の起動操作10分、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機の起動操作10分、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機起動失敗を想定した場合の予備機への切替操作10分を考慮し合計30分とする。必要最低限のボンベ個数は陽圧化維持基準換気量の64m³/h及びボンベ供給

可能空気量5.50m³/個から下記の通り,6個となる。 必要ボンベ個数=64m³/h×0.5 時間÷5.50m³/個 =5.8個 ≒6個

名称			5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所) 陽圧化装置(空気ボンベ)(6,7 号機共用)
容	量	L/個	46.7以上 (46.7)
最高使	用圧力	MPa	14. 7
最高使	用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	40
個	数	_	1792

(概 要)

重大事故等時に放射線管理施設のうち換気設備(緊急時対策所換気空調系)として使用する 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ボンベ)は,以下の機能を有する。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ボンベ)は、炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、放射性物質が5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)に流入することを防ぎ、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)にとどまる要員の被ばくを低減するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ボンベ)から5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)へ空気を送気し陽圧化することにより、放射性物質が5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)に流入することを一定時間完全に防ぎ、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)遮蔽等の機能とあいまって緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。

1. 容量

重大事故等時に使用する 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ボンベ)は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の空気ボンベを使用することから、当該ボンベの容量はメーカで定めた容量である 46.7L/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ46.7L/個とする。

2. 最高使用圧力

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)空気ボンベを重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧ガス保安法の適合品であるボンベにて実績を有する充填圧力である14.7MPaとする。

3. 最高使用温度

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)空気ボンベを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時の環境条件(40°)及び高圧ガス保安法に基づき40°とする。

4. 個数

5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)空気ボンベの必要個数は,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)にとどまる要員の窒息を防止するため及び給気ライン以外から5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)への外気の流入を放射性雲通過までの10時間の間遮断するために必要な個数である1353個並びに陽圧化切替時に必要な個数である68個を合わせた1421個に余裕を考慮し、合計1792個を保管する。根拠については以下のとおり。

4.1 必要換気量

- ①二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量
 - · 収容人数: n=98名
 - ・許容二酸化炭素濃度:Ci=0.5%(労働安全衛生法)
 - ・大気二酸化炭素濃度:C0=0.039%(標準大気の二酸化炭素濃度)
 - ・呼吸による二酸化炭素発生量: M=0.030m³/(h・人) (空気調和・衛生工学便覧の軽作業の作業程度の吐出し量)
 - ・必要換気量: Q1=n・100・M/(Ci-Co) m³/h(空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素 基準の必要換気量)

Q1=
$$98 \times 100 \times 0.030 \div (0.5-0.039)$$

=637.74
 $\div 637.8 \text{m}^3/\text{h}$

②酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・収容人数:n=98名
- ・吸気酸素濃度:a=20.95%(標準大気の酸素濃度)
- ・許容酸素濃度:b=18.0%(労働安全衛生法)
- ・酸素消費量:c=x・ (a-d) $m^3/(h$ ・人)
- ・成人の呼吸量:x=0.48m³/(h・人)(空気調和・衛生工学便覧の静座作業)
- ・乾燥空気換算呼気酸素濃度:d=16.4%(空気調和・衛生工学便覧)
- ・必要換気量: $Q2=n\cdot c/(a-b)$ m^3/h (空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量)

Q2=98×0.48× (20.95-16.4)
$$\div$$
 (20.95-18.0)
=72.55
 \div 72.6m³/h

③気密性能評価試験結果に基づく給気量

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)にて実施した,気密性能評価試験より 隣接区画との差圧+20Paを確保するための必要給気量は744.0m³/hである。 以上より、空気ボンベ陽圧化時に、窒息を防止するために必要な換気量は気密性能評価 試験結果に基づく給気量の744.0m³/h以上とする。

4.2 必要ボンベ個数

(1) 放射性雲通過中に必要となるボンベ個数

放射性雲通過中に5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)を10時間陽圧化する必要 最低限のボンベ個数は陽圧化維持基準換気量の744.0m³/h及びボンベ供給可能空気量 5.50m³/個から下記の通り、1353個となる。

