

VI 添付書類

VI-1 説明書

VI-1-1 各発電用原子炉施設に共通の説明書

VI-1-1-2 人が常時勤務し，又は頻繁に出入する原子力発電所内の
場所における線量に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 場所の区分	1
2.1 管理区域	1
3. 遮蔽設計上の基準線量率	1
4. 被ばく線量の管理方針	2

1. 概要

本説明書は、「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」第42条並びにその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に基づき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、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽の設置に伴い新たに管理区域の境界を設定するため説明する。

2. 場所の区分

2.1 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」（第1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、原子炉建物、タービン建物、制御室建物の一部、廃棄物処理建物、サイトバンカ建物、個体廃棄物貯蔵所等を管理区域とする。

3. 遮蔽設計上の基準線量率

通常運転時の遮蔽設計の基準とする線量率は、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		基準外部放射線量率
非管理区域	A：非管理区域	1.3mSv/3か月以下*
管理区域	B：週48時間以内立入るところ	0.01mSv/h以下
	C：週10時間以内立入るところ	0.06mSv/h以下
	D：週5時間以内立入るところ	0.12mSv/h以下
	E：ごく短時間しか立入らないところ	0.5mSv/h以下
	F：通常立入らないところ	0.5mSv/h超過

注記*：設計基準線量率は、500h/3か月を考慮し、0.0026mSv/h以下とする。

上表に基づく屋外配管ダクト（ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）の遮蔽設計上の区域区分を図1-1に示す。

ここで示した設計基準線量率は、遮蔽設計を行う上で基準となるものであり、建物内の生体遮蔽装置の設計方針、設計方法及び計算結果については、VI-4-2-3「屋外配管ダクト（ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）の生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」に示す。

4. 被ばく線量の管理方針

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、線量率、作業時間及び個人の被ばく線量等を考慮して定める。

なお、個人の被ばく線量については、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。

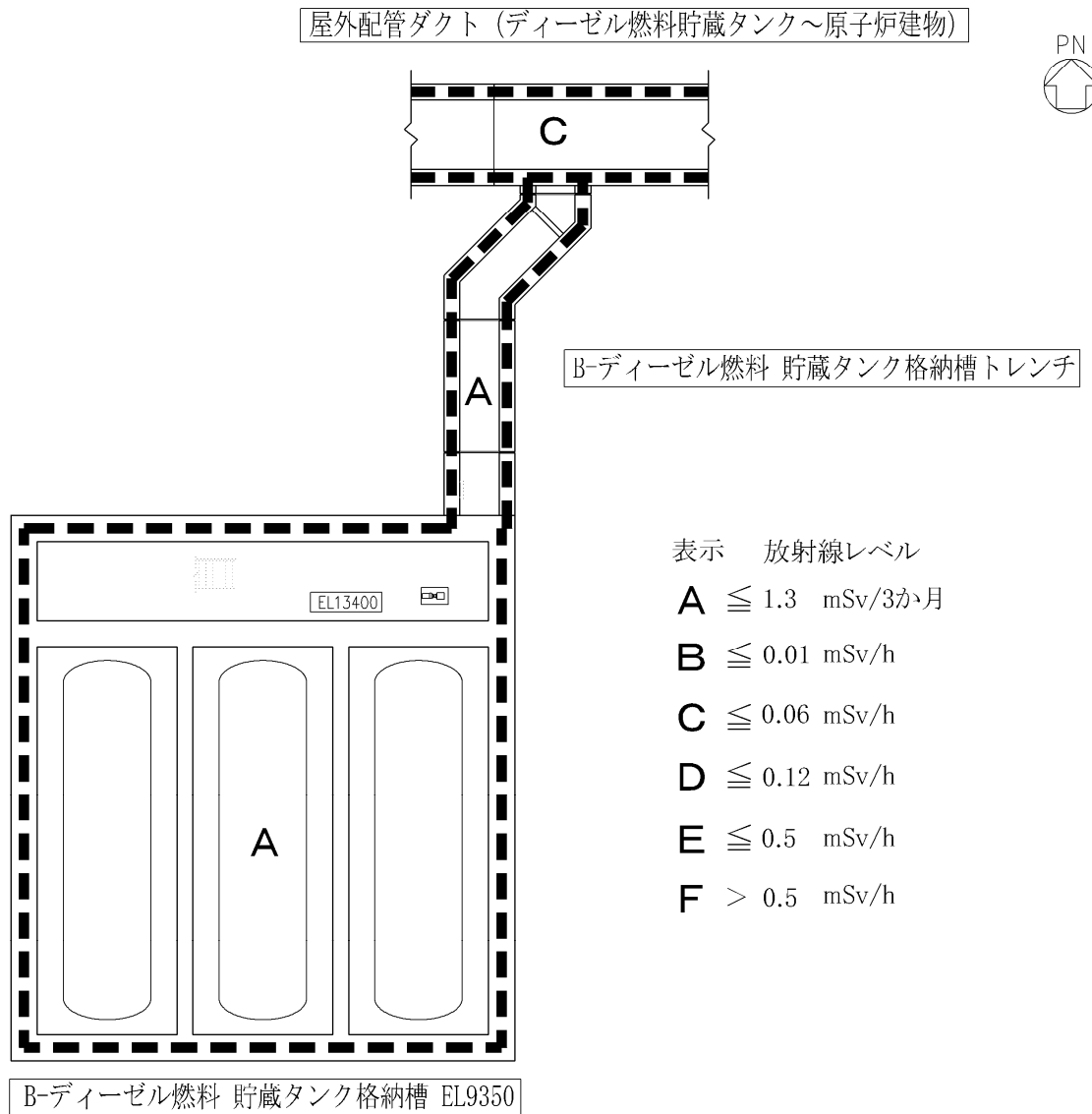


図1-1 区域区分図

VI-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

- VI-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
 - VI-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
 - VI-1-1-3-1-2 防護対象の範囲

- VI-1-1-3-2 津波への配慮に関する説明書
 - VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針
 - VI-1-1-3-2-2 基準津波の概要
 - VI-1-1-3-2-3 入力津波の設定
 - VI-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
 - VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針

- VI-1-1-3-3 竜巻への配慮に関する説明書
 - VI-1-1-3-3-1 竜巻への配慮に関する基本方針
 - VI-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
 - VI-1-1-3-3-3 竜巻防護に関する施設の設計方針

- VI-1-1-3-4 火山への配慮に関する説明書
 - VI-1-1-3-4-1 火山への配慮に関する基本方針
 - VI-1-1-3-4-2 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定
 - VI-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

- VI-1-1-3-5 外部火災への配慮に関する説明書
 - VI-1-1-3-5-1 外部火災への配慮に関する基本方針
 - VI-1-1-3-5-2 外部火災の影響を考慮する施設の選定
 - VI-1-1-3-5-3 外部火災防護における評価の基本方針
 - VI-1-1-3-5-4 外部火災防護に関する許容温度設定根拠
 - VI-1-1-3-5-5 外部火災防護における評価方針
 - VI-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
 - VI-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

- VI-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

VI-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。

VI-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

VI-1-1-3-1-2 防護対象の範囲

VI-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	2
2.3 外部からの衝撃より防護すべき施設	2
2.4 組合せ	3
3. 外部からの衝撃への配慮	4
3.1 自然現象	4
3.1.1 自然現象に対する具体的な設計上の配慮	4
3.2 人為事象	8
3.2.1 人為事象に対する具体的な設計上の配慮	8
4. 組合せ	12
4.1 自然現象の組合せについて	12
4.2 設計基準事故時又は重大事故等時の荷重の考慮について	17
4.3 組合せを考慮した荷重評価について	17

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、VI-2「耐震性に関する説明書」にてその適合性を説明するため、本資料においては、地震を除く自然現象等の外部からの衝撃による損傷の防止に関する設計が、技術基準規則第6条、第51条（津波による損傷の防止）及び第7条（外部からの衝撃による損傷の防止）並びにそれらの解釈に適合することを説明し、技術基準規則第54条及びその解釈に規定される「重大事故等対処設備」を踏まえた重大事故等対処設備への配慮についても説明する。なお、自然現象の組合せについては、全ての組合せを網羅的に確認するため、地震を含めた自然現象について本資料で説明する。

2. 基本方針

2.1 自然現象

設計基準対象施設は、外部からの衝撃のうち自然現象による損傷の防止において、発電所敷地で想定される津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、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、VI-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ないよう、防護措置その他の適切な措置を講じる。

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

2.2 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うよう、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その安全性を損なわないために必要な設計基準対象施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。

想定される人為事象のうち、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、VI-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設備の設備分類に応じた地震力に対し構造強度を確保し、外部からの衝撃を考慮した設計とする。

2.3 外部からの衝撃より防護すべき施設

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

び機器とする。そのうえで、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物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。更に，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（燃料プール）の冷却設備及び注水設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と同時に必要な機能が損なわれないよう，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，VI-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，風（台風），積雪，地滑り・土石流及び火山の影響による荷重である。これらの組合せの中から，発電所の地学，気象学的背景を踏まえ，荷重の組合せを考慮する。組み合わせる荷重の大きさについては，建築基準法に準じるものとする。

また，科学的技術的知見を踏まえ，外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備のうち，特に自然現象（地震を除く。）の影響を受けやすく，かつ，代替手段によってその機能の維持が困難であるか，又はその修復が著しく困難な構築物，系統及び機器は，建物内に設置すること，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
- ・凍結
- ・降水
- ・積雪
- ・落雷
- ・地滑り・土石流
- ・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、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とするため、防波壁及び防波壁通路防波扉を、また、取水路、放水路等の経路から流入させない設計とするため、1号機取水槽に流路縮小工、屋外排水路に屋外排水路逆止弁、2号機取水槽に防水壁、水密扉及び床ドレン逆止弁を設置する。また、取水槽及び屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）の貫通部に対して止水処置を実施する。

設計基準対象施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物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、タービン建物（復水器を設置するエリア）と浸水防護重点化範囲との境界に防水壁、水密扉及び床ドレン逆止弁を設置し、貫通部止水処置を実施する。また、地震により損傷した場合に浸水防護重点化範囲へ津波が流入する可能

性がある経路に対して、隔離弁を設置するとともに、バウンダリ機能を保持するポンプ及び配管を設置する。

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、取水槽に取水槽水位計を、2号機排気筒及び3号機北側の防波壁上部（東側・西側）に津波監視カメラを設置する。

詳細については、VI-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（30m/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、建物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、建物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波及的影響を及ぼす可能性がある施設の影響及び竜巻の随伴事象による影響について考慮した設計とする。

詳細については、VI-1-1-3-3「竜巻への配慮に関する説明書」に示す。

(4) 凍結

外部事象防護対象施設は、設計基準温度（ -8.7°C ）による凍結に対して、屋内設備については換気空調設備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、建物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（77.9mm/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物止水処置を行うとともに、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、建物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（100cm）による積雪荷重に対して、機械的強度を有すること、また、換気空調設備の給・排気口を閉塞させないことにより、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、建物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、原子炉建物等への避雷針の設置を行うとともに、設計基準電流値（150kA）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、建物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・土石流

外部事象防護対象施設は、地滑り・土石流に対して、斜面からの離隔距離を確保し地滑り・土石流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、斜面からの離隔距離を確保し地滑り・土石流のおそれがない位置に設置すること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 56cm、粒径 4.0mm 以下、密度 0.7g/cm^3 （乾燥状態） $\sim 1.5\text{g/cm}^3$ （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、建物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、VI-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、海生生物であるクラゲ等の発生を考慮し、また小動物の侵入を防止することにより、安全機能を損なわない設計とする。

海生生物であるクラゲ等の発生に対しては、除じん装置を設置、除じん装置を通過する貝等の海生生物に対しては、海水ストレーナを設置し、必要に応じて塵芥を除去することにより、原子炉補機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。更に、定期的な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、屋内設備は建物止水処置により、屋外設備は端子箱貫通部の閉止処置を行うことにより、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、生物学的事象に対して、小動物の侵入を防止し、海生

生物に対して、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・06・25 原院第1号 平成21年6月30日原子力安全・保安院）等に基づき評価した結果、約 8.4×10^{-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、重大事故等対処設備に対しては航空機の墜落を考慮する。

注記*1：航空路誌（令和2年12月3日改訂版）

*2：航空機落下事故に関するデータ（平成11～30年）（令和3年2月 原子力規制庁）

*3：令和元年（平成31年）空港管理状況調書

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、（変更）許可を受けた防火帯（約21m）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(118kW/m²)を設定し、外部事象防護対象施設を内包する建物の表面温度や建物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物の表面温度が許容温度となる危険距離及び建物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 以内の範囲において、高圧ガス貯蔵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。

(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物の表面温度が許容温度となる危険距離及び建物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物の表面温度が許容温度となる危険距離及び建物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、発電所港湾内に爆発する危険性のある船舶の入港は想定されないため、爆発による外部事象防護対象施設への影響については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物の表面温度及び建物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）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物の表面温度及び建物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物の表面温度及び建物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、建物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VI-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

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給気隔離弁及び排気隔離弁の閉止、中央制御室内の空気を循環させる系統隔離運転モードへの切替え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、給気隔離弁及び排気隔離弁の閉止、系統隔離運転モードへの切替え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VI-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、北東方向約 6km に加賀港から潜戸までの観光遊覧船が運航している。また、東北東方向約 21km に七類港から隠岐諸島までの高速船及びフェリーが運航している。発電所はこれらの航路の進行上にはなく、航路までの距離が離れていることから船舶の侵入はない。

また、取水口前面には防波堤及び東防波堤があることから、小型船舶が漂流し、港湾内に侵入する可能性は極めて低い。仮に取水口側に侵入した場合でも、取水口の上端高さ EL-12.5~-9.5m に対して、朔望平均干潮位 (L. W. L) EL-0.02m に小型船舶の喫水約 1.5m を考慮しても船舶の下端は EL-3m 程度であることから、取水性を損なうことはない。

なお、燃料輸送船等が座礁し、運搬している重油等が流出するような場合についても、深層から取水することによって、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、深層から取水す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。

(5) 航空機の墜落

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

4. 組合せ

4.1 自然現象の組合せについて

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

(1) 組合せを検討する自然現象の抽出

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

想定される自然現象のうち、外部事象防護対象施設に影響を与えるおそれのある自然現象の組合せは、設置（変更）許可申請書において示すとおり、地震、津波、風（台風）、積雪、地滑り・土石流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。なお、外部事象防護対象施設は、斜面からの離隔距離を確保し地滑り・土石流のおそれがない位置に設置することから、地滑り・土石流による荷重については組合せを考慮しない。荷重の組合せを考慮する自然現象のうち、

地震、津波及び火山の影響による荷重は、発生頻度が低い偶発的荷重であるが、発生すると荷重が比較的大きいことから、設計用の主荷重として扱う。

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

以下、主荷重同士の組合せ及び主荷重と従荷重の組合せについて検討する。

(2) 主荷重同士の組合せについて

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

① 地震と津波

基準地震動 S_s と基準津波を独立事象として扱う場合は、それぞれの発生頻度が十分小さいことから、地震荷重と津波荷重の組合せを考慮する必要はない。

基準地震動 S_s の震源（海域活断層）からの本震と当該本震に伴う津波は、伝播速度が異なり同時に敷地に到達することはないことから、組合せを考慮する必要はない。

また、基準地震動 S_s の震源については、他の海域の活断層よりも敷地に近い位置に存在し、仮に誘発地震に伴う津波の発生を考慮した場合においても、基準地震動 S_s が敷地に到達すると同時に当該津波が敷地に到達することはないことから、組合せを考慮する必要はない。

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

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 S_s 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について、敷地への影響度を考慮して想定する。

基準津波の波源のうち「日本海東縁部に想定される地震」については、その余震及び誘発地震の敷地への影響が明らかに小さいことから、津波荷重に組み合わせ

る余震荷重を設定しない。更に、当該津波については、基準地震動よりも頻度が高く地震動レベルの小さい地震を独立事象として想定したとしても、当該津波の発生頻度及び最大荷重継続時間（仮に 120 分と設定）を踏まえると、当該津波の最大荷重継続時間内に基準地震動以外の地震が発生する頻度は十分小さいことから、津波荷重と地震荷重の組合せを考慮しない。

基準津波の波源のうち「海域活断層から想定される地震」については、その余震及び誘発地震の地震動評価結果を、全ての周期帯において弾性設計用地震動 $S_d - D$ が十分に上回ることから、保守的に $S_d - D$ による荷重を海域活断層から想定される地震による津波荷重に組み合わせる余震荷重として設定する。

なお、基準津波以外の津波は、基準津波（海域活断層）の波源の断層である F-III 断層 + F-IV 断層 + F-V 断層に比べて水位が低く敷地に与える影響は小さいため、余震荷重との組合せを考慮しない。

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 S_s 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。（設置変更許可申請書添付資料六「7.2.3.7 火山性地震及びその関連事象」参照）

⑥ 火山の影響と津波

火山の影響と組み合わせる基準津波については④のとおり。

敷地周辺において、火山事象に起因する津波による発電所近傍の痕跡高に関する記録はなく、海底活火山の存在も認められないことから、火山事象に起因する津波について、敷地への影響はないと判断し、津波と火山の組合せは考慮しない。

（設置変更許可申請書添付書類六「6.2 文献調査」及び「7.2.1.1 地理的領域内の第四紀火山」参照）

(3) 主荷重と従荷重の組合せについて

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

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

a. 荷重の性質

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

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

b. 火山の影響による荷重と積雪荷重及び風荷重の組合せ

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

組み合わせるべき荷重について、発電所周辺は多雪区域ではないため、本来建築基準法に積雪荷重と他の荷重の組合せは定められていないが、発電用原子炉施設の重要性に鑑み、積雪荷重は建築基準法の多雪区域における積雪荷重と地震荷重の組合せと同様に発電所敷地に最も近い気象官署である松江地方気象台で観測された観測史上1位の月最深積雪 100cm に平均的な積雪荷重を与えるための係数 0.35 を考慮する。また、風荷重について建築基準法の多雪区域における風荷重と積雪荷重の組合せの基準を適用して、「Eの数値を算出する方法並びにV₀及び風力係数の数値を定める件」（平成12年5月31日建設省告示第1454号）に定められた松江市の基準風速 30m/s とする。

c. 地震荷重と積雪荷重及び風荷重の組合せ

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

組み合わせるべき荷重について、発電所周辺は多雪区域ではないため、本来建築基準法に積雪荷重と他の荷重の組合せは定められていないが、発電用原子炉施設の重要性に鑑み、積雪荷重は建築基準法の多雪区域における積雪荷重と地震荷重の組合せを適用して発電所敷地に最も近い気象官署である松江地方気象台で観測され

た観測史上 1 位の月最深積雪 100cm に平均的な積雪荷重を与えるための係数 0.35 を考慮する。

地震と風（台風）については、それぞれの最大荷重の継続時間が短く、同時に発生する確率が低いものの、風荷重の影響が大きいと考えられるような構造や形状の施設については、組合せを考慮する。組み合わせる風速の大きさは、「Eの数値を算出する方法並びに V_0 及び風力係数の数値を定める件」（平成 12 年 5 月 31 日建設省告示第 1 4 5 4 号）に定められた松江市の基準風速 30m/s とする。

d. 津波荷重と積雪荷重及び風荷重の組合せ

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

組み合わせるべき荷重について、発電所周辺は多雪区域ではないため、本来建築基準法に積雪荷重と他の荷重の組合せは定められていないが、発電用原子炉施設の重要性に鑑み、積雪荷重は建築基準法の多雪区域における積雪荷重と地震荷重の組合せと同様に発電所敷地に最も近い気象官署である松江地方気象台で観測された観測史上 1 位の月最深積雪 100cm に平均的な積雪荷重を与えるための係数 0.35 を考慮する。

津波と風（台風）については、それぞれの最大荷重の継続時間が短く、同時に発生する確率が低いものの、風荷重の影響が大きいと考えられるような構造や形状の施設については、組合せを考慮する。組み合わせる風速の大きさは、「Eの数値を算出する方法並びに V_0 及び風力係数の数値を定める件」（平成 12 年 5 月 31 日建設省告示第 1 4 5 4 号）に定められた松江市の基準風速 30m/s とする。

以上の検討内容について整理した結果を、表 4-3 に示す。

(4) 自然現象の組合せの方針

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

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

組み合わせる積雪深の大きさは、発電所敷地に最も近い気象官署である松江地方気象台で観測された観測史上 1 位の月最深積雪である 100cm とし、風速の大きさは建築基準法を準用して基準風速 30m/s とする。組み合わせる積雪深については、建築基準法に定められた平均的な積雪荷重を与えるための係数 0.35 を考慮する。

4.2 設計基準事故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、建物内に設置される外部事象防護対象施設については、建物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、建物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、原子炉補機海水ポンプ等があるが、これらの機器については、設計基準事故が発生した場合でも、ポンプの運転圧力や温度等が変わらないため、設計基準事故時荷重が発生するものではなく、自然現象による衝撃と重なることはない。

重大事故等対処設備のうち、建物内に設置される重大事故等対処設備については、斜面からの離隔距離を確保し地滑り・土石流のおそれがない位置に設置した建物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、積雪、地滑り・土石流及び火山の影響である。これらのうち、風（台風）及び積雪は他の自然現象の評価に包絡されるため、単独での評価を実施しない。更に、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象設備の位置的分散を考慮した配置、地滑り・土石流に対しては地滑り・土石流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時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
先発事象	地震		①	②
	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

荷重の種類		荷重の 大きさ	最大荷重 継続時間	発生頻度 (/年)
主荷重	地震	大	短 (数分)	5×10^{-4} *2
	津波	大	短 (数十分)	$10^{-4} \sim 10^{-5}$ *3
	火山の影響	中	長 (数十日) *1	$10^{-4} \sim 10^{-5}$ *4
従荷重	風 (台風)	小	短 (数十分)	2×10^{-2} *5
	積雪	中	長 (数日) *1	2×10^{-2} *5

注記*1：必要に応じて緩和措置を行う

*2：J E A G 4 6 0 1 に記載されている基準地震動 S_2 の発生確率を読み替えて適用

*3：ハザード評価結果

*4：約15,000年前の三瓶山噴火及び約130,000年前の大山噴火を考慮

*5：50年再現期待値

表 4-3 主荷重と従荷重の組合せ

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

○：組合せを考慮する，×：組合せを考慮しない

注記*1：主荷重の時間×従荷重の時間

*2：主荷重の大きさ+従荷重の大きさ

*3：屋外の直接風を受ける場所に設置されている施設のうち，風荷重の影響が地震荷重又は津波荷重に対して大きい構造，形状及び仕様の施設において，組合せを考慮する。

*4：積雪による受圧面積が小さい施設又は常時作用している荷重に対して積雪荷重の影響が小さい施設を除き，組合せを考慮する。

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

自然現象及び 人為事象	荷重による 影響の考慮	重大事故等時の荷重の考慮	荷重の 組合せ
地震	○	重大事故等時の荷重を考慮する。	○
津波	○	津波高さを考慮した重大事故等対処設備の配置により、重大事故等時の荷重を考慮する必要はない。	×
風（台風）	○	竜巻の影響による荷重の評価に包絡される。	×
竜巻	○	重大事故等対処設備の分散配置により、重大事故等時の荷重を考慮する必要はない。	×
凍結	×	—	×
降水	×	—	×
積雪	○	火山の影響による荷重の評価に包絡される。	×
落雷	×	—	×
地滑り・土石流	○	地滑り地形及び土石流危険区域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	○	重大事故等対処設備については、必要に応じ降下火砕物の除去を行うことから、重大事故等時の荷重を考慮する必要はない。	×
生物学的事象	×	—	×
火災・爆発	×	—	×
有毒ガス	×	—	×
船舶の衝突	×	—	×
電磁的障害	×	—	×

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

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

◎：荷重評価における主荷重 ○主荷重に対して組合せを考慮する荷重

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

*2：施設の形状及び配置により適切に考慮する。

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

*4：計算方法，計算結果については，VI-3「強度に関する説明書」に示す。

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

1. 概要

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

2. 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
MS-1	原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系 (スクラム機能)
	未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 (未臨界維持機能)
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系
MS-2	—	—
MS-3	原子炉圧力の上昇の緩和機能	逃がし安全弁(逃がし弁機能) タービン・バイパス系
	出力上昇の抑制機能	原子炉再循環系(再循環ポンプ・トリップ機能) 原子炉中性子計装系 (制御棒引抜監視装置) 選択制御棒そう入機構

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	構築物, 系統又は機器
MS-1	原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系 (スクラム機能)
	未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 (未臨界維持機能)
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁 (安全弁としての開機能)
	原子炉停止後の除熱機能	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 原子炉隔離時冷却系 逃がし安全弁 (手動逃がし機能) 自動減圧系 (手動逃がし機能)
	炉心冷却機能	低圧炉心スプレイ系 低圧注水系 (残留熱除去系低圧注水モード) 高圧炉心スプレイ系 自動減圧系
	放射性物質の閉じ込め機能, 放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器 格納容器隔離弁 (主蒸気隔離弁を含む。) 主蒸気流量制限器 格納容器冷却系 (残留熱除去系格納容器冷却モード) 原子炉建物原子炉棟 非常用ガス処理系 可燃性ガス濃度制御系 排気筒 (非常用ガス処理系排気管の支持機能) 遮蔽設備 (原子炉一次遮蔽壁, 原子炉二次遮蔽壁)
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源設備
MS-2	放射性物質放出の防止機能	気体廃棄物処理系の隔離弁 排気筒 (非常用ガス処理系排気管の支持機能以外)
MS-3	異常状態の把握機能	放射線監視設備の一部 (排気筒モニタ)

VI-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。

VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針

VI-1-1-3-2-2 基準津波の概要

VI-1-1-3-2-3 入力津波の設定

VI-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

VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針

VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針

目 次

1. 概要	1
2. 耐津波設計の基本方針	1
2.1 基本方針	1
2.1.1 津波防護対象設備	1
2.1.2 入力津波の設定	1
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
2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針	6
2.2 適用規格	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流入経路等を考慮して、設計時にそれぞれの施設に対して入力津波を設定するとともに津波防護対象設備に対する入力津波の影響を評価し、影響に応じた津波防護対策を講じる設計とする。

2.1.1 津波防護対象設備

VI-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、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、VI-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、VI-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、標高及び河川等の存在、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定される津波高さとして設定する。

また、地震による変状又は繰返し来襲する津波による洗掘・堆積により地形又は河川流路の変化等が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を評価する。

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

(3) 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 EL 0.58m、朔望平均干潮位 EL-0.02m 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 0.14m 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 0.17m を考慮して設定する。地殻変動については、津波波源となる海域活断層による地殻変動を考慮するとともに、津波が起きる前に基準地震動 S_s の震源となる敷地周辺の活断層から想定される地震が発生した場合を想定し、宍道断層及び海域活断層による地殻変動を考慮する。なお、日本海東縁部に想定される地震による津波については、起因となる波源が敷地から十分に離れており、敷地への地震による地殻変動の影響は十分に小さいため、地殻変動量を考慮しない。

敷地地盤の地殻変動量は、Mansinha and Smylie(1971)の方法により算定しており、海域活断層による地殻変動量は 0.34m の隆起である。また、宍道断層による地殻変動量は 0.02m 以下の沈降であり、敷地への影響が十分小さいことから考慮しない。広域的な余効変動については、基準地震動 S_s の評価における検討用地震の震源において最近地震は発生していないことから、広域的な余効変動は生じておらず、津波に対する安全性評価に影響を及ぼすことはない。

下降側の水位変動に対して安全側に評価するため、地殻変動量について、海域活断層による 0.34m の隆起を考慮する。

また、基準津波による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を、津波の敷地への流入の可能性の有無、漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無、地震による溢水に加えて津波の流入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、VI-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) 敷地への流入防止（外郭防護 1）

a. 遡上波の地上部からの到達，流入の防止

遡上波による敷地周辺の遡上の状況を加味した浸水の高さ分布を基に、津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物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ため、津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画が設置された敷地に、津波による遡上波の地上部から到達・流入を防止するための津波防護施設として、防波壁及び防波壁通路防波扉を設置する。

また、津波防護施設の防波壁通路防波扉は、遡上波の地上部からの到達，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。

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，補機海水系，それ以外の屋外排水路の標高に基づき，許容される津波高さと同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。）を内包する建物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。）を内包する建物及び区画への流入を防止するため，津波防護施設として，流路縮小工を設置し，浸水防止設備として，防水壁，水密扉，屋外排水路逆止弁及び床ドレン逆止弁を設置し，貫通部止水処置を実施する設計とする。また，浸水防止設備の水密扉は，経路からの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。

上記(1)及び(2)において、外郭防護として設置する津波防護施設及び浸水防止設備については、各施設の入力津波に対し、設計上の裕度を考慮する。

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

a. 漏水対策

経路からの津波が流入する可能性のある取水・放水設備の構造上の特徴を考慮し、取水・放水施設、地下部等において、津波による漏水が継続することによる浸水の範囲を想定し、当該想定される浸水範囲（以下「浸水想定範囲」という。）の境界において浸水想定範囲外に流出する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して、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浸水が想定される場合は、重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響がないよう、排水設備を設置する設計とする。

(3) 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有する施設の隔離（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。）を内包する建物及び区画を浸水防護重点化範囲として設定する。

b. 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策

経路からの津波の流入を考慮した浸水範囲及び浸水量を基に、浸水防護重点化範囲に流入する可能性の有無を評価する。浸水範囲及び浸水量については、地震による溢水の影響も含めて確認する。地震による溢水のうち、津波による影響を受けない範囲の評価については、VI-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に流入する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）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、防水壁、水密扉、床ドレン逆止弁及び隔離弁を設置するとともに、バウンダリ機能を保持するポンプ及び配管を設置し、貫通部止水処置を実施する設計とする。

隔離弁のうち、タービン補機海水ポンプ出口弁は、浸水防護重点化範囲への津波の流入を防止するため、タービン補機海水系配管の破損箇所からの溢水を検知し、タービン補機海水系隔離システム（漏えい検知器、タービン補機海水ポンプ出口弁及び制御盤）により、漏えい検知信号及び地震大信号（原子炉スクラム）発信後約 40 秒で自動閉止する設計とする。タービン補機海水ポンプ出口弁は、浸水防護重点化範囲への津波の流入を防止する重要な設備であり、津波来襲前に確実に閉止するため、多重性を確保した設計とする。

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. 原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ、大型送水ポンプ車及び大量送水車の付属品である水中ポンプの取水性

原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプについては、評価水位として、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、取水槽の下降側の評価水位が原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの取水可能水位に対して余裕がないため、大津波警報が発令された際には、原則として、津波到達予想時刻の 5 分前までに循環水ポンプを停止することで、取水性を確保する設計とする。また、大津波警報が発令された場合に循環水ポンプを停止する手順を保安規定に定めて管理する。

原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機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。

大型送水ポンプ車及び大量送水車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海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ、大型送水ポンプ車及び大量送水車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移動・堆積に対して、取水口、取水管及び取水槽が閉塞することなく取水口、取水管及び取水槽の通水性が確保できる設計とする。

原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、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。大型送水ポンプ車及び大量送水車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、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプへの衝突並びに取水口、取水管及び取水槽の閉塞が生じることがなく原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの取水性確保並びに取水口、取水管及び取水槽の通水性が確保できる設計とする。

また、漂流物化させない運用を行う施設・設備については、漂流物化防止対策の運用を保安規定に定めて管理する。

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来襲を察知し津波防護施設及び浸水防止設備の機能を確実に確保するため、津波監視カメラ及び取水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、VI-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、津波監視設備については、防波壁、防波壁通路防波扉、屋外排水路逆止弁、流路縮小工、防水壁、水密扉、床ドレン逆止弁、貫通部止水処置、隔離弁、ポンプ・配管、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、VI-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来襲を想定した入力津波に対して、津波防護対象設備の要求される機能を損なうおそれがないよう以下の機能を満足する設計とする。なお、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備に関する耐震設計の基本方針は、VI-2-1「耐震設計の基本方針」に従う。

a. 津波防護施設

津波防護施設は、津波の流入及び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防波壁、防波壁通路防波扉及び流路縮小工については、津波による水位上昇に対して、敷地への津波の流入を防止する設計とする。

防波壁の境界部には、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目地を設置し、止水処置を講じる設計とする。

b. 浸水防止設備

浸水防止設備は、浸水想定範囲等における津波や浸水による荷重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物及び区画に浸水時及び浸水後に津波が流入することを防止するため、当該区画への流入経路となる開口部に浸水防止設備を設置し、止水性を保持する設計とする。

屋外排水路の浸水防止設備については、外郭防護として EL 12.6m 以下の流入経路となる開口部に設置する設計とする。

取水槽の浸水に対する浸水防止設備については、外郭防護として EL 11.3m 以下の流入経路となる開口部に設置する設計とし、内郭防護として EL 5.6m 以下の流入経路となる開口部に設置する設計とする。

放水槽の浸水に対する浸水防止設備については、外郭防護として EL 8.6m 以下の流入経路となる開口部に設置する設計とし、内郭防護として EL 4.9m 以下の流入経路となる開口部に設置する設計とする。

タービン建物（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 EL 5.3m 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、耐性を評価又は試験等により止水性を確認した方法により止水性を保持する設計とする。

c. 津波監視設備

津波監視設備は、津波の来襲状況を監視可能な設計とする。津波監視カメラは、波力及び漂流物の影響を受けない位置、取水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 S_s に対して、機能を喪失しない設計とする。設計に当たっては、自然条件（風、積雪）との組合せを適切に考慮する。

津波監視設備のうち津波監視カメラは、非常用電源設備から給電し、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、非常用電源設備から給電し、EL-9.3 m～10.7mを測定範囲として、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが設置された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、VI-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、VI-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 S_s 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又は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 S_d 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手法の中から適切なものを選定し算定する。

(f) 積雪荷重

VI-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

VI-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及び風荷重を適切に考慮する。

(b) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備のうち、建物内に設置されているものについては、津波荷重のうち波圧、漂流物による衝突荷重及び自然現象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。

c. 許容限界

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

また、浸水防止設備のうち、機器・配管系に属する隔離弁、ポンプ及び配管は、基準地震動 S_s による地震力に対しては、塑性ひずみが生じる場合であっても塑性ひずみが小さなレベルにとどまることを基本とし、弾性設計用地震動 S_d による地震力又は S クラスの施設に適用する静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しては、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられることを確認する。津波荷重（余震荷重含む。）に対しては、機器・配管系を構成する材料が弾性域内に収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（令和2年1月15日改正 原規技発第2001159号）
- ・ 原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1987（（社）日本電気協会）
- ・ 原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1991 追補版（（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 J E A G 4 6 0 1 ・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 S M E 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年改定）
- ・ 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年改定）
- ・ 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）
- ・ 日本産業規格（J I S）
- ・ 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）
- ・ 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）
- ・ 道路橋示方書・同解説（Ⅴ耐震設計編）（（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（案）（国土交通省港湾局，2013年）
- ・ 東日本大震災における津波による建築物被害を踏まえた津波避難ビル等の構造上の要件に係る暫定指針（国土交通省住宅局及び国土技術政策総合研究所平成23年11月）
- ・ 建築基礎構造設計指針（（社）日本建築学会 2001）
- ・ アルミニウム合金製水門設計製作指針案（（社）軽金属協会昭和54年3月）
- ・ 水門鉄管技術基準（（社）水門鉄管協会平成19年9月）
- ・ ダム堰施設技術基準（（社）ダム・堰施設技術協会平成23年7月）
- ・ J E M 1 4 2 3 -2017 原子力発電所用バルブの検査
- ・ ステンレス建築構造設計基準・同解説【第2版】（（社）ステンレス構造建築協会 2001改定）

VI-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 海域活断層から想定される地震による津波	1
3.2 日本海東縁部に想定される地震による津波	5
3.3 行政機関による津波評価	10
4. 地震以外の要因による津波	14
4.1 海底地滑りに起因する津波	14
4.2 陸上地滑りに起因する津波	14
4.3 岩盤崩壊に起因する津波	14
4.4 火山現象に起因する津波	14
5. 津波起因事象の重畳の検討	17
6. 防波堤無し条件の津波評価	19
7. 基準津波	23
8. 参考文献	29

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。

なお、津波評価に当たっては、津波水位及び標高に係る表記を T.P.（東京湾平均海面）とする。敷地における標高 EL は T.P. ±0m を基準としているため、T.P. =EL となる。

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、島根半島に影響を与えたと考えられる津波として、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があるが、発電所においてこれらを観測した記録はなく、敷地への影響はなかった。

1983年日本海中部地震津波では、敷地周辺の記録として、津波の最大高さは気象庁境検潮所で42cmが記録され、また、発電所近傍の痕跡高として、恵曇で0.90m、加賀で1.15mが記録されている。

1993年北海道南西沖地震津波では、敷地周辺の記録として、津波の最大高さは気象庁境検潮所で37cmが記録され、また、発電所近傍の痕跡高として、恵曇で1.40m、手結で1.20m、片岡で1.70m、御津で1.93m、加賀で1.52mが記録されている。

なお、島根半島に影響を与えたと考えられる地震以外の要因による津波について、敷地周辺における記録はない。

3. 地震による津波

地震による津波の想定に当たっては、海域活断層から想定される地震による津波として、敷地周辺の海域活断層から想定される地震による津波を検討した。

さらに、「2. 既往津波」の文献調査の結果、敷地から遠く離れているが、島根半島に影響を与えたと考えられること及び大和堆の影響により島根半島に向かう傾向があることから、日本海東縁部に想定される地震による津波についても検討の対象とした。

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。

また、行政機関が想定する波源モデルを対象とした検討を行い、比較・分析を実施した。

3.1 海域活断層から想定される地震による津波

海域活断層から想定される地震による津波については、敷地周辺の海域において、後期更新世以降の活動を考慮する断層及び撓曲を対象として、阿部(1989)⁽³⁾の予測式により、敷地における津波の予測高を検討した。その結果、予測高が最高となったF-Ⅲ断層+F-Ⅳ断層+F

－V断層を対象として、傾斜角、すべり角（主応力軸のばらつきを考慮して傾斜角と走向に基づき設定）及び断層上縁深さを不確かさとして考慮した数値シミュレーションによるパラメータスタディを実施した。

敷地周辺の主な海域の活断層を図3-1に示す。また、評価水位が最高又は最低となる波源モデルのパラメータ並びに敷地における水位上昇側及び水位下降側の評価水位を表3-1に示す。

番号	断層名
①+②+③	F - III断層 + F - IV断層 + F - V断層
④+⑤	鳥取沖西部断層 + 鳥取沖東部断層
⑥	F 5 7 断層
⑦+⑧+⑨	K - 4 撓曲 + K - 6 撓曲 + K - 7 撓曲
⑩	大田沖断層
⑪+⑫+⑬	K - 1 撓曲 + K - 2 撓曲 + F _{K0} 断層
⑭	F _K - 1 断層
⑮	隠岐北西方の断層
⑯	見島北方沖の断層

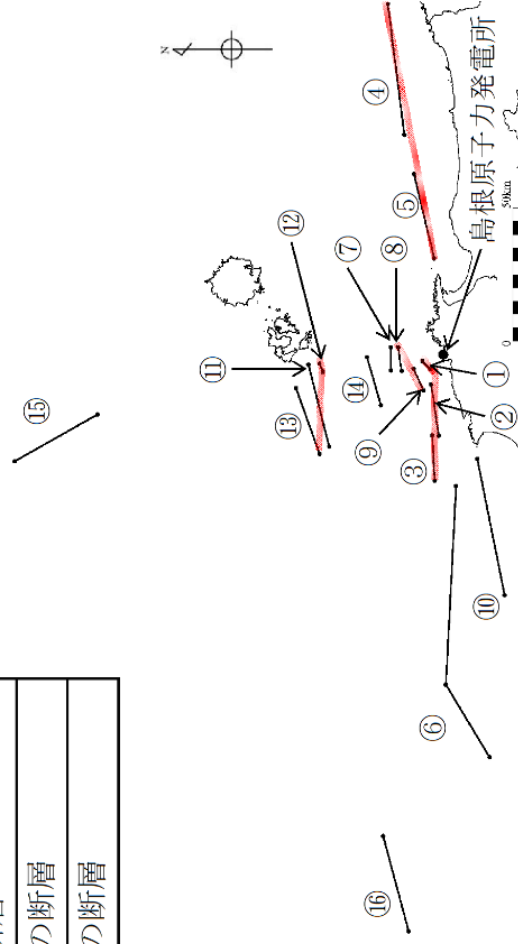
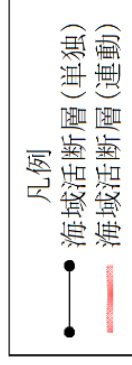


図 3-1 敷地周辺の主な海域の活断層

表 3-1(1) 評価水位が最高又は最低となる波源モデルのパラメータ
(海域活断層から想定される地震による津波)

断層	波源モデル					
	断層長さ (km)	モーメントマグニ チュード ^a Mw	傾斜角 (°)	すべり角 (°)	上縁深さ (km)	傾斜方向
F-III断層+F-IV断層 +F-V断層 (評価水位最高ケース)	48.0	7.27	90	130, 180	0	南傾斜
F-III断層+F-IV断層 +F-V断層 (評価水位最低ケース)	48.0	7.27	90	115, 180	0	南傾斜

表 3-1(2) 敷地における水位上昇側の評価水位 (海域活断層から想定される地震による津波)

断層	ポンプ 運転状況	評価水位(T.P. m)*						
		施設護岸 又は防波壁	1号機 取水槽	2号機 取水槽	3号機 取水槽	1号機 放水槽	2号機 放水槽	3号機 放水槽
F-III断層+F-IV 断層+F-V断層	運転時	+3.6 (+0.32)	+1.9 (+0.27)	+1.4 (+0.27)	+1.3 (+0.28)	+2.7 (+0.25)	+2.8 (+0.32)	+2.1 (+0.30)
	停止時		+2.2 (+0.27)	+2.0 (+0.27)	+2.9 (+0.28)	+1.3 (+0.25)	+2.7 (+0.32)	+2.4 (+0.30)

注記* : 括弧内の数値は地盤変動量(m), 上段の数値は朔望平均満潮位 (T.P. +0.46m) 及び地盤変動量を考慮

表 3-1(3) 敷地における水位下降側の評価水位 (海域活断層から想定される地震による津波)

断層	評価水位(T.P. m)*			
	2号機 取水口 (東)	2号機 取水口 (西)	2号機取水槽	
			循環水ポンプ 運転時	循環水ポンプ 停止時
F-III断層+F-IV 断層+F-V断層	-3.9 (+0.34)	-3.9 (+0.34)	-5.9 (+0.34)	-4.8 (+0.34)

注記* : 括弧内の数値は地盤変動量(m), 上段の数値は朔望平均干潮位 (T.P. -0.02m) 及び地盤変動量を考慮

3.2 日本海東縁部に想定される地震による津波

日本海東縁部に想定される地震による津波については、土木学会（2016）⁽⁴⁾（以下「土木学会」という。）及び地震調査研究推進本部（2003）⁽⁵⁾を参考に、日本海東縁部に想定される地震規模に応じた波源の基準波源モデルを設定し、数値シミュレーションによるパラメータスタディを実施した。

また、地震調査研究推進本部（2003）が示す地震発生領域の連動の可能性は低いと考えるが、2011年東北地方太平洋沖地震では、広い領域で地震が連動して発生したことを踏まえ、科学的想像力を発揮し、不確かさとして地震発生領域の連動を考慮した数値シミュレーションを実施した。

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を図3-2に示す。また、評価水位が最高又は最低となる波源モデルのパラメータ並びに敷地における水位上昇側及び水位下降側の評価水位を表3-2及び表3-3に示す。

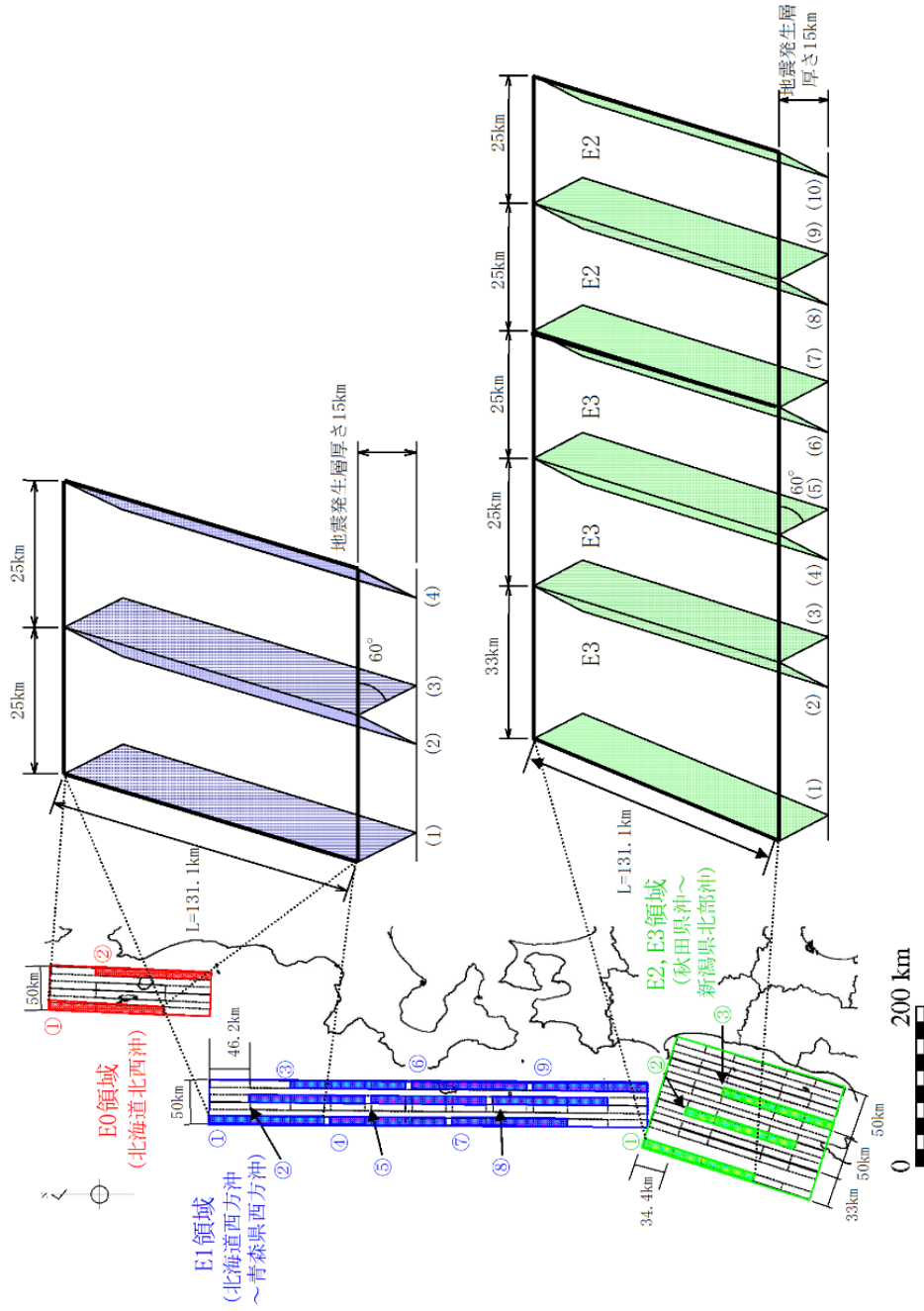
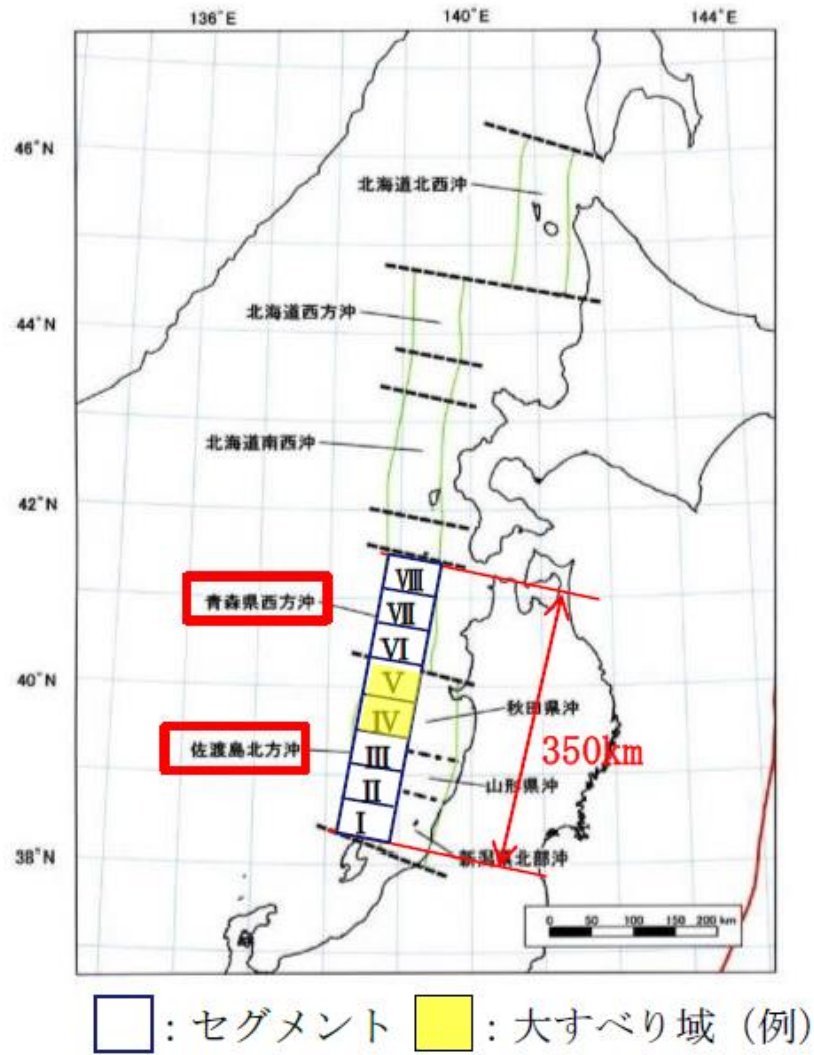


図 3-2(1) 日本海東縁部に想定される地震に伴う津波（土木学会に基づく検討）の波源モデル



地震調査研究推進本部 (2003) より引用・加筆

図 3-2(2) 日本海東縁部に想定される地震に伴う津波 (地震発生領域の連動を考慮した検討) の波源モデル

表 3-2(1) 評価水位が最高又は最低となる波源モデルのパラメータ（土木学会に基づく検討）

領域	波源モデル				
	断層長さ (km)	モーメントマグニ チュード [*] Mw	傾斜角 (°)	すべり角 (°)	上縁深さ (km)
E 1 領域 (評価水位最高ケース)	131.1	7.85	60	90	0
E 2, E 3 領域 (評価水位最低ケース)	131.1	7.85	60	90	2.5

表 3-2(2) 敷地における水位上昇側の評価水位（土木学会に基づく検討）

領域	ポンプ 運転状況	評価水位(T.P. m) [*]						
		施設護岸 又は 防波壁	1号機 取水槽	2号機 取水槽	3号機 取水槽	1号機 放水槽	2号機 放水槽	3号機 放水槽
E 1 領域	運転時	+7.2	-	+6.4	+4.9	-	+5.3	+4.4
	停止時		+6.9	+8.1	+6.3	+2.3	+4.3	+5.5

注記*：数値は朔望平均満潮位（T.P. +0.46m）を考慮

表 3-2(3) 敷地における水位下降側の評価水位（土木学会に基づく検討）

領域	評価水位(T.P. m) [*]			
	2号機 取水口 (東)	2号機 取水口 (西)	2号機取水槽	
			循環水ポンプ 運転時	循環水ポンプ 停止時
E 2, E 3 領域	-4.2	-4.1	-5.3	-5.0

注記*：数値は朔望平均干潮位（T.P. -0.02m）を考慮

表 3-3(1) 評価水位が最高又は最低となる波源モデルのパラメータ
(地震発生領域の連動を考慮した検討)

領域	波源モデル							
	断層長さ (km)	モーメント ニチュート ⁶ Mw	傾斜角 (°)	すべり角 (°)	上縁深さ (km)	大すべり 域	走向	東西位置
「青森県西方沖」及び 「佐渡島北方沖」 (評価水位最高ケース)	350	8.09	60	90	0	IV V	8.9°	(3)
「青森県西方沖」及び 「佐渡島北方沖」 (評価水位最低ケース)	350	8.09	60	90	0	IV VI	8.9°	(3)

表 3-3(2) 敷地における水位上昇側の評価水位
(地震発生領域の連動を考慮した検討)

領域	ポンプ 運転状況	評価水位(T.P. m)*						
		施設護岸 又は 防波壁	1号機 取水槽	2号機 取水槽	3号機 取水槽	1号機 放水槽	2号機 放水槽	3号機 放水槽
「青森県西方沖」及び 「佐渡島北方沖」	運転時	+8.7	-	+6.9	+6.1	-	+6.1	+4.4
	停止時		+7.1	+9.0	+7.2	+3.0	+6.5	+4.9

注記* : 数値は朔望平均満潮位 (T.P. +0.46m) を考慮

表 3-3(3) 敷地における水位下降側の評価水位
(地震発生領域の連動を考慮した検討)

領域	評価水位(T.P. m)*			
	2号機 取水口 (東)	2号機 取水口 (西)	2号機取水槽	
			循環水ポンプ 運転時	循環水ポンプ 停止時
「青森県西方沖」及び 「佐渡島北方沖」	-4.5	-4.5	-5.9	-5.2

注記* : 数値は朔望平均干潮位 (T.P. -0.02m) を考慮

3.3 行政機関による津波評価

「3.1 海域活断層から想定される地震による津波」及び「3.2 日本海東縁部に想定される地震による津波」について、安全側の評価を実施する観点から必要な科学的・技術的知見が反映されていることを確認するため、行政機関による津波評価との比較・分析を実施した。

行政機関による津波評価の波源モデルを図 3-3 に示す。また、評価水位が最高及び最低となる波源モデルのパラメータ並びに敷地における水位上昇側及び水位下降側の評価水位を表 3-4 に示す。

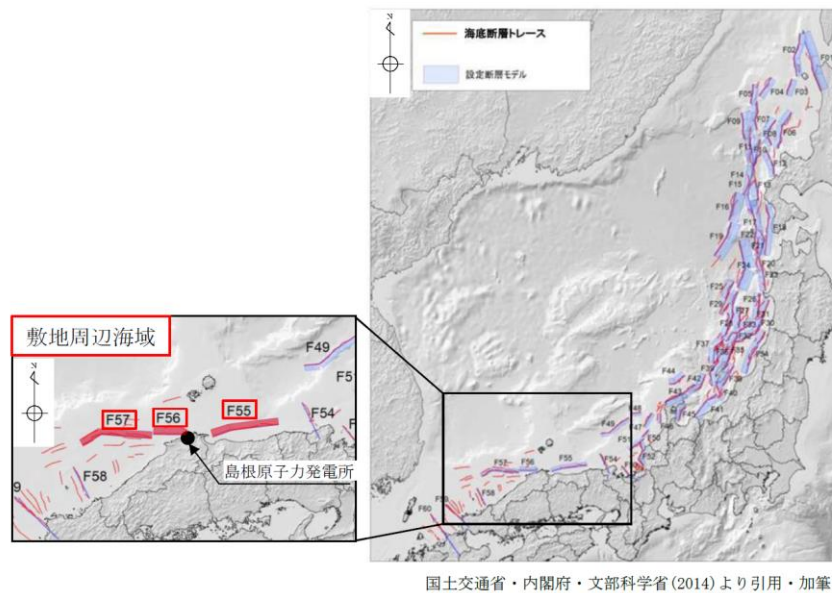


図 3-3(1) 国土交通省・内閣府・文部科学省 (2014) ⁽⁶⁾ に示される波源モデル (敷地周辺海域)

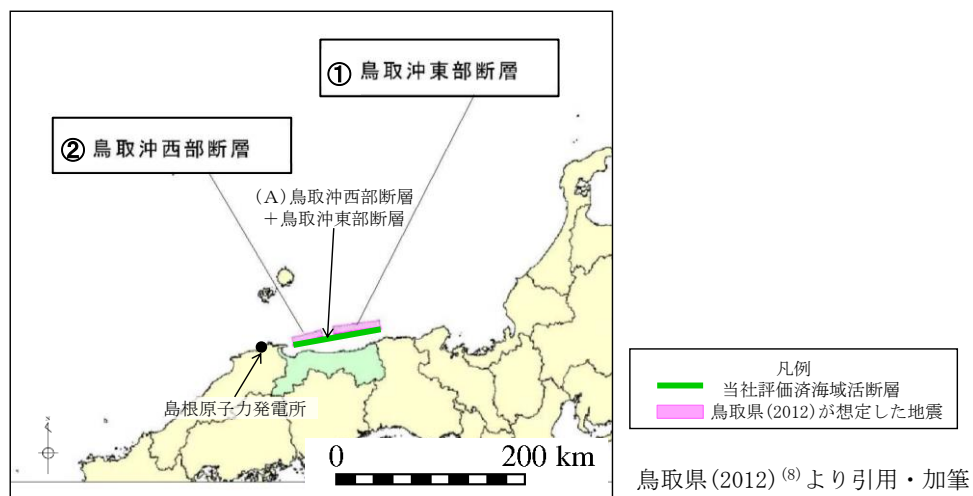
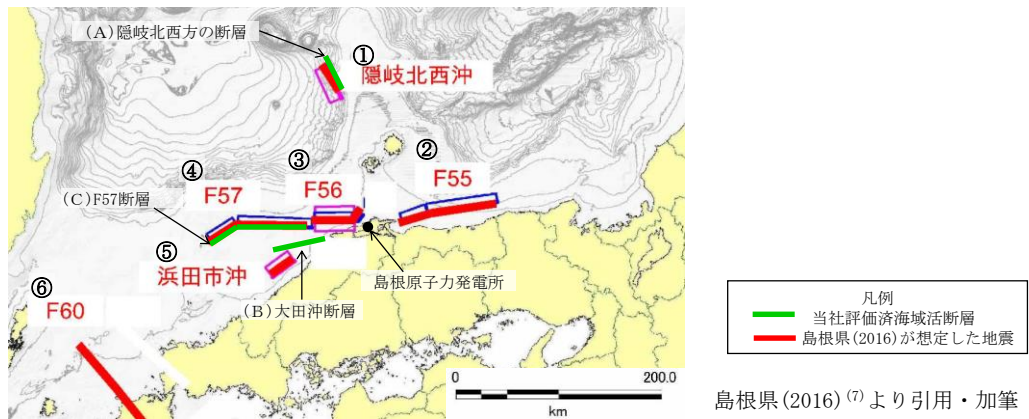


図 3-3(2) 地方自治体独自の波源モデル (敷地周辺海域)

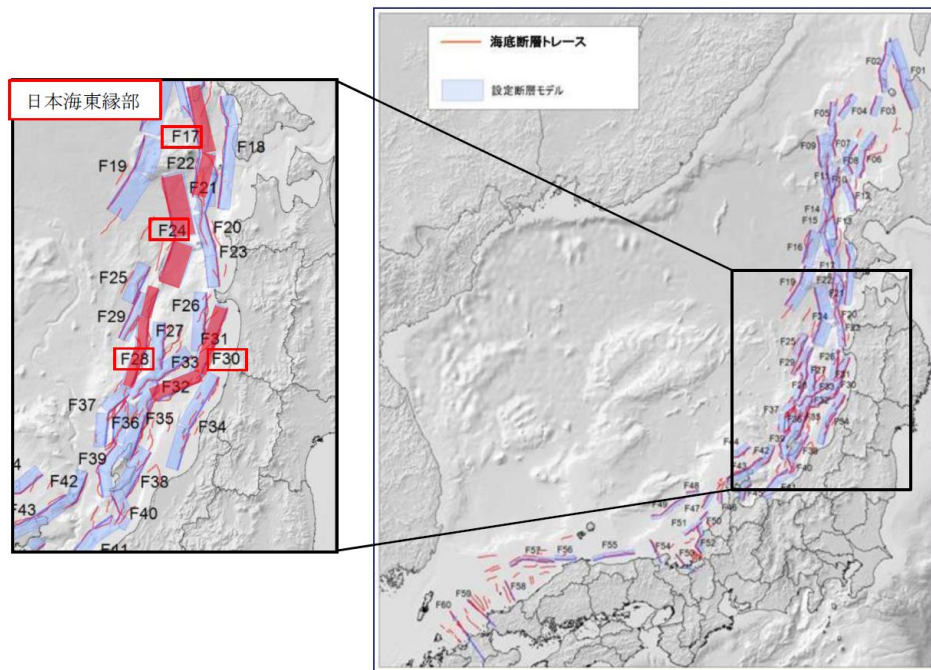
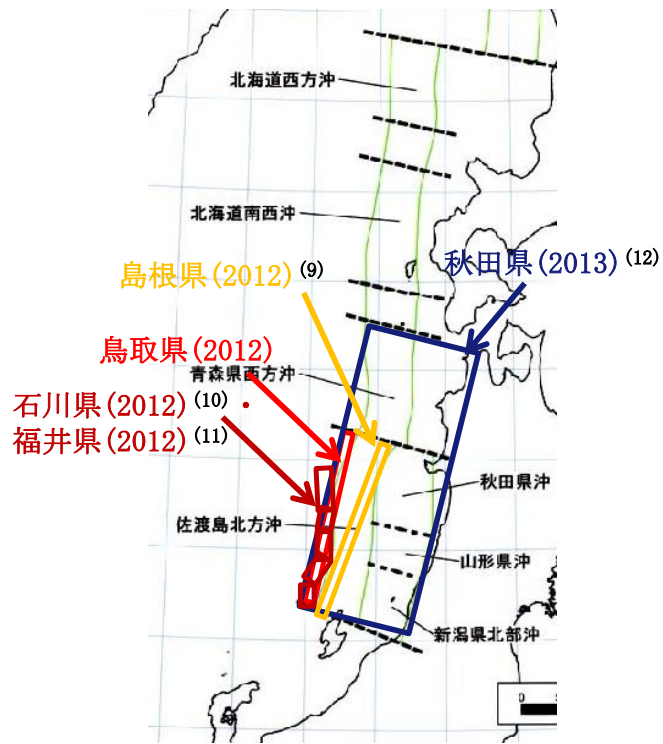


図 3-3(3) 国土交通省・内閣府・文部科学省 (2014) に示される波源モデル (日本海東縁部)



地震調査研究推進本部(2003)に加筆

図 3-3(4) 地方自治体独自の波源モデル (日本海東縁部)

表 3-4(1) 評価水位が最高及び最低となる波源モデルのパラメータ (行政機関の津波評価)

地方自治体	波源モデル				
	断層長さ (km)	モーメントマグニ チュード ³ Mw	傾斜角 (°)	すべり角 (°)	上縁深さ (km)
鳥取県 (2012)	222.2	8.16	60	90	0

表 3-4(2) 敷地における水位上昇側の評価水位 (行政機関の津波評価)

地方自治体	ポンプ 運転状況	評価水位 (T.P. m) *						
		施設護岸 又は 防波壁	1号機 取水槽	2号機 取水槽	3号機 取水槽	1号機 放水槽	2号機 放水槽	3号機 放水槽
鳥取県 (2012)	運転時	+10.5	-	+7.0	+5.9	-	+6.8	+6.6
	停止時		+7.6	+9.0	+7.0	+4.0	+7.1	+6.4

注記* : 数値は朔望平均満潮位 (T.P. +0.46m) を考慮

表 3-4(3) 敷地における水位下降側の評価水位 (行政機関の津波評価)

地方自治体	評価水位 (T.P. m) *			
	2号機 取水口 (東)	2号機 取水口 (西)	2号機取水槽	
			循環水ポンプ 運転時	循環水ポンプ 停止時
鳥取県 (2012)	-5.0	-5.0	-5.9	-5.4

注記* : 数値は朔望平均干潮位 (T.P. -0.02m) を考慮

4. 地震以外の要因による津波

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、海底及び陸上での地滑り、岩盤崩壊並びに火山現象に起因する津波を考慮した。なお、検討結果より、これらの津波による敷地への影響は、「3. 地震による津波」より小さいと評価した。

4.1 海底地滑りに起因する津波

海底地滑りに起因する津波の検討を行うため、隠岐トラフ及び対馬海盆のうち島根半島に近い大陸斜面を対象とした地滑りに関する文献調査等を行い、地滑り地形を抽出した。抽出した地滑り地形の概略体積を算出し、地滑りの位置及び崩落方向を考慮して区分したエリアごとに、概略体積が最大となる地滑り地形を評価対象地滑り地形として選定した。評価対象の海底地滑り地形の位置を図4-1に示す。

4.2 陸上地滑りに起因する津波

陸上地滑りに起因する津波の検討を行うため、防災科学技術研究所（2005⁽¹³⁾，2006⁽¹⁴⁾）で示される地滑り地形を確認し、空中写真判読等により沿岸域の地滑り地形の規模や地滑り方向等を推定することで、評価対象地滑り地形を選定した。評価対象の陸上地滑り地形の位置を図4-2に示す。

4.3 岩盤崩壊に起因する津波

岩盤崩壊の可能性がある地点を選定するため、航空レーザー測量結果の各メッシュ間の傾斜角を求め、60°以上となっている地点を抽出した。抽出した地点を対象に Huber and Hager (1997)⁽¹⁵⁾の予測式により敷地における津波高さ（全振幅）を算出した結果、陸上地滑りの津波高さ（全振幅）を下回ることから、岩盤崩壊に起因する津波の敷地への影響は小さいと評価した。

抽出した岩盤崩壊の可能性がある地点の位置を図4-3に示す。

4.4 火山現象に起因する津波

火山現象に起因する津波の敷地への影響が想定される第四紀火山として、鬱陵島及び隠岐島後が挙げられる。また、渡島大島は、1741年に山体崩壊を起こし、日本海沿岸に津波を引き起こしたとされることから、渡島大島についても検討を実施する。

検討対象とする第四紀火山の位置を図4-4に示す。

文献調査によると、鬱陵島及び隠岐島後については、いずれも山体崩壊を伴うような爆発的噴火の可能性は低く、敷地に与える影響が大きい津波は発生することはないと評価した。また、渡島大島の山体崩壊による津波は、羽鳥・片山（1977）⁽¹⁶⁾によると江の川河口において1～2mを観測したとされ、鳥取県（2012）が日本海東縁部に想定した波源モデルによる地震に伴う津波を下回ることから、敷地においても津波高さを下回ると評価した。

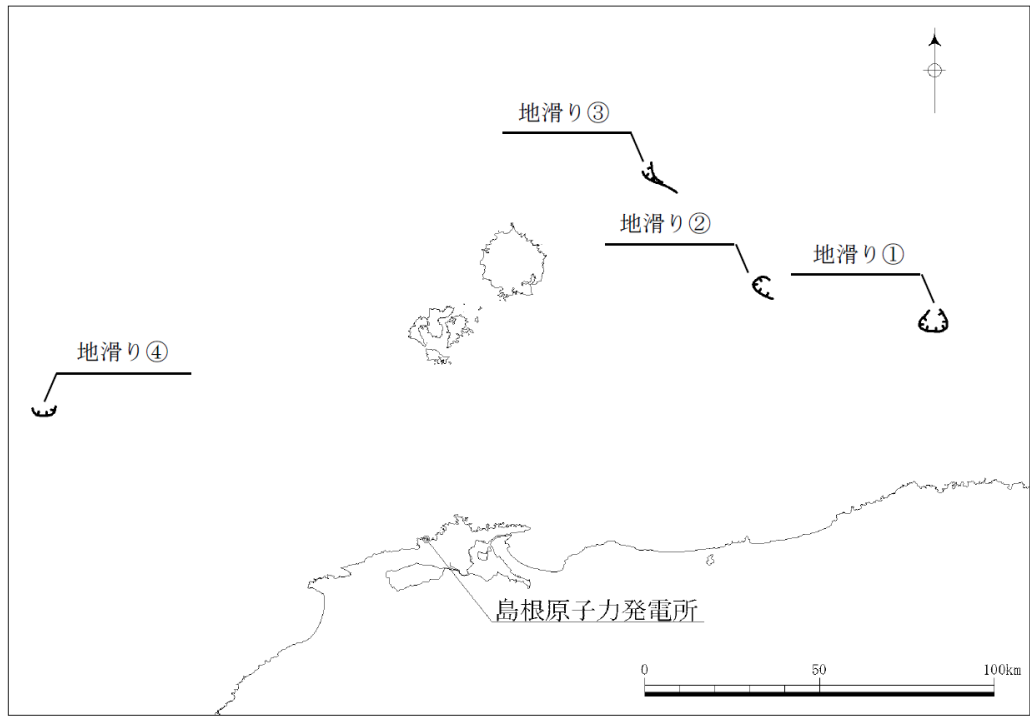


図 4-1 海底地滑り地形位置図

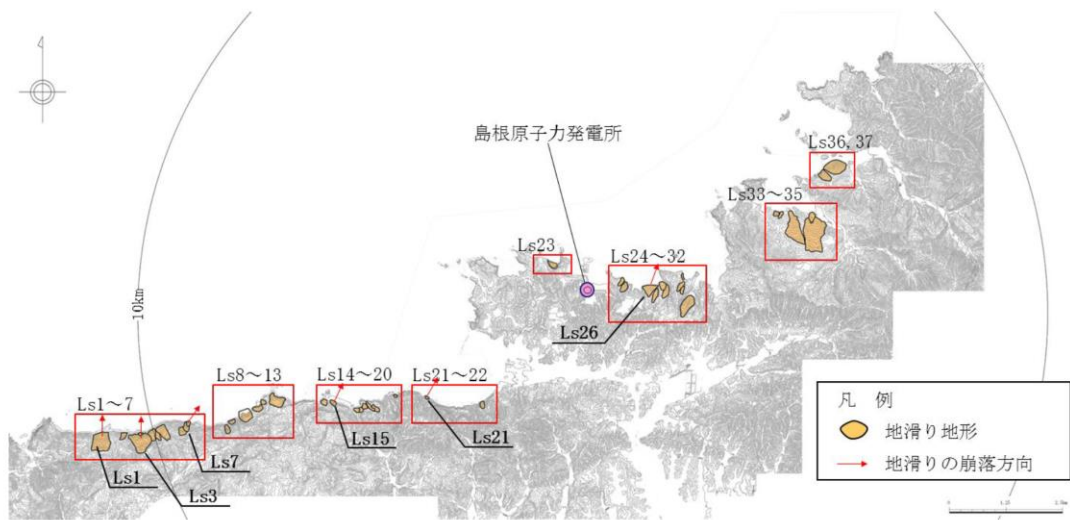


図 4-2 陸上地滑り地形位置図

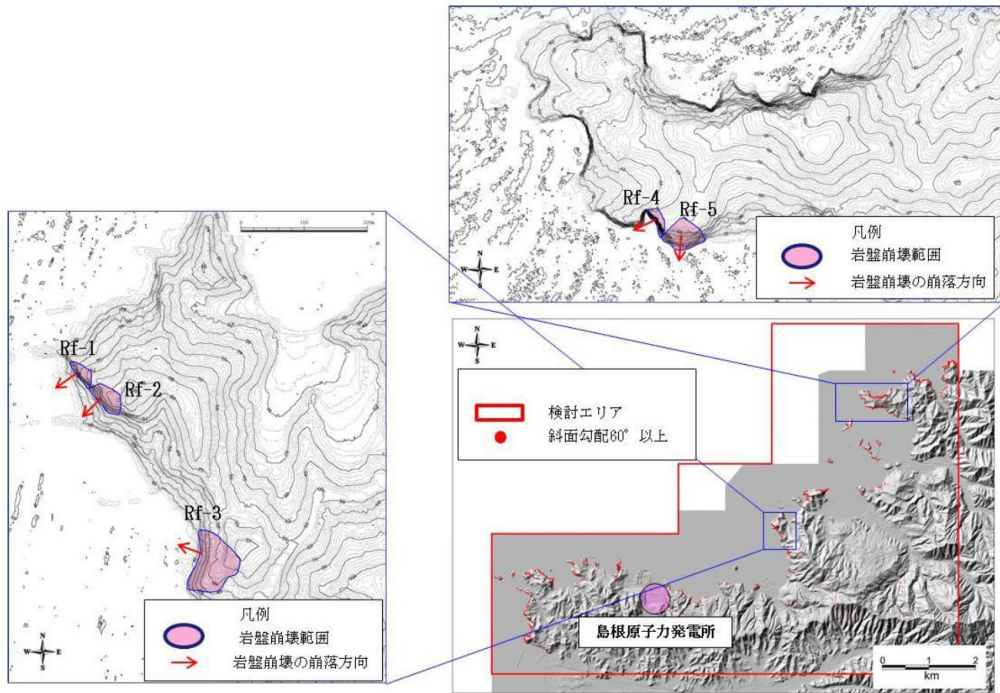


図 4-3 岩盤崩壊位置図



図 4-4 第四紀火山位置図

5. 津波起因事象の重畳の検討

地震による津波と地震以外の要因による津波の重畳の検討として、図 5-1 に示す位置関係及び敷地への津波の到達時間を考慮して組合せを選定し、地震動の継続時間の中で、水位の足し合わせが最大となる時間差を考慮した数値シミュレーションを実施した。なお、検討結果より、これらの津波による敷地への影響は、「3. 地震による津波」より小さいと評価した。

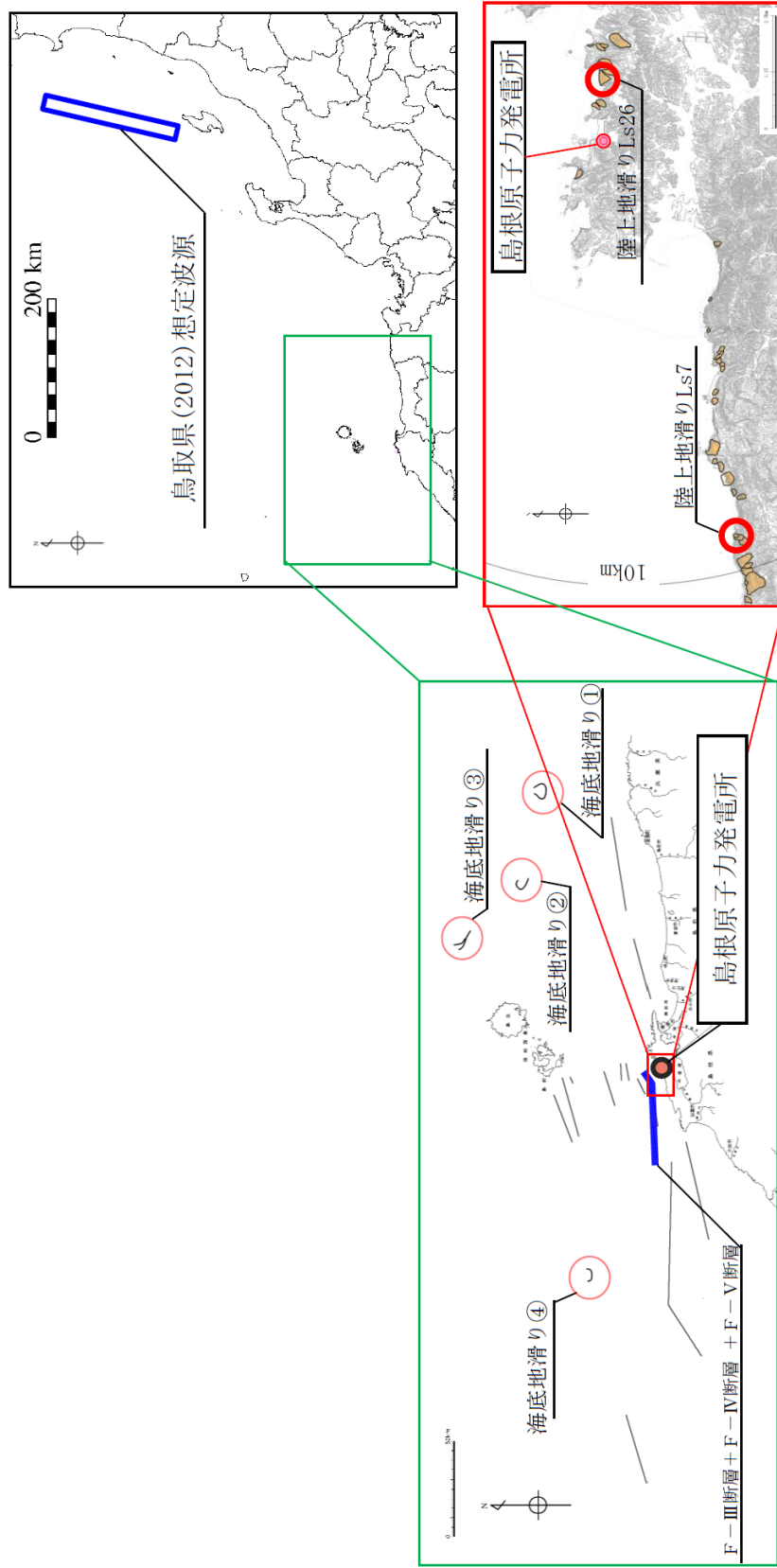


図 5-1 津波波源の位置図

6. 防波堤無し条件の津波評価

防波堤は地震による損傷が否定できないことから、防波堤無し条件において防波堤有り条件と同様の手順でパラメータスタディを行う。防波堤無し条件の検討に当たっては、防波堤有り条件において敷地への影響が大きい「日本海東縁部に想定される地震による津波」及び「海域活断層から想定される地震による津波」を対象とし、「地震以外の要因による津波」については敷地への影響が小さいと判断した。

評価水位が最高又は最低となる波源モデルのパラメータ並びに敷地における水位上昇側及び水位下降側の評価水位を表 6-1、表 6-2 及び表 6-3 に示す。

表 6-1(1) 敷地における水位上昇側の評価水位（鳥取県（2012），防波堤無し）

地方自治体	ポンプ 運転状況	評価水位(T.P. m) *						
		施設護岸 又は 防波壁	1号機 取水槽	2号機 取水槽	3号機 取水槽	1号機 放水槽	2号機 放水槽	3号機 放水槽
鳥取県（2012）	運転時	+11.6	-	+9.0	+6.4	-	+6.1	+6.4
	停止時		+9.0	+10.4	+7.7	+4.1	+7.2	+6.3

注記*：数値は朔望平均満潮位（T.P.+0.46m）を考慮

表 6-1(2) 敷地における水位下降側の評価水位（鳥取県（2012），防波堤無し）

地方自治体	評価水位(T.P. m) *			
	2号機 取水口 (東)	2号機 取水口 (西)	2号機取水槽	
			循環水ポンプ 運転時	循環水ポンプ 停止時
鳥取県（2012）	-5.9	-5.9	-7.5	-5.5

注記*：数値は朔望平均干潮位（T.P.-0.02m）を考慮

表6-2(1) 評価水位が最高となる波源モデルのパラメータ（地震発生領域の連動を考慮した検討，防波堤無し）

領域	波源モデル							
	断層長さ (km)	モーメントマグニチュード ^a Mw	傾斜角 (°)	すべり角 (°)	上縁深さ (km)	大すべり域	走向	東西位置
「青森県西方沖」及び「佐渡島北方沖」 (評価水位最高ケース)	350	8.09	60	90	0	VⅦ 南へ30km	走向一定 -10°変化	(3)から東 に15.9km

表6-2(2) 敷地における水位上昇側の評価水位（地震発生領域の連動を考慮した検討，防波堤無し）

領域	ポンプ 運転状況	評価水位 (T.P. m) *						
		施設護岸 又は 防波壁	1号機 取水槽	2号機 取水槽	3号機 取水槽	1号機 放水槽	2号機 放水槽	3号機 放水槽
「青森県西方沖」及び「佐渡島北方沖」	運転時	+11.2	—	+8.3	+5.8	—	+5.5	+6.8
	停止時		+8.0	+10.2	+7.5	+2.6	+5.4	+7.3

注記*：数値は朔望平均満潮位（T.P. +0.46m）を考慮

表6-2(3) 評価水位が最低となる波源モデルのパラメータ（地震発生領域の連動を考慮した検討，防波堤無し）

領域	波源モデル							
	断層長さ (km)	モーメントマグニチュード ^a Mw	傾斜角 (°)	すべり角 (°)	上縁深さ (km)	大すべり域	走向	東西位置
「青森県西方沖」及び「佐渡島北方沖」 (評価水位最低ケース)	350	8.09	60	90	1	VⅦ 南へ20km	走向一定 -10°変化	(3)

表6-2(4) 敷地における水位下降側の評価水位（地震発生領域の連動を考慮した検討，防波堤無し）

領域	評価水位 (T.P. m) *			
	2号機 取水口 (東)	2号機 取水口 (西)	2号機取水槽	
			循環水ポンプ 運転時	循環水ポンプ 停止時
「青森県西方沖」及び「佐渡島北方沖」	-6.0	-5.9	-7.8	-5.7

注記*：数値は朔望平均干潮位（T.P. -0.02m）を考慮

表6-3 敷地における水位下降側の評価水位（海域活断層から想定される地震による津波の検討，防波堤無し）

断層	評価水位 (T. P. m) *			
	2号機 取水口 (東)	2号機 取水口 (西)	2号機取水槽	
			循環水ポンプ 運転時	循環水ポンプ 停止時
F-Ⅲ断層 + F-Ⅳ 断層 + F-Ⅴ断層	-4.1 (+0.34)	-4.1 (+0.34)	-6.3 (+0.34)	-5.0 (+0.34)

注記*：括弧内の数値は地盤変動量(m)，上段の数値は朔望平均干潮位 (T. P. -0.02m) 及び地盤変動量を考慮

7. 基準津波

これまでの数値シミュレーションの結果を踏まえ、水位上昇側及び水位下降側について基準津波の策定を行った。

基準津波の策定位置を図 7-1 に、基準津波策定位置における時刻歴波形を図 7-2 に、基準津波の波源モデルのパラメータ及び評価水位の一覧を表 7-1 に示す。

水位上昇側に関して、防波堤有り条件で施設護岸又は防波壁において最高水位を示す津波を基準津波 1 として策定した。基準津波 1 (防波堤有り) による 2 号及び 3 号機取水槽における評価水位を上回る、又はほぼ同値となる津波を基準津波 2 として策定した。また、防波堤無し条件で防波堤有り条件と異なる波源において評価水位が最高となる津波を基準津波 5 として策定した。

水位下降側に関して、防波堤有り条件で 2 号機取水口において最低水位を示す津波を基準津波 1 として策定した。基準津波 1 (防波堤有り) による 2 号機取水槽における評価水位とほぼ同値となる津波を基準津波 3 及び基準津波 4 として策定した。また、防波堤無し条件で防波堤有り条件と異なる波源において評価水位が最低となる津波を基準津波 6 として策定した。

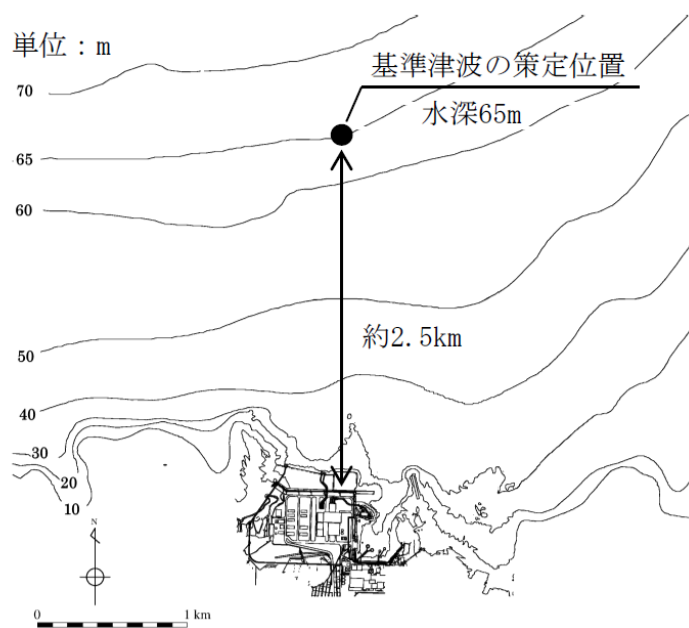


図 7-1 基準津波策定位置

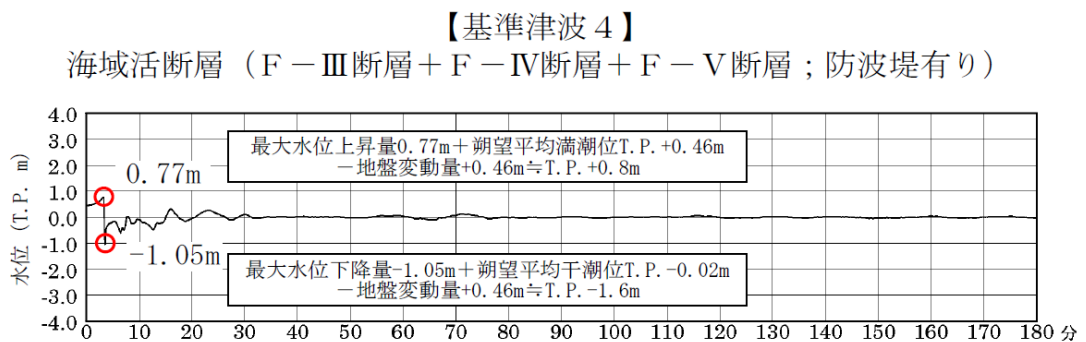
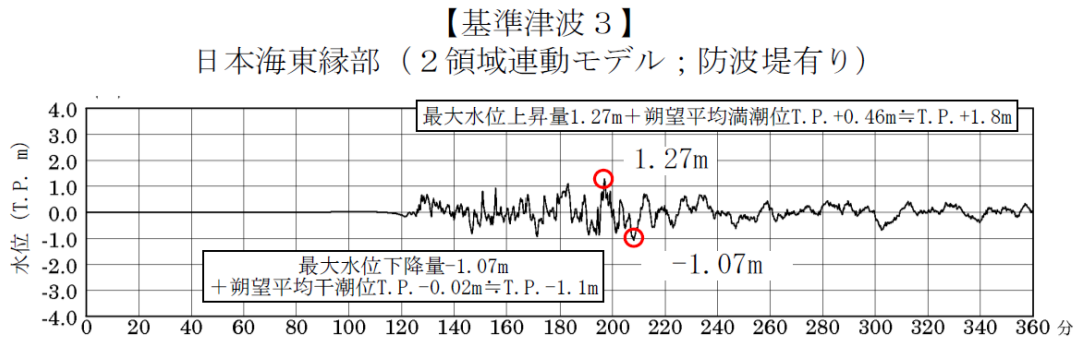
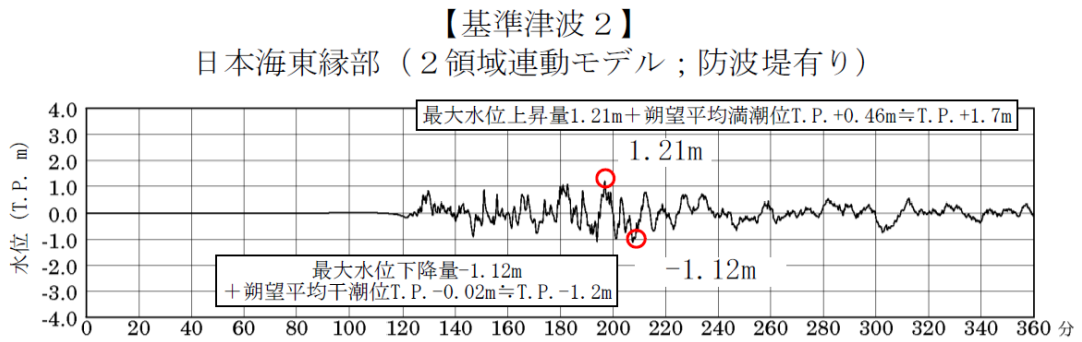
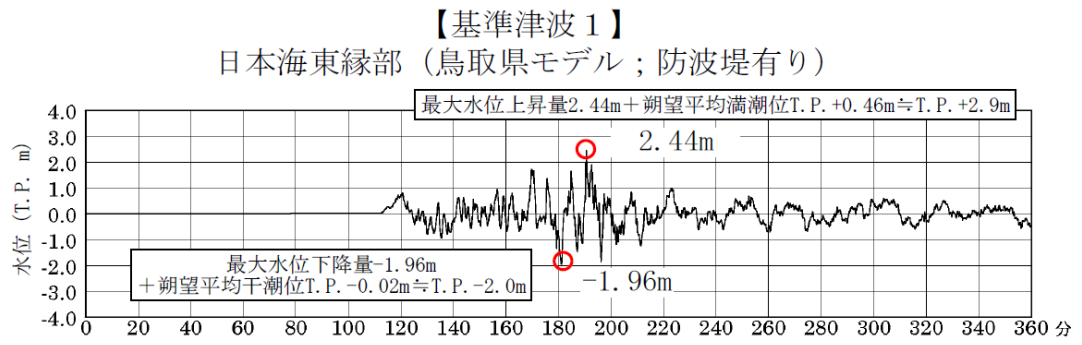


図 7-2(1) 基準津波策定位置における時刻歴波形

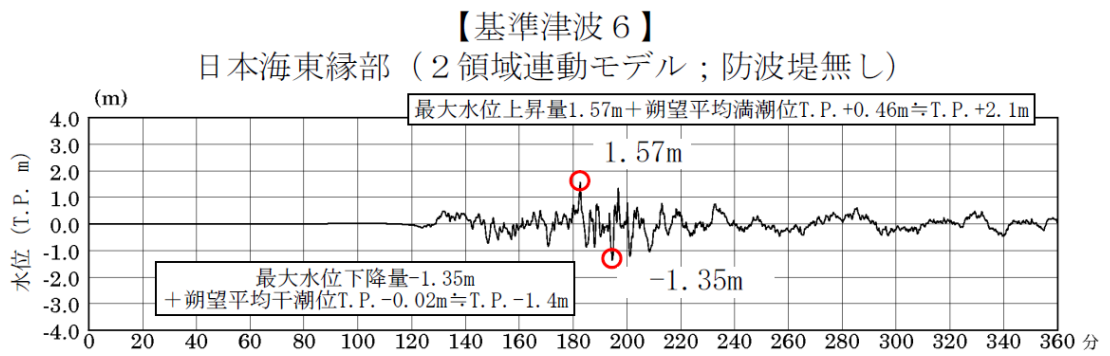
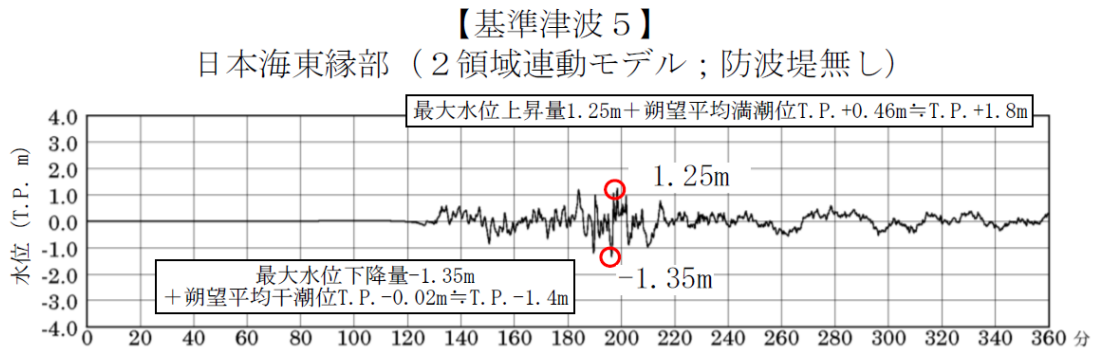


図7-2(2) 基準津波策定位置における時刻歴波形

表 7-1(1) 基準津波評価結果一覧 (水位上昇側)

基準津波	波源*1	断層長さ (km)	モントマリエュート Mw	傾斜角 (°)	すべり角 (°)	上縁深さ (km)	大すべり域	走向	東西位置	防波堤の有無	ポンプ運転状況	評価水位 (T.P. m)*2					
												施設護岸又は防波壁	1号機取水槽	2号機取水槽	3号機取水槽	1号機放水槽	2号機放水槽
基準津波 1	日本海東縁部 (鳥取県モデル; 防波堤有り, 防波堤無し) 〈地方自治体独自の波源モデルに基づく検討(鳥取県(2012))〉	222.2	8.16	60	90	0	-	-	-	有	+10.5	-	+7.0	+5.9	-	+6.8	+6.6
												+7.6	+9.0 [9.00]	+7.0	+4.0	+7.1	+6.4
基準津波 2	日本海東縁部 (2領域運動モデル; 防波堤有り) 〈地震発生領域の運動を考慮した検討(断層長さ 350km)〉	350	8.09	60	90	0	IVV	走向一定	(3)	有	+8.7	-	+6.9	+6.1	-	+6.1	+4.4
												+7.1	+9.0 [8.91]	+7.2	+3.0	+6.5	+4.9
基準津波 5	日本海東縁部 (2領域運動モデル; 防波堤無し) 〈地震発生領域の運動を考慮した検討(断層長さ 350km)〉	350	8.09	60	90	0	VIII 南 30km	走向一定 -10° 変化	(3)から東 15.9km	無	+11.2	-	+8.3	+5.8	-	+5.5	+6.8
												+8.0	+10.2	+7.5	+2.6	+5.4	+7.3

注記*1: <>内は検討項目を示す。

注記*2: 朔望平均満潮位 (T.P.+0.46m) 及び地盤変動量を考慮。

表 7-1 (2) 基準津波評価結果一覧 (水位下降側)

基準津波	波源*1	断層長さ (km)	モーメントマグニチュード、Mw	傾斜角 (°)	すべり角 (°)	上縁深さ (km)	大すべり域	走向	東西位置	防波堤有無	ポンプ運転状況	評価水位 (T.P. m)		*2
												2号機取水口 (東)	2号機取水口 (西)	
基準津波 1	日本海東縁部 (鳥取県モデル；防波堤有り，防波堤無し) ＜地方自治体独自の波源モデルに基づく検討 (鳥取県 (2012))＞	222.2	8.16	60	90	0	-	-	-	有	運転 停止	-5.0	-5.0	-5.9 [-5.81] -5.4
基準津波 3	日本海東縁部 (2領域運動モデル；防波堤有り) ＜地震発生領域の運動を考慮した検討 (断層長さ 350km)＞	350	8.09	60	90	0	IVVI	走向一定	(3)	有	運転 停止	-4.5	-4.5	-5.9 [-5.88] -5.2
基準津波 4	海城活断層 (F-III断層 + F-IV断層 + F-V断層；防波堤有り，防波堤無し) ＜土木学会に基づく検討 (F-III～F-V断層)＞	48.0	7.27	90	115, 180	0	-	-	-	有	運転 停止	-3.9	-3.9	-5.9 [-5.84] -4.8
基準津波 6	日本海東縁部 (2領域運動モデル；防波堤無し) ＜地震発生領域の運動を考慮した検討 (断層長さ 350km)＞	350	8.09	60	90	1	VI VII 南 20km	走向一定-10° 変化	(3)	無	運転 停止	-6.0	-4.1	-5.0 -7.8 -5.7

注記*1：<>内は検討項目を示す。

注記*2：眺望平均干潮位 (T.P. -0.02m) 及び地盤変動量を考慮。

8. 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, p. 694
- (2) 渡辺偉夫 (1998) : 日本被害津波総覧【第2版】, 東京大学出版会, p. 238
- (3) 阿部勝征 (1989) : 地震と津波のマグニチュードに基づく津波高の予測, 東京大学地震研究所彙報, Vol. 64, p. 51-69
- (4) (公社) 土木学会原子力土木委員会津波評価部会 (2016) : 原子力発電所の津波評価技術 2016
- (5) 地震調査研究推進本部地震調査委員会長期評価部会 (2003) : 日本海東縁部の地震活動の長期評価について, http://www.jishin.go.jp/main/chousa/03jun_nihonkai/index.html
- (6) 国土交通省・内閣府・文部科学省 (2014) : 日本海における大規模地震に関する調査検討会, 最終報告書 (H26. 9)
- (7) 島根県 (2016) : 島根県地震津波防災対策検討委員会, http://www.pref.shimane.lg.jp/bousai_info/bousai/bousai/bosai_shiryo/tsunamibousai.html
- (8) 鳥取県 (2012) : 鳥取県津波対策検討業務報告書概要, p. 3-23
- (9) 島根県 (2012) : 島根県津波浸水想定区域マップ, <http://web-gis.pref.shimane.lg.jp/tsunami/>
- (10) 石川県 (2012) : 石川県津波浸水想定区域図, <http://www.pref.ishikawa.jp/bousai/tsunami/index.html>
- (11) 福井県 (2012) : 福井県における津波シミュレーション結果の公表について, <http://www.pref.fukui.lg.jp/doc/kikitaisaku/kikitaisaku/tunami-soutei.html>
- (12) 秋田県 (2013) : 「地震被害想定調査」に係る津波関連データについて, <http://www.pref.akita.lg.jp/www/contents/1356530698859/>
- (13) (独) 防災科学技術研究所 (2005) : 地すべり地形分布図第 25 集「松江・高梁」, 防災科学技術研究所研究資料第 278 号
- (14) (独) 防災科学技術研究所 (2006) : 地すべり地形分布図第 26 集「浜田・大社」, 防災科学技術研究所研究資料第 285 号
- (15) Huber, A.・W. H. Hager (1997) : Forecasting Impulse Waves in reservoirs, Dix-neuvieme Congres des Grands Barrages C31:993-1005. Florence, Italy. Commission Internationale des Grands Barrages, Paris
- (16) 羽鳥徳太郎・片山通子 (1977) : 日本海沿岸における歴史津波の挙動とその波源域, 東京大学地震研究所彙報, Vol. 52, p. 49-70

VI-1-1-3-2-3 入力津波の設定

目 次

1. 概要	1
2. 敷地の地形及び施設・設備並びに敷地周辺の人工構造物	1
2.1 敷地の地形及び施設・設備	1
2.2 敷地周辺の人工構造物	5
3. 基準津波による敷地周辺の遡上・浸水域	7
3.1 考慮事項	7
3.2 遡上解析モデル	7
3.3 敷地周辺の遡上・浸水域の評価	9
4. 入力津波の設定	12
4.1 考慮事項	12
4.1.1 水位変動	12
4.1.2 地殻変動	14
4.2 遡上波	17
4.3 経路からの津波	20
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	31
6. 参考文献	33

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。

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評価する。

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

島根原子力発電所の敷地は、日本海に面し、島根半島中央部の松江市鹿島町に位置している。

敷地の地形は、輪谷湾を中心とした半円状であり、敷地周辺の地形は、東西及び南側の三方は標高 150m 程度の高さの山地からなり、北側は日本海に面している。

敷地周辺の河川としては、敷地から南方約 2km に人工河川の佐陀川があり、宍道湖から日本海に注いでいる。

敷地は、主に EL 8.5m, EL 15.0m, EL 44.0m 及び EL 50.0m の高さに分かれている。

設計基準対象施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画として、EL 15.0m の敷地に原子炉建物、廃棄物処理建物及び制御室建物を設置し、EL 8.5m の敷地にタービン建物を設置する。

屋外設備としては、EL 15.0m の敷地に B-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置し、EL 8.5m の敷地に A-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系）及び排気筒を、EL 8.5m の敷地地下の取水槽床面 EL 1.1m に原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ（以下「非常用海水ポンプ」という。）を設置する。

また、非常用取水設備として、取水口及び取水管、EL 8.5m の敷地に取水槽を設置する。

津波防護施設として、日本海及び輪谷湾に面した敷地面に天端高さ EL 15.0m の防波壁を設置する。また、防波壁通路に天端高さ EL 15.0m の防波壁通路防波扉を設置し、1号機取水槽の取水管端部（取水管中心：EL-4.9m）に流路縮小工を設置する。

浸水防止設備として、屋外排水路（EL 2.3m～EL 7.3m）に屋外排水路逆止弁、取水槽（EL 1.1m～EL 8.8m）に防水壁、水密扉及び床ドレン逆止弁を設置する。また、タービン建物（復水器を設置するエリア）とタービン建物（耐震 S クラスの設備を設置するエリア）の境界に防水壁、水密扉及び床ドレン逆止弁を設置する。地震時に損傷した場合に津波が流入する可能性がある経路に対して、隔離弁を設置するとともに、バウンダリ機能を保持するポンプ及び配管を設置

する。取水槽，屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）及びタービン建物（復水器を設置するエリア）の貫通部に対して止水処置を実施する。

津波監視設備として，取水槽の高さ EL-9.3m に取水槽水位計を設置し，排気筒の EL 64.0m，3号機北側の防波壁上部（東側・西側）EL 15.0m 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，防波壁外側の EL 6.0m の荷揚場に荷揚場詰所，デリッククレーン，キャスク取扱収納庫等がある。なお，遡上域の EL 8.5m に建物・構築物等はない。

重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建物・区画としては，設計基準対象施設でもある原子炉建物，タービン建物，廃棄物処理建物，制御室建物があり，この他に第1ベントフィルタ格納槽，低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽，可搬型重大事故等対処設備の保管エリア，可搬型重大事故等対処設備の保管エリア，ガスタービン発電機建物及び緊急時対策所がある。

島根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，詳細配置図を図2-2に示す。



図 2-1 敷地及び敷地周辺の地形、標高、河川

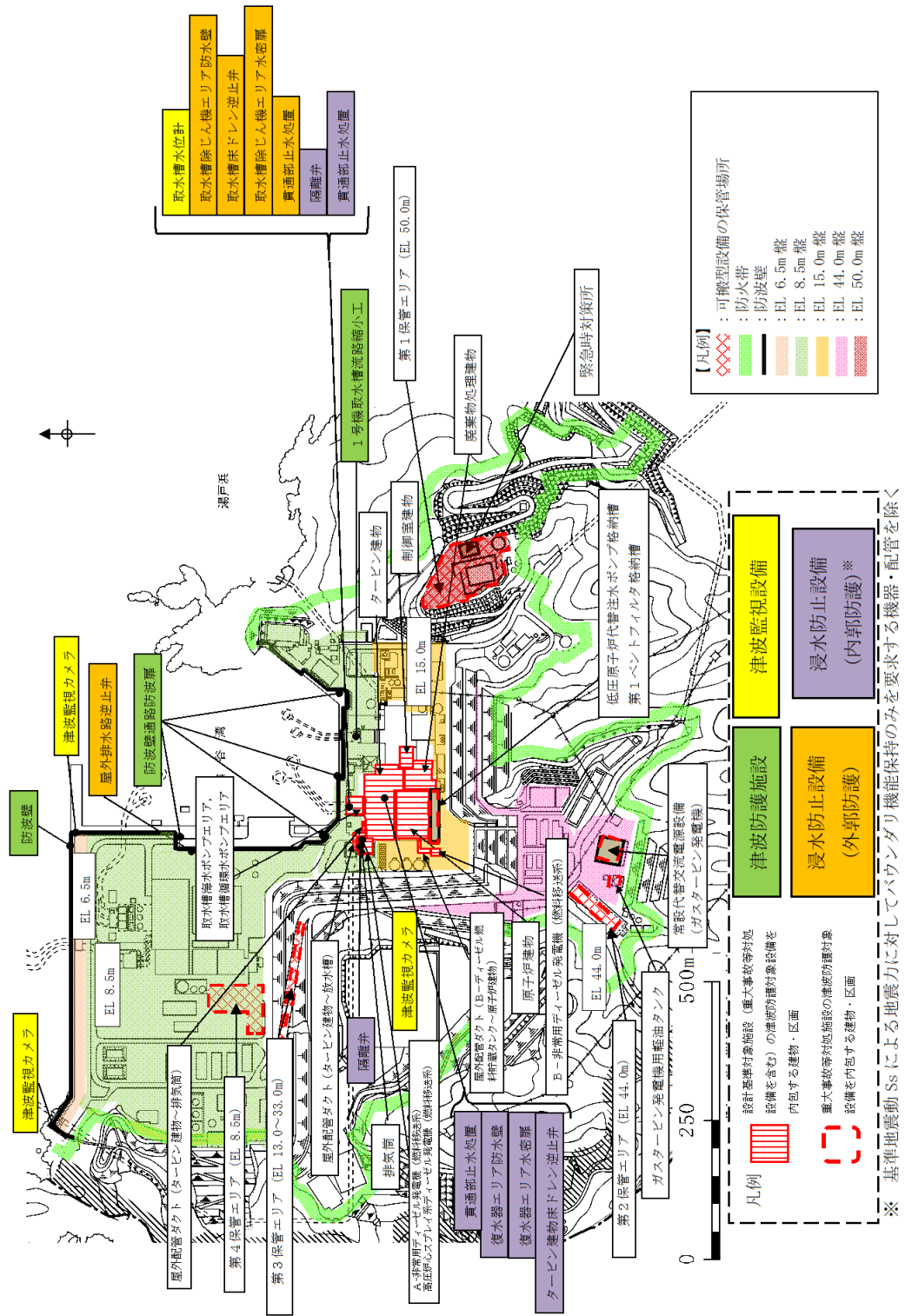


図 2-2 島根原子力発電所の詳細配置図

2.2 敷地周辺の人工構造物

港湾施設としては、発電所構内に防波堤を設置しており、その内側には荷揚場を設けている。

発電所構外には、西方 1km 程度に片句漁港、発電所西方 2km 程度に手結漁港、南西 2km 程度に恵曇漁港、東方 3 km 及び 4km 程度に御津漁港及び大芦漁港があり、各漁港には防波堤が設置されている。漁港には漁船が約 230 隻あり、発電所周辺では、イカ釣り漁、かご漁、サザエ網・カナギ漁等が営まれている。また、発電所から 2km 程度離れた位置に海上設置物である定置網の設置海域がある。

敷地周辺の状況としては、民家、工場等があり、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、漁船、プレジャーボート、引き船、タンカー、貨物船及び帆船が航行している。他には発電所から約 6km 離れた潜戸に小型の船舶による観光遊覧船の航路がある。

図 2-3 に島根原子力発電所周辺の漁港等の位置を示す。

漂流物の評価については、VI-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。

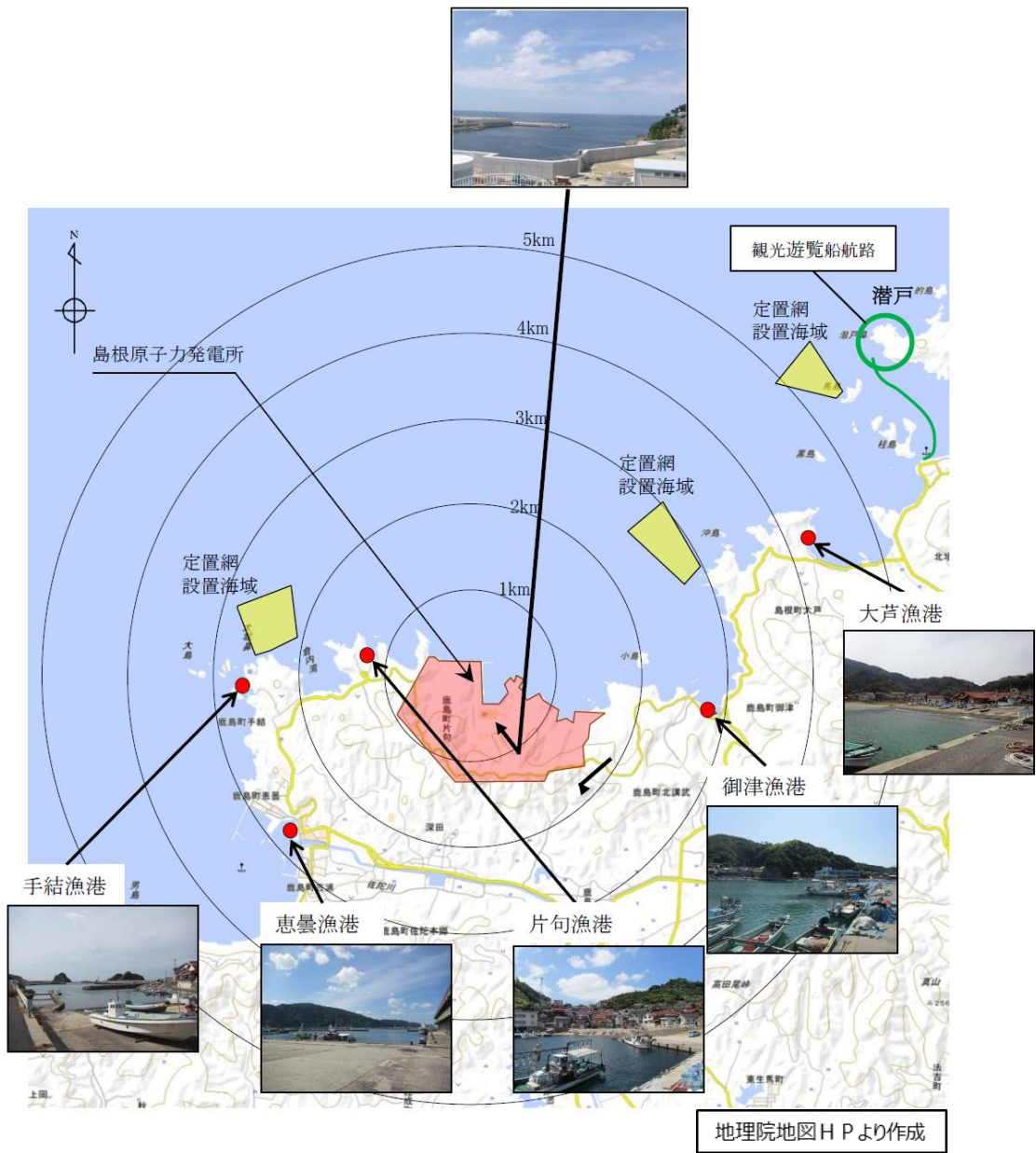


図2-3 島根原子力発電所周辺の漁港等の位置（周辺航路含む。）

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、流動化又は滑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。

また、敷地周辺を流れる河川として、敷地から南方約2kmの位置に佐陀川が存在するが、発電所とは標高150m程度の山地で隔てられていることから、河川を経由する津波の敷地への回り込みは考慮しない。

遡上波の敷地への到達の可能性に係る検討に当たっては、基準地震動 S_s に伴い地形変化及び標高変化が生じる可能性を踏まえ、入力津波高さへの影響を確認するため、遡上解析の条件として沈下無しの条件に加えて、埋戻土及び砂礫層に対して揺すり込み及び液状化に伴い地盤を沈下させた条件についても考慮する。なお、防波壁両端部以外の敷地周辺斜面の崩壊による入力津波高さへの影響については、遡上解析の条件として斜面崩壊なしの条件に加えて、敷地周辺の地滑り地形が判読されている地山の斜面について斜面崩壊させた条件についても検討した結果、敷地に与える影響がないことから、斜面崩壊は影響要因として考慮しない。また、発電所の防波堤については、基準地震動 S_s による損傷の可能性があることから、遡上解析の条件として防波堤有りの条件に加えて、防波堤無しの場合についても考慮する。これらの条件を考慮した解析を実施し、遡上域や津波水位を保守的に想定する。

初期潮位は、EL 0.0mとする。朔望平均満潮位 EL 0.58m 及び潮位のばらつき 0.14m は、遡上解析による津波水位に加えることで考慮する。

遡上域となる荷揚場はアスファルト又はコンクリートで地表面を舗装するため、洗掘による地形の変化については考慮しない。

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6.25m）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、海域では財団法人 日本水路協会（2008～2011）^{(1)～(4)}、深淺測量等による地形データを使用し、陸域では、国土地理院（2014）⁽⁵⁾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に遡上解析モデルにおける水深と格子分割を示す。

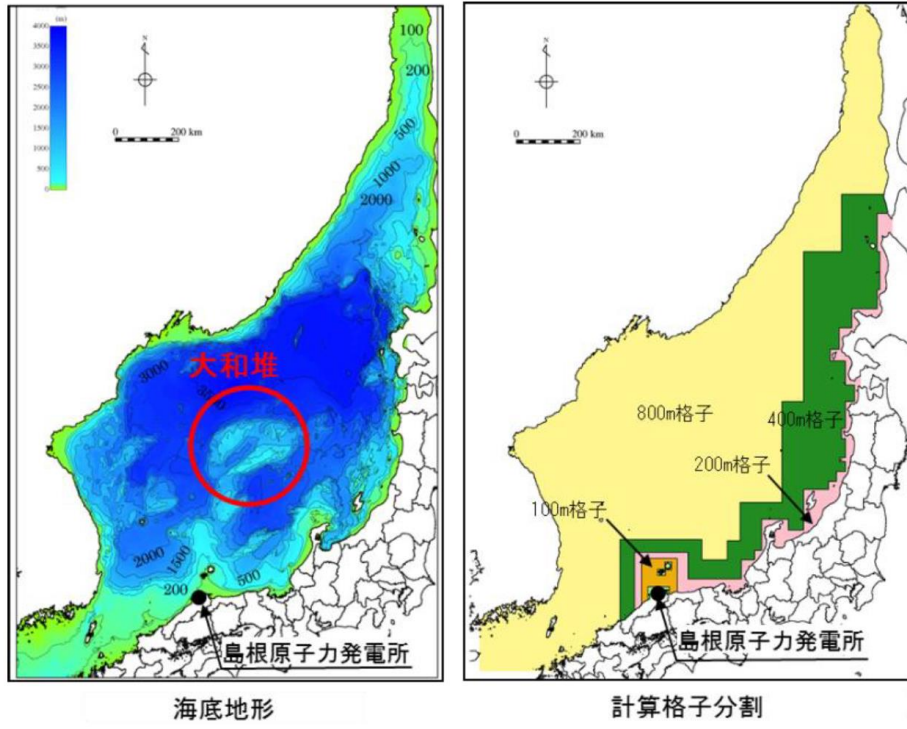


図 3-1(1) 水深と格子分割 (領域全体)

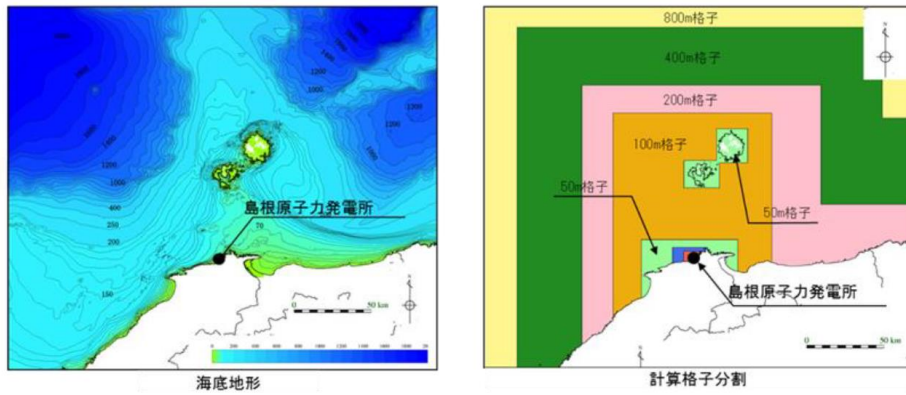


図 3-1(2) 水深と格子分割 (隠岐諸島～島根半島)

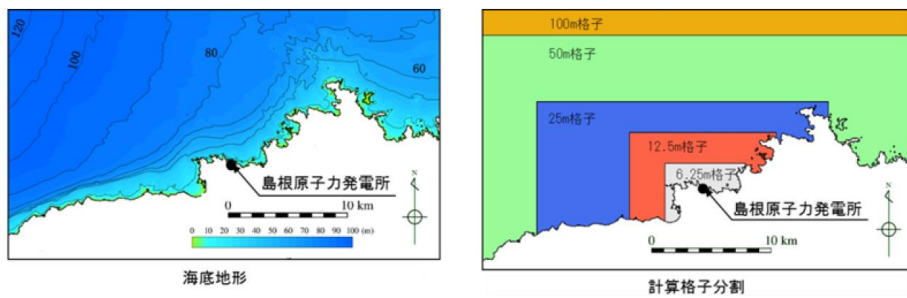


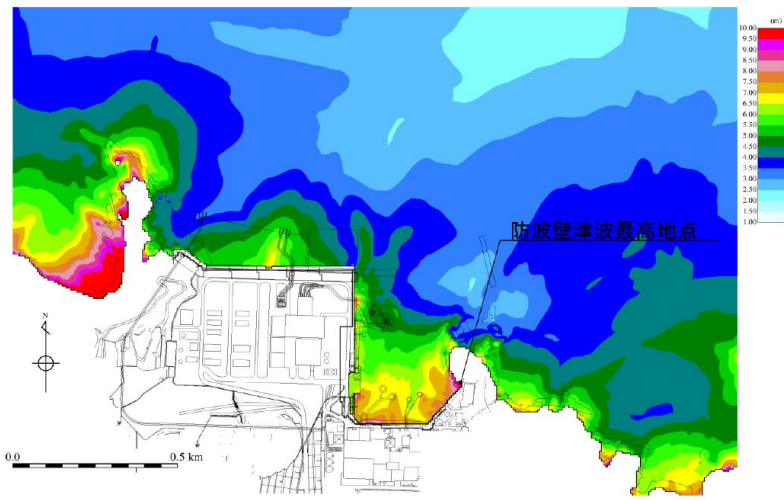
図 3-1(3) 水深と格子分割 (島根原子力発電所周辺)

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。

施設護岸及び防波壁で最大を示した基準津波 1（斜面崩壊なし、地盤変状なし、防波堤無しの場合）の最高水位分布では、潮位及び潮位のばらつきを考慮して、最高水位は、敷地高さ EL 8.5m に対して施設護岸及び防波壁で EL 11.9m となっている。一方、海域活断層上昇側最大ケース（斜面崩壊なし、地盤変状なし、防波堤有りの場合）の最高水位分布では、潮位及び潮位のばらつきを考慮して、最高水位は、敷地高さ EL 8.5m に対して施設護岸及び防波壁で EL 4.2m となっている。

これらの結果より、防波壁等の津波防護施設がない場合は、基準津波 1 により敷地の一部が遡上域となるが、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。）を内包する建物及び区画が設置された敷地は、防波壁等の津波防護施設により防護されることから、津波は到達しない。



防波壁津波最高地点 EL 11.13m+朔望平均満潮位 0.58m+潮位のばらつき 0.14m=EL 11.9m

図 3-2(1) 基準津波の遡上波による最高水位分布 (基準津波 1 : 防波堤無し)



図 3-2(2) 海域活断層上昇側最大ケースの遡上波による最高水位分布 (防波堤有り)

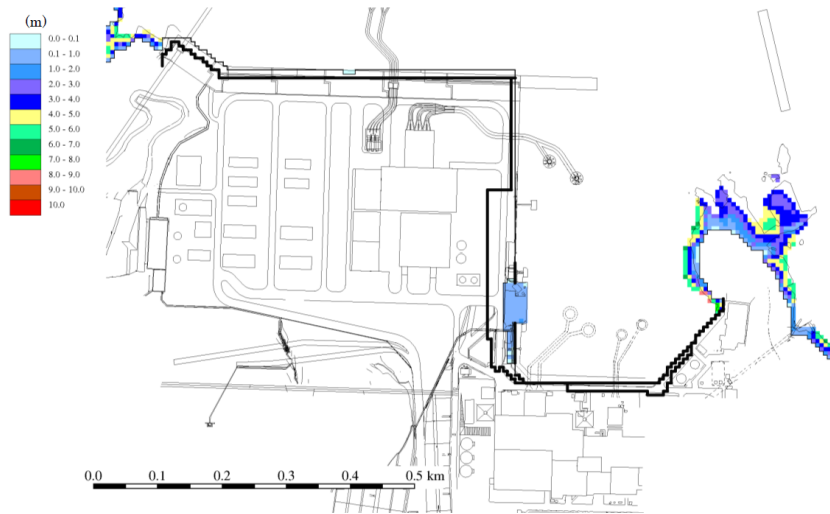


図 3-3 基準津波の遡上波による最大浸水深分布（基準津波 1：防波堤無し）

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。

入力津波の設定に当たっては、津波の高さ、速度及び衝撃力に着目し、各施設・設備において算定された数値を安全側に評価した値を入力津波高さや速度として設定することで、各施設・設備の構造・機能の損傷に影響する浸水高及び波力・波圧について安全側に評価する。

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、流入経路を特定し、同経路の水理特性を考慮した管路解析を行い、潮位、地殻変動、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 EL 0.58m 及び潮位のばらつき 0.14m を考慮し、下降側の水位変動に対しては朔望平均干潮位 EL-0.02m 及び潮位のばらつき 0.17m を考慮する。

朔望平均潮位及び潮位のばらつきは発電所構内（輪谷湾）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。

なお、発電所最寄りの気象庁潮位観測地点「境」（発電所の敷地東方約 23 km）は、発電所と同様に日本海に面して潮位計を設置しており、当該地点における潮位観測記録は発電所構内（輪谷湾）における潮位観測記録と概ね同様の傾向を示している。

潮汐以外の要因による潮位変動については、VI-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

	発電所構内（輪谷湾）の潮位		ばらつきを 考慮した潮位
	① 朔望平均潮位	② 潮位のばらつき	
水位上昇側	満潮位 EL 0.58m	0.14m	EL 0.72m (①+②)
水位下降側	干潮位 EL-0.02m	0.17m	EL-0.19m (①-②)

4.1.2 地殻変動

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。津波波源となる地震による地殻変動を考慮するとともに、津波が起きる前に基準地震動 S_s の震源となる敷地周辺の活断層から想定される地震が発生した場合を想定した地殻変動を考慮する。

敷地地盤の地殻変動量は、Mansinha and Smylie (1971) ⁽⁶⁾の方法により算定する。

津波波源となる地震による地殻変動としては、海域活断層及び日本海東縁部の津波波源を想定する。海域活断層による地殻変動量は、0.34mの隆起である。日本海東縁部に想定される地震による津波については、起因となる波源が敷地から十分に離れており、敷地への地震による地殻変動の影響は十分に小さいため、地殻変動量を考慮しない。また、基準地震動 S_s の震源による地殻変動としては、宍道断層及び海域活断層を想定する。宍道断層による地殻変動量は、0.02m以下の沈降であり、敷地への影響が十分小さいことから考慮しない。海域活断層による地殻変動量は、0.34mの隆起である。なお、津波発生前に基準地震動 S_s の震源による地殻変動が発生する場合の検討においては、同一震源による繰り返しの地殻変動は考慮しない。

以上のことから、下降側の水位変動に対して安全機能への影響を評価する際には、0.34mの隆起を考慮する。

表4-2に考慮する地殻変動量、図4-1に地殻変動量分布を示す。

なお、島根原子力発電所の敷地は日本海側に位置していること、及び2011年東北地方太平洋沖地震による影響がないことからプレート間地震の影響はない。

また、広域的な余効変動については、基準地震動 S_s の評価における検討用地震の震源において最近地震は発生していないことから、広域的な余効変動は生じておらず、津波に対する安全性評価に影響を及ぼすことはない。

表 4-2 評価に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	考慮しない
水位下降側	考慮する (0.34m の隆起)

断層長さ	48.0km
断層幅	15.0km
すべり量	4.01m
上縁深さ	0km
走向	54°, 90°
傾斜角	90°
すべり角	115°, 180°
Mw	7.27

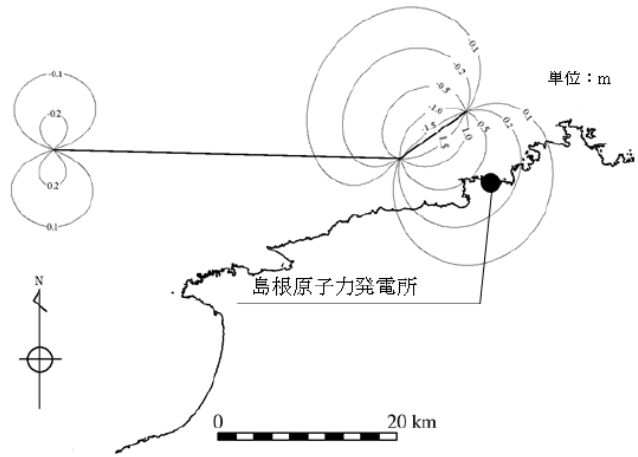


図 4-1(1) 地殻変動量分布図：海域活断層（基準津波 4）

断層長さ	39.0km
断層幅	18.0km
すべり量	112.6cm
上縁深さ	2km
走向	91.2°, 82.0°
傾斜角	90°
すべり角	180°
Mw	6.9

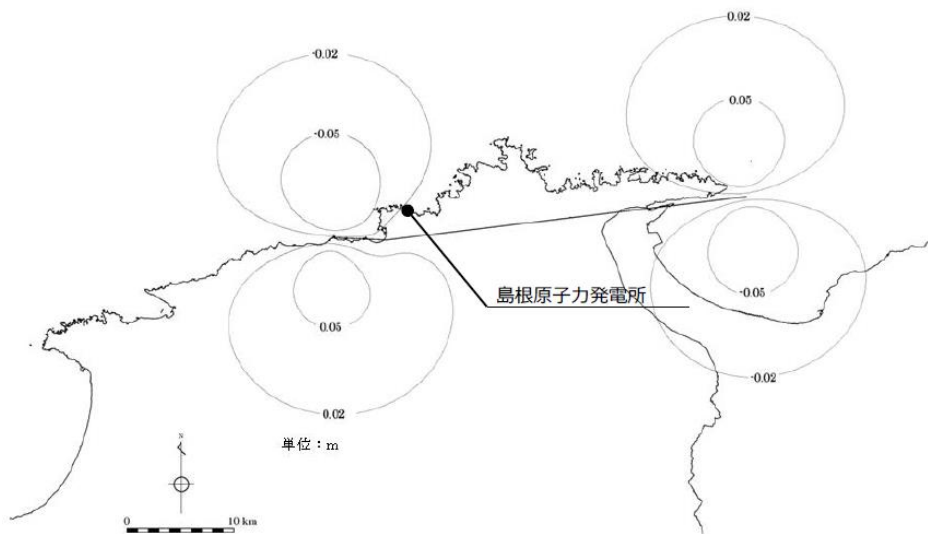
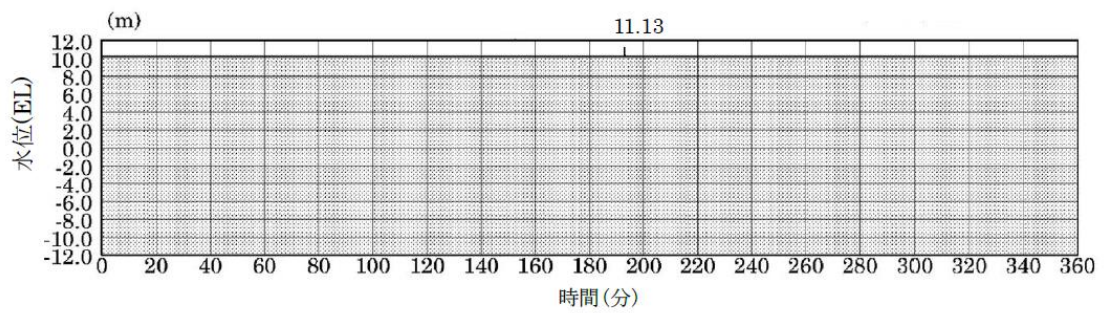


図 4-1(2) 地殻変動量分布図：宍道断層

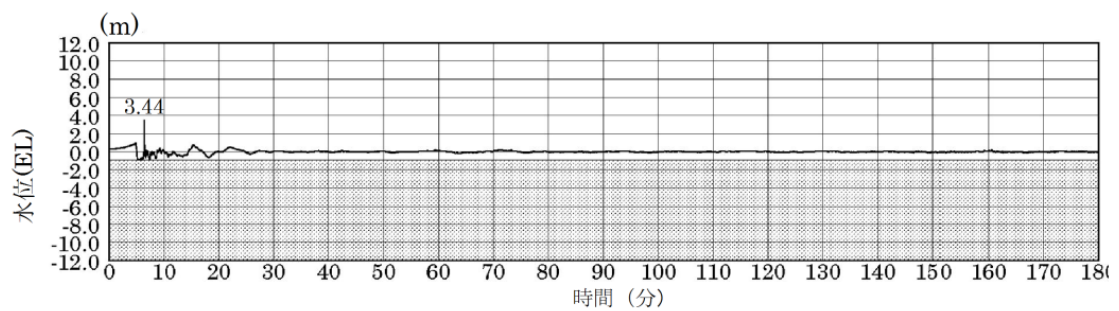
4.2 遡上波

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、防波壁等の津波防護施設がない場合は、遡上波が敷地に地上部から到達、流入する可能性があるが、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及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、敷地における遡上波については、VI-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又は評価に用いる津波高さを示す。



最大水位上昇量 11.13m + 朔望平均満潮位 0.58m + 潮位のばらつき 0.14m \div EL 11.9m
 施設護岸又は防波壁 (入力津波 1, 防波堤無し)



最大水位上昇量 3.44m + 朔望平均満潮位 0.58m + 潮位のばらつき 0.14m \div EL 4.2m
 施設護岸又は防波壁 (海域活断層上昇側最大ケース, 防波堤有り)

図 4-2 遡上域における時刻歴波形

表 4-3 遡上波による設計又は評価に用いる津波高さ

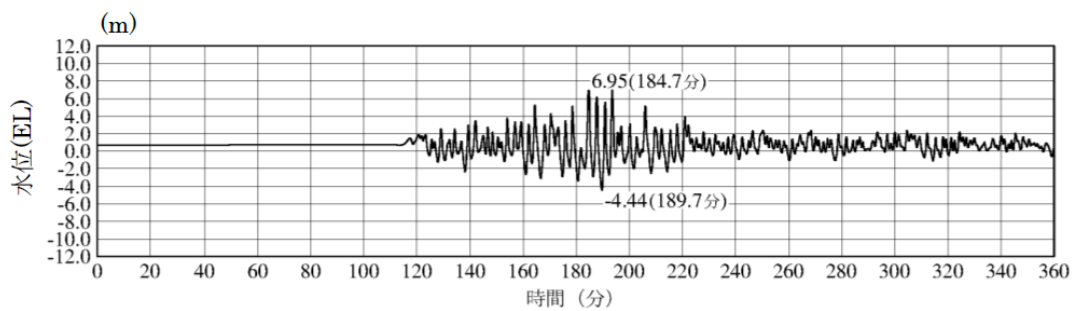
評価位置	設計又は評価に用		
	朔望平均潮位	地殻変動量	潮位のばらつき
施設護岸又は防波壁 (水位上昇側)	考慮している (EL. 0.58m)	考慮していない	考慮している (EL. 0.14m)
			いる津波高さ EL. 11.9m

4.3 経路からの津波

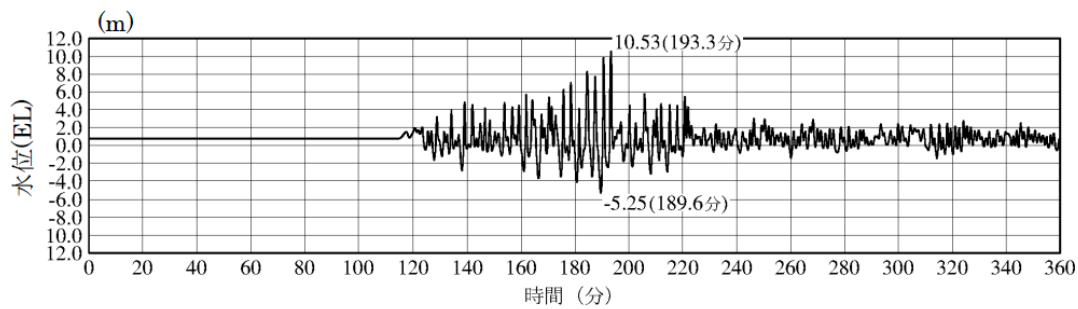
経路からの津波については、設計又は評価に用いる津波高さとして、潮位、地殻変動等を考慮する。

なお、管路解析においては、潮位、地殻変動の条件に加えて、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、貝付着の有無及びポンプの稼働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。

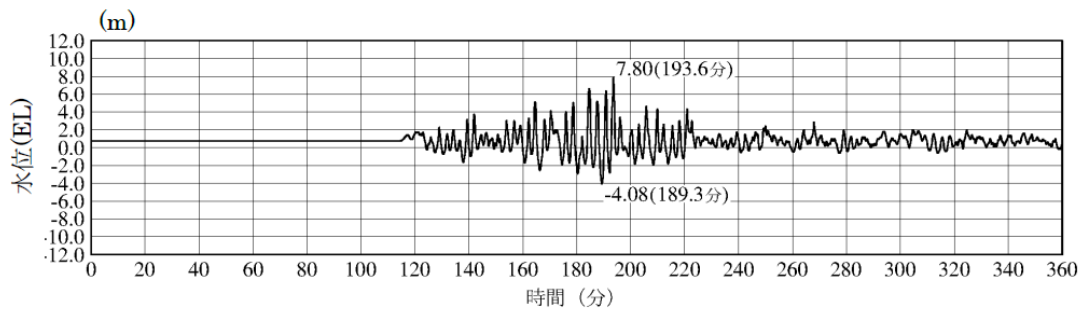
図 4-3 に経路からの津波の時刻歴波形、表 4-4 に評価箇所における設計又は評価に用いる経路からの津波による津波高さを示す。



1号機取水槽（入力津波1，防波堤無し）

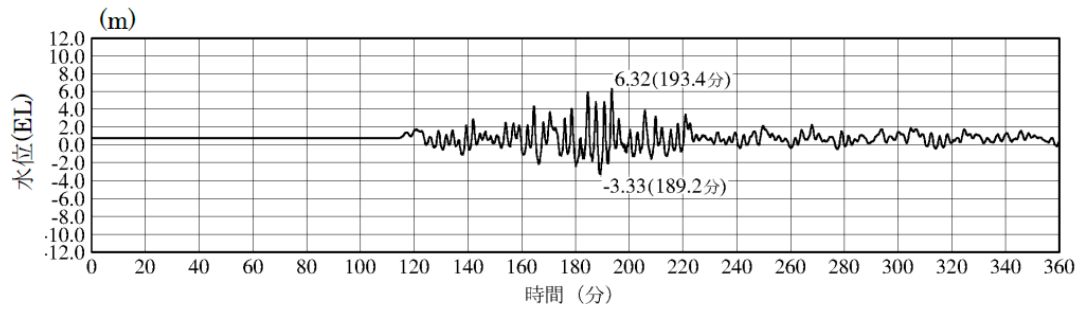


2号機取水槽（入力津波1，防波堤無し）

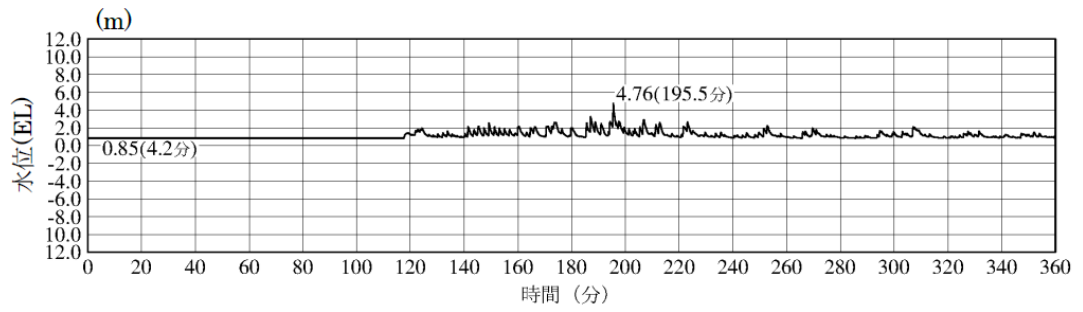


3号機取水槽（入力津波1，防波堤無し）

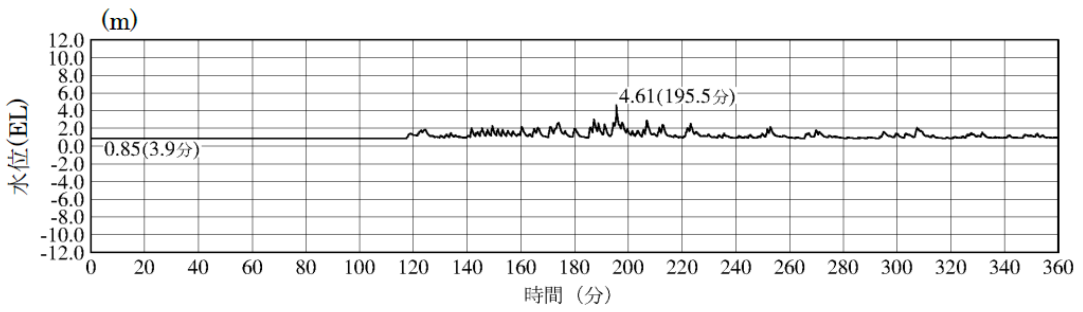
図4-3(1) 経路からの津波の時刻歴波形



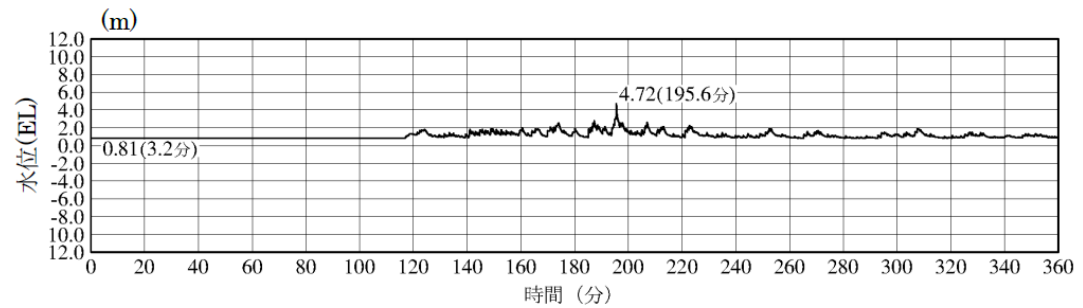
3号機取水路点検口（入力津波 1，防波堤無し）



1号機放水槽（入力津波 1，防波堤有り）

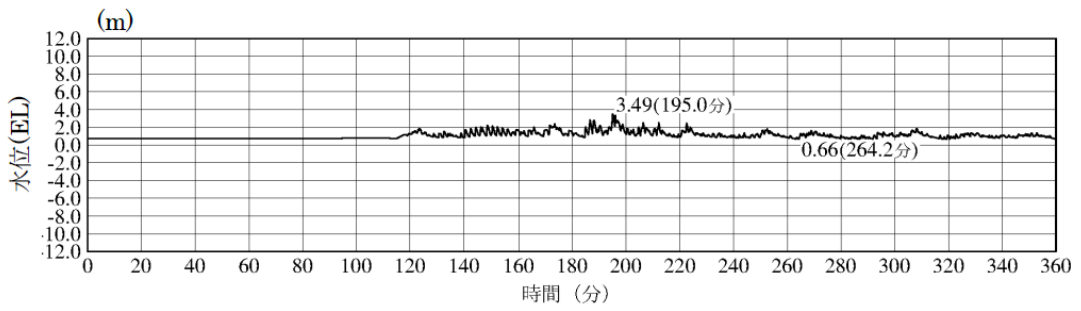


1号機冷却水排水槽（入力津波 1，防波堤有り）

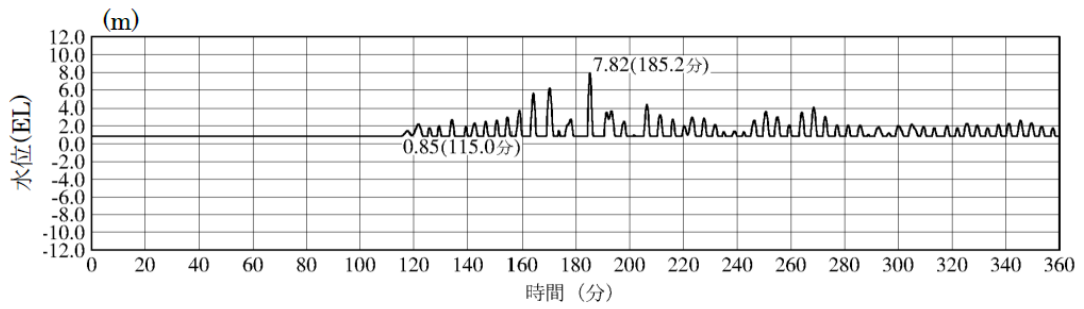


1号機マンホール（入力津波 1，防波堤有り）

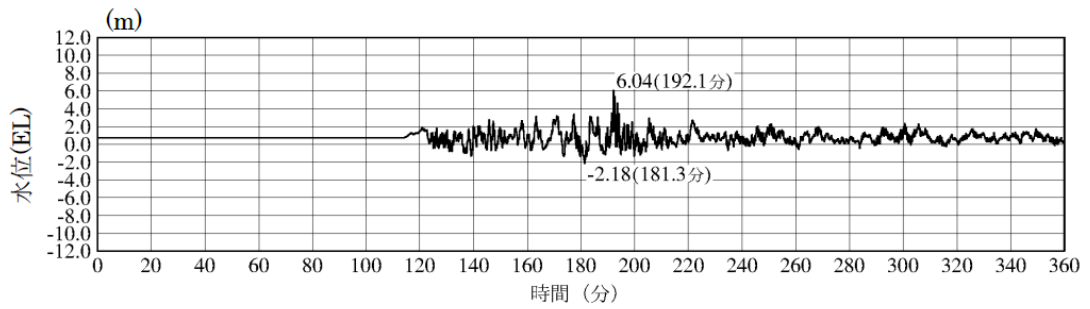
図 4-3(2) 経路からの津波の時刻歴波形



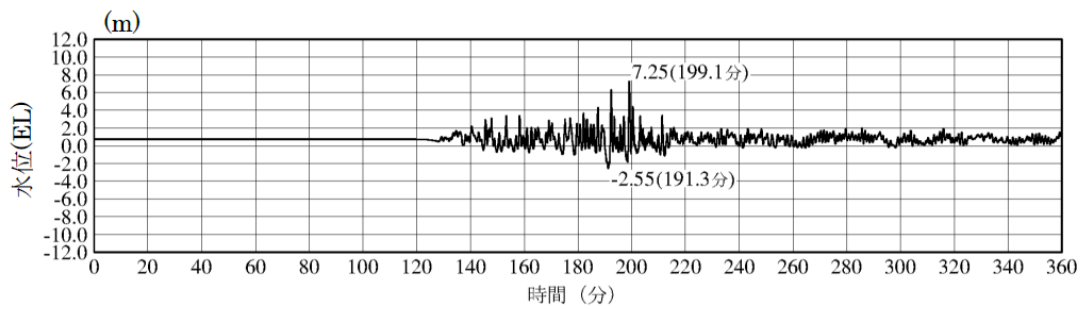
1号機放水接合槽（入力津波1，防波堤有り）



2号機放水槽（入力津波1，防波堤有り）

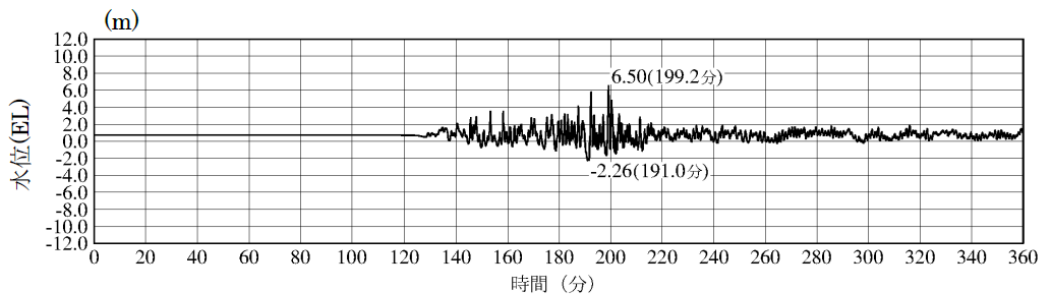


2号機放水接合槽（入力津波1，防波堤無し）

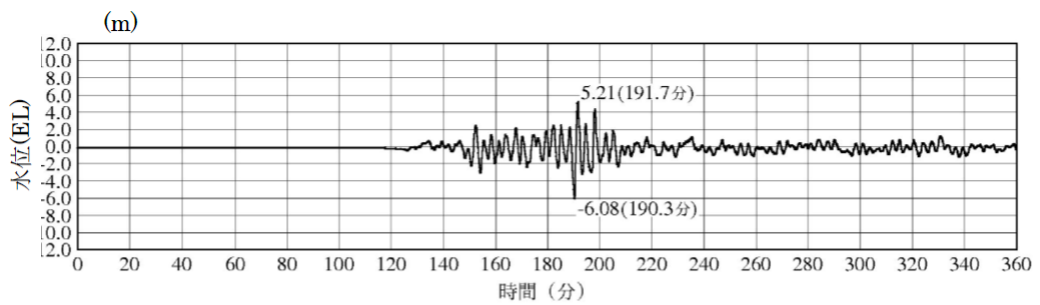


3号機放水槽（入力津波5，防波堤無し）

図4-3(3) 経路からの津波の時刻歴波形

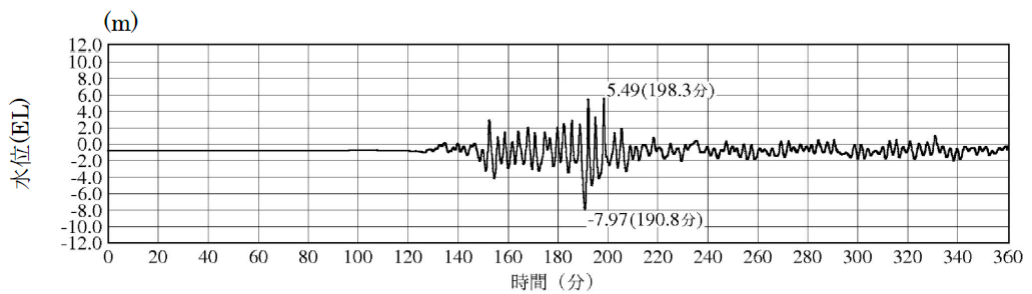


3号機放水接合槽（入力津波5，防波堤無し）



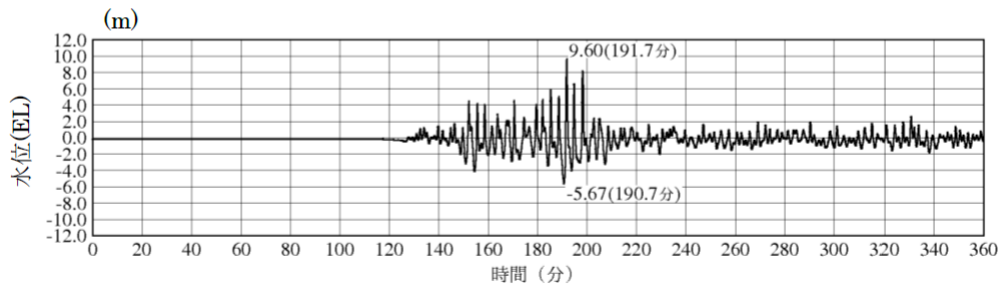
*最大水位下降量-6.08m-地殻変動量0.34m \div EL-6.5m

2号機取水口（入力津波6，防波堤無し）注記*：下降側



*最大水位下降量-7.97m-地殻変動量0.34m \div EL-8.4m

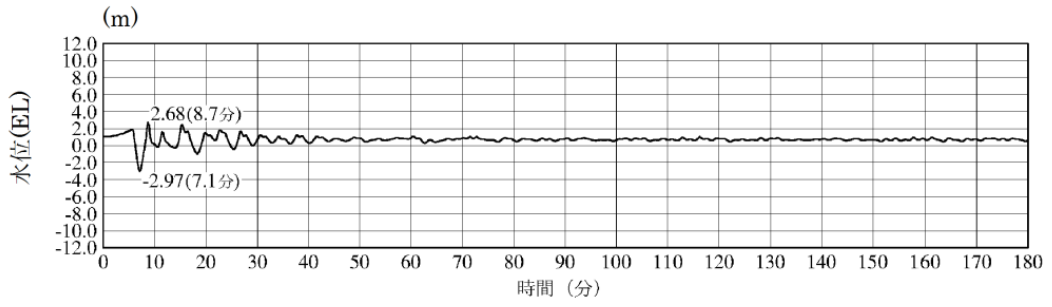
2号機取水槽（入力津波6，防波堤無し）注記*：下降側 ポンプ運転時



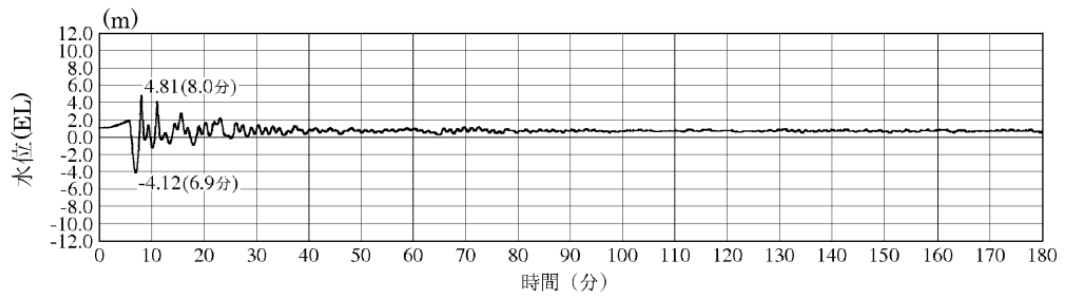
*最大水位下降量-5.67m-地殻変動量0.34m \div EL-6.1m

2号機取水槽（入力津波6，防波堤無し）注記*：下降側 ポンプ停止時

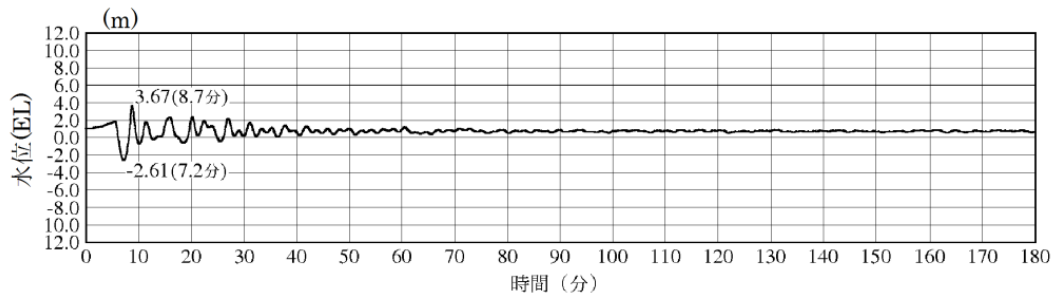
図4-3(4) 経路からの津波の時刻歴波形



1号機取水槽（入力津波4，防波堤有り）

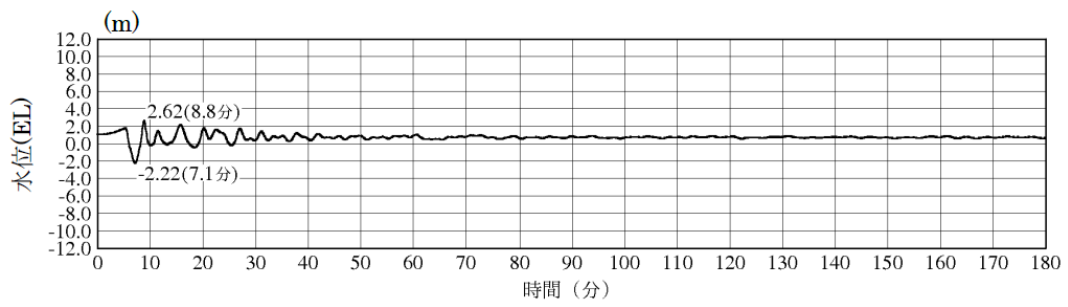


2号機取水槽（入力津波4，防波堤無し）

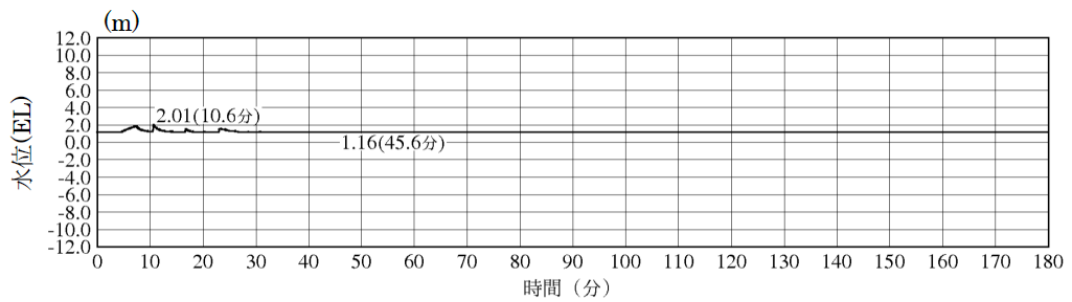


3号機取水槽（入力津波4，防波堤有り）

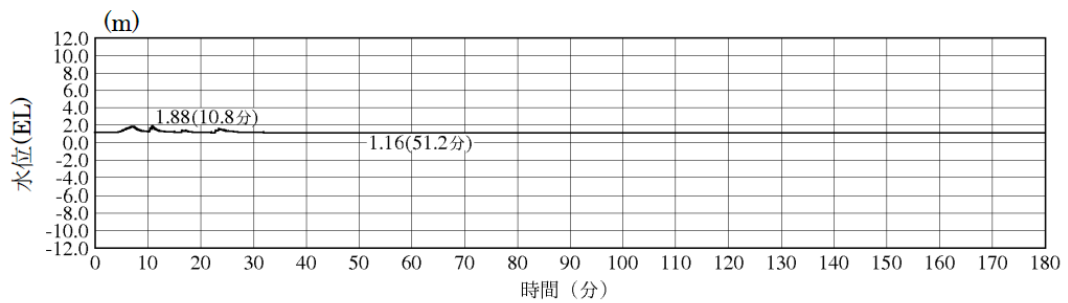
図4-3(5) 経路からの津波の時刻歴波形



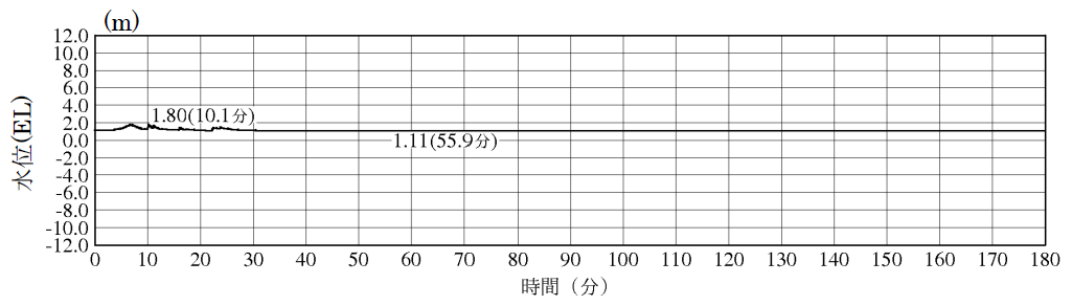
3号機取水路点検口 (入力津波 4, 防波堤有り)



1号機放水槽 (入力津波 4, 防波堤無し)

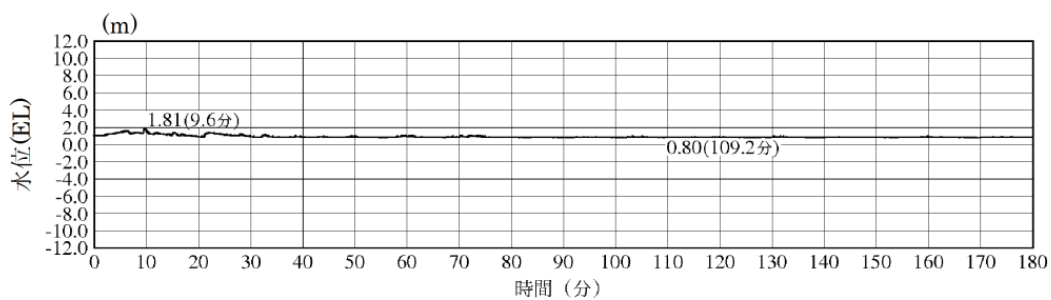


1号機冷却水排水槽 (入力津波 4, 防波堤無し)

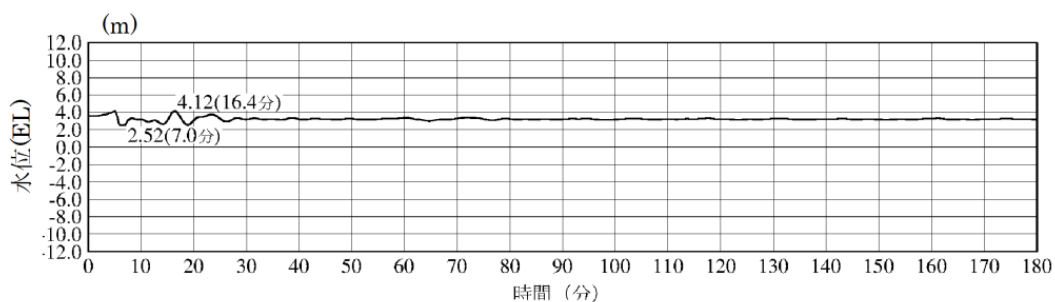


1号機マンホール (入力津波 4, 防波堤無し)

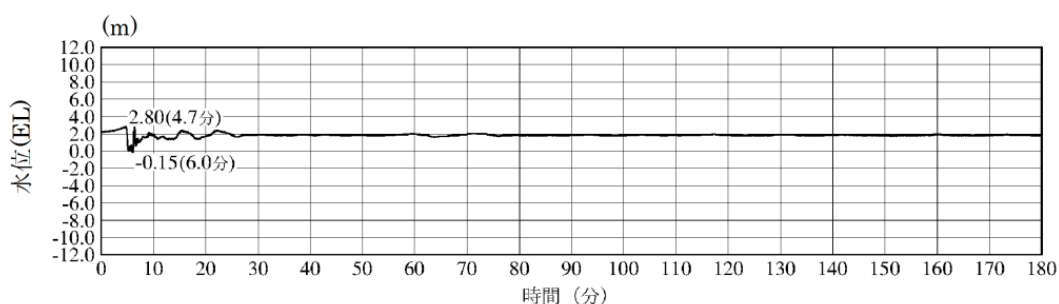
図 4-3(6) 経路からの津波の時刻歴波形



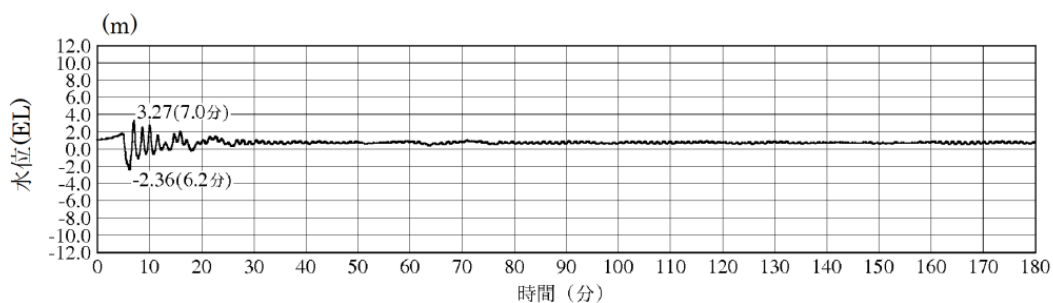
1号機放水接合槽（入力津波4，防波堤無し）



2号機放水水槽（入力津波4，防波堤無し）

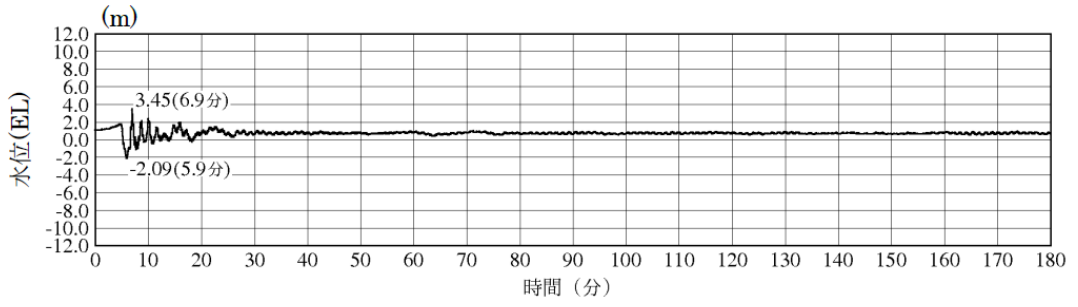


2号機放水接合槽（入力津波4，防波堤有り）

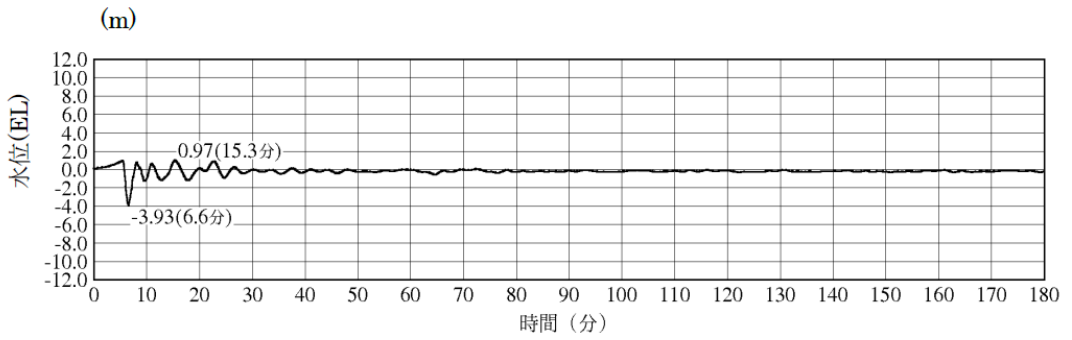


3号機放水水槽（入力津波4，防波堤有り）

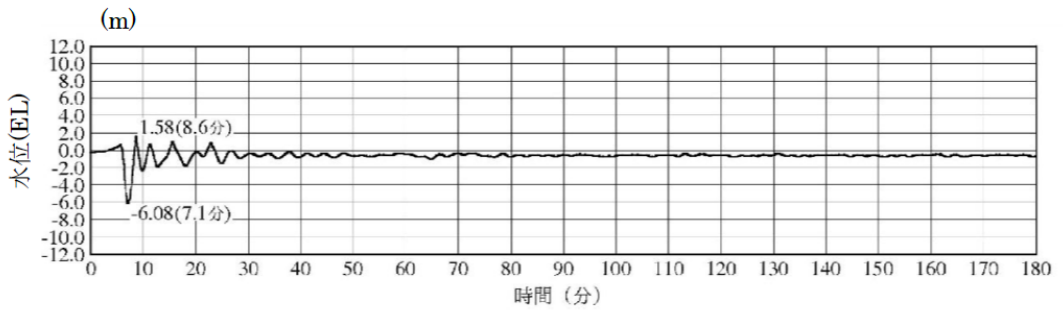
図4-3(7) 経路からの津波の時刻歴波形



3号機放水接合槽（入力津波4，防波堤有り）



*最大水位下降量-3.93m-地殻変動量 0.34m \div EL-4.3m
2号機取水口（入力津波4，防波堤無し）注記*：下降側



*最大水位下降量-6.08m-地殻変動量 0.34m \div EL-6.5m
2号機取水槽（入力津波4，防波堤無し）注記*：下降側

図4-3(8) 経路からの津波の時刻歴波形

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 (水位上昇側)

評価位置	設計又は評価に用いる津波高さ		
	朔望平均潮位	地殻変動量	潮位のばらつき
1号機取水槽	考慮している (EL 0.58m)	考慮していない	考慮している (EL 0.14m)
2号機取水槽	考慮している (EL 0.58m)	考慮していない	考慮している (EL 0.14m)
3号機取水槽	考慮している (EL 0.58m)	考慮していない	考慮している (EL 0.14m)
3号機取水路点検口	考慮している (EL 0.58m)	考慮していない	考慮している (EL 0.14m)
1号機放水槽	考慮している (EL 0.58m)	考慮していない	考慮している (EL 0.14m)
1号機冷却水排水槽	考慮している (EL 0.58m)	考慮していない	考慮している (EL 0.14m)
1号機マンホール	考慮している (EL 0.58m)	考慮していない	考慮している (EL 0.14m)
1号機放水接合槽	考慮している (EL 0.58m)	考慮していない	考慮している (EL 0.14m)
2号機放水槽	考慮している (EL 0.58m)	考慮していない	考慮している (EL 0.14m)
2号機放水接合槽	考慮している (EL 0.58m)	考慮していない	考慮している (EL 0.14m)
3号機放水槽	考慮している (EL 0.58m)	考慮していない	考慮している (EL 0.14m)
3号機放水接合槽	考慮している (EL 0.58m)	考慮していない	考慮している (EL 0.14m)

注記*：流路縮小工設置時を評価値とする。

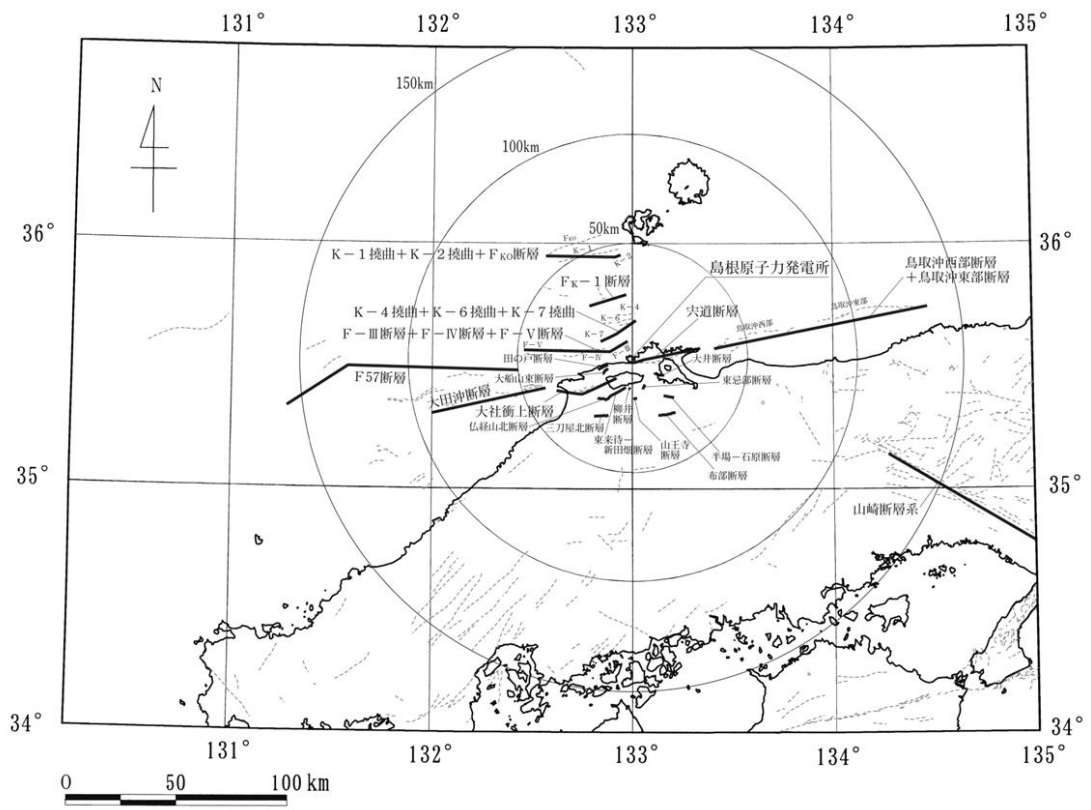
表 4-4(2) 評価箇所における設計又は評価に用いる経路からの津波による津波高さ (水位下降側)

評価位置	設計又は評価に用いる津波高さ		
	湖望平均潮位	地殻変動量	潮位のばらつき
2号機取水口	考慮している (EL-0.02m)	考慮している (0.34mの隆起)	考慮している (EL-0.17m)
2号機取水槽	考慮している (EL-0.02m)	考慮している (0.34mの隆起)	考慮している (EL-0.17m)

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 S_s の震源（F-Ⅲ断層＋F-Ⅳ断層＋F-Ⅴ断層）からの本震と当該本震に伴う津波は、伝播速度が異なり同時に敷地に到達することはないことから、組合せを考慮する必要はない。

一方、基準地震動 S_s の震源と津波の波源が異なる場合については、図 5-1 に示すとおり、基準地震動 S_s の震源である宍道断層及びF-Ⅲ断層＋F-Ⅳ断層＋F-Ⅴ断層が他の海域の活断層よりも敷地に近い位置に存在し、仮に誘発地震に伴う津波の発生を考慮した場合においても、基準地震動 S_s が敷地に到達すると同時に当該津波が敷地に到達することはないことから、組合せを考慮する必要はない。



[「[新編] 日本の活断層」⁽⁷⁾に一部加筆。]

図 5-1 敷地周辺における活断層の分布

6. 参考文献

- (1) (財) 日本水路協会 (2008) : 海底地形デジタルデータM7009 (北海道西部), M7010 (秋田沖), M7012 (若狭湾), M7013 (隠岐), M7015 (北海道北部)
- (2) (財) 日本水路協会 (2009) : 海底地形デジタルデータM7014 (対馬海峡), M7024 (九州西岸海域)
- (3) (財) 日本水路協会 (2011) : 海底地形デジタルデータM7011 (佐渡)
- (4) (財) 日本水路協会 (2011) : JTOP030 日本近海 30 秒グリッド水深データ (M1306, M1307, M1308, M1407, M1408, M1508)
- (5) 国土地理院 (2014) : 5m メッシュ標高, 10m メッシュ標高
- (6) Mansinha, L. ・Smylie, D.E. (1971) : The displacement fields of inclined faults, Bull. Seism. Soc. Am., Vol. 61, p. 1433-1440
- (7) 活断層研究会編(1991) : [新編] 日本の活断層 分布図と資料, 東京大学出版会

VI-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	1
3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価	4
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	4
3.2 敷地への流入防止（外郭防護1）に係る評価	4
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	30
3.4 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有する施設の隔離（内郭防護）に係る評価	38
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	57

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、流入経路等を考慮して、設計時にそれぞれの施設に対して入力津波を設定するとともに津波防護対象設備に対する入力津波の影響を評価し、影響に応じた津波防護対策を講じる設計とする。

評価においては、VI-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、VI-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、津波来襲時において津波の影響から防護するために設置する津波防護対策そのもの又は津波の経路を形成する構築物であることから、これらの設備は津波による津波防護対象設備の影響評価の対象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物及び区画の設定

a. 設定の方針

津波防護対象設備を内包する建物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物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物及び区画を調査し、抽出された当該建物及び区画を「津波防護対象設備を内包する建物及び区画」として設定する。

c. 結果

発電所の主要な敷地高さは、主に EL 8.5m, EL 15.0m, EL 44.0m 及び EL 50.0m に分かれている。

EL 15.0m の敷地には、原子炉建物、廃棄物処理建物及び制御室建物があり、EL 8.5m の敷地には、タービン建物がある。また、EL 15.0m の敷地に B-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置するエリアがあり、EL 8.5m の敷地に A-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系）及び排気筒を設置するエリアがある。また、EL 8.5m の敷地地下の取水槽床面 EL 1.1m に原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプを設置するエリアがある。

このため、上記の建物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物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物及び区画に加え、EL 15.0mの敷地に第1ベントフィルタ格納槽及び低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽、EL 44.0mの敷地にガスタービン発電機用軽油タンクを設置するエリア及びガスタービン発電機建物、EL 50.0mの敷地に緊急時対策所があり、可搬型重大事故等対処設備については、EL 8.5mの敷地にある第4保管エリア、EL 13.0m～33.0mの敷地にある第3保管エリア、EL 44.0mの敷地にある第2保管エリア及びEL 50.0mの敷地にある第1保管エリアにそれぞれに保管されている。これらの建物及び区画を重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建物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物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物及び区画(以下「津波防護対象設備を内包する建物及び区画」という。)の配置を図2-1に示す。また、島根原子力発電所第2号機の主要断面概略図を図2-2に示す。

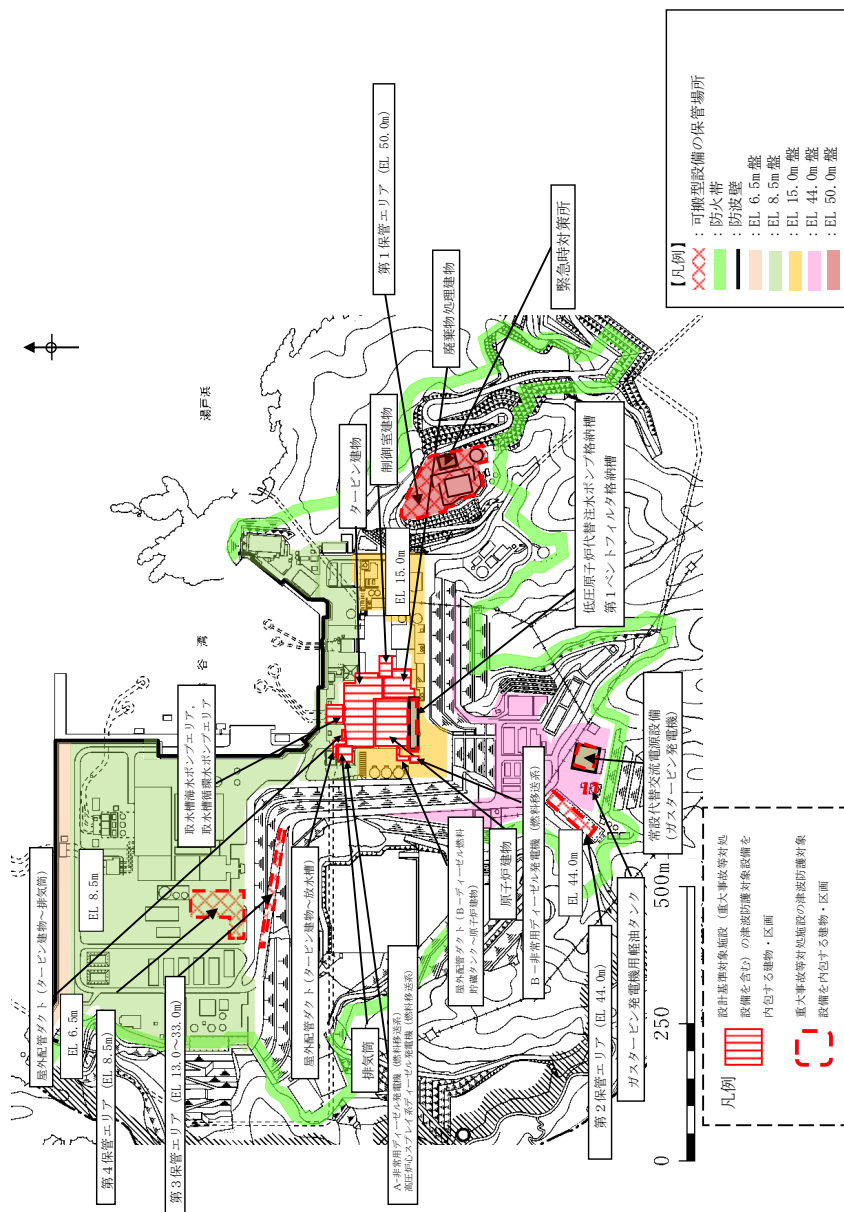


図2-1 津波防護対象設備を内包する建物及び区画範囲

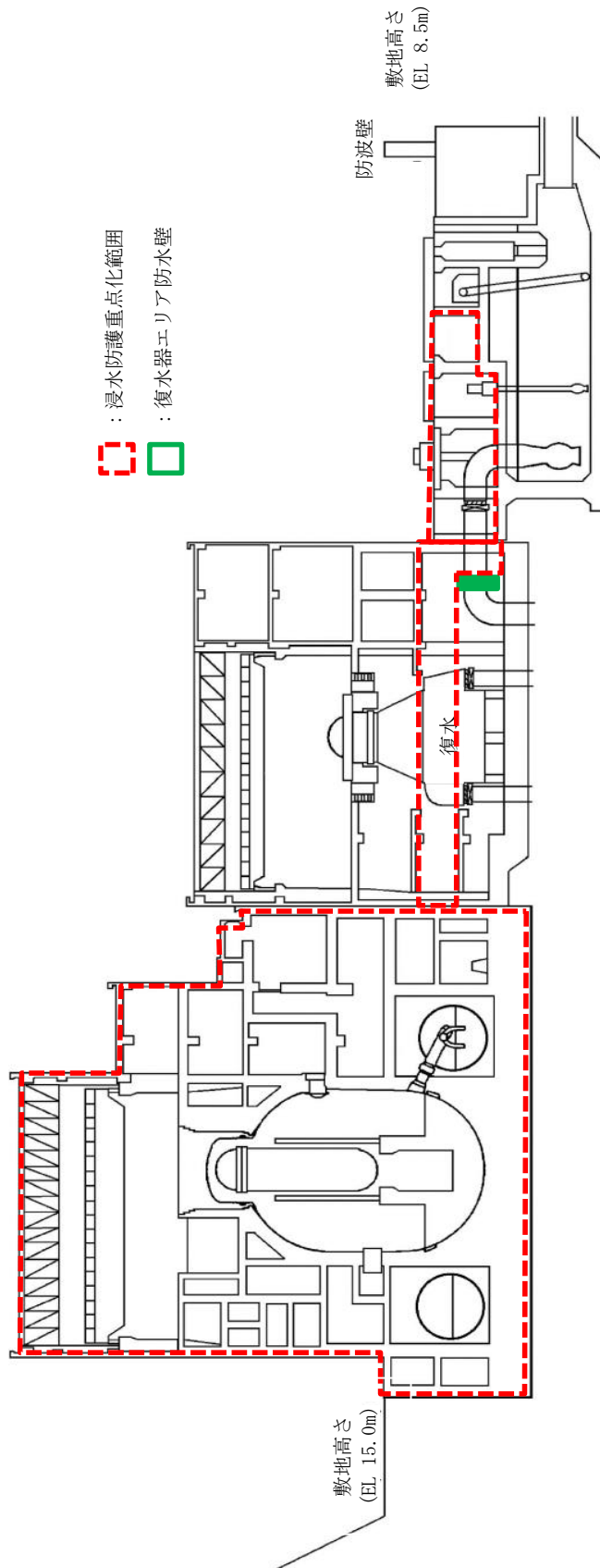


図 2-2 島根原子力発電所第 2 号機の主要断面概略図

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）、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有する施設の隔離（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ほかに、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、VI-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 敷地への流入防止（外郭防護1）に係る評価

津波防護対象設備への影響評価のうち、敷地への浸水防止（外郭防護1）に係る評価にあたっては、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物及び区画が、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物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

津波が敷地に来襲した場合、津波高さによって、敷地を遡上し地上部から津波防護対象設備を内包する建物及び区画に到達、流入する可能性が考えられる。また、海域と接続する取水路、放水路等の経路から津波防護対象設備を内包する建物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物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物及び区画が、基準津波による遡上波が到達しない十分な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うえで、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物及び区画の設置された敷地の標高に基づく許容津波高さ又は津波防護対策を実施する場合はそれを踏まえた許容津波高さとの比較を行い、遡上波の地上部からの到達、流入の可能性の有無を評価する。

なお、評価においては、基準津波の策定位置における最高水位の年超過確率は 10^{-4} ～ 10^{-5} 程度であり、独立事象として津波と高潮が重畳する可能性は極めて低いと考えられるものの、高潮ハザードについては、プラント運転期間を超える再現期間100年に対する期待値EL 1.36mと、入力津波で考慮した朔望平均満潮位EL 0.58mと潮位のばらつき0.14mの合計との差0.64m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、発電所構内(輪谷湾)における至近15年(1995年～2009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、津波来襲時に海域と接続する取水路、放水路及び屋外排水路の経路を特定する。

特定した各々の経路の標高に基づく許容津波高さ又は津波防護対策を実施する場合はそれを踏まえた許容津波高さ、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物及び区画への津波の流入の可能性の有無を評価する。なお、流入の可能性に対する設計上の裕度評価の判断の際には、「a. 遡上波の地上部からの到達、流入の防止」と同様に裕度が確保できていることを確認する。

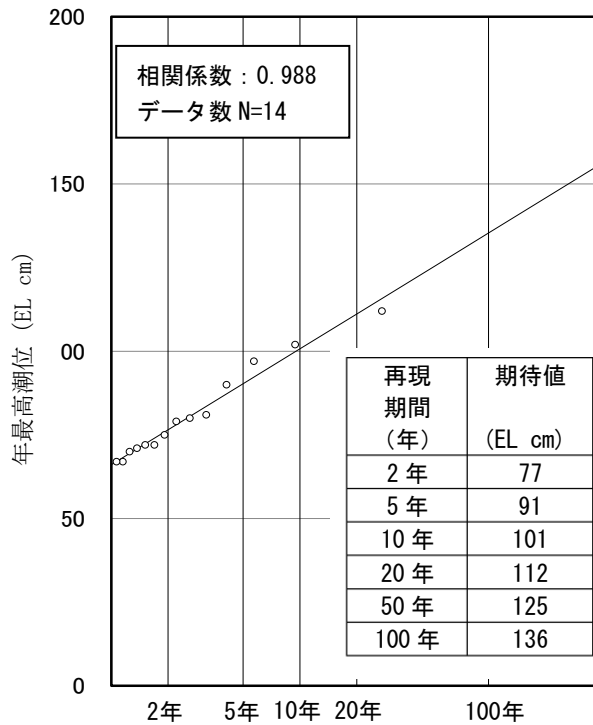


図 3-1 発電所構内(輪谷湾)における最高潮位の超過発生確率

(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，津波防護対象設備を内包する建物及び区画が設置される敷地のうち，EL 8.5mの敷地においては，遡上波が地上部から到達，流入する可能性があるが，津波防護施設を設置することにより，津波防護対象設備へ影響を与えることはない。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物及び区画には原子炉建物，制御室建物，廃棄物処理建物，第 1 ベントフィルタ格納槽，低圧原子炉代替注水格納槽並びに屋外設備である B-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置するエリア及び屋外配管ダクト（B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）があり，図 2-1 に示す通り，EL 15.0m の敷地に設置している。また，その他の津波防護対象設備を内包する建物及び区画のうち，ガスタービン発電機建物，緊急時対策所及び屋外設備であるガスタービン発電機用軽油タンクを設置するエリア並びに可搬型重大事故等対処設備の保管場所である第 1，2，3 保管エリアは，図 2-1 に示す通り，13.0m 以上の敷地に設置されており，施設護岸又は防波壁における入力津波高さ 11.9m と比較しても，津波による遡上波は地上部から到達，流入しない十分高い位置に設置している。これらの結果は，参照する裕度 0.64m を考慮しても余裕がある。

津波防護対象設備を内包する建物及び区画のうち，タービン建物，取水槽海水ポンプエリア，取水槽循環水ポンプエリア並びに屋外設備である A-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系），高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置するエリア，排

気筒を設置するエリア, 屋外配管ダクト(タービン建物～排気筒, タービン建物～放水槽) 及び可搬型重大事故等対処設備の保管場所である第4保管エリアは, 図2-1に示す通り, EL 8.5mの敷地に設置しているため, 遡上波が到達, 流入する高さに設置している。このため, 津波防護施設である防波壁及び防波壁通路防波扉を設置することにより, 遡上波の到達, 流入を防止する。防波壁の設置位置の概要図を図3-2, 施設護岸又は防波壁位置における基準津波の時刻歴波形を図3-3に示す。施設護岸又は防波壁位置における入力津波高さはEL 11.9mに対して, 防波壁及び防波壁通路防波扉の天端高さはEL 15.0mであり, 入力津波高さに対して参照する裕度0.64m以上の裕度がある。

なお, 遡上波の地上部からの到達, 流入の防止として, 防波壁(東端部)及び防波壁(西端部)では, 堅固な地山斜面により, 遡上波の地上部からの到達, 流入を防止する。

表 3-1 遡上波の地上部からの到達，流入評価結果

評価対象		①入力津波高さ	状況	②許容津波高さ	裕度* ⁴ (②-①)	評価
津波防護対象設備を内包する建物	原子炉建物	EL 11.9m* ¹	EL 15.0mの敷地に設置しており，遡上波の地上部からの到達，流入はない。	EL 15.0m* ²	3.1m	○
	廃棄物処理建物					
	制御室建物					
	第1ベントフィルタ格納槽					
	低圧原子炉代替注水格納槽					
	タービン建物		EL 8.5mの敷地に設置しており，遡上波が地上部から到達，流入する可能性があるため，日本海及び輪谷湾に面した敷地面に防波壁，防波壁通路に防波壁通路防波扉を設置する。	EL 15.0m* ³	3.1m	○
・B-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）を敷設するエリア ・屋外配管ダクト（B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）	EL 15.0mの敷地に設置しており，遡上波の地上部からの到達，流入はない。	EL 15.0m* ²	3.1m	○		
・取水槽海水ポンプエリア ・取水槽循環水ポンプエリア ・A-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系），高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系）及び排気筒を敷設するエリア ・屋外配管ダクト（タービン建物～排気筒，タービン建物～放水槽） ・第4保管エリア	EL 8.5mの敷地に設置しており，遡上波が地上部から到達，流入する可能性があるため，施設護岸に防波壁，防波壁通路に防波扉を設置する。	EL 15.0m* ³	3.1m	○		
上記以外	EL 13.0m以上の敷地に設置しており，遡上波の地上部からの到達，流入はない。	EL 13.0m以上	1.1m以上	○		

注記*1：施設護岸又は防波壁における入力津波高さ

*2：敷地高さ

*3：防波壁，防波壁通路防波扉の天端高さ

*4：参照する裕度(0.64m)に対しても余裕がある

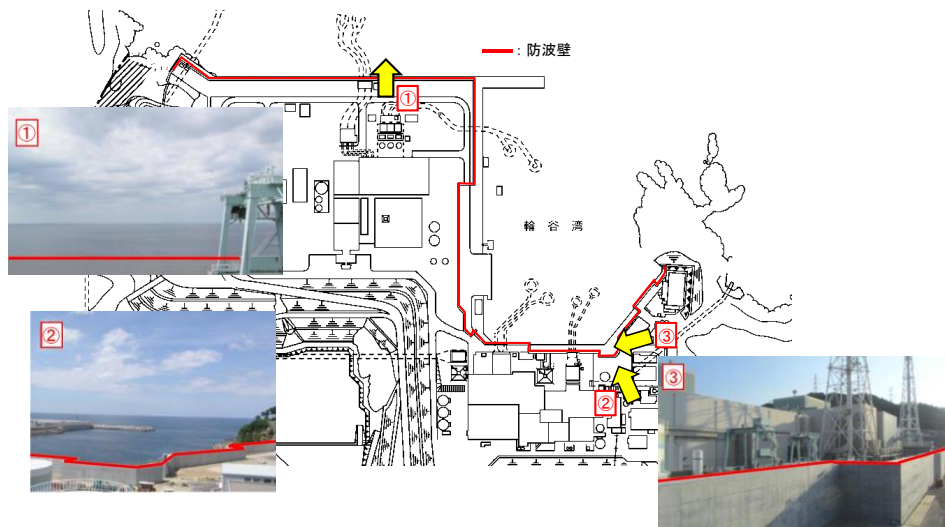


図 3-2 防波壁設置位置の概要図

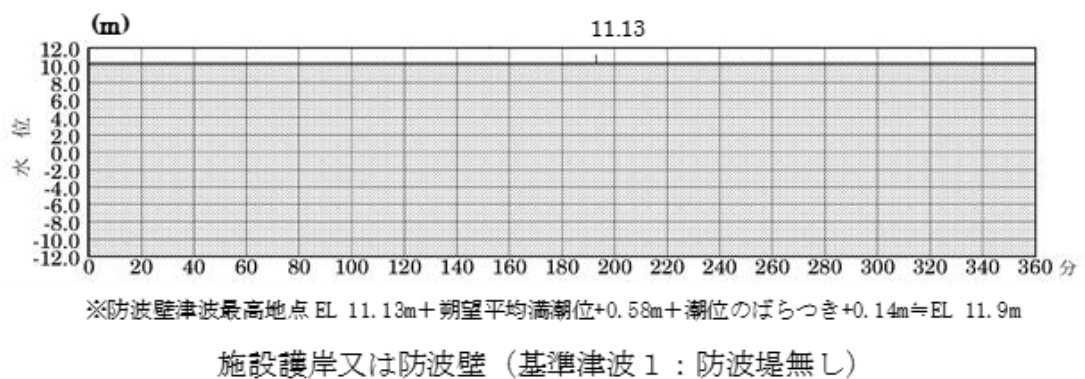


図 3-3 時刻歴波形 (施設護岸又は防波壁)

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物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津波防護施設及び浸水防止設備を設置することにより，経路からの津波は流入しないことから津波防護対象設備へ影響を与えることはない。具体的な評価結果は以下のとおり。

(a) 津波防護対象設備を内包する建物及び区画へ津波が流入する可能性のある経路(流入経路)の特定

津波来襲時に海域と接続し，津波防護対象設備を内包する建物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 及び図 3-4 に示すように，取水路，放水路，屋外排水路がある。

表 3-2 流入経路特定結果

流入経路		流入箇所	
取水路	2号機	取水槽除じん機エリア天端開口部(EL 8.8m) 取水槽除じん機エリアと取水槽海水ポンプエリアとの貫通部(EL 6.3m~7.3m) 取水槽除じん機エリアと取水槽C/Cケーブルダクトとの貫通部(EL 6.2m~6.5m) 床面開口部(EL 1.1m)	
		循環水系	循環水ポンプ(据付部含む)及び配管(EL 1.1m)* ¹
		海水系	原子炉補機海水ポンプ(据付部含む)及び配管(EL 1.1m)* ¹ 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ(据付部含む)及び配管(EL 1.1m)* ¹ タービン補機海水ポンプ(据付部含む)及び配管(EL 1.1m)* ¹ 除じんポンプ(据付部含む)及び配管(EL 1.1m)* ¹
	1号機	取水槽天端開口部(EL 8.8m)	
	3号機	取水槽天端開口部(EL 8.8m) 取水路点検口天端開口部(EL 9.5m)	
放水路	2号機	放水槽天端開口部(EL 8.8m) 放水接合槽天端開口部(EL 8.0m) 放水槽と屋外配管ダクト(タービン建物~放水槽)との貫通部(EL 2.3~4.5m)	
		循環水系	循環水系配管(EL -2.8m)* ²
		海水系	原子炉補機海水系配管(EL 2.3m)* ² タービン補機海水系配管(EL 3.3m)* ²
			排水管
	1号機	放水槽天端開口部(EL 8.8m) 冷却水排水槽天端開口部(EL 8.5m) マンホール天端開口部(EL 8.5m) 放水接合槽天端開口部(EL 9.0m)	
		3号機	放水槽天端開口部(EL 8.8m) 放水接合槽天端開口部(EL 8.5m)
屋外排水路		屋外排水路(EL 2.7~7.3m)	

注記*1: 施設, 設備を設置した床面高さを記載

*2: 放水槽への接続高さを記載

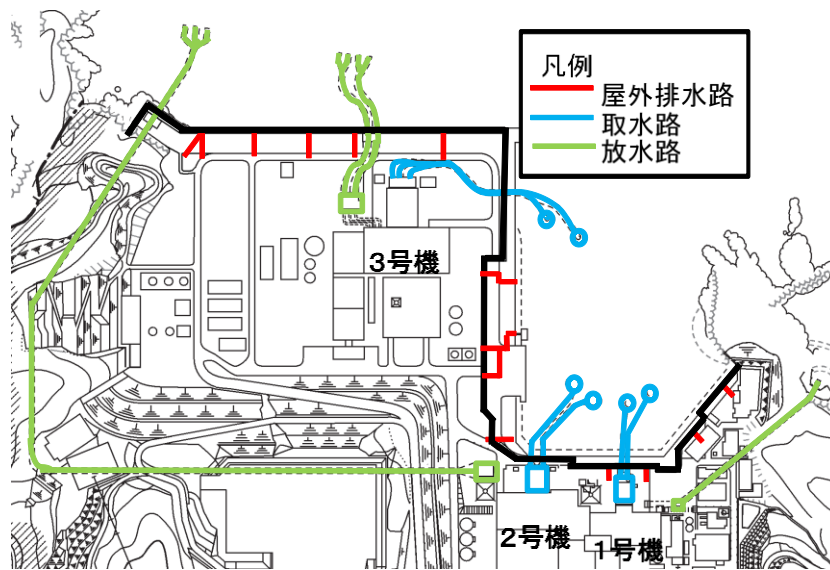


図 3-4 海域に接続する経路

(b) 特定した流入経路ごとの評価

イ. 2号機取水路からの流入経路について

取水路のうち海水系は、取水口から取水管、取水槽を經由し、海水系配管を介しタービン建物に接続している。また、取水路のうち循環水系は、取水口から取水管、取水槽を經由し、循環水系配管を介しタービン建物に接続している。取水路からの流入経路に係る平面図を図 3-5 に示す。

また、取水槽除じん機エリアに取水槽海水ポンプエリア及び取水槽 C/C ケーブルダクトが隣接しており、取水槽 C/C ケーブルダクトは取水槽 C/C 室及びタービン建物に接続している。

これらの取水路から津波防護対象設備を内包する建物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実施する。結果を以下に、また結果の一覧を表 3-3 にまとめて示す。

(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物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図 3-6 に示すとおり取水槽除じん機エリアの天端開口部が挙げられる。

取水槽除じん機エリアについては、日本海東縁部に想定される地震による津波及び海域活断層に想定される地震による津波の入力津波高さの最大値 EL 10.6m より、開口部に設置している取水槽除じん機エリア防水壁及び水密扉の天端高さ EL 11.3m の方が高く、この高さは参照する裕度 0.64m を考慮しても余裕がある。取水槽の浸水対策の概要を図 3-7, 8 に示す。

また、取水路につながり津波防護対象設備を内包する建物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、図 3-8 に示すとおり、取水槽 C/C ケーブルダクトがあるが、取水槽除じん機エリアと取水槽 C/C ケーブルダ

クトの境界にある貫通部には貫通部止水処置を実施している。

以上より、これらの経路から津波防護対象設備を内包する建物及び区画を設置する敷地に津波が流入することはない。

(ロ) 取水路から建物への流入について

取水路につながり津波防護対象設備を内包する建物に津波が流入する可能性のある経路としては、取水槽からタービン建物及び原子炉建物に海水を送水する海水系配管及び循環水系配管が挙げられるが、これらの配管は、建物内に開口部はないため津波が直接流入する経路とはならない。

海水系配管、循環水系配管の経路及び耐震クラス（浸水防止機能を除く）を図 3-9 に示す。

(ハ) 取水路から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区画である取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアに流入する可能性のある経路としては、取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアの床面及び壁面開口部が挙げられる。また、取水槽からタービン建物及び原子炉建物に海水を送水する海水系ポンプ及び配管並びに循環水系ポンプ及び配管が挙げられるが、これらのポンプ及び配管は、区画内に開口部はないため津波が直接流入する経路とはならない。

取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアの床面及び壁面開口部に対しては、図 3-7、図 3-8 に示すとおり、浸水防止設備として取水槽床ドレン逆止弁を設置するとともに、貫通部止水処置を実施することにより、取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアへの津波の流入を防止する。

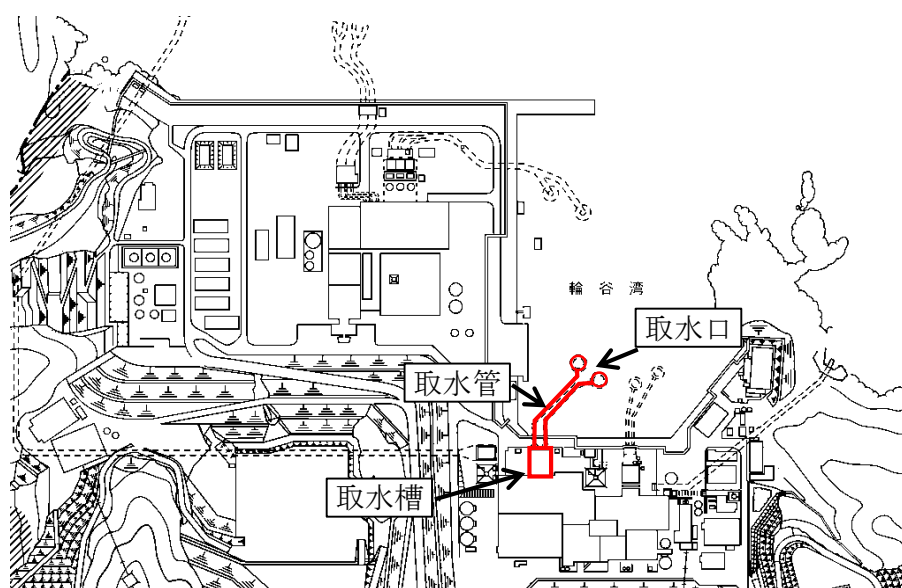


図 3-5 2号機 取水施設の配置図

表 3-3 取水路からの津波の流入評価結果

流入経路	流入箇所	①入力津波 高さ(EL)	②許容津波 高さ(EL)	②-① 裕度	評価
2号機	取水槽除じん機エリア天端開口部	10.6m	11.3m ^{*1}	0.7m ^{*4}	許容津波高さが入力津波高さを上回っており、津波は流入しない。
	取水槽海水ポンプエリア		15.0m ^{*2}	4.4m ^{*4}	
	取水槽C/Cケーブールドラクト貫通部		15.0m ^{*2}	4.4m ^{*4}	
	取水槽床面開口部		15.0m ^{*3}	4.4m ^{*4}	
取水路	循環水ポンプ（掘付部含む）及び配管	-	-	-	内包流体に対するバウンダリが形成されており、津波は流入しない。
	海水系	-	-	-	内包流体に対するバウンダリが形成されており、津波は流入しない。
	原子炉補機海水ポンプ（掘付部含む）及び配管	-	-	-	
	高圧炉心スプレッド補機海水ポンプ（掘付部含む）及び配管	-	-	-	
	タービン補機海水ポンプ（掘付部含む）及び配管	-	-	-	
	除じんポンプ（掘付部含む）及び配管	-	-	-	

注記 * 1：取水槽除じん機エリア防水壁高さ

* 2：貫通部止水処置の許容津波高さ

* 3：取水槽床ドレン逆止弁の許容津波高さ

* 4：参照する裕度(0.64m)を考慮しても余裕がある

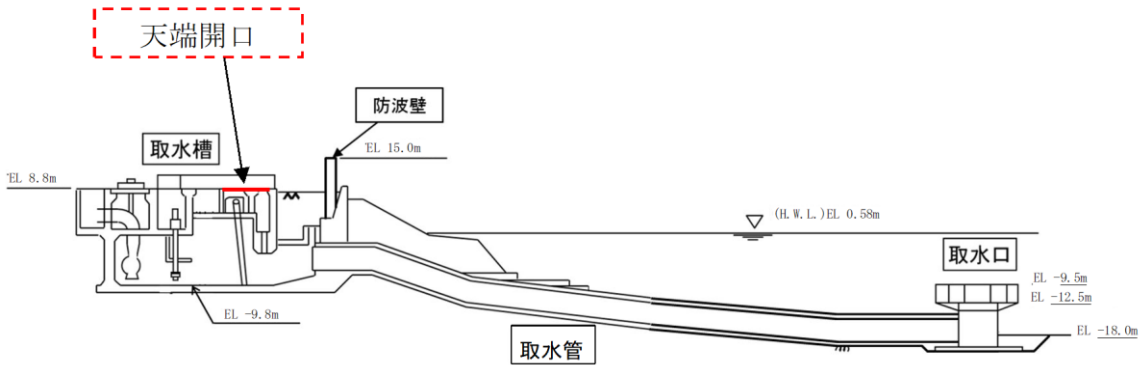


図 3-6 2号機 取水施設断面図

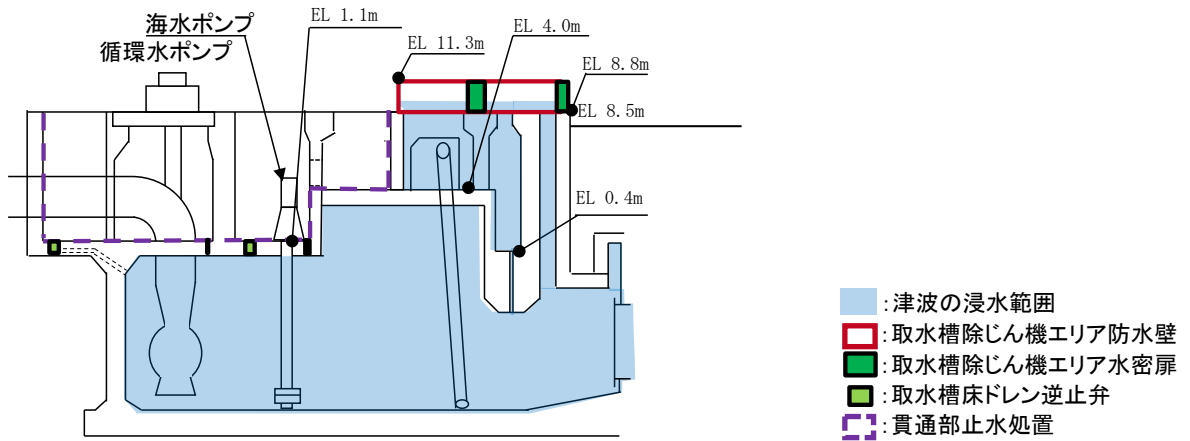


図 3-7 取水槽の浸水対策の概要 (断面図)