・ボンベ初期充填圧力:14.7MPa

・ボンベ内容積:46.7L/個

・ボンベ供給可能量:5.50m3/個

必要ボンベ個数=744.0m3/h×10 時間÷5.50m3/個

=1352.7個

≒1353 個

(2) 陽圧化切替操作時に必要となるボンベ個数

放射性雲通過後において、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ボンベ)による給気から5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調操作の所要時間は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機から5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)が急気口への5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機仮設ダクトの接続、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)耐火型陽圧化空調機仮設ダクトの接続、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)給気口の閉止板取外しに必要となる所用時間 10分に加え、放射性雲通過直後に建屋内の雰囲気線量が屋外より高い場合に、屋外から5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機に直接外気の取入を可能とするための5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機促設ダクト敷設及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機起動操作10分、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機起動操作10分、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機起動操作10分、5号機原子炉建屋内緊急時対策が(持機場所)可搬型陽圧化空調機起動失敗を想定した場合の予備機への切替操作10分を考慮し合計30分とする。必要最低限のボンベ個数は陽圧化維持基準換気量の744.0㎡/h及びボンベ供給可能空気量5.50㎡/個から下記の通り、68個となる。

必要ボンベ個数=744.0m³/h×0.5 時間÷5.50m³/個

=67.6個

≒68 個

3.4.2 主配管

名称		5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部) 陽圧化装置(配管) 高圧ホース接続口(下流側) 〜 吐出口 (6,7 号機共用)
最高使用圧力	MPa	15. 0, 1. 0, 0. 04
最高使用温度	$^{\circ}$ C	40
外径	mm	21. 7, 34. 0, 48. 6

【設定根拠】

(概 要)

本配管は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(配管)高圧ホース接続口(下流側)と5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)への吐出口を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)(空気ボンベ)の空気を5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)へ送るために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 15.0MPa

重大事故等時において使用する本配管のうち5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(配管)高圧ホース接続口(下流側)から高圧圧力調整器までの配管の最高使用圧力は,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)の最高使用圧力14.7MPaより、余裕を考慮した15.0MPaとする。

1.2 最高使用圧力 1.0MPa

重大事故等時において使用する本配管のうち高圧圧力調整器から低圧圧力調整器までの配管の最高使用圧力は、高圧圧力調整器設定最高圧力である 1.0MPa とする。

1.3 最高使用圧力 0.04MPa

重大事故等時において使用する本配管のうち低圧圧力調整器から吐出口までの配管の最高 使用圧力は、低圧圧力調整弁設定最高圧力である 0.04MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)を重大事故等時において使用する場合の温度と同じ40℃とする。

3. 外径 本配管の外径は、重大事故等時において使用する場合、5 号機原子炉建屋内緊急時対策策本部・高気密室)の居住性確保のため、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・室)の必要換気量である 64m³/h を 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧(空気ボンベ)容量、圧力損失、施工性を考慮した上で供給可能な配管である、外径 2 34.0mn、48.6mm とする。	· 高気密 E化装置

名称		5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所) 陽圧化装置(配管) 高圧ホース接続口(下流側) ~
		吐出口 (6,7号機共用)
最高使用圧力	MPa	15.0, 1.0
最高使用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	40
外径	mm	21. 7, 48. 6, 89. 1

(概 要)

本配管は,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(配管)高圧ホース接続口(下流側)と5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)への吐出口を接続する配管であり,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ボンベ)の空気を5号機緊急時対策所(待機場所)へ送るために設置する。

1. 最高使用圧力

1.1 最高使用圧力 15.0MPa

重大事故等時において使用する本配管のうち5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(配管)高圧ホース接続口(下流側)から圧力調整器までの配管の最高使用圧力は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ボンベ)の最高使用圧力14.7MPaより、余裕を考慮した15.0MPaとする。

1.2 最高使用圧力 1.0MPa

重大事故等時において使用する本配管のうち圧力調整器から吐出口までの配管の最高使用 圧力は、圧力調整器設定最高圧力である 1.0MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ボンベ)を重大事故等時において使用する場合の温度と同じ40℃とする。

3. 外径

本配管の外径は,重大事故等時において使用する場合,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)の居住性確保のため,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)の必要換気量である744.0m³/hを5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ボンベ)容量,圧力損失,施工性を考慮した上で供給可能な配管である,外径21.7mm,48.6mm,89.1mmとする。

名	称	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)
治	Įγγ	可搬型陽圧化空調機用 10m 仮設ダクト (6,7 号機共用)
最高使用圧力	MPa	0.0024
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	40
外径	mm	200
個 数	_	10 (予備 1)

(概要)

本配管(ダクト)は5号機原子炉建屋屋上と5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高 気密室)を接続する配管(ダクト)であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に使用す る5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機により浄化した空気を供給 するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管 (ダクト) を重大事故等時に使用する場合の圧力は,5 号機原子炉建屋内緊急時対策 所 (対策本部) 可搬型陽圧化空調機 (ファン) の全圧 0.00128MPa を上回る 0.0024MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管(ダクト)を重大事故等時に使用する場合の温度は外気取り入れを考慮し、重大事故等時の環境条件 (40°) に基づき 40° とする。

3. 外径

本配管(ダクト)を重大事故等時に使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(ファン)の容量、圧力損失、施工性を考慮した上で供給可能な配管である、外径 200mm とする。

4. 個数

本配管 (ダクト) は重大事故等時に使用する 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型陽圧化空調機により浄化した空気を 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) に送るために必要な個数であり、予備 1 本を含めた合計 11 本を保管する。

10本の内訳については5号機原子炉建屋屋上から5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機までを7本で構成し,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機から5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)までを3本で構成し、予備1本を含めた計11本とする。

<i>₽</i>	称	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)
名	Įγγ	可搬型陽圧化空調機用 10m 仮設ダクト (6,7 号機共用)
最高使用圧力	MPa	0.0024
最高使用温度	$^{\circ}$ C	40
外径	mm	200
個 数	_	15 (予備 2)

(概要)

本配管(ダクト)は5号機原子炉建屋屋上と5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)を接続する配管(ダクト)であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に使用する5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機により浄化した空気を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管 (ダクト) を重大事故等時に使用する場合の圧力は,5 号機原子炉建屋内緊急時対策 所 (待機場所) 可搬型陽圧化空調機 (ファン) の全圧 0.00128MPa を上回る 0.0024MPa とする。

2. 最高使用温度

本配管(ダクト)を重大事故等時に使用する場合の温度は外気取り入れを考慮し、重大事故等時の環境条件(40°C)に基づき 40°Cとする。

3. 外径

本配管(ダクト)を重大事故等時に使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(ファン)の容量、圧力損失、施工性を考慮した上で供給可能な配管である、外径 200mm とする。

4. 個数

本配管 (ダクト) は重大事故等時に使用する 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 可搬型陽圧化空調機により浄化した空気を 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) に送るために必要な個数であり、予備 2 本を含めた合計 17 本を保管する。

17本の内訳については屋外から5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機までを1台目5本,2台目6本で構成し,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機から給気口までを1台目,2台目とも各々2本で構成し,予備2本を含めた計17本で構成する。

名称		5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部) 陽圧化装置(配管) ボンベ接続口 ~
		高圧ホース接続口(上流側)
		(6,7号機共用)
最高使用圧力	MPa	15. 0
最高使用温度	$^{\circ}\!\mathbb{C}$	40
外径	mm	8. 0, 21. 7
個数	_	9 (予備 1)

(概 要)

本配管は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(配管)ボンベ接続口と5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(配管)高圧ホース接続口(上流側)を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)の空気を5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)へ送るために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)の最高使用圧力14.7MPaより,余裕を考慮した15.0MPaとする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)を重大事故等時において使用する場合の温度と同じ40℃とする。

3. 外径

本配管の外径は,重大事故等時において使用する場合,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)の居住性確保のため,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)の必要換気量のである64m³/hを5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)容量,圧力損失,施工性を考慮した上で供給可能な配管である,外径8.0mm,21.7mmとする。