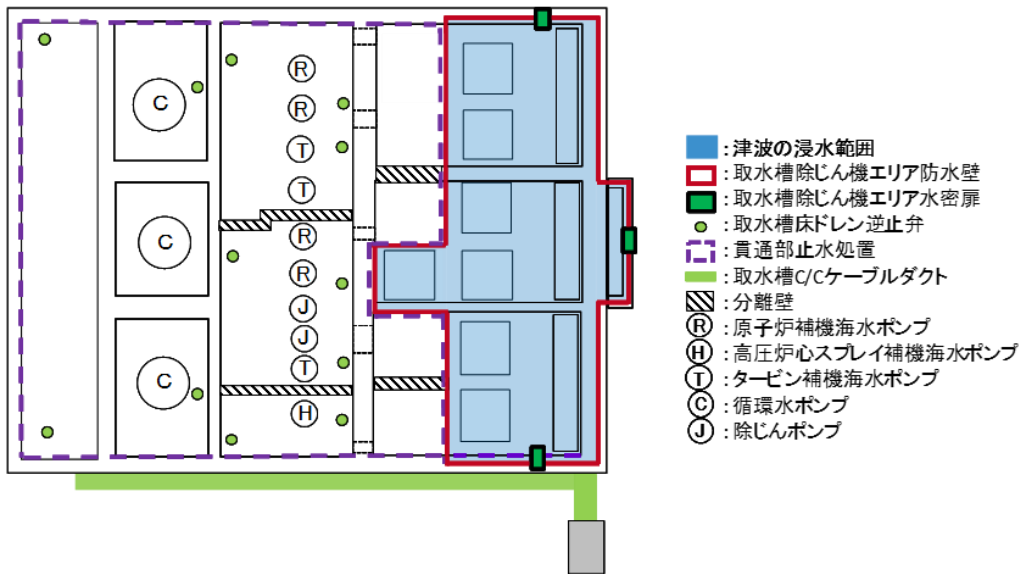


図 3-8 取水槽の浸水対策の概要 (平面図)

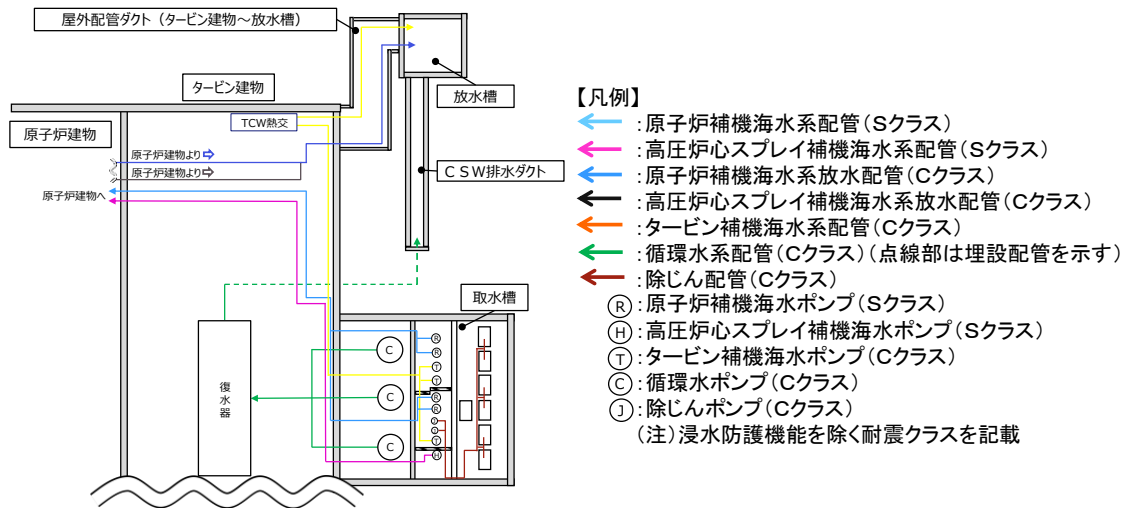


図 3-9 海水系配管及び循環水系配管経路概要図

ロ. 放水路からの流入経路について

放水路のうち海水系は、タービン建物から海水系配管を介して、放水槽に接続している。また、循環水系は、タービン建物から循環水系配管及びダクトを介して、放水槽に接続している。放水槽からは、放水路及び放水接合槽を経由して放水口から海域に放水する。放水路からの流入経路に係る平面図を図 3-10 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物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物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槽及び放水接合槽の天端開口部が挙げられる。放水槽については、開口部の天端高さ（放水槽位置：EL 8.8m）は、入力津波高さ（放水槽位置：EL 7.9m）よりも高い。

また、放水接合槽については、開口部の天端高さ（放水接合槽位置：EL 8.0m）は、入力津波高さ（放水接合槽位置：EL 6.1m）よりも高い。

この高さは参照する裕度 0.64m 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物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 3-11 に示す。

(ロ) 放水路から建物への流入について

放水路につながり津波防護対象設備を内包する建物に津波が流入する可能性のある経路としては、原子炉建物及びタービン建物から放水路に海水を送水する海水系配管及び循環水系配管並びに排水管として液体廃棄物処理系配管の貫通部が挙げられる。

海水系配管は、屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）を通過して放水槽に接続しており、原子炉建物及びタービン建物内に開口部はなく、貫通部には止水処置を実施しているため、この経路から津波の流入はない。循環水系配管は、タービン建物から循環水排水路を介して放水槽に接続しており、タービン建物内に開口部はなく、循環水系配管の貫通部はコンクリート巻立てによる密着構造となっていることから津波が流入することはない。循環水排水路平面図を図3-12、図3-13に示す。液体廃棄物処理系配管からの流入の可能性については、「ニ. その他排水管からの流入について」に示す。

(ハ) 放水路から区画への流入について

図3-10に示す通り、放水路につながり津波防護対象設備を内包する区画に流入する可能性のある経路はない。

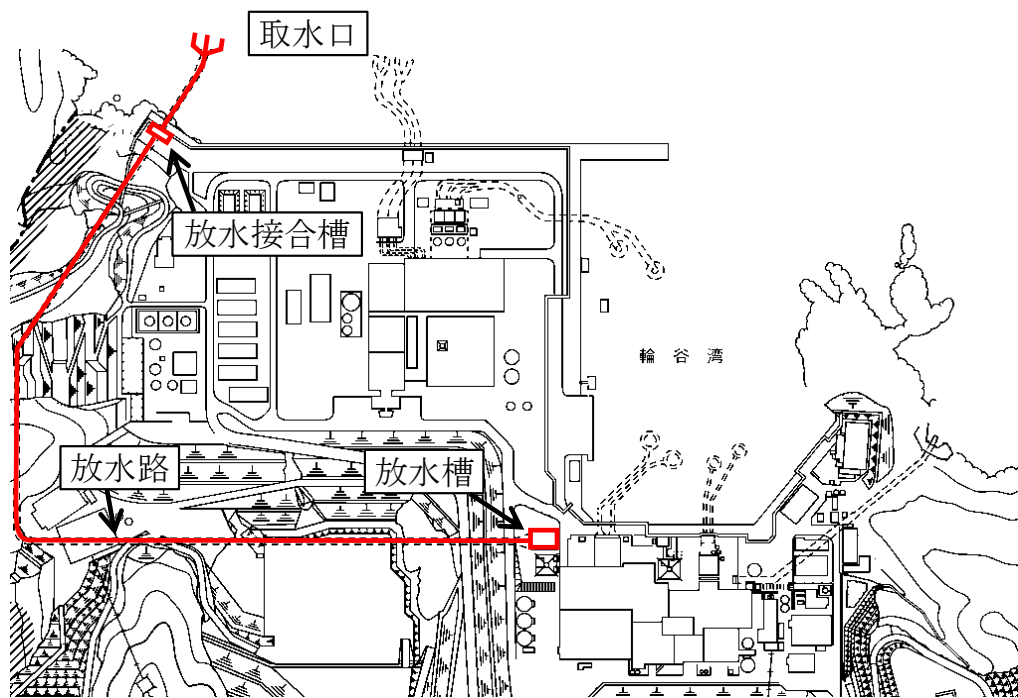


図3-10 2号機 放水施設の配置図

表 3-4 放水路からの津波の流入評価結果

流入経路	流入箇所	①入力津波 高さ(EL)	②許容津波 高さ(EL)	②-① 裕度	評価
2号機	放水槽天端開口部	7.9m	8.8m *1	0.9m *4	許容津波高さが入力津波高さを上回っており、津波は流入しない。
	放水接合槽天端開口部	6.1m	8.0m *2	1.9m *4	
	屋外配管ダクト(タービン建物～取水槽)貫通部	7.9m	8.8m *3	0.9m	
放水路	循環水系	7.9m	-	-	内包流体に対するバウンダリが形成されており、津波は流入しない。
	海水系				
	排水管				

注記

- * 1 : 2号機放水槽の天端開口高さ
- * 2 : 2号機放水接合槽の天端開口高さ
- * 3 : 貫通部止水処置の許容津波高さ
- * 4 : 参照する裕度(0.64m)を考慮しても余裕がある

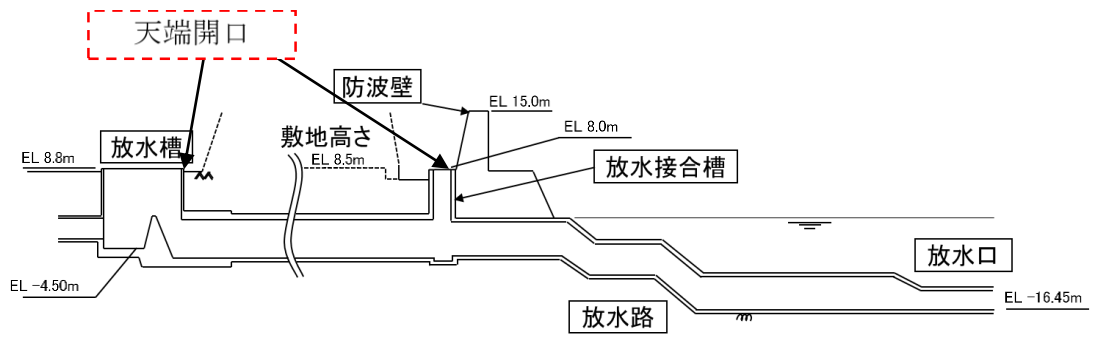


図 3-11 2号機 放水施設の断面図

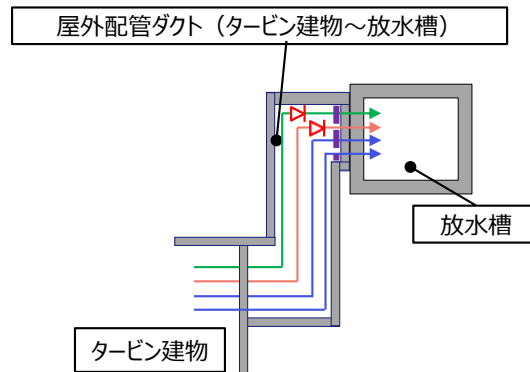
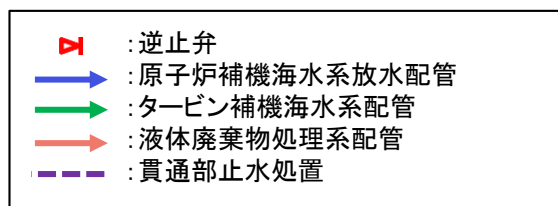


図 3-12 屋外配管ダクト平面図

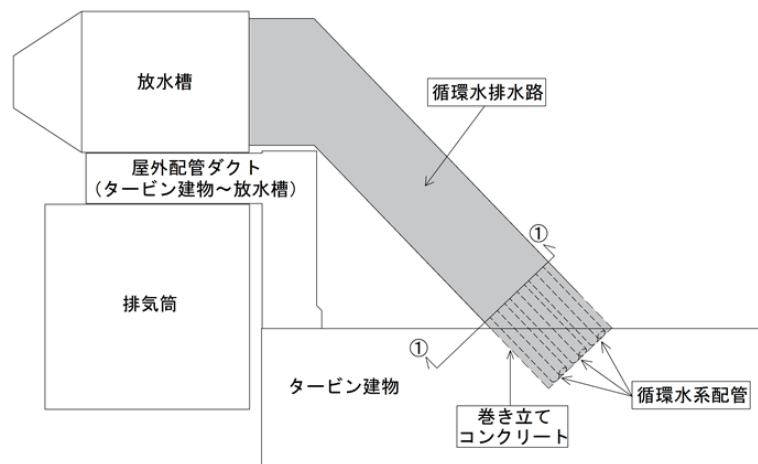


図 3-13 循環水排水路平面図(1/2)

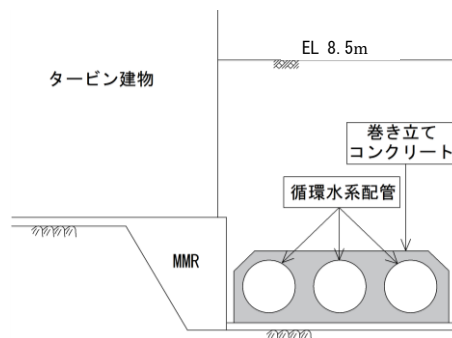


図 3-13 循環水排水路断面図(2/2) (①-①断面)

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物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、3号機北岸に6箇所(①～⑥)、3号機東岸に3箇所(⑦～⑨)及び1、2号機北岸に4箇所(⑩～⑬)計13箇所あり、排水路上には敷地面に開口する形で集水枦が設置されている。屋外排水路の全体配置図を図3-14に示す。

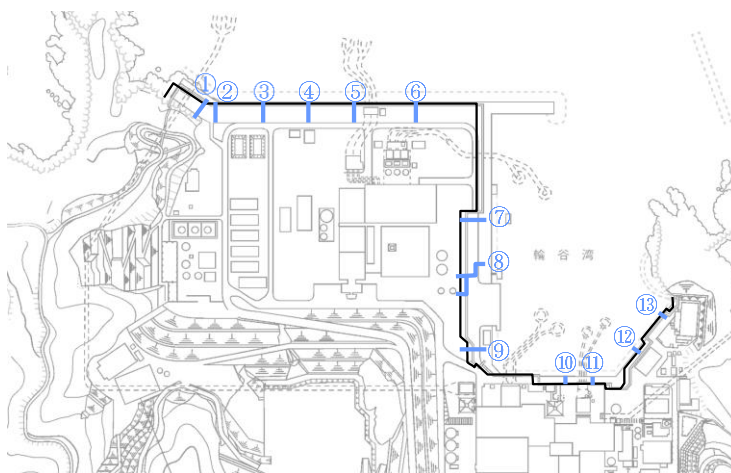


図 3-14 屋外排水路の全体配置図

屋外排水路につながり津波防護対象設備を内包する建物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枦の開口部が挙げられ、これらは敷地面上(EL 8.5m)で開口しているが、浸水防止設備として屋外排水路逆止弁を設置している。屋外排水路逆止弁は津波高さに対して浸水防止機能を十分に保持する設計とすることから、屋外排水路から流入する津波は、敷地に到達しないことを確認している。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

エリア	接続場所	開口寸法 (mm)	①入力津波高さ (EL)	状況	②許容津波高さ (EL)	裕度* ³ (②-①)	評価
3号機 北側施設 護岸	①	φ 2,000	11.9m* ¹	集水桝背後の敷地 高さは EL 8.5m で あり、津波が敷地 に流入する可能性 があることから、 屋外排水路逆止弁 を設置する。	15.0m* ²	3.1m	○
	②	φ 1,500					
	③	φ 1,500					
	④	φ 1,500					
	⑤	φ 1,500					
	⑥	φ 1,500					
3号機 東側施設 護岸	⑦	φ 800		集水桝周辺の敷地 高さは EL 8.5m で あるため、津波が 敷地に流入する可 能性があることか ら、屋外排水路逆 止弁を設置する。			
	⑧	φ 800					
	⑨	□ 2,000 × 2,000					
1,2号機 北側施設 護岸	⑩	φ 800					
	⑪	φ 800					
	⑫	φ 800					
	⑬	φ 1,500					

注記 * 1 : 施設護岸における入力津波高さ

* 2 : 屋外排水路逆止弁を考慮した許容津波高さ

* 3 : 参照する裕度(0.64m)に対しても余裕がある

二. その他排水管からの流入について

放水路につながり津波防護対象設備を内包する建物に津波が流入する可能性のある経路としては、廃棄物処理建物からタービン建物、屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）を経由し、放水槽へ排水を送水する液体廃棄物処理系（ランドリドレン系）配管が挙げられる。その他排水管の経路概要図を図 3-15 に示す。

液体廃棄物処理系（ランドリドレン系）配管は、内包水に対するバウンダリが形成されているため、津波が配管に流入した場合においても建物内に流入はない。

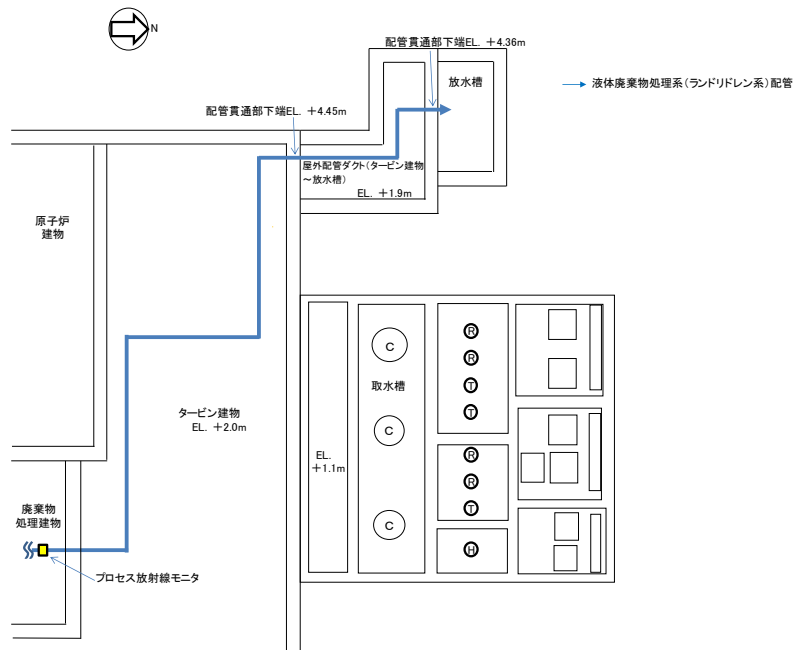


図3-15 その他排水管の経路概要図

- ホ. 他号機(1, 3号機)の取水路・放水路等の経路からの流入について
 海域に接続する他号機(1, 3号機)の取水路, 放水路等の経路から津波防護対象設備を設置する敷地に津波が流入する可能性について評価を行った。他号機(1, 3号機)から海域に接続する経路を表3-6に示す。

表3-6 海域に接続する経路(他号機(1, 3号機))

経路	号機	経路の構成
取水路	1	取水口, 取水管, 取水槽
	3	取水口, 取水路, 取水槽
放水路	1	放水口, 放水路, 放水槽
	3	放水口, 放水路, 放水槽

- (イ) 他号機(1, 3号機)の取水路からの流入について

1, 3号機の取水路につながり, 津波防護対象設備を内包する建物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, 取水槽等の天端開口部が挙げられる。1, 3号機の取水施設の配置図を図3-16に, 1, 3号機の取水施設の断面図を図3-17, 図3-18に示す。

1号機取水槽については, 流路縮小工を設置することにより, 敷地への津波の流入を防止する。

3号機取水槽及び取水路点検口については, これらの開口部の天端高さは, いずれも取水槽等における入力津波高さよりも高い。また, この高さは参照する裕度0.64mを考慮しても余裕がある

以上より、これらの経路から津波防護対象設備を内包する建物及び区画を設置する敷地に津波が流入することはない。評価結果を表3-7に示す。

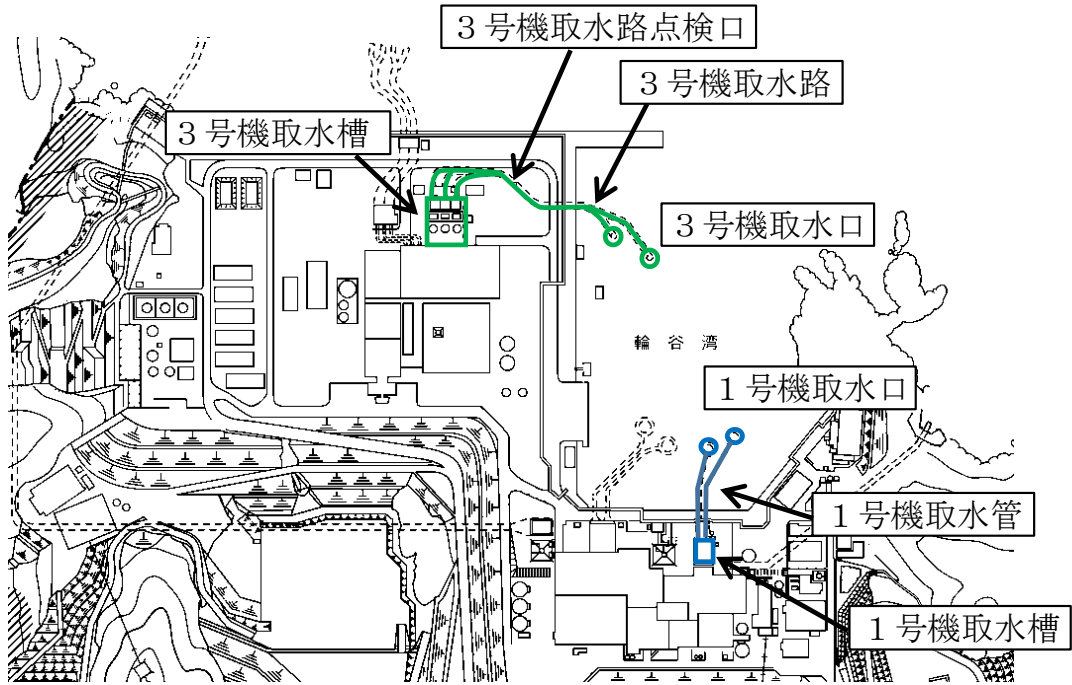


図3-16 1, 3号機 取水施設の配置図

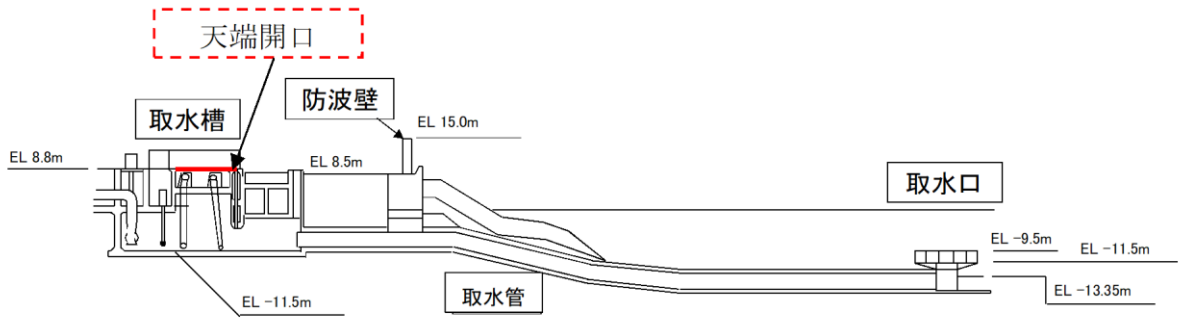


図3-17 1号機 取水施設の断面図

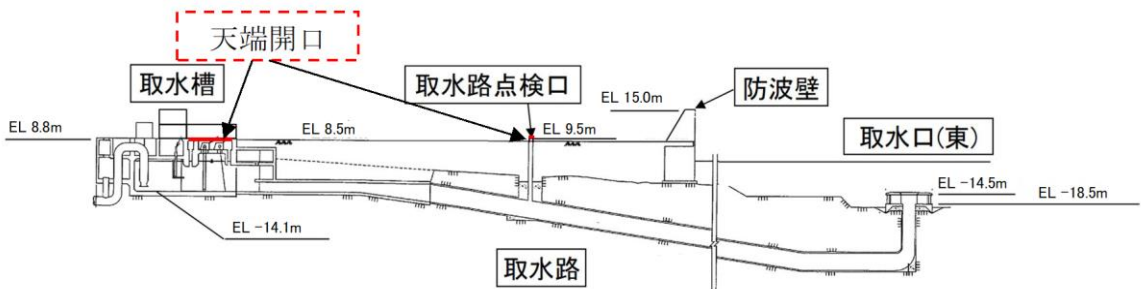


図3-18 3号機 取水施設の断面図

表 3-7 他号機(1, 3号機)の取水路からの津波の流入評価結果

流入経路	流入箇所	①入力津波 高さ(EL)	②許容津波 高さ(EL)	②-① 裕度	評価	
取水路	1号機	7.0m	8.8m ^{*1}	1.8m ^{*4}	許容津波高さが入力津波 高さを上回っており、津 波は流入しない。	
	3号機	取水槽天端開口部	7.8m	8.8m ^{*2}		1.0m ^{*4}
		取水路点検口天端開口部	6.4m	9.5m ^{*3}		3.1m ^{*4}

注記 * 1 : 1号機取水槽の天端開口高さ

* 2 : 3号機取水槽の天端開口高さ

* 3 : 3号機取水路点検口の天端開口高さ

* 4 : 参照する裕度(0.64m)を考慮しても余裕がある

(ロ) 他号機（1，3号機）の放水路からの流入について

1，3号機の放水路につながり、津波防護対象設備を内包する建物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、放水槽等の天端開口部が挙げられるが、これらの開口部天端高さは、いずれも放水槽等における入力津波高さよりも高い。また、この高さは参照する裕度0.64m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物及び区画を設置する敷地に津波が流入することはない。1，3号機の放水施設の配置図を図3-19に、1，3号機の放水施設の断面図を図3-20，図3-21に示す。評価結果を表3-8に示す。

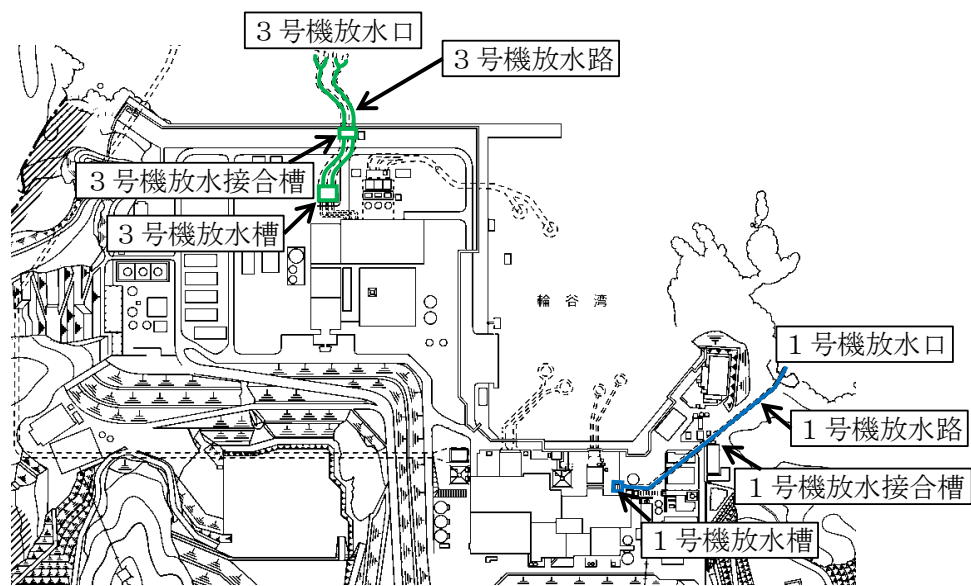


図3-19 1，3号機 放水施設の配置図

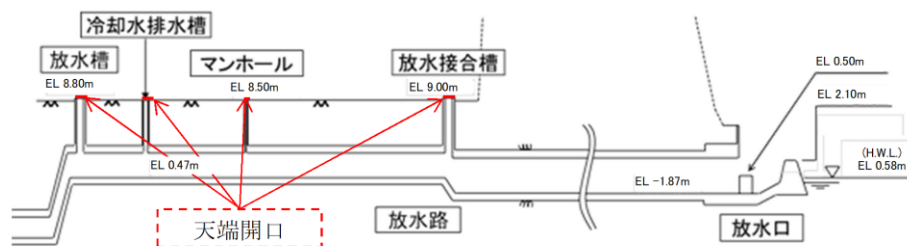


図3-20 1号機 放水施設の断面図

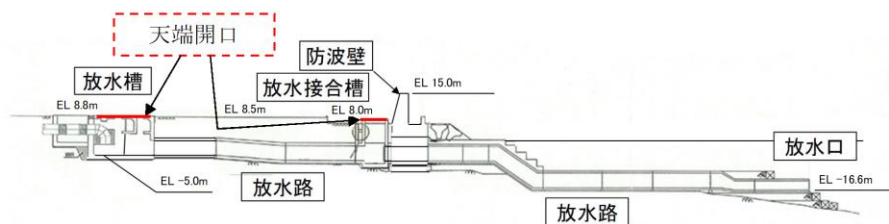


図3-21 3号機 放水施設の断面図

表 3-8 他号機 (1, 3号機) の放水施設からの津波の流入評価結果

流入経路	流入箇所	①入力津波高さ (EL)	②許容津波高さ (EL)	②-①裕度	評価
放水路	1号機	放水槽天端開口部	8.8m ^{*1}	4.0m ^{*7}	許容津波高さが入力津波高さを上回っており、津波は流入しない。
		冷却水排水槽天端開口部	8.5m ^{*2}	3.8m ^{*7}	
		マンホール天端開口部	8.5m ^{*3}	3.7m ^{*7}	
	3号機	放水接合槽天端開口部	9.0m ^{*4}	5.5m ^{*7}	
		放水槽天端開口部	7.3m	1.5m ^{*7}	
		放水接合槽天端開口部	6.5m	2.0m ^{*7}	

注記

- * 1 : 1号機放水槽の天端開口高さ
- * 2 : 1号機冷却水排水槽の天端開口高さ
- * 3 : 1号機マンホールの天端開口高さ
- * 4 : 1号機放水接合槽の天端開口高さ
- * 5 : 3号機放水槽の天端開口高さ
- * 6 : 3号機放水接合槽の天端開口高さ
- * 7 : 参照する裕度(0.64m)を考慮しても余裕がある

(c) 各経路からの流入評価まとめ

各経路からの流入評価の結果一覧を表 3-9 に示す。各経路における裕度は、参照する裕度である 0.64m と比較して十分な裕度があることを確認している。

表 3-9 各経路からの流入評価結果(1/2)

流入経路	流入箇所	①入力津波 高さ(EL)	②許容津波 高さ(EL)	②-① 裕度	評価		
取水路	2号機	取水槽除じん機エリア天端開口部	11.3m ^{*1}	0.7m ^{*7}	許容津波高さが入力津波高さを上回っており、津波は流入しない。		
		取水槽海水ポンプエリア	15.0m ^{*2}	4.4m ^{*7}			
		取水槽C/Cケーブダクト貫通部	15.0m ^{*2}	4.4m ^{*7}			
		取水槽床面開口部	15.0m ^{*3}	4.4m ^{*7}			
	循環水系	循環水ポンプ（据付部含む）及び配管	-	-	内包流体に対するパウンダリが形成されており、津波は流入しない。		
	海水系	原子炉補機海水ポンプ（据付部含む）及び配管	10.6m	-	-	内包流体に対するパウンダリが形成されており、津波は流入しない。	
				高圧炉心スプレッド補機海水ポンプ（据付部含む）及び配管	-		-
		タービン補機海水ポンプ（据付部含む）及び配管	-	-	-	-	内包流体に対するパウンダリが形成されており、津波は流入しない。
		除じんポンプ（据付部含む）及び配管	-	-	-		
		取水槽天端開口部	7.0m	8.8m ^{*4}	1.8m ^{*7}	許容津波高さが入力津波高さを上回っており、津波は流入しない。	
取水槽天端開口部		7.8m	8.8m ^{*5}	1.0m ^{*7}			
3号機	取水路点検口天端開口部	6.4m	9.5m ^{*6}	3.1m ^{*7}			

注記 *1：取水槽除じん機エリア防水壁高さ
 *2：貫通部止水処置の許容津波高さ
 *3：取水槽床ドレン逆止弁の許容津波高さ
 *4：1号機取水槽の天端開口高さ
 *5：3号機取水槽の天端開口高さ
 *6：3号機取水路点検口の天端開口高さ
 *7：参照する裕度(0.64m)を考慮しても余裕がある

表 3-9 各経路からの流入評価結果 (2/2)

流入経路	流入箇所	①入力津波高さ (EL)	②許容津波高さ (EL)	②-① 裕度	評価
2号機	放水槽天端開口部	7.9m	8.8m ^{*1}	0.9m ^{*11}	許容津波高さが入力津波高さを上回っており、津波は流入しない。
	放水接合槽天端開口部	6.1m	8.0m ^{*2}	1.9m ^{*11}	
	屋外配管ダクト (タービン建物～放水槽) 貫通部	7.9m	8.8m ^{*3}	0.9m ^{*11}	
放水路	循環水系				内包流体に対するバウンダリが形成されており、津波は流入しない。
	原子炉補機海水系配管				
	タービン補機海水系配管				
	液体廃棄物処理系配管				
	放水槽天端開口部	4.8m	8.8m ^{*4}	4.0m ^{*11}	
	冷却水排水槽天端開口部	4.7m	8.5m ^{*5}	3.8m ^{*11}	
1号機	マンホール天端開口部	4.8m	8.5m ^{*6}	3.7m ^{*11}	許容津波高さが入力津波高さを上回っており、津波は流入しない。
	放水接合槽天端開口部	3.5m	9.0m ^{*7}	5.5m ^{*11}	
3号機	放水槽天端開口部	7.3m	8.8m ^{*8}	1.5m ^{*11}	
	放水接合槽天端開口部	6.5m	8.5m ^{*9}	2.0m ^{*11}	
屋外排水路	屋外排水路	11.9m	15.0m ^{*10}	3.1m ^{*11}	

注記

- * 1 : 2号機放水槽の天端開口高さ
- * 2 : 2号機放水接合槽の天端開口高さ
- * 3 : 貫通部止水処置の許容津波高さ
- * 4 : 1号機放水槽の天端開口高さ
- * 5 : 1号機冷却水排水槽の天端開口高さ
- * 6 : 1号機マンホールの天端開口高さ
- * 7 : 1号機放水接合槽の天端開口高さ
- * 8 : 3号機放水槽の天端開口高さ
- * 9 : 3号機放水接合槽の天端開口高さ
- * 10 : 屋外排水路逆止弁の許容津波高さ
- * 11 : 参照する裕度 (0.64m) を考慮しても余裕がある

(4) 津波防護対策

「(3) 評価結果」にて示すとおり、敷地への浸水防止（外郭防護1）を実施するため、津波防護施設として、防波壁及び防波壁通路防波扉を設置し、1号機取水槽に流路縮小工を設置する。また、浸水防止設備として、屋外排水路に屋外排水路逆止弁、2号機取水槽に取水槽除じん機エリア防水壁、取水槽除じん機エリア水密扉及び取水槽床ドレン逆止弁を設置し、貫通部止水処置を実施する。外郭防護として津波防護施設及び浸水防止設備を設置する際には、設計上の裕度を考慮することとする。

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

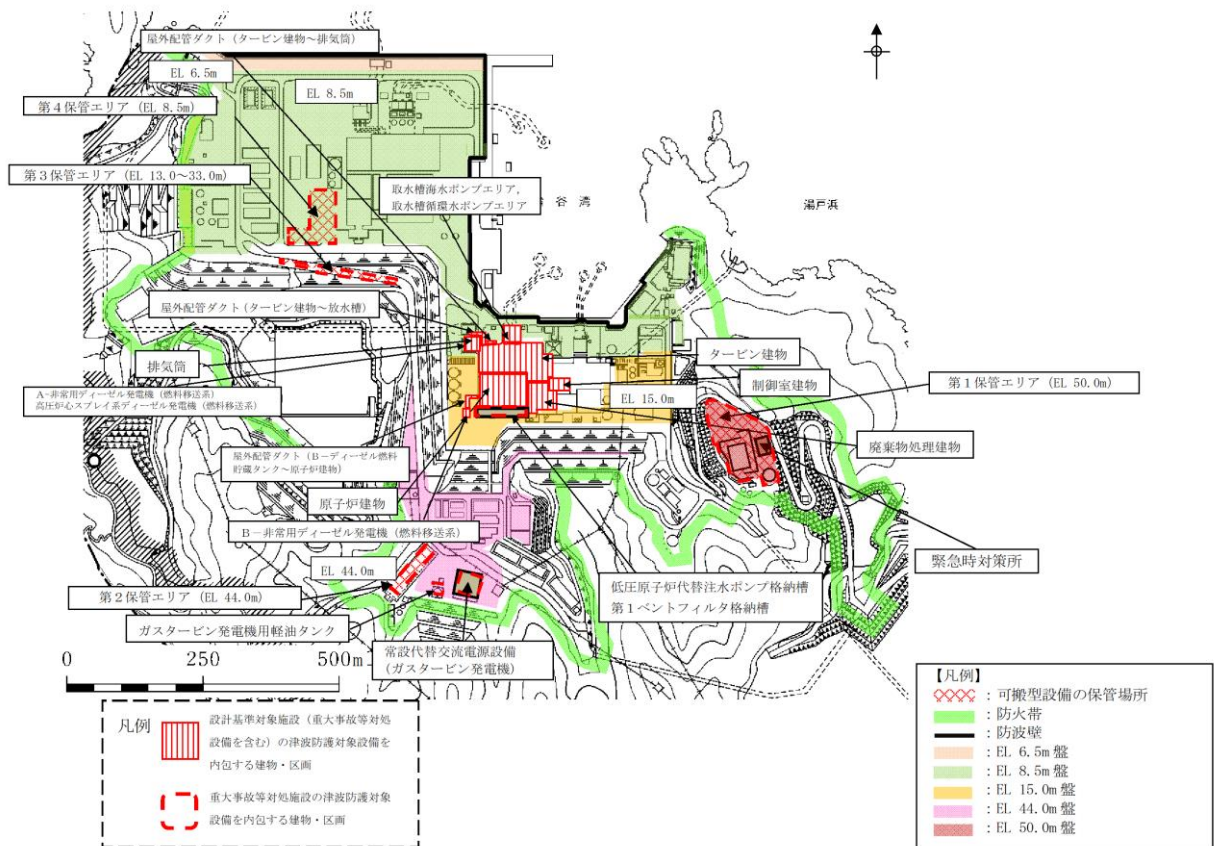


図3-22 津波防護対象施設の配置図

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

津波防護対象設備への影響評価のうち、漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護2）に係る評価に当たっては、漏水によ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、漏水する可能性がある確認された箇所については、「(4) 津波防護対策」に示す対策を実施することにより、漏水によって津波防護対象設備が有する重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないこととし、この場合の「(3) 評価結果」は、津波防護対策を踏まえて示すこととする。

(1) 評価方針

津波が敷地に来襲した場合、「3.2 敷地への浸水防止（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うえ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し、当該想定される浸水範囲（以下「浸水想定範囲」という。）の境界において浸水想定範囲外に流出する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それら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がないことを評価する。さらに、浸水想定範囲における長期間の浸水が想定される場合は、排水設備を設置する必要性を評価する。具体的には以下のとおり。

a. 漏水対策（浸水想定範囲の設定）

取水・放水設備の構造上の特徴等を考慮して、取水・放水施設、地下部等における漏水の可能性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（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それら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物及び区画に着目し、当該範囲のうち津波防護対策を講じたうえでもなお漏水の可能性の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想定範囲外に流出する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）について、浸水防止設備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。

浸水量評価における浸水量の算出については、安全側の評価とするため、許容浸水量と同等の浸水が発生すると想定し、浸水量を設定する。

c. 排水設備の検討

上記 b. の浸水量評価の結果、浸水想定範囲における長期間の浸水が想定される場合は、浸水水位と津波防護対象設備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が喪失する高さを比較し、機能への影響の有無を確認することにより、排水設備の必要性について確認する。

排水設備を設置する場合は、設置する排水設備の仕様が、浸水想定範囲における浸水量を排水するために十分なものであることをあわせて確認する。また、排水設備及びその運転に必要な燃料又は電源とそれを供給する設備については、保管時及び動作時において津波による影響を受け難いものであることを確認する。

(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・放水施設及び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物及び区画のうち取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアの床面については、その境界に入力津波が到達する可能性があるが、「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いる。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及び床ドレン逆止弁が存在するが、ポンプグランド部にはグランドパッキンが挿入されており、適宜、日常点検及びパトロールを実施し、必要に応じて増し締めによる締め付け管理をしていることから、有意な漏水が発生することはない。床ドレン逆止弁にはその止水部にシール材等の浸水対策を施すとともに、適宜、日常点検及びパトロールを実施することから有意な漏水が発生することはない。

以上より、津波防護対象設備を内包する建物及び区画への漏水による浸水の可能性はないが、安全側の想定として、取水槽床ドレン逆止弁に津波が到達した場合に漏水が発生することを考慮し、逆止弁からの漏水による浸水を想定する。

(b) 浸水想定範囲の設定

「(a) 浸水可能性の検討結果」を踏まえ、取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアを浸水想定範囲として設定する。漏水の発生を想定する床面と浸水想定範囲を整理し、表 3-10 及び図 3-23 に示す。

表 3-10 漏水の発生を想定する床面と浸水想定範囲

No.	漏水の発生を想定する床面	浸水想定範囲
a	取水槽海水ポンプエリア	<ul style="list-style-type: none"> ・ 取水槽海水ポンプエリア床面 (EL 1.1m, EL 4.0m)のうち原子炉補機海水ポンプ等を設置する床面 (EL 1.1m) ・ 取水槽循環水ポンプエリア床面 (EL 1.1m)
b	取水槽循環水ポンプエリア	<ul style="list-style-type: none"> ・ 取水槽循環水ポンプエリア床面 (EL 1.1m)

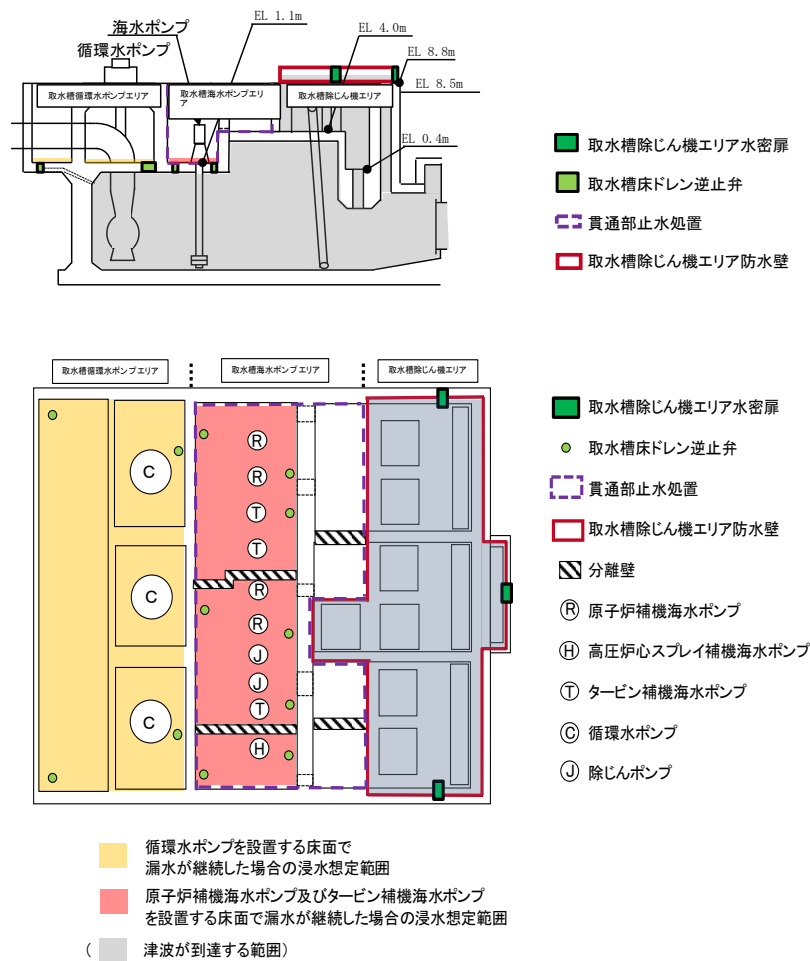


図 3-23 漏水の発生を想定する床面と浸水想定範囲

b. 重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響確認

(a) 取水槽海水ポンプエリアを浸水想定範囲とした場合の影響評価

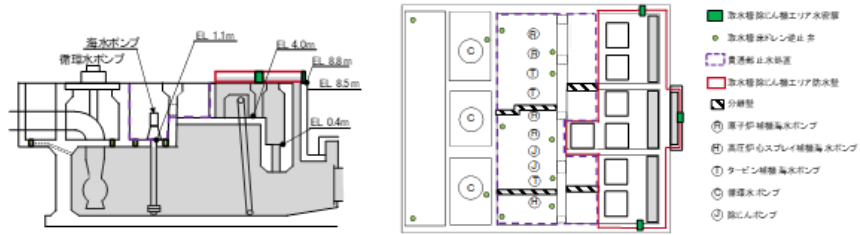
イ. 安全側に想定する漏水及び浸水深

取水槽海水ポンプエリアには、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプを設置している。ここでは、取水槽海水ポンプエリアに浸水防止対策として設置した取水槽床ドレン逆止弁から許容漏水量の漏水が発生することを考慮し、発生する漏水量の算出を行う。

なお、取水槽床ドレン逆止弁の水密性試験では、試験時の許容漏水量を 0.13L/min (水圧 0.3MPa 時) と設定しているが、試験において漏えいは確認されていない。

算出の手法、条件 (入力津波) 等は図 3-24 に示すとおりであり、漏水による浸水量評価結果を表 3-11 に示す。評価の結果、浸水想定範囲である取水槽海水ポンプエリアの浸水深は 3mm 程度となる。

ここで、床面積の算出にあたっては、当該区域内に設置されている各機器により占有されている領域等を考慮し、安全側に滞留面積を算出している。



想定事象

- ・取水槽EL1.1mに設置された取水槽床ドレン逆止弁に津波が到達した場合に、許容漏水量の漏水が発生すると想定する。
- ・一度流入したものは、流出しないものとする。
- ・漏水の継続時間は、取水槽における時刻歴波形より、保守的に入力津波の解析時間（180分）とする。

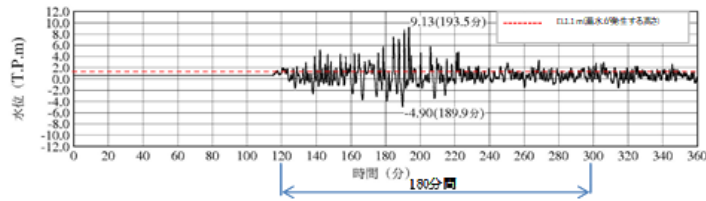
評価手法

$$X = Q \times t$$

X : 合計漏水量(m³)

Q : 許容漏水量(m³/m)

t : EL1.1m以上の津波が継続する時間(m)



取水槽での入力津波の時刻歴波形（上昇側）（入力津波1，防波堤有り）

図3-24 漏水による浸水量評価

表3-11 漏水による浸水量評価

	原子炉補機海水 ポンプ(Ⅱ系) エリア	原子炉補機海水 ポンプ(Ⅰ系) エリア	高圧炉心スプレ イ補機海水ポン プ エリア
滞留面積(m ²) ①	54	38	20
モータ下端高さ(EL m) [()書きは床面からの高さを示す]	2.7 (1.6m)		2.3 (1.2m)
床高さ(EL m)	1.1		
取水槽床 ドレン逆 止弁	3	3	2
1個の漏水量(m ³ /h)	0.008	0.008	0.008
漏水量(m ³ /h) ②	0.024	0.024	0.016
1時間あたりの溢水水位 (m) (②/①)	4.5×10 ⁻⁴	6.4×10 ⁻⁴	8.0×10 ⁻⁴
津波継続時間(時間)	3		
浸水水位(m)	2×10 ⁻³	2×10 ⁻³	3×10 ⁻³

ロ. 防水区画化範囲の設定及び漏水影響評価

浸水想定範囲である取水槽海水ポンプエリアに隣接する取水槽循環水ポンプエリアには、津波防護対象設備である非常用海水系の配管等が敷設されているため、取水槽循環水ポンプエリアを防水区画化範囲と設定するが、取水槽循環水ポンプエリアの浸水深を、安全側に浸水想定範囲である取水槽海水ポンプエリアと同様（3mm）と設定した場合においても、非常用海水系の配管等の設置高さ（EL 1.3m 以上）に到達しないため、非常用海水系の配管等は、漏水により機能喪失しない。取水槽海水ポンプエリアを浸水想定範囲とした場合の防水区画の境界について、図 3-25 に示す。

一方、取水槽海水ポンプエリアはエリア内に津波防護対象設備である原子炉補機海水ポンプ等がある。これらについては、「(イ) 安全側に想定する漏水及び浸水深」に記載する浸水深と、当該エリア内に設置する津波防護対象設備の機能喪失高さとの比較を行うことにより、上記設備が漏水により機能喪失しないことを確認した。

具体的には、最も機能喪失高さが低くなる高圧炉心スプレイ補機海水ポンプモータの場合でも、機能喪失高さは 1.2m であり、取水槽海水ポンプエリアの最大浸水深 3mm 程度に対して十分な余裕を有していることを確認した（図 3-26）。

以上より、取水槽海水ポンプエリアに設置する津波防護対象設備は、漏水により機能喪失することはないものと評価する。

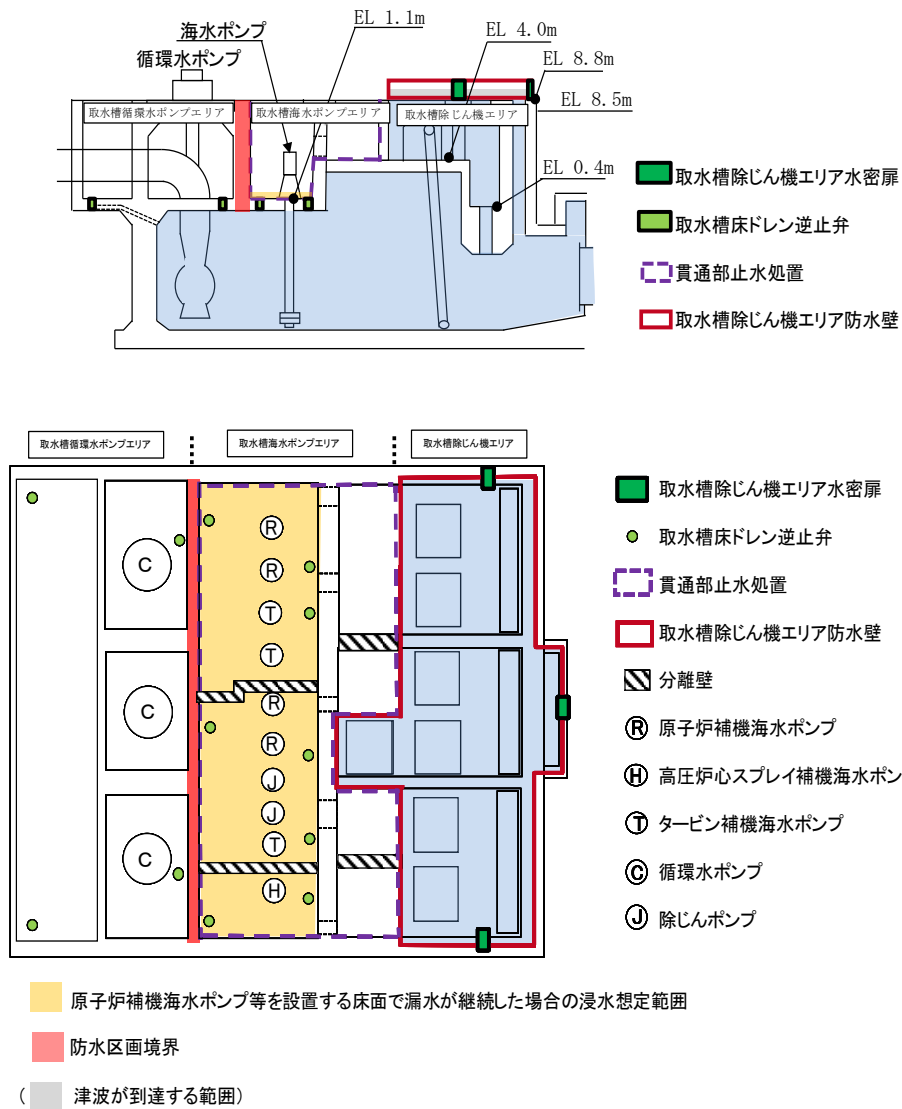


図 3-25 浸水想定範囲（取水槽海水ポンプエリア）に対する防水区画の境界

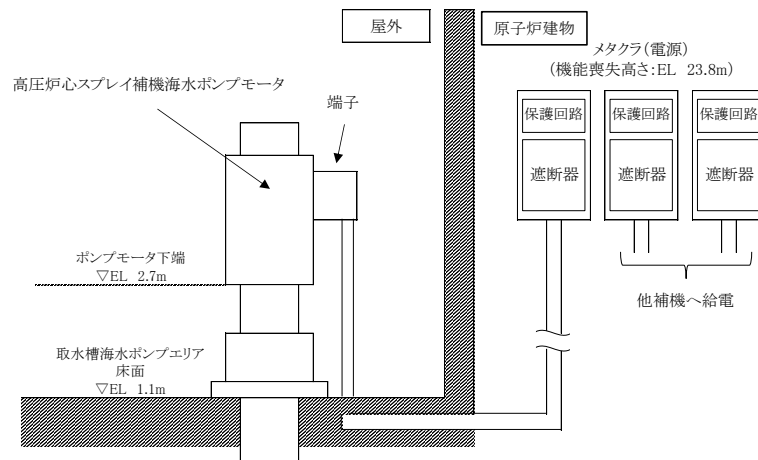


図 3-26 取水槽海水ポンプエリアに設置する津波防護対象設備の機能喪失高さ

(b) 取水槽循環水ポンプエリアを浸水想定範囲とした場合の影響評価

取水槽循環水ポンプエリアには非常用海水配管等が敷設されているが、当該エリアには静的なSクラス設備のみ設置しており、地震によりタービン補機海水系配管が破損すると想定した際の溢水に対して、機能喪失する機器はない。

一方、取水槽循環水ポンプエリアに隣接する取水槽海水ポンプエリアには津波防護対象設備である原子炉補機海水ポンプがあるため、取水槽海水ポンプエリアを防水区画化範囲と設定するが、取水槽循環水ポンプエリアにおいて地震によりタービン補機海水系配管が破損すると想定した際の溢水に対して、水密扉及び貫通部止水処置を設置することにより、浸水防護重点化範囲である取水槽海水ポンプエリアが浸水しない設計としている。これより、取水槽循環水ポンプエリアにおいて漏水が発生した場合でも、防水区画化範囲が浸水することはないと評価する。

取水槽循環水ポンプエリアを浸水想定範囲とした場合の防水区画の境界について、図3-27に示す。

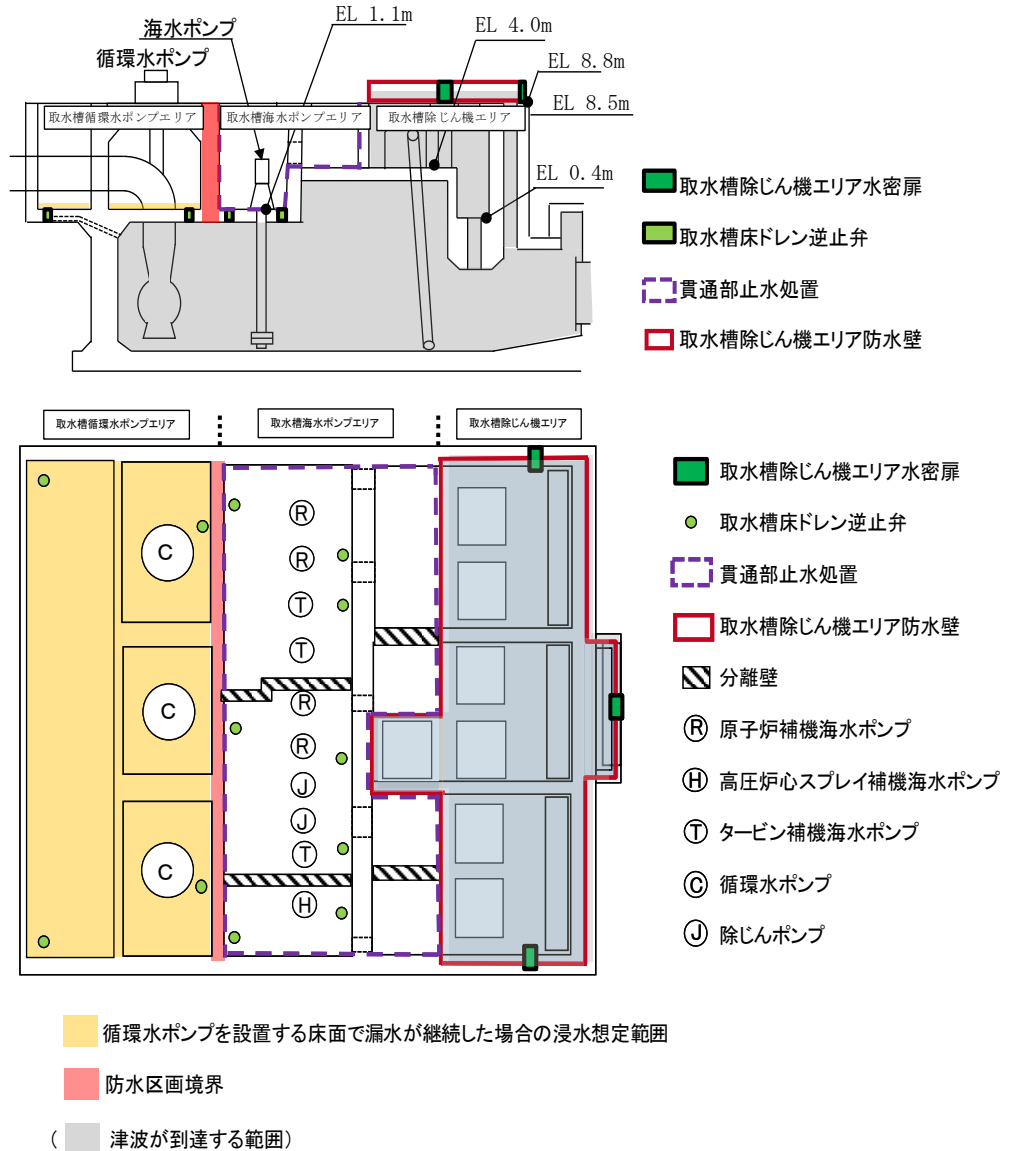


図3-27 浸水想定範囲（取水槽循環水ポンプエリア）に対する防水区画の境界

c. 排水設備の検討

「a. 漏水対策（浸水想定範囲の設定）」で示したとおり，津波防護対象設備を内包する区画への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に影響を与えることはないことから，排水設備は不要である。

(4) 津波防護対策

防水区画である取水槽循環水ポンプエリアには津波防護対象設備が設置されているが，「(3) 評価結果」に示すとおり，漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響はないため，これらに対する影響防止（外郭防護2）は実施しない。

3.4 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有する施設の隔離（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，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有する施設の隔離（内郭防護）に係る評価に当たっては，地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水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，浸水防護重点化範囲が浸水する可能性があることが確認された箇所については，「(4) 津波防護対策」に示す対策を講じることにより，地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水によって，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，2号機の浸水防護重点化範囲であるタービン建物，制御室建物，廃棄物処理建物（それぞれSクラスの設備を設置するエリア）は1号機タービン建物等と隣接しているため，1号機にて発生した溢水による2号機の浸水防護重点化範囲への浸水が考えられるが，2号機と1号機の建物境界に対しては，溢水防護の観点から止水対策を実施することから，2号機へ浸水することはない。

(1) 評価方針

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有する施設の隔離（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うえで，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物及び区画については，浸水防護重点化範囲として明確化する。

b. 浸水防護重点化範囲の境界における浸水評価

地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水範囲，浸水量を安全側に想定する。浸水範囲，浸水量の安全側の想定に基づき，浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路（扉，開口部，貫通口等）を特定し，それらに対して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物及び区画について，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評価

地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水範囲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，タービン建物（復水器を設置するエリア），タービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア），取水槽循環水ポンプエリア及び取水槽海水ポンプエリアにおける溢水，屋外タンク等による溢水，建物外周辺地下部における地下水位の上昇による溢水を想定し，溢水が発生する可能性がある場合にはその浸水量を評価したうえで，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（扉，開口部，貫通口等）があり，津波防護対策を実施する場合は，それを踏まえて浸水防護重点化範囲への浸水の可能性を評価する。

(a) タービン建物（復水器を設置エリア）における溢水の影響

タービン建物（復水器を設置するエリア）の溢水の影響評価においては，地震に起因するタービン建物（復水器を設置するエリア）に敷設する循環水系配管，タービン補機海水系配管及びB，Cクラスの機器・配管の破損を想定すると，保有水が溢水するとともに，

津波が循環水系配管及びタービン補機海水系配管に流れ込み、破損箇所を介して、タービン建物（復水器を設置するエリア）内に流入することが考えられる。

このため、タービン補機海水ポンプ出口弁に弁閉止インターロック（地震大信号（原子炉スクラム）及び漏えい検知信号で作動）を設置するとともに、タービン建物（復水器を設置するエリア）と隣接する浸水防護重点化範囲の境界に、復水器エリア防水壁，復水器エリア水密扉，タービン建物床ドレン逆止弁を設置し，貫通部止水処置を実施する。

これを踏まえて，循環水系配管，タービン補機海水系配管及びB，Cクラス機器・配管からタービン建物（復水器を設置するエリア）に流入する溢水量を求め，タービン建物（復水器を設置するエリア）の浸水水位を評価する。

溢水量の算出に当たっては，以下の条件を考慮する。

- イ． 循環水系配管の損傷は，伸縮継手の全円周状の破損を想定し，以下の式により算出する。

$$Q = AC\sqrt{2gh} \times 3600$$

$$= \pi D w C \sqrt{2gh} \times 3600$$

ここで，

- Q：流出流量（m³/h）
 A：破損箇所の面積（m²）
 C：損失係数 0.82（-）
 g：重力加速度 9.80665（m/s²）
 h：水頭（m）
 D：内径（m）
 w：継手幅（m）

- ロ． タービン補機海水系配管の損傷は，完全全周破断を想定し，損傷箇所からの流出流量は定格流量とする。
- ハ． 破損箇所からの漏えいを検知し，復水器水室出入口弁及び循環水ポンプ出口弁並びにタービン補機海水ポンプ出口弁が閉止することを考慮し，浸水量を算出する。
- ニ． 循環水系及びタービン補機海水系からの漏えい量は，循環水系配管伸縮継手及びタービン補機海水系配管の損傷箇所からの漏えい量と系統保有水量を考慮する。
- ホ． 循環水系配管伸縮継手及びタービン補機海水系配管の損傷箇所は海水面より高いためサイフォン効果による流入はない。
- ヘ． B，Cクラス機器・配管が損傷した場合に流出する保有水は，全量がタービン建物（復水器を設置するエリア）に滞留するものとする。

- (b) 浸水防護重点化範囲のうちタービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア（西））における溢水の影響

浸水防護重点化範囲のうちタービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア（西））の溢水の影響評価においては、地震に起因するタービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア（西））に敷設するタービン補機海水系、原子炉補機海水系配管（放水配管）、高圧炉心スプレイ補機海水系配管（放水配管）及び液体廃棄物処理系配管の破損を想定すると、津波がタービン補機海水系、原子炉補機海水系配管（放水配管）、高圧炉心スプレイ補機海水系配管（放水配管）及び液体廃棄物処理系配管に流れ込み、破損箇所を介して、タービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア（西））に流入することが考えられる。

このため、原子炉補機海水系配管（放水配管）及び高圧炉心スプレイ補機海水系配管（放水配管）について、基準地震動 S_s による地震力に対しバウンダリ機能を保持させるとともに、タービン補機海水ポンプ出口弁に弁閉止インターロック（地震大（原子炉スクラム信号）漏えい検知信号で作動）を、タービン補機海水系配管及び液体廃棄物処理系配管へ逆止弁を設置する。

これを踏まえて、タービン補機海水ポンプ出口弁の弁閉止インターロックにより、タービン補機海水系が地震発生から津波到達までに隔離可能であり津波による流入がないことを評価する。

タービン補機海水系配管の破損は、完全全周破断を想定し、破損箇所からの流出流量は定格流量とする。

なお、タービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア（東））には海域と接続する配管は設置されておらず、津波が流入することはない。

(c) 浸水防護重点化範囲のうち取水槽循環水ポンプエリアにおける溢水の影響

浸水防護重点化範囲のうち取水槽循環水ポンプエリアにおける溢水の影響評価においては、地震に起因する取水槽循環水ポンプエリアに敷設する循環水系の機器・配管及びタービン補機海水系配管の破損を想定すると、津波が循環水系の機器・配管及びタービン補機海水系配管に流れ込み、破損箇所を介して、取水槽循環水ポンプエリアに流入することが考えられる。

このため、循環水系の機器・配管について基準地震動 S_s による地震力に対しバウンダリ機能を保持させるとともに、タービン補機海水ポンプ出口弁に弁閉止インターロック（地震大信号（原子炉スクラム）及び漏えい検知信号で作動）を設置する。

これを踏まえて、タービン補機海水ポンプ出口弁の弁閉止インターロックにより、タービン補機海水系が、地震発生から津波到達までに隔離可能であることを評価する。

タービン補機海水系配管の破損は、完全全周破断を想定し、破損箇所からの流出流量は定格流量とする。

(d) 浸水防護重点化範囲のうち取水槽海水ポンプエリアにおける溢水の影響

浸水防護重点化範囲のうち取水槽海水ポンプエリアにおける溢水の影響評価においては、地震に起因する取水槽海水ポンプエリアに敷設するタービン補機海水系及び除じん系の機器・配管の破損を想定すると、津波がタービン補機海水系及び除じん系の機器・配管に流れ込み、損傷箇所を介して、取水槽海水ポンプエリアに流入することが考えられる。

このため、タービン補機海水系及び除じん系の機器・配管について基準地震動 S_s による地震力に対しバウンダリ機能を保持させる。

これを踏まえると、取水槽海水ポンプエリアに津波の流入はない。

(e) 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VI-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。

(f) 建物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

地下水による影響については、地震時の地下水の流入が浸水防護重点化範囲へ与える影響を評価する。

(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(非常用取水設備を除く。)を内包する建物及び区画は、原子炉建物、タービン建物(Sクラスの設備を設置するエリア)、廃棄物処理建物(Sクラスの設備を設置するエリア)、制御室建物(Sクラスの設備を設置するエリア)、取水槽海水ポンプエリア、取水槽循環水ポンプエリア、屋外配管ダクト(B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物、タービン建物～排気筒及びタービン建物～放水槽)、A-非常用ディーゼル発電機(燃料移送系)、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(燃料移送系)及び排気筒を設置するエリア、B-非常用ディーゼル発電機(燃料移送系)を設置するエリア、緊急時対策所、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽、第1ベントフィルタ格納槽、ガスタービン建物、ガスタービン発電機用軽油タンクを設置するエリア、可搬型重大事故等対処設備保管場所である第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアであり、浸水防護重点化範囲として設定する。(表3-12, 図3-28, 図3-29)

表 3-12 浸水防護重点化範囲の設定

設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する 建物及び区画	周辺敷地 高さ
<ul style="list-style-type: none"> ・タービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア） ・取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリア ・A-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系），高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系）及び排気筒を設置するエリア ・屋外配管ダクト（タービン建物～排気筒，タービン建物～放水槽） ・第4保管エリア 	EL 8.5m
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建物 ・制御室建物（Sクラスの設備を設置するエリア） ・廃棄物処理建物（Sクラスの設備を設置するエリア） ・B-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置するエリア ・屋外配管ダクト（B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物） ・第1ベントフィルタ格納槽 ・低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽 	EL 15.0m
<ul style="list-style-type: none"> ・第3保管エリア 	EL 13.0～33.0m
<ul style="list-style-type: none"> ・ガスタービン建物 ・ガスタービン発電機用軽油タンクを設置するエリア ・第2保管エリア 	EL 44.0m
<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所 ・第1保管エリア 	EL 50.0m

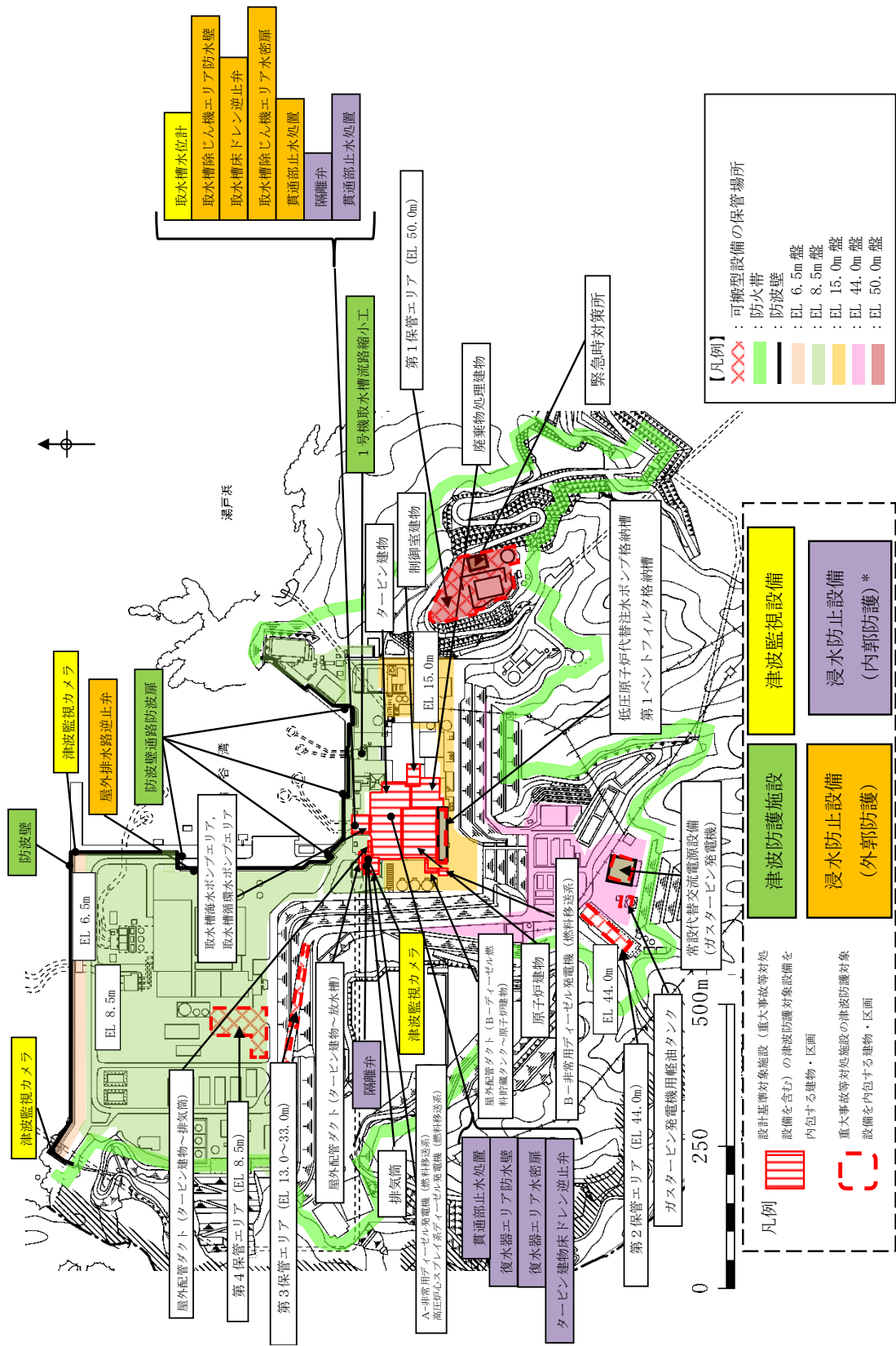


図 3-28 重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建物・区画

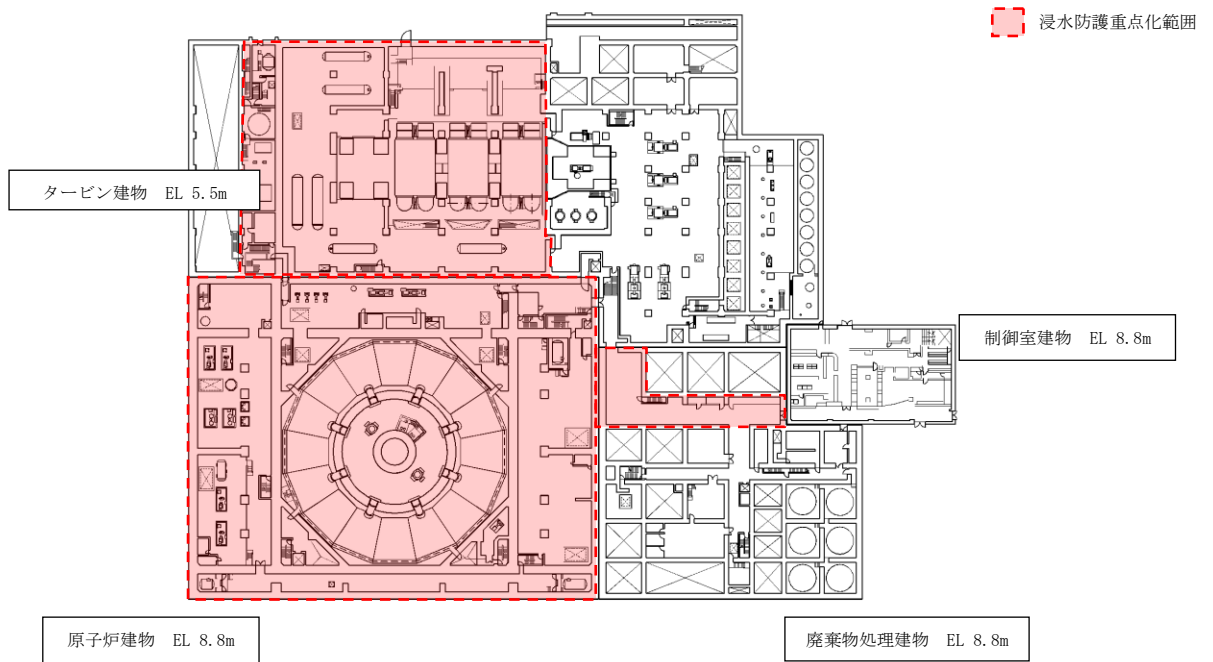
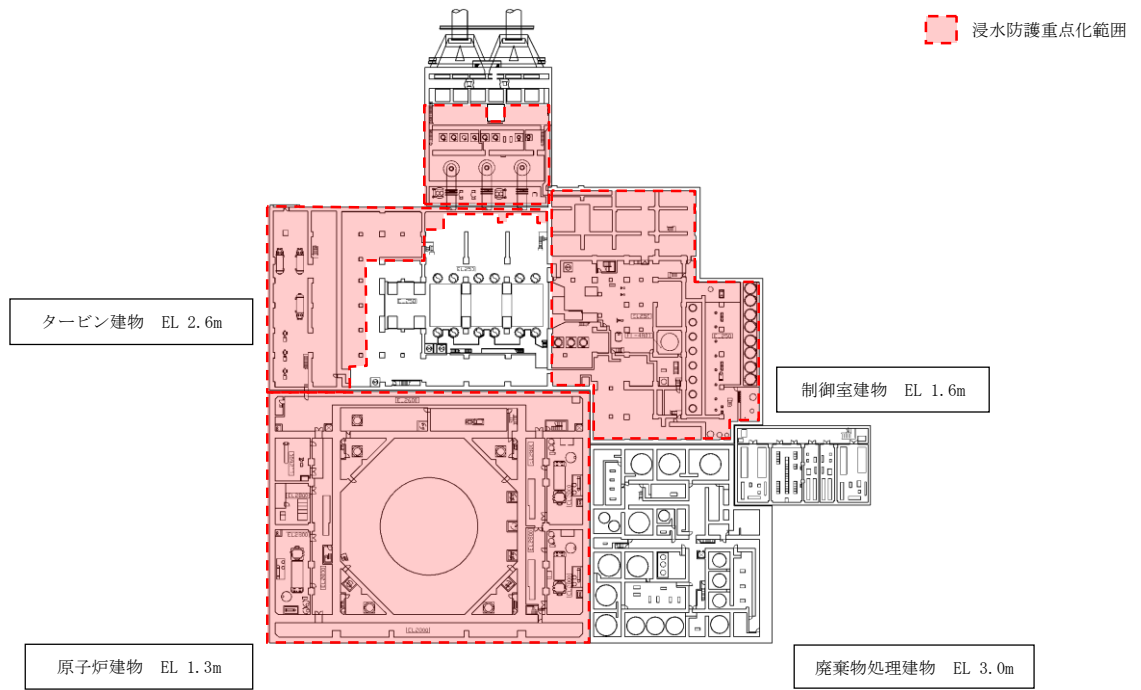


図 3-29 浸水防護重点化範囲（平面図）（1/4）

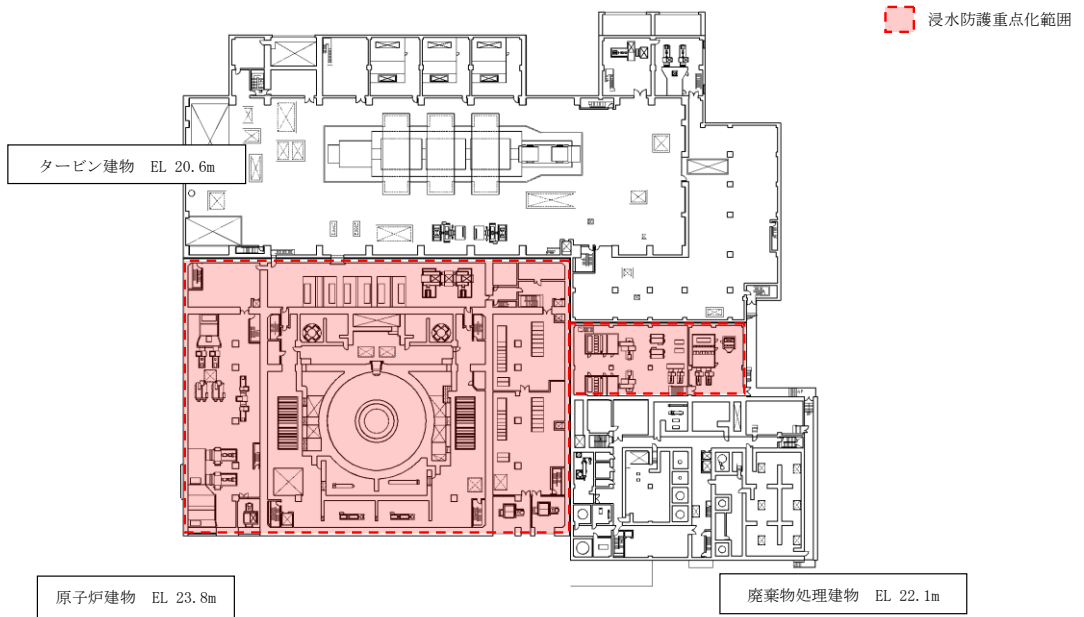
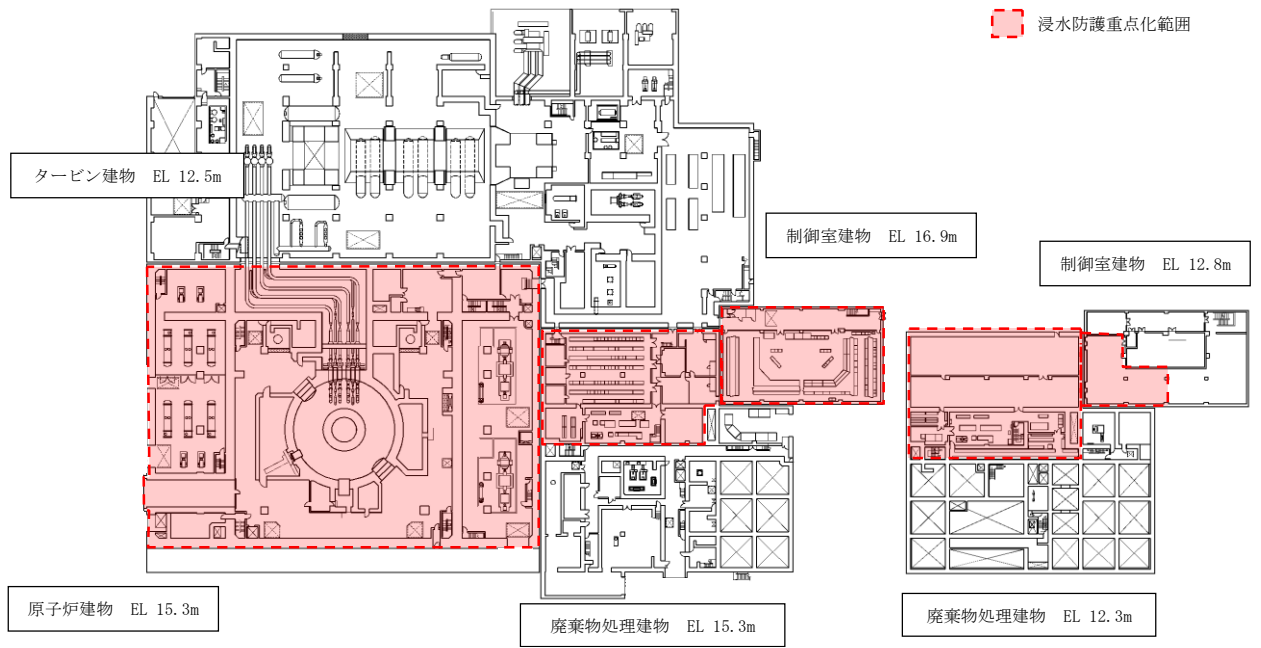


図 3-29 浸水防護重点化範囲（平面図）（2/4）

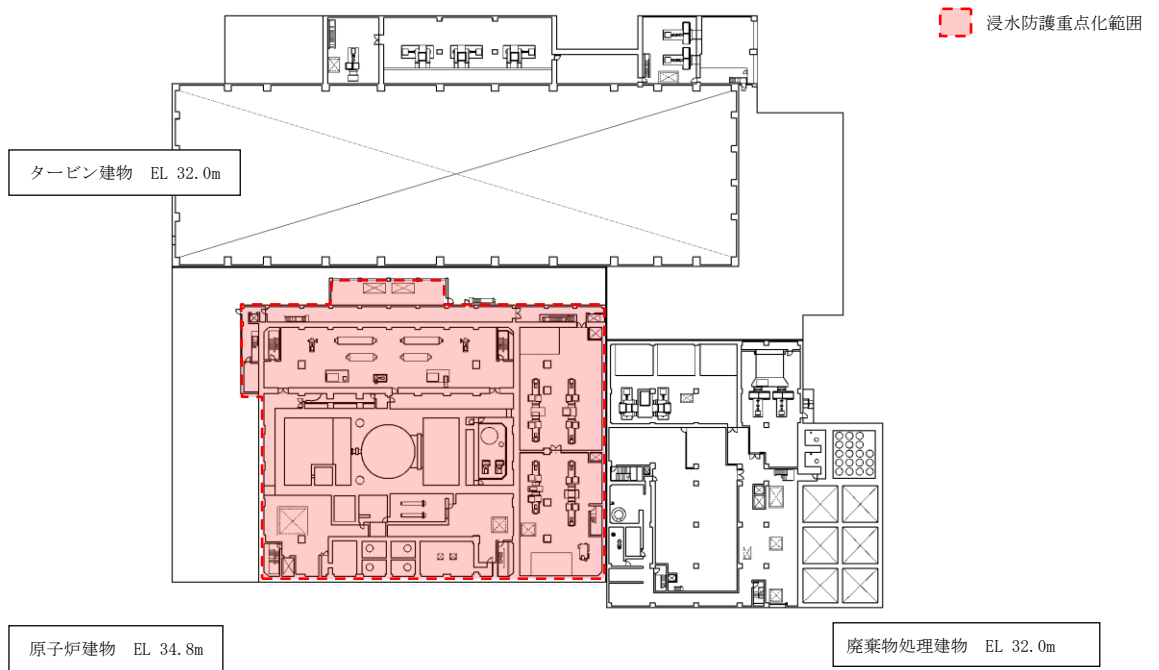
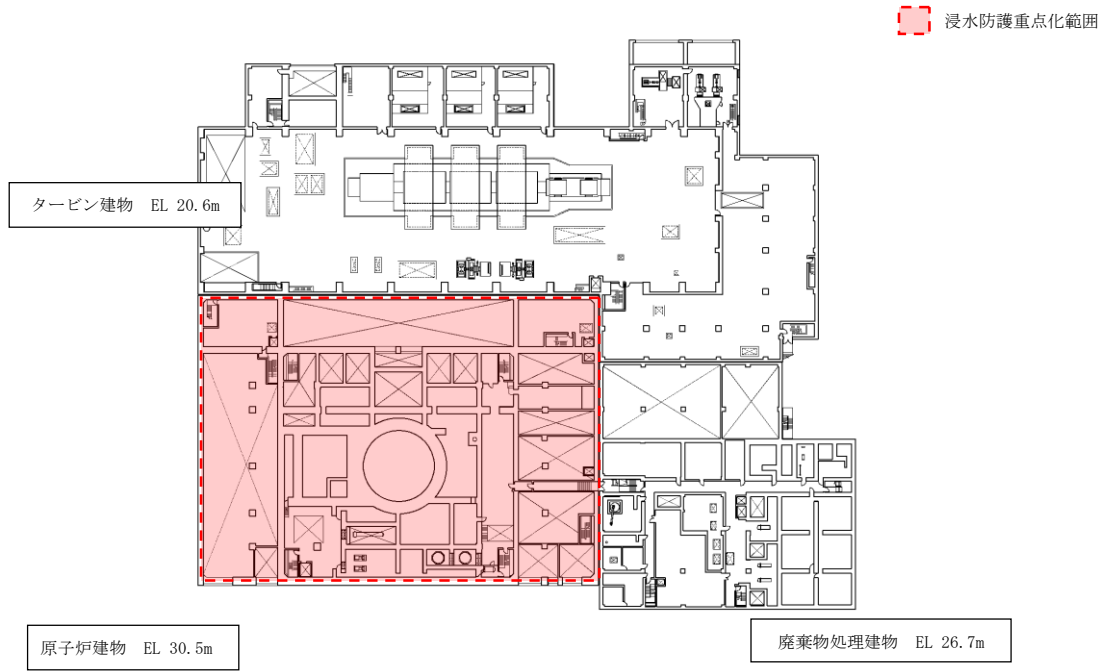


図 3-29 浸水防護重点化範囲（平面図）（3/4）

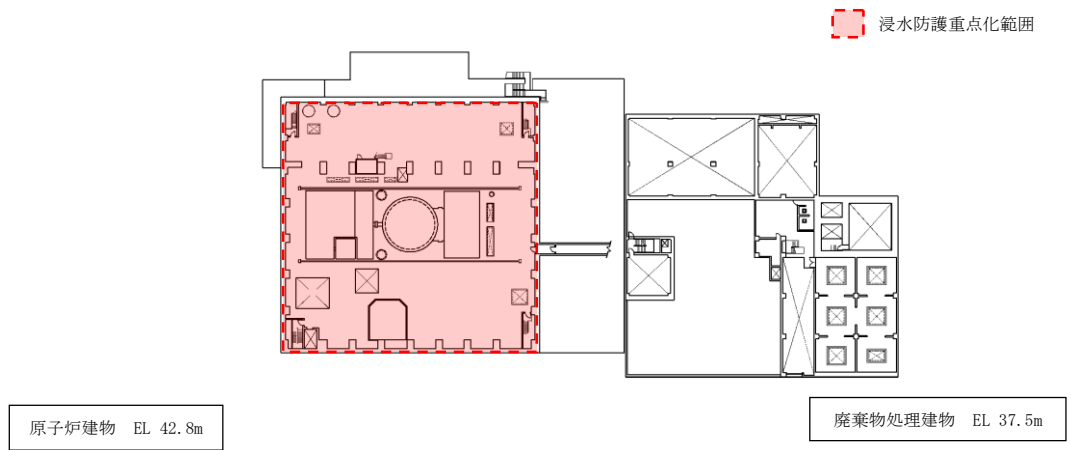


図 3-29 浸水防護重点化範囲（平面図）（4/4）

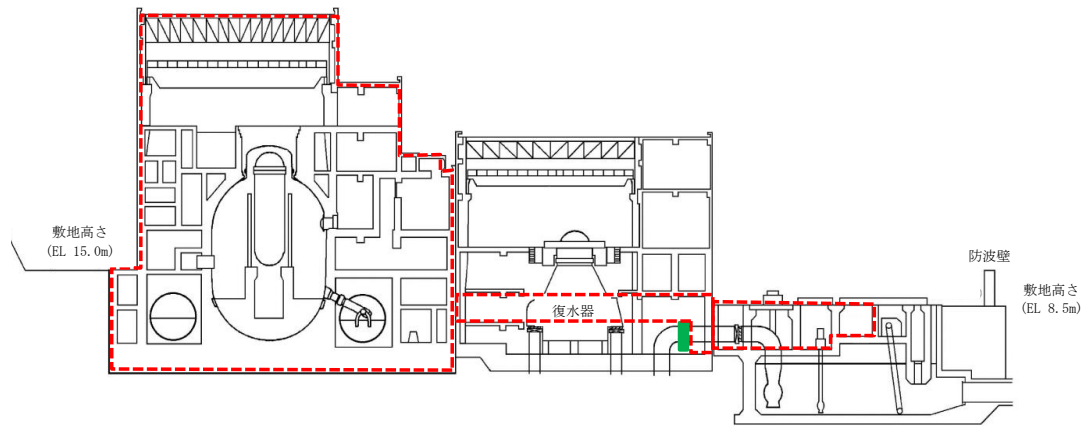


図 3-29 浸水防護重点化範囲（断面図）

b. 浸水防護重点化範囲の境界における浸水評価

(a) タービン建物（復水器を設置するエリア）における溢水の評価

タービン建物（復水器を設置するエリア）における溢水の影響については、タービン補機海水ポンプ出口弁の弁閉止インターロックにより、タービン建物（復水器を設置するエリア）における溢水による浸水水位が復水器エリア防水壁の高さを超えないことを評価する。

イ. タービン補機海水系配管の損傷箇所からの津波の流入量

タービン補機海水系配管の損傷箇所からの溢水の漏えい検知時間は、溢水流量、漏えい検知器設置高さ及びタービン建物（復水器を設置するエリア）の床面積から算出する。溢水流量 2,100m³/h×2 台（タービン補機海水系の定格流量）、漏えい検知器設置高さ 50mm 及びタービン建物（復水器を設置するエリア）の床面積（表 3-13）より、漏えい検知時間は約 45 秒となる。

タービン補機海水ポンプ出口弁の閉止時間約 40 秒を考慮すると、地震発生から破損箇所隔離までの時間は約 85 秒となり、海域活断層から想定される地震による津波の到達（約 3 分）前にタービン補機海水ポンプ出口弁を閉止できるため、津波の流入はない。

表 3-13 タービン建物（復水器を設置するエリア）の床面積及び容積*

高さ (m)	面積 (m ²)	容積 (m ³)
EL 0.25~EL 2.0	約 1,027	約 1,798
EL 2.0~EL 5.3	約 1,535	約 5,066

注記 *：表の値は、算出結果に対して小数点以下を切り捨てた値を示す。

ロ. 循環水系配管の伸縮継手の損傷箇所からの津波の流入量

循環水系配管の伸縮継手の損傷箇所からの溢水の漏えい検知時間は、溢水流量、漏えい検知器設置高さ及びタービン建物（復水器を設置するエリア）の床面積から算出する。溢水流量約 233,534m³/h（表 3-14）、漏えい検知器設置高さ 50mm 及びタービン建物（復水器を設置するエリア）の床面積（表 3-13）より、漏えい検知時間は約 1 秒となる。

循環水ポンプ出口弁及び復水器水室出入口弁の閉止時間約 55 秒を考慮すると、地震発生から破損箇所隔離までの時間は約 56 秒となり、海域活断層から想定される地震による津波の到達（約 3 分）前に循環水ポンプ出口弁及び復水器水室出入口弁を閉止できるため、津波の流入はない。

表 3-14 循環水系配管伸縮継手からの溢水流量

部位	部位数	内径 (mm)	破損幅 (mm)	溢水流量 (m ³ /h)
復水器水室出入口部	12	2,200	50	約 233,534
復水器室連絡管部	6	2,100	50	

ハ. タービン建物（復水器を設置するエリア）における浸水量

タービン建物（復水器を設置するエリア）における地震による浸水量評価を以下に示す。

(イ) 循環水系配管の伸縮継手及びタービン補機海水系配管の損傷箇所からの溢水量
循環水系配管の伸縮継手及びタービン補機海水系配管の損傷箇所からの溢水量は、溢水流量及び溢水時間から算出する。

循環水系配管の伸縮継手の損傷箇所からの溢水量については、溢水流量、漏えい検知時間及び弁閉止時間から、約 1,849m³ となり、系統保有水量約 1,083m³ と合計を算出すると 2,932m³ となる。

タービン補機海水系配管の損傷箇所からの溢水量については、溢水流量、漏えい検知時間及び弁閉止時間から、約 76m³ となり、系統保有水量約 129m³ と合計を算出すると 205m³ となる。

(ロ) B, Cクラスの機器・配管の保有水から算出した溢水量

B, Cクラスの機器・配管（イ. を除く）の損傷による溢水量は 2,764m³ となる。

以上より、タービン建物（復水器を設置するエリア）における溢水量の合計は約 5,901m³ となる。表 3-13 に示すタービン建物（復水器を設置するエリア）の容積から、地震に起因する溢水によるタービン建物（復水器を設置するエリア）における浸水水位は、EL 4.8m となり、復水器エリア防水壁の高さ（EL 5.3m）を超えることはなく、タービン建物（復水器を設置するエリア）における溢水が隣接する浸水防護重点化範囲へ流入することはない。評価結果を表 3-15 に示す。

表 3-15 タービン建物（復水器を設置するエリア）における溢水量及び浸水水位

区画		溢水量 (m ³) ①	床面積 (m ²) ②	浸水水位 ①/②
名称	基準床レベル			
タービン建物（復水器を設置するエリア）	EL 2.0m	約 4,103	約 1,535	EL 4.8m*

注記 * : 床勾配 0.075m を考慮した値

- (b) 浸水防護重点化範囲のうちタービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア（西））における溢水の影響

浸水防護重点化範囲のうちタービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア（西））における溢水の影響については、タービン補機海水ポンプ出口弁の弁閉止インターロックにより、タービン補機海水系が、地震発生から津波到達までに隔離可能であり津波の流入がないことを評価する。

タービン補機海水系配管の損傷箇所からの溢水の漏えい検知時間は、溢水流量、漏えい検知器設置高さ及びタービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア（西））の床面積から算出する。溢水流量 $2,100\text{m}^3/\text{h} \times 2$ 台（タービン補機海水系の定格流量）、漏えい検知器設置高さ 50mm 及びタービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア（西））の床面積（約 352m^2 （管理区域）、約 779m^2 （非管理区域））より、漏えい検知時間は各々、約 16 秒（管理区域）、約 34 秒（非管理区域）となる。

タービン補機海水ポンプ出口弁の閉止時間約 40 秒を考慮すると、地震発生から破損箇所隔離までの時間は最大で約 74 秒となり、海域活断層から想定される地震による津波の到達（約 3 分）前にタービン補機海水ポンプ出口弁を閉止できるため、津波の流入はない。

- (c) 浸水防護重点化範囲のうち取水槽循環水ポンプエリアにおける溢水の影響

浸水防護重点化範囲のうち取水槽循環水ポンプエリアにおける溢水の影響については、タービン補機海水ポンプ出口弁の弁閉止インターロックにより、タービン補機海水系が、地震発生から津波到達までに隔離可能であり津波の流入がないことを評価する。

タービン補機海水系配管の損傷箇所からの溢水に対する漏えい検知時間は、溢水流量 $2,100\text{m}^3/\text{h} \times 2$ 台（タービン補機海水系の定格流量）、漏えい検知器設置高さ 50mm 及び取水槽循環水ポンプエリアの床面積約 265m^2 より、漏えい検知時間は約 12 秒となる。

タービン補機海水ポンプ出口弁の閉止時間約 40 秒を考慮すると、地震発生から破損箇所隔離までの時間は約 52 秒となり、海域活断層から想定される地震による津波の到達（約 3 分）前にタービン補機海水ポンプ出口弁を閉止できるため、津波の流入はない。

- (d) 浸水防護重点化範囲のうち取水槽海水ポンプエリアにおける溢水の影響

浸水防護重点化範囲のうち取水槽海水ポンプエリアにおける溢水の影響については、取水槽海水ポンプエリアのタービン補機海水系、除じん系の機器・配管について、基準地震動 S_s による地震力に対しバウンダリ機能を保持する設計のため、評価方法に示すとおり本事象による津波の流入はない。

- (e) 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影響については、別途実施する内部溢水の影響評価において、屋外タンクの破損により生じる溢水が、原子炉建物、廃棄物処理建物

及びB-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置するエリア，タービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア），A-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系），高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系）及び排気筒を設置するエリアに影響を及ぼさないことを評価している。

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

地下水の流入については，地下水位低下設備の停止により建物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，建物外周部における壁，扉，堰等により建物内への流入を防止する設計とし，地震による建物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，耐震性を有する地下水位低下設備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。

地下水位低下設備に関する設計方針については，VI-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のVI-1-1-9-5「溢水防護に関する施設の詳細設計」に示す。

(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護するため，浸水防止設備として浸水防護重点化範囲との境界に防水壁，水密扉，床ドレン逆止弁及び隔離弁を設置するとともに，バウンダリ機能を保持するポンプ及び配管を設置する。