_	
4.	個数
1.	
	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)123 個に対して 15
	個で1セットのボンベラックが9セットあり、本配管は、ボンベラック1セットごとに1台ず
	つ接続するため、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)のボ
	ンベラックセット数と同じ9台に予備1台を含めた 10 台とする。
	ン・ノックヒット級と向し9百に了畑1百を百めに10百と9つ。

			5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)	
名	称		陽圧化装置(配管)1.5m,1.2m,1.0m 高圧ホース	
			(6,7号機共用)	
最高使用圧力 MPa		MPa	15. 0	
最高使	最高使用温度 ℃		40	
外径		mm	32. 3	
個	数	_	9 (予備 1)	

(概 要)

本ホースは、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(配管)高圧ホース接続口(上流側)と高圧ホース接続口(下流部)を接続する配管であり、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)の空気を5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)へ送るために設置する。

1. 最高使用圧力

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,5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置(空気ボンベ)の最高使用圧力14.7MPaより,余裕を考慮した15.0MPa とする。

2. 最高使用温度

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,5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)を重大事故等時において使用する場合の温度と同じ40℃とする。

3. 外径

本ホースの外径は、重大事故等時において使用する場合、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) の居住性確保のため、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) の必要換気量である 64m³/h を 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ボンベ) 容量、圧力損失、施工性を考慮した上で供給可能な配管である、外径 32.3mm とする。

4. 個数

5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)123個に対して15個で1セットのボンベラックが9セットあり、本ホースは、ボンベラック1セットごとに1本ずつ接続するため、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)のボンベラックセット数と同じ9本に予備1本を含めた10本(1.5m:3本,1.2m:5本,1.0m:2本)とする。

名称		5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所) 陽圧化装置(配管) ボンベ接続口 ~	
		高圧ホース接続口(上流側)	
		(6,7 号機共用)	
最高使用圧力	MPa	15. 0	
最高使用温度 ℃		40	
外 径 mm		8.0, 21.7	
個数 —		95 (予備 5)	

(概 要)

本配管は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(配管)ボンベ接続口と号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(配管)高圧ホース接続口(上流側)を接続する配管であり、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ボンベ)の空気を5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)へ送るために設置する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ボンベ)の最高使用圧力14.7MPaより,余裕を考慮した15.0MPaとする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ボンベ)を重大事故等時において使用する場合の温度と同じ40℃とする。

3. 外径

本配管の外径は、重大事故等時において使用する場合、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)の居住性確保のため、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)の必要換気量である 744.0m³/h を 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ボンベ)容量、圧力損失、施工性を考慮した上で供給可能な配管である、外径 8.0mm、21.7mm とする。

4. 個数
5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ボンベ)1792 個に対して 15
個で1セットのボンベラックが120セットあり、本配管は、ボンベラック1セットごとに1台
ずつ接続するが、そのうち 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボ
ンベ) の余裕を考慮しない必要数 1421 個のボンベラック数 95 セットと同じ 95 台に予備 5 台
を含めた 100 台とする。
を占めた 100 百とする。

名 称			5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所) 陽圧化装置(配管)1.5m, 1.2m, 1.0m 高圧ホース (6,7 号機共用)	
最高使	最高使用圧力 MPa		15. 0	
最高使用温度 ℃		$^{\circ}\! \mathbb{C}$	40	
外 径		mm	32. 3	
個 数 -		_	95 (予備 5)	

(概 要)

本ホースは、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(配管)高圧ホース接続口(上流側)と高圧ホース接続口(下流部)を接続する配管であり、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ボンベ)の空気を5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)へ送るために設置する。

1. 最高使用圧力

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,5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所)陽圧化装置(空気ボンベ)の最高使用圧力14.7MPaより余裕を考慮した15.0MPa とする。

2. 最高使用温度

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,5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所)陽圧化装置(空気ボンベ)を重大事故等時において使用する場合の温度と同じ40℃とする。

3. 外径

本ホースの外径は、重大事故等時において使用する場合、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所)の居住性確保のため、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)の必要換気量 である 744.0m³/h を 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ボンベ) 容量、圧力損失、施工性を考慮した上で供給可能な配管である、外径 32.3mm とする。

4. 個数

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 陽圧化装置 (空気ボンベ) 1792 個に対して 15 個で 1 セットのボンベラックが 120 セットあり,本ホースは,ボンベラック 1 セットごとに 1 本ずつ接続するが,5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ボンベ)の 余裕を考慮しない必要数 1421 個のボンベラック数 95 セットと同じ 95 本に予備 5 本を含めた 100 本 (1.5m: 21 本, 1.2m: 28 本, 1.0m: 51 本) とする。

3.4.3 送風機

名称		5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部) 可搬型陽圧化空調機(ファン)(6,7 号機共用)	
容量	m³/h/個	560以上 (600)	
原動機出力	kW/個	0. 7	
個 数	_	1 (予備 1)	

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時に放射線管理施設のうち換気設備(緊急時対策所換気空調系)として使用する 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(ファン)は、以下の機能を有 する。

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(ファン)は,重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)にとどまることができるよう,適切な措置を講ずるために設置する。

系統構成は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所内への放射性物質の侵入を低減するとともに、緊急時対策所の気密性に対して余裕を考慮した換気を行うため、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(ファン)を使用し、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)を介して5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)内へ空気を供給することで5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)内の陽圧を維持できる設計とする。

1. 容量

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(ファン)の容量は,隣接区画+20Pa 以上で一般的な労働環境における酸素濃度の許容濃度を満たすことができる流量 64m³/h*並びに二酸化炭素濃度の許容濃度を満たすことができる流量 560m³/h*を踏まえ,要求値 560m³/h に設計裕度をもった 600m³/h (1 個) とする。公称値については設計裕度をもった容量と同じ 600m³/h/個とする。

注記*:添付資料「V-1-9-3-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書」に示す容量

2. 原動機出力

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(ファン)の原動機出力は、風量 600m³/h/個の時の軸動力を基に設定する。

定格風量点における 1 個あたりの 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽 圧化空調機(ファン)の風量は $600\text{m}^3/\text{h}$, 全圧が 1.28kPa (0.00128MPa) であり、その時の必 要軸動力は、以下の通り 0.32kW となるため、原動機出力はそれを上回る 0.7kW/個とする。

L= $(P \cdot Q/3600) / \eta = (1.28 \times 600/3600) /0.68 = 0.32$

L:必要軸動力(kW)

P:ファン全圧 (kPa) =1.28

Q:ファン風量 $(m^3/h) = 600$

 $\eta:$ ファン効率=0.68

3. 個数

5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(ファン)(原動機含む。)は、重大事故等対処設備として5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)内への放射性物質の侵入を低減するとともに、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)の気密性に対して余裕を考慮した換気を行うため、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(ファン)を使用し、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)を介して5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)内へ空気を供給することで5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)内へ空気を供給することで5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)内の陽圧を維持するために予備1個を含む合計2個設置する。

名称		5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所) 可搬型陽圧化空調機(ファン)(6,7 号機共用)	
容量	m³/h/個	469以上 (600)	
原動機出力	kW/個	0. 7	
個 数	_	2 (予備 1)	

(概要)

重大事故等時に放射線管理施設のうち換気設備(緊急時対策所換気空調系)として使用する 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(ファン)は、以下の機能を有 する。

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(ファン)は,重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)にとどまることができるよう,適切な措置を講ずるために設置する。

系統構成は、重大事故等が発生した場合において、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)内への放射性物質の侵入を低減するとともに、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)の気密性に対して余裕を考慮した換気を行うため、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(ファン)を使用し、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)を介して5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)内へ空気を供給することで5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)内の陽圧を維持できる設計とする。

1. 容量

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(ファン)の容量は,隣接区画+20Pa以上で一般的な労働環境における酸素濃度の許容濃度を満たすことができる流量 73m³/h*,二酸化炭素濃度の許容濃度を満たすことができる流量 638m³/h*並びに隣接区画との差圧+20Paを確保するための必要給気量 938m³/h を踏まえ,要求値 938m³/h (469m³/h/個×2個)に設計裕度をもった 1200m³/h (600m³/h/個×2個)とする。公称値については設計裕度をもった容量と同じ 600m³/h/個とする。