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する。

内郭防護として浸水設備を設置する範囲は，図 3-30 及び図 3-31 に示す範囲とし，取水槽との境界については入力津波高さ EL 4.9m に対し EL 5.6m 以下，放水槽との境界については入力津波高さ EL 4.2m に対し EL 4.9m 以下，タービン建物（復水器を設置するエリア）との境界については循環水系配管の伸縮継手等の破損による浸水水位 EL 4.8m に対し EL 5.3m 以下とする。

上記の内郭防護として浸水防止設備を設置する範囲は，VI-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循環水ポンプ出口弁については，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。

また，浸水防護重点化範囲のうちタービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア），取水槽循環水ポンプエリアには，地震による溢水が想定されるが，静的なSクラス設備（配管，

電路等)のみ設置するエリアであるため、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。

これらの設備の設置位置の概要を図3-32~図3-35に示す。また、これらの設備の詳細の設計方針については、VI-1-1-3-2-5「津波防護に関する施設の設計方針」に示す。

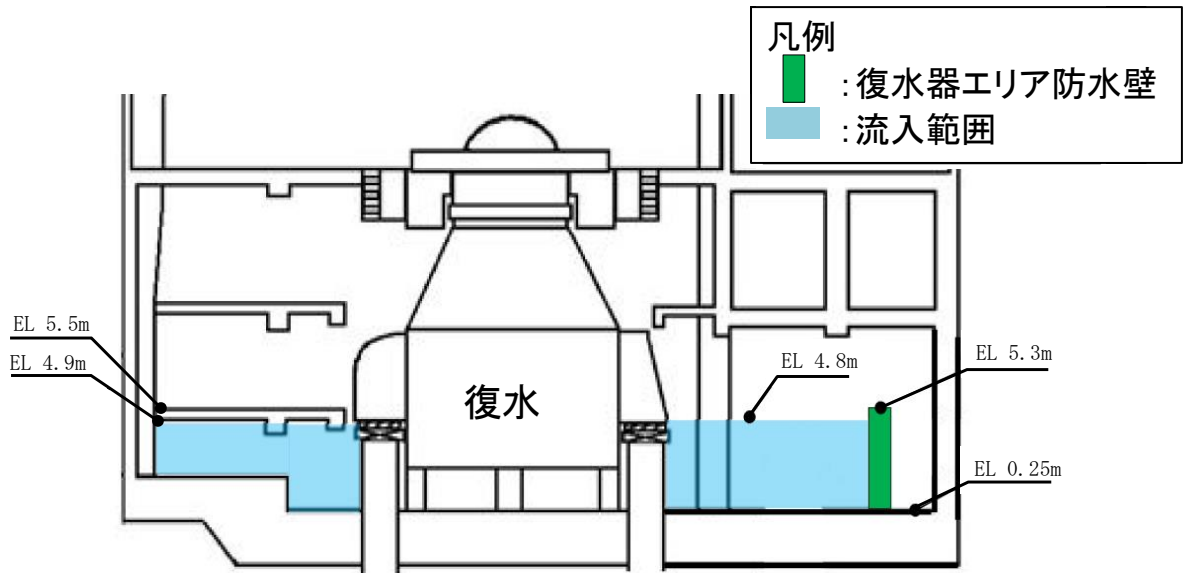
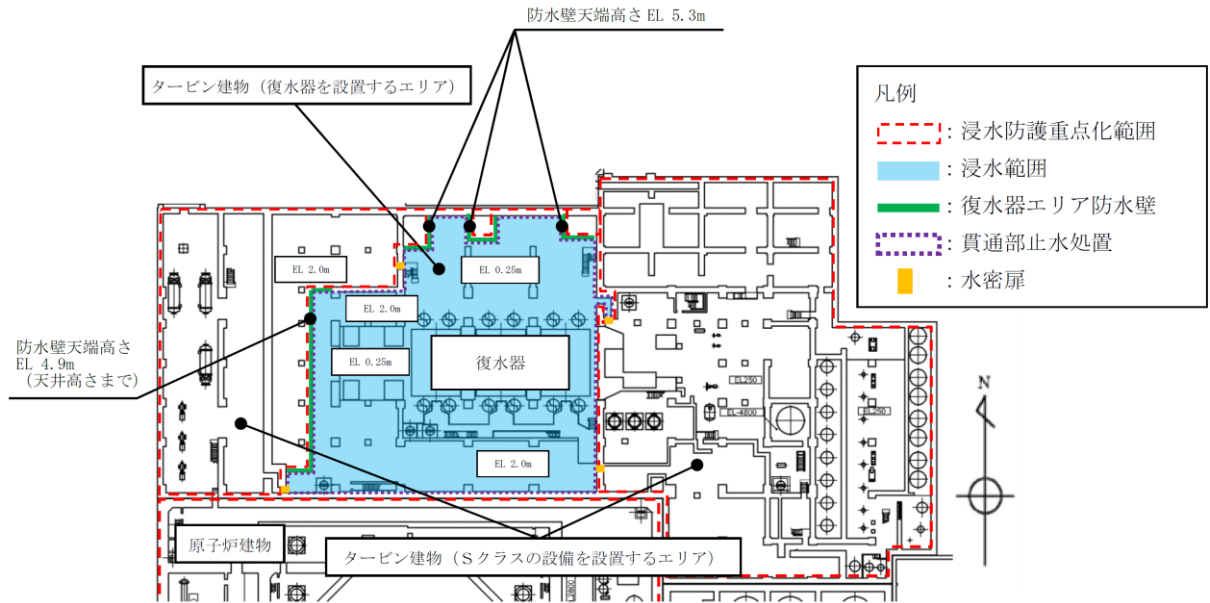
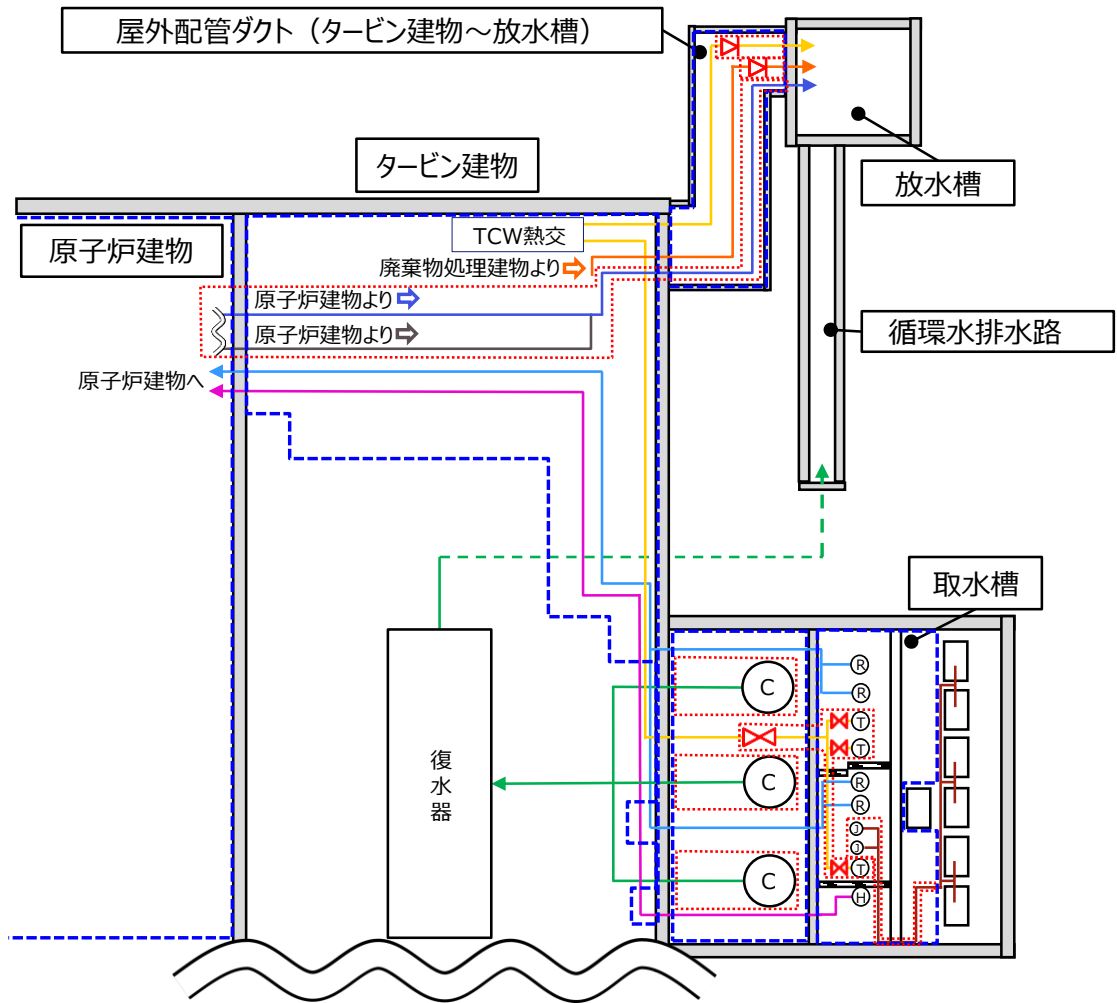


図3-30 タービン建物(復水器を設置するエリア)における浸水対策



- 【凡例】
- ⊠: Sクラスとする範囲
 - ⊠: 浸水防護重点化範囲
 - ←: 原子炉補機海水系配管 (Sクラス)
 - ←: 高圧炉心スプレイ補機海水系配管 (Sクラス)
 - ←: 原子炉補機海水系放水配管 (Cクラス)
 - ←: 高圧炉心スプレイ補機海水系放水配管 (Cクラス)
 - ←: タービン補機海水系配管 (Cクラス)
 - ←: 循環水系配管 (Cクラス) (点線部は埋設配管を示す)
 - ←: 除じん系配管 (Cクラス)
 - ←: 液体廃棄物処理系配管 (Cクラス)
 - ⊙(R): 原子炉補機海水ポンプ (Sクラス)
 - ⊙(H): 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ (Sクラス)
 - ⊙(T): タービン補機海水ポンプ (Cクラス)
 - ⊙(C): 循環水ポンプ (Cクラス)
 - ⊙(J): 除じんポンプ (Cクラス)
- 注) 浸水防護機能を除く耐震クラスを記載

図 3-31 海域と接続する低耐震クラス機器・配管への浸水対策概要図 (EL 8.8m まで)

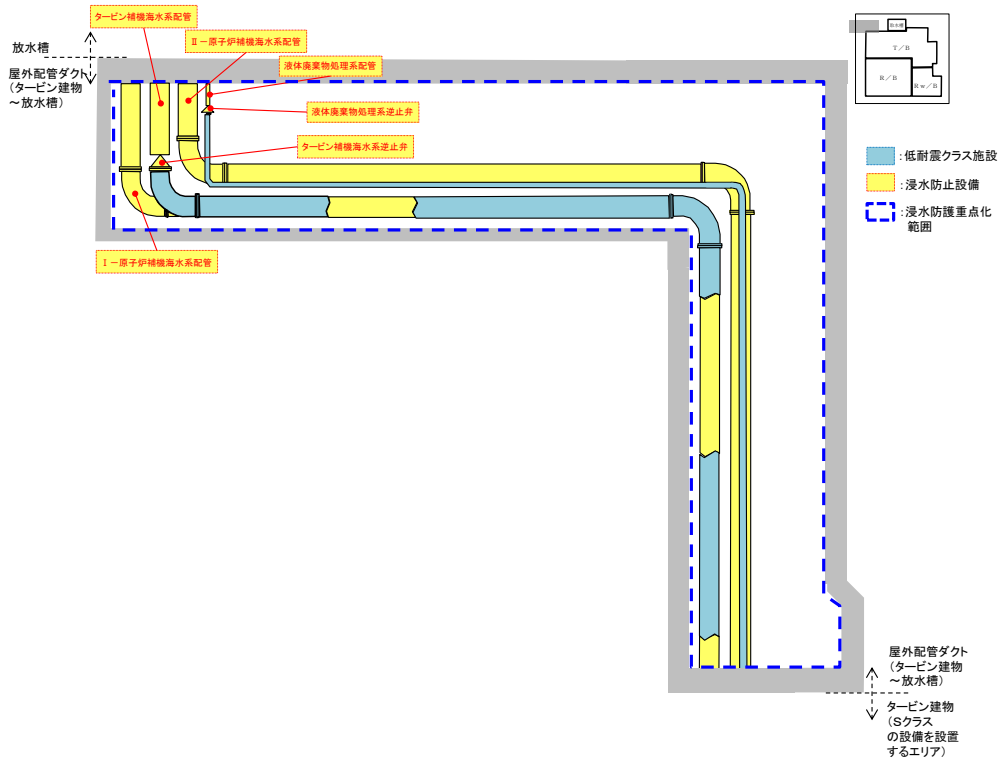


図 3-32 浸水防護重点化範囲内に設置する海域と接続する低耐震クラスの機器・配管への対策概要図（屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）詳細図）（EL 2.0m）

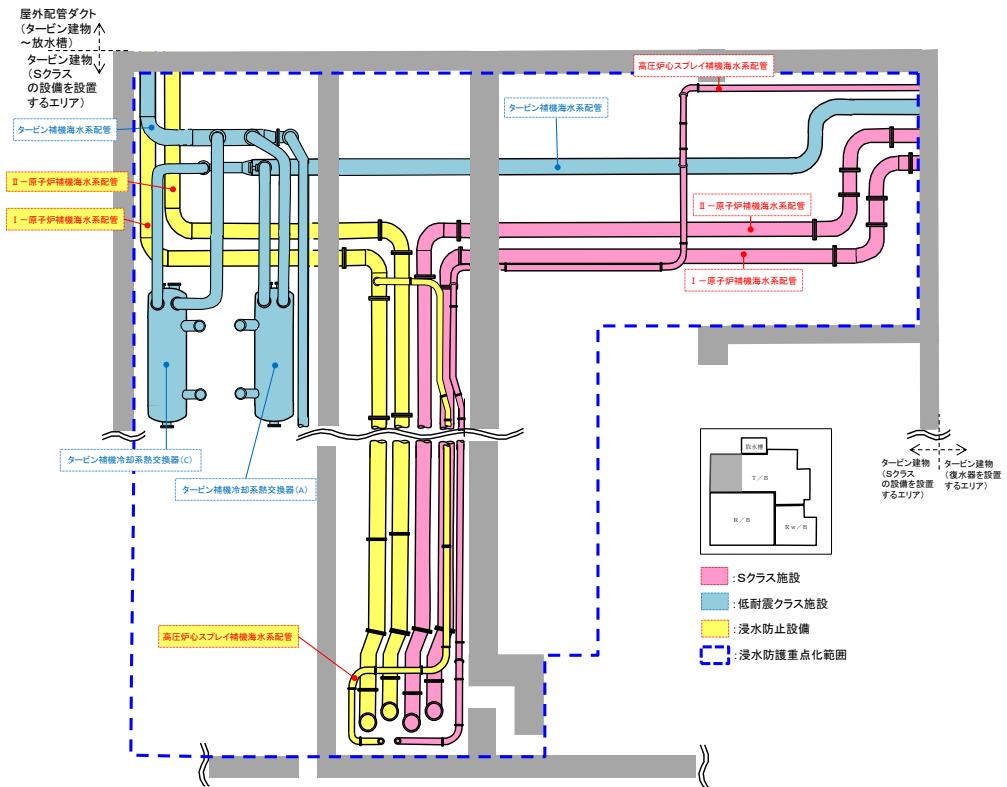


図 3-33 浸水防護重点化範囲内に設置する海域と接続する低耐震クラスの機器・配管への対策概要図（タービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア）詳細図）（EL 2.0m）

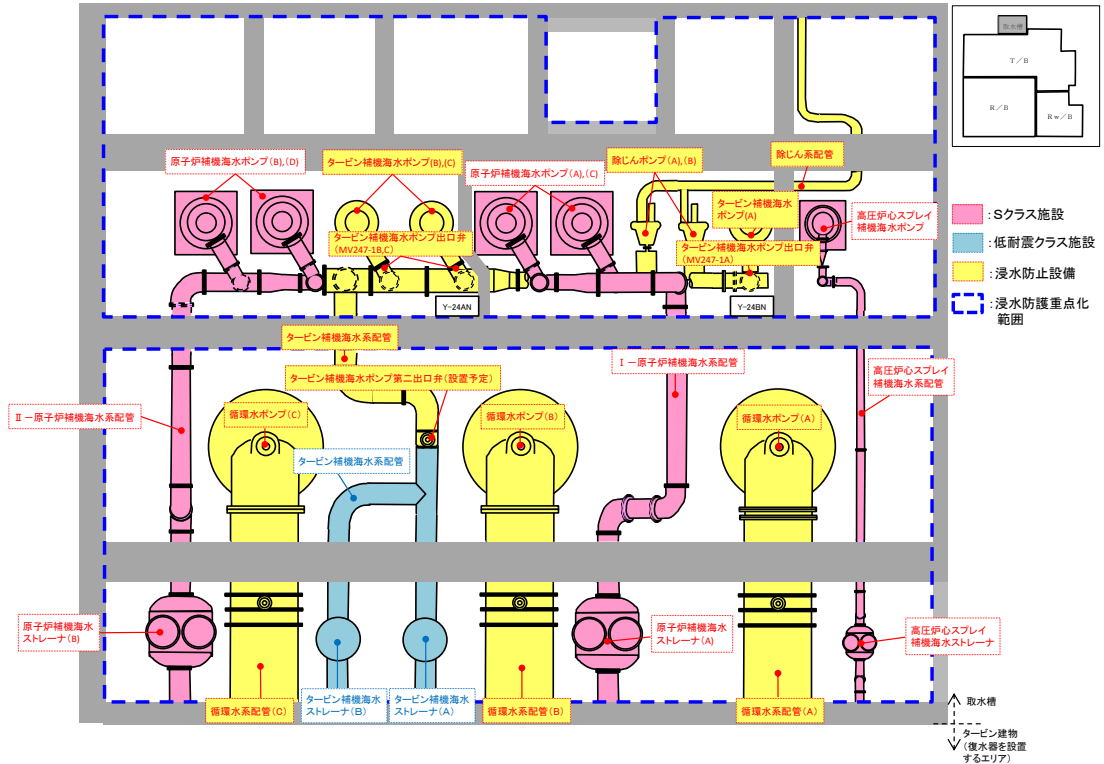


図 3-34 浸水防護重点化範囲内に設置する海域と接続する低耐震クラスの機器・配管への対策概要図 (取水槽廻り詳細図) (EL 1.1m)

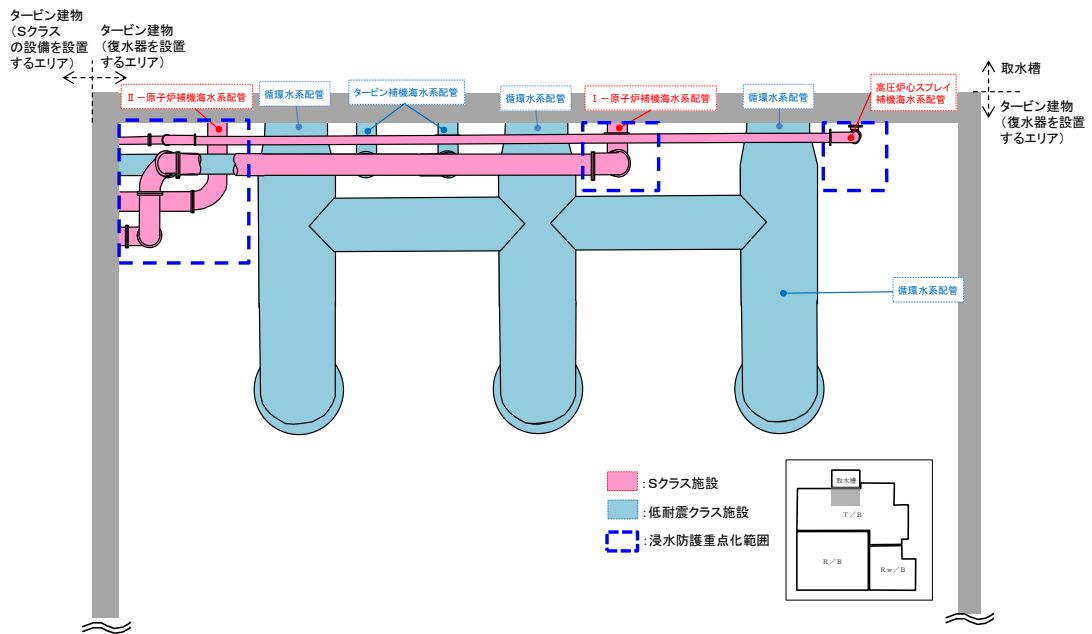


図 3-35 浸水防護重点化範囲内に設置する海域と接続する低耐震クラスの機器・配管への対策概要図 (タービン建物 (復水器を設置するエリア) 詳細図) (EL 2.0m)

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

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

(1) 評価方針

水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価では、海水を使用しプラントの冷却を行うために海域と接続する系統を持ち、津波による水位変動が取水性へ影響を与える可能性があると考えられる原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ（以下、「非常用海水ポンプ」という。）並びに大型送水ポンプ車及び大量送水車の付属品である水中ポンプ（以下、「水中ポンプ」という。）を対象に、水位変動に対して非常用海水ポンプ及び水中ポンプ等の取水性が確保できることの確認を行う。

a. 非常用海水ポンプ及び水中ポンプの取水性

津波による水位の低下及び津波荷重に対して、非常用海水ポンプ及び水中ポンプ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設計であることを確認する。

b. 津波の二次的な影響による非常用海水ポンプ及び水中ポンプの機能保持確認

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施設（取水口、取水路及び取水槽）の通水性が確保できることを確認し、浮遊砂等の混入に対して非常用海水ポンプ及び水中ポンプが機能保持できる設計であることを確認する。

(2) 評価方法

a. 非常用海水ポンプ及び水中ポンプの取水性

非常用海水ポンプについては、入力津波の評価水位が非常用海水ポンプの取水可能水位を下回る可能性の有無を評価する。

重大事故等時に使用する水中ポンプについては、取水槽の入力津波高さと同送水先の高さ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、非常用海水ポンプは揚水管が水中にあるため、津波による波力の影響の有無を評価する。

b. 津波の二次的な影響による非常用海水ポンプ及び水中ポンプの機能保持確認

(a) 砂移動による取水口、取水管及び取水槽の通水性への影響確認

取水口は、取水口呑口下端が EL-12.5m であり、海底面 EL-18.0m より約 5.5m 高い位置にあるという構造を踏まえて、砂移動に関する数値シミュレーションを実施し、基準津波の水位変動に伴う砂の移動・堆積に対して取水口が閉塞することなく取水口、取水管、取水槽の通水性が確保可能であるか評価する。

(b) 砂混入時の非常用海水ポンプ及び水中ポンプの取水機能維持の確認

発電所周辺の砂の粒径分布の調査結果及び砂移動に関する数値シミュレーション結果から求められる基準津波の水位変動に伴う浮遊砂の濃度を基に浮遊砂の平均粒径及び平均濃度を算出し、浮遊砂の混入に対して非常用海水ポンプ、並びに重大事故等時に使用する水中ポンプの取水性が保持可能か評価する。

(c) 漂流物による取水性への影響確認

イ. 取水口、取水路及び取水槽の閉塞の評価

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、取水施設(取水口・取水路・取水槽)の閉塞が生じる可能性の有無を図 3-36 の漂流物評価フローに基づき評価する。

ロ. 除じん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じん装置が、基準津波の流速に対して漂流物となる可能性の有無について評価する。評価においては、基準津波の流速により生じるスクリーン前後の水位差(損失水頭)により、キャリングチェーン及びバケットが破損し、バケットが分離して漂流物化する可能性について評価する。また、除じん装置はCクラス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、波及的影響について評価する。

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 3-36 (1/2) 及び (2/2) のフローに基づき評価する。

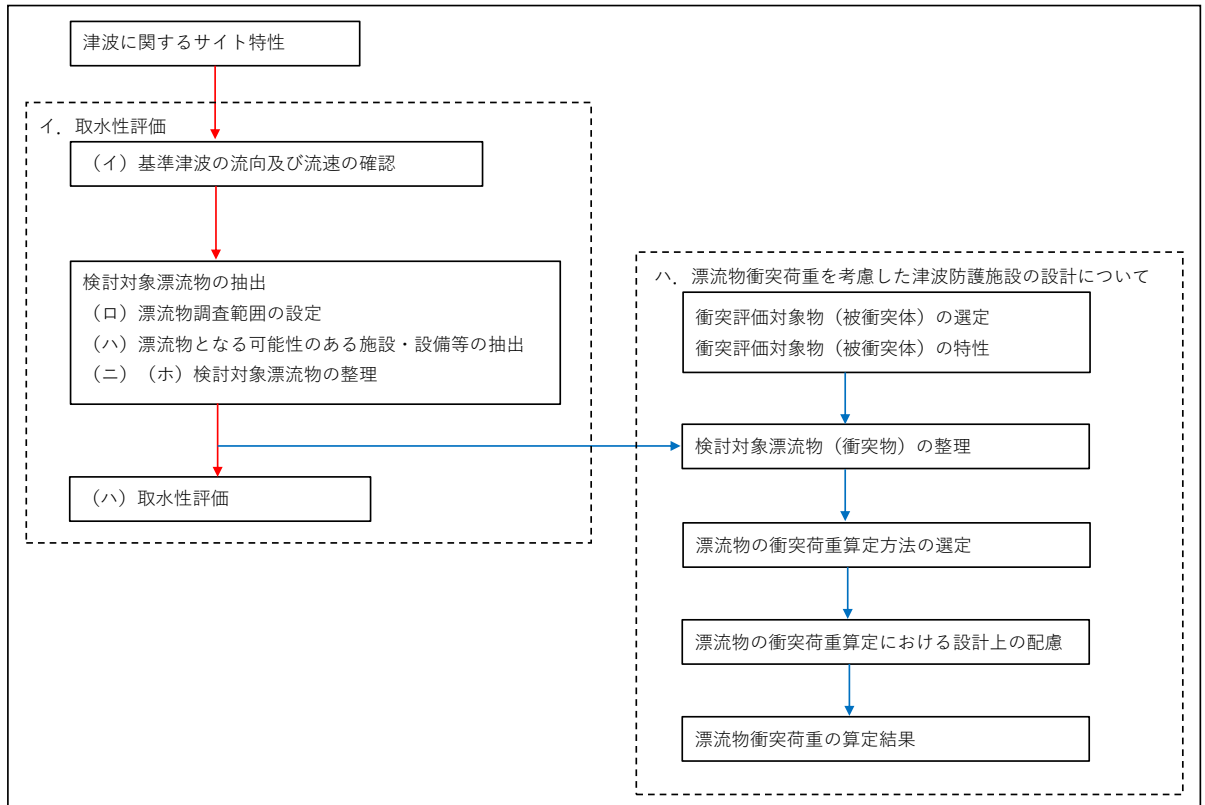


図 3-36 漂流物評価フロー (1/2)

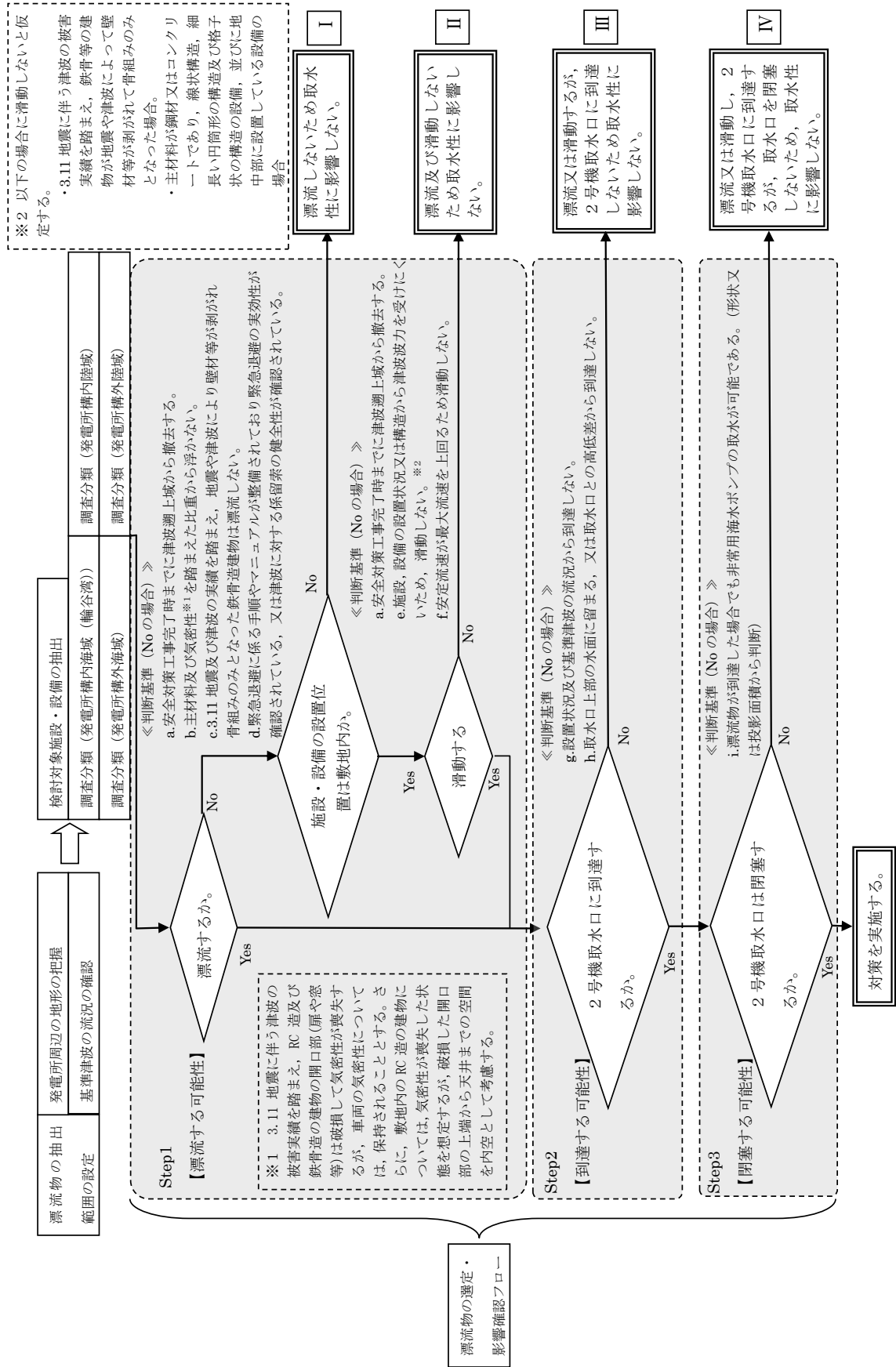


図 3-36 漂流物評価フロー (2/2)

(3) 評価結果

a. 非常用海水ポンプ及び水中ポンプの取水性

(a) 非常用海水ポンプの取水性

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、非常用海水ポンプの取水可能水位を下回らないことを確認する。管路解析により得られた基準津波による取水槽内の水位下降側の入力津波高さは、基準津波 6（循環水ポンプ運転時：EL-8.31m）となる。これに対して、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレィ補機海水ポンプの取水可能水位は各々EL-8.32m、EL-8.85m であり、水位低下に対して裕度がない。そのため、大津波警報が発令された場合は、気象庁により発表される第一波の到達予想時刻の 5 分前までに運転員による手動操作で循環水ポンプを停止する。以上の結果、取水槽の水位下降側の入力津波高さは EL-6.1m となり、原子炉補機海水ポンプの取水可能水位（EL-8.32m）及び高圧炉心スプレィ補機海水ポンプの取水可能水位（EL-8.85m）を上回ることから、水位低下に対して非常用海水ポンプは機能保持できる。

また、海域活断層から想定される地震による基準津波 4 は、敷地までの到達時間が短いことから、循環水ポンプ運転条件を考慮するが、基準津波 4（循環水ポンプ運転時：EL-6.5m）であるため、非常用海水ポンプの取水可能水位は、取水槽内の水位下降側の入力津波高さに対し、約 1.8m の裕度がある。（図 3-37）

なお、大津波警報が発令された場合に循環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。

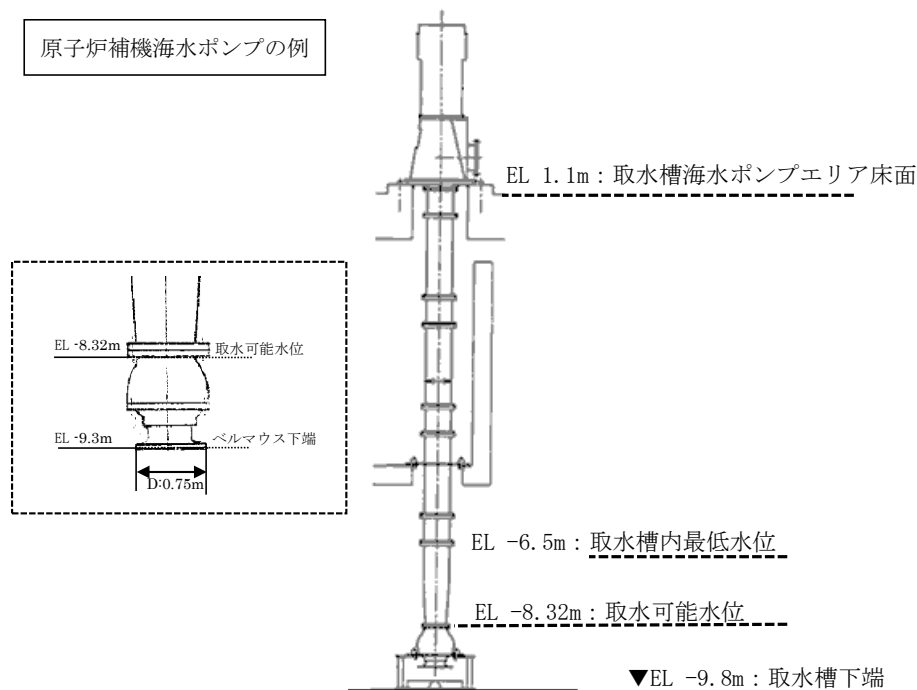


図 3-37 原子炉補機海水ポンプの取水可能水位

ロ. 波力に対する評価

非常用海水ポンプのコラムパイプ（揚水管）は水中にあるため、津波による波力の影響の有無を評価する。

非常用海水ポンプが設置されている取水槽における最大流速は 1.93m/s であるが、安全側に 2.0m/s を設定し、非常用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 3-16 に示す。波力により発生する応力は、許容応力よりも十分に小さいため、非常用海水ポンプの取水性に影響はない。

表 3-16 非常用海水ポンプの強度評価結果

	評価部位	材料	項目	発生応力（定常） (N/mm ²)	許容応力 (N/mm ²)
原子炉補機海水ポンプ	基礎ボルト	SUS304	引張	0.7	153
			せん断	0.3	118
	耐震サポート 基礎ボルト	SUS316	せん断	4.1	118
			コラムパイプ	SM400B	一次応力
高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	基礎ボルト	SUS304	引張	0.3	153
			せん断	0.1	118
	耐震サポート 基礎ボルト	SUS316	圧縮	1.7	118
			コラムパイプ	STPT410	一次応力

(b) 重大事故等時に使用する水中ポンプの取水性

取水槽の入力津波の下降側の水位は EL-6.5m である。また、水中ポンプの送水先高さは EL 約 10.0m であり、差は約 16.5m 程度である。これに対して大型送水ポンプ車及び大量送水車の付属品である水中ポンプの定格揚程はそれぞれ 20m 以上、40m 以上であることから、津波来襲時において、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非常用海水ポンプ及び水中ポンプの機能保持確認

(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、取水口位置での砂の堆積は約 0.02m とほとんどなく、砂の堆積に伴って取水口が閉塞することはない。

(b) 砂混入時の非常用海水ポンプ及び水中ポンプの取水機能維持の確認

イ. 非常用海水ポンプの砂耐性

発電所周辺の砂の平均粒径は 0.5mm で、数ミリ以上の砂はごくわずかであることに加えて、粒径数ミリの砂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るが、非常用海水ポンプ取水時に浮遊砂の一部が軸受潤滑水と混在して、ポンプ軸受に混入した場合でも、非常用海水ポンプの軸受に設けられた約3.5mmの異物逃がし溝から排出される構造とする。これらのことから、砂混入に対して非常用海水ポンプの取水機能は維持できる。図3-38に海水ポンプの軸受の構造を示す。

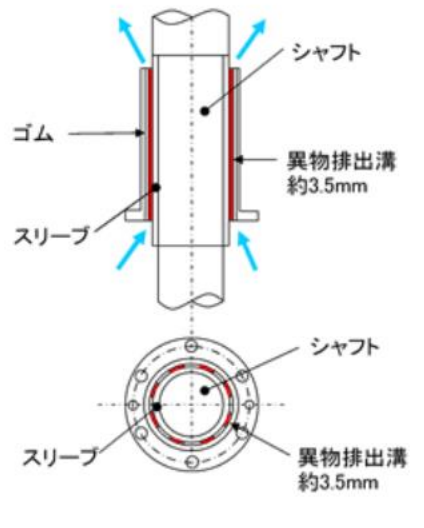


図3-38 海水ポンプ軸受構造図

ロ. 重大事故等時に使用する水中ポンプの砂耐性

大型送水ポンプ車及び大量送水車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 $0.25 \times 10^{-3} \text{wt}\%$ 以下、平均粒径は約0.5mmであり、大型送水ポンプ車及び大量送水車の付属品である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。

(c) 漂流物による取水性への影響確認

イ. 取水口、取水路、取水槽の閉塞の評価

図3-36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、取水路及び取水槽への影響評価を行った結果を表3-17に示す。

(イ) 基準津波の流速及び流向の確認

基準津波1である日本海東縁部に想定する地震による津波は、日本海を伝播し、発電所の北より来襲し、地震発生後の約110分後に敷地前面に到達する。発電所近辺における津波流速は最大でも2.2m/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周期を考慮し、漂流物の調査範囲は発電所周辺約 5km 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

発電所周辺約 5km の範囲において、発電所構内と構外に分けて網羅的に調査を行った。発電所構内については、屋外に設置している施設・設備を抽出し、発電所構外については船舶・漁船や家屋等の漂流物となる可能性のあるものについて抽出を行った。

(ニ) 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 3-36(2/2)フローにより、設置状況、構造等により漂流物とならないもの及び退避可能であり漂流物とならないものについては、フロー結果「I」(漂流しないため取水性に影響しない。)とした。

また、施設、設備の設置状況又は構造から津波波力を受けにくいいため滑動しないもの、安定流速が最大流速を上回るため滑動しないものについては、フロー結果「II」(漂流及び滑動しないため取水性に影響しない。)とした。

(ホ) 漂流物検討対象選定

漂流又は滑動し、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 3-36(2/2)のフローにより 2 号機取水口に到達しないことが確認されたものは、「結果III」(漂流又は滑動するが、2 号機取水口に到達しないため取水性に影響しない。)とした。

(ヘ) 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、漂流した場合について検討を行い、取水性へ影響を与えないものについてはフロー結果「IV」(漂流又は滑動し、2 号機取水口に到達するが、取水口を閉塞しないため、取水性に影響しない。)とした。検討の結果、取水性へ影響を与えるフロー結果「対策を実施する。」となる施設・設備はないことを確認した。

表 3-17 漂流物影響評価結果(構内海域(1))

No.	分類	名称	総トン数	Step1 (漂流する可能性) 検討結果		Step2 (到達する可能性)	Step3 (閉塞する可能性)	評価		
				【判断基準:d】	比重					
①		燃料等輸送船	約 5,000 トン	【判断基準:d】 日本海東縁部に想定される地震による津波に対しては、緊急退避に係る手順が整備されており緊急退避の実効性を確認した。 また、海域活断層に想定される地震による津波に対しては、荷揚場に係留することから漂流物とならない。	-	-	-	I		
				温排水影響調査作業船	約 10 トン	日本海東縁部に想定される地震による津波に対しては、緊急退避に係る手順を整備し、緊急退避の実効性を確認する。 一方、海域活断層に想定される地震による津波に対しては、緊急退避できず、輪谷湾内で漂流する可能性がある。	-	【判断基準:h】 漂流した場合においても、取水口上部の水面に留まることから、取水口に到達しない。	-	III (IV)
				人工リーフ海藻草調査作業船	約 3~6 トン					
格子状定線水温測定作業船	約 3 トン									
②	船舶	港漏油拡散防止業務作業船	1 トン未満~約 10 トン	日本海東縁部に想定される地震による津波に対しては、緊急退避に係る手順を整備し、緊急退避の実効性を確認する。 一方、海域活断層に想定される地震による津波に対しては、緊急退避できず、輪谷湾内で漂流する可能性がある。	-	【判断基準:h】 漂流した場合においても、取水口上部の水面に留まることから、取水口に到達しない。	-	III (IV)		
		環境試料採取作業船	1 トン未満~約 3 トン							
		海象計点検作業船	約 2~10 トン							
		使用済燃料の輸送に伴う作業船	約 2~10 トン							
		フラッグゲート点検作業船	約 7 トン							
③		貨物船等 (不定期に來航する船舶)	-	【判断基準:d】 日本海東縁部に想定される地震による津波に対しては、緊急退避に係る手順を整備し、緊急退避の実効性を確認する。 海域活断層から想定される地震による津波に対しては、入港する前までに、津波時に漂流物とならない係留方法を策定し、係留することから漂流物とならない(津波時に漂流物とならない係留ができない貨物船等を用いないこととする)。	-	-	-	I		

表 3-17 漂流物影響評価結果(構内海域(2))

No.	分類	名称	質量	Step1 (漂流する可能性)			Step2 (到達する可能性)	Step3 (閉塞する可能性)	評価
				漂流		滑動			
				検討結果	比重*				
④	船舶	漁船	約0.4~0.7トン	大津波警報発令時には、「災害に強い漁業地域づくりガイドライン(水産庁(平成24年3月))」において、沖合に退避すると記載されており、津波来襲まで時間的に余裕のある日本海東縁部に想定される地震による津波に対しては、沖合に退避すると考えられるが、漁船が航行不能となった場合を想定し、漂流物となるものとして評価。海域活断層から想定される地震による津波に対しては、漂流する可能性があるものとして評価。	—	—	【判断基準:i】 万一、防波堤に衝突する等により沈没した場合においても、漁船の最大規模は約0.7トン(総トン数)であり、大きさは約10トンの作業船より小さく、取水口の取水面積は十分に大きいことから、取水口を閉塞する可能性はない。	III	
⑤	防波堤	防波堤 ケーン ン	10,000t 以上	【判断基準:b】 当該設備と海水の比重を比較した結果、漂流物とはならない。	コンクリート比重 【2.27】	【判断基準:f】 発電所近傍の最大流速10.0m/sに対して、当該設備の安定流速は19.2m/s以上であることから、滑動しない。	—	II	

注記* : コンクリートの比重は道路橋示方書・同解説より設定、石材の比重は港湾の施設の技術上の基準・同解説より設定。

表 3-17 漂流物影響評価結果(構内海域(3))

No.	分類	名称	質量	Step1 (漂流する可能性)			Step2 (到達する可能性)	Step3 (閉塞する可能性)	評価
				漂流		滑動			
				検討結果	比重*				
⑤	防波堤	消波ブロック	80t	【判断基準:b】 当該設備と海水の比重を比較した結果、漂流物とはならぬ。	コンクリート比重 【2.27】	発電所近傍の最大流速 10.0m/s に対して、当該設備の安定流速はそれぞれ、8.6m/s、5.8～6.5m/s、2.5～3.7m/s であることから、滑動する。	【判断基準:g】 安定流速を上回る取水口への連続的な流れは確認されないことから取水口へ到達しない。	-	III
		被覆ブロック	8～16t		石材比重 【2.29】				
		基礎捨石	50～500kg						
⑥	護岸	消波ブロック	12.5t	【判断基準:b】 当該設備と海水の比重を比較した結果、漂流物とはならぬ。	コンクリート比重 【2.27】	発電所近傍の最大流速 10.0m/s に対して、当該設備の安定流速はそれぞれ、6.3m/s、4.4m/s、2.3m/s 以上であることから、滑動する。	【判断基準:h】 港湾内に沈んだ場合においても、海底面から 5.5m の高さがある取水口に到達することはない。	-	III
		被覆石	1.5t		石材比重 【2.29】				
		捨石	30kg 以上		石材比重 【2.29】				

注記* : コンクリートの比重は道路橋示方書・同解説より設定、石材の比重は港湾の施設の技術上の基準・同解説より設定。

表 3-17 漂流物影響評価結果(構内陸域(1))

No.	評価分類	種類	名称	主材料	質量	Step1			評価	
						漂流		滑動		
						検討結果	比重	設置場所	検討結果	
1	①	鉄骨造 建物	荷揚場 詰所	施設本体 (鋼材) 壁材 (ALC版)	-	【判断基準:b, c】 扉や窓等の開口部及び壁材等が地震又は津波波力により破損して気密性が喪失し、施設内部に津波が流入する。施設本体については、主材料である鋼材の比重から漂流物とはならない。また、壁材 (スレート) は海水の比重と比較した結果、漂流物とはならない。	《施設本体》 鋼材比重 【7.85】	発電 所敷 地内	【判断基準:e】 施設本体 (鉄骨のみ) は、津波波力を受けにくい構造であるとともに、3.11地震に伴う津波の実績から滑動しない。	II
2							《施設本体以外》 ALC版比重 【0.65】		《施設本体以外》 スレート比重 【1.5】	

表 3-17 漂流物影響評価結果(構内陸域(2))

No.	評価分類	種類	名称	主材料	質量	Step1			評価	
						漂流	滑動			
3			キャスク 取扱収納庫	鋼材	カバー部： 約 4.3t 定盤部： 約 7.9t	定盤部は、重量物であり気密性もなく、コンクリート基礎部にアンカーボルトで固定されていることから漂流物とならないが、カバー部は、中が空洞であり、気密性を有するため、漂流する可能性があるものとして評価。	-	発電所敷地内	-	Step2 (漂流)
4	②	機器類	デリック クレーン	鋼材	約 144 t	【判断基準:b】 当該設備の比重と海水の比重を比較した結果、漂流物とはならない。	鋼材比 重 【7.85】	発電所敷地内	【判断基準:e】 線状構造であり、津波波力を受けにくいため、滑動しない。	II
5			試験用品①		約 6.2t	【判断基準:b】 当該設備の比重と海水の比重を比較した結果、漂流物とはならない。	鋼材比 重 【7.85】	発電所敷地内	【判断基準:e】 線状構造であり、津波波力を受けにくいため、滑動しない。	II
6			試験用品②	鋼材	約 11t					
7	試験用品③		-							
8			試験用 ウエイト	コンクリート	約 22t	【判断基準:b】 当該設備の比重と海水の比重を比較した結果、漂流物とはならない。	コンクリート 比重 【2.34】	発電所敷地内	荷揚場における最大流速 11.9m/s に対して、当該設備の安定流速は 6.95m/s であることから、滑動する。	Step2 (滑動)

表 3-17 漂流物影響評価結果(構内陸域(3))

No.	評価分類	種類	名称	主材料	質量	Step1				評価
						漂流		滑動		
9			オイルフェン・ドラム・オイルフェンス	鋼材	約 3.8t	【判断基準:b】 当該設備の比重と海水の比重を比較した結果、漂流物とはならない。	鋼材比重 【7.85】	発電所敷地内	【判断基準:e】 格子状の構造であり、津波波力を受けにくいため、滑動しない。	II
10		機器類	変圧器・ポンプ制御盤①		約 0.1t					
11	③		変圧器・ポンプ制御盤②	鋼材	—	【判断基準:b】 当該設備の比重と海水の比重を比較した結果、漂流物とはならない。	鋼材比重 【7.85】	発電所敷地内	軽量物であり、滑動するとして評価。	Step2 (滑動)
12			変圧器・ポンプ制御盤③		約 0.04t					
13		その他漂流物となり得る物	防舷材 (フォーム式)	ゴム	約 1t	重量が比較的軽く、気密性があるため、漂流する可能性があるととして評価。	—	発電所敷地内	—	Step2 (漂流)
14			防舷材 (空気式)	ゴム	約 0.5t					

表 3-17 漂流物影響評価結果(構内陸域(4))

No.	評価分類	種類	名称	主材料	質量	Step1			評価	
						漂流	滑動	発電所敷地内		
15	③	その他漂流物となり得る物	エアコン 室外機	鋼製	約 0.2t	【判断基準:b】 当該設備の比重と海水の比重を比較した結果、漂流物とはならない。	鋼材比重 【7.85】	発電所敷地内	軽量であり、滑動するものとして評価した。	Step2 (滑動)
16			電柱・電灯	コンクリート	約 0.1t	【判断基準:b】 当該設備の比重と海水の比重を比較した結果、漂流物とはならない。	コンクリート 比重 【2.34】	発電所敷地内	【判断基準:e】 細長い円筒形の構造であり、津波波力を受けにくいいため、滑動しない。	II
17			枕木	木	約 12kg	当該設備の比重と海水の比重を比較した結果、漂流する可能性がある。	木材比重 【1以下】	発電所敷地内	—	Step2 (漂流)
18			H型鋼	鋼製	約 0.4t	【判断基準:b】 当該設備の比重と海水の比重を比較した結果、漂流物とはならない。	鋼材比重 【7.85】	発電所敷地内	軽量であり、滑動するものとして評価した。	Step2 (滑動)
19			廃材箱	鋼製	約 0.9t	気密性を有した形状で漂流物となる可能性があることから、漂流する可能性があるとして評価。	鋼材比重 【7.85】	発電所敷地内	—	Step2 (漂流)

表 3-17 漂流物影響評価結果(構内陸域(5))

No.	評価分類	種類	名称	主材料	質量	Step1			評価	
						漂流		滑動		
20	③	その他 漂流物 となり 得る物	フェンス	鋼製	約 10kg	【判断基準:b】 当該設備の比重と海水の比重を比較した結果、漂流物とはならない。	鋼材比重 【7.85】	発電所 敷地内	【判断基準:e】 格子状の構造であり、津波波力を受けにくいいため、滑動しない。	II
21							コンクリート 【2.34】			

表 3-17 漂流物影響評価結果(構外海域(1))

No.	分類	名称	設置箇所	Step1 (漂流する可能性)	Step2 (到達する可能性)	Step3 (閉塞する可能性)	評価
①	船舶	漁船	片句漁港(停泊)	漂流する可能性があるものとして、施設護岸及び輪谷湾に到達する可能性について評価する。	【判断基準:g】 流向・流速ベクトルから発電所方向への連続的な流れはなく、施設護岸及び輪谷湾に到達しない。なお、港湾部はその形状から、押し波後はすぐに引き波に転じることから、発電所の港湾内に設置する取水口に到達しないと評価。	-	III
			手結漁港(停泊)				
			恵曇漁港(停泊)				
			御津漁港(停泊)				
			大芦漁港(停泊)				
		施設護岸から500m以内(操業)	大津波警報発令時には、「災害に強い漁業地域づくりガイドライン(水産庁(平成24年3月))」において、沖合に退避すると記載されており、津波来襲まで時間的に余裕のある日本海東縁部に想定される地震による津波に対して、沖合に退避すると考えるが、航行不能になることを想定し、漂流する可能性があるものとして、施設護岸及び輪谷湾に到達する可能性について評価する。	【判断基準:h】 漂流した場合においても、取水口上部の水面に留まることから、取水口に到達しない。	【判断基準:i】 万一、防波堤に衝突する等により沈降した場合においても、漁船の最大規模は約3トン(総トン数)であり、大きさは約10トンの作業船より小さく、取水口の取水面積は十分に大きいことから、取水口を閉塞する可能性はない。	III	
	施設護岸から500m以遠(操業)	可能性については、施設護岸及び輪谷湾に到達する可能性について評価する。	【判断基準:g】 流向・流速ベクトルから発電所方向への連続的な流れはなく、輪谷湾に到達する可能性は十分小さい。なお、港湾部はその形状から、押し波後はすぐに引き波に転じることから、発電所の港湾内に設置する取水口に到達しないと評価。	-	III		

表 3-17 漂流物影響評価結果(構外海域(2))

No.	分類	名称	設置箇所	Step1 (漂流する可能性)	Step2 (到達する可能性)	Step3 (閉塞する可能性)	評価
②	船舶	漁船 プレジャー ボート 巡視船 引き船 タンカー 貨物船 帆船	前面海域 (航行)	海上保安庁への聞取調査結果より発電所から約2km以上離れた沖合を航行しており、基準津波の策定位置(発電所沖合2.5km程度)において、2m程度の水位変動である。 津波来襲への対応が可能であり、漂流物とならないと考えられるが、施設護岸及び輪谷湾に到達する可能性について評価する。	【判断基準:g】 流向・流速ベクトルから発電所方向への連続的な流れはなく、施設護岸及び輪谷湾に到達しない。なお、港湾部はその形状から、押し波後はすぐに引き波に転じることから、発電所の港湾内に設置する取水口に到達しないと評価。	—	III
③	漁具	定置網	前面海域	漂流する可能性があるものとして、施設護岸及び輪谷湾に到達する可能性について評価する。	【判断基準:g】 流向・流速ベクトルから発電所方向への連続的な流れはなく、施設護岸及び輪谷湾に到達しない。なお、港湾部はその形状から、押し波後はすぐに引き波に転じることから、発電所の港湾内に設置する取水口に到達しないと評価。	—	III
④	船舶	その他 作業船	港湾外周辺	日本海東縁部に想定される地震による津波に対しては、緊急退避に係る手順を整備し、緊急退避の実効性を確認する。 一方、海域活断層に想定される地震による津波に対しては、緊急退避できず、漂流する可能性があることから、施設護岸及び輪谷湾に到達する可能性について評価する。	【判断基準:g】 港湾部はその形状から、押し波後はすぐに引き波に転じることから、発電所の港湾内に設置する取水口に到達しないと評価。	—	III

表 3-17 漂流物影響評価結果(構外陸域)

No.	分類	名称	設置箇所	Step1 (漂流する可能性)	Step2 (到達する可能性)	Step3 (閉塞する可能性)	評価
①	家屋・ 車両等	<ul style="list-style-type: none"> ・家屋 ・車両 ・灯台 ・タンク 	片岡漁港 周辺	津波が遡上することを 仮定し、漂流する可能性 があるものとして、施設 護岸及び輪谷湾に到達 する可能性について評 価する。	<p>【判断基準:g】</p> 流向・流速ベクトルから発電所方 向への連続的な流れはなく、施設 護岸及び輪谷湾に到達しない。な お、港湾部はその形状から、押し 波後はすぐに引き波に転じること から、発電所の港湾内に設置する 取水口に到達しないと評価。	—	Ⅲ
			手結漁港 周辺				
		<ul style="list-style-type: none"> ・家屋 ・車両 ・灯台 ・工場 ・タンク 	恵曇漁港 周辺				
			御津漁港 周辺				
		<ul style="list-style-type: none"> ・家屋 ・車両 ・灯台 ・工場 ・タンク 	大芦漁港 周辺				

ロ. 除じん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

海水中の塵芥を除去するために設置されている除じん装置については、異物の混入を防止する効果が期待できるが、津波時に破損して、それ自体が漂流物となる可能性がある。この場合には、破損・分離し漂流物化した構成部材等が取水路を閉塞させることにより、取水路の通水性に影響を与えることが考えられるため、その可能性について確認する。また、除じん装置は、Cクラスであることから地震により破損した後に、津波により移動した場合、長尺化を実施した非常用海水ポンプへの波及的影響が考えられることから、これらの影響についても合わせて確認する。

〈確認条件〉

- ・津波流速：2.4m/s（最大流速 1.93m/s を上回る値として設定）
- ・対象設備：キャリングチェーン及びバケット
- ・確認方法：除じん装置の概要は図 3-39 に示すとおりであり、除じん装置は多数のバケットがキャリングチェーンにより接合される構造となっている。このため入力津波の流速により生じるスクリーン部の水位差により発生する応力が、各部材の許容応力以下であることを確認する。確認結果を表 3-18 に示す。

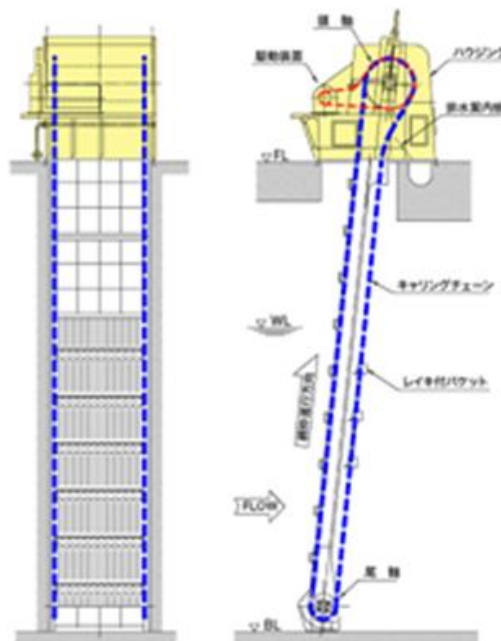


図 3-39 除じん装置の概要

表 3-18 除じん装置の取水性影響確認結果

設備	部材	2.4m/s 時の 発生水位差	発生水位差における 発生値／許容値
除じん機	キャリング チェーン	5.8m	142,739 (N) / 617,000 (N) (最大荷重／許容荷重)
	バケット		225 (MPa) / 246 (MPa) (最大応力／許容応力)

(ロ) 地震による破損に対する評価

除じん装置は、Cクラスであり、地震により破損した後に、津波により移動した場合、長尺化を実施した非常用海水ポンプへの波及的影響が考えられることから、基準地震動 S_s に対して、機器が破損し、漂流しない設計とする。

地震による破損に対する評価は、VI-2-11-2-7-15「除じん機の耐震性についての計算書」に示す。

以上より、除じん装置は津波又は地震により漂流物とならないことを確認した。

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、最も重量の大きいものを基本とする設計条件として設定する（表 3-19）。基本とする設計条件として設定する対象漂流物のうち漁船については、表 3-20 に示す通り、操業区域及び航行の不確かさがあり、不確かさを考慮した設計を行うため、総トン数 19 t の漁船を選定し、衝突荷重算定の際に考慮する。

表 3-19 基本とする設計条件として設定する対象漂流物

津波防護施設	対象漂流物	
	日本海東縁	海域活断層
輪谷湾内に面する津波 防護施設	キャスク取扱収納庫*1 及び漁船*2 (総トン数 3 トン)	作業船 (総トン数 10 トン) 及び漁船*2 (総トン数 3 トン)
外海に面する津波防護 施設	漁船*3 (総トン数 10 トン)	作業船 (総トン数 10 トン) 及び漁船*3 (総トン数 10 トン)

注記*1：2基が隣接して設置されているため、2基分の衝突を考慮。

*2：輪谷湾に面する津波防護施設から500m以内にかご漁船 (総トン数3トン) の操業エリアがあることを踏まえ設定。

*3：施設護岸から 500m 付近にイカ釣り漁船 (総トン数 10 トン) の操業エリアがあることを踏まえ設定。

表 3-20 対象漂流物（漁船）の設計条件

津波防護施設	基本とする設計条件	対象漂流物の不確かさ	不確かさを考慮した設計条件
輪谷湾内に面する津波防護施設	総トン数3トンの漁船	<ul style="list-style-type: none"> 漁船の操業区域の不確かさ： 発電所周辺において操業制限はないため、総トン数10トンのイカ釣り漁船が施設護岸から500m以内で操業する可能性は否定できない 漁船の航行の不確かさ： 漁船の航行については制限がないため、周辺漁港の漁船の最大の総トン数19トンの漁船が施設護岸から500m以内を航行する可能性は否定できない 	総トン数19トンの漁船
外海に面する津波防護施設	総トン数10トンの漁船		

(4) 津波防護対策

「(3) 評価結果」に示すとおり、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、引き波時の非常用海水ポンプの取水可能水位を下回ることはないことが確認されたため、水位変動に伴う取水性低下に対する津波防護対策は必要ない。

津波の二次的な影響である浮遊砂の混入に対して非常用海水ポンプの機能が保持できるよう、海水ポンプ軸受に異物逃がし溝（約 3.5mm）を設ける設計とする。また、重大事故等時に使用する大型送水ポンプ車及び大量送水車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 $0.25 \times 10^{-3} \text{wt\%}$ 以下に対して、多少の泥や砂を含んだ水を使用しても支障がない遠心ポンプを用いる設計とする。

VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設的设计方針

目 次

1. 概要	1
2. 設計の基本方針	1
3. 要求機能及び性能目標	2
3.1 津波防護施設	3
3.2 浸水防止設備	6
3.3 津波監視設備	11
4. 機能設計	12
4.1 津波防護施設	12
4.2 浸水防止設備	16
4.3 津波監視設備	27

1. 概要

本資料は、VI-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

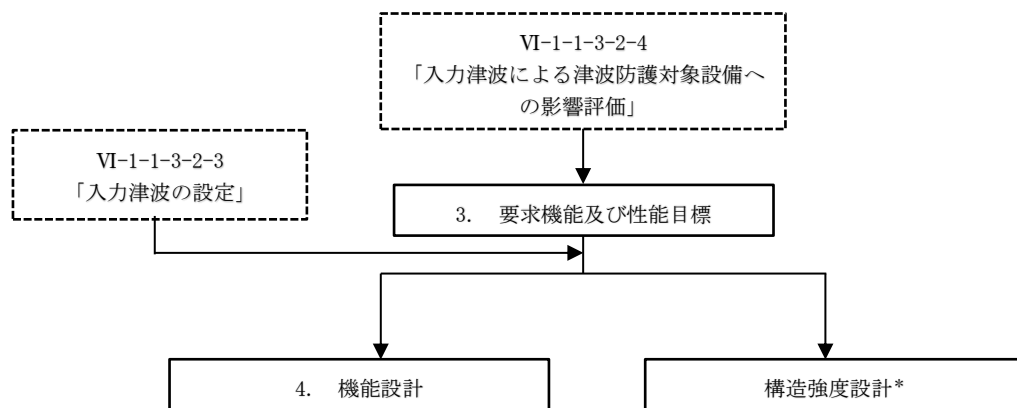
発電所に影響を与える可能性がある基準津波の発生により、VI-1-1-3-2-1「耐津波設計の基本方針」にて設定している津波防護対象設備が、その安全機能又は重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないようにするため、津波防護に関する施設を設置する。津波防護に関する施設は、VI-1-1-3-2-3「入力津波の設定」で設定している入力津波に対して、その機能が保持できる設計とする。

津波防護に関する施設の設計に当たっては、VI-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の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、VI-3-別添 3-1「津波への配慮が必要な施設の強度計算の基本方針」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を章を示す。

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

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、VI-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、VI-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。

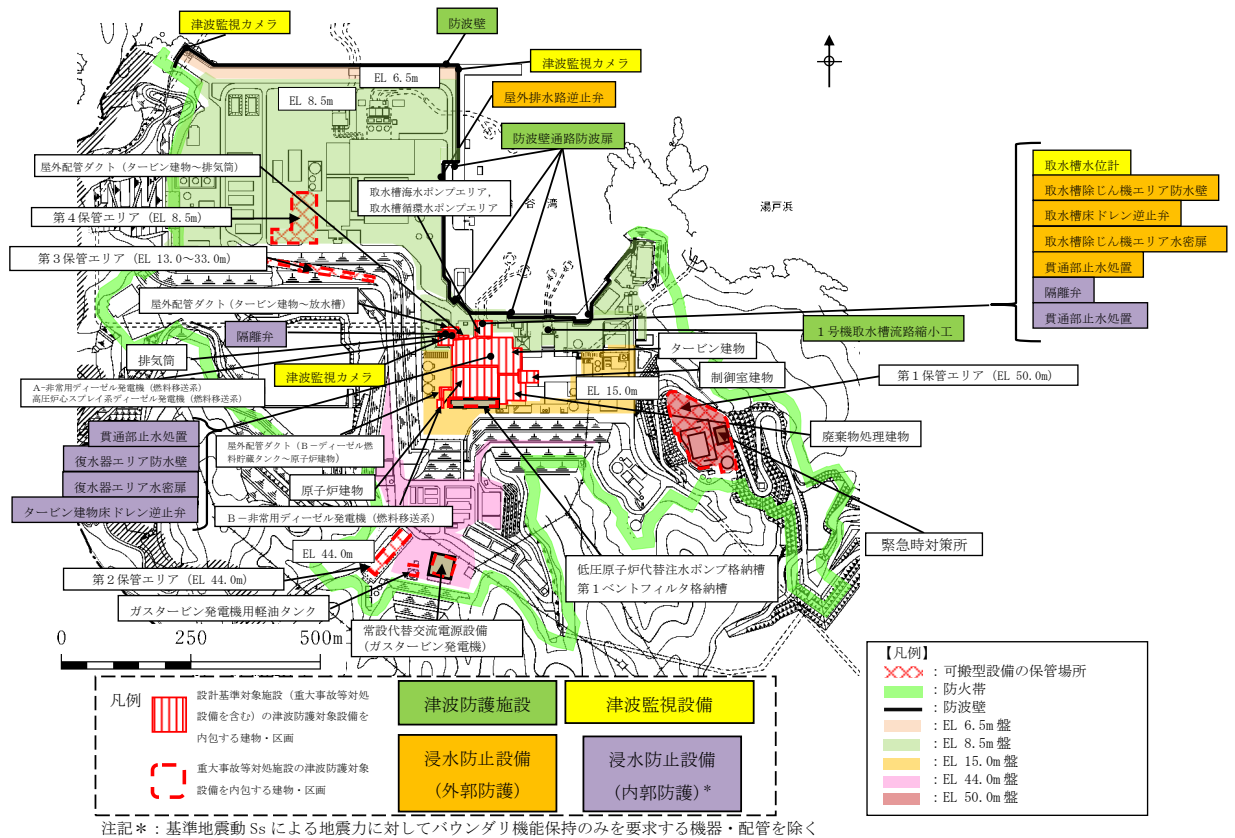


図3-1 津波防護に関する施設の配置

3.1 津波防護施設

(1) 施設

- a. 防波壁
 - (a) 防波壁（多重鋼管杭式擁壁）
 - (b) 防波壁（逆T擁壁）
 - (c) 防波壁（波返重力擁壁）
- b. 防波壁通路防波扉
- c. 流路縮小工

(2) 要求機能

津波防護施設は、繰返しの来襲を想定した入力津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象設備が、要求される機能を損なうおそれがないよう、津波の流入及び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. 防波壁
 - (a) 防波壁（多重鋼管杭式擁壁）

防波壁（多重鋼管杭式擁壁）は、地震後の繰返しの来襲を想定した遡上波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

防波壁（多重鋼管杭式擁壁）は、地震後の繰返しの来襲を想定した遡上波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、岩盤に支持される鋼管を多重化して鋼管内をコンクリート又はモルタルで充填した多重鋼管による杭基礎構造と、鋼管及び鉄筋コンクリート造の被覆コンクリート壁による上部構造で構成し、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とともに、ずれる又は浮き上がるおそれのない設計とする。地震時に異なる挙動を示す可能性がある構造体の境界部には止水目地を設置し、部材を有意な漏えいが生じない変形にとどめる設計とする。

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。

- (b) 防波壁（逆T擁壁）

防波壁（逆T擁壁）は、地震後の繰返しの来襲を想定した遡上波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

防波壁（逆T擁壁）は、地震後の繰返しの来襲を想定した遡上波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、改良地盤を介して岩盤に支持される鉄筋コンクリート造の逆T擁壁による直接基礎構造で構成し、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とともに、グラウンドアンカを設置し、ずれる又は浮き上がるおそれのない設計とする。地震時に異なる挙動を示す可能性がある構造体の境界部には止水目地を設置し、部材を有意な漏えいが生じない変形にとどめる設計とする。

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。

(c) 防波壁（波返重力擁壁）

防波壁（波返重力擁壁）は、地震後の繰返しの来襲を想定した遡上波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

防波壁（波返重力擁壁）は、岩盤部と改良地盤部により分類され、地震後の繰返しの来襲を想定した遡上波の浸水に伴う津波荷重並びに余震、漂流物の衝突、風及び積雪による荷重に対し、堅固な地山の岩盤、又はMMR（マンメイドロック）等を介して岩盤に支持される鉄筋コンクリート造のケーソンによる直接基礎構造と、鉄筋コンクリート造の重力擁壁で構成し、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とともに、ずれる又は浮き上がるおそれのない設計とする。地震時に異なる挙動を示す可能性がある構造体の境界部には止水目地を設置し、部材を有意な漏えいが生じない変形にとどめる設計とする。

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。

b. 防波壁通路防波扉

防波壁通路防波扉は、地震後の繰返しの来襲を想定した遡上波に対し、漂流物の衝突及び風を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

防波壁通路防波扉は、地震後の繰返しの来襲を想定した遡上波の浸水に伴う津波荷重、漂流物の衝突及び風による荷重に対し、岩盤上の改良地盤又は鋼管に支持される基礎スラブによる基礎構造と、鋼製の防波扉で構成し、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とともに、ずれる又は浮き上がるおそれのない設計とする。防波扉と躯体の境界部には水密ゴムを設置する設計とし、部材を有意な漏えいを生じない変形にとどめる設計とする。

これらの設計によって、主要な構造部材の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。

c. 流路縮小工

1号機取水槽流路縮小工は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震を考慮した場合においても、1号機取水路からの津波の流入を抑制し、1号機取水槽天端開口部から津波防護対象設備を内包する建物及び区画が設置された敷地への流入を防止することを機能設計上の性能目標とする。

1号機取水槽流路縮小工は、十分な支持性能を有する1号機取水槽北側壁に設置し、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の流入に伴う津波荷重及び余震による荷重に対し、鋼製部材で構成し、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. 屋外排水路逆止弁（外郭防護）
- b. 防水壁（外郭及び内郭防護）
- c. 水密扉（外郭及び内郭防護）
- d. 床ドレン逆止弁（外郭及び内郭防護）
- e. 隔離弁（内郭防護）
- f. ポンプ及び配管（内郭防護）
- g. 貫通部止水処置（外郭及び内郭防護）

(2) 要求機能

浸水防止設備は、繰返しの来襲を想定した入力津波，及び地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し，余震，漂流物の衝突，風及び積雪を考慮した場合においても，津波防護対象設備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津波や浸水による荷重等に対する耐性を評価し，津波の流入及び漏水を防止することが要求される。

(3) 性能目標

a. 屋外排水路逆止弁

屋外排水路逆止弁は，地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し，余震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物及び区画が設置された敷地に屋外排水路を介して流入することを防止するため，屋外排水路逆止弁に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

屋外排水路逆止弁は，十分な支持性能を有する防波壁に設置された集水柵に設置し，地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の流入に伴う津波荷重及び余震による荷重に対し，鋼製の逆止弁で構成し，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することを構造強度設計上の性能目標とする。

b. 防水壁

(a) 取水槽除じん機エリア防水壁

取水槽除じん機エリア防水壁は，地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し，風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物及び区画が設置された敷地又は取水槽海水ポンプエリアに取水槽除じん機エリア天端開口部を介して流入することを防止するため，取水槽に想定される入力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。

取水槽除じん機エリア防水壁は、十分な支持機能を有する取水槽に設置し、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の流入に伴う津波荷重及び風による荷重に対し、鋼製の防水壁で構成し、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ことを構造強度設計上の性能目標とする。

(b) 復水器エリア防水壁

復水器エリア防水壁は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震を考慮した場合においてもタービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア）に開口部を介して流入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。

復水器エリア防水壁は、十分な支持性能を有するタービン建物に設置し、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に伴う津波荷重及び余震による荷重に対し、鋼製の防水壁で構成し、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することを構造強度上の性能目標とする。

c. 水密扉

(a) 取水槽除じん機エリア水密扉

取水槽除じん機エリア水密扉は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、風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物及び区画が設置された敷地又は取水槽海水ポンプエリアに取水槽除じん機エリア天端開口部を介して流入することを防止するため、取水槽に想定される入力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。

取水槽除じん機エリア水密扉は、十分な支持機能を有する取水槽に設置し、繰返しの来襲を想定した経路からの津波の流入に伴う津波荷重及び風による荷重に対し、鋼製の水密扉で構成し、地震後、津波後の再使用性を考慮し、主要な構造部材が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。

(b) 復水器エリア水密扉

復水器エリア水密扉は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震を考慮した場合においても、タービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア）に流入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。

復水器エリア水密扉は、十分な支持性能を有するタービン建物に設置し、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に伴う津波荷重及び余震による荷重に対し、鋼製の水密扉で構成し、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することを構造強度上の性能目標とする。

d. 床ドレン逆止弁

(a) 取水槽床ドレン逆止弁

取水槽床ドレン逆止弁は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震及び積雪を考慮した場合においても、取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアに床ドレン開口部を介して津波が流入することを防止するため、取水槽に想定される入力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。

取水槽床ドレン逆止弁は、十分な支持機能を有する取水槽に設置し、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の流入に伴う津波荷重並びに余震及び積雪を考慮した荷重に対し、鋼製の床ドレン逆止弁で構成し、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) タービン建物床ドレン逆止弁

タービン建物床ドレン逆止弁は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震を考慮した場合においても、タービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア）に床ドレン配管を介して流入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。

タービン建物床ドレン逆止弁は、十分な支持性能を有するタービン建物に設置し、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に伴う津波荷重及び余震による荷重に対し、鋼製の床ドレン逆止弁で構成し、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することを構造強度設計上の性能目標とする。

e. 隔離弁

(a) タービン補機海水系隔離システム

タービン補機海水系隔離システムは、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震を考慮した場合においても、タービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア（西））及び取水槽循環水ポンプエリアにタービン補機海水系の機器及び配管の損傷箇所を介して津波が流入することを防止するため、損傷箇所からの溢水を検知し、自動隔離することを機能設計上の性能目標とする。

タービン補機海水系隔離システムは、十分な支持性能を有する取水槽、タービン建物及び制御室建物に設置し、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の流入

に伴う津波荷重及び余震による荷重に対し、鋼製の電動弁、漏えい検知器、制御盤で構成し、浸水防止機能を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(b) 逆止弁

逆止弁は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震を考慮した場合においても、タービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア（西））にタービン補機海水系又は液体廃棄物処理系の機器及び配管の損傷箇所を介して流入することを防止するため、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。

逆止弁は、十分な支持性能を有する屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）に設置し、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の流入に伴う津波荷重及び余震による荷重に対し、鋼製の逆止弁で構成し、浸水防止機能を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

f. ポンプ及び配管

ポンプ及び配管は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の流入に対し、余震を考慮した場合においても、原子炉建物、タービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア（西））、取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアに原子炉補機海水系、高圧炉心スプレイ補機海水系、循環水系、タービン補機海水系、液体廃棄物処理系及び除じん系の機器及び配管の損傷箇所を介して流入することを防止するため、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。

ポンプ及び配管は、十分な支持性能を有する取水槽、原子炉建物、タービン建物又は屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）に設置し、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の流入に伴う津波荷重及び余震による荷重に対し、鋼製のポンプ及び配管で構成し、浸水防止機能を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

g. 貫通部止水処置

貫通部止水処置は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波、及び地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震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、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波、及び地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に伴う津波荷重及び余震による荷重に対し、取水槽除じん機エリア、放水槽及びタービン建物（復水器を設置するエリア）の貫通口と貫通物との隙間をシール材、ブーツ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、繰返しの来襲を想定した入力津波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、津波防護対象施設が要求する機能を損なうおそれがないよう、津波防護施設及び浸水防止設備が機能を保持できていることを監視するため、津波の来襲状況を監視できることが要求される。

(3) 性能目標

- a. 津波監視カメラ

津波監視カメラは、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し、風及び積雪を考慮した場合においても、昼夜にわたり敷地への津波の来襲状況を監視可能な仕様とし、非常用電源設備から給電する構成とする。また、回路は波力及び漂流物の影響を受けない位置に設置することにより、中央制御室での監視機能を保持することを機能設計上の性能目標とする。

津波監視カメラは、風及び積雪を考慮した荷重に対し、監視機能が保持できる設計とするために、カメラ本体を鋼製の架台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、漂流物の影響を受けにくい取水槽に検出器を設置し、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震を考慮した場合においても、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、非常用電源設備から給電する構成とする。また、回路は波力及び漂流物の影響を受けない位置へ設置することにより、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、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波の流入に伴う津波荷重及び余震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、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

VI-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) 防波壁の設計方針

防波壁は、「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。

防波壁は、防波壁（多重鋼管杭式擁壁）、防波壁（逆T擁壁）及び防波壁（波返重力擁壁）の3種類に分けられる。防波壁の構造形式及び基礎構造を踏まえ、以下に構造形式ごとの機能設計を示す。

a. 防波壁（多重鋼管杭式擁壁）

防波壁（多重鋼管杭式擁壁）は、地震後の繰返しの来襲を想定した遡上波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

防波壁（多重鋼管杭式擁壁）は、入力津波高さ EL 11.9m に対して余裕を考慮した天端高さ EL 15.0m とし、防波壁（逆T擁壁）、防波壁（波返重力擁壁）及び防波壁通路防波扉と合わせて日本海及び輪谷湾に面した敷地面に設置する設計とする。

防波壁（多重鋼管杭式擁壁）は、岩盤に支持される鋼管を多重化して鋼管内をコンクリート又はモルタルで充填した多重鋼管による杭基礎構造、上部工は鋼管及び鉄筋コンクリート造の被覆コンクリート壁とし、被覆コンクリート壁の境界部に試験等により止水性を確認した止水目地を設置し、境界部の止水性を保持する設計とする。

被覆コンクリート壁の境界部に設置する止水目地は、「(a) 止水目地の耐圧試験」により止水性を確認したものと同一材質の止水目地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) 止水目地の耐圧試験

イ. 試験条件

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

ロ. 試験結果

試験の結果、止水目地に漏えいがなかったことを確認した。

防波壁（多重鋼管杭式擁壁）は、杭基礎構造背面の改良地盤により、津波の波力による浸食及び洗掘に対する耐性を有することで、止水性（難透水性）を保持するとともに、地盤中からの回り込みによる浸水を防止する設計とする。

b. 防波壁（逆T擁壁）

防波壁（逆T擁壁）は、地震後の繰返しの来襲を想定した遡上波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

防波壁（逆T擁壁）は、入力津波高さ EL 11.9m に対して余裕を考慮した天端高さ EL 15.0m とし、防波壁（多重鋼管杭式擁壁）、防波壁（波返重力擁壁）及び防波壁通路防波扉と合わせて日本海及び輪谷湾に面した敷地面に設置する設計とする。

防波壁（逆T擁壁）は、岩盤に支持される改良地盤による直接基礎構造、上部工は鉄筋コンクリート造の逆T擁壁とし、上部工の変形抑制のために鋼製のグラウンドアンカを逆T擁壁に設置し、逆T擁壁の境界部に試験等により止水性を確認した止水目地を設置し、境界部の止水性を保持する設計とする。

逆T擁壁の境界部に設置する止水目地は、「(a) 止水目地の耐圧試験」により止水性を確認したものと同一材質の止水目地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) 止水目地の耐圧試験

イ. 試験条件

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

ロ. 試験結果

試験の結果、止水目地に漏えいがなかったことを確認した。

防波壁（逆T擁壁）は、逆T擁壁基礎の改良地盤により、津波の波力による浸食及び洗掘に対する耐性を有することで、止水性（難透水性）を保持するとともに、地盤中からの回り込みによる浸水を防止する設計とする。

c. 防波壁（波返重力擁壁）

防波壁（波返重力擁壁）は、岩盤部と改良地盤部により分類され、地震後の繰返しの来襲を想定した遡上波に対し、余震、漂流物の衝突、風及び積雪を考慮した場合においても、想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

防波壁（波返重力擁壁）は，入力津波高さ EL 11.9m に対して余裕を考慮した天端高さ EL 15.0m とし，防波壁（多重鋼管杭式擁壁），防波壁（逆 T 擁壁）及び防波壁通路防波扉と合わせて日本海及び輪谷湾に面した敷地面に設置する設計とする。

防波壁（波返重力擁壁）は，堅固な地山の岩盤，又はMMR（マンメイドロック）等を介して岩盤に支持される鉄筋コンクリート造のケーソンによる直接基礎構造，上部工は鉄筋コンクリート造の重力擁壁とし，重力擁壁の境界部に試験等により止水性を確認した止水目地を設置し，境界部の止水性を保持する設計とする。

重力擁壁の境界部に設置する止水目地は，「(a) 止水目地の耐圧試験」により止水性を確認したものと同一材質の止水目地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) 止水目地の耐圧試験

イ. 試験条件

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

ロ. 試験結果

試験の結果，止水目地に漏えいがなかったことを確認した。

防波壁（波返重力擁壁）は，重力擁壁の基礎構造が鉄筋コンクリート造のケーソン，又は堅固な地山の岩盤であるため，津波の波力による浸食及び洗掘に対する耐性を有することで，止水性を保持する設計とする。

(2) 防波壁通路防波扉の設計方針

防波壁通路防波扉は，「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。

防波壁通路防波扉は，防波壁の通路開口部に設置され，地震後の繰返しの来襲を想定した遡上波に対し，漂流物の衝突，及び風を考慮した場合においても，想定される津波高さに余裕を考慮した高さまでの施工により止水性を保持するため，以下の措置を講じる設計とする。

防波壁通路防波扉は，入力津波高さ EL 11.9m に対して余裕を考慮した天端高さ EL 15.0m とし，防波壁（多重鋼管杭式擁壁），防波壁（逆 T 擁壁）及び防波壁（波返重力擁壁）と合わせて日本海及び輪谷湾に面した敷地面に設置する設計とする。

防波壁通路防波扉は，下部工が岩盤上の改良地盤又は鋼管に支持される鉄筋コンクリート製の基礎スラブによる基礎構造，上部工が鋼製部材の扉体とし，扉体と扉枠の境界部には水密ゴムを設置して圧着構造とし，止水性を保持する設計とする。

(3) 流路縮小工の設計方針

1号機取水槽流路縮小工は、「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。

1号機取水槽流路縮小工は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震を考慮した場合においても、1号機取水路からの津波の流入を抑制し、1号機取水槽天端開口部から津波防護対象設備を内包する建物及び区画が設置された敷地への流入を防止するため、以下の措置を講じる設計とする。

1号機取水槽流路縮小工は、入力津波高さ EL 11.9m に対して余裕を考慮した EL 12.6m の津波高さに対して、鋼製部材で構成し、十分な支持性能を有する1号機取水槽北側壁に設置することにより機能を保持する設計とする。

4.2 浸水防止設備

(1) 屋外排水路逆止弁の設計方針

屋外排水路逆止弁は、「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。

屋外排水路逆止弁は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震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物及び区画が設置された敷地に屋外排水路を介して津波が流入することを防止し、屋外排水路逆止弁に想定される津波高さに余裕を考慮した高さに対する止水性を保持するため、以下の措置を講じる設計とする。

屋外排水路逆止弁は、十分な支持性能を有する防波壁に設置された集水柵に設置し、入力津波高さ EL 11.9m に余裕を考慮した EL 12.6m の津波高さに対して、集水柵に設置し、止水性を保持する設計とする。

屋外排水路逆止弁は、鋼製とし、止水性を保持する設計とする。

扉体と戸当りの境界部には水密ゴムを設置して圧着構造とし、止水性を保持する設計とする。

(2) 防水壁の設計方針

a. 取水槽除じん機エリア防水壁

取水槽除じん機エリア防水壁は、「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。

取水槽除じん機エリア防水壁は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、風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物及び区画が設置された敷地又は取水槽海水ポンプエリアに取水槽除じん機エリア天端開口部を介して流入することを防止し、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。

取水槽除じん機エリア防水壁は、十分な支持性能を有する取水槽の躯体上部に設置し、取水槽の入力津波高さ EL 10.6m に余裕を考慮した津波高さ EL 11.3m に対して、止水性を保持する設計とする。

取水槽除じん機エリア防水壁は、鋼製の防水壁とし、防水壁と取水槽躯体の境界部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。

b. 復水器エリア防水壁

復水器エリア防水壁は、「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。

復水器エリア防水壁は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震を考慮した場合においても、タービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア）に流入することを防止し、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。

復水器エリア防水壁は、十分な支持性能を有するタービン建物に設置し、溢水による浸水高さ EL 4.8m に余裕を考慮した EL 5.3m までの浸水に対して機能を維持できる設計とする。

復水器エリア防水壁は、鋼製とし、壁及び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。

(3) 水密扉の設計方針

a. 取水槽除じん機エリア水密扉

取水槽除じん機エリア水密扉は、「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。

取水槽除じん機エリア水密扉は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、風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物及び区画が設置された敷地又は取水槽海水ポンプエリアに取水槽除じん機エリア天端開口部を介して流入することを防止し、取水槽に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。

取水槽除じん機エリア水密扉は、十分な支持性能を有する取水槽躯体に設置し、取水槽の入力津波高さ EL 10.6m に余裕を考慮した津波高さ EL 11.3m に対して、止水性を保持する設計とする。

取水槽除じん機エリア水密扉は、鋼製の水密扉とし、水密扉と扉枠との境界部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。

b. 復水器エリア水密扉

復水器エリア水密扉は、「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。

復水器エリア水密扉は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震を考慮した場合においても、タービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア）に開口部を介して流入することを防止し、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。

復水器エリア水密扉は、十分な支持性能を有するタービン建物に設置し、溢水による浸水高さ EL 4.8m に余裕を考慮した EL 5.3m までの浸水に対して機能を維持できる設計とする。

復水器エリア水密扉は、鋼製とし、水密扉と扉枠との境界部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。

(4) 床ドレン逆止弁の設計条件

a. 取水槽床ドレン逆止弁

取水槽床ドレン逆止弁は、「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。

取水槽床ドレン逆止弁は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震及び積雪を考慮した場合においても、取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアに床ドレン開口部を介して流入することを防止し、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。

取水槽床ドレン逆止弁は、十分な支持性能を有する取水槽躯体に設置し、取水槽の入力津波高さ EL 10.6m に余裕を考慮した津波高さ EL 11.3m に対して、止水性を保持する設計とする。

取水槽床ドレン逆止弁は、「(a) 取水槽床ドレン逆止弁の漏えい試験」により止水性を確認したものと同一形状、寸法の床ドレン逆止弁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) 取水槽床ドレン逆止弁の漏えい試験

イ. 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水量以下であることを確認する。

図 4-1 に漏えい試験概略図を示す。

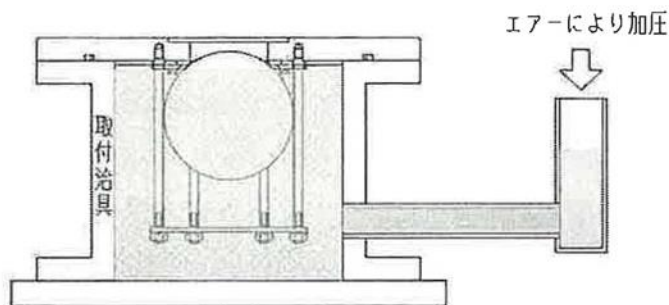


図 4-1 漏えい試験概略図

ロ. 試験結果

試験の結果、設定している許容漏水量以下であることを確認した。

b. タービン建物床ドレン逆止弁

タービン建物床ドレン逆止弁は、「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。

タービン建物床ドレン逆止弁は、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し、余震を考慮した場合においても、タービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア）に床ドレン配管を介して流入することを防止し、タービン建物（復水器を設置するエリア）に想定される溢水によ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。

タービン建物床ドレン逆止弁は、十分な支持性能を有するタービン建物に設置し、溢水の浸水高さ EL 4.8m に余裕を考慮した浸水高さ EL 5.3m に対して、タービン建物（復水器を設置するエリア）に設置し、止水性を保持する設計とする。

タービン建物床ドレン逆止弁は、「(a) タービン建物床ドレン逆止弁の漏えい試験」により止水性を確認したのと同じ形状、寸法の床ドレン逆止弁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) タービン建物床ドレン逆止弁の漏えい試験

イ. 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水量以下であることを確認する。

図 4-2 に漏えい試験概略図を示す。

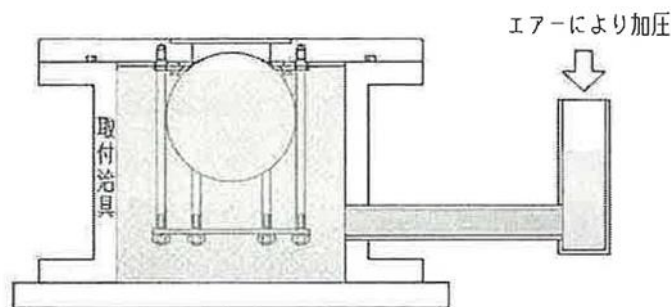


図 4-2 漏えい試験概略図

(b) 試験結果

試験の結果、設定している許容漏水量以下であることを確認した。

(5) 隔離弁の設計方針

a. タービン補機海水系隔離システムの設計方針

タービン補機海水系隔離システムは、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.2(2) 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。

タービン補機海水系隔離システムは、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震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物及び区画であるタービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア（西））及び取水槽循環水ポンプエリアにタービン補機海水系の機器及び配管の損傷箇所を介して津波が流入することを防止するため、損傷箇所からの溢水を検知し、自動隔離する設計とする。

タービン補機海水系配管破断箇所からの溢水の検知及び自動隔離を行うため、多重化したタービン補機海水系隔離システムを構築する。システムを構成するものとして、漏えい検知器、タービン補機海水ポンプ出口弁及び制御盤がある。

タービン補機海水系の機器及び配管の損傷箇所からの溢水を検知するため、漏えい検知器を設置し、機器及び配管の損傷の発生が想定される区画における水位上昇を検知し、制御盤へ漏えい検知信号を送信する。地震を起因とするタービン補機海水系の機器及び配管の損傷箇所からの溢水に対しては、漏えい検知信号及び地震大信号（原子炉スクラム）を受け、タービン補機海水ポンプを停止させるとともにタービン補機海水ポンプ出口弁を自動閉止させる。

漏えい検知からタービン補機海水ポンプ出口弁が自動閉止するまでの時間は、海域活断層から想定される地震による津波が到達する時間である約3分に余裕を考慮して、約40秒以内となる設計とする。

(a) 漏えい検知・自動隔離に対する設備の概要

イ. 漏えい検知器

取水槽循環水ポンプエリア、タービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア（西））（非管理区域及び管理区域に区画）及びタービン建物（復水器を設置するエリア）に設置するタービン補機海水系の機器及び配管の損傷が想定されるため、これらのエリア（4エリア）の床面に漏えい検知器を設置する。

ロ. タービン補機海水ポンプ出口弁

漏えいが検知された際に自動閉止するようタービン補機海水ポンプ出口弁を設置する。

ハ. 制御盤

漏えい検知器から漏えい検知信号による警報発信及び自動隔離を行うため、制御回路を設置する。

(b) タービン補機海水系隔離システム

イ. 漏えい検知及び隔離

漏えい検知器は、4 エリア毎に多重化して設置する。それぞれのエリアの漏えい検知器が 2 out of 3 の信号にて漏えい検知信号を発するものとし、各エリアに 6 台、合計 24 台設置する。

タービン補機海水ポンプ出口弁は、実作動時間を考慮し、漏えい検知信号発信後約 40 秒で閉止する設計とする。

漏えい検知信号発信後の隔離時間を表 4-1、漏えい検知器及びタービン補機海水ポンプ出口弁の配置を図 4-3、タービン補機海水系隔離システムの概要を図 4-4 に示す。

ロ. 設備の仕様及び精度、応答について

(イ) 漏えい検知器の仕様

- ・ 検知方法：
- ・ 耐圧：
- ・ 要求精度・セットポイントより 以内

(ロ) 計測設備の精度

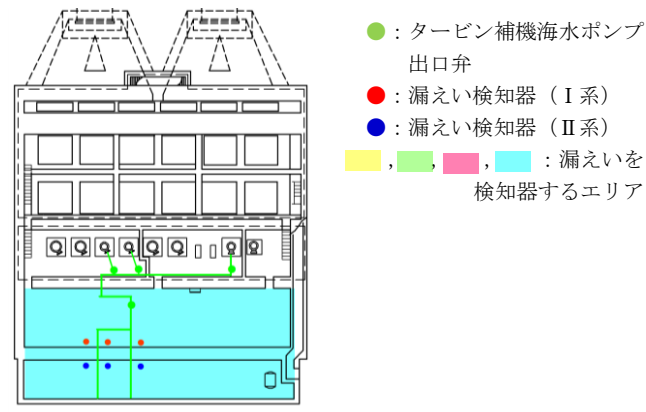
漏えい検知器から制御盤までの精度を 以内の誤差範囲に収める設計とする。

表 4-1 警報発信後の隔離時間の設定

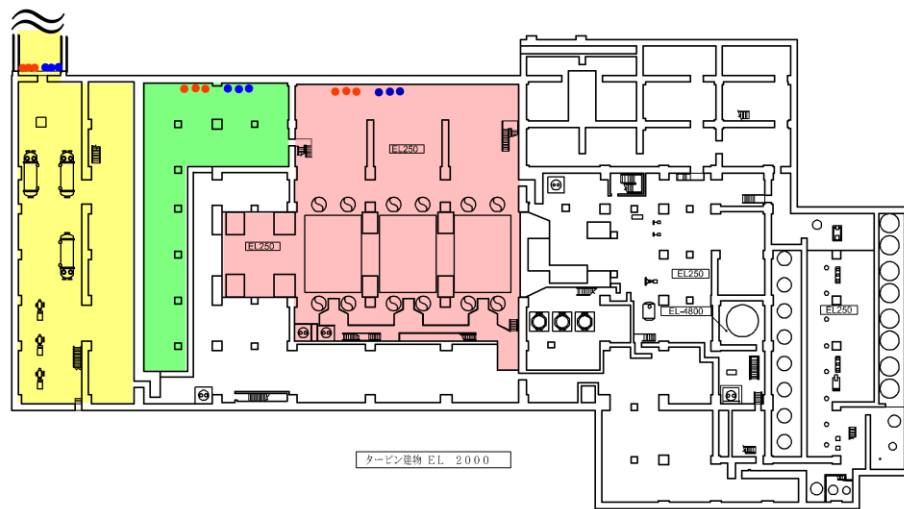
起回事象	隔離	漏えい箇所特定	漏えい箇所隔離操作	合計
地震	自動	「取水槽循環水ポンプエリア水位異常高」警報にてタービン補機海水系からの漏えいを判断	タービン補機海水ポンプ自動停止 タービン補機海水ポンプ出口弁閉止 <input type="text"/> *1	水位異常検知時間 <input type="text"/> *2より、 <input type="text"/>
		「タービン建物（復水器を設置するエリア）水位異常高」警報にてタービン補機海水系からの漏えいを判断		水位異常検知時間 <input type="text"/> *2より、 <input type="text"/>
		「タービン建物（Sクラスを設置するエリア（西））【管理区域】水位異常高」警報にてタービン補機海水系からの漏えいを判断		水位異常検知時間 <input type="text"/> *2より、 <input type="text"/>
		「タービン建物（Sクラスを設置するエリア（西））【非管理区域】水位異常高」警報にてタービン補機海水系からの漏えいを判断		水位異常検知時間 <input type="text"/> *2より、 <input type="text"/>

注記*1：弁閉止時間：

*2：VI-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」においては、水位異常高検知時間の小数点第一位を切り上げた時間で溢水量を算出



取水槽



タービン建物

図 4-3 漏えい検知器及びタービン補機海水ポンプ出口弁配置図

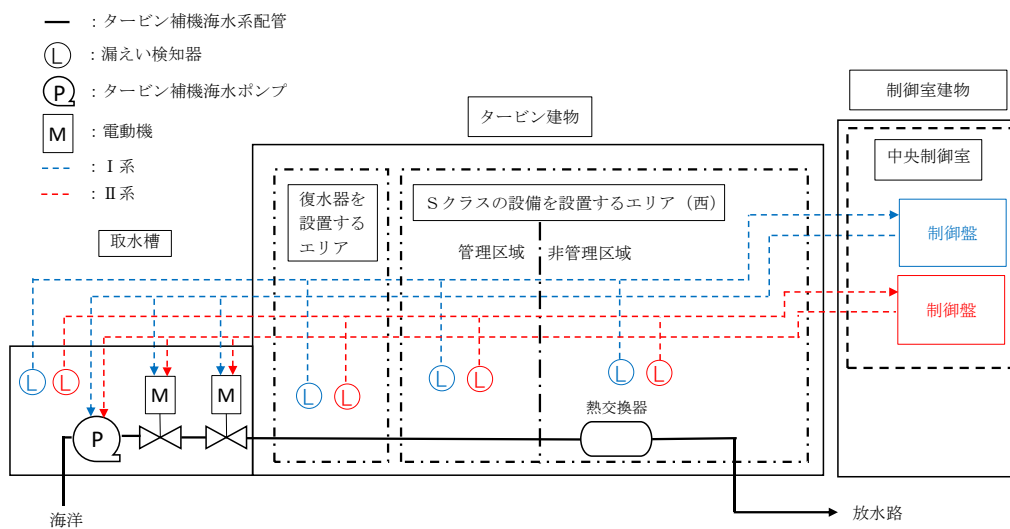


図 4-4 タービン補機海水系隔離システムの概要

(c) 設備の特徴及び機能維持

各設備は以下のとおり信頼性を確保可能であり，加えて適切な保全計画を策定・実施することにより，長期の機能維持を図る。

イ. 漏えい検知器及び検出回路

漏えい検知器 は単純構造の静的機器であり，故障は起こりにくい。

*

漏えい検知器の構造概要を図 4-5 に示す。

注記* :

ロ. 制御回路及び出力リレー回路

制御回路はアナログリレーで構成されており，回路の信頼性は高いものとなっている。また，出力リレー回路は，配線設備を含め広く一般的に用いられる機器で構成されており，通常使用において故障頻度は少なく，基本的に設備固有の信頼性は高いものである。

ハ. タービン補機海水ポンプ出口弁

タービン補機海水ポンプ出口弁については，屋外仕様で設計することで，雨水・塵埃等の設備の信頼性を低下させる要因による影響は小さいと考えられる。定期的な作動により設備の健全性を確保する。なお，作動試験の実施については，系統外乱を回避する観点から定期事業者検査期間中に実施する。

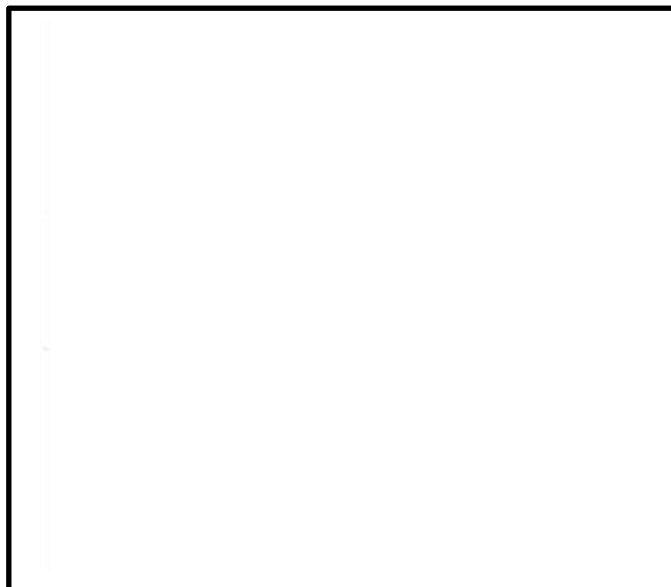


図 4-5 漏えい検知器の概要図

b. 逆止弁の設計方針

逆止弁は、「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。

逆止弁は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震を考慮した場合においても、タービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア（西））にタービン補機海水系又は液体廃棄物処理系の機器及び配管の損傷箇所を介して流入することを防止し、放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。

逆止弁は、タービン補機海水系又は液体廃棄物処理系の放水配管に設置し、放水槽の入力津波高さ EL 4.2m に余裕を考慮した津波高さ EL 4.9m に対して、止水性を保持する設計とする。