注記*:添付資料「V-1-9-3-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書」に示す容量

2. 原動機出力

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(ファン)の原動機出力は、風量600m³/h/個の時の軸動力を基に設定する。

定格風量点における 1 個あたりの 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 可搬型陽圧 化空調機 (ファン) の風量は $600\text{m}^3/\text{h}$, 全圧が 1.28kPa (0.00128MPa) であり、その時の必要軸動力は、以下の通り 0.32kW となるため、原動機出力はそれを上回る 0.7kW/個とする。

L= $(P \cdot Q/3600) / \eta = (1.28 \times 600/3600) /0.68 = 0.32$

L:必要軸動力(kW)

P:ファン全圧 (kPa) =1.28

Q:ファン風量 $(m^3/h) = 600$

η:ファン効率=0.68

3. 個数

5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(ファン)(原動機含む。)は、重大事故等対処設備として5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)内への放射性物質の侵入を低減するとともに、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)の気密性に対して余裕を考慮した換気を行うため、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(ファン)を使用し、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)を介して5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)内へ空気を供給することで5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)内へ空気を供給することで5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)内の陽圧を維持するために予備1個を含む合計3個設置する。

名称		5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部) 可搬型外気取入送風機(6,7 号機共用)	
容量	m³/h/個	560 以上 (600)	
原動機出力	kW/個	0. 7	
個 数	_	2 (予備 1)	

(概要)

重大事故等時に放射線管理施設のうち換気設備(緊急時対策所換気空調系)として使用する 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機は,以下の機能を有する。

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機は,重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)にとどまることができるよう,適切な措置を講ずるために設置する。

系統構成は、重大事故等が発生した場合において、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)内への放射性物質の侵入を低減するため、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(ファン)を連結し、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)内へ建屋内の空気を供給することで5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)内の陽圧を維持し、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)の易密性及び緊急時対策所遮蔽の性能とあいまって、居住性に係る判断基準を超えない設計とする。また給気エリアにあっては事故後の汚染した空気を5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機を用いて清浄な外気でパージできる設計とする。

1. 容量

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機の容量は,5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(ファン)へ連結するために1個,給気エリアをパージするために1個使用することを踏まえ,要求値560m³/h/個に設計裕度をもった1200m³/h (600m³/h/個×2個)とする。公称値については設計裕度をもった容量と同じ600m³/h/個とする。

2. 原動機出力

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機の原動機出力は,風量 600m³/h/個の時の軸動力を基に設定する。

定格風量点における1個あたりの5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機の風量は600m³/h,全圧が1.28kPa(0.00128MPa)であり、その時の必要軸動力は、以下の通り0.32kWとなるため、原動機出力はそれを上回る0.7kW/個とする。

L= $(P \cdot Q/3600) / \eta = (1.28 \times 600/3600) /0.68 = 0.32$

L:必要軸動力(kW)

P:ファン全圧 (kPa) =1.28

Q:ファン風量 $(m^3/h) = 600$

 $\eta:$ ファン効率=0.68

3. 個数

5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機(原動機含む。)は,重 大事故等対処設備として5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)内への放射 性物質の侵入を低減するため,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空 調機(ファン)を連結し,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)内へ建屋内 の空気を供給することで5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)内の陽圧を 維持し,また給気エリアにあっては事故後の汚染した空気を5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部)可搬型外気取入送風機を用いて清浄な外気でパージするために予備1個を含む合 計3個設置する。

3.4.4 フィルター

	名称			5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部) 可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)(6,7 号機共用)			
	フィルタ種類			類	_	高性能フィルタ 活性炭フィルタ	
効		率	単	体	%	99.97以上 (0.15μm粒子)	99.9以上(相対湿度 85%以下)
391	J		総	合	%	99.97以上 (0.15μm粒子)	99.9以上(相対湿度 85%以下)
作	個 数 —		_	1 (予備 1)			

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時に放射線管理施設のうち換気設備(緊急時対策所換気空調系)として使用する 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)は,以下 の機能を有する。

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)は, 重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が5号 機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)にとどまることができるよう,適切な措置 を講ずるために設置する。