逆止弁は、「(a) 逆止弁の漏えい試験」により止水性を確認したものと同一形状、寸法の逆止弁を設置する設計とする。漏えい試験の試験条件及び試験結果を、以下に示す。

(a) 逆止弁の漏えい試験

イ. 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水量以下であることを確認する。

ロ. 試験結果

試験の結果、許容漏水量以下であることを確認した。

(6) ポンプ及び配管の設計方針

ポンプ及び配管は、「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。

ポンプ及び配管は、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震を考慮した場合においても、原子炉建物、タービン建物（Sクラスの設備を設置するエリア（西））、取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアに原子炉補機海水系、高圧炉心スプレイ補機海水系、循環水系、タービン補機海水系、液体廃棄物処理系及び除じん系の機器及び配管の損傷箇所を介して流入することを防止し、取水槽又は放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。

循環水ポンプ及び配管（循環水ポンプ出口弁含む）、タービン補機海水ポンプ及び配管並びに除じんポンプ及び配管は、取水槽における入力津波高さ EL 4.9m に余裕を考慮した津波高さ EL 5.6m に対して、止水性を保持する設計とする。

原子炉補機海水系配管（放水配管），高圧炉心スプレイ補機海水系配管（放水配管），タービン補機海水系配管及び液体廃棄物処理系配管は，放水槽の入力津波高さ EL 4.2m に余裕を考慮した津波高さ EL 4.9m に対して，止水性を保持する設計とする。

(7) 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，地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波，及び地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対し，余震を考慮した場合においても，経路からの津波，及び地震による溢水に加えて津波の流入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。

取水槽（除じん機エリア）の貫通部に施工する貫通部止水処置は，取水槽（除じん機エリア）へ流入する可能性のある津波高さ EL 10.6m に余裕を考慮した EL 11.3m 以下の貫通口と貫通部の隙間に施工する設計とする。

放水槽の貫通部に施工する貫通部止水処置は，放水槽へ流入する可能性のある津波高さ EL 7.9m 余裕を考慮した EL 8.6m 以下の貫通口と貫通部の隙間に施工する設計とする。

タービン建物（復水器を設置するエリア）の貫通部に施工する貫通部止水処置は，溢水による浸水高さ EL 4.8m に余裕を考慮した EL 5.3m 以下の貫通口と貫通部の隙間に施工する設計とする。

貫通部止水処置は，「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. 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圧を作用させた場合にシール材と貫通口及び貫通物と境界部若しくはブーツ取付部より漏えいが生じないことを確認する。

図 4-6 及び図 4-7 に漏えい試験概要図を示す。

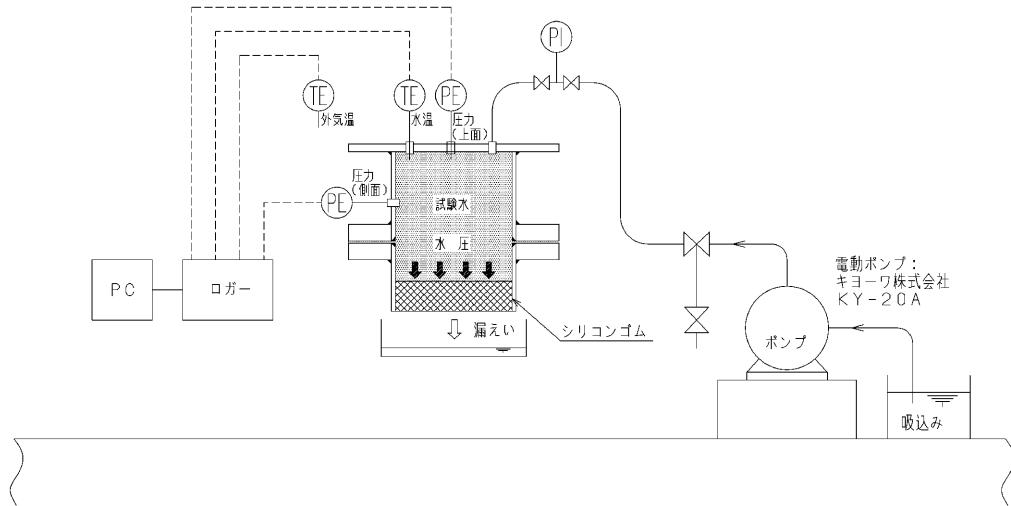


図 4-6 シール材の漏えい試験の概要

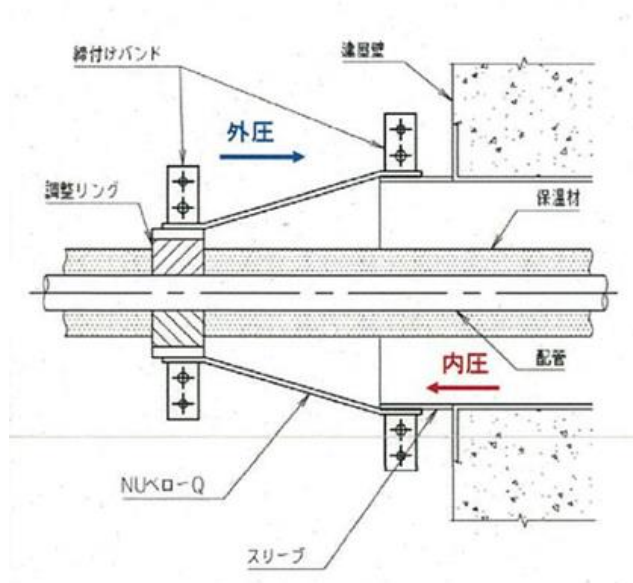


図 4-7 ブーツの漏えい試験の概要

(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、波力及び漂流物の影響を受けない、2号機排気筒及び3号機北側防波壁上部にカメラ本体を設置し、風及び積雪を考慮した場合においても、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廃棄物処理建物に設置する制御盤及び中央制御室に設置する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物に設置する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

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、地震後の繰返しの来襲を想定した経路からの津波に対し、余震及び積雪を考慮した場合においても、取水槽の想定される津波高さ EL 10.6m に余裕を考慮した高さ EL 11.3m 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取水槽に設置する。

取水槽水位計は、朔望平均潮位を考慮した取水槽の上昇側及び下降側の水位変動 EL-6.5m から EL 10.6m の水位を圧力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物に設置する非常用電源設備から給電する設計とする。

VI-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。

VI-1-1-3-3-1 竜巻への配慮に関する基本方針

VI-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

VI-1-1-3-3-3 竜巻防護に関する施設の設計方針

VI-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. 竜巻防護に関する基本方針	1
2.1 基本方針	1
2.1.1 竜巻より防護すべき施設	1
2.1.2 設計竜巻及び設計飛来物の設定	1
2.1.3 竜巻の影響を考慮する施設の竜巻防護設計方針	2
2.2 適用規格	7

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、VI-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。

VI-1-1-3-1-1「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

VI-1-1-3-1-1「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30m/sであるため、風（台風）の設計は竜巻の設計に包絡される。

具体的な設計方針を、VI-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ー及び貫通力が最も大きくなる鋼製材（長さ4.2m×幅0.3m×奥行0.2m、質量135kg、飛来時の水平速度51m/s、飛来時の鉛直速度34m/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ー又は貫通力が設計飛来物である鋼製材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竜巻防護対策設備に衝突し、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竜巻防護対策設備からの離隔、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、VI-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、VI-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、VI-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保持する設計とする。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（建物等を除く。）

屋外の外部事象防護対象施設（建物等を除く。）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保持する設計とする。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、防護措置として竜巻防護対策設備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（建物等）

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、建物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保持する設計とする。
- ハ. 建物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保持する設計とする。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、防護措置として竜巻防護対策設備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、VI-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、飛散させないように固縛等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、VI-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. 竜巻防護対策設備

竜巻防護対策設備として、竜巻防護ネット（防護ネット（硬鋼線材：線径φ4mm，網目寸法40mm）及び鋼製枠により構成する。）、竜巻防護鋼板（炭素鋼：板厚20mm以上，特殊鋼板：板厚 \square ））、架構及び鋼製扉（炭素鋼：板厚24mm以上）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、竜巻防護対策設備は、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、機械的及び機能的な波及的影響により外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

機械的な波及的影響としては、設計竜巻荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、外部事象防護対象施設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に与える影響を考慮する。

f. 竜巻随件事象を考慮する施設

外部事象防護対象施設は、竜巻による随件事象として過去の竜巻被害の状況及び発電所における施設の配置から想定される屋外の燃料タンク等の火災、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、VI-3-別添1-1「竜巻への配慮が必要な施設の強度計算の方針」に示す。

a. 荷重の種類

(a) 常時作用する荷重

常時作用する荷重としては、持続的に生じる荷重である自重、水頭圧及び上載荷重を考慮する。

(b) 設計竜巻荷重

設計竜巻荷重としては、設計竜巻の風圧力による荷重、気圧差による荷重及び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」(制定平成25年6月19日原規技発第13061911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 J E A G 4 6 0 1-1987」((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 J E A G 4 6 0 1-補1984」((社)日本電気協会)及び「原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1-1991追補版」((社)日本電気協会)(以下「J E A G 4 6 0 1」という。)等の安全上適切と認められる規格及び基準又は試験等で妥当性が確認されている値を用いて、以下のことを確認する。

(a) 外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備のうち外部事象防護対象施設(建物等を除く。)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(建物等を除く。)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(建物等)

竜巻より防護すべき施設を内包する施設（建物等）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（建物等）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、及び内包する外部事象防護対象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（建物等）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、固縛状態を保持するために、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) 竜巻防護対策設備

竜巻防護対策設備のうち竜巻防護ネットは、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。

竜巻防護対策設備のうち、竜巻防護鋼板は、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、設計飛来物が竜巻防護鋼板を貫通せず、外部事象防護対象施設に波及的影響を与えないものとする。

竜巻防護ネット及び竜巻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竜巻防護ネット及び竜巻防護鋼板に作用する場合に、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竜巻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。

竜巻防護対策設備のうち鋼製扉は、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終局状態に至ることがないように構造強度を保持することとする。また、施設を構成する主要な構造部材に塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微少なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、外部事象防護対象施設の安全機能を損なわないようにする。また、機能的影響により外部事象防護対象施設の必要な機能を損なわないよう、機能喪失に至る可能性のある変形を生じないこととする。

2.2 適用規格

適用する規格、基準等を以下に示す。

- 建築基準法及び同施行令
- 「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）」
- 「原子力発電耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 J E A G 4 6 0 1 - 補 1984」(社) 日本電気協会
- 「原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1987」(社) 日本電気協会
- 「原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1991 追補版」(社) 日本電気協会
- 「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 J S M E S N C 1 -2005/2007」(社) 日本機械学会
- I S E S 7 6 0 7 -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」(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))
- 「コンクリート標準示方書 設計編」(社) 土木学会 (2007 改定)
- 「建築物荷重指針・同解説」(社) 日本建築学会 (2004 改定)
- 「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)
- 「各種合成構造設計指針・同解説」(社) 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」(社) 日本建築学会 (2010 改定)
- ・「鋼構造塑性設計指針」(社) 日本建築学会 (2010 改定)
- ・「鋼構造接合部設計指針」(社) 日本建築学会 (2012 改定)
- ・「小規模吊橋指針・同解説」(日本道路協会 平成 20 年 8 月)
- ・日本産業規格 (J I S)
- ・「高力ボルト接合設計施工ガイドブック」(社) 日本建築学会 (2011 改定)

なお、「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」(昭和 55 年通商産業省告示第 5 0 1 号, 最終改正平成 15 年 7 月 29 日経済産業省告示第 2 7 7 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) J S M E S N C 1 -2005/2007」(日本機械学会) に従うものとする。

VI-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 竜巻防護対策設備	4
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
3.5 竜巻随件事象を考慮する施設	5
4. 竜巻防護のための固縛対象物の選定	8
4.1 発電所敷地の屋外に保管する資機材等	8
4.1.1 発電所における飛来物の調査	8
4.1.2 固縛対象物の選定	8
4.2 屋外の重大事故等対処設備	10

1. 概要

本資料は、VI-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（建物等を除く。）、重大事故等対処設備及び防護措置として設置する竜巻防護対策設備は、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、建物等にて防護されていることから、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これら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物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及び機能的影響を及ぼす可能性がある施設を抽出し、竜巻の影響を考慮する施設として選定する。

また、竜巻随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、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物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等を実施する。

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（建物等を除く。）

外部事象防護対象施設（建物等を除く。）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。

- ・原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
- ・原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ
- ・排気筒（空調換気系用，非常用ガス処理系用）
- ・配管及び弁（原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ並びに非常用ディーゼル発電設備Aーディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ周り）
- ・非常用ディーゼル発電設備Aーディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ
- ・排気筒モニタ

(2) 竜巻より防護すべき施設を内包する施設（建物等）

屋内に設置している竜巻より防護すべき施設は、建物等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。

- ・原子炉建物（原子炉圧力容器他を内包する建物）
- ・タービン建物（主蒸気系配管他を内包する建物）
- ・廃棄物処理建物（中央制御室非常用再循環送風機他を内包する建物）
- ・制御室建物（中央制御室他を内包する建物）
- ・排気筒モニタ室（排気筒モニタを内包する建物）
- ・ディーゼル燃料貯蔵タンク室（非常用ディーゼル発電設備Aーディーゼル燃料貯蔵タンク他を内包する施設）
- ・Bーディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽（非常用ディーゼル発電設備Bーディーゼル燃料貯蔵タンク他を内包する施設）

(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。

- ・換気空調設備（原子炉棟空調換気系，中央制御室空調換気系，原子炉建物付属棟空調換気系の外気と繋がるダクト・送風機・処理装置及び外気との境界になるダンパ・隔離弁）
- ・非常用ガス処理系配管及び弁

(4) 建物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、建物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、建物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

原子炉建物は、竜巻による気圧低下により、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放され、外壁開口部が発生し、設計竜巻荷重が建物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。

- ・使用済燃料貯蔵ラック，燃料プール，燃料プール冷却系配管及び弁，燃料取替機，原子炉建物天井クレーン，燃料集合体

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

原子炉建物，廃棄物処理建物の建物開口部及び扉が飛来物の衝突により損傷し，飛来物が建物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。

- ・原子炉補機冷却水ポンプ
- ・原子炉補機冷却系配管及び弁
- ・原子炉補機冷却系熱交換器
- ・H P C S 電気室送風機
- ・非常用D G室送風機
- ・H P C S D G室送風機
- ・中央制御室非常用再循環処理装置
- ・中央制御室非常用再循環送風機

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、VI-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 竜巻防護対策設備

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設備を、竜巻の影響を考慮する施設として選定する。

- ・取水槽海水ポンプエリア竜巻防護対策設備（竜巻防護ネット，竜巻防護鋼板及び架構）
- ・取水槽循環水ポンプエリア竜巻防護対策設備（竜巻防護鋼板及び架構）
- ・燃料移送ポンプエリア竜巻防護対策設備（竜巻防護鋼板及び架構）
- ・建物開口部竜巻防護対策設備（竜巻防護ネット，竜巻防護鋼板，架構及び鋼製扉）

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、機械的影響及び機能的影響の観点から、波及的影響を及ぼす可能性がある施設を抽出する。

(1) 機械的影響を及ぼす可能性がある施設

外部事象防護対象施設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。

- ・1号機タービン建物（タービン建物及び制御室建物に隣接する施設）
- ・1号機廃棄物処理建物（廃棄物処理建物及び制御室建物に隣接する施設）

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がある以下の施設を選定する。

- ・1号機原子炉建物（制御室建物近傍の施設）
- ・1号機排気筒（タービン建物近傍の施設）
- ・復水貯蔵タンク遮へい壁（B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽近傍の施設）

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ー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及び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。

- ・排気消音器（非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関の付属施設）
- ・排気管及びベント管（非常用ディーゼル発電設備及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク，ディーゼル燃料デイトンク及びディーゼル潤滑油サンプルタンクの付属設備）

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。

3.5 竜巻随件事象を考慮する施設

火災を考慮する施設として油を内包する屋外の燃料タンク等を，溢水を考慮する施設として屋外タンク等を選定し，外部電源喪失事象を考慮する施設として送電線を選定する。

- ・屋外の燃料タンク等（火災）
- ・屋外タンク等（溢水）
- ・送電線（外部電源喪失）

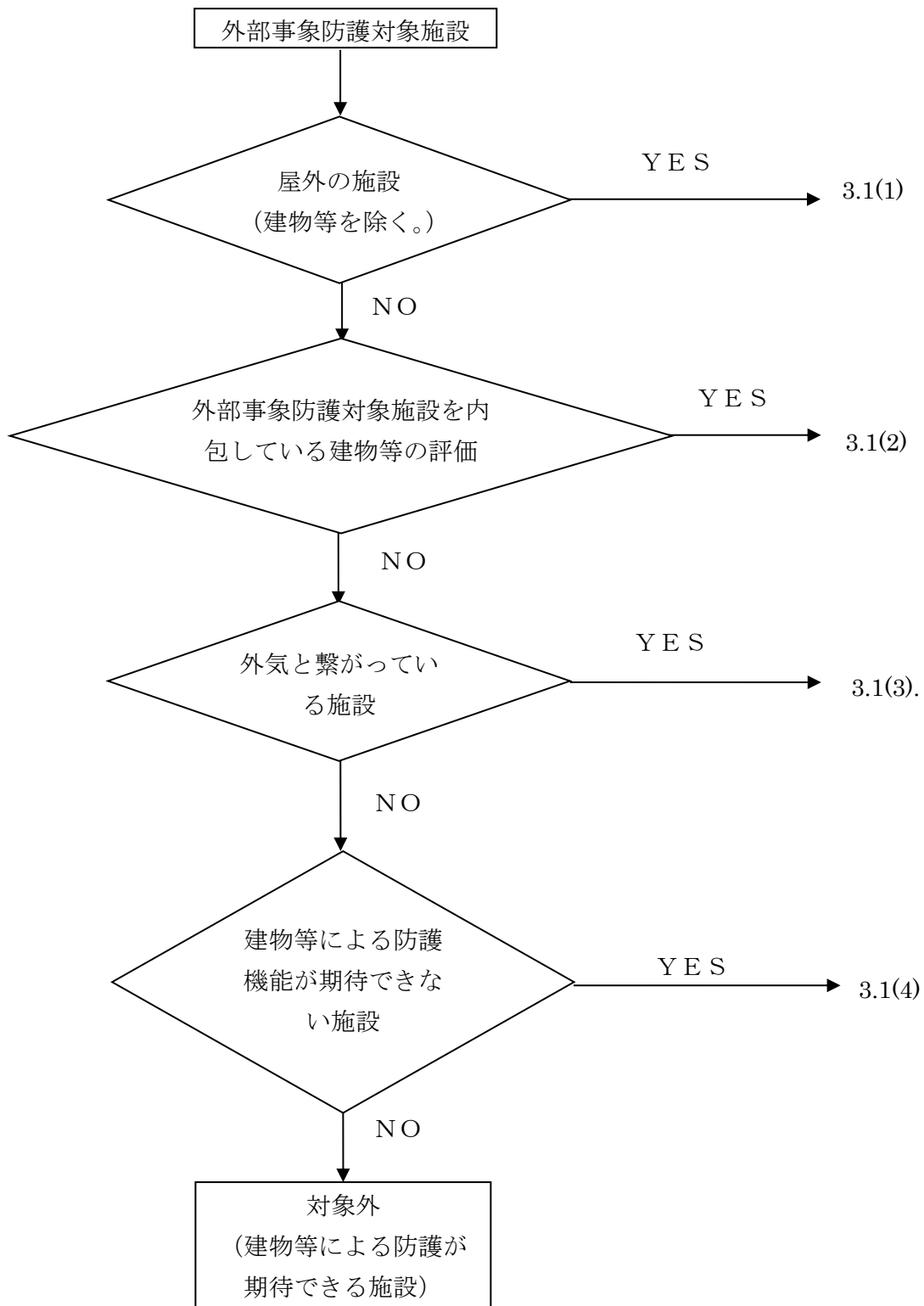


図 3-1 外部事象防護対象施設のうち竜巻の影響を考慮する施設の選定フロー

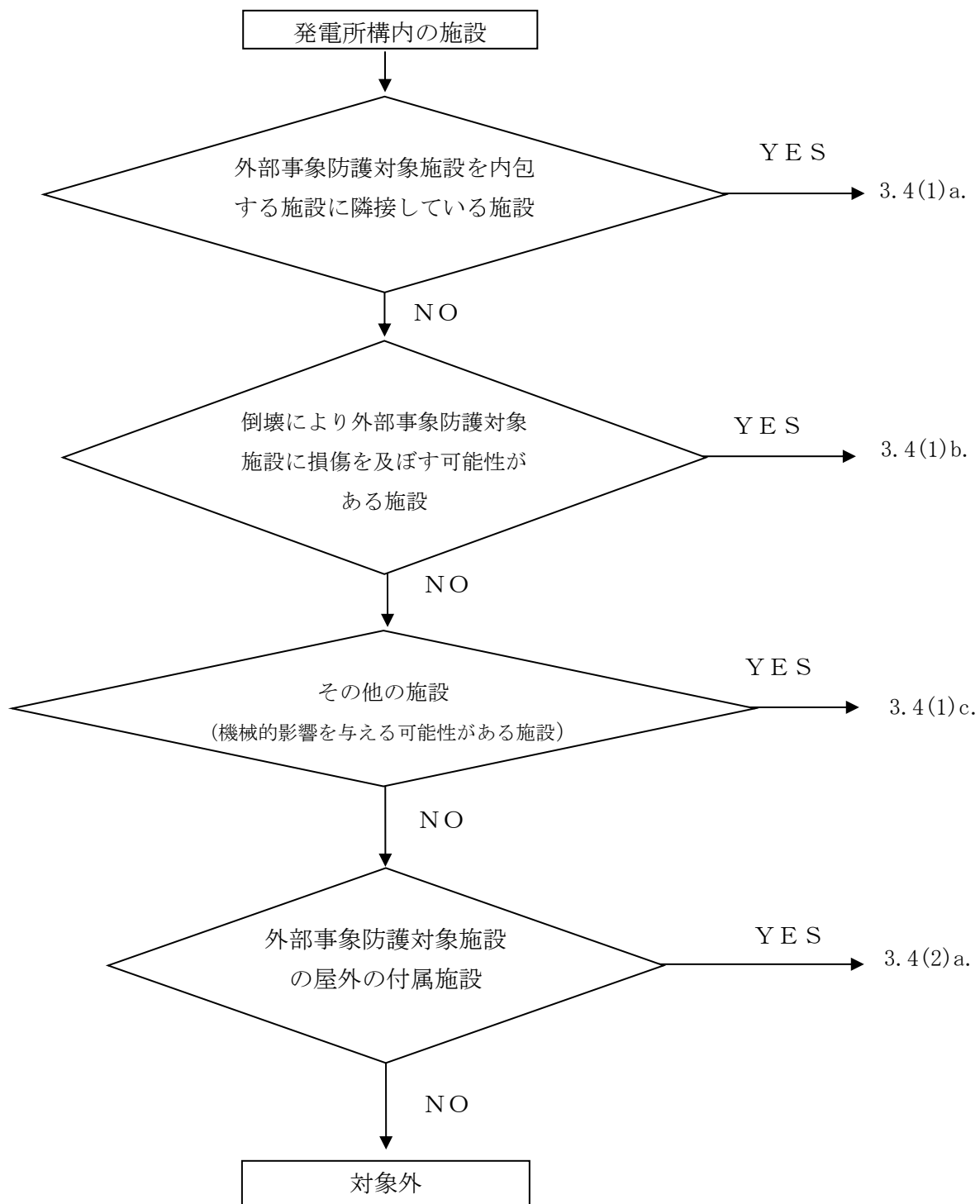


図 3-2 外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある施設の選定フロー

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及び屋外の重大事故等対処設備のうち、固縛等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

島根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、建物屋上、構内道路、駐車場及び資機材等が保管可能な空き地を調査した。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 ($C_D A/m$) を次式により算出する。

$$\frac{C_D A}{m} = \frac{c(C_{D1}A_1 + C_{D2}A_2 + C_{D3}A_3)}{m}$$

A : 代表面積 (m^2)

c : 係数 (=1/3)

C_D : 抗力係数 (-)

m : 質量 (kg)

出典：東京工芸大学“平成 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ー ($=1/2 \cdot m \cdot V^2$) は飛来物の質量と解析コード「TONBOS」により算出した速度から求める。

さらに、飛来物の貫通力として、飛来物の衝突による貫通が発生する時の部材厚（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>

$$\left. \begin{aligned} \frac{X_c}{\alpha_c d} \leq 2 \quad \text{の場合} \quad \frac{X_c}{d} &= 2 \left\{ \left(\frac{12145}{\sqrt{F_c}} \right) N d^{0.2} \frac{M}{d^3} \left(\frac{V}{1000} \right)^{1.8} \right\}^{0.5} \\ \frac{X_c}{\alpha_c d} \geq 2 \quad \text{の場合} \quad \frac{X_c}{d} &= \left(\frac{12145}{\sqrt{F_c}} \right) N d^{0.2} \frac{M}{d^3} \left(\frac{V}{1000} \right)^{1.8} + 1 \end{aligned} \right\} \textcircled{1}$$

$$\left. \begin{aligned} \frac{X_c}{\alpha_c d} \leq 1.52 \quad \text{の場合} \quad t_p &= \alpha_p d \left\{ 2.2 \left(\frac{X_c}{\alpha_c d} \right) - 0.3 \left(\frac{X_c}{\alpha_c d} \right)^2 \right\} \\ 1.52 \leq \frac{X_c}{\alpha_c d} \leq 13.42 \quad \text{の場合} \quad t_p &= \alpha_p d \left\{ 0.69 + 1.29 \left(\frac{X_c}{\alpha_c d} \right) \right\} \end{aligned} \right\} \textcircled{2}$$

t_p : 貫通限界厚さ (cm)

X_c : 貫入深さ (cm)

F_c : コンクリートの設計基準強度 (固縛対象物の選定では 240kgf/cm² とする。)

d : 飛来物の直径 (cm)

(飛来物の衝突面の外形の最小投影面積に等しい円の直径)

M : 飛来物の質量 (kg)

V : 飛来物の最大水平速度 (m/s)

N : 飛来物の先端形状係数 (=1.14)

(保守的な評価となる, 非常に鋭い場合の数値を使用)

α_c : 飛来物の低減係数 (=1.0)

α_p : 飛来物の低減係数 (=1.0)

<BRL 式>

$$T^{\frac{3}{2}} = \frac{0.5mv^2}{1.4396 \times 10^9 \cdot K^2 \cdot d^{\frac{3}{2}}}$$

T : 貫通限界厚さ (m)

d : 飛来物が衝突する衝突断面の等価直径 (m)

(最も投影面積が小さくなる衝突断面の等価直径)

K : 鋼板の材質に関する係数 (=1.0)

m : 飛来物の質量 (kg)

v : 飛来物の飛来速度 (m/s)

固縛対象物の選定は、設計飛来物の及ぼす影響に包含されているか否かについての観点により、以下の項目を満たすものを抽出する。

[固縛対象物（設計飛来物の及ぼす影響に包含されないもの）の選定]

- ・運動エネルギーが設計飛来物に設定している鋼製材の 176 kJ（水平方向）又は 79kJ（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材の 27cm（水平方向）又は 19cm（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鋼製材の 34 mm（水平方向）又は 20mm（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竜巻防護対策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資機材等は外部事象防護対象施設及び竜巻防護対策設備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を実施する。

なお、評価に用いた解析コード「TONBOS」の検証及び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、固縛等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、外部事象防護対象施設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等の必要性を確認する。

資機材等に対する固縛等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竜巻防護対策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等を実施する。

また、外部事象防護対象設備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等を実施する。

固縛対象設備を表 4-3 に示す。

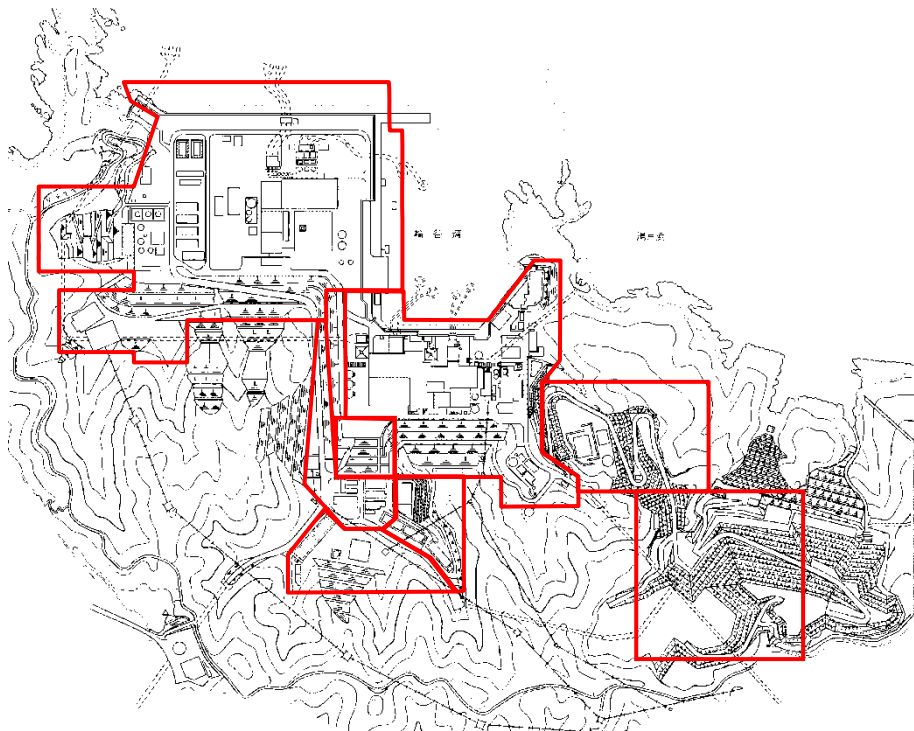


図 4-1 発電所における現地調査範囲

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

	産				産(一部別)				別			
	小	中	大	特大	中	大	特大	種小	小	中	大	
種状	カラーコーン 木材 フェーン 鋼より組 有刺鉄線 ビニルホース	○ガスホベ ビニル配管 ゴム配管	-	-	-	-	-	-	○鋼製パイプ はしご 組立 スコップ ハンドル ハイフイサ テント 退避針 積状アンテナ	○鋼製材 ○コンクリート積構 鋼製棒 圧射レーム 鋼製リキード 鋼製ステップ 金網カー 積状アンテナ基礎 消火栓 リフト 鋼管 監ホール 工事用信号機	○電柱	
種状	プラスチック製標識 プラスチック製フェンス プラスチック製バリケード 木製台 布	プラスチック製看板 ビニルシート 庇 木製看板 木製ハレット 木製柵	折半屋根 倉庫 歩道屋根 音出し板 二輪車置き場	-	-	-	-	-	○マンホール蓋(小) 鋼製標識 小窓バリケードアンテナ 消火栓カバー カーブミラー	○マンホール蓋(大) 鋼製蓋 グレーチング 鋼製電線 配管カバー	○コンクリート板 ○吹き抜け ○屋根足場 運工板 チェーンプレート 鋼板 金網支柱 鋼製スロープ ベンチ 手押し車 鋼製ハッチ コンクリート製ハッチ 閉止板 止木板 鋼製フェンス 石板 大窓バリケードアンテナ ガードレール	
種状	○ドラム缶 プラスチック製容器 プラスチック製コンテナ 一斗缶 手洗いシンク 台車 消火器格納箱 屋外スピーカー 屋外照明 メーターボックス 配線ドラム 土のう袋	○空型室外機(家庭用) 百葉箱 大窓照明 ソーラーアンテナ ホース格納箱 透水口ボックス 配管ボックス ベランダ格納箱 分電盤 消火器 道具箱 倉庫 洗濯機	○自動販売機 ○空型室外機(ビル用) 冷凍機 電気盤 新設機 仮設トイレ 仮設倉庫 給油機 昇降機 ボイラック プラスチック製ゴミ箱 木製ドラム	○コンテナボックス ○レハブ小屋 プレハブ倉庫 工事用コンテナ 産業コンテナ 木造小屋 資機材格納箱 防護材	○小窓発電機 投光器	○中窓発電機 ○小窓自動二輪車	○木窓発電機 ○車庫庫 ○トラック ○バス ○高圧発電機 ○オーキッド ○ホイールローダー ○ショベルカー ○クワタークレーン 給炭ファン オイルファンドラム ユニック クローラークレーン 水車庫 化学消防車 送水車 ホース巻取車 タンクローリー 高所作業車	○移利	○コンクリートブロック コンクリートから 積木 鉄釘 石	石像 記念碑	○コンクリート柵 ○鋼製ドラム 花壇 岩 鋼製基台 鋼製階段	

○ 代表として想定するものを示す。

表 4-2 飛来物の抗力係数

飛来物形状	c	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)

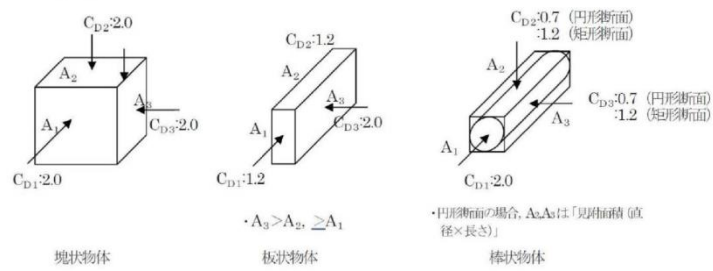


図 4-2 飛来物形状と受圧面積、抗力係数の関係

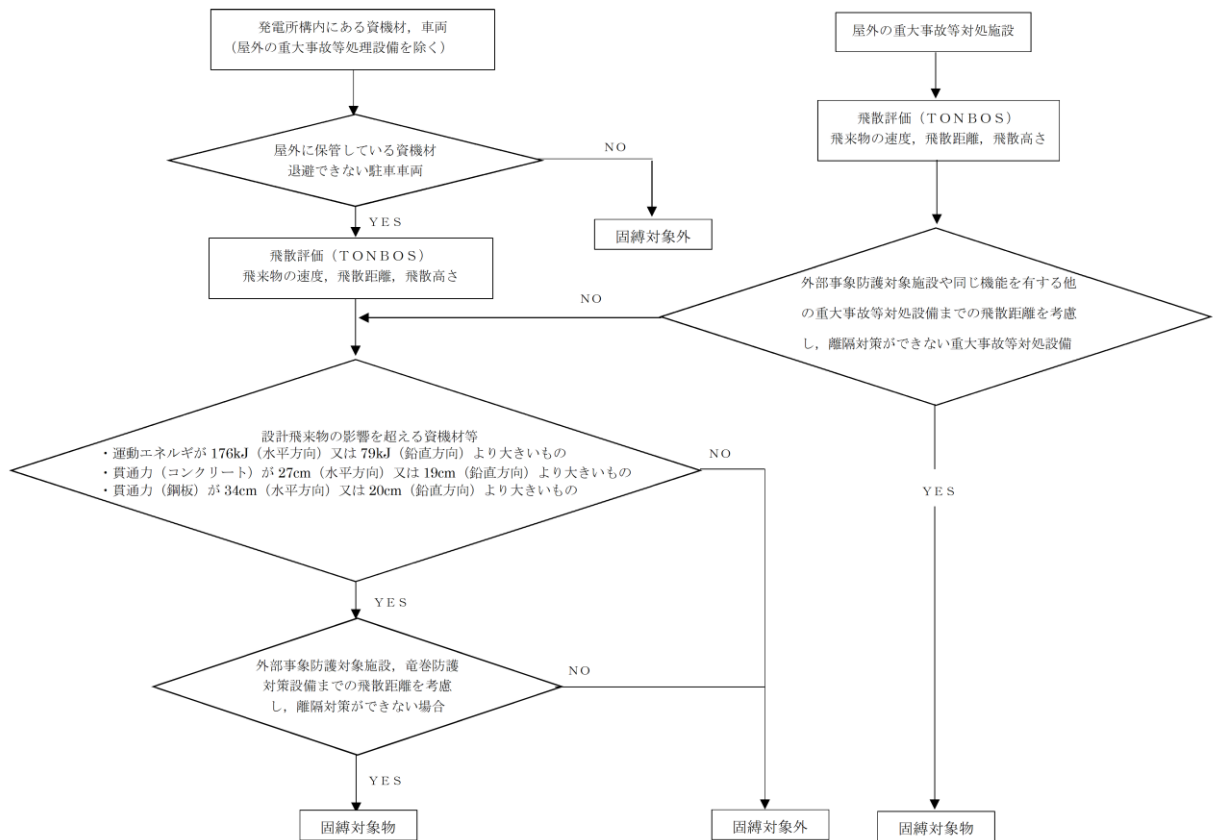


図 4-3 固縛対象物の選定フロー

表 4-3 屋外の重大事故等処理設備のうち固縛等を必要とする固縛対象設備一覧

固縛対象設備	設備区分
タンクローリー	車両型
高圧発電機車	車両型
大量送水車	車両型

VI-1-1-3-3-3 竜巻防護に関する施設的设计方針

目 次

1. 概要	1
2. 設計の基本方針	1
3. 要求機能及び性能目標	2
3.1 外部事象防護対象施設	2
3.2 重大事故等対処設備	10
3.3 竜巻防護対策設備	11
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	12
3.5 竜巻随伴事象を考慮する施設	15
4. 機能設計	16
4.1 外部事象防護対象施設	16
4.2 重大事故等対処設備	19
4.3 竜巻防護対策設備	19
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	20
4.5 竜巻随伴事象を考慮する施設	22

1. 概要

本資料は、VI-1-1-3-3-1「竜巻への配慮に関する基本方針」及びVI-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、VI-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、VI-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、その機能が保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、VI-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VI-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、VI-3-別添 1「竜巻への配慮が必要な施設の強度計算書」に示すこととし、竜巻防護ネット等の竜巻防護対策設備を除く竜巻の影響を考慮する施設の強度計算の方針をVI-3-別添 1-1「竜巻への配慮が必要な施設の強度計算の方針」に、竜巻防護対策設備の強度計算の方針をVI-3-別添 1-2「竜巻防護対策設備の強度計算の方針」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VI-3-別添 1-3「固縛装置の強度計算の方針」に示す。

なお、竜巻防護対策設備のうち、鋼製扉は、竜巻により防護すべき施設を内包する施設（建物等）を構成する建具であることから、扉の強度計算の方針は原子炉建物の一部として、VI-3-別添 1-1「竜巻への配慮が必要な施設の強度計算の方針」に示す。

また、竜巻防護措置として設置する竜巻防護対策設備については、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、VI-2「耐震性に関する説明書」に示す。

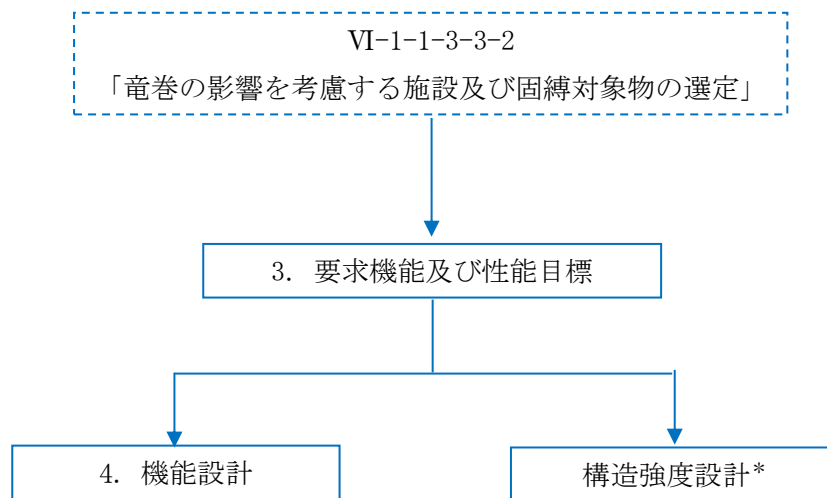


図 2-1 施設的设计フロー

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*：VI-3-別添 1-1「竜巻への配慮が必要な施設の強度計算の方針」に示す。

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、VI-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、施設の種類については、VI-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、竜巻防護対策設備、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及び竜巻随伴事象を考慮する施設に分類している。これらを踏まえ、施設分類ごとの要求機能を整理するとともに、施設分類ごとの要求機能を踏まえた施設ごとの機能設計上の性能目標及び構造強度設計上の性能目標を設定する。

3.1 外部事象防護対象施設

(1) 屋外の外部事象防護対象施設（建物等を除く。）

a. 施設

- (a) 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
- (b) 原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ
- (c) 配管及び弁（原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ並びに非常用ディーゼル発電設備Aー非常用ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ周り）
- (d) 非常用ディーゼル発電設備Aー非常用ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ
- (e) 排気筒（空調換気系用，非常用ガス処理系用）
- (f) 排気筒モニタ

b. 要求機能

屋外の外部事象防護対象施設（建物等を除く。）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（建物等を除く。）のうち、設計飛来物に対して、構造強度により安全機能を保持できない原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ、原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ、配管及び弁並びに非常用ディーゼル発電設備Aー非常用ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプは、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竜巻防護対策設備である竜巻防護ネット、竜巻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Aー非常用ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプは、竜巻防護対策設備を設置することにより、設計飛来物（鋼製材）の衝突に加え設計竜巻の風圧力について防護され、また、鋼製のカバーを設置することにより、竜巻防護鋼板（穴あき）を通過する飛来物の衝突についても防護されることから、設計竜巻の風圧力及び設計飛来物の衝突は考慮せず、設計竜巻の気圧差による荷重を考慮する。また、配管及び弁（非常用ディーゼル発電設備Aー非常用ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ周り）は、竜巻防護対策設備を設置することにより、設計飛来物（鋼製材）の衝突に加え設計竜巻の風圧力から防護されることから、設計竜巻の風圧力及び設計飛来物（鋼製材）の衝突は考慮せず、設計竜巻の気圧差による荷重及び竜巻防護鋼板（穴あき）を通過する飛来物の衝突を考慮する。

竜巻防護対策設備については、「3.3 竜巻防護対策設備」に記載する。

(a) 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ

竜巻防護対策設備により防護されている原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、設計竜巻の風圧力、気圧差及び竜巻防護ネットを通過する飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、電源を確保するとともに、ポンプの機能を保持することにより原子炉補機及び高圧炉心スプレイ補機を冷却する機能を保持することを機能設計上の性能目標とする。

竜巻防護対策設備により防護されている原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、設計竜巻の風圧力、気圧差による荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、原子炉補機及び高圧炉心スプレイ補機を冷却する機能を保持するために、取水槽海水ポンプエリアに設けた基礎に本体をボルトで固定するとともに、ポンプの機能保持に必要な付属品を本体にボルトで固定し、主要な構造部材が原子炉補機及び高圧炉心スプレイ補機を冷却する機能を保持可能な構造強度を有する設計とすること、

及び海水を送水するための動的機能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。

また、竜巻防護対策設備により防護されている原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、竜巻防護対策設備を構成する竜巻防護ネットを通過する飛来物による衝撃荷重に対し、海水により原子炉補機及び高圧炉心スプレイ補機を冷却する機能を保持するために、有意な変形を生じない設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(b) 原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ

竜巻防護対策設備により防護されている原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナは、設計竜巻の風圧力及び気圧差に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、原子炉補機及び高圧炉心スプレイ補機を冷却する機能を保持することを機能設計上の性能目標とする。

竜巻防護対策設備により防護されている原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナは、設計竜巻の風圧力、気圧差による荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、支持脚を取水槽循環水ポンプエリアに設けた基礎にボルトで固定し、主要な構造部材が海水中の固形物を除去する機能を保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。

(c) 配管及び弁（原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ並びに非常用ディーゼル発電設備Aーディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ周り）

配管及び弁（原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ周り）は、設計竜巻の風圧力、気圧差及び竜巻防護ネットを通過する飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、原子炉補機及び高圧炉心スプレイ補機を冷却する機能を保持することを機能設計上の性能目標とする。

配管及び弁（原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ周り）は、設計竜巻の風圧力、気圧差による荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、取水槽床面又は壁面にサポートで支持し、主要な構造部材が原子炉補機及び高圧炉心スプレイ系補機を冷却する機能を保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。

配管及び弁（非常用ディーゼル発電設備Aーディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ周り）は、設計竜巻の気圧差及び竜巻防護鋼板（穴あき）を通過する飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、非常用電源設備に燃料を供給する機能を保持することを機能設計上の性能目標とする。

配管及び弁（非常用ディーゼル発電設備Aーディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ周り）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、燃料移送ポンプエリア及び配管ダクト床面又は壁面にサポートで支持し、主要な構造部材が非常用電源設備に燃料を供給する機能を保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、竜巻防護対策設備により防護されている配管及び弁は、竜巻防護対策設備を構成する竜巻防護ネット等を通過する飛来物による衝撃荷重に対し、有意な変形を生じない設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(d) 非常用ディーゼル発電設備Aーディーゼル燃料移送ポンプ及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ

非常用ディーゼル発電設備Aーディーゼル燃料移送ポンプ及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプは、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、電源を確保するとともに、ポンプの機能を保持することにより非常用電源設備に燃料を供給する機能を保持することを機能設計上の性能目標とする。

非常用ディーゼル発電設備Aーディーゼル燃料移送ポンプ及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプは、設計竜巻の気圧差による荷重に対し、燃料移送ポンプエリアに設けた基礎に本体をボルトで固定し、主要な構造部材が非常用電源設備に燃料を供給する機能を保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。

(e) 排気筒（空調換気系用、非常用ガス処理系用）

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、放射性物質の放出低減機能を保持する設計とし、設計飛来物の衝突による損傷に対し、閉塞することはないこと及び補修が可能な設計とすることにより、設計基準事故時における安全機能を損なわない設計とすることを機能設計上の性能目標とする。

排気筒は、設計竜巻の風圧力、設計飛来物の衝突による荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、主要な構造部材が放射性物質の放出低減機能を保持可能な構造強度を有することを構造強度設計上の性能目標とする。

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。

(f) 排気筒モニタ

排気筒モニタは、設計竜巻に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、放射性気体廃棄物処理施設の破損の検出機能を保持する設計としているが、竜巻を起因として放射性廃棄物処理施設の破損が発生することはないため、安全上支障のない期間に補修等の対応を行うことで、設計基準事故時における安全機能を損なわない設計とするこ

とを機能設計上の性能目標とする。

(2) 竜巻より防護すべき施設を内包する施設（建物等）

a. 施設

- (a) 原子炉建物
- (b) タービン建物
- (c) 廃棄物処理建物
- (d) 制御室建物
- (e) 排気筒モニタ室
- (f) ディーゼル燃料貯蔵タンク室
- (g) B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽

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物，タービン建物，廃棄物処理建物，制御室建物及び排気筒モニタ室並びにディーゼル燃料貯蔵タンク室及びB-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽は，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) 原子炉建物，タービン建物，廃棄物建物，制御室建物，ディーゼル燃料貯蔵タンク室及びB-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽

原子炉建物，タービン建物，廃棄物建物，制御室建物，ディーゼル燃料貯蔵タンク室及びB-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽は，設計竜巻の風圧力，気圧差及び設計飛来物の衝突に対し，竜巻時及び竜巻通過後においても，設計飛来物が竜巻より防護すべき施設に衝突することを防止可能なものとし，竜巻より防護すべき施設として必要な機能を損なわないよう，波及的影響を与えないものとするを機能設計上の性能目標とする。

原子炉建物，タービン建物，廃棄物建物，制御室建物，ディーゼル燃料貯蔵タンク室及びB-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽は，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。

(c) 排気筒モニタ室

排気筒モニタ室は、「3.1(1)c. 性能目標」に示すとおり内包する排気筒モニタと同様に、安全上支障のない期間に補修等の対応を行うこととして、設計基準事故時における安全機能を損なわない設計とすることを機能設計上の性能目標とする。

(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) ダンパ（換気空調設備）
- (b) 角ダクト（換気空調設備）及び丸ダクト（換気空調設備）
- (c) 隔離弁（換気空調設備）
- (d) 送風機（換気空調設備）
- (e) 処理装置（換気空調設備）
- (f) 非常用ガス処理系配管

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、建物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、竜巻防護対策設備である竜巻防護ネット等を設置する。

なお、設計竜巻による竜巻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。

竜巻防護対策設備については、「3.3 竜巻防護対策設備」に記載する。

(a) ダンパ（換気空調設備）

外気と繋がっている換気空調設備のダンパは、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保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設備のダンパは、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、原子炉建物の天井面等にサポートにより固定し、開閉可

能な機能及び閉止性の保持を考慮して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) 角ダクト及び丸ダクト（換気空調設備）

外気と繋がっている換気空調設備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保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設備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、原子炉建物の天井面等にサポートで支持し、主要な構造部材が換気空調を行う機能を保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。

(c) 隔離弁（換気空調設備）

外気と繋がっている換気空調設備の隔離弁は、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、主要な構造部材が開閉可能な機能及び閉止性を確保する機能を保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設備の隔離弁は、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、換気空調設備のダクトに固定し、開閉可能な機能及び閉止性の保持を考慮して、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。

(d) 送風機（換気空調設備）

外気と繋がっている換気空調設備の送風機は、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保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設備の送風機は、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、原子炉建物の床面等にサポートで支持し、主要な構造部材が必要な風量を送風する機能を保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。

(e) 処理装置（換気空調設備）

外気と繋がっている換気空調設備の処理装置は、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、外気を処理する機能を保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設備の処理装置は、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、原子炉建物の床面等にサポートで支持し、主要な構造部材が外気を処理する機能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。

(f) 非常用ガス処理系配管

外気と繋がっている屋内の非常用ガス処理系配管は，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，放射性物質の放出低減機能を保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屋内の非常用ガス処理系配管は，設計竜巻の気圧差による荷重及びその他の考慮すべき荷重に対し，配管ダクト床面又は壁面にサポートで支持し，主要な構造部材が放射性物質の放出低減機能を保持することを構造強度上の性能目標とする。

(4) 建物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) 原子炉補機冷却水ポンプ
- (b) 原子炉補機冷却系熱交換器
- (c) 原子炉補機冷却系配管及び弁
- (d) 燃料プール，燃料プール冷却系配管及び弁，使用済燃料貯蔵ラック，燃料集合体，燃料取替機，原子炉建物天井クレーン
- (e) H P C S 電気室送風機
- (f) 非常用D G室送風機
- (g) H P C S D G室送風機
- (h) 中央制御室非常用再循環処理装置
- (i) 中央制御室非常用再循環送風機

b. 要求機能

建物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

原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却系熱交換器，原子炉補機冷却系配管及び弁，H P C S 電気室送風機，非常用D G室送風機，H P C S D G室送風機，中央制御室非常用再循環処理装置，中央制御室非常用再循環送風機，燃料プール，燃料プール冷却系配管及び弁，使用済燃料貯蔵ラック，燃料集合体，燃料取替機及び原子炉建物天井クレーンは，設計竜巻の風圧力及び気圧差に対し，建物によって防護可能であるが，建物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保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竜巻防護ネット，竜巻防護鋼板，架構及び鋼製扉を設置する。

燃料プール，燃料プール冷却系配管及び弁，使用済燃料貯蔵ラック並びに燃料集合体

は、設計竜巻による気圧低下により、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放され、原子炉建物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。燃料プール、燃料プール冷却系配管及び弁、使用済燃料貯蔵ラック並びに燃料集合体は、設計飛来物の衝突に対して構造強度により安全機能を保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竜巻防護ネット、竜巻防護鋼板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、設計竜巻の気圧差についても、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物天井クレーンは、設計竜巻による気圧低下により、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放され、原子炉建物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物天井クレーンは、設計飛来物の衝突に対して構造強度により安全機能を保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竜巻防護ネット、竜巻防護鋼板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。

鋼製扉については、「3.1 屋外の外部事象防護対象施設」において、原子炉建物の一部として記載する。鋼製扉以外の竜巻防護対策設備については、「3.3 竜巻防護対策設備」に記載する。

(a) 燃料取替機及び原子炉建物天井クレーン

燃料取替機及び原子炉建物天井クレーンは、設計竜巻の風圧力及び竜巻防護ネットを通過する飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、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、外部事象防護対象施設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同じ機能を有する他の重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備等に衝突し、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保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、VI-1-1-6「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

3.3 竜巻防護対策設備

(1) 設備

- a. 取水槽海水ポンプエリア竜巻防護対策設備（竜巻防護ネット、竜巻防護鋼板及び架構）
- b. 取水槽循環水ポンプエリア竜巻防護対策設備（竜巻防護鋼板及び架構）
- c. 燃料移送ポンプエリア竜巻防護対策設備（竜巻防護鋼板及び架構）
- d. 建物開口部竜巻防護対策設備（竜巻防護ネット、竜巻防護鋼板及び架構）

(2) 要求機能

竜巻防護対策設備は、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

性能目標については、以下のとおり、構成要素毎に示す。

- a. 竜巻防護ネット（取水槽海水ポンプエリア、建物開口部に設置）

竜巻防護ネットは、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、設計飛来物の鋼製材が外部事象防護対象施設へ衝突することを防止可能なものとし、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。

竜巻防護ネットは、設計竜巻の風圧力による荷重による荷重、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、設計飛来物の鋼製材が外部事象防護対象施設へ衝突することを防止するために、主要な部材が破断せず、たわみを生じても、設計飛来物の鋼製材が外部事象防護対象施設と衝突しないよう捕捉できる設計とすることを構造強度設計上の

性能目標とする。

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. 竜巻防護鋼板（取水槽海水ポンプエリア、取水槽循環水ポンプエリア、燃料移送ポンプエリア及び建物開口部に設置）

竜巻防護鋼板は、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、設計飛来物の鋼製材が外部事象防護対象施設に衝突することを防止可能なものとし、また、外部事象防護対象施設が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ものとするを機能設計上の性能目標とする。

竜巻防護鋼板は、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、設計飛来物の鋼製材が外部事象防護対象施設に衝突することを防止するために、設計飛来物が竜巻防護鋼板を構成する主要な構造部材を貫通せず、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。

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. 架構（取水槽海水ポンプエリア及び循環水ポンプエリア、建物開口部並びに燃料移送ポンプエリアに設置）

架構は、設計竜巻の風圧力による荷重、設計飛来物の衝突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。

架構は、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、設計飛来物の鋼製材が外部事象防護対象施設へ衝突することを防止するために、設計飛来物が架構の外殻を構成する主要な構造部材を貫通せず、竜巻防護ネット及び竜巻防護鋼板を支持する機能を保持可能な構造強度を有する設計とし、また、外部事象防護対象施設に波及的影響を与えないために、架構の外殻を構成する部材自体の転倒及び脱落を生じない設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

なお、設計竜巻による気圧差による荷重については、外気と通じており気圧差は発生しないことから考慮しない。

3.4 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

- (a) 1号機原子炉建物
(b) 1号機タービン建物

- (c) 1号機廃棄物処理建物
- (d) 1号機排気筒
- (e) 復水貯蔵タンク遮へい壁
- (f) 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) 排気消音器(非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関の附属施設)
- (b) 排気管及びベント管(非常用ディーゼル発電設備及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク，ディーゼル燃料デイトンク並びに潤滑油サンプルタンクの附属設備)

(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時においても，施設の安全機能を損なわないことが要求される。

(3) 性能目標

a. 機械的影響を及ぼす可能性がある施設

- (a) 1号機タービン建物及び1号機廃棄物処理建物

1号機タービン建物及び1号機廃棄物処理建物は，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タービン建物，廃棄物処理建物及び制御室建物へ波及的影響を及ぼさないものとするを機能設計上の性能目標とする。

1号機タービン建物及び1号機廃棄物処理建物は，設計竜巻荷重及びその他考慮すべき荷重に対し，竜巻より防護すべき施設を内包するタービン建物，廃棄物処理建物及び制御室建物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) 1号機原子炉建物，1号機排気筒及び復水貯蔵タンク遮へい壁

1号機原子炉建物，1号機排気筒及び復水貯蔵タンク遮へい壁は，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タービン建物及び制御室建物並びにB-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽へ波及的影響を及ぼさないものとするを機能設計上の性能目標とする。

1号機原子炉建物，1号機排気筒及び復水貯蔵タンク遮へい壁は，設計竜巻の風圧力，

気圧差による荷重，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タービン建物及び制御室建物並びにB-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽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，1号機排気筒は，設計竜巻による気圧差による荷重について，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) 排気消音器(非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関の付属施設)

排気消音器は，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，機能的な波及的影響により，ディーゼル発電機が必要な機能を損なわないように，設計竜巻の風圧力及び気圧差に対し，排気消音器が排気機能を保持する設計とし，設計飛来物の衝突に対し，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。

排気消音器は，設計竜巻の風圧力による荷重，気圧差による荷重及びその他考慮すべき荷重に対し，排気機能を保持するために，原子炉建物にボルトで固定し，主要な構造部材が排気機能を保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，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) 排気管及びベント管(非常用ディーゼル発電設備及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク，ディーゼル燃料デイトン並びに潤滑油サンプタンクの付属設備)

排気管及びベント管は，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、機能的な波及的影響により、排気管及びベント管が必要な機能を損なわないように、設計竜巻の風圧力及び気圧差に対し、排気管及びベント管が排気機能を保持する設計とし、設計飛来物の衝突に対し、排気管及びベン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可能な設計とすることを機能設計上の性能目標とする。

排気管及びベント管は、設計竜巻の風圧力、気圧差による荷重及びその他考慮すべき荷重に対し、サポート等により建物に固定し、主要な構造部材が排気機能を保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、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。

3.5 竜巻随件事象を考慮する施設

(1) 施設

- a. 屋外の燃料タンク等（火災）
- b. 屋外タンク等（溢水）
- c. 送電線（外部電源喪失）

(2) 要求機能

竜巻随件事象を考慮する施設は、設計竜巻の風圧力、気圧差及び飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、竜巻随件事象により外部事象防護対象施設の安全機能を損なうおそれのないことが要求される。

(3) 性能目標

- a. 屋外の燃料タンク等（火災）

屋外の燃料タンク、変圧器及び水素ガスボンベは、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. 屋外タンク等（溢水）

屋外タンク等は、設計竜巻の風圧力、気圧差及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、溢水を発生させない又は溢水が発生しても、他の原因による溢水の影響の範囲内に収まることを機能設計上の性能目標とする。

- c. 送電線（外部電源喪失）

送電線は、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

VI-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」で設定している設計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（建物等を除く。）

a. 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの設計方針

原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(1)c. 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、設計竜巻の風圧力、気圧差及び竜巻防護ネットを通過する飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、電源を確保するために、設計竜巻の影響を受けない屋内に設置する非常用所内電源から、ダクト内の電路を通じて受電する構成とする。また、原子炉補機及び高圧炉心スプレイ補機を冷却する機能を保持するために、ポンプモータへの電源供給を行い、ポンプの回転を保持することにより、原子炉補機及び高圧炉心スプレイ補機に送水する設計とする。

b. 原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナの設計方針

原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナは、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(1)c. 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナは、設計竜巻の風圧力及び気圧差に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、原子炉補機冷却系及び高圧炉心スプレイ補機冷却系を冷却する機能を保持するため、海水中の固形物を除去する機能を保持する設計とする。

c. 配管及び弁(原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ並びに非常用ディーゼル発電設備Aーディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ周り)の設計方針

配管及び弁は、「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。

配管及び弁(原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ周り)は、設計竜巻の風圧力、気圧差及び竜巻防護ネットを通過する飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、原子炉補機冷却系を冷却する機能及び高圧炉心スプレイ補機冷却系を冷却する機能を保持するため、流路を確保する機能を保持する設計とする。

配管及び弁(非常用ディーゼル発電設備Aーディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ周り)は、設計竜巻の気圧差及び竜巻防護鋼板(穴あき)を通過する飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、非常用電源設備に燃料を供給する機能を保持するため、流路を確保する機能を保持する設計とする。

d. 非常用ディーゼル発電設備Aーディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプの設計方針

非常用ディーゼル発電設備Aーディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプは、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(1)c. 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

非常用ディーゼル発電設備Aーディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプは、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、電源を確保するために、竜巻の影響を受けない屋内に設置する非常用所内電源から、ダクト内の電路を通じて受電する構成とする。また、非常用電源設備に燃料を供給する機能を保持するために、燃料を供給する機能を保持する設計とする。

e. 排気筒(空調換気系用、非常用ガス処理系用)の設計方針

排気筒は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(1)c. 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

排気筒は、設計竜巻の風圧力及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、放射性物質の放出低減機能を保持するため、流路を確保する機能を保持する設計とする。

また、排気筒は、設計飛来物の衝突に対し、貫通により高所での放射性物質放出機能を喪失する可能性があることから、屋外の資機材等に飛来物発生防止対策を実施し、飛来物となるものが少なくなるように運用することに加え、竜巻通過後において、補修等の対応が取れる配置とし、運転管理等の運用の措置により速やかに機能を復帰する運用とする。

f. 排気筒モニタの設計方針

排気筒モニタは、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(1)c. 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

排気筒モニタは、竜巻通過後において、補修等の対応が取れる配置とし、運転管理等の運用の措置により速やかに機能を復帰する運用とする。

(2) 竜巻より防護すべき施設を内包する施設(建物等)

a. 竜巻より防護すべき施設を内包する施設(排気筒モニタ室を除く)の設計方針

竜巻より防護すべき施設を内包する施設(排気筒モニタ室を除く)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（排気筒モニタ室を除く）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、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物等の内部に設置する設計とする。

b. 排気筒モニタ室

排気筒モニタ室は竜巻通過後において、内包する排気筒モニタの補修などの対応を考慮して、運転管理等の運用の措置により速やかに機能を復帰する運用とする。

(3) 外気と繋がっている屋内の外部事象防護対象施設

a. ダンパ（換気空調設備）の設計方針

ダンパは、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(2)c. 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

外気と繋がっている換気空調設備のダンパは、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保持するために、開閉可能な機能及び閉止性を保持する設計とする。

b. 角ダクト及び丸ダクト（換気空調設備）の設計方針

角ダクト及び丸ダクトは、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(2)c. 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

外気と繋がっている換気空調設備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保持するために、流路を確保する機能を保持する設計とする。

c. 隔離弁（換気空調設備）の設計方針

隔離弁は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(2)c. 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

外気と繋がっている換気空調設備の隔離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保持するために、開閉可能な機能及び閉止性を保持する設計とする。

d. 送風機（換気空調設備）の設計方針

送風機は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(2)c. 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

外気と繋がっている換気空調設備の送風機は、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保持するために、冷却用空気を送風する機能を保持する設計とする。

e. 処理装置（換気空調設備）

処理装置は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1(2)c. 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

外気と繋がっている換気空調設備の処理装置は、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保持するために、外気を処理する機能を保持する設計とする。

(4) 建物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物天井クレーンの設計方針

燃料取替機及び原子炉建物天井クレーンは、「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物天井クレーンは、設計竜巻の風圧力及び竜巻防護ネットを通過する飛来物に対し、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、原子炉建物燃料取替階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及び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、固縛等を実施する設計とする。

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保持する設備は、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。

4.3 竜巻防護対策設備

(1) 竜巻防護ネット（取水槽海水ポンプエリア、建物開口部）の設計方針

竜巻防護ネットは、「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等に設置し、設計飛来物が竜巻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、竜巻防護ネットは、設計竜巻の風圧力及び設計飛来物の鋼製材の衝突に対し、竜巻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。

竜巻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。

(2) 竜巻防護鋼板（取水槽海水ポンプエリア及び循環水ポンプエリア、燃料移送ポンプエリア並びに建物開口部）の設計方針

竜巻防護鋼板は、「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、以下の設計方針とする。

竜巻防護鋼板は、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に衝突することを防止するために、外部事象防護対象施設の周辺または飛来物が侵入する可能性のある外部事象防護対象施設の周辺の開口部に設置し、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) 架構の設計方針（取水槽海水ポンプエリア及び循環水ポンプエリア、燃料移送ポンプエリア並びに建物開口部）

架構は、「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、以下の設計方針とする。

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保持するために、竜巻防護ネットもしくは竜巻防護鋼板を支持し、また、外部事象防護対象施設に波及的影響を与えない設計とする。

4.4 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.(g) 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「b. 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. 1号機タービン建物及び1号機廃棄物処理建物の設計方針

1号機タービン建物及び1号機廃棄物処理建物は、「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、以下の設計方針とする。

1号機タービン建物及び1号機廃棄物処理建物は、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に機械的

影響を与えないために、外部事象防護対象施設を内包するタービン建物、廃棄物処理建物及び制御室建物に対し倒壊による影響を及ぼさない設計とする。

b. 1号機原子炉建物，1号機排気筒及び復水貯蔵タンク遮へい壁の設計方針

1号機原子炉建物，1号機排気筒及び復水貯蔵タンク遮へい壁は、「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、以下の設計方針とする。

1号機原子炉建物，1号機排気筒及び復水貯蔵タンク遮へい壁は，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に機械的影響を与えないために，外部事象防護対象施設を内包するタービン建物，制御室建物及びB-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽に対し倒壊による影響を及ぼさない設計とする。

c. 発電所敷地の屋外に保管する重大事故等対処設備，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「3.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために，以下の設計方針としている。

外部事象防護対象施設は，屋外に保管する重大事故等対処設備，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，VI-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. 排気消音器(非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関の付属施設)の設計方針

排気消音器は，「3. 要求機能及び性能目標」の「3.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために，以下の設計方針としている。

排気消音器は，設計竜巻の風圧力及び気圧差に対し，竜巻時及び竜巻通過後においても，排気機能を保持するために，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，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，補修等の対応が取れる配置とし，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. 排気管及びベント管(非常用ディーゼル発電設備及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク,ディーゼル燃料デイトンク並びに潤滑油サンプタンクの付属施設)の設計方針

排気管及びベント管は、「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。

排気管及びベント管は、設計竜巻の風圧力及び気圧差に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、排気機能を保持するために、外部事象防護対象施設に接続し、屋外への給排気を行うための流路を確保する設計とする。また、排気管及びベント管は、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、補修等の対応が取れる配置とし、運転管理等の運用上の措置により速やかに機能を復帰する運用とする。

4.5 竜巻随件事象を考慮する施設

- (1) 屋外の燃料タンク等(火災)の設計方針

屋外の燃料タンク等は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

屋外の燃料タンク等は、設計竜巻の風圧力、気圧差及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、火災を発生させない又は火災が発生しても、他の原因による火災の影響の範囲内に収まるように、火災による損傷の防止における想定に包絡される設計とする。

屋外の燃料タンク等に対する火災防護設計については、VI-1-1-3-5「外部火災への配慮に関する説明書」に示す。

- (2) 屋外タンク等(溢水)の設計方針

屋外タンク等(溢水)は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

屋外タンク等は、設計竜巻の風圧力、気圧差及び設計飛来物の衝突に対し、竜巻時及び竜巻通過後においても、溢水を発生させない又は溢水が発生しても、他の原因による溢水の影響の範囲内に収まるように、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。

屋外タンク等に対する溢水防護設計については、VI-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。

(3) 送電線（外部電源喪失）の設計方針

送電線（外部電源喪失）は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

送電線は、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物等に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
1.1 使用状況一覧	2
2. 解析コードの概要	3

1. はじめに

本資料は、VI-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

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

2. 解析コードの概要

	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	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>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。</p> <p>【検証 (Verification)】</p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。

VI-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。

VI-1-1-3-4-1 火山への配慮に関する基本方針

VI-1-1-3-4-2 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定

VI-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

VI-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. 火山防護に関する基本方針	1
2.1 基本方針	1
2.1.1 降下火砕物より防護すべき施設	1
2.1.2 設計に用いる降下火砕物特性	1
2.1.3 降下火砕物の影響に対する設計方針	2
2.2 適用規格	5

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。

VI-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

VI-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56cm、粒径4.0mm以下、密度0.7g/cm³（乾燥状態）～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4.0mmを超える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4.0mmを超える降下火砕物が少量混入したとしても降下火砕物は砂より硬度が低くもろいため砕けて施設等に損傷を与えることはないことから考慮する必要はない。また、大気中においては水分が混ざることによって凝集する可能性があるが、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
56cm	4.0mm以下	乾燥密度：0.7g/cm ³ 湿潤密度：1.5g/cm ³

2.1.3 降下火砕物の影響に対する設計方針

降下火砕物の影響を考慮する各施設において、考慮する直接的影響因子が異なることから、降下火砕物の影響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、VI-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、VI-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VI-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、風（台風）及び積雪の荷重との組合せを考慮する。地震については、基準地震動 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、地震との組合せは考慮しない。詳細な設計については、VI-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（建物等を除く。）は、想定する降下火砕物による荷重、風（台風）及び積雪を考慮した荷重に対し、その安全機能を損なうおそれがない設計とする。なお、運用により降下火砕物を適宜除去することから、降下火砕物による荷重については複数回堆積することを想定する。

降下火砕物が堆積しやすい構造を有する降下火砕物より防護すべき施設を内包する施設は、想定する降下火砕物による荷重、風（台風）及び積雪を考慮した荷重に対し、施設に内包される降下火砕物より防護すべき施設の必要な機能を損なうおそれがない設計とする。

屋外の重大事故等対処設備は、降下火砕物による荷重により機能を損なわないように、降下火砕物を適宜除去することにより、想定する降下火砕物による荷重に対し、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

降下火砕物の荷重は湿潤状態の $8238\text{N}/\text{m}^2$ とする。なお、積雪単独の堆積荷重は $2000\text{N}/\text{m}^2$ （設計基準積雪深：100cm）であるため、積雪の設計は火山防護設計に包含される。

b. 閉塞に対する設計方針

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，発電用原子炉及び燃料プールの安全性を損なわない設計とする。

(2) 荷重の組合せ及び許容限界

VI-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，風（台風）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（建物等を除く。）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，建物等については，機能設計上の性能目標を

満足するように、建物等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、風（台風）及び積雪の組合せを考慮した荷重の算出については、VI-3「強度に関する説明書」のうちVI-3-別添2-1「火山への配慮が必要な施設の強度計算の方針」に示す。

a. 荷重の種類

(a) 常時作用する荷重

常時作用する荷重としては、持続的に生じる荷重である自重及び積載荷重を考慮する。

(b) 降下火砕物による荷重

湿潤状態の降下火砕物が堆積した場合の荷重を考慮する。ただし、この荷重は短期荷重とする。

(c) 積雪荷重

VI-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。

(d) 風荷重

VI-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、風荷重を考慮する。ただし、この荷重は短期荷重とする。

(e) 運転時の状態で作用する荷重

運転時の状態で作用する荷重としては、ポンプのスラスト荷重等の運転時荷重を考慮する。

b. 荷重の組合せ

(a) 降下火砕物の影響を考慮する施設における荷重の組合せとしては、設計に用いる常時作用する荷重、降下火砕物による荷重、風荷重、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、風荷重、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、風荷重及び積雪荷重については、対象とする施設の設置場所、その他の環境条件によって設定する。

c. 許容限界

降下火砕物による荷重及びその他の荷重に対する許容限界は、「原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1-1987」（（社）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。

VI-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（建物等を除く。）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（建物等を除く。）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、建物等については、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、原子炉建物は放射線の遮蔽機能及び放射性物質の閉じ込め機能、制御室建物は放射線の遮蔽機能を維持できるよう、建物等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、VI-3「強度に関する説明書」のうちVI-3-別添2-1「火山への配慮が必要な施設の強度計算の方針」に示す。

2.2 適用規格

適用する規格、基準等を以下に示す。

- ・ 建築基準法及び同施行令
- ・ 松江市建築基準法施行細則（平成 17 年 3 月 31 日 松江市規則第 234 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 J E A G 4 6 0 1-1987（（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 J E A G 4 6 0 1・補-1984（（社）日本電気協会）
- ・ 原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1-1991 追補版（（社）日本電気協会）
- ・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 J S M E S N C 1-2005/2007（（社）日本機械学会）
- ・ コンクリート標準示方書[構造性能照査編]（土木学会，2002 年制定）

なお、「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和55年通商産業省告示第 5 0 1 号，最終改正平成15年7月29日経済産業省告示第 2 7 7 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 J S M E S N C 1-2005/2007（（社）日本機械学会）に従うものとする。

VI-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	2
3.1 外部事象防護対象施設	2
3.2 外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設	3
3.3 重大事故等対処設備	3
3.4 間接的影響を考慮する施設	4

1. 概要

本資料は、VI-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

降下火砕物の影響について評価を行う施設（以下「降下火砕物の影響を考慮する施設」という。）は、その設置状況や構造等により以下のとおり選定する。

降下火砕物より防護すべき施設のうち、外部事象防護対象施設に係る降下火砕物の影響を考慮する施設は以下により選定する。

屋外に設置している外部事象防護対象施設（建物等を除く。）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、建物等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を内包する建物等を降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。ただし、降下火砕物を取り込むおそれがある屋内の外部事象防護対象施設については、降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

降下火砕物の影響による機能的な波及的影響を考慮し、外部事象防護対象施設が、降下火砕物の影響を受けた外部事象防護対象施設以外の施設により機能的な波及的影響を受けるおそれがある場合は、外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある外部事象防護対象施設以外の施設を、波及的影響を及ぼし得る施設として選定する。

降下火砕物より防護すべき施設のうち、重大事故等対処設備に係る降下火砕物の影響を考慮する施設は以下により選定する。

屋外に設置している重大事故等対処設備は、直接降下火砕物と接触するため、降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

屋内に設置している重大事故等対処設備は、建物等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物等を降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

降下火砕物より防護すべき施設に対する降下火砕物の間接的影響を考慮し、発電用原子炉及び燃料プールの安全性に間接的に影響を与える可能性がある非常用電源設備を、降下火砕物の影響を考慮する施設として選定する。

3. 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定

「2. 選定の基本方針」に示す選定方針を踏まえて、降下火砕物の影響を考慮する施設を以下のとおり選定する。

3.1 外部事象防護対象施設

(1) 屋外に設置している外部事象防護対象施設（建物等を除く。）

屋外に設置している外部事象防護対象施設（建物等を除く。）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. 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレー補機海水ポンプ
- b. 非常用ディーゼル発電設備A-ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレー系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ
- c. 排気筒（空調換気系用，非常用ガス処理系用）
- d. 排気筒モニタ

(2) 降下火砕物より防護すべき施設を内包する施設（建物等）

屋内に設置している降下火砕物より防護すべき施設は、建物等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施設（建物等）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. 原子炉建物（原子炉圧力容器他を内包する建物）
- b. タービン建物（原子炉補機海水系配管他を内包する建物）
- c. 制御室建物（中央制御室他を内包する建物）
- d. 廃棄物処理建物（計装用無停電交流電源装置他を内包する建物）
- e. 排気筒モニタ室（排気筒モニタを内包する建物）
- f. B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽（非常用ディーゼル発電設備B-ディーゼル燃料貯蔵タンク他を内包する施設）

(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. 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレー補機海水ポンプ
- b. 原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレー補機海水ストレーナ
- c. 原子炉補機冷却系熱交換器及び高圧炉心スプレー補機冷却系熱交換器

(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. 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
- b. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関
- c. 換気空調設備（外気取入口）
 - ・中央制御室空調換気系
 - ・原子炉建物付属棟空調換気系
- d. 排気筒（空調換気系用，非常用ガス処理系用）
- e. 排気筒モニタ
- f. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ

(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. 計測制御系統施設（安全保護系盤）
- b. 非常用電源設備（計装用無停電交流電源装置及びロードセンタ）

3.2 外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設

外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある外部事象防護対象施設以外の施設を降下火砕物の影響を考慮する施設として、以下のとおり選定する。

- (1) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関給気口
- (2) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関排気消音器及び排気管
- (3) 取水設備（除じん装置）

3.3 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、VI-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。

3.4 間接的影響を考慮する施設

想定する降下火砕物に対し，発電用原子炉及び燃料プールの安全性に間接的に影響を与える可能性がある非常用電源設備を，降下火砕物の影響を考慮する施設として，以下のとおり選定する。

- a. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関
- b. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク
- c. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ

VI-1-1-3-4-3 降下火碎物の影響を考慮する施設的设计方針

目 次

1. 概要	1
2. 設計の基本方針	1
3. 施設分類	3
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	3
3.2 影響因子を考慮した施設分類	4
4. 要求機能及び性能目標	9
4.1 構造物への荷重を考慮する施設	9
4.2 水循環系の閉塞を考慮する施設	12
4.3 換気系、電気系及び計測制御系における閉塞を考慮する施設	12
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	14
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	15
4.6 発電所周辺の大気汚染を考慮する施設	18
4.7 絶縁低下を考慮する施設	18
4.8 間接的影響を考慮する施設	19
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 水循環系の閉塞を考慮する施設	21
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	22
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	24
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 発電所周辺の大気汚染を考慮する施設	30
5.7 絶縁低下を考慮する施設	30
5.8 間接的影響を考慮する施設	30

1. 概要

本資料は、VI-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

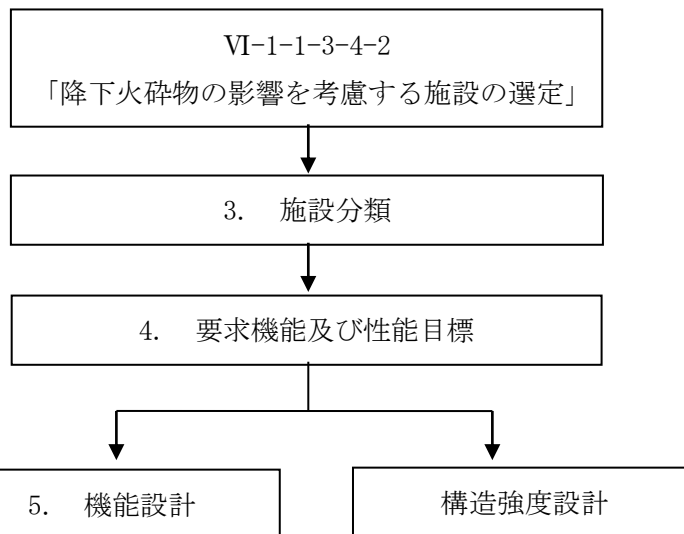
発電所に影響を与える可能性がある火山事象の発生により、VI-1-1-3-4-1「火山への配慮に関する基本方針」にて設定している降下火砕物より防護すべき施設がその安全機能又は重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないようにするため、降下火砕物の影響を考慮する施設の設計を行う。降下火砕物の影響を考慮する施設は、VI-1-1-3-4-1「火山への配慮に関する基本方針」にて設定している降下火砕物に対して、その機能が維持できる設計とする。

降下火砕物の影響を考慮する施設の設計に当たっては、VI-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VI-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、VI-3「強度に関する説明書」のうちVI-3-別添 2-1「火山への配慮が必要な施設の強度計算の方針」に示し、強度計算の方法及び結果については、VI-3「強度に関する説明書」のうちVI-3-別添 2-2「原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの強度計算書」からVI-3-別添 2-9「B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽の強度計算書」に示す。

降下火砕物の影響を考慮する施設の設計フローを図2-1 に示す。



注：フロー中の番号は本資料での記載箇所の章を示す。なお、構造強度設計については、VI-3-別添2「火山への配慮が必要な施設の強度計算書」に示す。

図2-1 施設の設計フロー

3. 施設分類

VI-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碎、急冷したガラス片、鉱物結晶片からなる粒子であり、堆積による構造物への荷重並びに施設への取り込みによる閉塞及び摩耗が考えられる。また、降下火砕物には亜硫酸ガス、硫化水素及びフッ化水素等の火山ガス成分が付着しているため、施設への接触による腐食及び施設への取り込みによる大気汚染が考えられる。更に、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及び外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設のうち、屋外に設置している施設並びに外部事象防護対象施設を内包する建物等については、降下火砕物が堆積しやすい構造を有する場合には荷重による影響を考慮するため、構造物への荷重を影響因子として設定する。

外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる水循環系の施設については、閉塞による影響を考慮するため、水循環系の閉塞を影響因子として設定する。

外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設のうち、降下火砕物を含む空気の流路となる換気系、電気系及び計測制御系の施設については、閉塞による影響を考慮するため、換気系、電気系及び計測制御系における閉塞を影響因子として設定する。

外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる水循環系の施設、空気を取り込みかつ摺動部を有する換気系、電気系及び計測制御系の施設については、摩耗による影響を考慮するため、水循環系、換気系、電気系及び計測制御系における摩耗を影響因子として設定する。

外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設のうち屋外に設置している施設、降下火砕物を含む海水の流路となる水循環系の施設、降下火砕物を含む空気の流路となる換気系、電気系及び計測制御系の施設並びに外部事象防護対象施設を内包する建物等については、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、発電所周辺への大気汚染を影響因子として設定する。

外部事象防護対象施設のうち、空気を取り込む機構を有する計測制御系統施設（安全保護系盤）及び非常用電源設備（計装用無停電交流電源装置及びロードセンタ）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及び重大事故等対処設備を内包する外部事象防護対象施設以外の建物等については、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とため、設備を使用していない保管時を考慮することとし、閉塞、摩耗、大気汚染及び絶縁低下については降下火砕物の影響を受けず、荷重、腐食については保安規定に降下火砕物を適宜除去することを定め、管理することで、降下火砕物の影響を受けない設計とする。

3.2 影響因子を考慮した施設分類

降下火砕物により直接的影響を考慮する施設及び間接的影響を考慮する施設に対する各施設の分類を以下のとおりとする。

(1) 構造物への荷重を考慮する施設

- a. 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
- b. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関給気口
- c. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関排気消音器及び排気管
- d. 原子炉建物
- e. 制御室建物
- f. タービン建物
- g. 廃棄物処理建物
- h. 排気筒モニタ室
- i. B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽

(2) 水循環系の閉塞を考慮する施設

- a. 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
- b. 原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ
- c. 原子炉補機冷却系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器
- d. 取水設備（除じん装置）

(3) 換気系、電気系及び計測制御系における閉塞を考慮する施設

- a. 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
- b. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備

ディーゼル機関

- c. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ
 - d. 換気空調設備（中央制御室空調換気系，原子炉建物付属棟空調換気系）（外気取入口）
 - e. 排気筒（空調換気系用，非常用ガス処理系用）
 - f. 排気筒モニタ
- (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. 原子炉補機海水ポンプ及び高压炉心スプレイ補機海水ポンプ
 - b. 原子炉補機海水ストレーナ及び高压炉心スプレイ補機海水ストレーナ
 - c. 原子炉補機冷却系熱交換器及び高压炉心スプレイ補機冷却系熱交換器
 - d. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関
 - e. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ
 - f. 換気空調設備（中央制御室空調換気系，原子炉建物付属棟空調換気系）（外気取入口）
 - g. 取水設備（除じん装置）
- (5) 構造物，水循環系，換気系，電気系及び計測制御系における腐食を考慮する施設
- a. 原子炉補機海水ポンプ及び高压炉心スプレイ補機海水ポンプ
 - b. 原子炉補機海水ストレーナ及び高压炉心スプレイ補機海水ストレーナ
 - c. 原子炉補機冷却系熱交換器及び高压炉心スプレイ補機冷却系熱交換器
 - d. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関
 - e. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ
 - f. 換気空調設備（中央制御室空調換気系，原子炉建物付属棟空調換気系）（外気取入口）
 - g. 計測制御系統施設（安全保護系盤）及び非常用電源設備（計装用無停電交流電源装置及びロードセンタ）
 - h. 排気筒（空調換気系用，非常用ガス処理系用）
 - i. 排気筒モニタ
 - j. 原子炉建物
 - k. 制御室建物
 - l. タービン建物
 - m. 廃棄物処理建物
 - n. 排気筒モニタ室
 - o. B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽
 - p. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関排気消音器及び排気管
 - q. 取水設備（除じん装置）

- (6) 発電所周辺の大気汚染を考慮する施設
 - a. 換気空調設備（中央制御室空調換気系）
- (7) 絶縁低下を考慮する施設
 - a. 計測制御系統施設（安全保護系盤）及び非常用電源設備（計装用無停電交流電源装置及びロードセンタ）
- (8) 間接的影響を考慮する施設
 - a. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関
 - b. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク
 - c. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ

表3-1 降下火砕物の影響を考慮する施設（屋外の重大事故等対処設備及び間接的影響を考慮する施設を除く。）と影響因子の組合せ(1/2)

影響因子 評価対象施設等	構造物への荷重	水循環系の閉塞	換気系、電気系及び計測制御系における閉塞	水循環系、換気系、電気系及び計測制御系における摩耗	構造物、水循環系、換気系、電気系及び計測制御系における腐食	発電所周辺の大気汚染	絶縁低下
原子炉補機海水ポンプ、 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	●	●	● (原動機)	●	●	— (②)	— (②)
原子炉補機海水ストレーナ、 高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	— (①)	●	— (②)	●	●	— (②)	— (②)
原子炉補機冷却系熱交換器、 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	— (①)	●	— (②)	●	●	— (②)	— (②)
非常用ディーゼル発電設備 ディーゼル機関、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関	●	— (②)	●	●	●	— (②)	— (②)
非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ	— (①)	— (②)	● (原動機)	● (原動機)	●	— (②)	— (②)

●：影響因子に対する個別評価を実施
—：影響因子に対する個別評価不要

個別評価を実施しない理由：①荷重の影響を受けにくい構造（屋内設備の場合含む。）
②影響因子と直接関連しない

表3-1 降下火砕物の影響を考慮する施設（屋外の重大事故等対処設備及び間接的影響を考慮する施設を除く。）と影響因子の組合せ（2/2）

影響因子 評価対象施設等	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
換気空調設備（中央制御室空調換気系、原子炉建物付属棟空調換気系）	— (①)	— (②)	●	●	●	●	— (②)
計測制御系統施設（安全保護系盤）、非常用電源設備（計装用無停電交流電源装置及びロードセンタ）	— (①)	— (②)	— (②)	— (②)	●	— (②)	●
排気筒（空調換気系用、非常用ガス処理系用）	— (①)	— (②)	●	— (②)	●	— (②)	— (②)
排気筒モニタ	— (①)	— (②)	●	— (②)	●	— (②)	— (②)
原子炉建物、制御室建物、タービン建物、廃棄物処理建物、排気筒モニタ室、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽	●	— (②)	— (②)	— (②)	●	— (②)	— (②)
非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関排気消音器、排気管	●	— (②)	— (②)	— (②)	●	— (②)	— (②)
取水設備（除じん装置）	— (②)	●	— (②)	●	●	— (②)	— (②)

●：影響因子に対する個別評価を実施
—：影響因子に対する個別評価不要

個別評価を実施しない理由：①荷重の影響を受けにくい構造（屋内設備の場合含む。）
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、外部事象防護対象施設の安全機能と同時に重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう火山防護設計を行う施設を「3. 施設分類」において、構造物への荷重を考慮する施設、水循環系の閉塞を考慮する施設、換気系、電気系及び計測制御系における閉塞を考慮する施設、水循環系、換気系、電気系及び計測制御系における摩耗を考慮する施設、構造物、水循環系、換気系、電気系及び計測制御系における腐食を考慮する施設、発電所周辺の大気汚染を考慮する施設、絶縁低下を考慮する施設並びに間接的影響を考慮する施設に分類している。これらを踏まえ、施設分類ごとに要求機能を整理するとともに、機能設計上の性能目標及び構造強度設計上の性能目標を設定する。

4.1 構造物への荷重を考慮する施設

(1) 施設

設備及び建物等に分類する。

a. 設備

- (a) 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
- (b) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関給気口
- (c) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関排気消音器及び排気管

b. 建物等

- (a) 原子炉建物
- (b) 制御室建物
- (c) タービン建物
- (d) 廃棄物処理建物
- (e) 排気筒モニタ室
- (f) B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽

(2) 要求機能

a. 設備

構造物への荷重を考慮する施設のうち、設備は、想定する降下火砕物による荷重に対し、積雪及び風（台風）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. 建物等

構造物への荷重を考慮する施設のうち、建物等は、想定する降下火砕物による荷重に対し、積雪及び風（台風）の荷重を考慮した場合においても、降下火砕物より防護すべき施設が要求される機能を損なうおそれがないよう、建物等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、上記に加え、原子炉建物は放射線の遮蔽機能及び放射性物質の閉じ込め機能に、制御室建物は放射線の遮蔽機能に影響を与えないことが要求される。

(3) 性能目標

a. 設備

(a) 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ

原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）を考慮した荷重に対し、原子炉補機及び高圧炉心スプレイ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。

原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）を考慮した荷重に対し、降下火砕物堆積時の機能維持を考慮して、取水槽海水ポンプエリアに設けた基礎にボルトで固定し、海水ポンプの主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(b) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関給気口

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関給気口は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関の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。

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関給気口は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、降下火砕物堆積時の機能維持を考慮して、架構を原子炉建物屋上に設けた基礎に溶接で固定し、非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関給気口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) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関排気消音器及び排気管

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関排気消音器及び排気管は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関の排気機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関排気消音器及び排気管は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、降下火砕物堆積時の機能維持を考慮して、非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関排気消音器及び排気管の主要な構造部材が構造健全性を維持する設計又は堆積しにくい形状とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

b. 建物等

(a) 原子炉建物

原子炉建物は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、放射線の遮蔽機能及び放射性物質の閉じ込め機能並びに建物が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建物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。

原子炉建物は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、降下火砕物堆積時の機能維持を考慮して、建物全体及び建物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) 制御室建物

制御室建物は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、放射線の遮蔽機能及び建物が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建物によって内包する防護すべき施設に降下火砕物を堆積させない機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

制御室建物は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、降下火砕物堆積時の機能維持を考慮して、建物全体及び建物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) タービン建物

タービン建物は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、建物が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建物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。

タービン建物は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、降下火砕物堆積時の機能維持を考慮して、建物全体及び建物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) 廃棄物処理建物

廃棄物処理建物は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、建物が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建物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。

廃棄物処理建物は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、降下火砕物堆積時の機能維持を考慮して、建物全体及び建物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。

(e) 排気筒モニタ室

排気筒モニタ室は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、建物が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建物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。

排気筒モニタ室は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、降下火砕物堆積時の機能維持を考慮して、建物全体及び建物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。

(f) B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽

B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、格納槽が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、格納槽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。

B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）に

よる荷重に対し、降下火砕物堆積時の機能維持を考慮して、格納槽全体及び格納槽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。

4.2 水循環系の閉塞を考慮する施設

(1) 施設

- a. 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
- b. 原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ
- c. 原子炉補機冷却系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器
- d. 取水設備（除じん装置）

(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. 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ

原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、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、原子炉補機及び高圧炉心スプレイ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. 原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ

原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナは、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、原子炉補機及び高圧炉心スプレイ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. 原子炉補機冷却系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器

原子炉補機冷却系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器は、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、原子炉補機及び高圧炉心スプレイ系補機を冷却する冷却水と海水を熱交換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. 取水設備（除じん装置）

取水設備（除じん装置）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、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプに通水する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

4.3 換気系、電気系及び計測制御系における閉塞を考慮する施設

(1) 施設

- a. 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
- b. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関
- c. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼ

ル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ

- d. 換気空調設備（中央制御室空調換気系，原子炉建物付属棟空調換気系）（外気取入口）
- e. 排気筒（空調換気系用，非常用ガス処理系用）
- f. 排気筒モニタ

(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. 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ

原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ（原動機）は，想定する降下火砕物による閉塞に対し，降下火砕物の粒径を考慮して閉塞しない流路幅を確保することにより，原子炉補機及び高圧炉心スプレイ系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. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関は，想定する降下火砕物による閉塞に対し，流路への降下火砕物の侵入を低減させることにより，非常用高圧母線へ給電する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

- c. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ（原動機）は，想定する降下火砕物による閉塞に対し，原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設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関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。

- d. 換気空調設備（中央制御室空調換気系，原子炉建物付属棟空調換気系）（外気取入口）

換気空調設備は，想定する降下火砕物による閉塞に対し，流路への降下火砕物の侵入を低減させることにより，各部屋を換気又は空調管理することで機器の運転に必要な温度条件の維持，居住性の維持及び被ばく低減を図る機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

- e. 排気筒（空調換気系用，非常用ガス処理系用）

排気筒は，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，空調換気系用排気筒は建物内の空気を大気に排気する機能及び非常用ガス処理系用排気筒は事故時に放射性物質を除去した気体を屋外に排気する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

- f. 排気筒モニタ

排気筒モニタは，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，放射性気体廃棄物処理施設の破損を検出する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

4.4 水循環系，換気系，電気系及び計測制御系における摩耗を考慮する施設

(1) 施設

- a. 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
- b. 原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ
- c. 原子炉補機冷却系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器
- d. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関
- e. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ
- f. 換気空調設備（中央制御室空調換気系，原子炉建物付属棟空調換気系）（外気取入口）
- g. 取水設備（除じん装置）

(2) 要求機能

水循環系，換気系，電気系及び計測制御系における摩耗を考慮する施設は，想定する降下火砕物に対し，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. 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは，想定する降下火砕物による摩耗に対し，運用により，原子炉補機及び高圧炉心スプレイ系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. 原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ
原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナは，想定する降下火砕物による摩耗に対し，運用により，原子炉補機及び高圧炉心スプレイ系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. 原子炉補機冷却系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器
原子炉補機冷却系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器は，想定する降下火砕物による摩耗に対し，運用により，原子炉補機及び高圧炉心スプレイ系補機を冷却する冷却水と海水を熱交換する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。
- d. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関
非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関は，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，摺動部に耐摩耗性を持たせること又は運用により，非常用高圧母線へ給電する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。
- e. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ
非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼ

ル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプは、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又は運用により、非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関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。

- f. 換気空調設備（中央制御室空調換気系，原子炉建物付属棟空調換気系）（外気取入口）

換気空調設備は、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又は運用により、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. 取水設備（除じん装置）

取水設備（除じん装置）は、想定する降下火砕物による摩耗に対し、運用により、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプに通水する機能に影響を及ぼさないことを機能設計上の性能目標とする。

4.5 構造物，水循環系，換気系，電気系及び計測制御系における腐食を考慮する施設

(1) 施設

- a. 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
- b. 原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ
- c. 原子炉補機冷却系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器
- d. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関
- e. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ
- f. 換気空調設備（中央制御室空調換気系，原子炉建物付属棟空調換気系）（外気取入口）
- g. 計測制御系統施設（安全保護系盤）及び非常用電源設備（計装用無停電交流電源装置及びロードセンタ）
- h. 排気筒（空調換気系用，非常用ガス処理系用）
- i. 排気筒モニタ
- j. 原子炉建物
- k. 制御室建物
- l. タービン建物
- m. 廃棄物処理建物
- n. 排気筒モニタ室
- o. B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽
- p. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関排気消音器及び排気管
- q. 取水設備（除じん装置）

(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. 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ

原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、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又は運用により、原子炉補機及び高圧炉心スプレイ系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. 原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ

原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナは、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと又は運用により、原子炉補機及び高圧炉心スプレイ系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. 原子炉補機冷却系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器

原子炉補機冷却系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器は、想定する降下火砕物による腐食に対し、施設に耐食性を持たせること又は運用により、原子炉補機及び高圧炉心スプレイ系補機を冷却する冷却水と海水を熱交換する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

d. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関は、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、施設に耐食性を持たせること又は運用により、非常用高圧母線へ給電する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

e. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプは、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又は運用により、非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関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。

f. 換気空調設備（中央制御室空調換気系、原子炉建物付属棟空調換気系）（外気取入口）

換気空調設備は、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又は運用により、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. 計測制御系統施設（安全保護系盤）及び非常用電源設備（計装用無停電交流電源装置及びロードセンタ）

計測制御系統施設及び非常用電源設備は、想定する降下火砕物による腐食に対し、盤内への降下火砕物の侵入を低減させることにより、発電用原子炉施設の異常状態を検知し、必要な場合、原子炉停止系等を作動させる機能並びに工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備への給電機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

h. 排気筒（空調換気系用，非常用ガス処理系用）

排気筒は、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと又は運用により、空調換気系用排気筒は建物内の空気を大気に排気する機能及び非常用ガス処理系用排気筒は事故時に放射性物質を除去した気体を屋外に排気する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

i. 排気筒モニタ

排気筒モニタは、想定する降下火砕物による腐食に対し、施設に耐食性を持たせること又は運用により、放射性気体廃棄物処理施設の破損を検出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. 原子炉建物

原子炉建物は、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又は運用により、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物が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建物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。

k. 制御室建物

制御室建物は、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又は運用により、放射線の遮蔽機能及び建物が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建物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。

l. タービン建物

タービン建物は、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又は運用により、建物が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建物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。

m. 廃棄物処理建物

廃棄物処理建物は、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又は運用により、建物が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建物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。

n. 排気筒モニタ室

排気筒モニタ室は、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又は運用により、建物が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建物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。

- o. B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽

B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽は、想定する降下火砕物による腐食に対し、施設に耐食性を持たせること又は運用により、格納槽が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、格納槽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。
 - p. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関排気消音器及び排気管

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関排気消音器及び排気管は、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと又は運用により、非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関の排気機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。
 - q. 取水設備（除じん装置）

取水設備（除じん装置）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又は運用により、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプに通水する機能に影響を及ぼさない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. 換気空調設備（中央制御室空調換気系）
 - (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. 換気空調設備（中央制御室空調換気系）

換気空調設備のうち中央制御室空調換気系は、想定する降下火砕物による大気汚染に対し、中央制御室への降下火砕物の侵入を低減させることにより、中央制御室を換気又は空調管理することで居住性の維持を図る機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。
- 4.7 絶縁低下を考慮する施設
- (1) 施設
 - a. 計測制御系統施設（安全保護系盤）及び非常用電源設備（計装用無停電交流電源装置及びロードセンタ）
 - (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. 計測制御系統施設（安全保護系盤）及び非常用電源設備（計装用無停電交流電源装置及

びロードセンタ)

計測制御系統施設及び非常用電源設備は、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並びに工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備への給電機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

4.8 間接的影響を考慮する施設

(1) 施設

- a. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関
- b. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク
- c. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ

(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燃料プールの安全性を損なわ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設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関は、想定する降下火砕物による間接的影響に対し、降下火砕物の影響を受けない配置にすることにより、非常用高圧母線へ7日間の電源供給が維持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. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンクは、想定する降下火砕物による間接的影響に対し、降下火砕物の影響を受けない配置とすることにより、非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関へ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ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプは、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設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関へ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

VI-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) 設備

a. 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの設計方針

原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.1(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、原子炉補機及び高圧炉心スプレイ補機を冷却する機能を維持するため、冷却水として海水を取水し、原子炉補機海水系及び高圧炉心スプレイ補機海水系の各設備に送水する機能を維持する設計とする。

b. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関給気口の設計方針

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関給気口は、「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ディーゼル機関給気口は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関の吸気機能を維持する設計とする。

c. 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関排気消音器及び排気管の設計方針

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関排気消音器及び排気管は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.1(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関排気消音器及び排気管は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関の排気機能を維持する設計とする。

(2) 建物等

a. 原子炉建物の設計方針

原子炉建物は、「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。

原子炉建物は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、放射線の遮蔽機能及び放射性物質の閉じ込め機能並びに建物が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建物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. 制御室建物の設計方針

制御室建物は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.1(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

制御室建物は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、放射線の遮蔽機能及び建物が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建物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. タービン建物の設計方針

タービン建物は、「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。

タービン建物は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、建物が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建物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. 廃棄物処理建物の設計方針

廃棄物処理建物は、「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。

廃棄物処理建物は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、建物が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建物によって内包する防護すべき施設に降下火砕物を堆積させない機能を維持する設計とする。

e. 排気筒モニタ室の設計方針

排気筒モニタ室は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.1(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

排気筒モニタ室は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、建物が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建物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。

f. B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽

B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽は、「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。

B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽は、想定する降下火砕物、積雪及び風（台風）による荷重に対し、格納槽が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、格納槽によって内包する防護すべき施設に降下火砕物を堆積させない機能を維持する設計とする。

5.2 水循環系の閉塞を考慮する施設

(1) 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの設計方針

原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、「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。

原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、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、原子炉補機及び高圧炉心スプレイ補機を冷却する機能を維持するため、海水ポンプ狭隘部を想定

される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) 原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナの設計方針

原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナは、「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。

原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナは、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、原子炉補機及び高圧炉心スプレイ補機を冷却する機能を維持するため、海水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) 原子炉補機冷却系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の設計方針

原子炉補機冷却系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器は、「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。

原子炉補機冷却系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器は、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、原子炉補機及び高圧炉心スプレイ補機を冷却する機能を維持するため、熱交換器の伝熱管口径を降下火砕物の粒径より大きくすることで閉塞しない設計とする。

(4) 取水設備（除じん装置）の設計方針

取水設備（除じん装置）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、以下の設計とする。

取水設備（除じん装置）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、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプに通水する機能を維持するため、取水設備（除じん装置）の目開きの間隔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) 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの設計方針

原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.3(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの原動機は、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及び降下火砕物の粒径を考慮した閉塞しない流路幅を確保することにより、原子炉補機及び高圧炉心スプレイ補機を冷却する機能を維持するため、原動機を開口部がない全閉構造すること及び原動機の冷却流路の内径を降下火砕物の粒径より大きくすることで閉塞しない設計とする。

(2) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関の設計方針

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関は、「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ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関は、想定する降下火砕物による閉塞に対し、流路への降下火砕物の侵入を低減させることにより、非常用高圧母線へ給電する機能を維持するため、非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関の外気取入口を下向きの構造とし給気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。

(3) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプの設計方針

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプは、「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ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプの原動機は、想定する降下火砕物による閉塞に対し、原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設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関に燃料を移送する機能を維持するため、原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。

(4) 換気空調設備（中央制御室空調換気系，原子炉建物付属棟空調換気系）（外気取入口）の設計方針

換気空調設備は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.3(3) 性能目標」で想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。

換気空調設備は、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、居住性の維持又は被ばく低減を図る機能を維持するため、外気取入口にラフフィルタ及び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、保安規定にフィルタの取替え及び清掃の実施並びに給気隔離弁の閉止、換気空調設備の停止及び系統隔離運転モードとすることを定め管理することで閉塞しない設計とする。

(5) 排気筒（空調換気系用，非常用ガス処理系用）の設計方針

排気筒は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.3(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

排気筒は、想定する降下火砕物による閉塞に対し、流路への降下火砕物の侵入を低減させることにより、空調換気系用排気筒の建物内の空気を大気に排気する機能及び非常用ガス処理系用排気筒の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、空調換気系用排気筒は排気により降下火砕物を侵入しにくくすること及び非常用ガス処理系用排気筒は開口部を水平方向とし、降下火砕物を侵入しにくくすることで閉塞しない設計とする。

(6) 排気筒モニタの設計方針

排気筒モニタは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.3(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

排気筒モニタは、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、放射性気体廃棄物処理施設の破損を検出する機能を維持するため、開口部を下方向とし、降下火砕物を侵入しにく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) 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの設計方針

原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、「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。

原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、想定する降下火砕物による摩耗に対し、運用により、原子炉補機及び高圧炉心スプレイ系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を実施することを定め管理することで摩耗しにくい設計とする。

(2) 原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナの設計方針

原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナは、「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。

原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナは、想定する降下火砕物による摩耗に対し、運用により、原子炉補機及び高圧炉心スプレイ系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を実施することを定め管理することで摩耗しにくい設計とする。

(3) 原子炉補機冷却系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の設計方針

原子炉補機冷却系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器は、「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。

原子炉補機冷却系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器は、想定する降下火砕物による摩耗に対し、運用により、原子炉補機及び高圧炉心スプレイ系補機を冷却する冷却水と海水を熱交換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しにくい設計とする。

(4) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関の設計方針

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関は、「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ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関は、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、摺動部に耐摩耗性を持たせること又は運用により、非常用高圧母線へ給電する機能を維持するため、外気取入口を下向きの構造としフィルタを設置すること、摺動部に摩耗しにくい材料を使用するとともに、保安規定にフィルタの取替え及び清掃並びに点検及び必要に応じた補修を実施することを定め管理することで摩耗しにくい設計とする。

(5) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプの設計方針

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプは、「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ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプの原動機は、想定する降下火砕物による摩耗に対し、内部への降下火砕物の侵入を低減させること又は運用により、非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関に燃料を移送する機能を維持するため、原動機を開口部がない全閉構造とするとともに、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しにくい設計とする。

(6) 換気空調設備（中央制御室空調換気系、原子炉建物付属棟空調換気系）（外気取入口）の設計方針

換気空調設備は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.4(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

換気空調設備は、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又は運用により、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、換気空調設備にラフフィルタ及びバグフィルタを設置するとともに、保安規定にフィルタの取替え及び清掃の実施、給気隔離弁の閉止、換気空調設備の停止及び系統隔離運転モードとすること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しにくい設計とする。

(7) 取水設備（除じん装置）の設計方針

取水設備（除じん装置）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（除じん装置）は、想定する降下火砕物による摩耗に対し、運用により、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機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しにくい設計とする。

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) 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの設計方針

原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、「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。

原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、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又は運用により、原子炉補機及び高圧炉心スプレイ系補機を冷却する機能を維持するため、外装の塗装及び海水と接触する部位の塗装等を実施すること並びに原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とともに、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) 原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナの設計方針

原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナは、「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。

原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナは、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと又は運用により、原子炉補機及び高圧炉心スプレイ系補機を冷却する機能を維持するため、原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナが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とともに、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) 原子炉補機冷却系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の設計方針

原子炉補機冷却系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器は、「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。

原子炉補機冷却系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器は、想定する降下火砕物による腐食に対し、施設に耐食性を持たせること又は運用により、原子炉補機及び高圧炉心スプレイ系補機を冷却する冷却水と海水を熱交換する機能を維持するため、海水と接触する部位に耐食性のある材料を使用することで短期的な腐食が発生しない設計とするとともに、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) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関の設計方針

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関は、「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ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関は、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、施設に耐食性を持たせること又は運用により、非常用高圧母線へ給電する機能を維持するため、外装の塗装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とともに、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) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプの設計方針

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプは、「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ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプは、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又は運用により、非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関に燃料を移送する機能を維持するため、外装の塗装及び原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とともに、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) 換気空調設備（中央制御室空調換気系，原子炉建物附属棟空調換気系）（外気取入口）の設計方針

換気空調設備は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

換気空調設備は、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又は運用により、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、居住性の維持又は被ばく低減を図る機能を維持するため、換気空調設備の外気取入口にラフフィルタ及びバグフィルタを設置することで短期的な腐食が発生しない設計とするとともに、保安規定に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。

- (7) 計測制御系統施設（安全保護系盤）及び非常用電源設備（計装用無停電交流電源装置及びロードセンタ）の設計方針

計測制御系統施設及び非常用電源設備は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

計測制御系統施設及び非常用電源設備は、想定する降下火砕物による腐食に対し、盤内への降下火砕物の侵入を低減させることにより、発電用原子炉施設の異常状態を検知し、必要な場合、原子炉停止系等を作動させる機能並びに工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備への給電機能を維持するため、計測制御系統施設及び非常用電源設備を設置する原子炉建物、制御室建物及び廃棄物処理建物の換気空調設備の外気取入口にバグフィルタを設置することで短期的な腐食が発生しない設計とするとともに、保安規定にフィルタの取替え及び清掃すること及び系統隔離運転モードとすることを定め管理することで長期的な腐食が進展しない設計とする。

- (8) 排気筒（空調換気系用，非常用ガス処理系用）の設計方針

排気筒は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

排気筒は、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装により降下火砕物と施設を接触

させないこと又は運用により、空調換気系用排気筒の建物内の空気を大気に排気する機能及び非常用ガス処理系用排気筒の事故時に放射性物質を屋外に排気する機能を維持するため、外装の塗装を実施することで短期的な腐食が発生しない設計とするとともに、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) 排気筒モニタの設計方針

排気筒モニタは、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

排気筒モニタは、想定する降下火砕物による腐食に対し、施設に耐食性を持たせること又は運用により、放射性気体廃棄物処理施設の破損を検出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とともに、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) 原子炉建物の設計方針

原子炉建物は、「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。

原子炉建物は、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又は運用により、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物が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建物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とともに、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) 制御室建物の設計方針

制御室建物は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

制御室建物は、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又は運用により、放射線の遮蔽機能及び建物が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建物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とともに、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) タービン建物の設計方針

タービン建物は、「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。

タービン建物は、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又は運用により、建物が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建物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とともに、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。

(13) 廃棄物処理建物の設計方針

廃棄物処理建物は、「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。

廃棄物処理建物は、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又は運用により、建物が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建物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とともに、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) 排気筒モニタ室の設計方針

排気筒モニタ室は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

排気筒モニタ室は、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又は運用により、建物が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、建物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とともに、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) B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽の設計方針

B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽は、「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。

B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽は、想定する降下火砕物による腐食に対し、施設に耐食性を持たせること又は運用により、格納槽が降下火砕物より防護すべき施設を内包し、格納槽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、コンクリート構造物とすることで短期的な腐食が発生しない設計とするとともに、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。

(16) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関排気消音器及び排気管の設計方針

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関排気消音器及び排気管は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.5(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関排気消音器及び排気管は、想定する降下火砕物による腐食に対し、塗装により降下火砕物と施設を接触させないこと又は運用により、非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関の排気機能を維持するため、外装の塗装を実施することで短期的な腐食が発生しない設計とするとともに、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。

(17) 取水設備（除じん装置）の設計方針

取水設備（除じん装置）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（除じん装置）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又は運用により、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレー補機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とともに、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) 換気空調設備（中央制御室空調換気系）の設計方針

換気空調設備のうち中央制御室空調換気系は、「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。

換気空調設備のうち中央制御室空調換気系は、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系統隔離運転モードとすることで降下火砕物が侵入しにくい設計とする。

また、保安規定にフィルタの取替え及び清掃すること並びに給気隔離弁の閉止及び系統隔離運転モードとすること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) 計測制御系統施設（安全保護系盤）及び非常用電源設備（計装用無停電交流電源装置及びロードセンタ）の設計方針

計測制御系統施設及び非常用電源設備は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.7(3) 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

計測制御系統施設及び非常用電源設備は、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並びに工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備への給電機能を維持するため、計測制御系統施設及び非常用電源設備を設置する区画の空調換気系の外気取入口にバグフィルタを設置すること及び系統隔離運転モードとすることで降下火砕物が侵入しにくい設計とする。

また、保安規定にフィルタの取替え及び清掃の実施並びに給気隔離弁の閉止及び系統隔離運転モードとすることを定め管理することで計測制御系統施設及び非常用電源設備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設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレー系ディーゼル発電設備ディーゼル機関の設計方針

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレー系ディーゼル発電設備ディーゼル機関は、「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ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関は、想定する降下火砕物による間接的影響に対し、降下火砕物の影響を受けない配置にすることにより、非常用高圧母線へ7日間の電源供給が継続できるよう給電する機能を維持するため、降下火砕物の影響を受けない建物内に設置する設計とする。

(2) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンクの設計方針

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンクは、「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。

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンクは、想定する降下火砕物による間接的影響に対し、降下火砕物の影響を受けない配置とすることにより、非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関へ7日間の燃料供給が継続できるよう燃料を保有する機能を維持するため、降下火砕物の影響を受けない地中に設置する設計とする。

(3) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプの設計方針

非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプは、「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ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプは、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設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関へ7日間の燃料供給が継続できるよう燃料を移送する機能を維持するため、降下火砕物の影響を受けない格納槽内等に設置する設計とする。

VI-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。

VI-1-1-3-5-1 外部火災への配慮に関する基本方針

VI-1-1-3-5-2 外部火災の影響を考慮する施設の選定

VI-1-1-3-5-3 外部火災防護における評価の基本方針

VI-1-1-3-5-4 外部火災防護に関する許容温度設定根拠

VI-1-1-3-5-5 外部火災防護における評価方針

VI-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

VI-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

VI-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. 外部火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	2
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
2.2 適用規格及び適用基準	4

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、建物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。

建物内に設置する外部事象防護対象施設は、建物にて防護することから建物の評価を行い、建物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、島根原子力発電所第2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、VI-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物（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物を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度（原子炉補機海水ポンプ（高圧炉心スプレー補機海水ポンプを含む。）（以下「海水ポンプ」という。）の冷却空気温度を下部軸受の機能維持に必要な55℃、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物（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）の表面温度及び建物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物（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）の表面温度及び建物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、VI-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、VI-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 21m）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（ 118kW/m^2 ）を用いる。

発電所敷地外の火災である近隣の産業施設の火災・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、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物（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物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 以内の燃料輸送車両の爆発については、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。

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（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）（以下「非常用ディーゼル発電機」という。））に対しては、ばい煙の侵入を防止するため、フィルタを設置する設計、又はばい煙が侵入したとしても機器の損傷、閉塞を防止するため、ばい煙が流路に溜まりにくい構造とする設計とする。

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給気隔離弁及び排気隔離弁の閉止、中央制御室内の空気を循環させる系統隔離運転モードへの切替え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、給気隔離弁及び排気隔離弁の閉止、系統隔離運転モードへの切替え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，VI-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物にて防護し，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，VI-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，建物にて防護することから建物にて評価を行い，建物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，建物表面温度及び建物を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度（海水ポンプの冷却空気温度，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VI-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，VI-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，VI-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）
- ・「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（内規）」（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）
- ・「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）

VI-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 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、VI-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、VI-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物にて防護し、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、VI-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、建物にて防護するため、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、建物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物を外部火災の影響を考慮する施設として選定する。また、建物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。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、建物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物

- a. 原子炉建物
- b. 制御室建物
- c. タービン建物
- d. 廃棄物処理建物
- e. 排気筒モニタ室

(2) 屋外の外部事象防護対象施設（建物を除く。）

- a. 海水ポンプ
- b. 排気筒
- c. 非常用ガス処理系排気管
- d. 排気筒モニタ

外部火災の影響を考慮する施設のうち排気筒モニタ室，非常用ガス処理系排気管及び排気筒モニタについては，他の外部火災の影響を考慮する施設の評価により，安全機能を損なわない設計であることを確認できるため，以降での評価を実施しない。

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，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. 換気空調設備

(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設備を選定する。

VI-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
2.2 許容温度	3

1. 概要

本資料は、VI-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、VI-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、VI-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物の表面温度、建物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。

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、VI-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、VI-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（ 118kW/m^2 ）を用いて、外部事象防護対象施設を内包する建物の表面温度が許容温度となる危険距離及び建物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物の表面温度及び建物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物の表面温度及び建物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物の表面温度及び建物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物の表面温度が許容温度となる危険距離及び建物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) 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物の表面温度が許容温度となる危険距離及び建物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。

- (4) 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物の表面温度が許容温度となる危険距離及び建物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。

2.2 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、VI-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) 建物

火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度（200℃）を許容温度とする。

(2) 海水ポンプ

下部軸受の機能維持に必要となる冷却空気の温度（55℃）を許容温度とする。

(3) 排気筒

鋼材の強度が維持される温度（325℃）を許容温度とする。

VI-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	1
2. 設定根拠	1
2.1 建物コンクリート表面温度	1
2.2 海水ポンプ	1
2.3 排気筒	1

1. 概要

本資料は、VI-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 建物コンクリート表面温度

建物コンクリート表面温度の許容温度は、 200°C^{*1} (火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度)とする。

建物の温度評価はコンクリート表面温度で実施している。建物の表面は、太陽輻射による温度上昇を考慮し、初期温度を 50°C に設定する。また、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°C を下回れば建物の機能は確保される。

2.2 海水ポンプ

海水ポンプの許容温度は、固定子巻線、上部軸受及び下部軸受の上昇温度を考慮し、電動機内部の冷却として外気を用いることから、冷却空気温度を許容温度として設定する。そのうち、許容温度が最も低くなる下部軸受について、軸受温度を 95°C (耐熱性の良好なグリースを使用する場合の温度限度 *2) 以下とするために必要な冷却空気温度である 55°C^{*3} を許容温度として設定する。

海水ポンプの温度評価は海水ポンプ内への冷却空気の初期温度を、発電所に最も近い鹿島町の地域気象観測システムで観測した過去最高温度 37.5°C を切り上げた 40°C に設定し、放熱を考慮しない評価であるため、 55°C を下回れば海水ポンプの機能は確保される。

2.3 排気筒

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

排気筒の温度評価は表面温度で実施している。排気筒の表面は、太陽輻射による温度上昇を考慮し、初期温度を 50°C に設定する。また、火災源の燃焼継続時間 t を $t \rightarrow \infty$ の極限值として、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°C を下回れば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：電気規格調査会標準規格 誘導機 (J E C 2 1 3 7 - 2000)

*3： 95°C (下部軸受の温度限度) - 40°C (冷却空気の初期温度) = 55°C

VI-1-1-3-5-5 外部火災防護における評価方針

目 次

1. 概要	1
2. 評価について	1
2.1 発電所敷地内の火災源に対する評価方針	1
2.1.1 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	7
2.1.3 航空機墜落による火災の評価について	15
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	18
2.1.5 天井スラブの評価について	20
2.2 発電所敷地外の火災・爆発源に対する評価方針	21
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	21
2.2.2 危険物貯蔵施設の火災の評価について	22
2.2.3 燃料輸送車両の火災・爆発の評価について	34
2.2.4 漂流船舶の火災の評価について	38

1. 概要

本資料は、VI-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、燃料輸送車両の火災・爆発、漂流船舶の火災については、外部火災の影響を考慮する施設の危険距離、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（火災側）における最大火線強度から算出される火炎輻射発散度（ 118kW/m^2 ）を用いて、外部事象防護対象施設を内包する建物の表面温度が許容温度となる危険距離及び建物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（ 118kW/m^2 ）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（ 118kW/m^2 ）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ものとする。

- 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) 建物の評価の場合		
T	°C	温度
t	s	時刻
x	m	コンクリート表面からの距離
κ	m^2/s	コンクリート熱拡散率
λ	$\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$	コンクリート熱伝導率
C_p	$\text{J}/(\text{kg}\cdot\text{K})$	コンクリート比熱
ρ	kg/m^3	コンクリート密度
b. (b) 海水ポンプの評価の場合		
T	°C	温度
T_0	°C	通常運転時の上昇温度
E	W/m^2	輻射強度
A_T	m^2	受熱面積
G	kg/s	重量流量
C_p	$\text{J}/(\text{kg}\cdot\text{K})$	空気比熱
b. (c) 排気筒の評価の場合		
T	°C	温度
T_0	°C	初期温度
E	W/m^2	輻射強度
ε	—	排気筒表面の放射率
h	$\text{W}/(\text{m}^2\cdot\text{K})$	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
H	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) 建物の評価の場合

建物表面温度が許容温度 200℃となるときの輻射強度 (E) を次式のとおり算出する。

$$\frac{dT}{dt} = \kappa \frac{d^2T}{dx^2} \quad (\text{式 1})$$

ただし, $\kappa = \lambda / (C_p \cdot \rho)$

(b) 海水ポンプの評価の場合

冷却空気が許容温度 55℃となるときの輻射強度 (E) を次式のとおり算出する。

$$T = T_0 + \frac{E \times A_T}{G \times C_p} \quad (\text{式 2})$$

(c) 排気筒の評価の場合

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

$$T = T_0 + \frac{\varepsilon E}{2h} \quad (\text{式 3})$$

c. 燃焼半径の算出

燃焼半径 (R) を次式のとおり算出する。

$$R = \frac{H}{3} \quad (\text{式 4})$$

(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。

$$F = \frac{W}{2R} \quad (\text{式 5})$$

(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。

$$\phi_i = \frac{1}{\pi m} \tan^{-1} \left(\frac{m}{\sqrt{n^2 - 1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left\{ \frac{(A - 2n)}{n\sqrt{AB}} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{A(n-1)}{B(n+1)}} \right] - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{(n-1)}{(n+1)}} \right] \right\} \quad (\text{式 6})$$

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

(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 ϕ_t となる。

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

なお、 $i + (i+1) + (i+2) \dots + (i+X)$ 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。

$$E = Rf \cdot \phi_t \quad (\text{式 7})$$

(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。

$$\phi_t = \frac{1}{\pi m} \tan^{-1} \left(\frac{m}{\sqrt{n^2 - 1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left\{ \frac{(A - 2n)}{n\sqrt{AB}} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{A(n-1)}{B(n+1)}} \right] - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{(n-1)}{(n+1)}} \right] \right\} \quad (\text{式 8})$$

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

(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/m ²]	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 (F A R S I T Eの解析で算出された値)
形態係数[-]	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

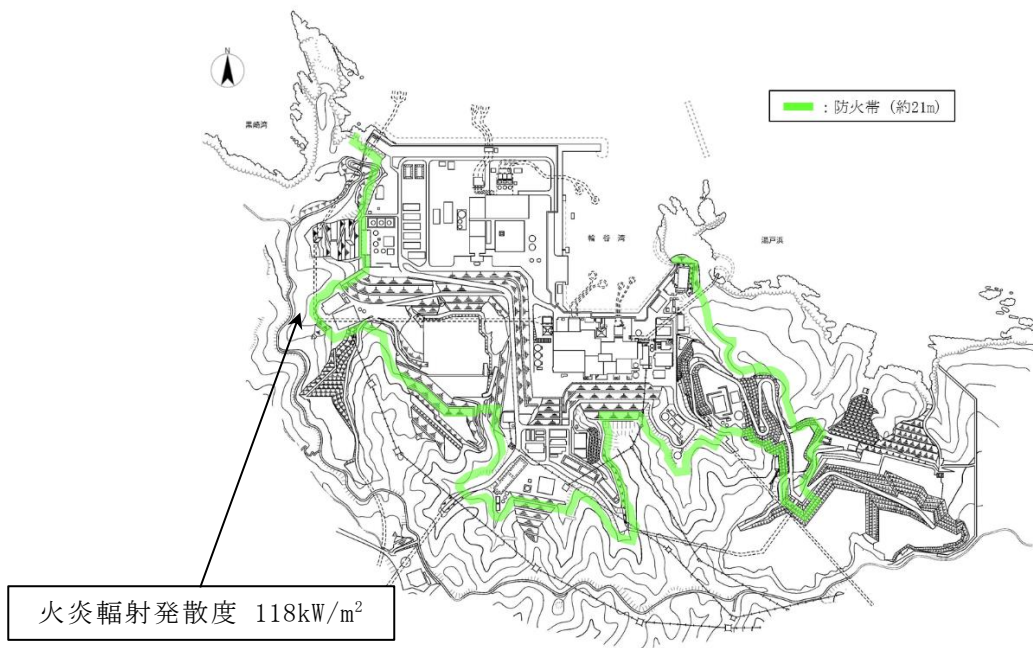


図 2-1 森林火災における火炎輻射発散度の位置図

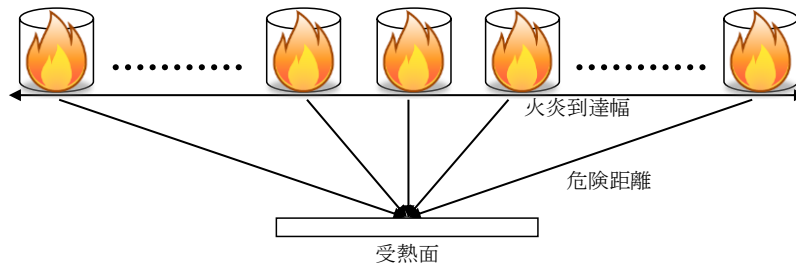


図 2-2 森林火災における円筒火炎モデル評価の概要

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、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。

主変圧器以外の変圧器については、主変圧器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ることから火災源として考慮しない。

このことから、重油タンク、ガスタービン発電機用軽油タンク及び主変圧器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. 重油タンク及びガスタービン発電機用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。主変圧器については、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

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

火災源の防油堤面積等から求める燃焼半径，燃料量により燃焼継続時間を求める。その燃焼継続時間，輻射強度等を用いて，外部火災の影響を考慮する施設の温度を算出する。

a. 記号の説明

算出に用いる記号とその単位及び定義を以下に示す。

記号	単位	定義
b. ~e. 燃焼継続時間他の算出		
R	m	燃焼半径
w	m	防油堤幅
d	m	防油堤奥行き
$w \times d$	m^2	防油堤面積
w'	m	変圧器幅
d'	m	変圧器奥行き
$w' \times d'$	m^2	変圧器投影面積
ϕ	—	形態係数
L	m	離隔距離
H	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
M	$kg/(m^2 \cdot s)$	燃料の質量低下速度
ρ	kg/m^3	密度

記号	単位	定義
f. (a) 建物の評価の場合		
T	°C	温度
t	s	燃焼継続時間
E	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 ・K)	コンクリート表面熱伝達率
ρ	kg/m ³	コンクリート密度
c	J/(kg・K)	コンクリート比熱
T ₀	°C	初期温度

b. 燃焼半径の算出

- (a) 重油タンク及びガスタービン発電機用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。

$$R = \frac{1}{\sqrt{\pi}} \times \sqrt{w \times d} \quad (\text{式 9})$$

(出典：評価ガイド)

- (b) 主変圧器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。

$$R = \frac{1}{\sqrt{\pi}} \times \sqrt{w' \times d'} \quad (\text{式 10})$$

(出典：評価ガイド)

c. 形態係数の算出

重油タンク、ガスタービン発電機用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。

$$\phi = \frac{1}{\pi} \tan^{-1} \left(\frac{m}{\sqrt{n^2 - 1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left\{ \frac{(A - 2n)}{n\sqrt{AB}} \tan^{-1} \left[\frac{\sqrt{A(n-1)}}{\sqrt{B(n+1)}} \right] - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left[\frac{(n-1)}{(n+1)} \right] \right\} \quad (\text{式 11})$$

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

(出典：評価ガイド)

d. 輻射強度の算出

重油タンク，ガスタービン発電機用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，輻射強度(E)を次式のとおり算出する。

$$E = Rf \cdot \phi \quad (\text{式 12})$$

(出典：評価ガイド)

e. 燃焼継続時間の算出

燃焼継続時間(t)を次式のとおり算出する。

$$t = \frac{V}{\pi R^2 \times v} \quad (\text{式 13})$$

(出典：評価ガイド)

ただし， $v = M/\rho$

f. 温度の算出

(a) 建物の評価の場合

建物表面温度(T)を次式のとおり算出する。

$$T = T_0 + \frac{1}{\left(\frac{\sqrt{k\rho c}}{1.18h\sqrt{t}} + 1\right) \frac{h}{\epsilon E}} \quad (\text{式 14})$$

(出典：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)

(b) 海水ポンプの評価の場合

冷却空気の温度(T)を式2のとおり算出する。

(c) 排気筒の評価の場合

排気筒表面温度(T)を式3のとおり算出する。

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 (1/2)

(法令に基づく届出対象施設*1)

号機	施設名	製造所の別	危険物 品名	数量	影響先との離隔距離		
					建物	海水 ポンプ	排気筒
1	ディーゼル地下タンク (A)	地下タンク 貯蔵所	第 2 石油類 軽油	46kL	—*2		
1	ディーゼル地下タンク (B)	地下タンク 貯蔵所	第 2 石油類 軽油	46kL	—*2		
2	No. 2 重油タンク	屋外タンク 貯蔵所	第 3 石油類 重油	900kL	588m	607m	546m
2	No. 3 重油タンク	屋外タンク 貯蔵所	第 3 石油類 重油	900kL	606m	626m	564m
2	A 系-ディーゼル機関 燃料貯蔵タンク	地下タンク 貯蔵所	第 2 石油類 軽油	170kL	—*2		
2	A2 系-ディーゼル機関 燃料貯蔵タンク	地下タンク 貯蔵所	第 2 石油類 軽油	170kL	—*2		
2	HPCS 系-ディーゼル 機関燃料貯蔵タンク	地下タンク 貯蔵所	第 2 石油類 軽油	170kL	—*2		
3	No. 1 重油タンク	屋外タンク 貯蔵所	第 3 石油類 重油	900kL	568m	587m	526m
3	第 3 危険物倉庫	屋内貯蔵所	第 1 石油類	6. 4kL	—*2		
			第 2 石油類	1. 2kL	—*2		
			第 3 石油類	1. 4kL	—*2		
			第 4 石油類	40kL	—*2		
共通	第 1 危険物倉庫	屋内貯蔵所	第 1 石油類	1. 9kL	—*2		
			第 2 石油類	19. 2kL	—*2		
			第 3 石油類	3. 4kL	—*2		
			第 4 石油類	36kL	—*2		
			アルコール類	0. 6kL	—*2		
共通	第 2 危険物倉庫	屋内貯蔵所	第 1 石油類	3. 8kL	—*2		
			第 2 石油類	1. 2kL	—*2		
			第 3 石油類	1. 4kL	—*2		
			第 4 石油類	24kL	—*2		
			アルコール類	0. 2kL	—*2		

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 (2/2)

(法令に基づく届出対象施設*1)

号機	施設名	製造所の別	危険物 品名	数量	影響先との離隔距離		
					建物	海水 ポンプ	排気筒
共通	ガスタービン発電機用 軽油タンク	屋外タンク 貯蔵所	第 2 石油類 軽油	560kL	329m	472m	434m
共通	タンクローリ (1号車)	移動タンク 貯蔵所	第 2 石油類 灯油・軽油	3kL	—*3		
共通	タンクローリ (2号車)	移動タンク 貯蔵所	第 2 石油類 灯油・軽油	3kL			
共通	タンクローリ (3号車)	移動タンク 貯蔵所	第 2 石油類 灯油・軽油	3kL			
共通	A-ガスタービン燃料 地下タンク	地下タンク 貯蔵所	第 2 石油類 軽油	45kL	—*2		
共通	B-ガスタービン燃料 地下タンク	地下タンク 貯蔵所	第 2 石油類 軽油	45kL			
2 (新設)	B1-ディーゼル燃料貯蔵 タンク	地下タンク 貯蔵所	第 2 石油類 軽油	100kL			
2 (新設)	B2-ディーゼル燃料貯蔵 タンク	地下タンク 貯蔵所	第 2 石油類 軽油	100kL			
2 (新設)	B3-ディーゼル燃料貯蔵 タンク	地下タンク 貯蔵所	第 2 石油類 軽油	100kL			
共通	危険物倉庫	屋内貯蔵所	第 1 石油類	0.44kL			
共通			第 2 石油類	4.7kL			
			第 3 石油類	0.2kL			
			第 4 石油類	0.4kL			
			アルコール類	2L			
	共通	危険物倉庫	屋内貯蔵所	第 1 石油類	3.28kL		
共通	第 2 石油類			3.5kL			

注：[] 評価対象危険物タンク等

注記*1：消防法又は松江市火災予防条例に基づく届出対象施設となる危険物タンク等

*2：地下又は屋内設置のため、評価対象外とする。

*3：評価対象危険物タンクの評価に包絡されるため、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)

号機	設備名	危険物の種類	数量	影響先との離隔距離		
				建物	海水ポンプ	排気筒
1	起動変圧器	絶縁油	46kL	—*2		
1	予備変圧器	絶縁油	10kL	—*2		
1	44m 盤高圧ガス貯蔵所	水素	1155m ³	—*3		
2	主変圧器	絶縁油	77kL	8.6m	18.4m	88.7m
2	所内変圧器 (A,B)	絶縁油	20kL	—*2		
2	起動変圧器	絶縁油	24kL	—*2		
2	水素ガストレーラ	水素	12086m ³	—*4		
2	発電用水素ガスボンベ保管庫	水素	140m ³	—*3		
3	主変圧器	絶縁油	141kL	—*2		
3	所内変圧器	絶縁油	21kL	—*2		
3	補助変圧器	絶縁油	37kL	—*2		
3	発電機用水素ガスボンベ保管庫	水素	1477.5m ³	—*3		

注：[] 評価対象危険物タンク等

注記*1：消防法又は松江市火災予防条例に基づく届出対象施設ではない危険物タンク等

*2：主変圧器（2号機）の評価に包絡されるため、評価対象外とする。

*3：屋内設置のため、評価対象外とする。

*4：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。

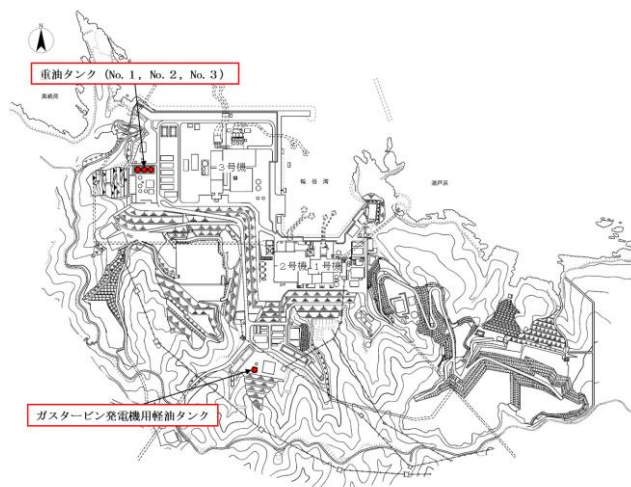


図 2-3 発電所敷地内に設置する危険物タンク等施設の配置図
(法令に基づく届出対象施設)

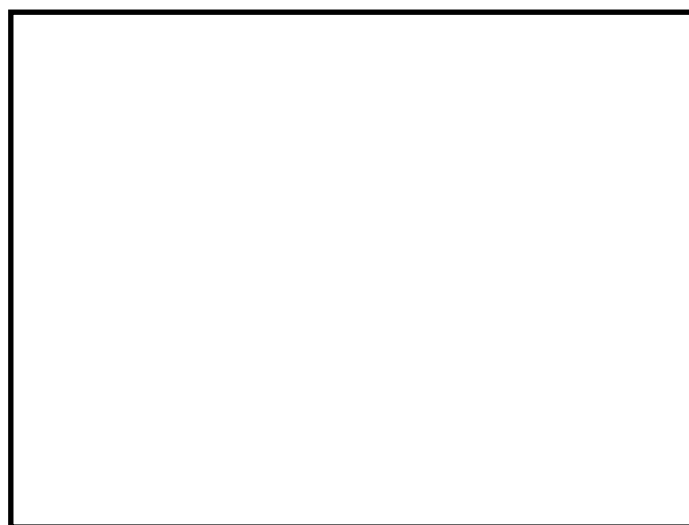


図 2-4 発電所敷地内に設置する危険物タンク等施設の配置図
(法令に基づく届出対象ではない施設)

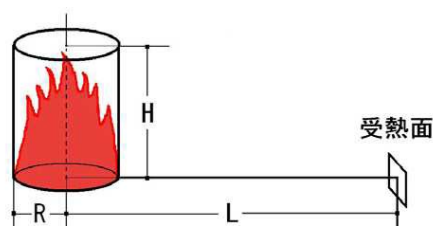


図 2-5 外部火災で想定する火炎モデル

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、島根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存在するため、評価対象とするが、「大型民間航空機」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、墜落による火災の影響が「大型民間航空機」に包絡されるため、評価対象航空機の選定対象外とする。「航空路を巡航中」の落下事故については、島根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」については、「大型民間航空機」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「大型民間航空機」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、島根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－訓練空域間往復時」については、島根原子力発電所は基地－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・06・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、島根原子力発電所における航空機落下評価の対象航空機のうち燃料積載量が最大の機種とする。

- b. 航空機は燃料を満載した状態を想定する。
- c. 航空機の墜落は発電所敷地内であって落下確率が 10^{-7} (回/炉・年) 以上になる範囲のうち外部火災の影響を考慮する施設への影響が最も厳しくなる地点で起こることを想定する。
- d. 航空機の墜落によって燃料に着火し火災が起こることを想定する。
- e. 航空機のタンク投影面積を円筒の底面と仮定し、火災は円筒火炎をモデルとし、火炎の高さは燃焼半径の3倍とする。
- f. 気象条件は無風状態とする。

(3) 計算方法

対象航空機の燃料タンク投影面積等から求める燃焼半径、燃料量により燃焼継続時間を求め、その燃焼継続時間、輻射強度を用いて外部火災の影響を考慮する施設の温度を算出する。

a. 記号の説明

算出に用いる記号とその単位及び定義を以下に示す。

記号	単位	定義
R	m	燃焼半径
w'	m	航空機の燃料タンク幅
d'	m	航空機の燃料タンク奥行き
w' × d'	m ²	航空機の燃料タンク投影面積
φ	—	形態係数
L	m	離隔距離
H	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
M	kg/(m ² ・s)	燃料の質量低下速度
ρ	kg/m ³	密度

b. 建物表面温度等の算出

(a) 建物の評価の場合

航空機墜落による火災の建物表面温度の計算方法は、「2.1.2(3)計算方法」と同じである。

(b) 海水ポンプ及び排気筒の評価の場合

海水ポンプ及び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

落下事故カテゴリ		分類
計器飛行方式 民間航空機	飛行場での離着陸時	大型民間航空機 (離着陸時)
	航空路を巡航中	大型民間航空機
有視界飛行方式民間航空機		小型民間航空機* ¹
自衛隊機 又は米軍機	訓練空域外を飛行中	空中給油機等
		その他の機種
	基地－訓練空域間往復時	—* ²

注記*1：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。

*2：島根原子力発電所は基地－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

落下事故カテゴリ		分類	対象航空機
計器飛行方式 民間航空機	飛行場での 離着陸時	大型民間航空機 (離着陸時)	B747-400*
	航空路を巡航中	大型民間航空機	B747-400
有視界飛行方式民間航空機		小型民間航空機	Do228-200*
自衛隊機 又は米軍機	訓練空域外を 飛行中	空中給油機等	KC-767 (空中給油機)
		その他の機種	F-15

注記*：「大型民間航空機（離着陸時）」及び「小型民間航空機」の対象航空機は、「大型民間航空機」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) 以上となる範囲に航空機墜落による火災によって発火する可能性のある危険物タンクはないが、評価結果が最も厳しくなるガスタービン発電機用軽油タンク及び航空機落下確率が 10^{-7} (回/炉・年) となる位置でガスタービン発電機用軽油タンクとの火災影響評価が最も厳しくなる大型民間航空機 (B747-400) 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 2-6 に示す。

(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 9 又は式 10 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 11 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 12 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 13 のとおり算出する。

e. 温度の算出

(a) 建物の評価の場合

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 1 に入力し，建物表面温度を算出する。

(b) 海水ポンプの評価の場合

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 2 に入力し，冷却空気の温度を算出する。

(c) 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 3 に入力し，排気筒表面温度を算出する。

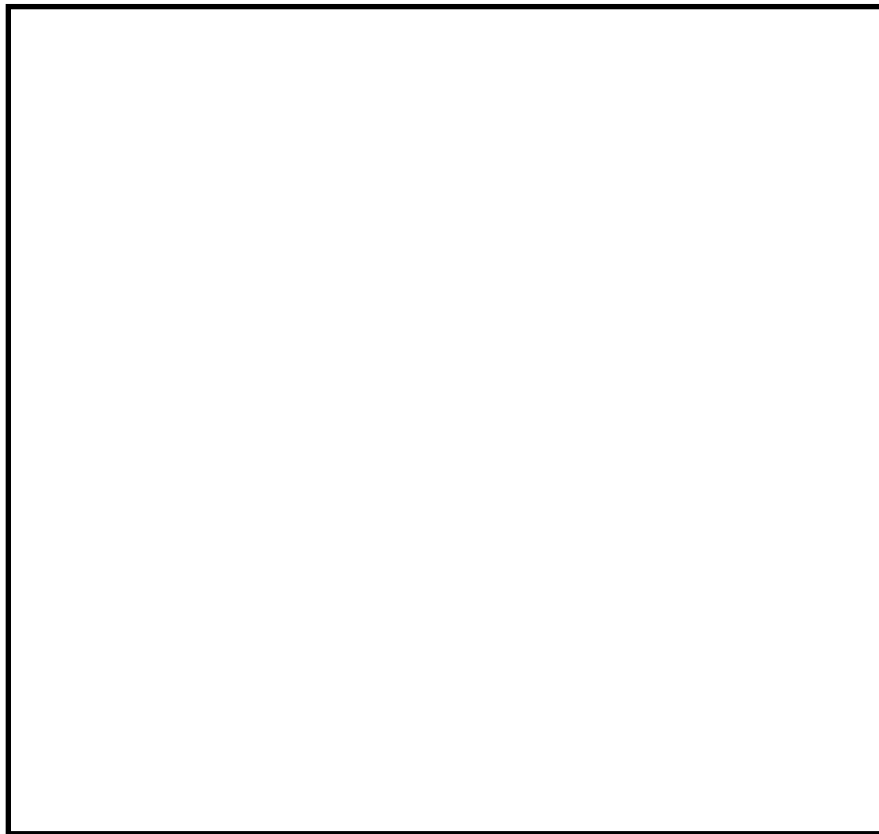


図 2-6 航空機落下位置と危険物タンクの位置

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2-7に示す。

- ①火炎長が建物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火炎長が建物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2-8に示す。

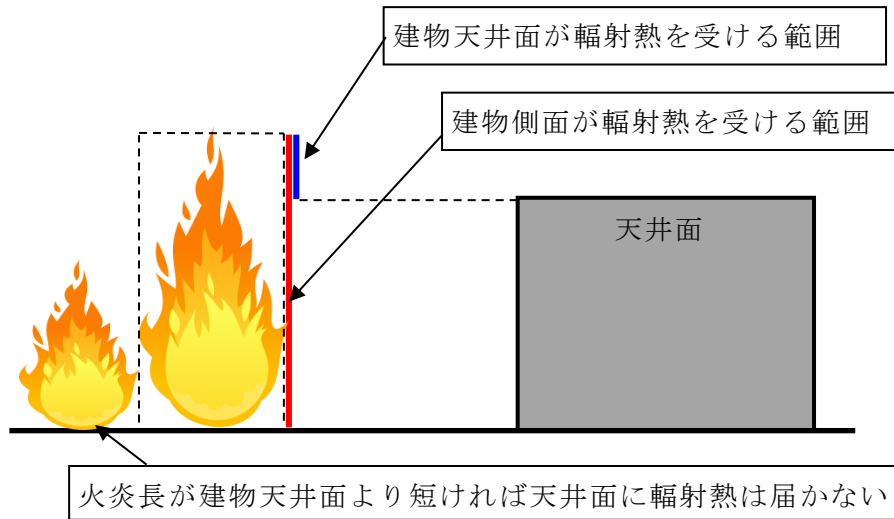


図2-7 火災源と天井スラブの位置関係図

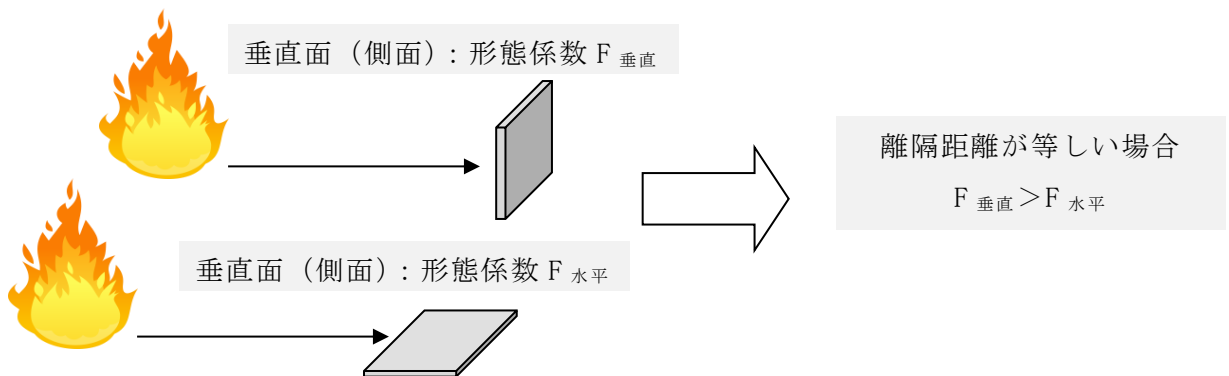


図2-8 垂直面と水平面の形態係数の大小関係

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 2-9 に示す。



注：図の位置はおおよその場所を示している。

図 2-9 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物の表面温度が許容温度となる危険距離及び建物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、島根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、発電所敷地外で最も燃料保有量が多い施設は発電所敷地内の危険物施設（重油タンク）に比べ燃料保有量が少なく、さらに、最も近い危険物貯蔵施設は発電所敷地内の危険物施設（重油タンク）に比べ発電用原子炉施設までの離隔距離も遠いことから、重油タンクにて代表的に評価する。火災源として想定する危険物施設（重油タンク）を表 2-7 に、最短距離の危険物貯蔵施設の位置を図 2-10 に示す。

(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	防油堤幅
d	m	防油堤奥行き
w×d	m ²	防油堤面積
φ	—	形態係数
L	m	離隔距離
H	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
M	kg/(m ² ・s)	燃料の質量低下速度
ρ	kg/m ³	密度

b. 燃焼半径の算出

燃焼半径(R)を式9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13のとおり算出する。

d. 輻射強度の算出

(a) 建物の評価の場合

建物表面温度が許容温度 200℃となるときの輻射強度(E)を式14のとおり算出する。

(b) 海水ポンプの評価の場合

冷却空気の温度が許容温度 55℃となるときの輻射強度(E)を式2のとおり算出する。

(c) 排気筒の評価の場合

排気筒表面温度が許容温度 325℃となるときの輻射強度(E)を式 3 のとおり算出する。

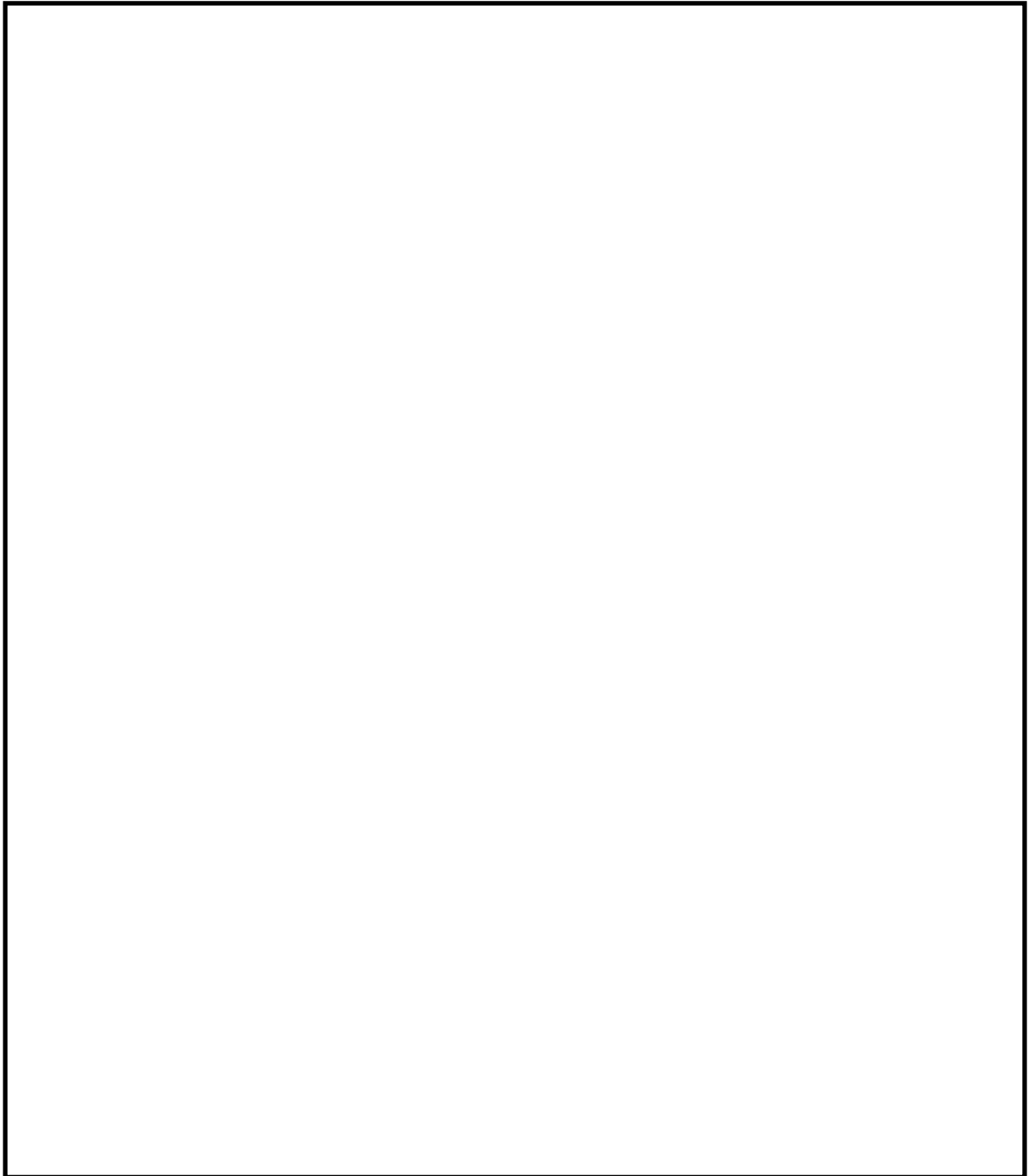
e. 形態係数の算出

形態係数(ϕ)を式 12 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 11 を用いて算出する。

表 2-6 発電所敷地外半径 10km 以内に存在する危険物貯蔵施設 (1/8)



S2 補 VI-1-1-3-5-5 R0

表 2-6 発電所敷地外半径 10km 以内に存在する危険物貯蔵施設 (2/8)

--

S2 補 VI-1-1-3-5-5 R0

表 2-6 発電所敷地外半径 10km 以内に存在する危険物貯蔵施設 (3/8)

--

S2 補 VI-1-1-3-5-5 R0

表 2-6 発電所敷地外半径 10km 以内に存在する危険物貯蔵施設 (4/8)

--

S2 補 VI-1-1-3-5-5 R0

表 2-6 発電所敷地外半径 10km 以内に存在する危険物貯蔵施設 (5/8)

--

S2 補 VI-1-1-3-5-5 R0

表 2-6 発電所敷地外半径 10km 以内に存在する危険物貯蔵施設 (6/8)

--

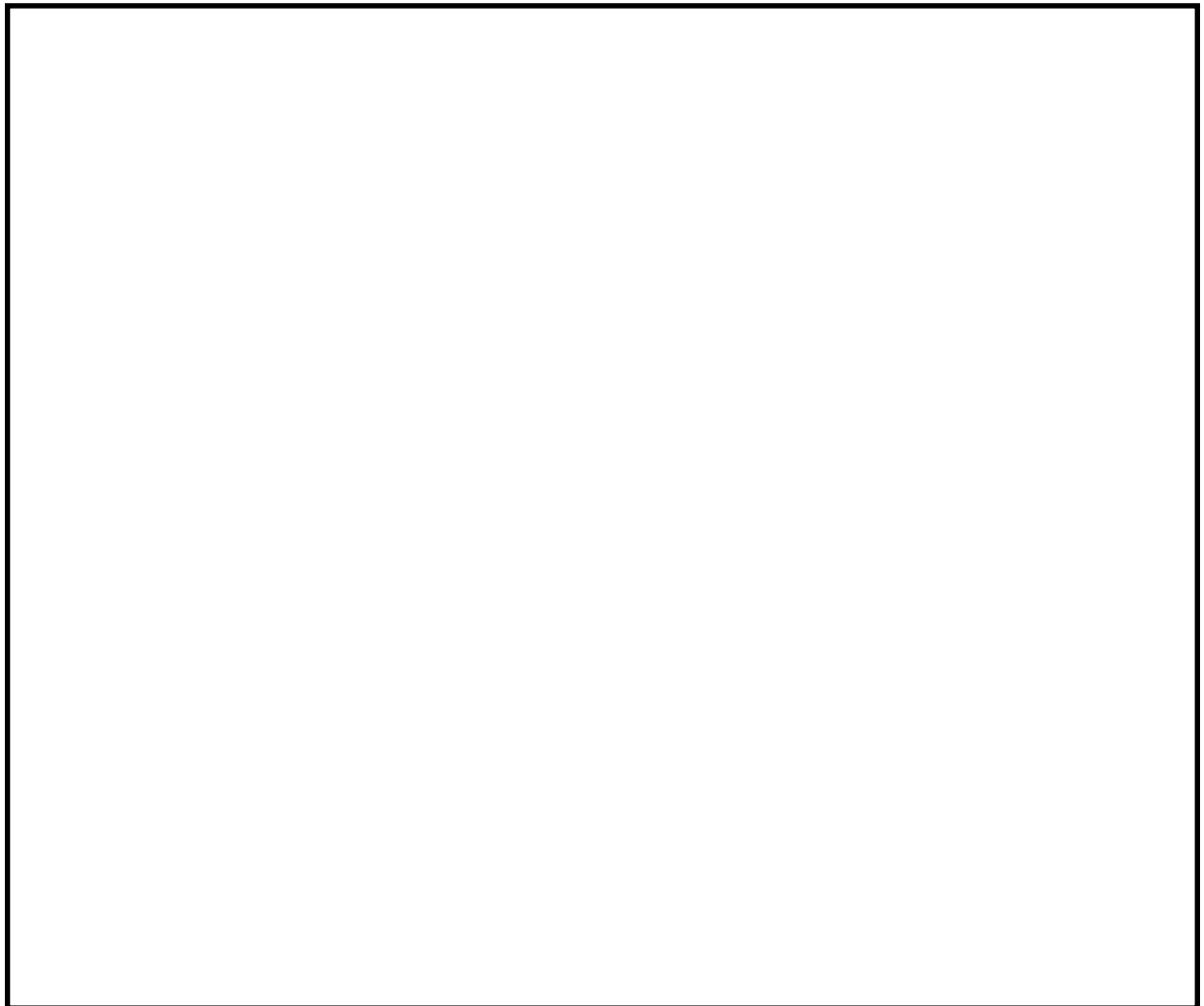
S2 補 VI-1-1-3-5-5 R0

表 2-6 発電所敷地外半径 10km 以内に存在する危険物貯蔵施設 (7/8)

--

S2 補 VI-1-1-3-5-5 R0

表 2-6 発電所敷地外半径 10km 以内に存在する危険物貯蔵施設 (8/8)



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。

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

	種類	貯蔵量[kL]	離隔距離
最短距離に位置する 危険物貯蔵施設	—		約 1.5km
最大貯蔵量を保有する 危険物貯蔵施設	ガソリン		—
	軽油		
	灯油		
	合計		
火災源として想定する 危険物貯蔵施設 (重油タンク (No. 1, 2, 3))	重油	2700	約 600m

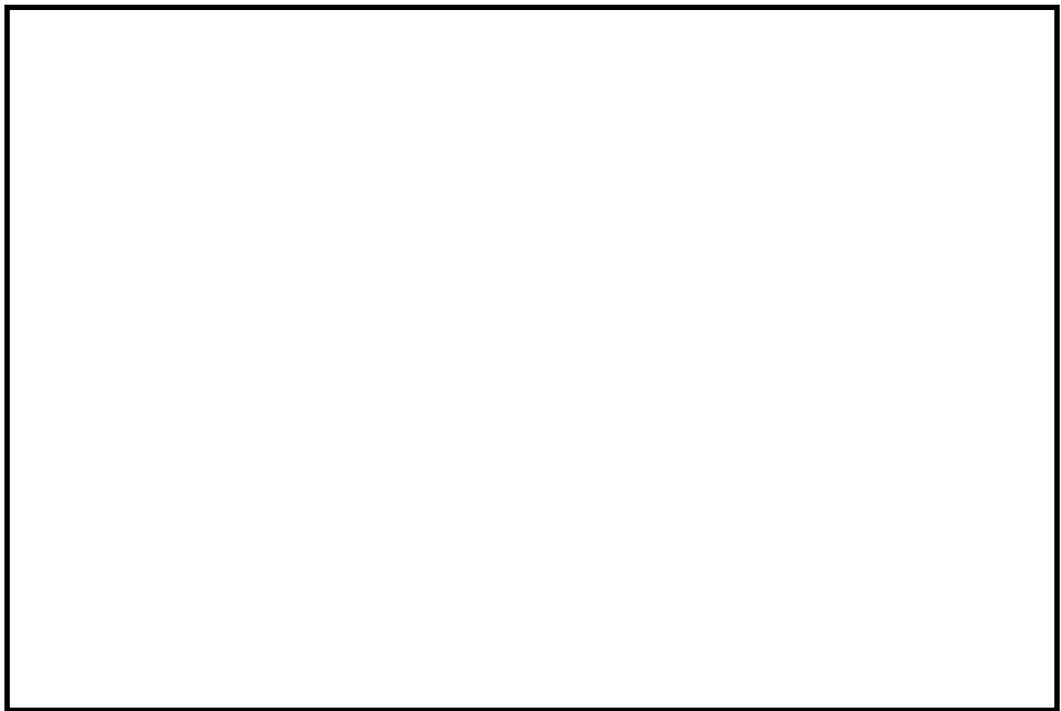


図 2-10 最短距離の危険物貯蔵施設の位置

2.2.3 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物の表面温度が許容温度となる危険距離及び建物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、評価上厳しくなるよう、最大規模の燃料輸送車両が車両が接近可能な発電所出入口ゲート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 2-11 に示す。

b. 評価条件

- (a) 輸送燃料は軽油とする。
- (b) 最大規模の燃料輸送車両が発電所出入口ゲート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) 発電所出入口ゲート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
H	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
M	kg/(m ² ・s)	燃料の質量低下速度
ρ	kg/m ³	密度

(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は、評価上厳しくなるよう、運用上の最大値を搭載した燃料輸送車両が車両が接近可能な発電所出入口ゲートで爆発を起こすものとして評価する。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 2-11 参照）とする。

(b) 評価条件

- イ. 輸送燃料はL Pガス（プロパン）とする。
- ロ. L Pガスボンベを運搬する車両が発電所出入口ゲートで爆発を起こした場合を想定する。
- ハ. 燃料輸送車両は運用上の最大値を積載した状態とする。
- 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

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	$m \cdot kg^{-1/3}$	換算距離
K	—	石油類の定数
W	—	処理設備の設備定数
X	m	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。

$$X = 0.04\lambda\sqrt[3]{K \times W} \quad (\text{式 15})$$

(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。

爆発源として想定する燃料輸送車両及び位置は，「(2)a. (a)評価方針」と同じ(図 2-11 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。

$$L = 90M^{0.333} \quad (\text{式 16})$$

(出典：石油コンビナートの防災アセスメント指針)

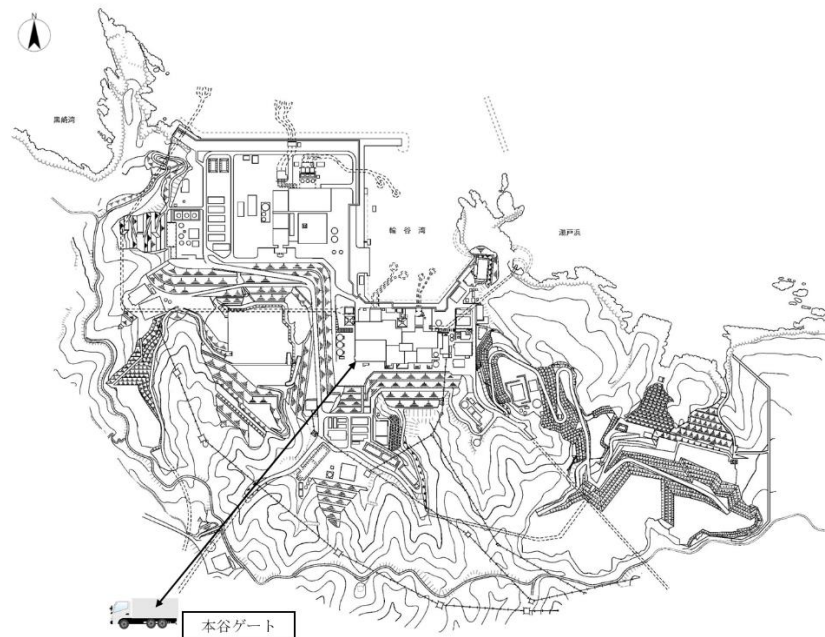


図 2-11 外部火災の影響を考慮する施設と燃料輸送車両の位置

2.2.4 漂流船舶の火災の評価について

(1) 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物の表面温度が許容温度となる危険距離及び建物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。

島根原子力発電所前面の海域に船舶の主要な航路がないことから、火災源として想定する船舶は、港湾内へ入港している船舶が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 2-12 に示す。

(2) 評価条件

- a. 輸送燃料は重油とする。
- b. 港湾内に入港する船舶の中で最大の船舶とする。
- 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。

(2) 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。

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
H	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
M	kg/(m ² ・s)	燃料の質量低下速度
ρ	kg/m ³	密度

(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。

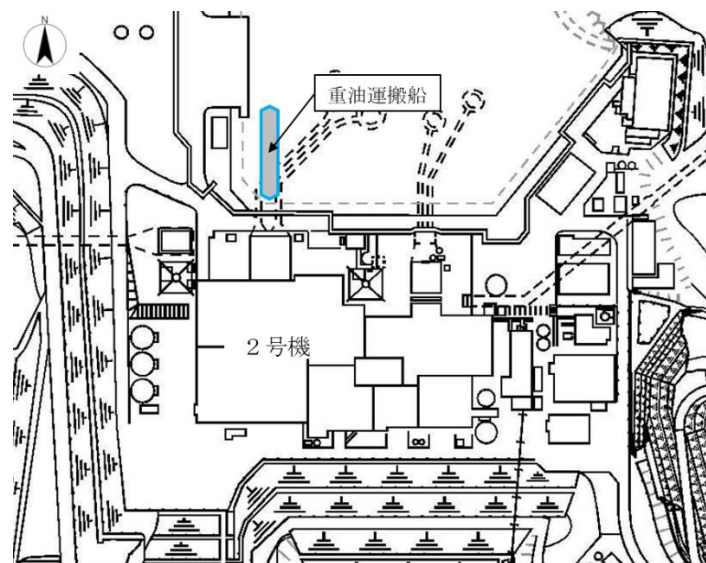


図 2-12 外部火災の影響を考慮する施設と漂流船舶の位置

VI-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

1. 概要	1
2. 評価条件及び評価結果	1
2.1 発電所敷地内の火災源に対する評価条件及び評価結果	1
2.1.1 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	3
2.1.3 航空機墜落による火災	10
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	13
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	16
2.2.1 石油コンビナート施設の火災・爆発	16
2.2.2 危険物貯蔵施設の火災	16
2.2.3 燃料輸送車両の火災・爆発	18
2.2.4 漂流船舶の火災	22

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、VI-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 (kW/m ²)	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 (118kW/m ²)
火炎長(m)	火炎の高さ (3.6m)
火炎到達幅(m)	到達火炎の横幅 (4870m)

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物（以下「建物」という。）

防火帯の外縁（火炎側）から最も近い距離にある建物は、原子炉建物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 (m)	W (m)	E (kW/m ²)	Rf (kW/m ²)
3.6	4870	20.3	118

T (°C)	C _p (J/(kg・K))	ρ (kg/m ³)	λ (W/(m・K))
200	879	2200	1.63

危険距離 (m)	離隔距離 (m)
22	140

結果
危険距離を評価した結果、22m となり、その危険距離を上回る離隔距離 140m を確保していることを確認した。

(b) 海水ポンプ

A_T (m^2)	G (kg/s)	C_p ($J/(kg \cdot K)$)	T_0 ($^{\circ}C$)	T ($^{\circ}C$)
10.93	1.96	1007	22	55

H (m)	W (m)	R_f (kW/m^2)
3.6	4870	118

危険距離 (m)	離隔距離 (m)
70	270

結果
危険距離を評価した結果、70m となり、その危険距離を上回る離隔距離 270m を確保していることを確認した。

(c) 排気筒

ε (-)	h ($W/(m^2 \cdot K)$)	T_0 ($^{\circ}C$)	T ($^{\circ}C$)
0.9	17	50	325

H (m)	W (m)	R_f (kW/m^2)
3.6	4870	118

危険距離 (m)	離隔距離 (m)
41	250

結果
危険距離を評価した結果、41m となり、その危険距離を上回る離隔距離 250m 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. 重油タンク火災

(a) 建物（タービン建物）の評価条件及び評価結果

重油タンクに最も近い距離にある建物は、タービン建物であることから以下に建物表面温度の評価条件及び評価結果を示す。

タービン建物と重油タンクの位置関係及び離隔距離は、図 2-2 に示す。

$w \times d$ (m^2)	L (m)	H (m)	Rf (W/m^2)	V (m^3)
491.7	No. 1:568 No. 2:588 No. 3:606	37.5	2.3×10^4	900

v (m/s)	M ($kg/(m^2 \cdot s)$)	重油 ρ (kg/m^3)	T_0 ($^{\circ}C$)	ε (-)
3.5×10^{-5}	0.035	1000	50	0.94

h ($W/(m^2 \cdot K)$)	c ($J/(kg \cdot K)$)	コンクリート ρ (kg/m^3)	k ($W/(m \cdot K)$)
23.3	879	2200	1.63

建物表面温度 (°C)	コンクリート 許容温度 (°C)
52	200

結果
重油タンク火災時のタービン建物の建物表面温度を評価した結果、52°Cとなり、コンクリート許容温度 200°C以下であることを確認した。

(b) 海水ポンプの評価条件及び評価結果

海水ポンプの冷却空気温度の評価条件及び評価結果を以下に示す。

海水ポンプと重油タンクの位置関係及び離隔距離は、図 2-2 に示す。

$w \times d$ (m^2)	L (m)	H (m)	Rf (W/m^2)	V (m^3)
491.7	No. 1:587 No. 2:607 No. 3:626	37.5	2.3×10^4	900

v (m/s)	M ($kg/(m^2 \cdot s)$)	重油 ρ (kg/m^3)
3.5×10^{-5}	0.035	1000

A_T (m^2)	G (kg/s)	C_p ($J/(kg \cdot K)$)	T_0 (°C)
10.93	1.96	1007	22

冷却空気 (°C)	冷却空気 許容温度 (°C)
23	55

結果
重油タンク火災時の海水ポンプの冷却空気温度を評価した結果、23°Cとなり、冷却空気許容温度 55°C以下であることを確認した。

(c) 排気筒の評価条件及び評価結果

排気筒表面温度の評価条件及び評価結果を以下に示す。

排気筒と重油タンクの位置関係及び離隔距離は、図 2-2 に示す。

$w \times d$ (m^2)	L (m)	H (m)	Rf (W/m^2)	V (m^3)
491.7	No. 1:526 No. 2:546 No. 3:564	37.5	2.3×10^4	900

v (m/s)	M ($kg/(m^2 \cdot s)$)	重油 ρ (kg/m^3)
3.5×10^{-5}	0.035	1000

ϵ (-)	h ($W/(m^2 \cdot K)$)	T_0 ($^{\circ}C$)
0.9	17	50

排気筒 表面温度 ($^{\circ}C$)	鋼材 許容温度 ($^{\circ}C$)
52	325

結果
重油タンク火災時の排気筒表面温度を評価した結果、 $52^{\circ}C$ となり、鋼材許容温度 $325^{\circ}C$ 以下であることを確認した。

b. ガスタービン発電機用軽油タンク火災

(a) 建物（原子炉建物）の評価条件及び評価結果

ガスタービン発電機用軽油タンクに最も近い距離にある建物は、原子炉建物であることから以下に建物表面温度の評価条件及び評価結果を示す。

原子炉建物とガスタービン発電機用軽油タンクの位置関係及び離隔距離は、図 2-2 に示す。

$w \times d$ (m^2)	L (m)	H (m)	Rf (W/m^2)	V (m^3)
302.7	329	29.5	4.2×10^4	560

v (m/s)	M ($kg/(m^2 \cdot s)$)	軽油 ρ (kg/m^3)	T_0 ($^{\circ}C$)	ε (-)
4.79×10^{-5}	0.044	918	50	0.94

h ($W/(m^2 \cdot K)$)	c ($J/(kg \cdot K)$)	コンクリート ρ (kg/m^3)	k ($W/(m \cdot K)$)
23.3	879	2200	1.63

建物表面温度 ($^{\circ}C$)	コンクリート 許容温度 ($^{\circ}C$)
53	200

結果
ガスタービン発電機用軽油タンク火災時の原子炉建物の建物表面温度を評価した結果、 $53^{\circ}C$ となり、コンクリート許容温度 $200^{\circ}C$ 以下であることを確認した。

(b) 海水ポンプの評価条件及び評価結果

海水ポンプの冷却空気温度の評価条件及び評価結果を以下に示す。

海水ポンプとガスタービン発電機用軽油タンクの位置関係及び離隔距離は、

図 2-2 に示す。

$w \times d$ (m^2)	L (m)	H (m)	Rf (W/m^2)	V (m^3)
302.7	472	29.5	4.2×10^4	560

v (m/s)	M ($kg/(m^2 \cdot s)$)	軽油 ρ (kg/m^3)
4.79×10^{-5}	0.044	918

A_T (m^2)	G (kg/s)	C_p ($J/(kg \cdot K)$)	T_0 ($^{\circ}C$)
10.93	1.96	1007	22

冷却空気 ($^{\circ}C$)	冷却空気 許容温度 ($^{\circ}C$)
23	55

結果
ガスタービン発電機用軽油タンク火災時の海水ポンプの冷却空気温度を評価した結果、 $23^{\circ}C$ となり、冷却空気許容温度 $55^{\circ}C$ 以下であることを確認した。

(c) 排気筒の評価条件及び評価結果

排気筒表面温度の評価条件及び評価結果を以下に示す。

排気筒とガスタービン発電機用軽油タンクの位置関係及び離隔距離は、図 2-2 に示す。

$w \times d$ (m^2)	L (m)	H (m)	R_f (W/m^2)	V (m^3)
302.7	434	29.5	4.2×10^4	560

v (m/s)	M ($kg/(m^2 \cdot s)$)	軽油 ρ (kg/m^3)
4.79×10^{-5}	0.044	918

ε (-)	h ($W/(m^2 \cdot K)$)	T_0 ($^{\circ}C$)
0.9	17	50

排気筒 表面温度 ($^{\circ}C$)	鋼材 許容温度 ($^{\circ}C$)
52	325

結果
ガスタービン発電機用軽油タンク火災時の排気筒表面温度を評価した結果、52℃となり、鋼材許容温度 325℃以下であることを確認した。

c. 主変圧器火災

(a) 建物（タービン建物）の評価条件及び評価結果

主変圧器に最も近い距離にある建物は、タービン建物であることから以下に建物表面温度の評価条件及び評価結果を示す。

タービン建物と主変圧器の位置関係及び離隔距離は、図 2-3 に示す。

$w' \times d'$ (m^2)	L (m)	H (m)	Rf (W/m^2)	V (m^3)
35.7	8.6	10.1	2.3×10^4	77

v (m/s)	M ($kg/(m^2 \cdot s)$)	重油 ρ (kg/m^3)	T_0 ($^{\circ}C$)	ϵ (-)
3.5×10^{-5}	0.035	1000	50	0.94

h ($W/(m^2 \cdot K)$)	c ($J/(kg \cdot K)$)	コンクリート ρ (kg/m^3)	k ($W/(m \cdot K)$)
23.3	879	2200	1.63

建物表面温度 ($^{\circ}C$)	コンクリート 許容温度 ($^{\circ}C$)
187	200

結果
主変圧器火災時のタービン建物の建物表面温度を評価した結果、187℃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) 海水ポンプの評価条件及び評価結果

海水ポンプの冷却空気温度の評価条件及び評価結果を以下に示す。

海水ポンプと主変圧器の位置関係及び離隔距離は、図 2-3 に示す。

$w' \times d'$ (m^2)	L (m)	H (m)	Rf (W/m^2)	V (m^3)
35.7	18.4	10.1	2.3×10^4	77

v (m/s)	M ($kg/(m^2 \cdot s)$)	重油 ρ (kg/m^3)
3.5×10^{-5}	0.035	1000

A_T (m^2)	G (kg/s)	C_p ($J/(kg \cdot K)$)	T_0 ($^{\circ}C$)
10.93	1.96	1007	22

冷却空気 ($^{\circ}C$)	冷却空気 許容温度 ($^{\circ}C$)
30	55

結果
主変圧器火災時の海水ポンプの冷却空気温度を評価した結果、 $30^{\circ}C$ となり、冷却空気許容温度 $55^{\circ}C$ 以下であることを確認した。

(c) 排気筒の評価条件及び評価結果

排気筒表面温度の評価条件及び評価結果を以下に示す。

排気筒と主変圧器の位置関係及び離隔距離は、図 2-3 に示す。

$w' \times d'$ (m^2)	L (m)	H (m)	Rf (W/m^2)	V (m^3)
35.7	88.7	10.1	2.3×10^4	77

v (m/s)	M (kg/(m ² ・s))	重油 ρ (kg/m ³)
3.5×10 ⁻⁵	0.035	1000

ε (-)	h (W/(m ² ・K))	T ₀ (°C)
0.9	17	50

排気筒 表面温度 (°C)	鋼材 許容温度 (°C)
52	325

結果
主変圧器火災時の排気筒表面温度を評価した結果，52°Cとなり，鋼材許容温度325°C以下であることを確認した。

2.1.3 航空機墜落による火災

航空機墜落による火災時の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*

	民間航空機		自衛隊機又は米軍機	
	計器 飛行方式	有視界 飛行方式	訓練空域外を飛行中	
対象航空機	大型民間航空機 (固定翼，回転翼)		空中給油機等 (固定翼，回転翼)	その他の機種 (固定翼，回転翼)
	B747-400		KC-767	F-15
標的面積 A (km ²)	0.129		0.457	0.048
離隔距離 L (m)	108		284	32

注記*：航空機落下確率評価で用いる最新データによる。

(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. 建物（原子炉建物）

	民間航空機	自衛隊機又は米軍機	
	大型民間航空機 B747-400	空中給油機等 KC-767	その他の機種 F-15
$w' \times d'$ (m ²)	700	405.2	44.6
L (m)	108	284	32
H (m)	44.8	34.1	11.3
Rf (W/m ²)	5.0×10^4	5.8×10^4	5.8×10^4
V (m ³)	216.84	145.04	14.87
v (m/s)	4.64×10^{-5}	6.71×10^{-5}	6.71×10^{-5}
M (kg/(m ² ·s))	0.039	0.051	0.051
燃料 ρ (kg/m ³)	840	760	760
T ₀ (°C)	50		
ε (-)	0.94		
h (W/(m ² ·K))	23.3		
c (J/(kg·K))	879		
コンクリート ρ (kg/m ³)	2200		
k (W/(m·K))	1.63		

	民間航空機	自衛隊機又は米軍機	
	大型民間航空機 B747-400	空中給油機等 KC-767	その他の機種 F-15
建物表面温度 (°C)	91	54	83
コンクリート 許容温度 (°C)	200	200	200

結果	
航空機墜落による火災時の建物表面温度を評価した結果、91℃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. 海水ポンプ

	民間航空機	自衛隊機又は米軍機	
	大型民間航空機 B747-400	空中給油機等 KC-767	その他の機種 F-15
$w' \times d'$ (m ²)	700	405.2	44.6
L (m)	108	284	32
H (m)	44.8	34.1	11.3
Rf (W/m ²)	5.0×10^4	5.8×10^4	5.8×10^4
V (m ³)	216.84	145.04	14.87
v (m/s)	4.64×10^{-5}	6.71×10^{-5}	6.71×10^{-5}
M (kg/(m ² ·s))	0.039	0.051	0.051
燃料 ρ (kg/m ³)	840	760	760
A_T (m ²)	10.93		
G (kg/s)	1.96		
C_p (J/(kg·K))	1007		
T_0 (°C)	22		

	民間航空機	自衛隊機又は米軍機	
	大型民間航空機 B747-400	空中給油機等 KC-767	その他の機種 F-15
冷却空気温度 (°C)	33	24	31
冷却空気 許容温度 (°C)	55	55	55

結果	
航空機墜落による火災時の海水ポンプの冷却空気温度を評価した結果、33℃となり、冷却空気許容温度55℃以下であることを確認した。	

c. 排気筒

	民間航空機	自衛隊機又は米軍機	
	大型民間航空機 B747-400	空中給油機等 KC-767	その他の機種 F-15
$w' \times d' \text{ (m}^2\text{)}$	700	405.2	44.6
L (m)	108	284	32
H (m)	44.8	34.1	11.3
Rf (W/m ²)	5.0×10^4	5.8×10^4	5.8×10^4
V (m ³)	216.84	145.04	14.87
v (m/s)	4.64×10^{-5}	6.71×10^{-5}	6.71×10^{-5}
M (kg/(m ² ·s))	0.039	0.051	0.051
燃料 $\rho \text{ (kg/m}^3\text{)}$	840	760	760
$\varepsilon \text{ (-)}$	0.9		
$h \text{ (W/(m}^2\text{·K))}$	17		
$T_0 \text{ (}^\circ\text{C)}$	50		

	民間航空機	自衛隊機又は米軍機	
	大型民間航空機 B747-400	空中給油機等 KC-767	その他の機種 F-15
排気筒表面温度 ($^\circ\text{C}$)	98	55	91
鋼材許容温度 ($^\circ\text{C}$)	325	325	325

結果
航空機墜落による火災時の排気筒表面温度を評価した結果、98 $^\circ\text{C}$ となり、鋼材許容温度325 $^\circ\text{C}$ 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（ガスタービン発電機用軽油タンク）の火災と航空機（大型民間航空機（B747-400））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量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) ガスタービン発電機用軽油タンクの火災のパラメータ

$w \times d$ (m^2)	L (m)			H (m)
	建物	海水ポンプ	排気筒	
302.7	329	472	434	29.5

Rf (W/m^2)	V (m^3)	v (m/s)	M ($kg/(m^2 \cdot s)$)	軽油 ρ (kg/m^3)
4.2×10^4	560	4.79×10^{-5}	0.044	918

(b) 航空機墜落による火災（大型民間航空機（B747-400））のパラメータ

$w' \times d'$ (m^2)	L (m)			H (m)
	建物	海水ポンプ	排気筒	
700	108	108	108	44.8

Rf (W/m^2)	V (m^3)	v (m/s)	M ($kg/(m^2 \cdot s)$)	ρ (kg/m^3)
5.0×10^4	216.84	4.64×10^{-5}	0.039	840

(c) 建物（原子炉建物）物性値

C_p ($J/(kg \cdot K)$)	ρ (kg/m^3)	λ ($W/(m \cdot K)$)
879	2200	1.63

(d) 海水ポンプ物性値

A_T (m^2)	G (kg/s)	C_p ($J/(kg \cdot K)$)	T_0 ($^{\circ}C$)
10.93	1.96	1007	22

(e) 排気筒物性値

ε (-)	h ($W/(m^2 \cdot K)$)	T_0 ($^{\circ}C$)
0.9	17	50

b. 評価結果

(a) 建物（原子炉建物）

建物表面温度 ($^{\circ}C$)	コンクリート 許容温度 ($^{\circ}C$)
109	200

結果

発電所敷地内の危険物タンク（ガスタービン発電機用軽油タンク）の火災と航空機（大型民間航空機（B747-400））墜落による火災が同時に発生した場合の建物表面温度を評価した結果、 $109^{\circ}C$ となり、コンクリート許容温度 $200^{\circ}C$ 以下であることを確認した。

(b) 海水ポンプ

冷却空気 ($^{\circ}C$)	冷却空気 許容温度 ($^{\circ}C$)
33	55

結果

発電所敷地内の危険物タンク（ガスタービン発電機用軽油タンク）の火災と航空機（大型民間航空機（B747-400））墜落による火災が同時に発生した場合の海水ポンプの冷却空気温度を評価した結果、 $33^{\circ}C$ となり、冷却空気許容温度 $55^{\circ}C$ 以下であることを確認した。

(c) 排気筒

排気筒 表面温度 (°C)	鋼材 許容温度 (°C)
99	325

結果
発電所敷地内の危険物タンク（ガスタービン発電機用軽油タンク）の火災と航空機（大型民間航空機（B747-400））墜落による火災が同時に発生した場合の排気筒表面温度を評価した結果、99°Cとなり、鋼材許容温度 325°C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。また、石油コンビナート等災害防止法で規定される特別防災区域は島根県内には存在せず、島根原子力発電所から最も近い地区は、約 120km の福山・笠岡地区及び水島臨海地区である。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. 建物（タービン建物）

$w \times d$ (m^2)	H (m)	Rf (W/m^2)	V (m^3)
491.7	37.5	2.3×10^4	900

v (m/s)	M ($kg/(m^2 \cdot s)$)	重油 ρ (kg/m^3)	T_0 (°C)	ε (-)
3.5×10^{-5}	0.035	1000	50	0.94

h (W/(m ² ·K))	c (J/(kg·K))	コンクリート ρ (kg/m ³)	k (W/(m·K))	T (°C)
23.3	879	2200	1.63	200

危険距離 (m)	離隔距離 (m)
63	568

結果
危険距離を評価した結果、63m となり、その危険距離を上回る離隔距離 568m を確保していることを確認した。

b. 海水ポンプ

w×d (m ²)	H (m)	Rf (W/m ²)	V (m ³)
491.7	37.5	2.3×10 ⁴	900

v (m/s)	M (kg/(m ² ·s))	重油 ρ (kg/m ³)
3.5×10 ⁻⁵	0.035	1000

A _T (m ²)	G (kg/s)	C _p (J/(kg·K))	T ₀ (°C)	T (°C)
10.93	1.96	1007	22	55

危険距離 (m)	離隔距離 (m)
56	587

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 587m を確保していることを確認した。

c. 排気筒

$w \times d$ (m^2)	H (m)	Rf (W/m^2)	V (m^3)
491.7	37.5	2.3×10^4	900

v (m/s)	M ($kg/(m^2 \cdot s)$)	重油 ρ (kg/m^3)
3.5×10^{-5}	0.035	1000

ε (-)	h ($W/(m^2 \cdot K)$)	T_0 ($^{\circ}C$)	T ($^{\circ}C$)
0.9	17	50	325

危険距離 (m)	離隔距離 (m)
38	526

結果
危険距離を評価した結果、38m となり、その危険距離を上回る離隔距離 526m を確保していることを確認した。

2.2.3 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 2-8 に示す。

a. 危険距離の評価条件及び評価結果

(a) 建物（原子炉建物）

$w' \times d'$ (m^2)	H (m)
24.9	8.5

Rf (W/m ²)	V (m ³)	v (m/s)	M (kg/(m ² ·s))	軽油 ρ (kg/m ³)
4.2×10 ⁴	30	4.79×10 ⁻⁵	0.044	918

T ₀ (°C)	ε (-)	h (W/(m ² ·K))	c (J/(kg·K))	コンクリート ρ (kg/m ³)
50	0.94	23.3	879	2200

k (W/(m·K))	T (°C)
1.63	200

危険距離 (m)	離隔距離 (m)
10	890

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 890m を確保していることを確認した。

(b) 海水ポンプ

w' × d' (m ²)	H (m)
24.91	8.5

Rf (W/m ²)	V (m ³)	v (m/s)	M (kg/(m ² ·s))	軽油 ρ (kg/m ³)
4.2×10 ⁴	30	4.79×10 ⁻⁵	0.044	918

A _T (m ²)	G (kg/s)	C _p (J/(kg·K))	T ₀ (°C)	T (°C)
10.93	1.96	1007	22	55

危険距離 (m)	離隔距離* (m)
9	890

注記*：最短となる原子炉建物との離隔距離にて評価。

結果
危険距離を評価した結果，9m となり，その危険距離を上回る離隔距離 890m を確保していることを確認した。

(c) 排気筒

$w' \times d'$ (m^2)	H (m)
24.91	8.5

Rf (W/m^2)	V (m^3)	v (m/s)	M ($kg/(m^2 \cdot s)$)	軽油 ρ (kg/m^3)
4.2×10^4	30	4.79×10^{-5}	0.044	918

ϵ (-)	h ($W/(m^2 \cdot K)$)	T_0 ($^{\circ}C$)	T ($^{\circ}C$)
0.9	17	50	325

危険距離 (m)	離隔距離* (m)
6	890

注記*：最短となる原子炉建物との離隔距離にて評価。

結果
危険距離を評価した結果，6m となり，その危険距離を上回る離隔距離 890m 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 2-8 に示す。

a. 危険限界距離の評価条件及び評価結果

λ ($\text{m} \cdot \text{kg}^{-1/3}$)	K (-)	W (-)
14.4	888000	0.5

	建物（原子炉建物）	海水ポンプ	排気筒
危険限界距離 (m)	44		
離隔距離* (m)	890		

注記*：最短となる原子炉建物との離隔距離にて評価。

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、44m となり、その危険限界距離を上回る離隔距離 890m 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

M (kg)
500

	建物（原子炉建物）	海水ポンプ	排気筒
最大飛散距離 (m)	713		
離隔距離* (m)	890		

注記*：最短となる原子炉建物との離隔距離にて評価。

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、713m となり、その最大飛散距離を上回る離隔距離 890m を確保していることを確認した。

2.2.4 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 2-9 に示す。

(1) 危険距離の評価条件及び評価結果

a. 建物（タービン建物）

$w' \times d'$ (m^2)	H (m)
678	44.1

Rf (W/m^2)	V (m^3)	v (m/s)	M ($kg/(m^2 \cdot s)$)	重油 ρ (kg/m^3)
2.3×10^4	1246	3.5×10^{-5}	0.035	1000

T_0 ($^{\circ}C$)	ϵ (-)	h ($W/(m^2 \cdot K)$)	c ($J/(kg \cdot K)$)	コンクリート ρ (kg/m^3)
50	0.94	23.3	879	2200

k ($W/(m \cdot K)$)	T ($^{\circ}C$)
1.63	200

危険距離 (m)	離隔距離 (m)
35	68.3

結果
危険距離を評価した結果，35m となり，その危険距離を上回る離隔距離 68.3m を確保していることを確認した。

b. 海水ポンプ

$w' \times d'$ (m^2)	H (m)
678	44.1

Rf (W/m^2)	V (m^3)	v (m/s)	M ($kg/(m^2 \cdot s)$)	重油 ρ (kg/m^3)
2.3×10^4	1246	3.5×10^{-5}	0.035	1000

A_T (m^2)	G (kg/s)	C_p ($J/(kg \cdot K)$)	T_0 ($^{\circ}C$)	T ($^{\circ}C$)
10.93	1.96	1007	22	55

危険距離 (m)	離隔距離 (m)
28	47.5

結果
危険距離を評価した結果，28m となり，その危険距離を上回る離隔距離 47.5m を確保していることを確認した。

c. 排気筒

$w' \times d'$ (m^2)	H (m)
678	44.1

Rf (W/m^2)	V (m^3)	v (m/s)	M ($kg/(m^2 \cdot s)$)	重油 ρ (kg/m^3)
2.3×10^4	1246	3.5×10^{-5}	0.035	1000

ε (-)	h (W/(m ² ·K))	T_0 (°C)	T (°C)
0.9	17	50	325

危険距離 (m)	離隔距離 (m)
17	75.2

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 75.2m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)

	建物	海水ポンプ	排気筒
危険距離	22	70	41
離隔距離	140	270	250

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：℃)

	建物 (許容温度200℃)	海水ポンプ (許容温度55℃)	排気筒 (許容温度325℃)
重油タンク	52	23	52
ガスタービン発電機用 軽油タンク	53	23	52
主変圧器	187	30	52

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：℃)

	建物 (許容温度200℃)	海水ポンプ (許容温度55℃)	排気筒 (許容温度 325℃)
大型民間航空機 B747-400	91	33	98
ガスタービン発電機用 軽油タンク 及び大型民間航空機 B747-400	109	33	99

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)

	建物	海水ポンプ	排気筒
危険物貯蔵施設	63	56	38
燃料輸送車両	10	9	6
漂流船舶	35	28	17

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)

	建物	海水ポンプ	排気筒
燃料輸送車両	44		

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)

	建物	海水ポンプ	排気筒
燃料輸送車両	713		

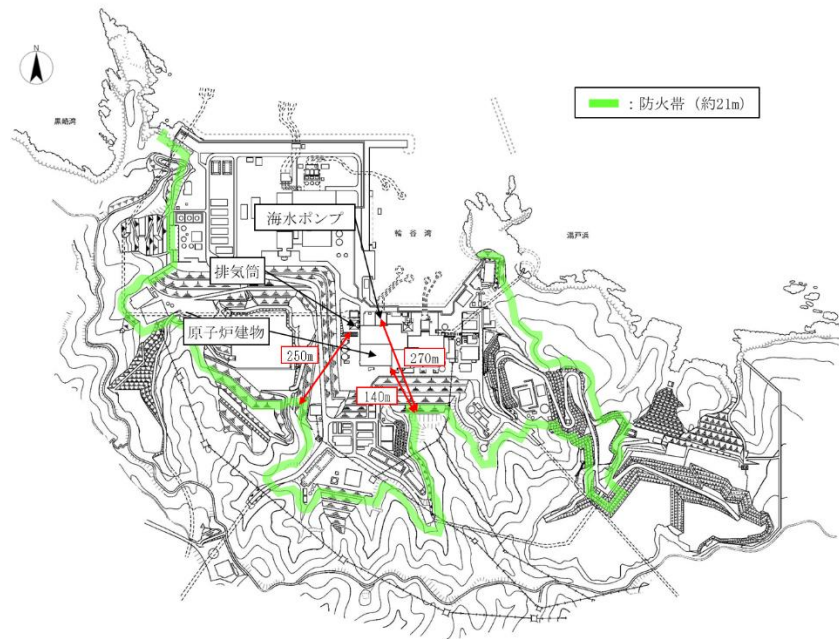


図 2-1 外部火災の影響を考慮する施設と防火帯の位置関係及び離隔距離

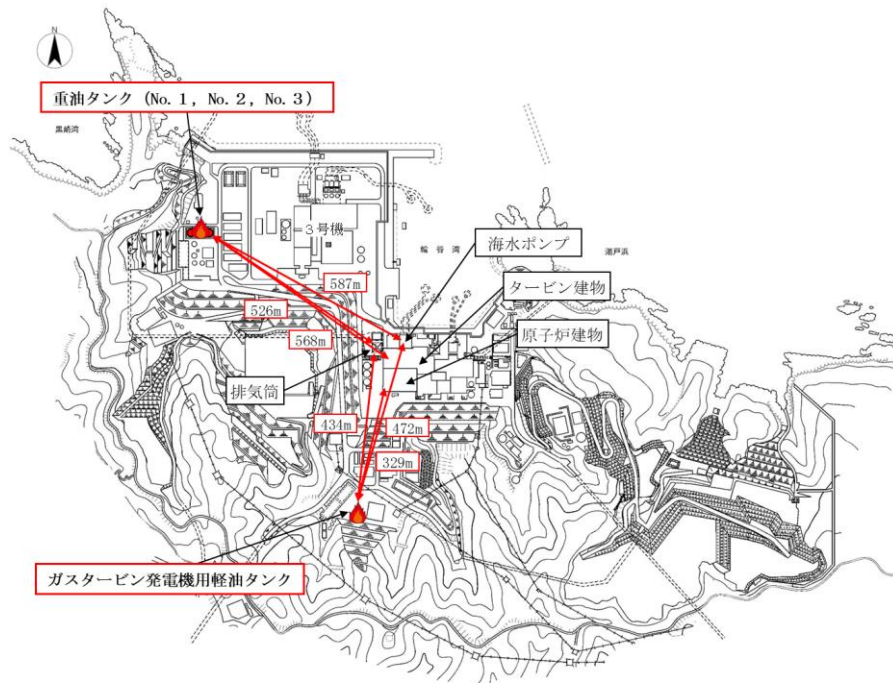


図 2-2 外部火災の影響を考慮する施設と重油タンク及びガスタービン発電機用軽油タンクの位置関係及び離隔距離

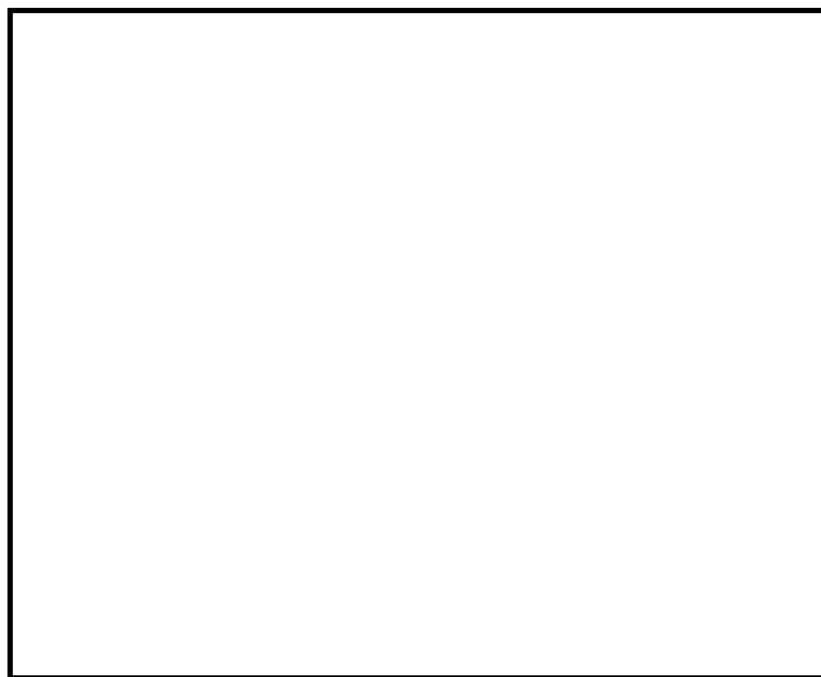


図 2-3 外部火災の影響を考慮する施設と主変圧器の位置関係及び離隔距離

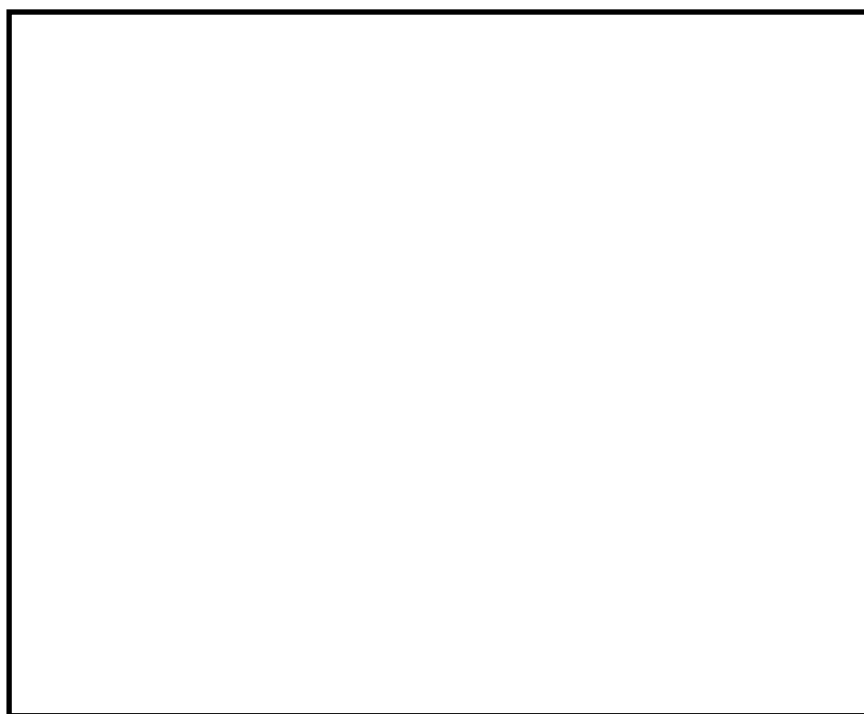


図 2-4 外部火災の影響を考慮する施設と航空機落下位置の位置関係及び離隔距離

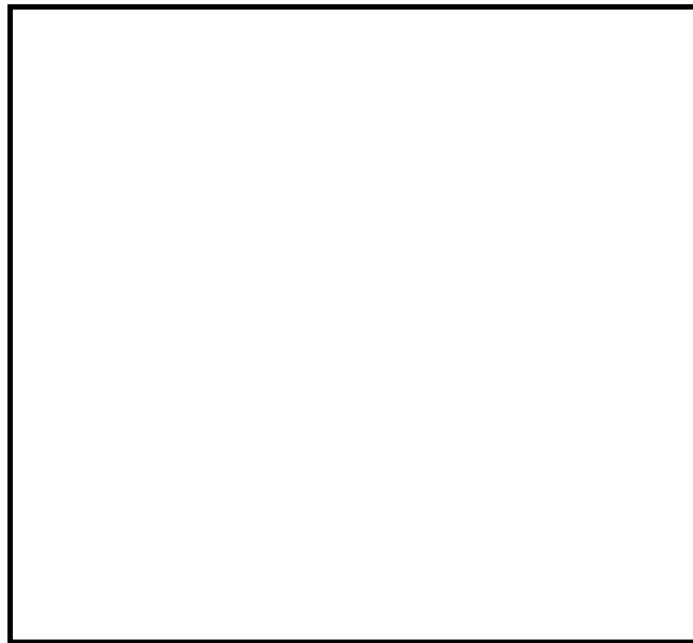


図 2-5 外部火災の影響を考慮する施設と航空機墜落による重畳火災の位置関係及び離隔距離



注：図の位置はおおよその場所を示している。

図 2-6 周辺の石油コンビナート等特別防災区域の位置

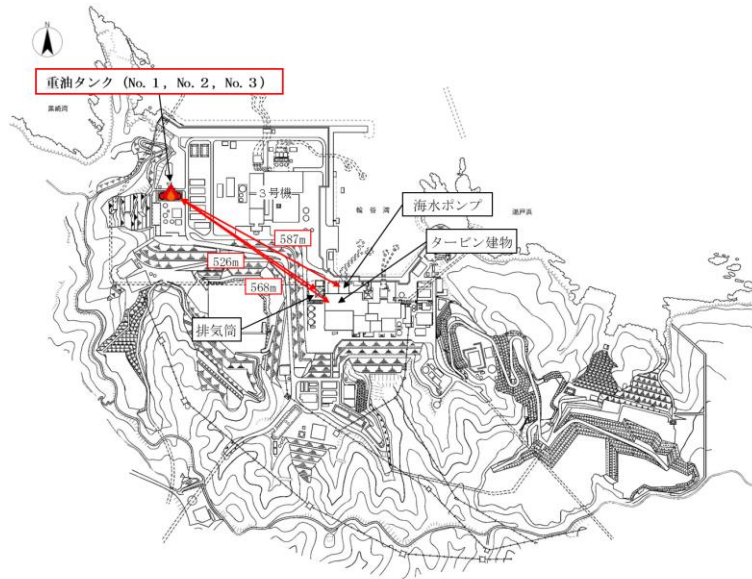


図 2-7 外部火災の影響を考慮する施設と危険物貯蔵施設の離隔距離

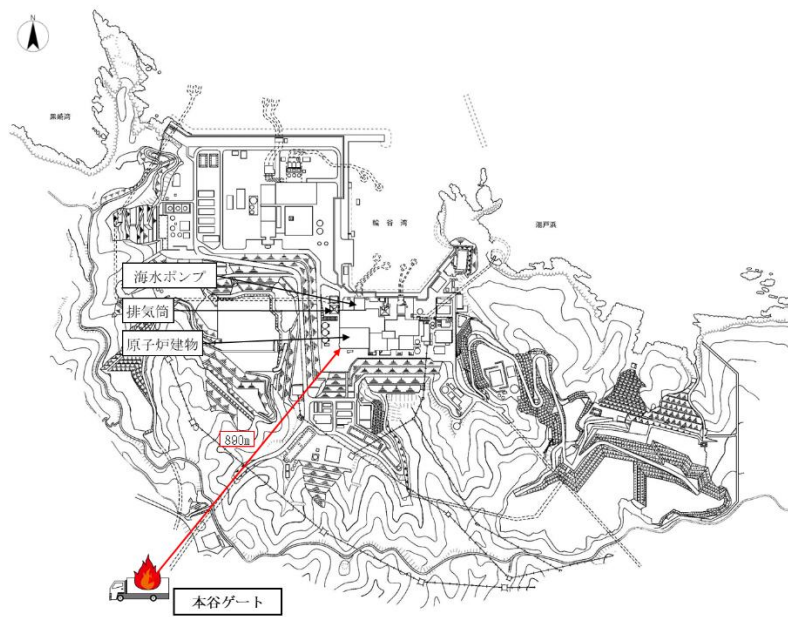


図 2-8 外部火災の影響を考慮する施設と燃料輸送車両の位置関係及び離隔距離

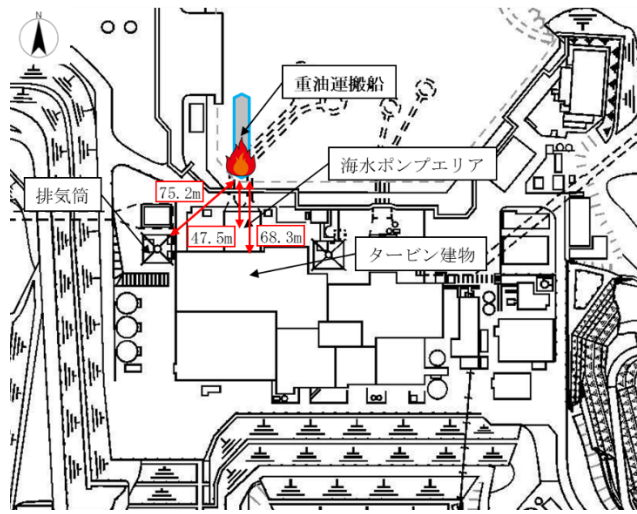


図 2-9 外部火災の影響を考慮する施設と漂流船舶の位置関係及び離隔距離

VI-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（換気空調設備）

換気空調設備（原子炉建物付属棟空調換気系、中央制御室空調換気系）は、外気取入口に捕集率 80%以上（J I S Z 8 9 0 1 試験用粉体 11 種 粒径約 $2\mu\text{m}$ ）の性能を有しているバグフィルタを設置し、外部火災で発生する粒径が一定以上のばい煙の侵入を阻止することで、換気空調設備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、バグフィルタの差圧系を監視することで検知可能である。