系統構成は、重大事故等が発生した場合において、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)内への放射性物質の侵入を低減するとともに、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)の気密性に対して余裕を考慮した換気を行うため、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(ファン)を使用し、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)を介して5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)内へ空気を供給することで微粒子及び放射性よう素を除去低減できる設計とする。

1. 高性能フィルタの効率

1.1 単体除去効率

高性能フィルタの単体除去効率は、「放射性エアロゾル用高性能エアフィルタ」(JISZ=4812-1995)に規定される性能を基に設定し、基準粒子径 $0.15\,\mu$ m における単体除去効率が 99.97%と規定されていることから、99.97%以上($0.15\,\mu$ m 粒子)とする。

1.2 総合除去効率

高性能フィルタの総合除去効率は、緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価*に示す重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを評価した評価条件を基に設計し、使用状態において99.97%以上(0.15μm粒子)とする。

2. 活性炭フィルタの効率

2.1 単体除去効率

活性炭フィルタの単体除去効率は、使用条件での活性炭フィルタ総合除去効率の設計値を確保できるように設定し、99.9%以上(相対湿度 85%以下)とする。

2.2 総合除去効率

活性炭フィルタの総合除去効率は、緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価*に示す重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを評価した評価条件を基に設計し、使用状態において99.9%以上(相対湿度85%以下)とする。

注記*:添付資料「V-1-9-3-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書」

3. 個数

5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)は、 重大事故等対処設備として5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)内への放 射性物質の侵入を低減するとともに、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室) の気密性に対して余裕を考慮した換気を行うため、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本 部)可搬型陽圧化空調機(ファン)を使用し、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部) 可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)を介して5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本 部・高気密室)内へ空気を供給することで微粒子及び放射性よう素を除去低減するために予備 1個を含む合計2個設置する。

	名称			5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所) 可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)(6,7 号機共用)		
フ	フィルタ種類		_	高性能フィルタ	活性炭フィルタ	
払	率	単	体	%	99.97以上 (0.15μm粒子)	99.9以上(相対湿度 85%以下)
効		総	合	%	99.97以上 (0.15μm粒子)	99.9 以上(相対湿度 85%以下)
個	個 数 —		_	2 (予備 1)		

(概要)

重大事故等時に放射線管理施設のうち換気設備(緊急時対策所換気空調系)として使用する 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)は,以下 の機能を有する。

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)は, 重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が5号 機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)にとどまることができるよう,適切な措置を講ずるために設置する。

系統構成は、重大事故等が発生した場合において、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)内への放射性物質の侵入を低減するとともに、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)の気密性に対して余裕を考慮した換気を行うため、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(ファン)を使用し、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)を介して5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)内へ空気を供給することで微粒子及び放射性よう素を除去低減できる設計とする。

1. 高性能フィルタの効率

1.1 単体除去効率

高性能フィルタの単体除去効率は、「放射性エアロゾル用高性能エアフィルタ」(JISZ=4812-1995)に規定される性能を基に設定し、基準粒子径 $0.15\,\mu$ m における単体除去効率が 99.97%と規定されていることから、99.97%以上($0.15\,\mu$ m 粒子)とする。

1.2 総合除去効率

高性能フィルタの総合除去効率は、緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価*に示す重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを評価した評価条件を基に設計し、使用状態において99.97%以上(0.15μm粒子)とする。

2. 活性炭フィルタの効率

2.1 単体除去効率

活性炭フィルタの単体除去効率は、使用条件での活性炭フィルタ総合除去効率の設計値を確保できるように設定し、99.9%以上(相対湿度 85%以下)とする。

2.2 総合除去効率

活性炭フィルタの総合除去効率は、緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価*に示す重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを評価した評価条件を基に設計し、使用状態において99.9%以上(相対湿度85%以下)とする。

注記*:添付資料「V-1-9-3-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書」

3. 個数

5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)は、 重大事故等対処設備として5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)内への放射性物質の 侵入を低減するとともに、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)の気密性に対して余 裕を考慮した換気を行うため、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空 調機(ファン)を使用し、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機 (フィルタユニット)を介して5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)内へ空気を供給 することで微粒子及び放射性よう素を除去低減するために予備1個を含む合計3個設置する。