中央制御室空調換気系については、給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し、系統隔離運転モードへの切替えを行い、ばい煙等の侵入を阻止することで、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外気取入口に設置しているフィルタ（粒径 $1\mu\text{m}$ ～ $5\mu\text{m}$ に対して 80%以上を捕獲する性能）で粒径の大きいばい煙粒子は捕獲され、フィルタを通過したばい煙（数 μm ）が過給機、空気冷却器に侵入するが、それぞれの機器の間隙は、ばい煙に比べて十分大きく、閉塞に至ることを防止することで、非常用ディーゼル発電機の安全機能を損なわない設計とする。

また、シリンダ／ピストン間隙まで到達したばい煙（数 μm ）は、当該間隙内において摩擦発生が懸念されるが、ばい煙粒子の主成分は炭素であり、シリンダ／ピストンをばい煙粒子に比べ硬度を硬くすることにより、ばい煙粒子による摩擦の発生を防止することで、非常用ディーゼル発電機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、原子炉建物付属棟空調換気系、中央制御室空調換気系で給気されるエリアに設置してある。外気取入口にはバグフィルタを設置し、粒径 $2\mu\text{m}$ 以上のばい煙粒子については侵入を阻止することで安全保護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、給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し、系統隔離運転モードへの切替えを行い、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 $2\mu\text{m}$ 以下の細かな粒子であると推定されるが、安全保護系の盤において、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、中央制御室空調換気系については、給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し、系統隔離運転モードへの切替えを行うことで有毒ガスにより外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

また、外気を取り入れる換気空調設備のうち、中央制御室空調換気系以外の換気空調設備については、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、発電所周辺の石油コンビナート施設については、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。発電所周辺の危険物貯蔵施設、主要道路、鉄道路線及び一般航路と発電所の間には、十分な離隔距離がある。このため、危険物貯蔵施設、燃料輸送車両及び船舶の事故時に発生する有毒ガスは、外部事象防護対象施設に影響を及ぼすことはない。

VI-1-1-3-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. 概要	1
2. 屋外に設置されている重大事故等対処設備の抽出	1

1. 概要

本資料は, VI-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」, VI-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VI-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

VI-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)

設 備	常設／可搬
ホイールローダ	可搬
大量送水車	可搬
原子炉補機海水ポンプ	常設
取水口	常設
取水管	常設
取水槽	常設
移動式代替熱交換設備	可搬
大型送水ポンプ車	可搬
圧力開放板	常設
可搬式窒素供給装置	可搬
高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	常設
可搬型ストレーナ	可搬
第1ベントフィルタ出口水素濃度	可搬
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(低レンジ)	常設
放水砲	可搬
放射性物質吸着材	可搬
シルトフェンス	可搬
小型船舶	可搬
泡消火薬剤容器	可搬
構内監視カメラ(ガスタービン発電機建物屋上)	常設
ガスタービン発電機用軽油タンク	常設
A-ディーゼル燃料移送ポンプ	常設
ディーゼル燃料移送ポンプ	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)

設 備	常設／可搬
高圧発電機車	可搬
高圧発電機車接続プラグ収納箱	常設
緊急用メタクラ接続プラグ盤	常設
タンクローリ	可搬
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	常設
可搬式モニタリングポスト	可搬
可搬式気象観測装置	可搬
緊急時対策所遮蔽	常設
空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）	可搬
緊急時対策所空気浄化送風機	可搬
緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	可搬
緊急時対策所用発電機	可搬
可搬ケーブル	可搬
緊急時対策所 発電機接続プラグ盤	常設

VI-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, 取水管及び取水槽	3
4. 放水口	18

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第33条、第62～66条及び第69～71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、取水管、取水槽、放水路及び放水口の機能、位置及び構造について説明するものである。

なお、技術基準規則第4条「設計基準対象施設の地盤」、第5条「地震による損傷の防止」、第49条「重大事故等対処施設の地盤」及び第50条「地震による損傷の防止」への適合性については、耐震設計に関する内容であるため、VI-2「耐震性に関する説明書」に示す。また、技術基準規則第6条「津波による損傷の防止」及び第51条「津波による損傷の防止」への適合性については、基準津波に対する機能維持に関する内容であるため、VI-1-1-3-2「津波への配慮に関する説明書」及びVI-3「強度に関する説明書」に示す。

2. 基本方針

通常運転時等においては、設計基準対象施設である復水器の冷却用海水、原子炉補機の冷却用海水及びタービン補機の冷却用海水は、取水口から取水管を経て取水槽に導かれ、循環水ポンプ、原子炉補機海水ポンプ及びタービン補機海水ポンプを使用して取水し、復水器、原子炉補機冷却系熱交換器及びタービン補機冷却系熱交換器を冷却後、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、海水を取水するために、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの流路として取水口、取水管及び取水槽を使用する設計とする。冷却に使用した海水は、放水路及び放水口を使用し放水する設計とする。

重大事故等時は、技術基準規則第 62～66 条及び第 69～71 条並びにその解釈に基づき、取水槽を可搬型重大事故等対処設備の取水箇所とし、想定される重大事故等の収束までの間、海を水源として十分な水量を供給できる設計とする。

3. 取水口、取水管及び取水槽

取水口は、輪谷湾に設置する。海水は、取水口から取水管を経て、取水槽に導かれ、循環水ポンプ、原子炉補機海水ポンプ、タービン補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレー補機海水ポンプにより海水を取水する。

取水口、取水管及び取水槽は、通常運転時等に取水した海水を復水器、原子炉補機冷却系熱交換器及びタービン補機冷却系熱交換器の冷却水として使用するための流路として設計する。復水器の冷却用海水は循環水ポンプにより供給し、その容量は $67400\text{m}^3/\text{h} \times 3$ 個(通常運転時3個運転)である。原子炉補機冷却系熱交換器の冷却用海水は原子炉補機海水ポンプにより供給し、その容量は $2040\text{m}^3/\text{h} \times 4$ 個(通常運転時2個運転, 2個予備)である。タービン補機冷却系熱交換器の冷却用海水はタービン補機海水ポンプにより供給し、その容量は $2100\text{m}^3/\text{h} \times 3$ 個(通常運転時2個運転, 1個予備)である。

また、取水口、取水管及び取水槽は、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系熱交換器及び高圧炉心スプレー補機冷却系熱交換器に冷却水として使用するための流路として設計する。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移動式代替熱交換設備又は残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は大型送水ポンプ車により供給し、その容量は $1800\text{m}^3/\text{h} \times 1$ 個である。原子炉補機冷却系熱交換器の冷却用海水は原子炉補機海水ポンプにより供給し、その容量は $2040\text{m}^3/\text{h} \times 4$ 個である。高圧炉心スプレー補機冷却系熱交換器の冷却用海水は高圧炉心スプレー補機海水ポンプにより供給し、その容量は $336\text{m}^3/\text{h} \times 1$ 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、大型送水ポンプ車により原子炉建物への放水を行い、その容量は $1800\text{m}^3/\text{h} \times 1$ 個である。重大事故等の収束に必要な水源へ大量送水車により海水を供給し、その容量は $168\text{m}^3/\text{h} \times 2$ 個である。

取水口、取水管及び取水槽は、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。

表 3-1～表 3-3 に取水口、取水管及び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、取放水に関する海水等流路系統概要図を図 3-2～図 3-8 に、取水口、取水管及び取水槽の構造図を図 3-9～図 3-12 に示す。

表 3-1 取水口の主要仕様

種 類	鋼製円筒管	
主要寸法	内径	8000 mm
材 料	SS400 (SS41)	

表 3-2 取水管の主要仕様

種 類	鋼管	
主要寸法	内径	4300 mm
材 料	SS400 (SS41)	

表 3-3 取水槽の主要仕様

種 類	鉄筋コンクリート函渠	
主要寸法	たて	47250 mm
	横	28500 mm
	深さ	9900 mm
材 料	鉄筋コンクリート	

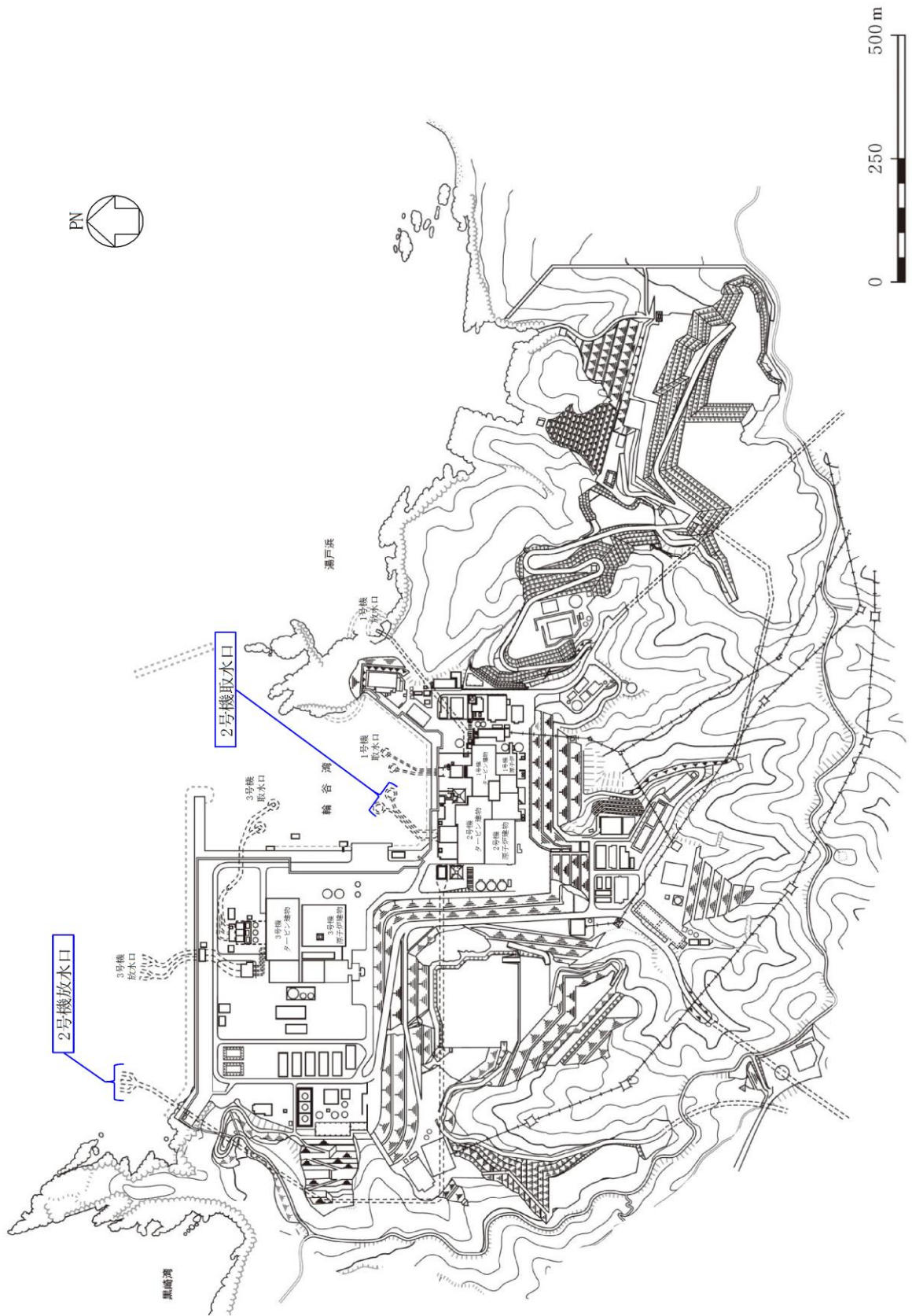


図 3-1 取水口及び放水口に関する施設の位置図

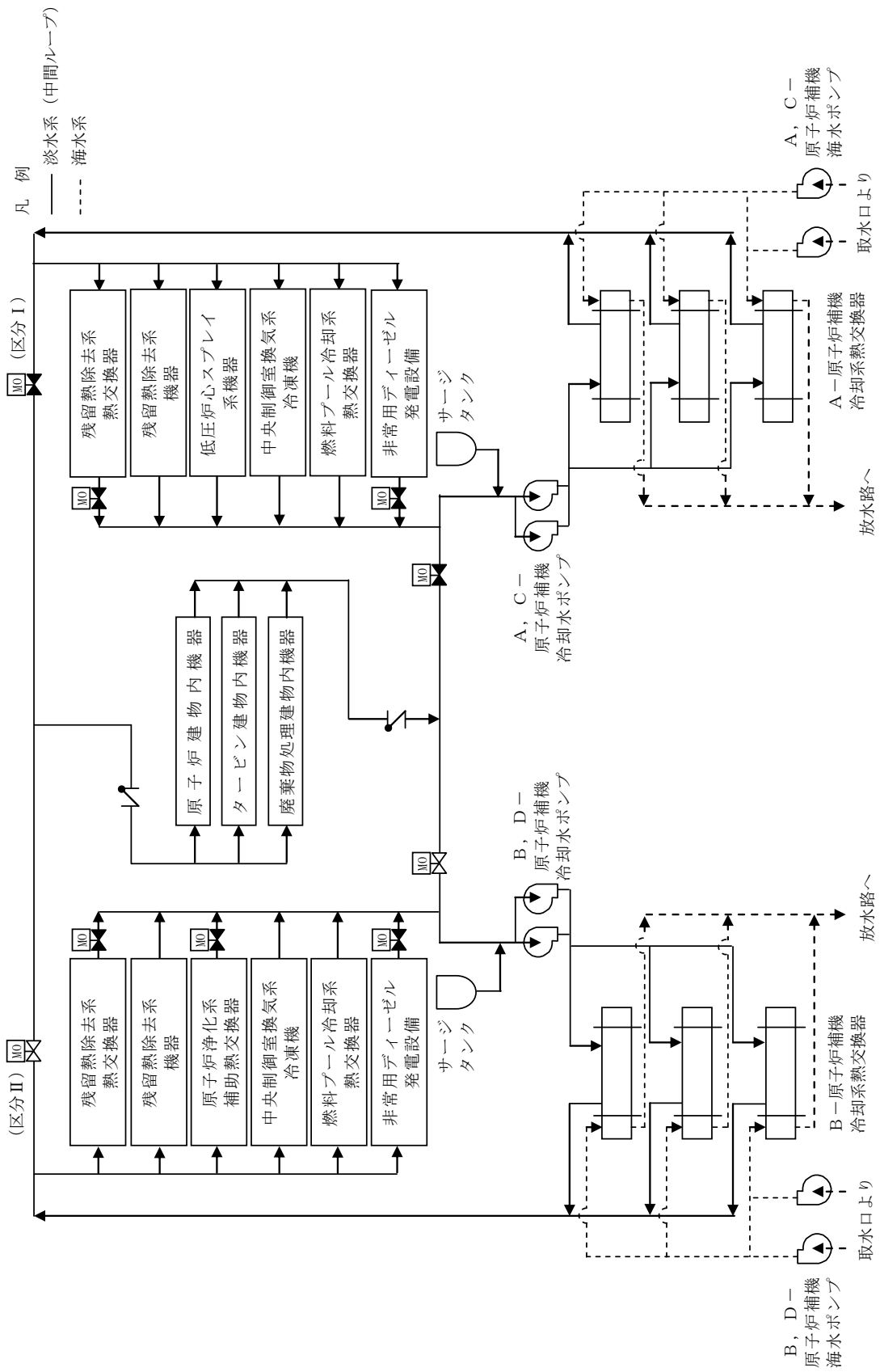


図 3-2 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）系統概要図

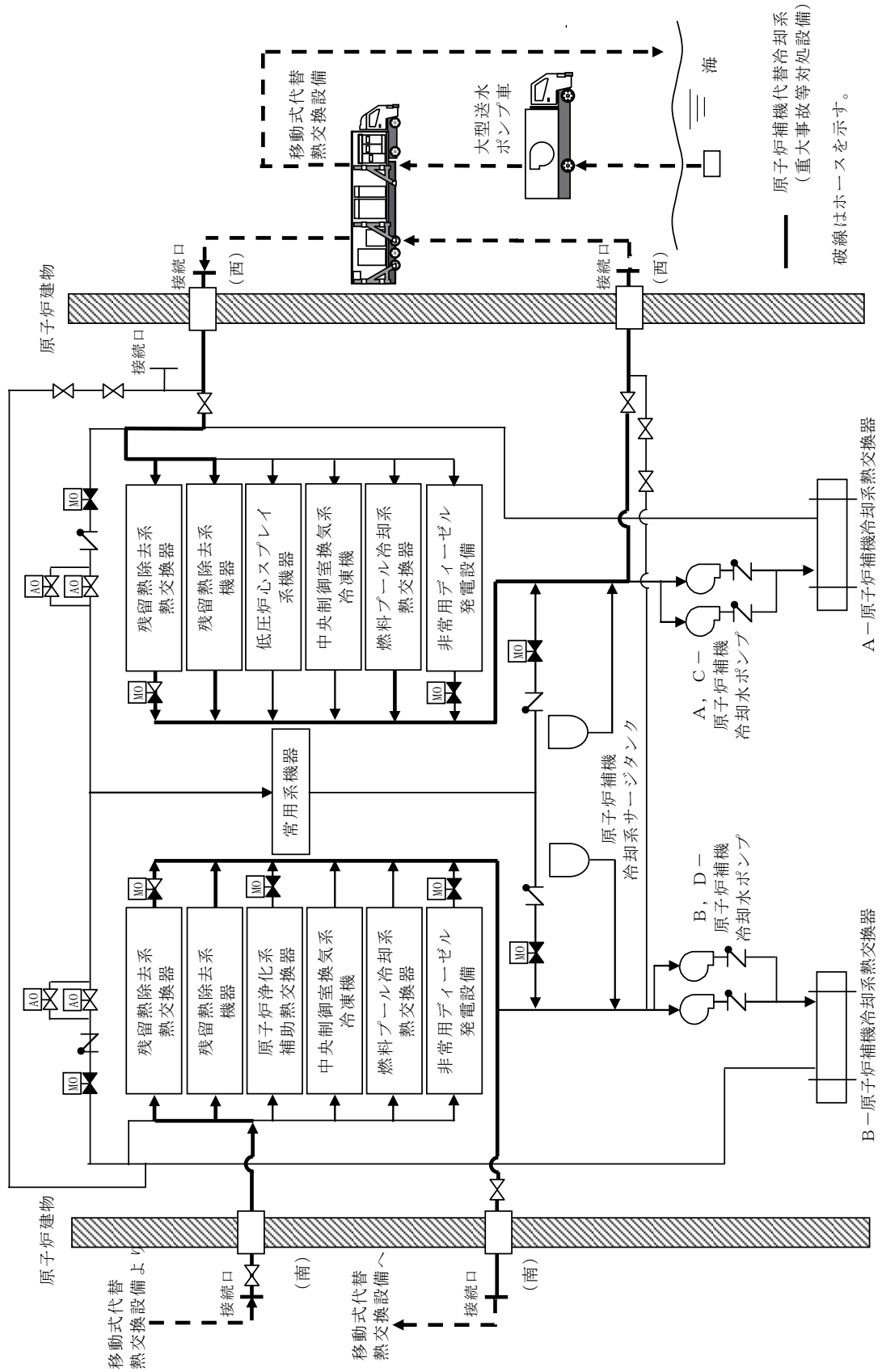


図 3-3 原子炉補機代替冷却系系統概要図 (屋外接続口使用時)

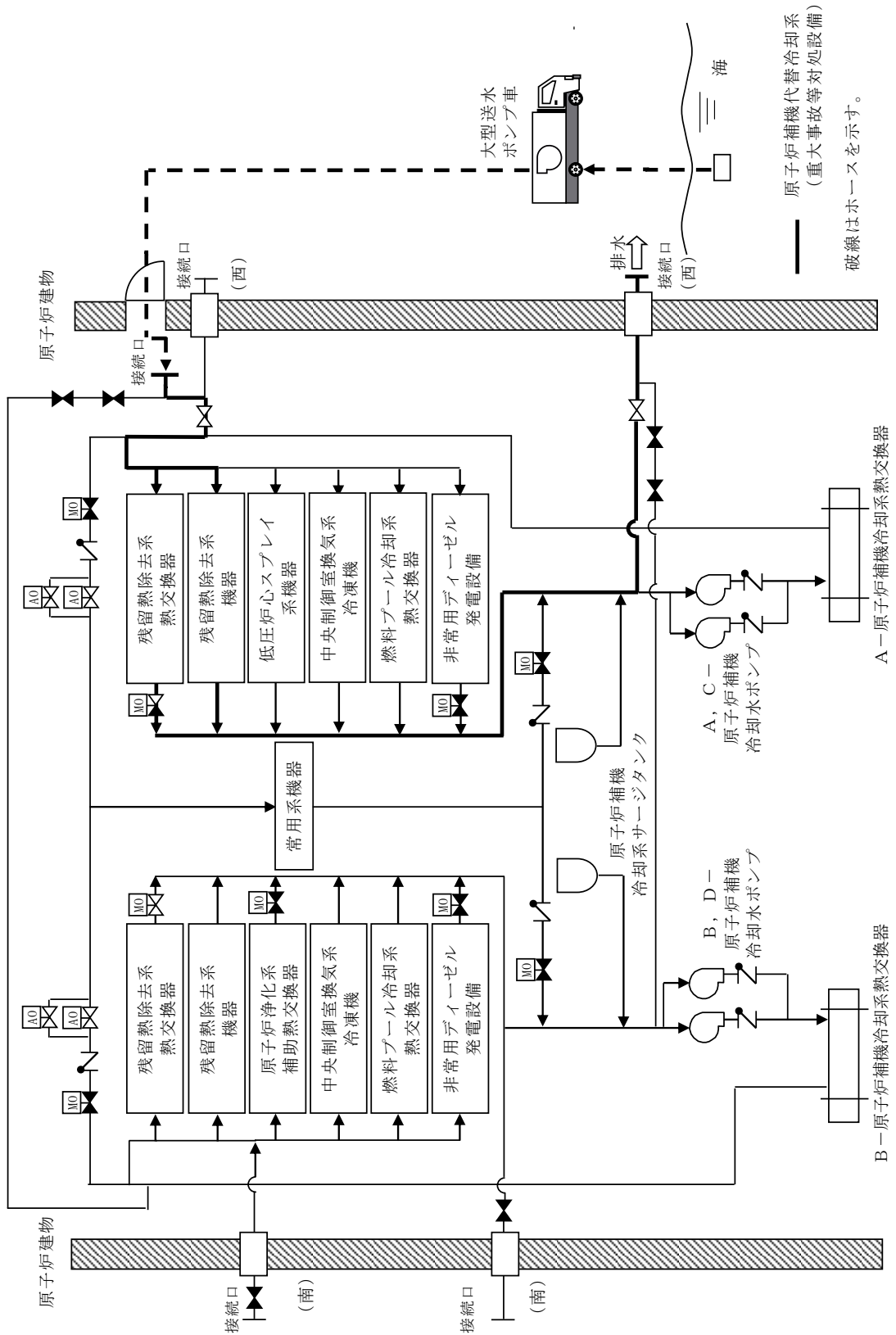


図 3-4 原子炉補機代替冷却系系統概要図 (屋内接続口使用時)

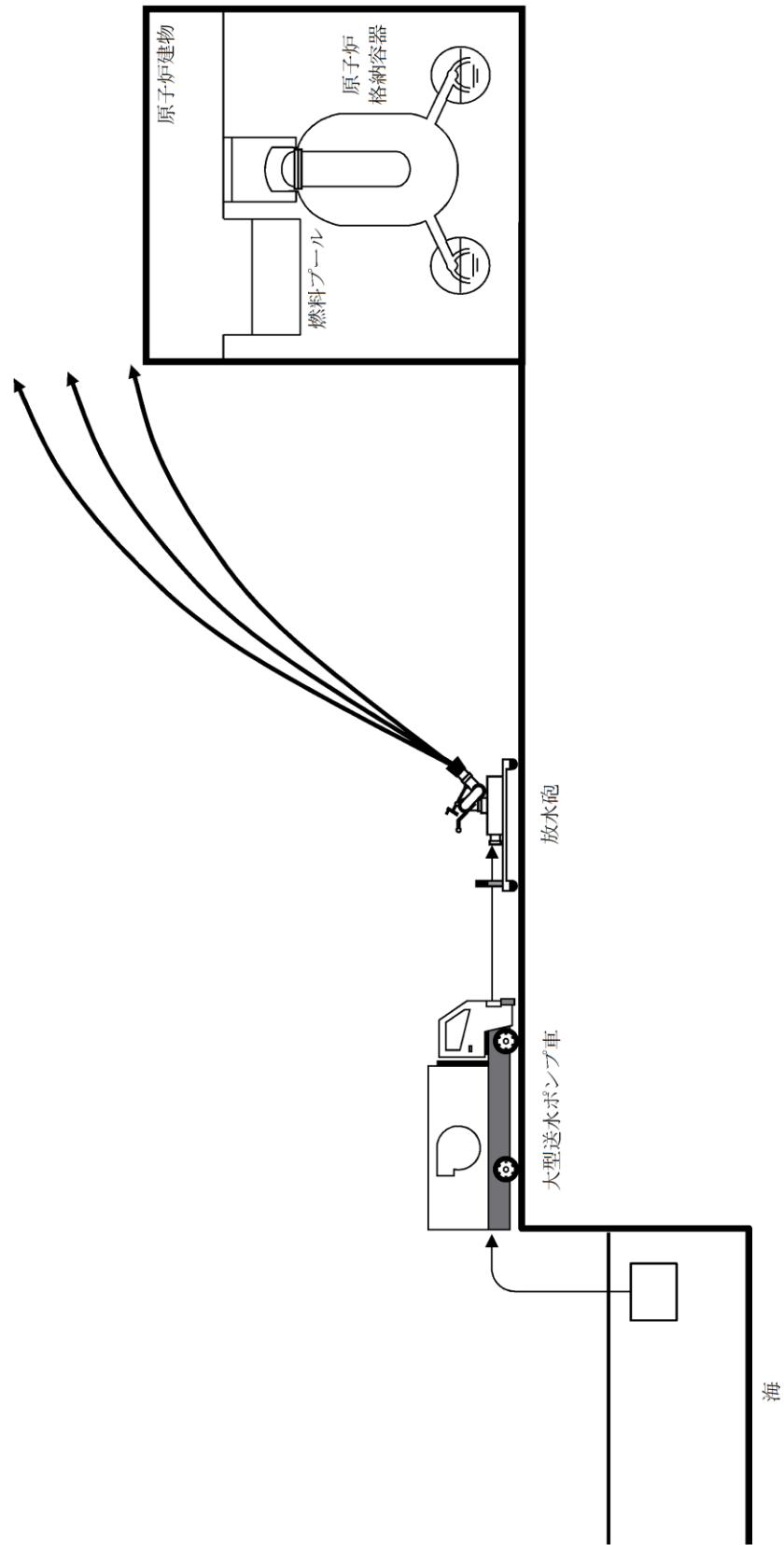


図 3-5 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概図（原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制）

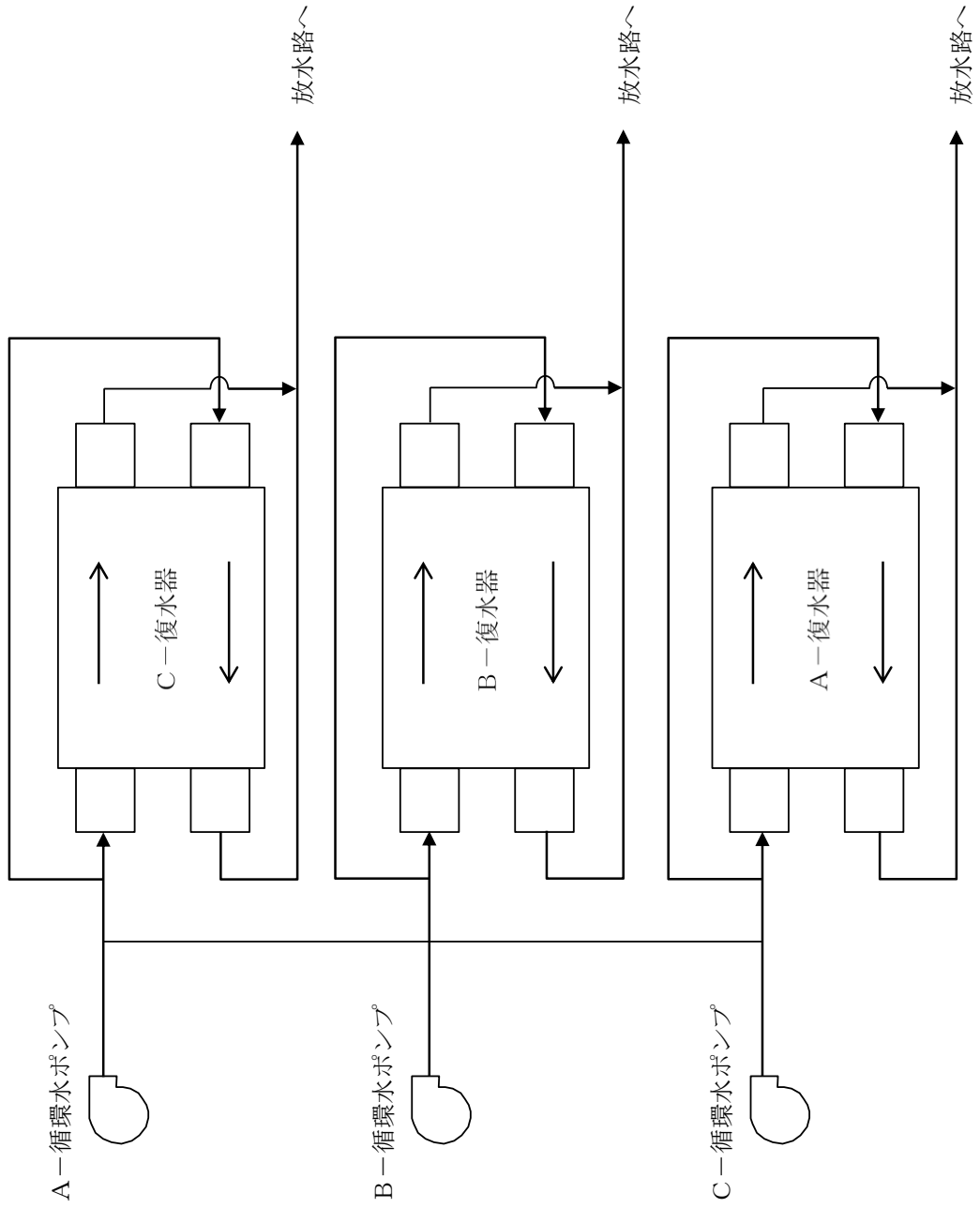


図 3-6 循環水系系統概要図

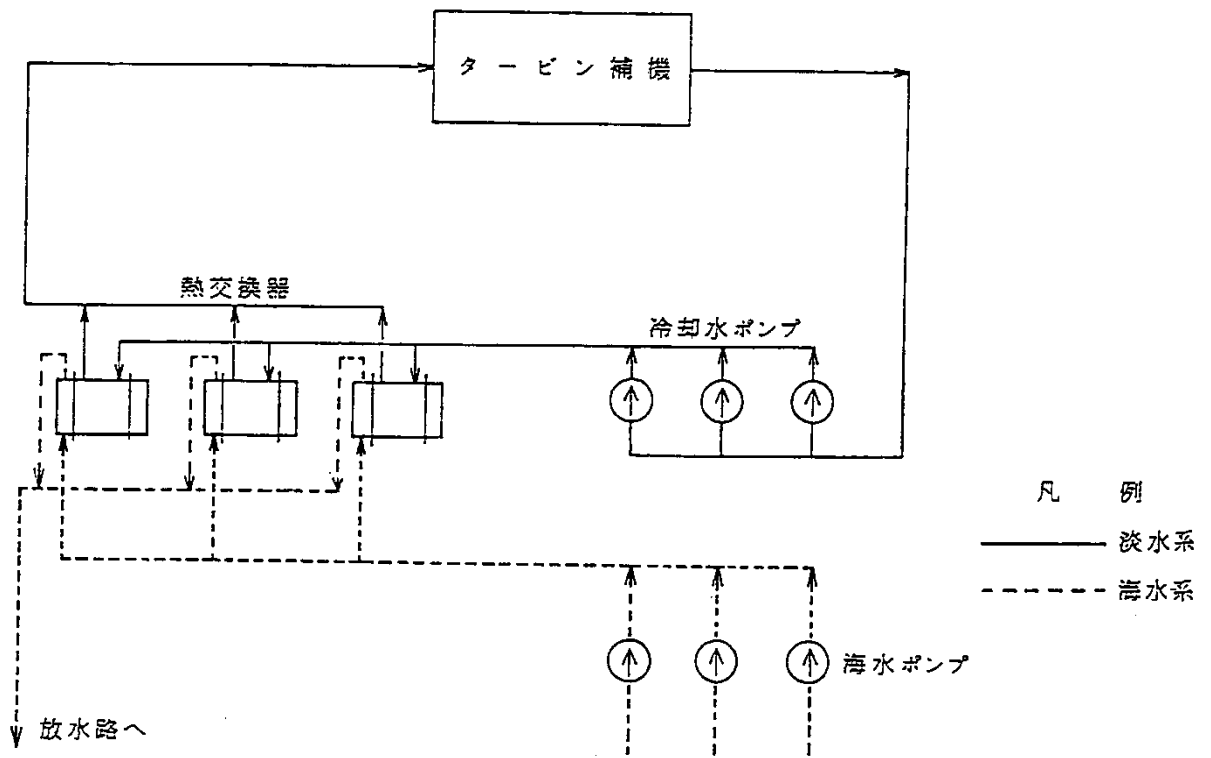


図 3-7 タービン補機海水系系統概要図

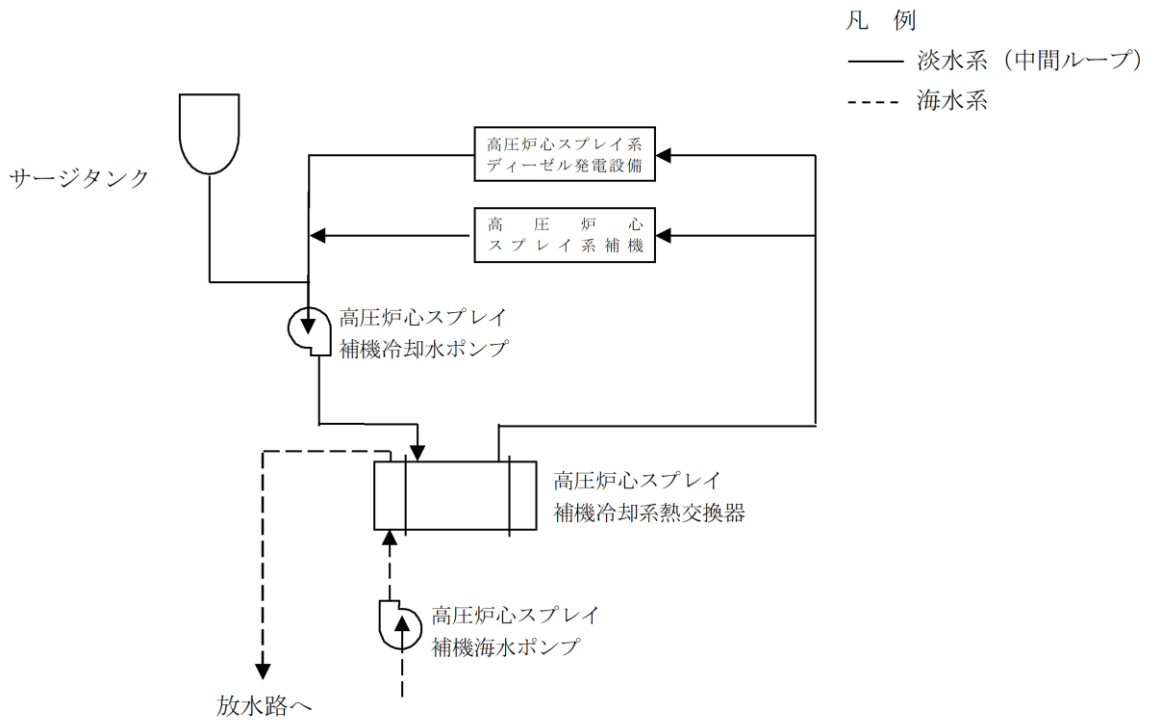
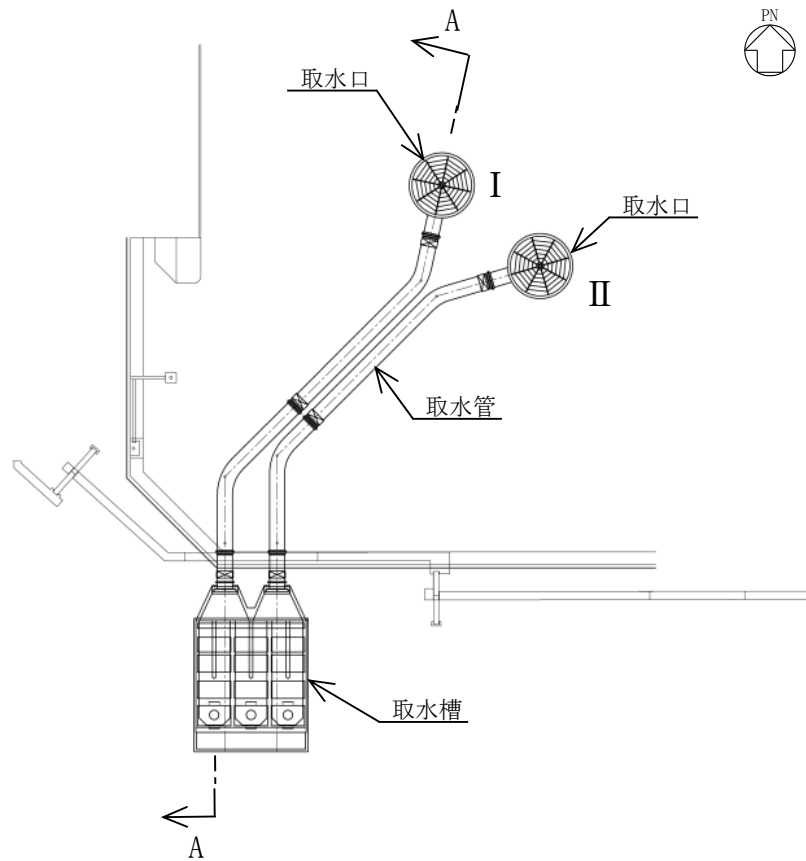
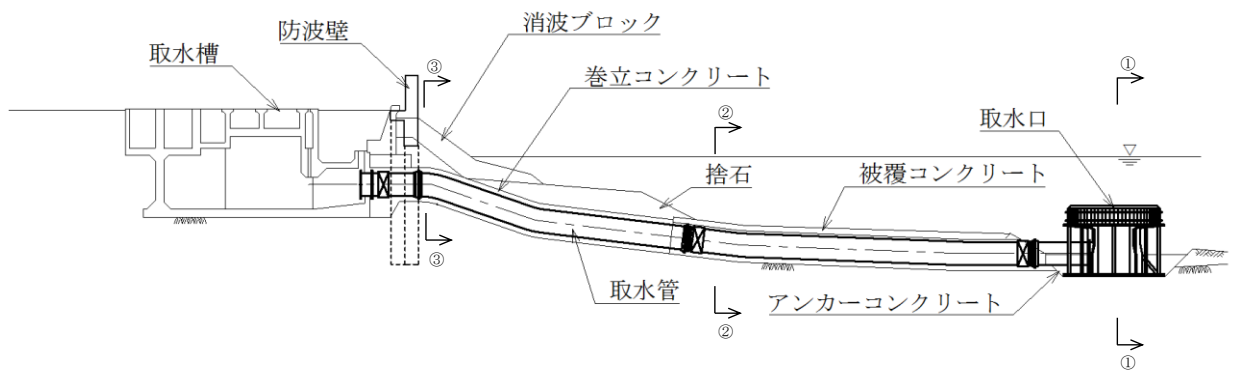


図 3-8 高圧炉心スプレー補機冷却系（高圧炉心スプレー補機海水系含む。）系統概要図



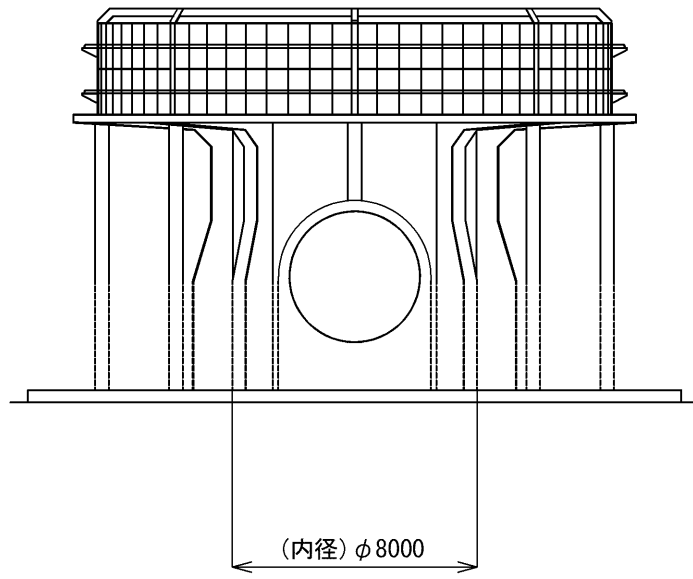
平面図



※代表として I 管を示す

縦断面図 (A~A 断面)

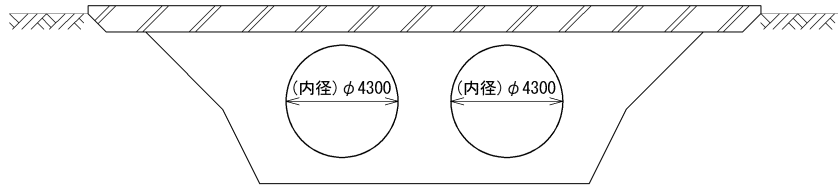
図 3-9 取水口、取水管及び取水槽の構造図



(单位: mm)

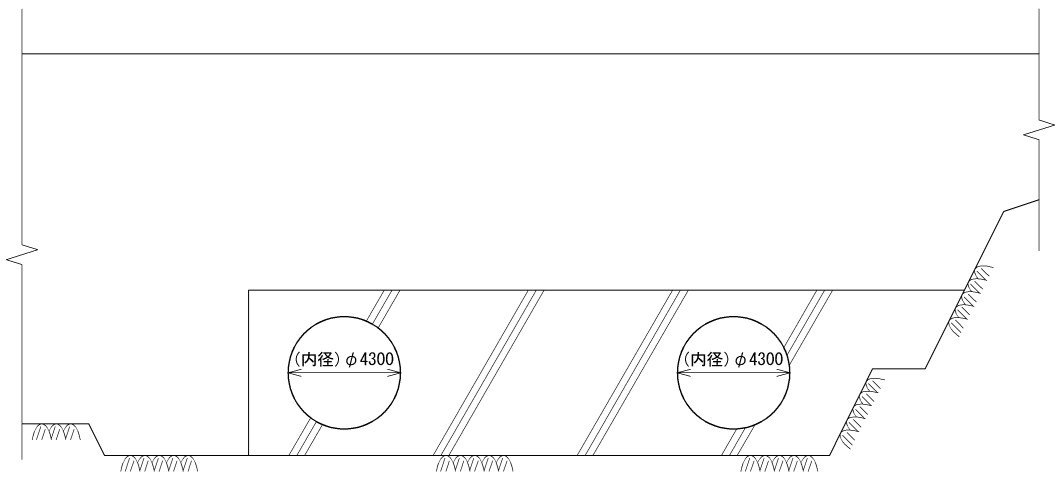
①~①断面 (图 3-9)

图 3-10 取水口構造図



(单位：mm)

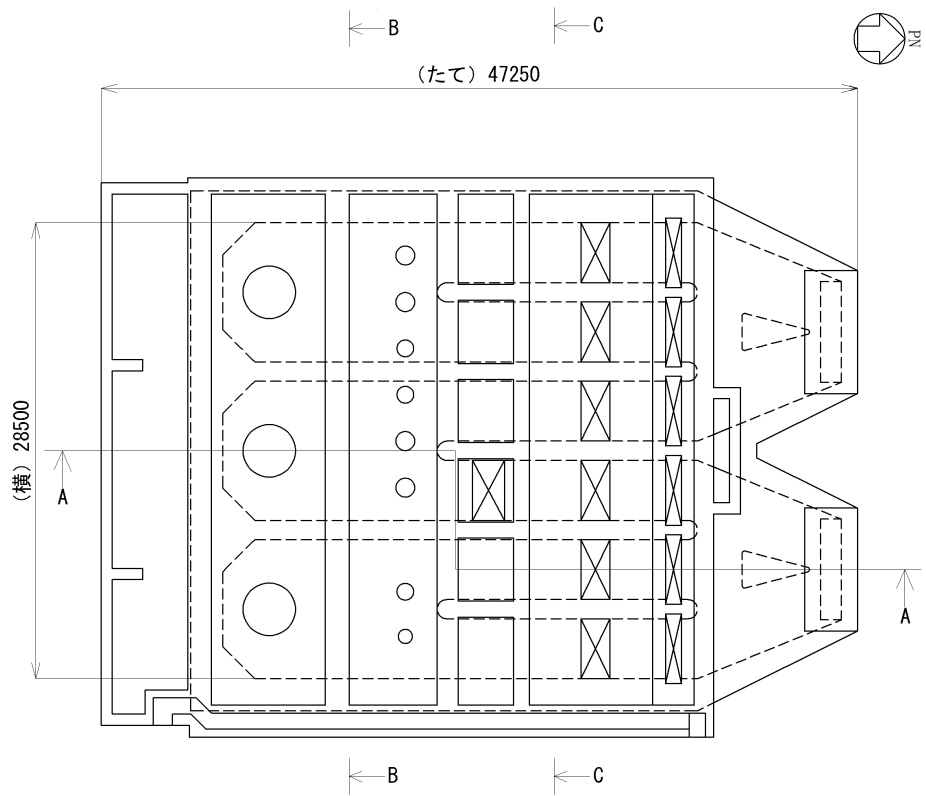
②~②断面 (图 3-9)



(单位：mm)

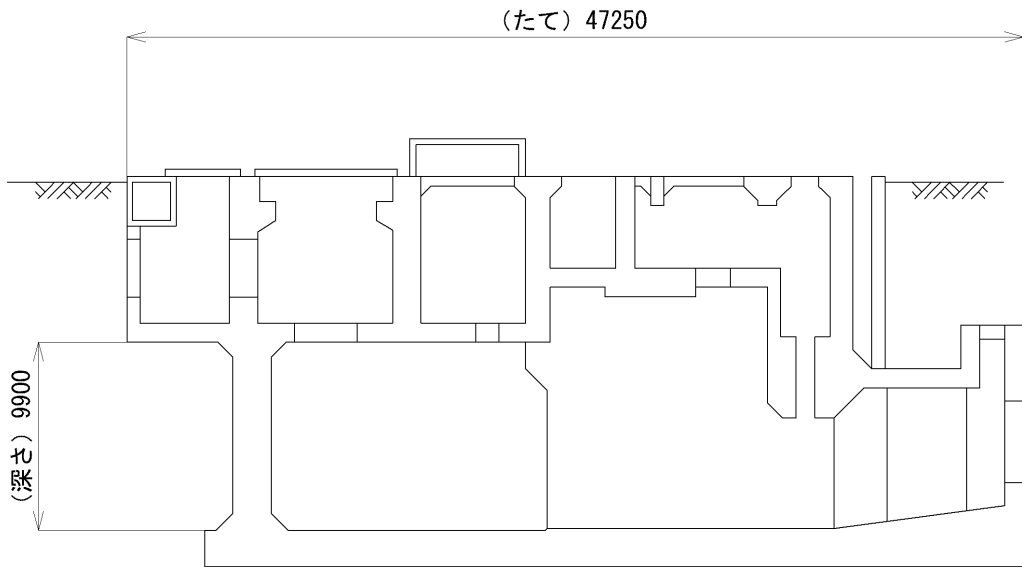
③~③断面 (图 3-9)

图 3-11 取水管构造图



(単位 : mm)

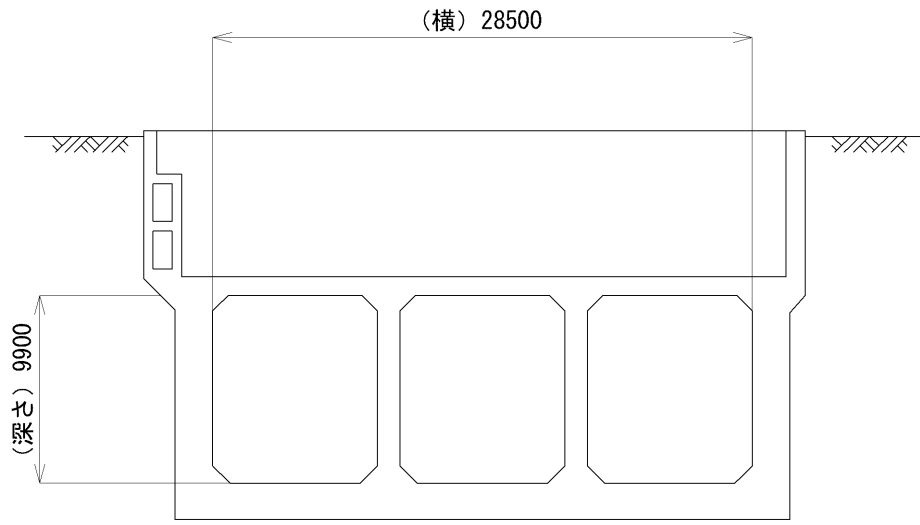
平面図



(単位 : mm)

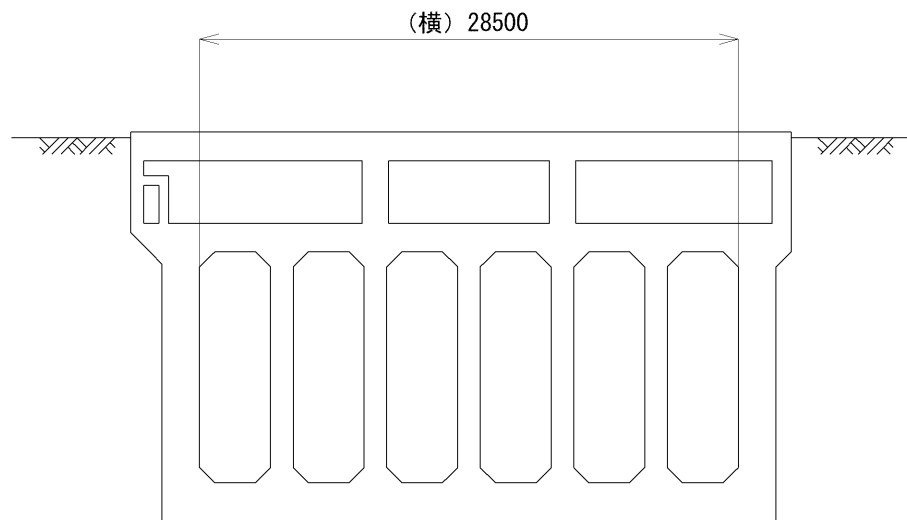
A~A 断面

図 3-12 取水槽構造図 (1/2)



(単位：mm)

B~B 断面



(単位：mm)

C~C 断面

図 3-12 取水槽構造図 (2/2)

4. 放水口

放水口は、日本海に面した敷地に設置された防波壁（波返重力擁壁）の外側に設置する。

通常運転時に放水口から放水する水は、復水器、原子炉補機冷却系設備及びタービン補機冷却系設備の冷却水、液体廃棄物処理設備の蒸留水、ろ過水及び一般排水等であり、放水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 67400m³/h×3 個、原子炉補機海水ポンプ 2040m³/h×4 個、タービン補機海水ポンプ 2100m³/h×3 個である。

設計基準事故時は、原子炉補機海水ポンプによる原子炉補機冷却系設備、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプによる高圧炉心スプレイ補機冷却系設備の冷却に使用した海水を、放水路を経て放水口まで導き外海に放水し、その容量は、原子炉補機海水ポンプ 2040m³/h×4 個、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ 336m³/h×1 個である。

また、重大事故等時においては、大型送水ポンプ車又は原子炉補機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、放水路を経て放水口まで導き外海に放水し、その容量は、大型送水ポンプ車 1800m³/h×1 個、原子炉補機海水ポンプ 2040m³/h×4 個である。なお、大型送水ポンプ車は重大事故等時において、原子炉補機海水ポンプが機能喪失した場合に使用する。

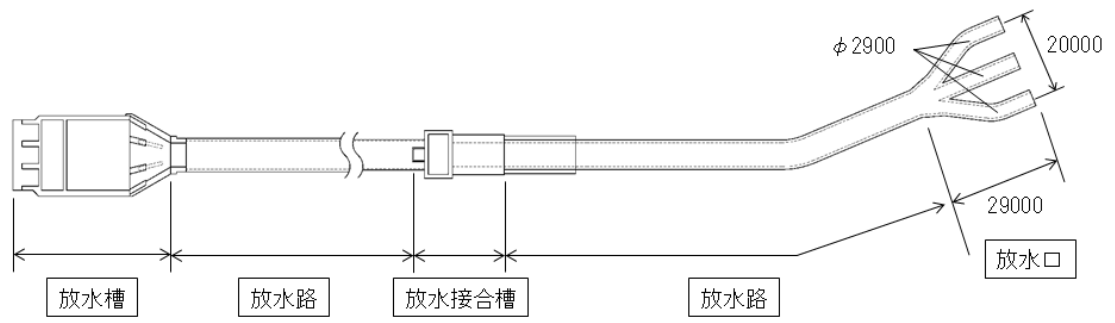
放射性物質の大気への拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火対応として、大型送水ポンプ車による原子炉建物への放水に使用した海水については、構内の雨水排水路集水柵に導かれ、屋外排水路及び放水路を経て、海洋に放出する設計とする。

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、放水口構造図を図 4-3 に、屋外排水路配置図を図 4-4 に示す。

表 4-1 放水口の主要仕様

種 類	鉄筋コンクリート函渠
主要寸法 内径	2900 mm
材 料	鉄筋コンクリート



(单位：mm)

图 4-1 放水設備配置図

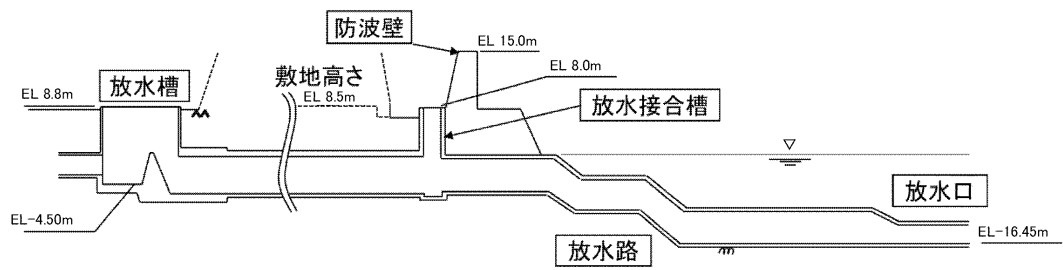
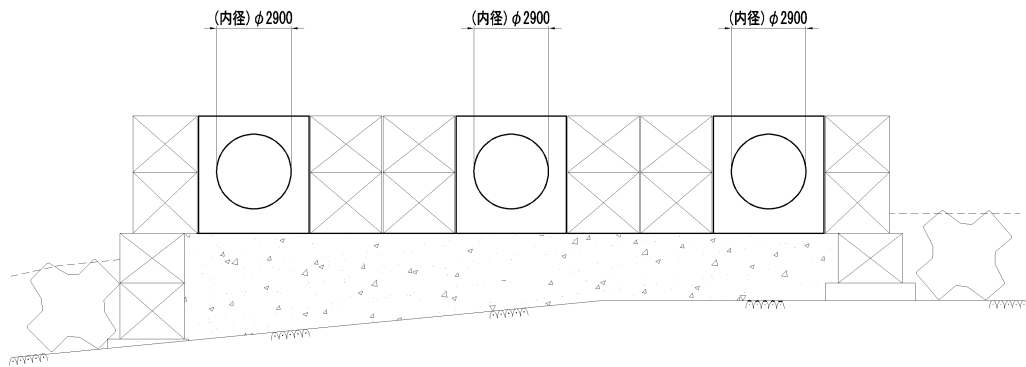


图 4-2 放水設備断面図



(单位：mm)

图 4-3 放水口構造図

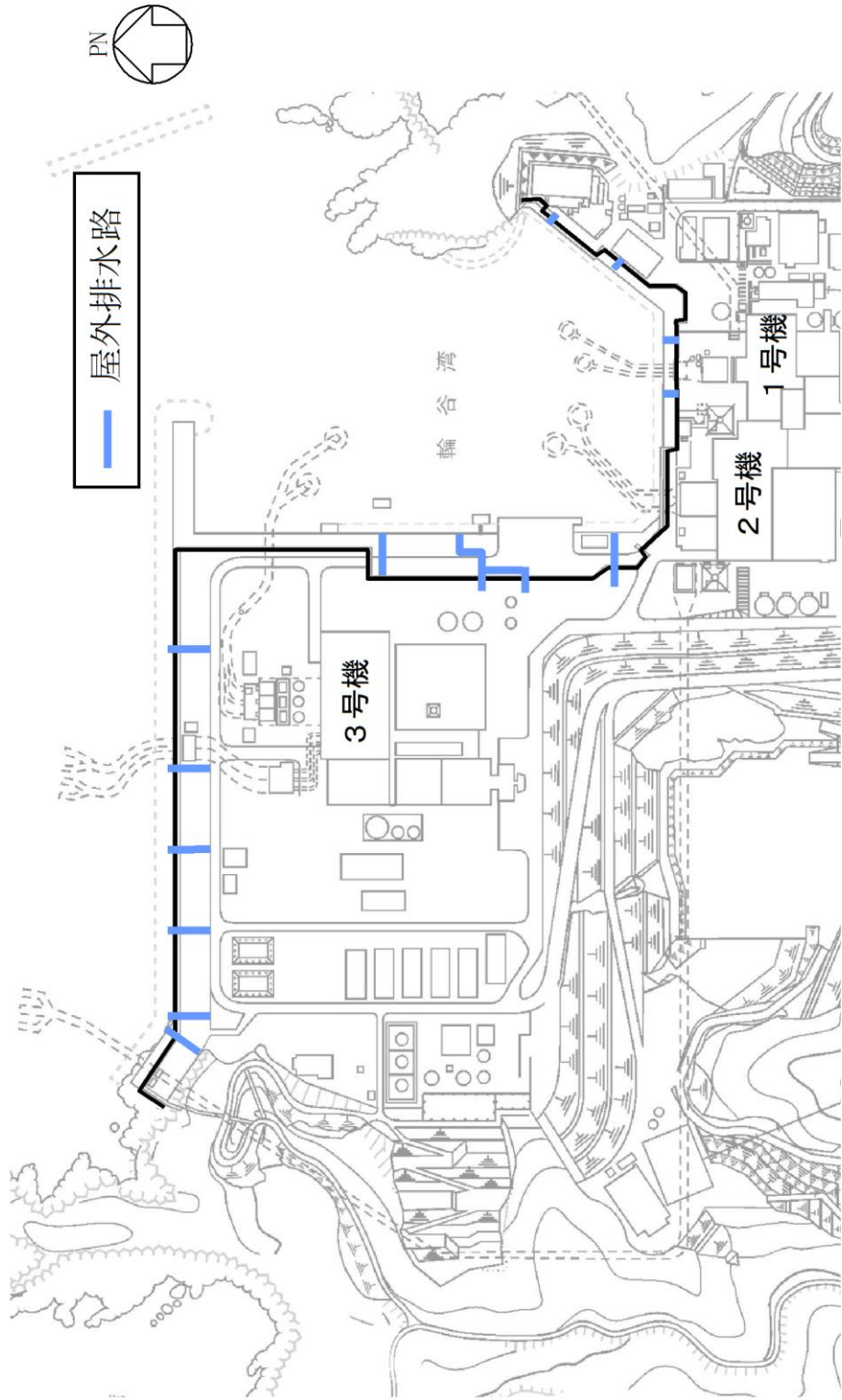


图 4-4 屋外排水路配置图

VI-1-1-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

VI-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	2
2.1 炉心支持構造物	2
3. 原子炉压力容器	18
3.1 原子炉压力容器本体並びに監視試験片	18
3.2 原子炉压力容器内部構造物	26

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

2.1 炉心支持構造物

名 称		炉心シュラウド
最 高 使 用 圧 力	上部胴	□ (差圧), □ (差圧), □ (差圧)
	中間胴	□ (差圧), □ (差圧), □ (差圧)
	下部胴	□ (差圧), □ (差圧), □ (差圧)
最 高 使 用 温 度		℃ 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としては、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. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 炉心シュラウド（上部胴）

設計基準対象施設として使用する炉心シュラウド（上部胴）の最高使用圧力は、通常運転時に炉心シュラウド（上部胴）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*1における差圧解析値(□MPa))を包絡する最大差圧とし、□MPa（差圧）とする。

注記*1: 通常運転時に炉心シュラウド（上部胴）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(上部胴)を重大事故等時において使用する場合は、□

□

□

□とする。

【設 定 根 拠】(続き)

[Redacted text block]

(2) 炉心シュラウド (中間胴)

設計基準対象施設として使用する炉心シュラウド (中間胴) の最高使用圧力は、通常運転時に炉心シュラウド (中間胴) 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 ([Redacted] MPa)) を包絡する最大差圧として、 [Redacted] MPa (差圧) とする。

注記*2: 通常運転時に炉心シュラウド (中間胴) の差圧が最大となる [Redacted] %原子炉出力、 [Redacted] %炉心流量状態。

炉心シュラウド (中間胴) を重大事故等時において使用する場合は、 [Redacted]

[Redacted text block] とする。

[Redacted text block]

【設 定 根 拠】(続き)

(3) 炉心シュラウド (下部胴)

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*3 における差圧解析値 (MPa)) を包絡する最大差圧として、 MPa (差圧) とする。

注記*3: 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) を重大事故等において使用する場合は、

とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する炉心シュラウドの最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

炉心シュラウドを重大事故等時において使用する場合は、

とする。

【設 定 根 拠】(続き)

3. 個数の設定根拠

炉心シュラウドは、設計基準対象施設として上部格子板及び炉心支持板を支持し、円筒構造により炉心を上向きに流れる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必要な個数である 1 個設置する。

炉心シュラウドは、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

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	℃	302, □, □
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 シュラウドサポートは、設計基準対象施設として炉心シュラウドを支持するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用するシュラウドサポートは、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用するシュラウドサポートの最高使用圧力は、通常運転時にシュラウドサポート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））を包絡する最大差圧として、□MPa（差圧）とする。</p> <p>注記*：通常運転時にシュラウドサポートの差圧が最大となる □%原子炉出力, □%炉心流量状態。</p> <p>シュラウドサポートを重大事故等において使用する場合の圧力は、 □ □ □とする。 □ □ □ □ □ □ □ □</p>		

【設 定 根 拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するシュラウドサポートの最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

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は、

とする。

3. 個数の設定根拠

シュラウドサポートは、設計基準対象施設として炉心シュラウドを支持するために必要な個数である 1 個設置する。

シュラウドサポートは、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	上部格子板
最高使用圧力	MPa	□ (差圧), □ (差圧), □ (差圧)
最高使用温度	℃	302, □, □
個数	—	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 上部格子板は、設計基準対象施設として炉心シュラウド上部に固定し、燃料集合体の横方向の支持と案内の役目をさせるとともに、中性子束検出器及び起動用中性子源の上端を支持するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する上部格子板は、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する上部格子板の最高使用圧力は、通常運転時に上部格子板の上下面の間に作用する差圧（上部格子板高さの位置圧損）を考慮し、□MPa（差圧）とする。</p> <p>上部格子板を重大事故等時ににおいて使用する場合は、□</p> <p>□</p> <p>□とする。</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□</p> <p>□</p>		

【設 定 根 拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する上部格子板の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

上部格子板を重大事故等において使用する場合は、

_____とする。

3. 個数の設定根拠

上部格子板は、設計基準対象施設として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。

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	℃	302, □, □
個数	—	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 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、原子炉中性子計装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。 また、炉心部と炉心下部を仕切り、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炉心支持板は、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する炉心支持板の最高使用圧力は、通常運転時に炉心支持板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*における差圧解析値（□MPa））を包絡する最大差圧として、□MPa（差圧）とする。</p> <p>注記*：通常運転時に炉心支持板の差圧が最大となる □%原子炉出力、□%炉心流量状態。</p> <p>炉心支持板を重大事故等時において使用する場合は、□ □ □ □とする。 □ □ □ □ □ □ □ □</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する炉心支持板の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

炉心支持板を重大事故等時において使用する場合は、

、
、
とする。

3. 個数の設定根拠

炉心支持板は、設計基準対象施設として制御棒案内管、燃料支持金具及び燃料集合体、原子炉中性子計装案内管並びに起動用中性子源の横方向を支持するとともに、炉心部と炉心下部を仕切り、燃料集合体への冷却材の流路を形成するために必要な個数である 1 個設置する。

炉心支持板は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

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	℃	302, □, □
個数	—	137
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 中央燃料支持金具は、設計基準対象施設として制御棒案内管に支持され、燃料集合体 4 体を支持し、燃料集合体への冷却材の流路を形成するために設置する。中央燃料支持金具は、各制御棒案内管に 1 個ずつ、計 137 個設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する中央燃料支持金具は、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>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料支持金具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*における差圧解析値 (□ MPa)) を包絡する最大差圧として、□ MPa (差圧) とする。</p> <p>注記* : 通常運転時に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。</p> <p>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は、 □ □ □ □ とする。 □ □ □ □ □ □ □ □</p>		

【設 定 根 拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する中央燃料支持金具の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

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は、

_____とする。

3. 個数の設定根拠

中央燃料支持金具は、設計基準対象施設として燃料集合体 4 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必要な個数として各制御棒案内管に 1 個ずつ、計 137 個設置する。

中央燃料支持金具は、設計基準対象施設として 137 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

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	℃	302, □, □
個数	—	12
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 周辺燃料支持金具は、設計基準対象施設として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。周辺燃料支持金具は、計 12 個設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する周辺燃料支持金具は、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する周辺燃料支持金具の最高使用圧力は、通常運転時に周辺燃料支持金具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*における差圧解析値（□MPa））を包絡する最大差圧として、□MPa（差圧）とする。</p> <p>注記*：通常運転時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。</p> <p>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は、□ □ □ □とする。 □ □ □ □ □ □ □ □</p>		

【設 定 根 拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する周辺燃料支持金具の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

周辺燃料支持金具を重大事故等対処設備として使用する場合は、

_____とする。

3. 個数の設定根拠

周辺燃料支持金具は、設計基準対象施設として燃料集合体 1 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必要な個数として計 12 個設置する。

周辺燃料支持金具は、設計基準対象施設として 12 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	制御棒案内管
最高使用圧力	MPa	□ (差圧), □ (差圧), □ (差圧)
最高使用温度	℃	302, □, □
個数	—	137
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 制御棒案内管は、設計基準対象施設として制御棒駆動機構ハウジングの上部から上方に伸び炉心支持板にはめこまれており、制御棒の案内の役目をするとともに、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。制御棒案内管は、各制御棒に1個ずつ、計137個設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する制御棒案内管は、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>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))を包絡する最大差圧として、□MPa(差圧)とする。</p> <p>注記*：通常運転時に制御棒案内管の差圧が最大となる □%原子炉出力、□%炉心流量状態。</p> <p>制御棒案内管を重大事故等時において使用する場合は、□ □ □ □とする。 □ □ □ □ □ □ □</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

制御棒案内管を重大事故等時において使用する場合は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

重大事故等対処設備として使用する制御棒案内管の温度は、

_____とする。

3. 個数の設定根拠

制御棒案内管は、設計基準対象施設として制御棒の案内の役目をするとともに、燃料集合体への冷却材の流路を形成するために必要な個数として、各制御棒に 1 個ずつ、計 137 個設置する。

制御棒案内管は、設計基準対象施設として 137 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

3. 原子炉压力容器

3.1 原子炉压力容器本体並びに監視試験片

名 称	原子炉压力容器	
最高使用圧力	MPa	8.62, 8.98
最高使用温度	℃	302, 304
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>原子炉压力容器は、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压力容器内部構造物を保持するために設置する。</p> <p>原子炉压力容器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において適切な炉心冷却能力をもたせる設計とする。</p> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に原子炉冷却システム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压力容器は、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉压力容器は、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。</p> <p>システム構成は、原子炉压力容器内の保有水を原子炉冷却材再循環ポンプ入口配管から残留熱除去系配管を介して取り出し、残留熱除去ポンプ A, B 及び残留熱除去系熱交換器 A, B を介して原子炉冷却材を冷却し、原子炉冷却材再循環ポンプ出口配管よりジェットポンプを経由し、原子炉压力容器に戻すことで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>原子炉压力容器は、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、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>システム構成は、原子炉压力容器内の保有水を原子炉冷却材再循環ポンプ入口配管から残留熱除去系配管を介して取り出し、残留熱除去ポンプ A, B 及び残留熱除去系熱交換器 A, B を介して原子炉冷却材を冷却し、原子炉冷却材再循環ポンプ出口配管よりジェットポンプを経由し、原子炉压力容器に戻すことで、炉心を冷却できる設計とする。</p> 		

【設 定 根 拠】（続き）

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注水設備（高圧炉心スプレイ系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

原子炉圧力容器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした高圧炉心スプレイポンプにより、高圧炉心スプレイスパーチャを介して原子炉圧力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

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注水設備（低圧炉心スプレイ系）として使用する原子炉圧力容器は、以下の機能を有する。

原子炉圧力容器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした低圧炉心スプレイポンプにより、低圧炉心スプレイスパーチャを介して原子炉圧力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

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注水設備（高圧原子炉代替注水系）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、蒸気タービン駆動ポンプにより、サプレッションチェンバの水を高圧原子炉代替注水系等を経由し、給水スパーチャを介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。

【設 定 根 拠】（続き）

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压力容器は、以下の機能を有する。

原子炉压力容器は、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、蒸気タービン駆動ポンプにより、サブプレッションチェンバの水を原子炉隔離時冷却系等を経由し、給水スパーージャを介して原子炉压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（低圧原子炉代替注水系）として使用する原子炉压力容器は、以下の機能を有する。

原子炉压力容器は、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、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプ又は代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）、海水）を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車により低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）を介して原子炉压力容器内に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）として使用する原子炉压力容器は、以下の機能を有する。

原子炉压力容器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とした A, B, C-残留熱除去ポンプにより低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）を介して原子炉压力容器内に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

【設 定 根 拠】（続き）

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、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入管（原子炉圧力容器内部）より原子炉圧力容器に注水することで、他の注水設備と合わせて炉心を冷却し、炉心の著しい損傷を防止できる設計とする。

重大事故等時に計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）として使用する原子炉圧力容器は、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、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）より原子炉圧力容器に十分な量のほう酸水を注入することで、原子炉を未臨界に移行できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱代替除去系）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、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした残留熱除去系を介して残留熱代替除去ポンプにより低圧注水系配管（原子炉圧力容器内部）を経由し、原子炉圧力容器内に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

【設 定 根 拠】（続き）

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高圧原子炉代替注水系）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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、蒸気タービン駆動ポンプにより、サブプレッションチェンバの水を高圧原子炉代替注水系等を経由し、給水スパーージャを介して原子炉圧力容器へ注水することで、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・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原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプ又は代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）、海水）を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車により低圧注水系配管（原子炉圧力容器内部）を介して原子炉圧力容器内に注水することで、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）より原子炉圧力容器に注水することで、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

【設 定 根 拠】（続き）

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する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が 6.93MPa であることから、これを上回る圧力として 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解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において圧力が最大となる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、原子炉圧力が約 8.68MPa、原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力が約 8.98MPa であることから、高い方の圧力として 8.98MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉圧力容器の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用圧力の飽和温度以上とし、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、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において圧力が最大となる事故シーケンスグループである原子炉停止機能喪失時の原子炉冷却材バウンダリ圧力の約 8.98MPa に相当する飽和温度として 304℃とする。

3. 個数の設定根拠

原子炉圧力容器は、設計基準対象施設として燃料集合体等を収容するために必要な個数である1個を設置する。

原子炉圧力容器は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等時に使用する。

（参考）初装荷個数（監視試験片）

監視試験片は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器の炉心領域の中性子照射による影響評価について監視試験片によって計画的に評価を行うために必要な個数である 組*を設置する。

なお、監視試験片については、重大事故等対処設備に該当しない。

注記*：監視試験片については、引張試験片 個（母材 個，溶着金属 個，熱影響部 個）及び衝撃試験片 個（母材 個，溶着金属 個，熱影響部 個）を1組として、原子炉圧力容器内面 ，， の 箇所にそれぞれ 組設置している。

名	称	差圧検出・ほう酸水注入系配管 (ティーより N11 ノズルまでの外管)
最高使用圧力	MPa	8.62, 8.98
最高使用温度	℃	302, 304
個数	—	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）は、設計基準対象施設としてほう酸水を炉心下部プレナムに注入するため及び炉心支持板の上下差圧を計測するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等対処設備としては、ほう酸水を炉心下部プレナムに注入するための流路として使用する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）を重大事故等時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 8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）を重大事故等時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 304℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 個数の設定根拠

差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）は，設計基準対象施設としてほう酸水を炉心下部プレナムに注入するため及び炉心支持板の上下差圧を計測するために必要な個数である 1 個設置する。

差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）は，設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

（参考）

差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）のうち差圧検出に係る機能については，重大事故等対処設備に該当しない。

3.2 原子炉压力容器内部構造物

名	称	ジェットポンプ
個	数	— 20
<p>【設定根拠】</p> <p>ジェットポンプは、原子炉再循環系の一部であり、設計基準対象施設として原子炉出力の増減に伴い、必要な流量を炉心へ供給するとともに、校正されたディフューザで炉心流量を測定するために設置する。</p> <p>また、冷却材喪失事故時は、炉心を冷却材で冠水させるために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用するジェットポンプは、以下の機能を有する。</p> <p>ジェットポンプは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉压力容器内の保有水を原子炉冷却材再循環ポンプ入口配管から残留熱除去系配管を介して取り出し、残留熱除去ポンプ A, B 及び残留熱除去系熱交換器 A, B を介して原子炉冷却材を冷却し、原子炉冷却材再循環ポンプ出口配管よりジェットポンプを経由し、原子炉压力容器に戻すことで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため燃料集合体の崩壊熱を除去し、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>ジェットポンプは、設計基準対象施設として原子炉冷却材を炉心に循環させるために必要な個数である 20 個設置する。</p> <p>ジェットポンプは、設計基準対象施設として 20 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	給水スパーージャ
個	数	—
		4
<p>【設定根拠】</p> <p>給水スパーージャは、設計基準対象施設として給水ノズルから原子炉圧力容器に入った給水を放出して、気水分離器で分離された高温の冷却材と均一に混合するために設置する。</p> <p>給水スパーージャは、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4本のヘッダを有している。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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（原子炉隔離時冷却系）として使用する給水スパーージャは、以下の機能を有する。</p> <p>給水スパーージャは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、蒸気タービン駆動ポンプにより、サブプレッションチェンバの水を原子炉隔離時冷却系等を経由し、給水スパーージャを介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。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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（高圧原子炉代替注水系）として使用する給水スパーージャは、以下の機能を有する。</p> <p>給水スパーージャは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、蒸気タービン駆動ポンプにより、サブプレッションチェンバの水を高圧原子炉代替注水系等を経由し、給水スパーージャを介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。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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原子炉格納容器安全設備（高圧原子炉代替注水系）として使用する給水スパーージャは、以下の機能を有する。</p> <p>給水スパーージャは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、蒸気タービン駆動ポンプにより、サブプレッションチェンバの水を高圧原子炉代替注水系等を経由し、給水スパーージャを介して原子炉圧力容器へ注水することで、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

1. 個数の設定根拠

給水スパーージャは，設計基準対象施設として 4 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	高圧炉心スプレイスパーージャ
個	数	— 2
<p>【設定根拠】</p> <p>高圧炉心スプレイスパーージャは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイ冷却するために設置する。</p> <p>高圧炉心スプレイスパーージャは、炉心シュラウド上部内面に沿って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。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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（高圧炉心スプレイ系）として使用する高圧炉心スプレイスパーージャは、以下の機能を有する。</p> <p>高圧炉心スプレイスパーージャは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした高圧炉心スプレイポンプにより、高圧炉心スプレイスパーージャを介して原子炉圧力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>高圧炉心スプレイスパーージャは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイ冷却するために必要な個数である2個設置する。</p> <p>高圧炉心スプレイスパーージャは、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	低圧炉心スプレイスパーージャ
個	数	— 2
<p>【設定根拠】</p> <p>低圧炉心スプレイスパーージャは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイ冷却するために設置する。</p> <p>低圧炉心スプレイスパーージャは、炉心シュラウド上部内面に沿って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。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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（低圧炉心スプレイ系）として使用する低圧炉心スプレイスパーージャは、以下の機能を有する。</p> <p>低圧炉心スプレイスパーージャは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした低圧炉心スプレイポンプにより、低圧炉心スプレイスパーージャを介して原子炉圧力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>低圧炉心スプレイスパーージャは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイ冷却するために必要な個数である2個設置する。</p> <p>低圧炉心スプレイスパーージャは、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	低压注水系配管（原子炉压力容器内部）
個	数	— 3
<p>【設定根拠】</p> <p>低压注水系配管（原子炉压力容器内部）は、原子炉冷却材喪失時等に冷却材を原子炉压力容器炉心シュラウド内に注入し、原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>低压注水系配管は、原子炉压力容器の低压注水ノズルを通り、炉心シュラウドを貫通し、低压炉心スプレイスパーージャ直下の炉心シュラウド内側に冷却材を吐出する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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（残留熱除去系）として使用する低压注水系配管（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。</p> <p>低压注水系配管（原子炉压力容器内部）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした A, B, C-残留熱除去ポンプにより低压注水系配管（原子炉压力容器内部）を介して原子炉压力容器内に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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（低压原子炉代替注水系）として使用する低压注水系配管（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。</p> <p>低压注水系配管（原子炉压力容器内部）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、低压原子炉代替注水槽を水源とした低压原子炉代替注水ポンプ又は代替淡水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）、海水）を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車により低压注水系配管（原子炉压力容器内部）を介して原子炉压力容器内に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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原子炉格納容器安全設備（残留熱代替除去系）として使用する低压注水系配管（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリ（設置許可基準規則第二条第二項第三十七号に規定する原子炉格納容器バウンダリをいう。）を維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした残留熱除去系を介して残留熱代替除去ポンプにより低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）を経由し、原子炉压力容器内に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等対処設備としては、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原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として使用する低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。

低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプ又は代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）、海水）を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車により低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）を介して原子炉压力容器内に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

1. 個数の設定根拠

低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に冷却材を原子炉压力容器炉心シュラウド内に注入し、原子炉を冷却するために必要な個数である3個設置する。

低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として3個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	高圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）
個	数	— 1
<p>【設定根拠】</p> <p>高圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイ冷却するために設置する。</p> <p>原子炉压力容器の高圧炉心スプレイノズルから原子炉压力容器内に入った高圧炉心スプレイ系配管は、炉心シュラウド内の上部に入った後、炉心シュラウド内の上部に取り付けた 2 組の高圧炉心スプレイスパージャに接続する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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（高圧炉心スプレイ系）として使用する高圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。</p> <p>高圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした高圧炉心スプレイポンプにより、高圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）を介して原子炉压力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>高圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイ冷却するために必要な個数である 1 個設置する。</p> <p>高圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	低圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）
個	数	—
		1
<p>【設定根拠】</p> <p>低圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイ冷却するために設置する。</p> <p>原子炉压力容器の低圧炉心スプレイノズルから原子炉压力容器内に入った低圧炉心スプレイ系配管は、炉心シュラウド内の上部に入った後、炉心シュラウド内の上部に取り付けた 2 組の低圧炉心スプレイスパージャに接続する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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（低圧炉心スプレイ系）として使用する低圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）は、以下の機能を有する。</p> <p>低圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした低圧炉心スプレイポンプにより、低圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）を介して原子炉压力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>低圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉をスプレイ冷却するために必要な個数である 1 個設置する。</p> <p>低圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）
個	数	— 1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）は，設計基準対象施設として炉心支持板の上下差圧を測定し，非常時にほう酸水を炉心下部プレナムに注入するために設置する。</p> <p>同心の二重管として原子炉压力容器内部に入った差圧検出・ほう酸水注入系配管は，原子炉压力容器内部で分離した独立な管となり，それぞれ炉心支持板の下部及び上部に到達する。</p> <p>重大事故等対処設備としては，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（ほう酸水注入系）として使用する差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）は，以下の機能を有する。</p> <p>差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）は，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は，ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入管（原子炉压力容器内部）より原子炉压力容器に注水することで，他の注水設備と合わせて炉心を冷却し，炉心の著しい損傷を防止できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備としては，計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）として使用する差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）は，以下の機能を有する。</p> <p>差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）は，運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生する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。</p> <p>系統構成は，ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）より原子炉压力容器に十分な量のほう酸水を注入することで，原子炉を未臨界に移行できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備としては，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原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）として使用する差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）は，以下の機能を有する。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、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、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプによりほう酸水注入系配管を介して差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）より原子炉压力容器に注水することで、溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下を防止又は遅延できる設計とする。

1. 個数の設定根拠

差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として非常時にほう酸水を炉心下部プレナムに注入するために必要な個数である 1 個設置する。

差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

（参考）

差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）のうち差圧検出に係る機能については、重大事故等対処設備に該当しない。

VI-1-1-5-2 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. 使用済燃料貯蔵設備	2
2.1 使用済燃料貯蔵槽	2
2.2 使用済燃料貯蔵ラック	4
2.3 破損燃料貯蔵ラック	6
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	7
3. 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	11
3.1 燃料プール冷却系	11
3.2 燃料プールのスプレイ系	43
3.3 原子炉建物放水設備	81

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	燃料プール
容	量	—
個	数	—
		1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 燃料プールは、設計基準対象施設として使用済燃料、新燃料及び制御棒を貯蔵するために設置する。 ・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（燃料プール冷却系）として使用する燃料プールは、以下の機能を有する。 燃料プールは、冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。 系統構成は、重大事故等時において、燃料プールの水を燃料プール冷却ポンプにより燃料プール冷却系熱交換器を経由して循環させることで、燃料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（燃料プールのスプレイ系）として使用する燃料プールは、以下の機能を有する。 燃料プールは、冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止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）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合において、大量送水車により代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合には海を水源として燃料プールのスプレイ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ノズルから燃料プールへ注水することで燃料プールの水位を維持できる設計とする。 燃料プールは、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。 		

【設 定 根 拠】（続き）

系統構成は、燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合において、常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイノズルを使用する場合には、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合には海を水源として、燃料プールスプレイ系配管又はホース等を経由して常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイノズルから燃料プール内燃料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. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プールの貯蔵容量については、実用発電用原子炉及びその他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、炉心内の全燃料を燃料プールに移すことができるよう、燃料プールの貯蔵容量は、全炉心の燃料集合体 560 体に対し約 628% を上回る 3518 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 137 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 154 本としている。

燃料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 3518 体、制御棒 154 本とする。

2. 個数

燃料プールは、設計基準対象施設として使用済燃料、新燃料及び制御棒を貯蔵するために必要な個数である 1 個設置する。

燃料プールは、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

2.2 使用済燃料貯蔵ラック

名	称	使用済燃料貯蔵ラック							
		130	143	144	100	110	120	132	
容	量	体	1	2	4	3	9	7	3
個	数	—	1	2	4	3	9	7	3

【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、かつ燃料プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料貯蔵位置等について、想定されるいかなる場合でも実効増倍率を0.95以下に保ち、貯蔵燃料の臨界を防止するために設置する。

・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. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する使用済燃料貯蔵ラックの合計容量は、燃料プールの容量と同じ3518体*とする。

なお、使用済燃料貯蔵ラックは、新燃料を一時的に仮置きすることも考慮した設計とし、各々のラックの貯蔵容量及び個数は、適切な燃料プール内配置となるように決定している。

使用済燃料貯蔵ラックを重大事故等時に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、3518体*とする。

【設 定 根 拠】（続き）

注記＊：燃料集合体の貯蔵容量として 130 体貯蔵可能なラックを 1 個，143 体貯蔵可能なラックを 2 個，144 体貯蔵可能なラックを 4 個，100 体貯蔵可能なラックを 3 個，110 体貯蔵可能なラックを 9 個，120 体貯蔵可能なラックを 7 個，132 体貯蔵可能なラックを 3 個設置するため，

$$130 + (143 \times 2) + (144 \times 4) + (100 \times 3) + (110 \times 9) + (120 \times 7) + (132 \times 3) = 3518 \text{ 体}$$

上記より 3518 体となる。

2. 個数の設定根拠

使用済燃料貯蔵ラックは，設計基準対象施設として使用済燃料及び新燃料を貯蔵するために必要な個数である，燃料プール内に 130 体ラックを 1 個，143 体ラックを 2 個，144 体ラックを 4 個，100 体ラックを 3 個，110 体ラックを 9 個，120 体ラックを 7 個，132 体ラックを 3 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燃料プール内に 130 体ラックを 1 個，143 体ラックを 2 個，144 体ラックを 4 個，100 体ラックを 3 個，110 体ラックを 9 個，120 体ラックを 7 個，132 体ラックを 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。

2.3 破損燃料貯蔵ラック

名	称	制御棒・破損燃料貯蔵ラック	
容	量	体（又は本）	10
個	数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>制御棒・破損燃料貯蔵ラックは、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として制御棒及び破損した燃料を貯蔵するために、使用済燃料貯蔵槽内に設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する制御棒・破損燃料貯蔵ラックの容量は、破損した燃料の発生量を先行BWRプラントの実績を踏まえ最大8体と推定し、残り2本分は制御棒の貯蔵が可能な容量とし、10体（又は本）としている。</p> <p>また、ラックの貯蔵容量及び個数は適切な燃料プール内配置となるように決定している。</p> <p>制御棒・破損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容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、10体とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>制御棒・破損燃料貯蔵ラックは、制御棒及び破損した燃料を貯蔵するために必要な個数として先行BWRプラントの実績を踏まえ制御棒及び破損した燃料を貯蔵可能なように、燃料プール内に1個設置する。</p> <p>制御棒・破損燃料貯蔵ラックは、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>			

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	燃料プール温度
個	数	— 1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 燃料プール温度は，設計基準対象施設として燃料プール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。 燃料プール温度は，設計基準対象施設として燃料プール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。 燃料プール温度の装置の構成，計測範囲等については，VI-1-3-1「使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。 <p>1. 個数の設定根拠 燃料プール温度は，設計基準対象施設として燃料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。</p>		

名	称	燃料プール冷却ポンプ入口温度
個	数	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>燃料プール冷却ポンプ入口温度は、設計基準対象施設として燃料プール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。</p> <p>燃料プール冷却ポンプ入口温度は、設計基準対象施設として燃料プール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。</p> <p>燃料プール冷却ポンプ入口温度の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-3-1「使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>燃料プール冷却ポンプ入口温度は、設計基準対象施設として燃料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。</p>		

名	称	燃料プール水位・温度（SA）
個	数	—
		1（検出点7箇所）
<p>【設定根拠】</p> <p>（概要）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>燃料プール水位・温度（SA）は、設計基準対象施設として燃料プール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。</p> <p>燃料プール水位・温度（SA）は、設計基準対象施設として燃料プールの水温の著しい上昇又は水位の著しい低下を確実に検知し、自動的に警報するために設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち燃料プールの温度及び水位を監視する装置として使用する燃料プール水位・温度（SA）は、以下の機能を有する。</p> <p>燃料プール水位・温度（SA）は、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プール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、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>また、燃料プール水位・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。</p> <p>燃料プール水位・温度（SA）の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-3-1「使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>燃料プール水位・温度（SA）は、設計基準対象施設として燃料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7箇所*）設置する。</p> <p>燃料プール水位・温度（SA）は、設計基準対象施設として1個（検出点7箇所*）設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p style="text-align: center;">注記*：7箇所のうち6箇所は、ヒータ付熱電対であり温度及び水位を計測可能、7箇所のうち1箇所は、ヒータが付いていない熱電対であり温度を計測可能。</p>		

名	称	燃料プール水位 (S A)
個	数	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち燃料プールの水位を監視する装置として使用する燃料プール水位 (S A) は、以下の機能を有する。</p> <p>燃料プール水位 (S A) は、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使燃料プールからの水の漏えいその他の要因により、当該燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置するとともに、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>また、燃料プール水位 (S A) 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。</p> <p>燃料プール水位 (S A) の装置の構成、計測範囲等については、VI-1-3-1「使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>燃料プール水位 (S A) は、重大事故等対処設備として燃料プールの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。</p>		

3. 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備

3.1 燃料プール冷却系

名 称	燃料プール冷却系熱交換器	
容量（設計熱交換量）	MW/個	□以上（1.88）
最高使用圧力	MPa	管側 1.37 / 胴側 1.37
最高使用温度	℃	管側 66 / 胴側 85
伝熱面積	m ² /個	□以上（□）
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

（概 要）

・設計基準対象施設

燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設として燃料プールに貯蔵された使用済燃料から発生する崩壊熱の除去し、燃料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（燃料プール冷却系）として使用する燃料プール冷却系熱交換器は、以下の機能を有する。

燃料プール冷却系熱交換器は、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮断し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、重大事故等時にいて、燃料プールの水を燃料プール冷却ポンプにより燃料プール冷却系熱交換器を経由して循環させることで、燃料プールを冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却系熱交換器の容量（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燃料プール内に使用済燃料を貯蔵した場合に、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時最大熱負荷の □MW を 2 個の熱交換器で除去でき、燃料プール水温を □℃以下に維持可能な容量として □MW/個以上とする。

燃料プール冷却系熱交換器を重大事故等時に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燃料プールの除熱機能が喪失した場合に想定する燃料プールの熱負荷 □MW を原子炉補機代替冷却系から冷却水が供給される 1 個の燃料プール冷却系熱交換器で除去でき、燃料プール水温が重大事故等時にける使用時の温度 □℃以下に維持可能な容量とする。

【設 定 根 拠】（続き）

重大事故等時における燃料プールの熱交換量 \square MW を満足する必要伝熱面積が \square m² に対し、設計基準対象施設として使用する場合の容量 \square MW を満足する必要伝熱面積は \square m² 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括される。

以上より、燃料プール冷却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、 \square MW/個以上とする。

公称値については、 \square 1.88MW/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 管側

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却系熱交換器（管側）の最高使用圧力は、主配管「燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器出口ライン合流部～燃料プール冷却系熱交換器」の最高使用圧力に合わせて 1.37MPa とする。

燃料プール冷却系熱交換器（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「燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器出口ライン合流部～燃料プール冷却系熱交換器」の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

(2) 胴側

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却系熱交換器（胴側）の最高使用圧力は、原子炉補機冷却系主配管「A-中央制御室空調換気設備冷却系冷凍機入口ライン分岐部～A-燃料プール冷却系熱交換器」及び「原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部（胴側）」の最高使用圧力に合わせて、1.37MPa とする。

燃料プール冷却系熱交換器（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系主配管「A-中央制御室空調換気設備冷却系冷凍機入口ライン分岐部～A-燃料プール冷却系熱交換器」及び「原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部（胴側）」の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

(1) 管側

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却系熱交換器（管側）の最高使用温度は、主配管「燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器出口ライン合流部～燃料プール冷却系熱交換器」の最高使用温度に合わせて、66℃とする。

燃料プール冷却系熱交換器（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「燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器出口ライン合流部～燃料プール冷却系熱交換器」の使用温度と同じ 66℃とする。

【設 定 根 拠】（続き）

(2) 胴側

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却系熱交換器（胴側）の最高使用温度は、原子炉補機冷却系主配管「A-中央制御室空調換気設備冷却系冷凍機入口ライン分岐部～A-燃料プール冷却系熱交換器」及び「原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部（胴側）」の最高使用温度に合わせて、85℃とする。

燃料プール冷却系熱交換器（胴側）を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却系主配管「A-中央制御室空調換気設備冷却系冷凍機入口ライン分岐部～A-燃料プール冷却系熱交換器」及び「原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部（胴側）」の使用温度と同じ85℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却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/個を満足するために必要な伝熱面積が m²/個であることから、これを上回る伝熱面積として m²/個とする。

燃料プール冷却系熱交換器を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時において使用する場合に必要伝熱面積が m²であり、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面積 m²に包括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、設計確認値である m²/個を上回る m²/個とする。

5. 個数の設定根拠

燃料プール冷却系熱交換器は、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、燃料プールの水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。

燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	燃料プール冷却ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	□以上 (198)
揚 程	m	□以上 (88)
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.37
最 高 使 用 温 度	℃	66
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燃料プール冷却系熱交換器に燃料プール水を昇圧し、燃料プール冷却系ろ過脱塩器及び燃料プール冷却系熱交換器に通した後、燃料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（燃料プール冷却系）として使用する燃料プール冷却ポンプは、以下の機能を有する。

燃料プール冷却ポンプは、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、重大事故等時において、燃料プール水を燃料プール冷却ポンプにより燃料プール冷却系熱交換器等を経由して循環させることで、燃料プールを冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却ポンプの容量は、燃料プール冷却ポンプ1台で燃料プール水量を1日2回循環させる流量□m³/hを上回る容量として、ろ過脱塩装置浄化能力、熱交換器経済的設計等を考慮し、□m³/h/個以上とする。

燃料プール冷却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とし、□m³/h/個以上とする。

公称値については、□198m³/h/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却ポンプの揚程は、施設時と系統構成を含めて変わらないため、水頭、機器圧力損失、配管・機器の圧力損失ろ過脱塩装置の圧力損失を基に設定する。

① 静水頭	:	<input type="text"/>	m
② 配管・機器圧力損失	:	<input type="text"/>	m
機器圧力損失	:	<input type="text"/>	m
配管・弁類圧力損失	:	<input type="text"/>	m
合計		<input type="text"/>	m
③ ろ過脱塩装置圧損	:	<input type="text"/>	m
④ ①～③の合計	:	<input type="text"/>	m

上記から、燃料プール冷却ポンプの揚程は、m を上回る m 以上とする。

燃料プール冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器を経由せず、圧力損失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、88m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却ポンプの最高使用圧力は、静水頭、及び燃料プール冷却ポンプ締切揚程を基に設定する。

① 静水頭	:	<input type="text"/>	MPa
② ポンプ締切揚程	:	<input type="text"/>	MPa
③ ①～②の合計	:	<input type="text"/>	MPa

上記から、燃料プール冷却ポンプの最高使用圧力は、MPa を上回る 1.37MPa とする。

燃料プール冷却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とし、1.37MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却ポンプの最高使用温度は、主配管「残留熱除去系分岐部～燃料プール冷却ポンプ」の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

燃料プール冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系分岐部～燃料プール冷却ポンプ」の使用温度と同じ66℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却ポンプの原動機出力は、燃料プール冷却ポンプの定格流量点での軸動力を基に設定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

（引用文献：日本産業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」）

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 198/3600

H : 揚程 (m) = 88

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{198}{3600} \right) \times 88}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

定格流量点における燃料プール冷却ポンプの流量は 198m³/h、揚程は 88m であり、その時の燃料プール冷却ポンプの必要軸動力は kW となる。

以上より、燃料プール冷却ポンプの原動機出力は、軸動力 kW を上回る 110kW/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

燃料プール冷却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. 個数の設定根拠

燃料プール冷却ポンプ（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燃料プール水を昇圧し、燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器に通した後、燃料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。

名	称	スキマサージタンク
容	量	m ³ /個
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燃料プール水位の維持、燃料プール水上澄液の除去、および燃料プール冷却ポンプの安定な運転のためオーバーフロー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、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料貯蔵体等を冷却し、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、燃料プール及び原子炉ウエルからのオーバーフロー水を燃料プール冷却ポンプにより燃料プール冷却系熱交換器を経由して循環させることで、燃料プールを冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠
設計基準対象施設として使用するスキマサージタンクの容量は、使用済燃料輸送容器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容量 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)を考慮した容量 m³及びタンク底部での渦吸込防止に必要な容量 m³を基にして設定しており、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 15.0m³/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、 m³を上回る 15.0m³とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 個数の設定根拠

スキマサージタンクは、設計基準対象施設として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。

名 称	スキマサージタンク ～ 残留熱除去系分岐部	
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	267.4 / 318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、スキマサージタンクから残留熱除去系分岐部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、燃料プールの水を燃料プール冷却系により冷却するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1、D 2として下記に示す。</p> <p>燃料プール冷却系主配管の設計仕様を表 2.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 静水頭</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、スキマサージタンクが開放型であるため、静水頭とする。</p> <p>本主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とし、静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、燃料プールの保安規定の運転上における上限値 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本主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とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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，318.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□
D 2	318.5	10.3	300	0.06970	□	□	□

名 称		残留熱除去系分岐部 ～ 燃料プール冷却ポンプ
最高使用圧力	MPa	静水頭 / 1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	318.5 / 267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、残留熱除去系分岐部から燃料プール冷却ポンプ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、燃料プールの水を燃料プール冷却系により冷却するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, P 2, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 3, D 4 として下記に示す。</p> <p>燃料プール冷却系主配管の設計仕様を表 2.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 静水頭</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、スキマサージタンクが開放型であるため、静水頭とする。</p> <p>本主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とし、静水頭とする。</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 2 は、燃料プール冷却ポンプ最高吸込圧力及びポンプ定格全揚程を考慮して、1.37MPa とする。</p> <p>本主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とし、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、燃料プールの保安規定の運転上における上限値 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本主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とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	318.5	10.3	300	0.06970	□	□	□
D 4	267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□

名	称	燃料プール冷却ポンプ ～ 燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2 / 216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、燃料プール冷却ポンプから燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器入口ライン分岐部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、燃料プールの水を燃料プール冷却系により冷却するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 5，D 6として下記に示す。</p> <p>燃料プール冷却系主配管の設計仕様を表 2.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、燃料プール冷却ポンプ最高吸込圧力及びポンプ定格全揚程を考慮して、1.37MPaとする。</p> <p>本主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とし、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、燃料プールの保安規定の運転上における上限値65℃を上回る66℃とする。</p> <p>本主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とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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，216.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	165.2	7.1	150	0.01791	□	□	□
D 6	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□

名 称	燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器入口ライン分岐部 ～ 燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器出口ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器入口ライン分岐部から燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器出口ライン合流部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、燃料プールの水を燃料プール冷却系により冷却するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 6として下記に示す。</p> <p>燃料プール冷却系主配管の設計仕様を表 2.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、燃料プール冷却ポンプ最高吸込圧力及びポンプ定格全揚程を考慮して、1.37MPaとする。</p> <p>本主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とし、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、燃料プールの保安規定の運転上における上限値65℃を上回る66℃とする。</p> <p>本主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とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 6	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□

名	称	燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器出口ライン合流部 ～ 燃料プール冷却系熱交換器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	216.3 / 165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器出口ライン合流部から燃料プール冷却系熱交換器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、燃料プールの水を燃料プール冷却系により冷却するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 6、D 5として下記に示す。</p> <p>燃料プール冷却系主配管の設計仕様を表 2.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、燃料プール冷却ポンプ最高吸込圧力及びポンプ定格全揚程を考慮して、1.37MPaとする。</p> <p>本主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とし、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、燃料プールの保安規定の運転上における上限値 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本主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とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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，165.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 6	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□
D 5	165.2	7.1	150	0.01791	□	□	□

名	称	燃料プール冷却系熱交換器 ～ 弁 V216-9
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		165.2 / 216.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、燃料プール冷却系熱交換器から弁 V216-9 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、燃料プールの水を燃料プール冷却系により冷却するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 5，D 6 として下記に示す。</p> <p>燃料プール冷却系主配管の設計仕様を表 2.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 2 は、燃料プール冷却ポンプ最高吸込圧力及びポンプ定格全揚程を考慮して、1.37MPa とする。</p> <p>本主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とし、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、燃料プールの保安規定の運転上における上限値 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本主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とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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，216.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	165.2	7.1	150	0.01791	□	□	□
D 6	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□



名 称	弁 V216-9 ～ 南側散水管分岐部	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、弁 V216-9 から南側散水管分岐部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、燃料プールの水を燃料プール冷却系により冷却するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 6 として下記に示す。</p> <p>燃料プール冷却系主配管の設計仕様を表 2.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 2 は、燃料プール冷却ポンプ最高吸込圧力及びポンプ定格全揚程を考慮して、1.37MPa とする。</p> <p>本主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とし、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、燃料プールの保安規定の運転上における上限値 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本主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とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 6	216.3	8.2	200	0.03138			

名 称	南側散水管分岐部 ～ 残留熱除去系合流部	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、南側散水管分岐部から残留熱除去系合流部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、燃料プールの水を燃料プール冷却系により冷却するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>燃料プール冷却系主配管の設計仕様を表 2.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、燃料プール冷却ポンプ最高吸込圧力及びポンプ定格全揚程を考慮して、1.37MPaとする。</p> <p>本主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とし、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、燃料プールの保安規定の運転上における上限値 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本主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とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□

名	称	残留熱除去系合流部 ～ 燃料プール
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、残留熱除去系合流部から燃料プール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、燃料プールの水を燃料プール冷却系により冷却するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 5として下記に示す。</p> <p>燃料プール冷却系主配管の設計仕様を表 2.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、燃料プール冷却ポンプ最高吸込圧力及びポンプ定格全揚程を考慮して、1.37MPaとする。</p> <p>本主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とし、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、燃料プールの保安規定の運転上における上限値 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本主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とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	165.2	7.1	150	0.01791	□	□	□

名 称	南側散水管分岐部 ～ 燃料プール	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、南側散水管分岐部から燃料プール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、燃料プールの水を燃料プール冷却系により冷却するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 5 として下記に示す。</p> <p>燃料プール冷却系主配管の設計仕様を表 2.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 2 は、燃料プール冷却ポンプ最高吸込圧力及びポンプ定格全揚程を考慮して、1.37MPa とする。</p> <p>本主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とし、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、燃料プールの保安規定の運転上における上限値 65℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本主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とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	165.2	7.1	150	0.01791	□	□	□

表 2.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表 (その1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
スキマサージタンク ～ 残留熱除去系分岐部	静水頭	P 1	66	T 1	267.4	D 1
					318.5 /267.4	—
					318.5 /318.5 /267.4	—
					318.5	D 2
					318.5	—
					318.5 /— /318.5	—
					318.5	—
燃料プール冷却系 残留熱除去系分岐部 ～ 燃料プール冷却ポンプ	静水頭	P 1	66	T 1	318.5	—
					318.5	D 3
	1.37	P 2	66	T 1	318.5	D 3
					318.5	—
					318.5 /318.5	—
					318.5 /—	—
					318.5 /318.5 /267.4	—
					318.5 /267.4	—
					267.4	D 4
					267.4	—
267.4 /216.3	—					

S2 補 VI-1-1-5-2 R0

表 2.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表 (その2)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
燃料 プ ール 冷 却 系	燃料プール冷却ポンプ ～ 燃料プール冷却系ろ過 脱塩装置ろ過脱塩器入 口ライン分岐部	1.37	P 2	66	T 1	216.3	—
	/165.2					—	
	165.2					D 5	
	165.2					—	
	216.3					—	
	/216.3					—	
	/165.2					—	
	216.3	D 6					
	216.3	—					
	216.3	—					
	/216.3	—					
	/—	—					
	燃料プール冷却系ろ過 脱塩装置ろ過脱塩器入 口ライン分岐部 ～ 燃料プール冷却系ろ過 脱塩装置ろ過脱塩器出 口ライン合流部	1.37	P 2	66	T 1	216.3	D 6
	216.3					—	
	216.3					D 6	
	216.3					—	
	216.3					D 6	
	216.3	D 6					
燃料プール冷却系ろ過 脱塩装置ろ過脱塩器出 口ライン合流部 ～ 燃料プール冷却系熱交 換器	1.37	P 2	66	T 1	216.3	—	
/—					—		
/216.3					—		
216.3					D 6		
216.3					—		
/216.3					—		
/165.2					—		
216.3	—						
/165.2	—						
165.2	D 5						
165.2	—						
165.2	—						
/165.2	—						
/—	—						

S2 補 VI-1-1-5-2 R0

表 2.1-1 燃料プール冷却系主配管の設計仕様表 (その3)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
燃料 プール 冷却系	燃料プール冷却系熱交換器 ～ 弁V216-9	1.37	P 2	66	T 1	165.2	D 5
						165.2	—
						216.3 /216.3	—
						165.2 /165.2	—
						—	—
						216.3 /165.2	—
						216.3	D 6
						216.3	—
	弁V216-9 ～ 南側散水管分岐部	1.37	P 2	66	T 1	216.3	D 6
						216.3	—
						267.4 /216.3	—
						267.4 /267.4	—
	南側散水管分岐部 ～ 残留熱除去系合流部	1.37	P 2	66	T 1	267.4	D 7
	残留熱除去系合流部 ～ 燃料プール	1.37	P 2	66	T 1	267.4 /—	—
						—	—
165.2						D 5	
165.2						—	
南側散水管分岐部 ～ 燃料プール	1.37	P 2	66	T 1	165.2	D 5	
					165.2	—	
					165.2	—	

S2 補 VI-1-1-5-2 R0

3.2 燃料プールスプレイ系

名	称	大量送水車
容	量	m ³ /h/個
吐	出	圧
力	MPa	48 以上, 48 以上, 48 以上, 120 以上, 70 以上, 120 以上, 120 以上, 120 以上, 120 以上, 150 以上 (168 以上)
最高使用圧力	MPa	1.36 以上, 0.48 以上, 1.36 以上, 1.58 以上, 1.21 以上, 0.33 以上, 0.99 以上, 1.38 以上, 1.37 以上, 1.44 以上 (0.85 以上)
最高使用温度	℃	<input type="text"/>
原動機出力	kW/個	<input type="text"/>
個	数	—
		4 (予備 1)
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールスプレイ系)として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。</p> <p>大量送水車は、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、残留熱除去系(燃料プール冷却)及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合において、大量送水車により、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、燃料プールスプレイ系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッドから燃料プールへ注水することで、燃料プールの水位を維持できる設計とする。</p> <p>大量送水車は、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合において、大量送水車より、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、燃料プールスプレイ系配管又はホース等を経由しては可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッドから燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

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（低圧原子炉代替注水系）として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

大量送水車は、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）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合において、大量送水車により、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、低圧原子炉代替注水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）として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

大量送水車は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、重大事故等時において、大量送水車により、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、ホース等を経由して低圧原子炉代替注水槽へ重大事故等の収束に必要な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（格納容器代替スプレイ系）として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

大量送水車は、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（格納容器冷却モード）の機能が喪失した場合において、大量送水車により、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、格納容器代替スプレイ系等を経由して A-ドライウェルスプレイ管及び B-ドライウェルスプレイ管からドライウェルス内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

大量送水車は、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。

【設 定 根 拠】（続き）

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、大量送水車により、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、格納容器代替スプレイ系等を経由して A-ドライウェルスプレイ管及び B-ドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度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（ペDESTAL代替注水系）として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

大量送水車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、大量送水車により、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、ペDESTAL代替注水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

大量送水車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・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、大量送水車により、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、低圧原子炉代替注水系等を経由し、原子炉圧力容器に注水することで熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

重大事故等時に使用する大量送水車は、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（低圧原子炉代替注水系）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（格納容器代替スプレイ系）としての原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する機能を有する。

重大事故等時の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において実施するケースは、「全交流動力電源喪失（長期TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、「全交流動力電源喪失（TBD）」又は「全交流動力電源喪失（TBP）」である。この場合、原子炉圧力容器への注水流量 30m³/h 及び原子炉格納容器内へのスプレイ流量 120m³/h で同時に実施できる設計とする。

【設 定 根 拠】（続き）

1. 容量の設定根拠

- (1) 燃料プールへ注水する場合の容量（可搬型スプレイノズル使用時） 48m³/h/個以上
大量送水車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ノズルを用いた燃料プールへの注水に使用する場合は、燃料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燃料プールへの注水量が48m³/hであることから、48m³/h/個以上とする。
- (2) 燃料プールへ注水する場合の容量（常設スプレイヘッド使用時） 48m³/h/個以上
大量送水車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ドを用いた燃料プールへの注水に使用する場合は、燃料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燃料プールへの注水量が48m³/hであることから、48m³/h/個以上とする。
- (3) 燃料プールへスプレイする場合の容量（可搬型スプレイノズル使用時） 48m³/h/個以上
大量送水車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ノズルを用いた燃料プールへのスプレイに使用する場合は、VI-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。
- (4) 燃料プールへスプレイする場合の容量（常設スプレイヘッド使用時） 120m³/h/個以上
大量送水車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ドを用いた燃料プールへのスプレイに使用する場合は、VI-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、120m³/h/個以上とする。

【設 定 根 拠】（続き）(5) 原子炉圧力容器へ注水する場合の容量 70m³/h/個以上

大量送水車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（低圧原子炉代替注水系）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（低圧原子炉代替注水系）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（長期TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、「全交流動力電源喪失（TBD）」又は「全交流動力電源喪失（TBP）」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70m³/hであることから、70m³/h/個以上とする。

(6) 低圧原子炉代替注水槽へ供給する場合の容量 120m³/h/個以上

大量送水車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）として低圧原子炉代替注水槽への供給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、「高圧・低圧注水機能喪失」において有効性が確認されている低圧原子炉代替注水槽への供給流量が120m³/hであることから、120m³/h/個以上とする。

(7) 輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ供給する場合の容量 120m³/h/個以上

大量送水車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）として輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への供給に使用する場合の容量は、重大事故等の収束に必要な量の水源を確保するための供給流量が120m³/hであることから、120m³/h/個以上とする。

(8) 原子炉格納容器へスプレイする場合の容量 120m³/h/個以上

大量送水車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（格納容器代替スプレイ系）として原子炉格納容器スプレイ時に使用する場合の容量は、炉心損傷防止対策及び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・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失（長期TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、「全交流動力電源喪失（TBD）」、「全交流動力電源喪失（TBP）」、「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」、「LOCA時注水機能喪失」、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」、「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－冷却材相互作用」又は「溶融炉心・コンクリート相互作用」において有効性が確認されている原子炉格納容器へのスプレイ流量が120m³/hであることから、120m³/h/個以上とする。

【設 定 根 拠】（続き）

- (9) 原子炉格納容器下部へ注水する場合の容量 120m³/h/個以上

大量送水車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（ペDESTAL代替注水系）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原子炉格納容器下部への注水流量が 120m³/h であることから、120m³/h/個以上とする。

- (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 150m³/h/個以上

大量送水車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（低圧原子炉代替注水系）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（格納容器代替スプレイ系）として原子炉圧力容器への注水及び原子炉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、炉心損傷防止防止対策及び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、「全交流動力電源喪失（長期TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、「全交流動力電源喪失（TBD）」又は「全交流動力電源喪失（TBP）」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30m³/h、原子炉格納容器内へのスプレイ流量が120m³/hであることから、150m³/h/個以上とする。

公称値について大量送水車は、消防法に基づく技術上の規格（A-1級）を満足するものを採用していることから、その規格条要求される容量168m³/h/個以上とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 吐出圧力の設定根拠

- (1) 燃料プールへ注水する場合の吐出圧力（可搬型スプレイノズル使用時） 1.36MPa 以上
 大量送水車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ノズルを用いた燃料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原子炉建物南側扉を使用する場合の水源と移送先の圧力差，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。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.01MPa
② 静水頭	: 約-0.26MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.47MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.09MPa
⑤ 機器及び配管*・弁類圧損	: 約 0.53MPa
⑥ 系統要求値（①-②+③+④+⑤の合計）	: 約 1.36MPa

以上より，可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールへの注水に使用する大量送水車の吐出圧力は1.36MPa以上とする。

注記*：原子炉建物南側扉を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m ホース
- ・可搬型スプレイノズル

なお原子炉建物機器搬出入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 1.36MPa を下回る。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m ホース
- ・可搬型スプレイノズル

【設 定 根 拠】（続き）

(2) 燃料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） 0.48MPa 以上

大量送水車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燃料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燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ）接続口（南）を使用する場合の水源と移送先の圧力差，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。

- | | |
|-----------------------|-------------|
| ① 水源と移送先の圧力差 | : 約 0.01MPa |
| ② 静水頭 | : 約-0.26MPa |
| ③ ホース*圧損 | : 約 0.02MPa |
| ④ ホース*湾曲による影響 | : 約 0.01MPa |
| ⑤ 機器及び配管*・弁類圧損 | : 約 0.18MPa |
| ⑥ 系統要求値（①-②+③+④+⑤の合計） | : 約 0.48MPa |

以上より，常設スプレイヘッダを用いた燃料プールへの注水に使用する大量送水車の吐出圧力は0.48MPa 以上とする。

注記*：燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ）接続口（南）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ）及び（西）
～スプレイライン連絡管合流部
- ・スプレイライン連絡管合流部～燃料プールのスプレイ管
- ・スプレイライン連絡管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 20m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1mホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

なお，燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ）接続口（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約 0.48MPa を下回る。

- ・燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ）接続口（南）及び（西）
～スプレイライン連絡管合流部
- ・スプレイライン連絡管合流部～燃料プールのスプレイ管
- ・スプレイライン連絡管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1mホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

【設定根拠】(続き)

(3) 燃料プールへスプレイする場合の吐出圧力 (可搬型スプレイノズル使用時)

1. 36MPa 以上

大量送水車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ノズルを用いた燃料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原子炉建物南側扉を使用する場合の水源と移送先の圧力差、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。

- | | |
|------------------------|-------------|
| ① 水源と移送先の圧力差 | : 約 0.01MPa |
| ② 静水頭 | : 約-0.26MPa |
| ③ ホース*圧損 | : 約 0.47MPa |
| ④ ホース*湾曲による影響 | : 約 0.09MPa |
| ⑤ 機器及び配管*・弁類圧損 | : 約 0.53MPa |
| ⑥ 系統要求値 (①-②+③+④+⑤の合計) | : 約 1.36MPa |

以上より、可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールへのスプレイに使用する大量送水車の吐出圧力は 1.36MPa 以上とする。

注記* : 原子炉建物南側扉を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m ホース
- ・可搬型スプレイノズル

なお原子炉建物機器搬出入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 1.36MPa を下回る。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m ホース
- ・可搬型スプレイノズル

【設 定 根 拠】(続き)

(4) 燃料プールへスプレイする場合の吐出圧力（常設スプレイヘッド使用時）1.58MPa 以上
 大量送水車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ドを用いた燃料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燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（南）を使用する場合の水源と移送先の圧力差，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。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.01MPa
② 静水頭	: 約 0.11MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.43MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.01MPa
⑤ 機器及び配管*・弁類圧損	: 約 1.24MPa
⑥ 系統要求値（①-②+③+④+⑤の合計）	: 約 1.58MPa

以上より，常設スプレイヘッドを用いた燃料プールへのスプレイに使用する大量送水車の吐出圧力は 1.58MPa 以上とする。

注記*：燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（南）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（南）及び（西）～スプレイライン連絡管合流部
- ・スプレイライン連絡管合流部～燃料プールスプレイ管
- ・スプレイライン連絡管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

なお，燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（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約 1.58MPa を下回る。

- ・燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（南）及び（西）～スプレイライン連絡管合流部
- ・スプレイライン連絡管合流部～燃料プールスプレイ管
- ・スプレイライン連絡管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

【設 定 根 拠】(続き)

(5) 原子炉压力容器へ注水する場合の吐出圧力 1.21MPa 以上

大量送水車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（低圧原子炉代替注水系）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（低圧原子炉代替注水系）として原子炉压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低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）を使用する場合の水源と移送先の圧力差，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。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.86MPa
② 静水頭	: 約-0.15MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.04MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.01MPa
⑤ 機器及び配管*・弁類圧損	: 約 0.15MPa
⑥ 系統要求値（①-②+③+④+⑤の合計）	: 約 1.21MPa

以上より，低圧原子炉代替注水系（可搬型）として原子炉压力容器への注水に使用する大量送水車の吐出圧力は 1.21MPa 以上とする。

注記*：低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部
- ・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部
～原子炉压力容器
- ・ 大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・ 大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・ 大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・ 大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・ 大量送水車出口ライン送水用 10m ホース

【設 定 根 拠】(続き)

なお低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は（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約 1.21MPa を下回る。

- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部
～残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部
- ・残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部
～低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部
～低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部～原子炉压力容器
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部
～原子炉压力容器
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

(6) 低圧原子炉代替注水槽へ供給する場合の吐出圧力 0.33MPa 以上

大量送水車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）として低圧原子炉代替注水槽へ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 2 号取水槽を水源としたホース敷設ルート（西側道路）を使用する場合の水源と移送先の圧力差，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。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.00MPa
② 静水頭	: 約-0.06MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.11MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.01MPa
⑤ 機器及び配管・弁類圧損	: 約 0.15MPa
⑥ 系統要求値（①-②+③+④+⑤の合計）	: 約 0.33MPa

【設 定 根 拠】(続き)

以上より、水の供給設備として低圧原子炉代替注水槽へ供給に使用する大量送水車の吐出圧力は0.33MPa以上とする。

注記*：2号取水槽を水源としたホース敷設ルート（西側道路）を使用する場合は以下のホースを使用する。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

なお輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）を水源としたホース敷設ルート（南側法面）を使用する場合のホースは以下の通りであり、必要となる吐出圧力約0.33MPaを下回る。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 20m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

- (7) 輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ供給する場合の吐出圧力 0.99MPa 以上
 大量送水車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）として輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ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2号取水槽を水源としたホース敷設ルート（西側道路）を使用する場合の水源と移送先の圧力差、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。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.00MPa
② 静水頭	: 約-0.42MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.52MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.02MPa
⑤ 機器及び配管・弁類圧損	: 約 0.03MPa
⑥ 系統要求値（①-②+③+④+⑤の合計）	: 約 0.99MPa

【設 定 根 拠】（続き）

以上より，水の供給設備として輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ供給に使用する大量送水車の吐出圧力は0.99MPa以上とする。

注記*：2号取水槽を水源としたホース敷設ルート（西側道路）を使用する場合は以下のホースを使用する。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

なお2号取水槽を水源としたホース敷設ルート（2号開閉所）を使用する場合のホースは以下の通りであり，必要となる吐出圧力約0.99MPaを下回る。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

(8) 原子炉格納容器へスプレイする場合の吐出圧力 1.38MPa 以上

大量送水車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（格納容器代替スプレイ系）として原子炉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格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用する場合の水源と移送先の圧力差，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。

- | | |
|-----------------------|-------------|
| ① 水源と移送先の圧力差 | : 約 0.64MPa |
| ② 静水頭 | : 約 0.24MPa |
| ③ ホース*圧損 | : 約 0.43MPa |
| ④ ホース*湾曲による影響 | : 約 0.01MPa |
| ⑤ 機器及び配管*・弁類圧損 | : 約 0.54MPa |
| ⑥ 系統要求値（①－②＋③＋④＋⑤の合計） | : 約 1.38MPa |

【設 定 根 拠】（続き）

以上より，格納容器代替スプレイ系（可搬型）として原子炉格納容器に使用する大量送水車の吐出圧力は 1.38MPa 以上とする。

注記＊：格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）～A-格納容器代替スプレイライン合流部
- ・A-格納容器代替スプレイライン合流部～A-ドライウエルスプレイ管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 10m ホース

なお格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）又は（屋内）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 1.38MPa を下回る。

- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）
～格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
～残留熱代替除去系スプレイライン合流部
- ・残留熱代替除去系スプレイライン合流部
～B-格納容器代替スプレイライン合流部
- ・B-格納容器代替スプレイライン合流部～B-ドライウエルスプレイ管
- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）
～格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

【設 定 根 拠】（続き）

(9) 原子炉格納容器下部へ注水する場合の吐出圧力 1.37MPa 以上

大量送水車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（ペDESTAL代替注水系）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ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）を使用する場合の水源と移送先の圧力差、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。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.10MPa
② 静水頭	: 約 0.42MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.42MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.02MPa
⑤ 機器及び配管*・弁類圧損	: 約 1.25MPa
⑥ 系統要求値（①-②+③+④+⑤の合計）	: 約 1.37MPa

以上より、ペDESTAL代替注水系（可搬型）として原子炉格納容器下部注水に使用する大量送水車の吐出圧力は1.37MPa 以上とする。

【設 定 根 拠】（続き）

注記*：ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）
～ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
～ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
～ペDESTAL代替注水系合流部
- ・ペDESTAL代替注水系合流部～弁 MV272-196
- ・弁 MV272-196～弁 V272-3
- ・弁 V272-3～ペDESTAL
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 10m ホース

【設 定 根 拠】（続き）

なおペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）又は（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約 1.37MPa を下回る。

- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）
～ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
～ペDESTAL代替注水系合流部
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）
～ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
～ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・ペDESTAL代替注水系合流部～弁 MV272-196
- ・弁 MV272-196～弁 V272-3
- ・弁 V272-3～ペDESTAL
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

- (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吐出圧力 1.44MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設の非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）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（格納容器代替スプレイ系）として原子炉圧力容器への注水及び原子炉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低圧原子炉代替注水系及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用する場合の水源と移送先の圧力差，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。

- | | |
|-----------------------|-------------|
| ① 水源と移送先の圧力差 | : 約 0.43MPa |
| ② 静水頭 | : 約 0.24MPa |
| ③ ホース*圧損 | : 約 0.66MPa |
| ④ ホース*湾曲による影響 | : 約 0.02MPa |
| ⑤ 機器及び配管*・弁類圧損 | : 約 0.57MPa |
| ⑥ 系統要求値（①－②＋③＋④＋⑤の合計） | : 約 1.44MPa |

【設 定 根 拠】(続き)

以上より、低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）として原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器スプレイを同時に実施する場合に使用する大量送水車の吐出圧力は 1.44MPa 以上とする。

注記＊：低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部
- ・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部
～残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部
- ・ 残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部
～低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部
- ・ 低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部
～低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部
- ・ 低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部～原子炉圧力容器
- ・ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）
～A-格納容器代替スプレイライン合流部
- ・ A-格納容器代替スプレイライン合流部～A-ドライウェルスプレイ管
- ・ 大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・ 大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・ 大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

【設 定 根 拠】(続き)

なお低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（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約 1.44MPa を下回る。

- ・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部
- ・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部
～原子炉圧力容器
- ・ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）
～格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
～残留熱代替除去系スプレイライン合流部
- ・ 残留熱代替除去系スプレイライン合流部
～B-格納容器代替スプレイライン合流部
- ・ B-格納容器代替スプレイライン合流部～B-ドライウェルスプレイ管
- ・ 大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・ 大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・ 大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・ 大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

公称値については、大量送水車は消防法に基づく技術上の規格（A-1 級）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. 最高使用圧力の設定根拠

大量送水車を重大事故等時において使用する場合の圧力は、ポンプの吐出圧力 1.58MPa を上回る圧力として MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

大量送水車を重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 35℃及び海水の温度 30℃を上回る ℃とする。

【設 定 根 拠】(続き)

5. 原動機出力

大量送水車の原動機出力は、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。

大量送水車の流量が 120m³/h、吐出圧力が 1.58MPa、その時の当該ポンプの必要軸動力は、約 kW となる。

以上より、大量送水車の原動機出力は、 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

大量送水車（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燃料プールへ注水又はスプレーするため等にの必要な個数が 1 基あたり 2 個を 1 セットとして、2 セット 4 個の合計 4 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	可搬型ストレーナ
容	量	m ³ /h/個
最高使用圧力	MPa	48 以上, 48 以上, 48 以上, 120 以上, 70 以上, 120 以上, 120 以上, 120 以上, 150 以上 (120)
最高使用温度	℃	1.60
個	数	—
		4 (予備 1)
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プールスプレイ系) として使用する可搬型ストレーナは、以下の機能を有する。</p> <p>可搬型ストレーナは、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、残留熱除去系 (燃料プール冷却) 及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合において、大量送水車により、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、可搬型ストレーナ、燃料プールスプレイ系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッドから燃料プールへ注水することで、燃料プールの水位を維持できる設計とする。</p> <p>可搬型ストレーナは、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合において、大量送水車により、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、可搬型ストレーナ、燃料プールスプレイ系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッドから燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧原子炉代替注水系) として使用する可搬型ストレーナは、以下の機能を有する。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

可搬型ストレーナは、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）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合において、大量送水車により、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、可搬型ストレーナ、低圧原子炉代替注水系等を経由して原子炉格納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）として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

可搬型ストレーナは、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な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な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、大量送水車により、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、可搬型ストレーナ、ホース等を経由して低圧原子炉代替注水槽へ重大事故等の収束に必要な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（格納容器代替スプレイ系）として使用する可搬型ストレーナは、以下の機能を有する。

可搬型ストレーナは、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（格納容器冷却モード）の機能が喪失した場合において、大量送水車により、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、可搬型ストレーナ、格納容器代替スプレイ系等を経由してA-ドライウエルスプレイ管及びB-ドライウエルスプレイ管からドライウエル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

可搬型ストレーナは、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、大量送水車により、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、可搬型ストレーナ、格納容器代替スプレイ系等を経由してA-ドライウエルスプレイ管及びB-ドライウエルスプレイ管からドライウエル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる設計とする。

【設定根拠】（続き）

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（ペDESTAL代替注水系）として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

可搬型ストレーナは、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大量送水車により、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、可搬型ストレーナ、ペDESTAL代替注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（低圧原子炉代替注水系）として使用する可搬型ストレーナは、以下の機能を有する。

可搬型ストレーナは、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、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・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、大量送水車により、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、可搬型ストレーナ、低圧原子炉代替注水系等を経由して、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。

重大事故等時に使用する可搬型ストレーナは、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（低圧原子炉代替注水系）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（格納容器代替スプレイ系）としての原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する機能を有する。

重大事故等時の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において実施するケースは、「全交流動力電源喪失（長期TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、「全交流動力電源喪失（TBD）」又は「全交流動力電源喪失（TBP）」である。この場合、原子炉圧力容器への注水流量 30m³/h 及び原子炉格納容器内へのスプレイ流量 120m³/h で同時に実施できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

- (1) 燃料プールへ注水する場合の容量（可搬型スプレイノズル使用時） 48m³/h/個以上

可搬型ストレーナを重大事故等時に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ノズルを用いた燃料プールへの注水に使用する場合の容量は、大量送水車によりホース及び原子炉建物南側扉等を経由し供給する際に、可搬型ストレーナは燃料プールスプレイ系に2個取り付けられるものであるため、そのときの大量送水車の容量 48m³/h/個以上より 48m³/h/個以上とする。

【設 定 根 拠】（続き）

- (2) 燃料プールへ注水する場合の容量（常設スプレイヘッド使用時） 48m³/h/個以上
可搬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ドを用いた燃料プールへの注水に使用する場合の容量は、大量送水車によりホース及び接続口を経由し供給する際に、可搬型ストレーナは燃料プールのスプレイ系に 2 個取り付けられるものであるため、そのときの大量送水車の容量 48m³/h/個以上より 48m³/h/個以上とする。
- (3) 燃料プールへスプレイする場合の容量（可搬型スプレイノズル使用時） 48m³/h/個以上
可搬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ノズルを用いた燃料プールへのスプレイに使用する場合の容量は、大量送水車によりホース及び原子炉建物南側扉等を経由し供給する際に、可搬型ストレーナは燃料プールのスプレイ系に 2 個取り付けられるものであるため、そのときの大量送水車の容量 48m³/h/個以上より 48m³/h/個以上とする。
- (4) 燃料プールへスプレイする場合の容量（常設スプレイヘッド使用時） 120m³/h/個以上
可搬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ドを用いた燃料プールへの注水に使用する場合の容量は、大量送水車によりホース及び接続口を経由し供給する際に、可搬型ストレーナは燃料プールのスプレイ系に 2 個取り付けられるものであるため、そのときの大量送水車の容量 120m³/h/個以上より 120m³/h/個以上とする。
- (5) 原子炉圧力容器へ注水する場合の容量 70m³/h/個以上
可搬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（低圧原子炉代替注水系）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（低圧原子炉代替注水系）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、大量送水車によりホース及び接続口を経由し供給する際に、可搬型ストレーナは低圧原子炉代替注水系に 2 個取り付けられるものであるため、そのときの大量送水車の容量 70m³/h/個以上より 70m³/h/個以上とする。
- (6) 低圧原子炉代替注水槽へ供給する場合の容量 120m³/h/個以上
可搬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）として低圧原子炉代替注水槽への供給に使用する場合の容量は、大量送水車によりホースを経由し供給する際に、可搬型ストレーナは供給ラインに 2 個取り付けられるものであるため、そのときの大量送水車の容量 120m³/h/個以上より 120m³/h/個以上とする。

【設 定 根 拠】（続き）

- (7) 原子炉格納容器へスプレイする場合の容量 120m³/h/個以上

可搬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安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として原子炉格納容器スプレイ時に使用する場合の容量は、大量送水車によりホース及び接続口を経由し供給する際に、可搬型ストレーナは格納容器代替スプレイ系に2個取り付けられるものであるため、そのときの大量送水車の容量120m³/h/個以上より120m³/h/個以上とする。

- (8) 原子炉格納容器下部へ注水する場合の容量 120m³/h/個以上

可搬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安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ペDESTAL代替注水系）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、大量送水車によりホース及び接続口を経由し供給する際に、可搬型ストレーナはペDESTAL代替注水系に2個取り付けられるものであるため、そのときの大量送水車の容量120m³/h/個以上より120m³/h/個以上とする。

- (9) 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 150m³/h/個以上

可搬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（低圧原子炉代替注水系）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（格納容器代替スプレイ系）として原子炉圧力容器注水及び原子炉格納容器スプレイを同時に実施する場合の容量は、大量送水車によりホース及び接続口を経由し供給する際に、可搬型ストレーナは低圧原子炉代替注水系及び格納容器代替スプレイ系に2個取り付けられるものであるため、そのときの大量送水車の容量150m³/h/個以上より150m³/h/個以上とする。

公称値についてはメーカー規格値である120m³/h/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

可搬型ストレーナを重大事故等時において使用する場合の圧力は、接続先のホースと同じ1.60MPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠

可搬型ストレーナを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等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の温度35℃及び海水の温度30℃を上回る ℃とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

可搬型ストレーナは、重大事故等対処設備として淡水又は海水中に含まれる異物を除去するために必要な個数が1基あたり2個を1セットとして、2セット合計4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	燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)接続口(南)及び(西)～ スプレイライン連絡管合流部
最高使用圧力	MPa	2.45
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)接続口(南)及び(西)からスプレイライン連絡管合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として大量送水車により淡水又は海水を水源として燃料プールへスプレイするために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1として下記に示す。</p> <p>燃料プールスプレイ系主配管の設計仕様を表 2.2-1 燃料プールスプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 2.45MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力P1は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力1.6MPaを上回る圧力とし、2.45MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 66℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用温度T1は、屋外設計外気条件の最高使用温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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又は海水であるため、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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における燃料プールへの必要注水流量

名	称	スプレイライン連絡管合流部 ～ 燃料プールスプレイ管
最高使用圧力	MPa	2.45
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、スプレイライン連絡管合流部から燃料プールスプレイ管までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として外部水源を大量送水車により燃料プールへスプレイするために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>燃料プールスプレイ系主配管の設計仕様を表 2.2-1 燃料プールスプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p style="padding-left: 2em;"><u>P 1 : 2.45MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力 P 1 は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 1.6MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p style="padding-left: 2em;"><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、屋外設計外気条件の最高使用温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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又は海水であるため、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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における燃料プールへの必要注水流量

名	称	スプレイライン連絡管
最高使用圧力	MPa	2.45
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉建物南側スプレイライン配管と原子炉建物西側スプレイライン配管を接続する連絡配管であり、重大事故等対処設備として燃料プールへスプレイするために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1として下記に示す。</p> <p>燃料プールのスプレイ系主配管の設計仕様を表 2.2-1 燃料プールのスプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 2.45MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力P1は、重大事故等時における大量送水車の最高仕様圧力1.6MPaを上回る圧力とし、2.45MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 66℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用温度T1は、屋外設計外気条件の最高使用温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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又は海水であるため、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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における燃料プールへの必要注水流量

表 2.2-1 燃料プールスプレイ系主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
燃料 プ ール ス プ レ イ 系	燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) 接続口 (南) 及び (西) ～ スプレイライン連絡管 合流部	2.45*	P 1	66*	T 1	165.2	—
						/114.3	—
						114.3	D 1
	スプレイライン連絡管 合流部 ～ 燃料プールスプレイ管	2.45*	P 1	66*	T 1	114.3	—
						/114.3	—
						/114.3	D 1
						114.3	—
	スプレイライン連絡管	2.45*	P 1	66*	T 1	114.3	D 1
114.3						—	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

名	称	大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
最高使用圧力	MPa	<input type="text"/>
最高使用温度	℃	<input type="text"/>
外 径	—	150A
個 数	—	2 (予備 1)

【設 定 根 拠】

(概 要)

本ホースは、附属水中ポンプと大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管を接続するホースであり、重大事故等対処設備として、附属水中ポンプより海水を大量送水車に送水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合は、

とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等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。

3. 外径の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合は、接続する異形媒介金具の呼び径に合わせて 150A とする。

4. 個数の設定根拠

本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として、2号取水槽を水源とした大量送水車までの必要な本数であり、2セット2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	大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
最高使用圧力	MPa	<input type="text"/>
最高使用温度	℃	<input type="text"/>
外	径	—
個	数	—
		100A
		4 (予備 1)

【設 定 根 拠】

(概 要)

本ホースは、大量送水車入口ライン取水用 10m ホースと大量送水車を接続するホースであり、重大事故等対処設備として、附属水中ポンプにより海水を大量送水車に送水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合は、

とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等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。

3. 外径の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合は、接続する異形媒介金具の呼び径に合わせて 100A とする。

4. 個数の設定根拠

本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として 2 号取水槽を水源とした大量送水車までの必要な本数であり、2 セット 4 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	大量送水車入口ライン取水用 10m ホース	
最 高 使 用 圧 力	MPa	<input type="text"/>
最 高 使 用 温 度	℃	<input type="text"/>
外 径	—	150A
個 数	—	6 (予備 1)

【設 定 根 拠】

(概 要)

本ホースは、附属水中ポンプと大量送水車を接続するホースであり、重大事故等対処設備として、附属水中ポンプにより淡水を大量送水車へ送水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は、
とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、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の温度 35℃及び海水の温度 30℃を上回る ℃とする。

3. 外径の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する大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. 個数の設定根拠

本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として、輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車までの必要な本数であり、2 セット 6 本に、本ホースは保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せずに、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	大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース	
最高使用圧力	MPa	1.60
最高使用温度	℃	<input type="checkbox"/>
外 径	—	150A
個 数	—	112 (予備 4)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>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、大量送水車により淡水又は海水を燃料プール、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、原子炉圧力容器下部へ注水又はスプレイ、大量送水車により淡水又は海水を低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ供給するために設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大量送水車と大量送水車出口ライン送水用 20m ホース ・大量送水車と燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ）接続口（南）又は（西） ・大量送水車と低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南），（西）又は（屋内） ・大量送水車と格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南），（西）又は（屋内） ・大量送水車とペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南），（西）又は（屋内） ・大量送水車と低圧原子炉代替注水槽 ・大量送水車と輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2） <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は、<input type="checkbox"/> <input type="checkbox"/> 1.60MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、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の温度 35℃及び海水の温度 30℃を上回る <input type="checkbox"/>℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失上許容できる外径を選定する。 大量送水車の 2. 吐出圧力の設定根拠のホース圧損算出条件である、150A（呼び径）を本ホースの外径とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

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輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による原子炉建物南側扉を使用した燃料プールへの注水又はスプレイ、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又はタービン建物大物搬入口を使用した原子炉压力容器への注水、低圧原子炉代替注水槽への供給を組み合わせた場合に必要な本数である。

燃料プールへの注水又はスプレイに必要な26本（50m：11本，10m：8本，5m：1本，1m：6本），原子炉压力容器への注水に必要な23本（50m：11本，10m：5本，5m：1本，1m：6本）と37本（50m：32本，1m：5本），低圧原子炉代替注水槽への供給に必要な30本（50m：15本，10m：8本，5m：1本，1m：6本）である。

2号取水槽を水源とした大量送水車による原子炉建物南側扉を使用した燃料プールへの注水又はスプレイ、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又はタービン建物大物搬入口を使用した原子炉压力容器への注水、低圧原子炉代替注水槽又は輪谷貯水槽（西2）への供給を組み合わせた場合に必要な本数である。

燃料プールへの注水又はスプレイに必要な26本（50m：12本，10m：8本，5m：1本，1m：5本），原子炉压力容器への注水に必要な25本（50m：10本，10m：9本，5m：1本，1m：5本）と7本（50m：2本，10m：1本，1m：4本），低圧原子炉代替注水槽又は輪谷貯水槽（西2）への供給に必要な26本（50m：12本，10m：8本，5m：1本，1m：5本）と33本（50m：32本，10m：1本）である。各ホース毎の必要最大数の合計56本を2セット112本とし、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、故障時のバックアップ用として予備4本とし、分散して保管する。

名 称	大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース	
最高使用圧力	MPa	1.60
最高使用温度	℃	<input type="checkbox"/>
外 径	—	100A
個 数	—	24 (予備 4)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>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、大量送水車により淡水又は海水を燃料プール、原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は原子炉圧力容器下部へ注水又はスプレイ、大量送水車により淡水又は海水を低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ供給するために設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大量送水車と大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース ・可搬型ストレーナと大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は、<input type="checkbox"/> <input type="text"/> <input type="checkbox"/> 1.60MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、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の温度 35℃及び海水の温度 30℃を上回る <input type="checkbox"/>℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失上許容できる外径を選定する。 大量送水車の 2. 吐出圧力の設定根拠のホース圧損算出条件である、100A（呼び径）を本ホースの外径とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 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輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による原子炉建物南側扉を使用した燃料プールへの注水又はスプレイ、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又はタービン建物大物搬入口を使用した原子炉圧力容器への注水、低圧原子炉代替注水槽への供給を組み合わせる場合に必要の本数である。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

燃料プールへの注水又はスプレイに必要な9本（20m：3本，5m：1本，2m：4本，1m：1本），原子炉圧力容器への注水に必要な9本（20m：3本，5m：1本，2m：4本，1m：1本）と5本（5m：1本，2m：4本），低圧原子炉代替注水槽への供給に必要な11本（20m：5本，5m：1本，2m：4本，1m：1本）である。

2号取水槽を水源とした大量送水車による原子炉建物南側扉を使用した燃料プールへの注水又はスプレイ，低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又はタービン建物大物搬入口を使用した原子炉圧力容器への注水，低圧原子炉代替注水槽又は輪谷貯水槽（西2）への供給を組み合わせた場合に必要な本数である。

燃料プールへの注水又はスプレイに必要な7本（5m：2本，2m：4本，1m：1本），原子炉圧力容器への注水に必要な7本（5m：2本，2m：4本，1m：1本）と6本（5m：2本，2m：4本），低圧原子炉代替注水槽又は輪谷貯水槽（西2）への供給に必要な7本（5m：2本，2m：4本，1m：1本）と1本（5m：1本）である。各ホース毎の必要最大数の合計12本を2セット24本とし，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，故障時のバックアップ用として予備4本とし，分散して保管する。

名	称	大量送水車出口ライン送水用 20m ホース
最高使用圧力	MPa	1.60
最高使用温度	℃	<input type="checkbox"/>
外 径	—	75A
個 数	—	22 (予備 1)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ホースは、大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホースと可搬型スプレイノズルを接続するホースであり、重大事故等対処設備として、淡水又は海水を大量送水車から燃料プールへ注水又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合は、<input type="checkbox"/> <input type="text"/> MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等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の温度 35℃及び海水の温度 30℃を上回る <input type="checkbox"/>℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合は、圧力損失上許容できる外径を選定する。 大量送水車の 2. 吐出圧力の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。</p> <p>4. 個数の設定根拠 本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として、大量送水車より淡水又海水を燃料プールへ注水又はスプレイするためのに必要な本数であり、2 セット 22 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、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。</p>		

名	称	可搬型スプレインズル
最高使用圧力	MPa	1.60
最高使用温度	℃	□
外径	—	65A
個数	—	2 (予備 1)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、大量送水車出口ライン送水用 20m ホースと接続する可搬型配管であり、重大事故等対処設備として、大量送水車により淡水又は海水を燃料プールへ注水又はスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等において使用する場合の圧力は、重大事故等に可搬型スプレインズルを用いた燃料プールへの注水又はスプレイに使用する場合の大量送水車の吐出圧力 1.36MPa を上回る 1.60MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、大量送水車出口ライン送水用 20m ホースの重大事故等時における使用温度と同じ □℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失上許容できる外径を選定する。</p> <p>大量送水車の 2. 吐出圧力の設定根拠の配管圧損算出条件である、65A (呼び径) を本配管の外径とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>本配管の保有数は、重大事故等対処設備として、大量送水車により淡水又は海水を燃料プールへ注水又はスプレイするために必要な 1 個に、2 セット 2 個とし、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は考慮せず、故障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。</p>		

3.3 原子炉建物放水設備

名	称	大型送水ポンプ車
容 量	m ³ /h/個	□以上 (1800)
吐 出 圧 力	MPa	□以上 (1.20)
最 高 使 用 圧 力	MPa	□
最 高 使 用 温 度	℃	□
原 動 機 出 力	kW/個	□
個 数	—	1 (予備 1)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (原子炉建物放水設備) として使用する大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。</p> <p>大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール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。</p> <p>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は、大型送水ポンプ車により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建物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物に向けて放水できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備 (原子炉建物放水設備) として使用する大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。</p> <p>大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール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。</p> <p>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は、大型送水ポンプ車により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建物へ放水できる設計とする。また、原子炉建物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は、大型送水ポンプ車及び泡消火薬剤容器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物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物に向けて放水できる設計とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

1. 容量の設定根拠

大型送水ポンプ車を重大事故等において使用する場合は、原子炉建物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型送水ポンプ車の容量は、図1、図2、図3、図4及び図5に示す通り、m³/hで原子炉建物北西側、西側、南西側、南側又は南東側から放水することにより原子炉建物屋上へ網羅的な放水が可能である。また、原子炉建物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型送水ポンプ車の容量についても、図6、図7、図8、図9及び図10に示す通り、m³/hで原子炉建物北西側、西側、南西側、南側又は南東側から放水することにより原子炉建物屋上へ網羅的な放水が可能である。

以上より、大型送水ポンプ車容量は、m³/h/個以上とする。

公称値については、要求される容量以上である1800m³/h/個とする。

(1) 原子炉建物に対する放水曲線(放射性物質拡散抑制として使用する場合)

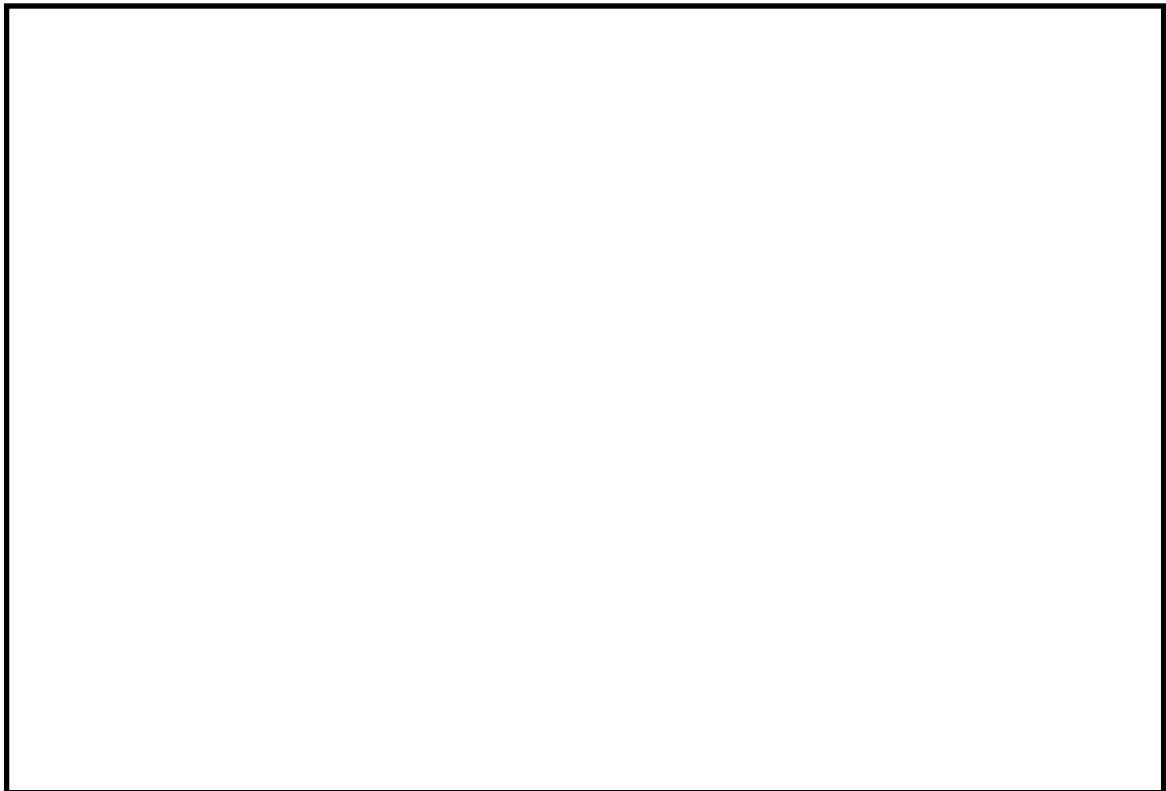


図1 原子炉建物北西側から東向きへの放水曲線

【設 定 根 拠】 (続き)

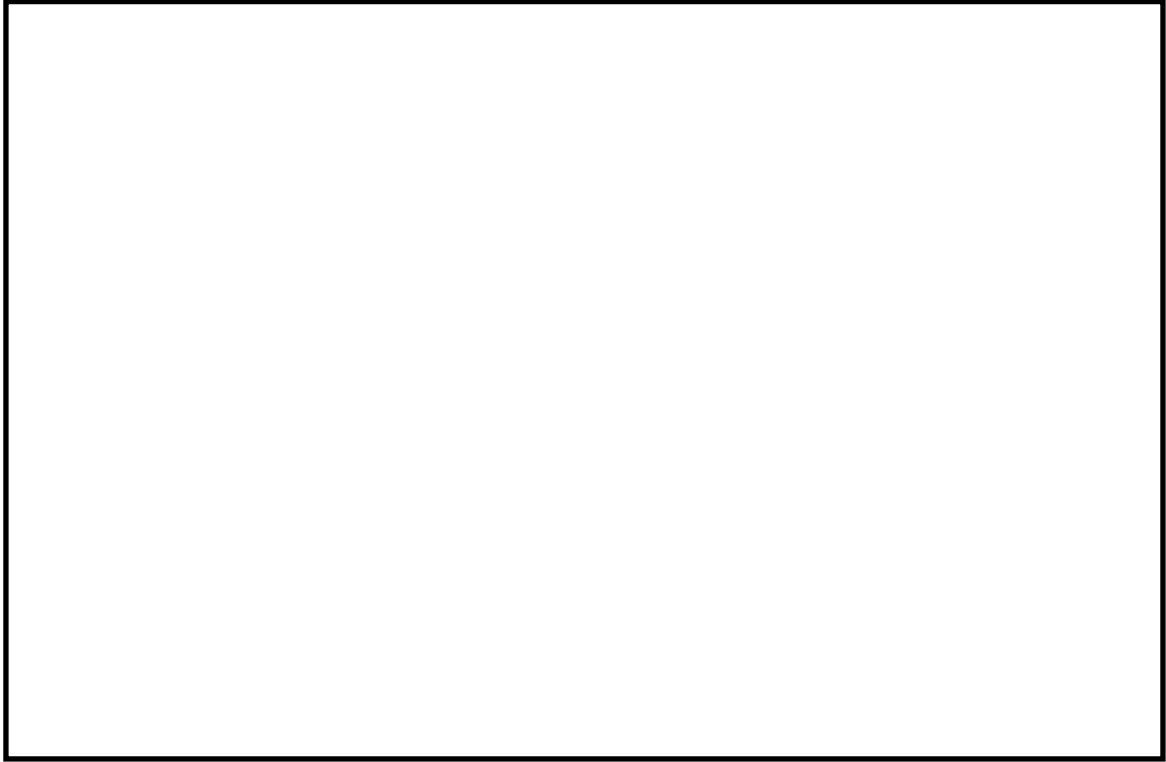


図 2 原子炉建物西側から東向きへの放水曲線

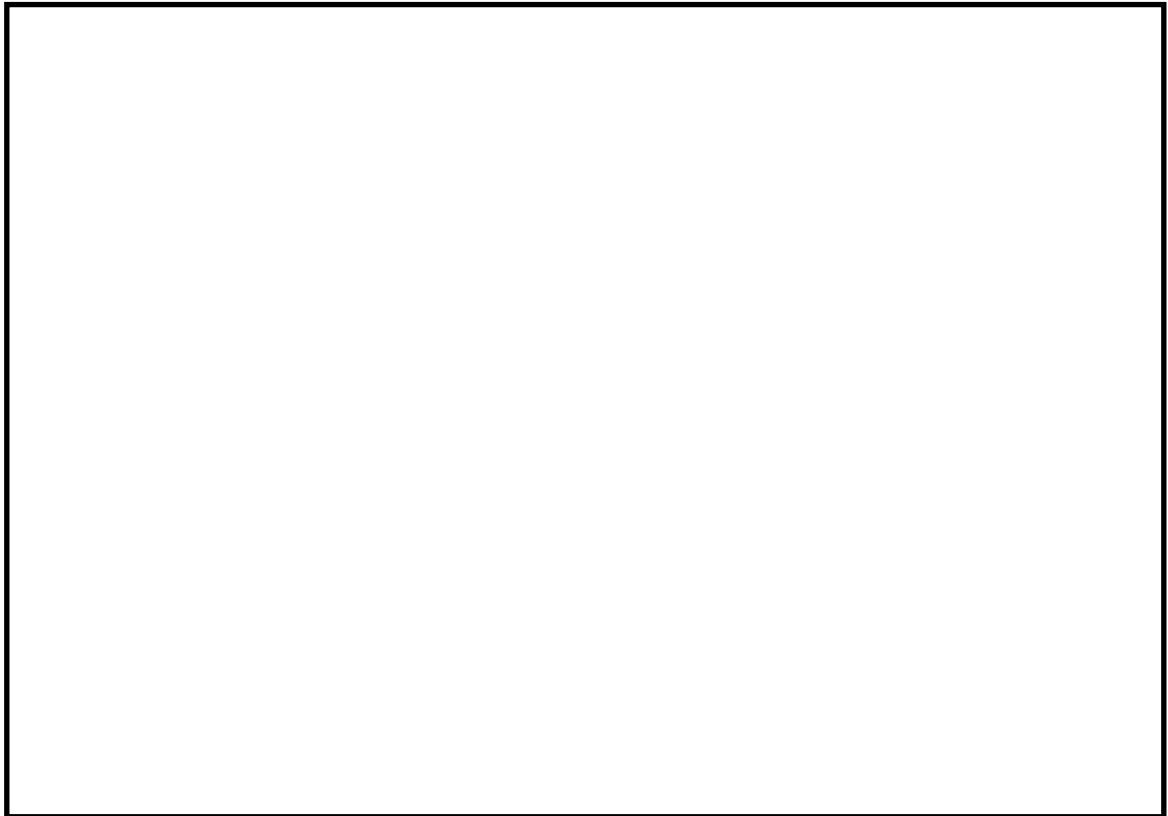


図 3 原子炉建物南西側から北向きの放水曲線

【設定根拠】(続き)

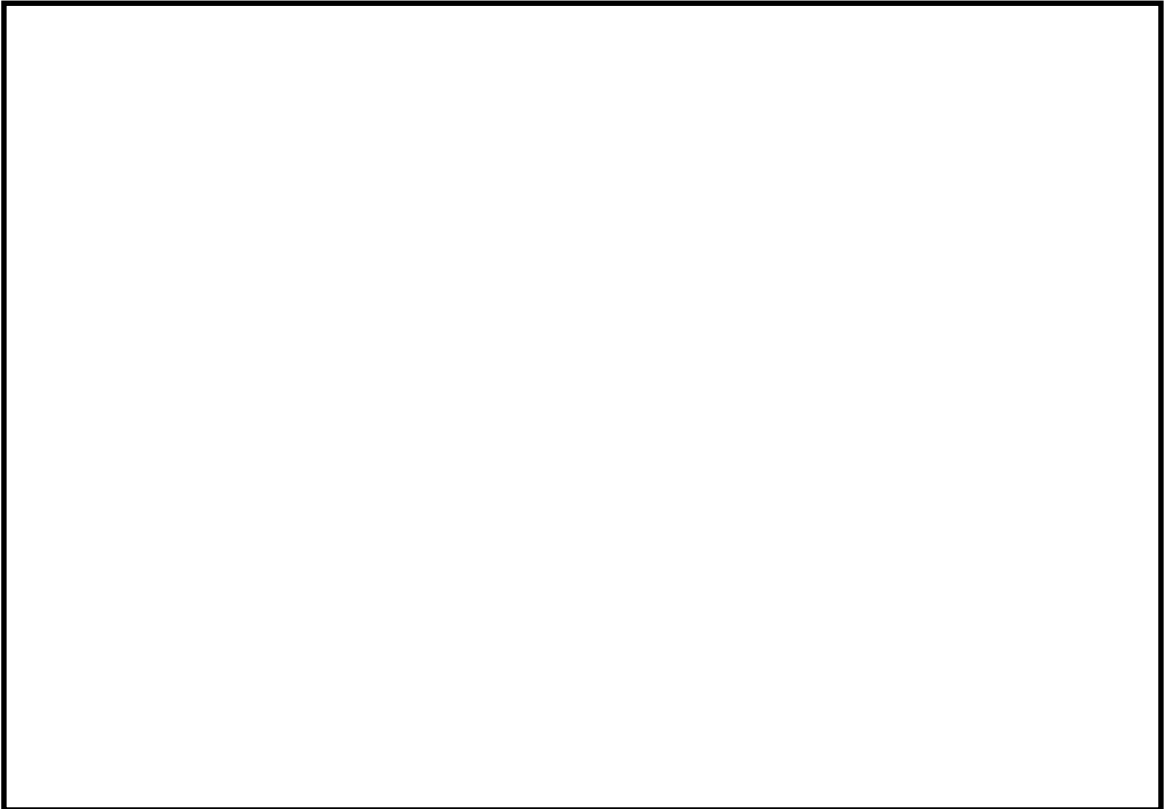


図4 原子炉建物南側から北向きの放水曲線

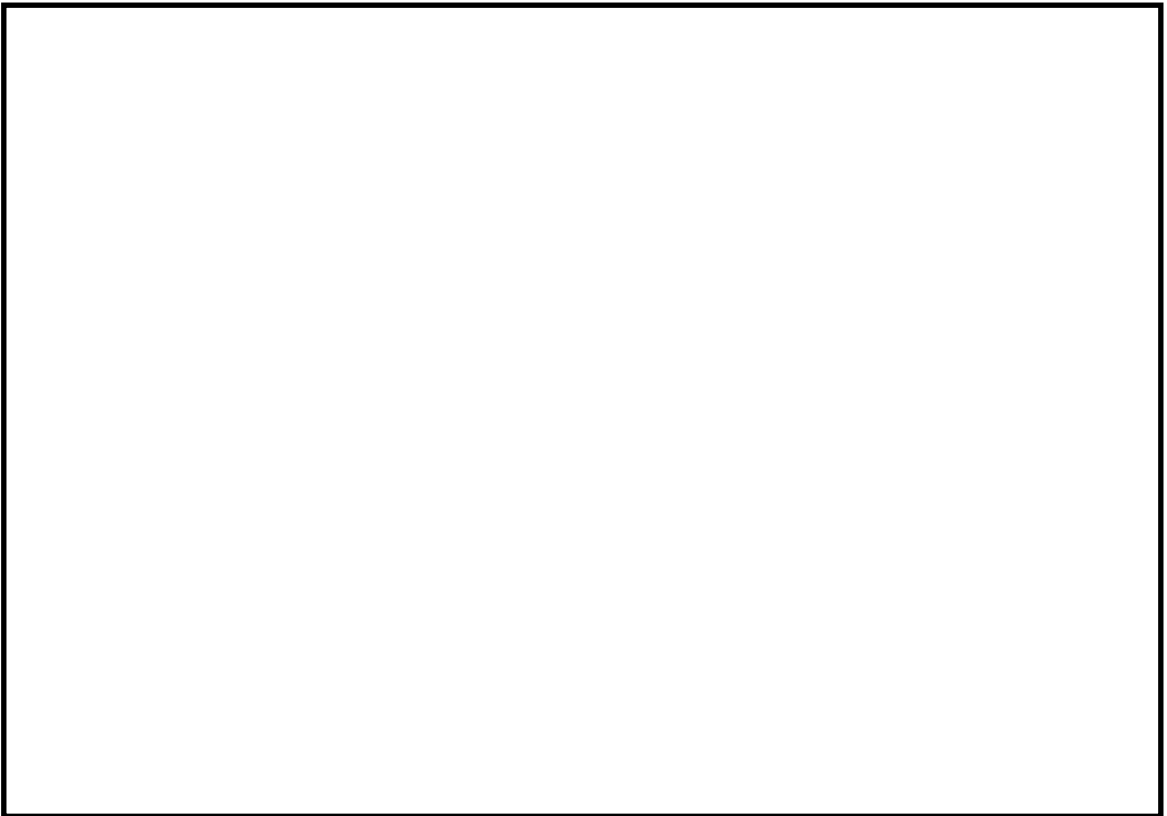


図5 原子炉建物南東側から北向きの放水曲線

【設 定 根 拠】（続き）

(2) 原子炉建物に対する放水曲線（航空機燃料火災への対応として使用する場合）



図 6 原子炉建物北西側から東向きへの放水曲線

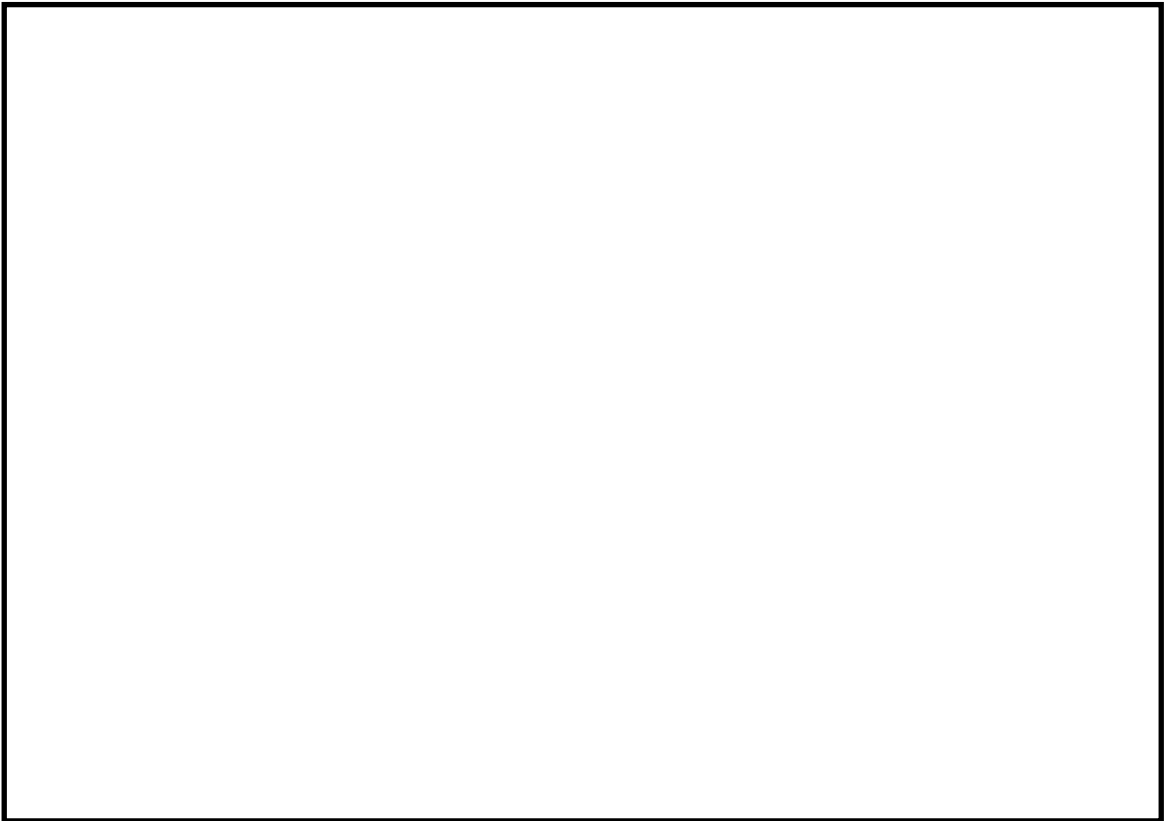


図 7 原子炉建物西側から東向きへの放水曲線

【設 定 根 拠】 (続き)

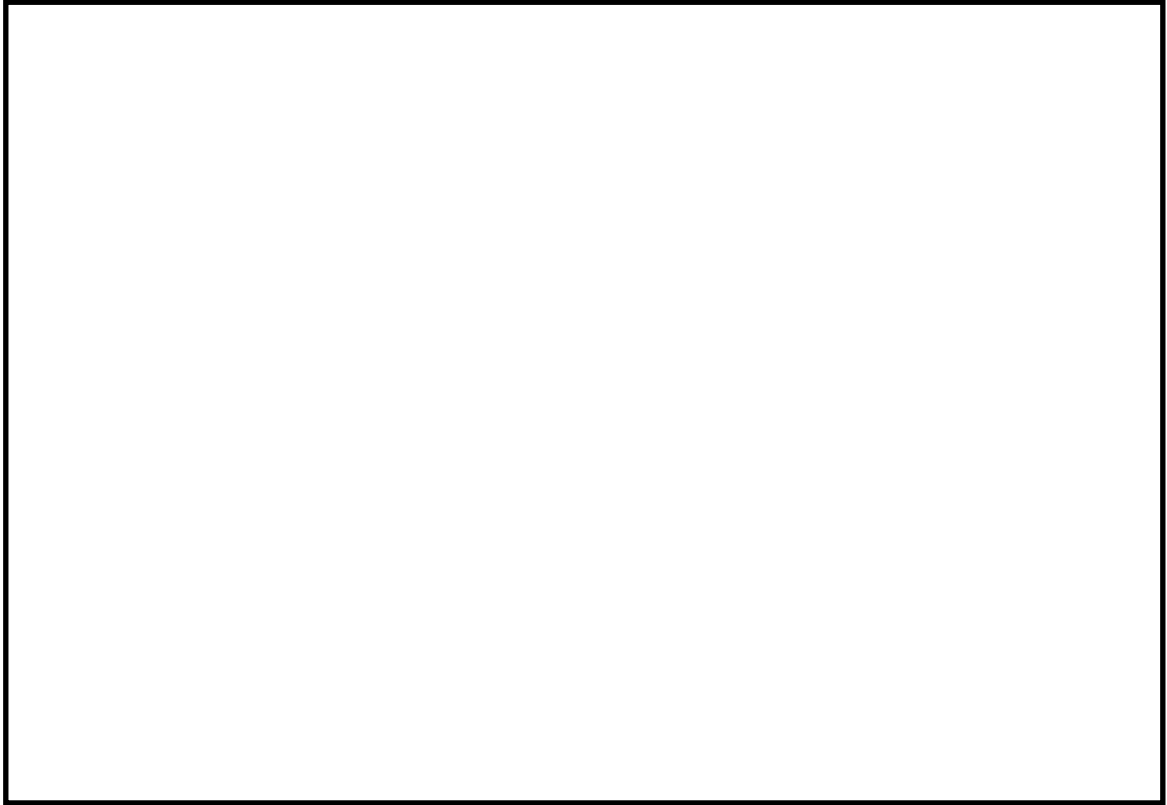


図 8 原子炉建物南西側から北向きの放水曲線

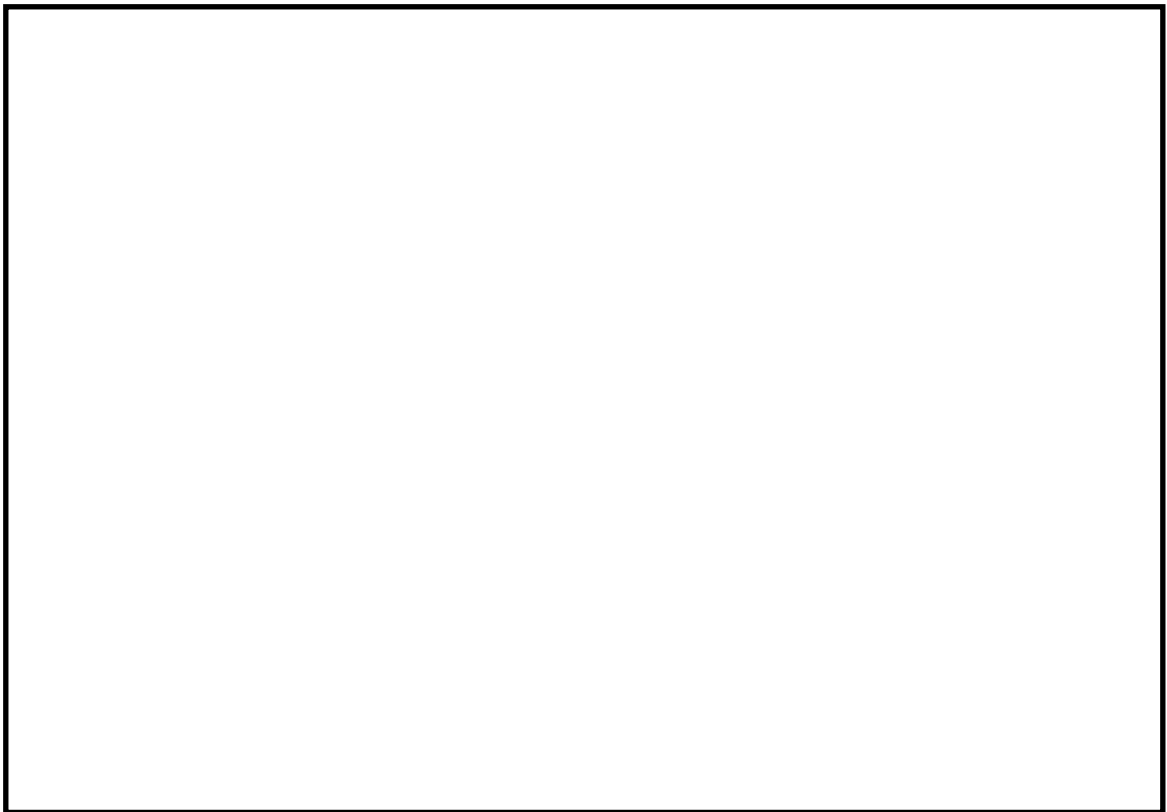


図 9 原子炉建物南側から北向きの放水曲線

【設 定 根 拠】 (続き)

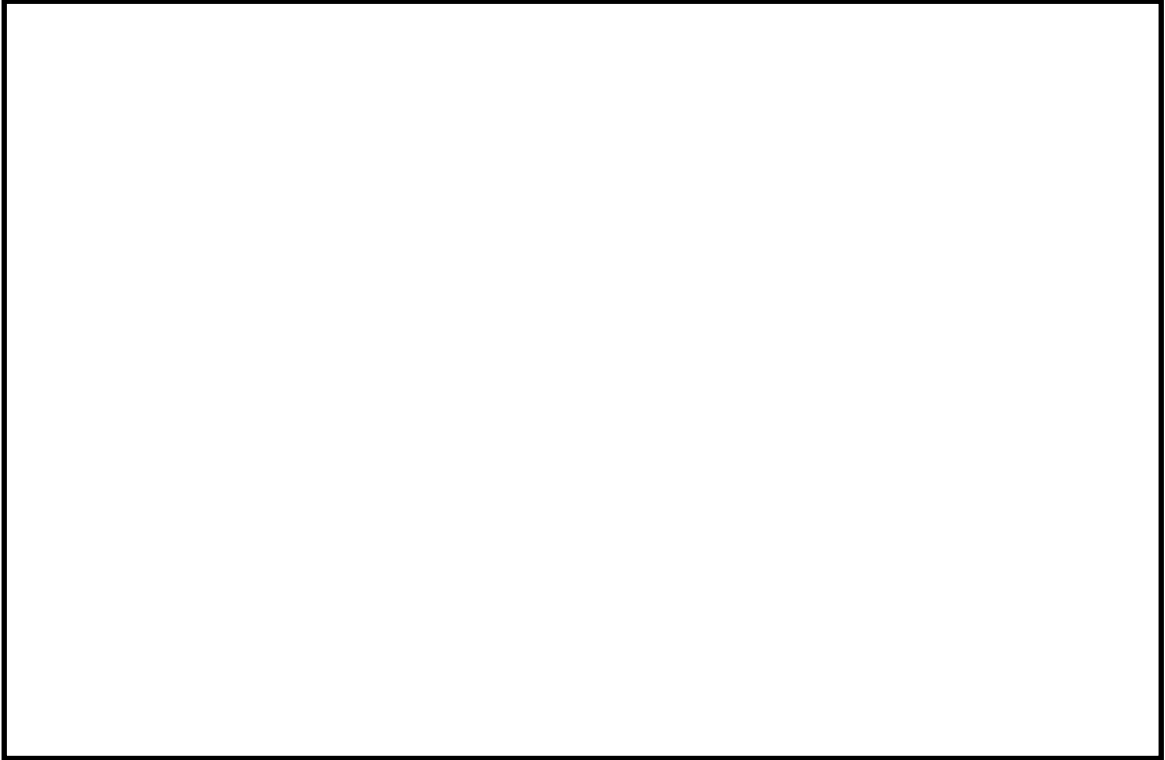


図 10 原子炉建物南東側から北向きの放水曲線 (1/2)

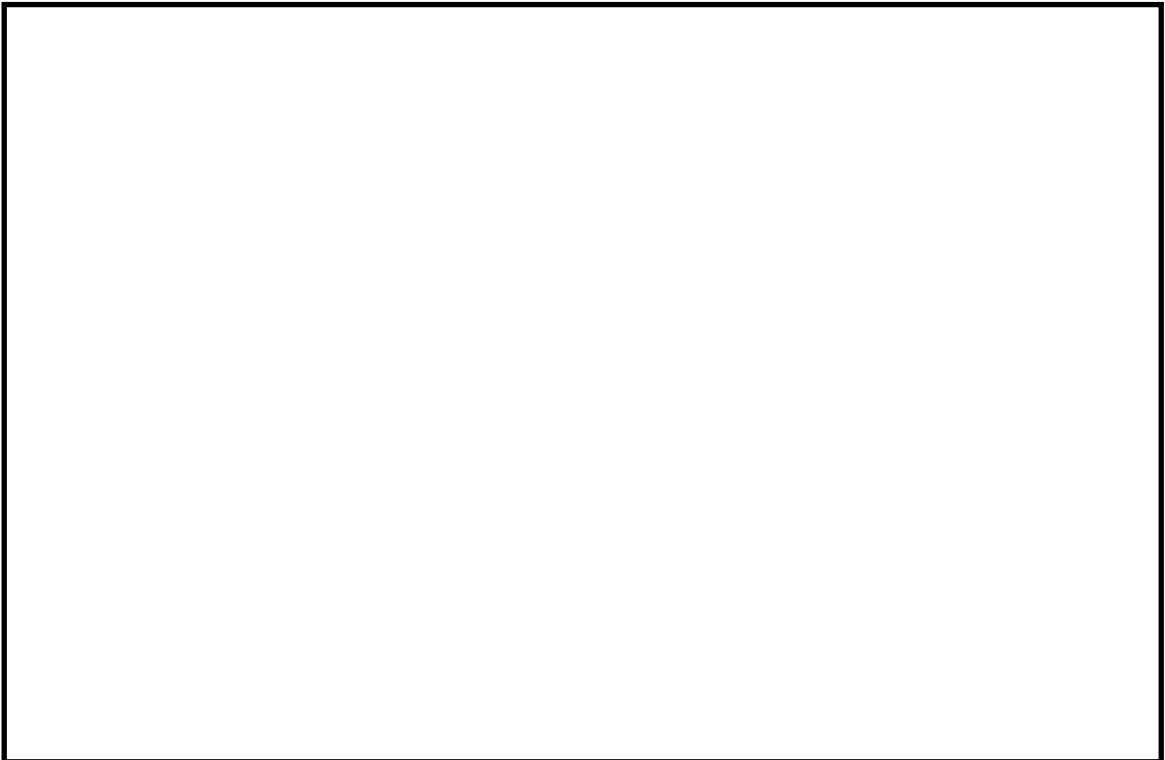


図 10 原子炉建物南東側から北向きの放水曲線 (2/2)

【設 定 根 拠】（続き）

2. 吐出圧力の設定根拠

大型送水ポンプ車の吐出圧力は、2号取水槽から取水し、敷地西側を經由して原子炉建物南東側から放水する場合の放水砲吐出端における必要圧力、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器類圧損を基に設定する。

- | | |
|-----------------------|------------------------------|
| ① 放水砲吐出端における必要圧力 | : 約 <input type="text"/> MPa |
| ② 静水頭 | : 約-0.07 MPa |
| ③ ホース*圧損 | : 約 0.23 MPa |
| ④ ホース*湾曲による影響 | : 約 0.01 MPa |
| ⑤ 機器及び配管*圧損 | : 約 0.23 MPa |
| ⑥ 系統要求値（①-②+③+④+⑤の合計） | : 約 <input type="text"/> MPa |

以上より、原子炉建物屋上又は原子炉建物周辺に放水する場合の吐出圧力は、MPa以上とする。

注記*：以下の配管・ホースを使用する。

- ・大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホース
- ・大型送水ポンプ車入口ライン取水用 50m, 5m ホース
- ・放水砲

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 1.20MPa とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

大型送水ポンプ車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氣的に MPa に制限することから、その制限値である MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

大型送水ポンプ車を重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℃を上回る ℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

大型送水ポンプ車の原動機出力は、定格流量である 1800m³/h、定格吐出圧力 1.20MPa 時の軸動力を基に設定する。

大型送水ポンプ車の流量が m³/h、吐出圧力が MPa、その時の当該ポンプの必要軸動力は約 600kW となる。

以上より、大型送水ポンプ車の原動機出力は、必要軸動力 600kW を上回る kW/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

6. 個数の設定根拠

大型送水ポンプ車（原動機含む）は、重大事故等対処設備として海水をホースを經由して放水砲から原子炉建物へ放水するために必要な個数である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（原子炉冷却施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却系）の大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）の予備1個を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（原子炉建物放水設備）の予備として兼用）を分散して保管する。

名	称	大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホース
最高使用圧力	MPa	1.40
最高使用温度	℃	<input type="text"/>
外	径	—
個	数	—
		29 (予備 3)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本ホースは、海と大型送水ポンプ車を接続するホースであり、重大事故等対処設備として、大型送水ポンプ車により海水を原子炉建物へ放水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は、<input type="text"/> <input type="text"/>1.40MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、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 <input type="text"/>℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する大型送水ポンプ車のフランジ仕様が 250A であることから、250A とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として、大型送水ポンプ車により海水を原子炉建物へ放水するために必要な 29 本 (20m : 2 本, 5m : 16 本, 1m : 11 本) の 1 セットに、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 3 本 (原子炉冷却施設のうち原子炉補機冷却設備の原子炉補機代替冷却系) の大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホースのうち 20m ホースのみの予備 1 本は (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 (原子炉建物放水設備) の大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホースの予備として兼用) を分散して保管する。</p>		

名	称	大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホース
最高使用圧力	MPa	1.40
最高使用温度	℃	<input type="checkbox"/>
外 径	—	300A
個 数	—	18 (予備 3)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ホースは、大型送水ポンプ車と放水砲を接続するホースであり、重大事故等対処設備として、大型送水ポンプ車により海水を原子炉建物へ放水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠. 最高使用圧力の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は、<input type="checkbox"/> <input type="checkbox"/> MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、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 <input type="checkbox"/>℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失上許容できる外径を選定する。 大型送水ポンプ車により海水を原子炉建物へ放水する場合については、大型送水ポンプ車の 2. 吐出圧力の設定根拠のホース圧損算出条件である 300A（呼び径）を本ホースの外径とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として、大型送水ポンプ車により海水を原子炉建物へ放水するために必要な 18 本（50m：10 本，5m：7 本，2m：1 本）の 1 セットに、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、故障時のバックアップ用として予備 3 本（原子炉冷却施設のうち原子炉補機冷却設備の原子炉補機代替冷却系）の大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホースの予備 3 本は（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（原子炉建物放水設備）の大型送水ポンプ車入口ライン取水用 50m, 5m, 2m ホースの予備として兼用）を分散して保管する。</p>		

名	称	放水砲
最高使用圧力	MPa	1.40
最高使用温度	℃	□
外径	mm	□
個数	—	1 (予備 1)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m ホースに接続する可搬型配管であり、重大事故等対処設備として、大型送水ポンプ車により海水を原子炉建物へ放水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉建物屋上へ放水することを考慮し □MPa に調整して使用するため、調整した圧力 □MPa を上回る 1.40MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、大型送水ポンプ車の重大事故等時における使用温度と同じ □℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失上許容できる外径を選定する。 大型送水ポンプ車により海水を原子炉建物へ放水する場合については、大型送水ポンプ車の</p> <p>2. 吐出圧力の設定根拠の配管圧損算出条件である □mm, □mm 及び □mm とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 本配管の保有数は、重大事故等対処設備として、大型送水ポンプ車より海水を原子炉建物へ放水するために必要な個数である 1 セット 1 個に、故障時及び保守点検によるバックアップ用として予備 1 個とし、分散して保管する。</p>		

VI-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. 原子炉冷却材再循環設備	2
2.1 原子炉再循環系	2
3. 原子炉冷却材の循環設備	11
3.1 主蒸気系	11
3.2 給水系	66
4. 残留熱除去設備	71
4.1 残留熱除去系	71
5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	220
5.1 高圧炉心スプレイ系	220
5.2 低圧炉心スプレイ系	235
5.3 高圧原子炉代替注水系	247
5.4 原子炉隔離時冷却系	262
5.5 低圧原子炉代替注水系	265
6. 原子炉冷却材補給設備	300
6.1 原子炉隔離時冷却系	300
7. 原子炉補機冷却設備	329
7.1 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	329
7.2 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む）	525
7.3 原子炉補機代替冷却系	570
8. 原子炉冷却材浄化設備	616
8.1 原子炉浄化系	616

1. 概要

本説明書は, 原子炉冷却系統施設の申請範囲に係る仕様設定根拠について説明するものである。

2. 原子炉冷却材再循環設備

2.1 原子炉再循環系

名 称	原子炉压力容器 ～ 停止時冷却モード入口ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302 (304)
外 径	mm	523.0 / 508.0 / 570.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、原子炉压力容器から停止時冷却モード入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環ポンプにより炉内の冷却材を強制循環するために設置する。また、原子炉停止時に設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として炉水を残留熱除去系熱交換器により冷却するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1，D 2，D 3として下記に示す。</p> <p>原子炉再循環系主配管の設計仕様を表 1.1-1 原子炉再循環系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62 (8.98) MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃ (304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T 1は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、523.0mm, 508.0mm, 570.0mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	523.0	33.7	500	0.16303	<input type="checkbox"/> *	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2	508.0	26.2	500	0.16303	<input type="checkbox"/> *	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3	570.0	57.2	500	0.16303	<input type="checkbox"/> *	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

注記* : 原子炉再循環系の定格流量

名	称	停止時冷却モード入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302 (304)
外 径	mm	502.8 / 457.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、停止時冷却モード入口ライン分岐部であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環ポンプにより炉内の冷却材を強制循環するために設置する。また、原子炉停止時に設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として炉水を残留熱除去系熱交換器により冷却するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 4、D 5 として下記に示す。</p> <p>原子炉再循環系主配管の設計仕様を表 1.1-1 原子炉再循環系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62 (8.98) MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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に合わせ、8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃ (304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302℃ とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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に合わせ、304℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、502.8mm、457.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	502.8	52.2	500	0.12466	 *1		
D 5	457.2	29.4	450	0.12466	 *2		

注記*1：原子炉再循環系の定格流量

*2：残留熱除去ポンプ2台分の定格流量

名	称	停止時冷却モード戻りライン合流部 ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	10.4
最高使用温度	℃	302 (304)
外	径	508.0 / 550.0 / 422.0 / 406.4 / 450.0 / 267.4 310.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、停止時冷却モード戻りライン合流部から原子炉压力容器までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環ポンプにより冷却材を強制循環するために設置する。また、原子炉停止時に設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系熱交換器により冷却した炉水を原子炉压力容器へ戻すために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 6、D 7、D 8、D 9、D 1 0、D 1 1、D 1 2として下記に示す。</p> <p>原子炉再循環系主配管の設計仕様を表 1.1-1 原子炉再循環系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 10.4MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、主配管「原子炉再循環ポンプから停止時冷却モード戻りライン合流部」の最高使用圧力に合わせ、10.4MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、10.4MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃ (304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T 1は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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, 550.0mm, 422.0mm, 406.4mm, 450.0mm, 267.4mm, 310.0mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 6	508.0	30.5	500	0.15693	<input type="checkbox"/> *1	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 7	550.0	51.5	500	0.15693	<input type="checkbox"/> *1	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 8	422.0	34.8	400	0.09754	<input type="checkbox"/> *2	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 9	406.4	27.0	400	0.09754	<input type="checkbox"/> *2	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 0	450.0	48.8	400	0.09754	<input type="checkbox"/> *2	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 1	267.4	18.2	250	0.04191	<input type="checkbox"/> *3	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 2	310.0	39.5	250	0.04191	<input type="checkbox"/> *3	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

注記*1：原子炉再循環系の定格流量

*2：原子炉再循環系の定格流量の2/5

*3：原子炉再循環系の定格流量の1/5

名	称	停止時冷却モード戻りライン合流部
最高使用圧力	MPa	10.4
最高使用温度	℃	302 (304)
外 径	mm	267.4 / 310.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、停止時冷却モード戻りライン合流部であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環ポンプにより冷却材を強制循環するために設置する。また、原子炉停止時に設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として残留熱除去系熱交換器により冷却した炉水を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1 3、D 1 4として下記に示す。</p> <p>原子炉再循環系主配管の設計仕様を表 1.1-1 原子炉再循環系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 10.4MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、主配管「原子炉再循環ポンプから停止時冷却モード戻りライン合流部」の最高使用圧力に合わせ、10.4MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、10.4MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃ (304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T 1は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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に合わせ、304℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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, 310.0mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 3	267.4	18.2	250	0.04191	□*	□	□
D 1 4	310.0	39.5	250	0.04191	□*	□	□

注記* : 残留熱除去ポンプの定格流量

表 1.1-1 原子炉再循環系主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉再循環系	原子炉圧力容器	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	523.0	D 1
	～					508.0	D 2
	停止時冷却モード入口ライン分岐部					570.0	D 3
	停止時冷却モード入口ライン分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	502.8	D 4
						457.2	D 5
	停止時冷却モード戻りライン合流部	10.4	P 2	302 (304*)	T 1	508.0	D 6
	～					550.0	D 7
	原子炉圧力容器					422.0	D 8
						406.4	D 9
						450.0	D 1 0
						267.4	D 1 1
						310.0	D 1 2
	停止時冷却モード戻りライン合流部	10.4	P 2	302 (304*)	T 1	267.4	D 1 3
						310.0	D 1 4

注記*：重大事故等時における使用時の値

3. 原子炉冷却材の循環設備

3.1 主蒸気系

名 称		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(2.20)
最高使用温度	℃	171(200)
個 数	—	12
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>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逃がし安全弁の駆動源である逃がし安全弁窒素ガス供給系が機能喪失した場合において、逃がし安全弁の逃がし弁機能としての開操作を行えるように設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）として使用する逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、下記の機能を有する。</p> <p>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逃がし安全弁を作動させる際の駆動用窒素ガスの流路として使用する。</p> <p>系統構成は、逃がし安全弁窒素ガス供給系逃がし安全弁窒素ガス供給装置から逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを経由して逃がし安全弁に窒素ガスを供給できる設計とする。</p> <p>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（逃がし安全弁窒素ガス供給系）として使用する逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、下記の機能を有する。</p> <p>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逃がし安全弁を作動させる際の駆動用窒素ガスの流路として使用する。</p> <p>系統構成は、逃がし安全弁窒素ガス供給系逃がし安全弁窒素ガス供給装置から逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを経由して逃がし安全弁に窒素ガスを供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの容量は、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($PV^k=一$</p>		

【設定根拠】(続き)

定)を仮定し、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な容量を考慮して決定する。

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} 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)

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), 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。

$$V_a = V_{a1} + V_{a2}$$

$$P_{a0} \cdot V_{a1}^K = P_{a1} \cdot V_a^K \quad \therefore V_{a1} = (P_{a1}/P_{a0})^{1/K} \cdot V_a$$

$$P_{a0} \cdot V_{a2}^K = P_c \cdot V_c^K \quad \therefore V_{a2} = (P_c/P_{a0})^{1/K} \cdot V_c$$

上記の式を整理すると下記式となり、この式を用いて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、逃がし安全弁逃がし弁機能は急速開要求をもつため、アキュムレータからシリンダへの作動ガスが臨界流で流れるように、作動後の圧力バランスとして次の式を考慮する。

$$P_{a1} = \frac{P_c}{\boxed{}} \quad \left(\boxed{} : \text{臨界圧力比} = \left(\frac{2}{K+1}\right)^{\frac{K}{K-1}} \right)$$

V_a : アキュムレータ容量 (ℓ)

V_c : 逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (ℓ) =

K : 断熱指数 =

P_c : 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]) =

P_{a1} : 逃がし安全弁全開時のアキュムレータ内圧力 (MPa [abs]) =

【設 定 根 拠】（続き）

上記より，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。

$$V_a = \frac{\left(\begin{array}{c} \text{[Diagram: Accumulator symbol with } 1 \text{ and } \square \text{]} \\ \text{[Diagram: Accumulator symbol with } 1 \text{ and } \square \text{]} \end{array} \right)}{1 - \left(\begin{array}{c} \text{[Diagram: Accumulator symbol with } 1 \text{ and } \square \text{]} \\ \text{[Diagram: Accumulator symbol with } 1 \text{ and } \square \text{]} \end{array} \right)} \times 10 = \square \div \square \text{ } \ell$$

上記より，逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの容量（設計確認値）は $\square \ell$ /個とする。

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを重大事故等時において使用する場合は流路として使用するのみであり容量上の要求はないため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。

容量（公称値）は，容量（設計確認値）を上回るものとして 150/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する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「アキュムレータ～窒素ガス供給ライン合流部」の最高使用圧力に合わせ，1.77MPa とする。

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における主配管「窒素ガス供給ライン合流部～逃がし安全弁」の使用圧力と同じ 2.20MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する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に合わせ，171℃とする。

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時の有効性評価解析（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高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱等において約 \square ℃であることから，それを上回る 200℃とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

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逃がし安全弁窒素ガス供給系が機能喪失した場合でも、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12個設置する。

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12個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		RV202-1A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M		
吹 出 圧 力	逃がし弁機能			
	第1段	RV202-1A, J	MPa	7.58
	第2段	RV202-1C, F, L	MPa	7.65
	第3段	RV202-1D, H, M	MPa	7.72
出 圧 力	第4段	RV202-1B, E, G, K	MPa	7.79
	安全弁機能			
	第1段	RV202-1A, J	MPa	8.14
	第2段	RV202-1C, F, L	MPa	8.21
力	第3段	RV202-1D, H, M	MPa	8.28
	第4段	RV202-1B, E, G, K	MPa	8.35
個 数		—	12(6) (予備 6)	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>逃がし安全弁は、設計基準対象施設として運転時の異常な過渡変化時及び事故時に、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目的で設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）として使用する逃がし安全弁は、以下の機能を有する。</p> <p>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。</p> <p>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 12 個設置した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、低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系による注水ができる設計とする。</p> <p>また、12 個の逃がし安全弁のうち、自動減圧機能を有する弁 6 個（RV202-1B, D, E, G, K, M）を設ける設計とする。</p>				

【設 定 根 拠】（続き）

1. 吹出圧力の設定根拠

逃がし弁機能

第1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1段吹出圧力は、原子炉ドームピーク圧力（7.31MPa）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設計条件とし、7.58MPaとする。

第2段吹出圧力 7.65MPa

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、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（7.58MPa）を上回る、7.65MPa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設計条件とし、7.65MPaとする。

第3段吹出圧力 7.72MPa

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、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（7.65MPa）を上回る、7.72MPa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設計条件とし、7.72MPaとする。

第4段吹出圧力 7.79MPa

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、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（7.72MPa）を上回る、7.79MPaとする。

逃がし弁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設計条件とし、7.79MPaとする。

安全弁機能

第1段吹出圧力 8.14MPa

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（7.58MPa）を上回る、8.14MPa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設計条件とし、8.14MPaとする。

第2段吹出圧力 8.21MPa

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、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（8.14MPa）を上回る、8.21MPaとする。

【設定根拠】（続き）

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設計条件とし、8.21MPaとする。

第3段吹出圧力 8.28MPa

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、逃がし安全弁を同時に動作させない観点で第2段吹出圧力（8.21MPa）を上回る、8.28MPa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設計条件とし、8.28MPaとする。

第4段吹出圧力 8.35MPa

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、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（8.28MPa）を上回る、8.35MPa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設計条件とし、8.35MPaとする。

2. 個数の設定根拠

逃がし安全弁は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器の過圧を防止するために必要な個数である、4系統の主蒸気管のうち主蒸気系Aに4個（うち2個は自動減圧機能を有する弁）、主蒸気系Bに2個（うち1個は自動減圧機能を有する弁）、主蒸気系Cに2個（うち1個は自動減圧機能を有する弁）、主蒸気系Dに4個（うち2個は自動減圧機能を有する弁）とし、合計12個（うち6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6個保管する。

逃がし安全弁は、設計基準対象施設として12個（うち6個は自動減圧機能を有する弁）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	原子炉压力容器 ～ D-逃がし安全弁入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外 径	mm	609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、原子炉压力容器からD-逃がし安全弁入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度に合わせ、304°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する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は容量以下であるため、本配管の外径は設計基準対象施設の外径と同仕様以下で設計し、609.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記* : 主蒸気配管 1 本当たりの流量

名	称	D-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ C-逃がし安全弁入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外 径	mm	609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、D-逃がし安全弁入口ライン分岐部からC-逃がし安全弁入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1 , 最高使用温度の設定根拠を T 1 , 外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃(304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、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、609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

名	称	C-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ B-逃がし安全弁入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外	径	mm 609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、C-逃がし安全弁入口ライン分岐部から B-逃がし安全弁入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1 , 最高使用温度の設定根拠を T 1 , 外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃(304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、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、609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

名 称	B-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ A-逃がし安全弁入口ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外 径	mm	609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は, B-逃がし安全弁入口ライン分岐部からA-逃がし安全弁入口ライン分岐部までを接続する配管であり, 設計基準対象施設として原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため, 及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し, 原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては, 原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため, 及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し, 原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は, 原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ, 8.62MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は, 重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ, 8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃ (304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ, 302℃ とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ, 304℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，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，609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

名 称	原子炉压力容器 ～ 原子炉隔離時冷却系分岐部	
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302 (304)
外 径	mm	609.6 / 627.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、原子炉压力容器から原子炉隔離時冷却系分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 1、継手の外径の設定根拠を F 1 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃ (304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃ とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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機器のうち最も容量の大きい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以下であるため、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、609.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記* : 主蒸気配管 1 本当たりの流量

(2) 継手

F 1 : 627.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	原子炉隔離時冷却系分岐部 ～ F-逃がし安全弁入口ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302 (304)
外 径	mm	627.8 / 609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は, 原子炉隔離時冷却系分岐部からF-逃がし安全弁入口ライン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压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため, 及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し, 原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては, 原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため, 及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し, 原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1, 継手の外径の設定根拠を F 1 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は, 原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ, 8.62MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は, 重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ, 8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃ (304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ, 302℃ とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ, 304℃ とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、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、609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

(2) 継手

F 1 : 627.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	F-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ E-逃がし安全弁入口ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外 径	mm	609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、F-逃がし安全弁入口ライン分岐部から E-逃がし安全弁入口ライン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压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 302℃(304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，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，609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

名	称	原子炉压力容器 ～ H-逃がし安全弁入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外 径	mm	609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、原子炉压力容器からH-逃がし安全弁入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1 , 最高使用温度の設定根拠を T 1 , 外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃(304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、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、609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

名 称	H-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ G-逃がし安全弁入口ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外 径	mm	609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は, H-逃がし安全弁入口ライン分岐部からG-逃がし安全弁入口ライン分岐部までを接続する配管であり, 設計基準対象施設として原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため, 及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し, 原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては, 原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため, 及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し, 原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は, 原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ, 8.62MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は, 重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ, 8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃ (304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ, 302℃ とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ, 304℃ とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、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、609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

名	称	原子炉压力容器 ～ M-逃がし安全弁入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外	径	mm
		609.6
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、原子炉压力容器からM-逃がし安全弁入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃(304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、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、609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

名 称	M-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ L-逃がし安全弁入口ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外 径	mm	609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は, M-逃がし安全弁入口ライン分岐部からL-逃がし安全弁入口ライン分岐部までを接続する配管であり, 設計基準対象施設として原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため, 及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し, 原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては, 原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため, 及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し, 原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は, 原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ, 8.62MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は, 重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ, 8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃ (304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ, 302℃ とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ, 304℃ とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、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、609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

名 称	L-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ K-逃がし安全弁入口ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外 径	mm	609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は, L-逃がし安全弁入口ライン分岐部からK-逃がし安全弁入口ライン分岐部までを接続する配管であり, 設計基準対象施設として原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため, 及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し, 原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては, 原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため, 及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し, 原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は, 原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ, 8.62MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は, 重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ, 8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃(304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ, 302℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ, 304℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，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，609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

名	称	K-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ J-逃がし安全弁入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外 径	mm	609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、K-逃がし安全弁入口ライン分岐部から J-逃がし安全弁入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため、及び原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u> 設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 302℃ (304℃)</u> 設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃ とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃ とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、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、609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	30.9	600	0.23569	□*	□	□

注記*：主蒸気配管 1 本当たりの流量

名	称	原子炉隔離時冷却系分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本主配管は, 原子炉隔離時冷却系分岐部であり, 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 として, 原子炉圧力容器内の蒸気を原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービンに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては, 原子炉圧力容器内の蒸気を原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービンに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1 , 最高使用温度の設定根拠を T 1 , 外径の設定根 拠を D 2 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は, 主配管「原子炉圧力容器から原子炉隔離時冷却系分岐部」の最高使用圧力に合わせ, 8.62MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は, 重大事故等時における主配管「原子炉圧力容器から原子炉隔離時冷却系分岐部」の使用圧力に合わせて, 8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃(304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 主配管「原子炉圧力容器から原子炉隔離時冷却系分岐部」の最高使用温度に合わせ, 302℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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「原子炉圧力容器から原子炉隔離時冷却系分岐部」の使用温度に合わせて, 304℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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原子炉隔離時冷却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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：原子炉圧力容器低圧時における蒸気供給配管の設計流量

名 称	A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M-逃がし安全弁入口 ライン分岐部 ～ 逃がし安全弁	
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302(304)
外 径	mm	216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>主配管は, A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M-逃がし安全弁入口ライン分岐部から逃がし安全弁までを接続する配管であり, 設計基準対象施設として原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し, 原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては, 原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し, 原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 3 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は, 原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ, 8.62MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は, 重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ, 8.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃(304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ, 302℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ, 304℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 3 : 216.3 mm

設計基準対象施設として使用する本配管の外径は，逃がし安全弁動作時の逃がし安全弁背圧が過大とならないように外径を 216.3mm 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以下であるため，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。

名 称		逃がし安全弁（自動減圧機能） ～ 格納容器配管貫通部（貫通部番号 X-280A, D, F, G, J, M)
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	250
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、逃がし安全弁（自動減圧機能）から格納容器配管貫通部（貫通部番号 X-280A, D, F, G, J, M）までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2, 最高使用温度の設定根拠を T 2, 外径の設定根拠を D 4 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 3.73MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 2 は、逃がし安全弁の排気管の最高圧力を上回る圧力とし、3.73MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.73MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 250℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は, 最高使用圧力の飽和温度以上とし, 250℃とする。

本主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設計条件とし, 250℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 4 : 267.4 mm

設計基準対象施設として使用する本配管の外径は, 逃がし安全弁動作時の逃がし安全弁背圧が過大と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以下であるため, 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。

名 称	格納容器配管貫通部（貫通部番号 X-280A, D, F, G, J, M） ～ サブプレッションチェンバ内排気管	
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	250
外 径	mm	267.4 / 323.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、格納容器配管貫通部（貫通部番号 X-280A, D, F, G, J, M）からサブプレッションチェンバ内排気管までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 2，外径の設定根拠を D 4，D 5，継手の外径の設定根拠を F 2 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 3.73MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 2 は、逃がし安全弁の排気管の最高圧力を上回る圧力とし、3.73MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.73MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 250℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、最高使用圧力の飽和温度以上とし、250℃とする。</p> <p>本主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設計条件とし、250℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 4 : 267.4 mm

D 5 : 323.8mm

設計基準対象施設として使用する本配管の外径は、逃がし安全弁動作時の逃がし安全弁背圧が過大とならないように外径を 267.4mm 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 323.8mm 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以下であるため、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。

(2) 継手

F 2 : 323.8 mm

フランジ部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名	称	逃がし安全弁（自動減圧機能を有するものを除く） ～ 格納容器配管貫通部（貫通部番号 X-280B, C, E, H, K, L)
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	250
外	径	mm
		267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、逃がし安全弁（自動減圧機能を有するものを除く）から格納容器配管貫通部（貫通部番号 X-280B, C, E, H, K, L）までを接続する配管であり、重大事故等対処設備としては、原子炉圧力容器の圧力が上昇した場合に原子炉圧力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 3，外径の設定根拠を D 4 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.73MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、逃がし安全弁の排気管の最高圧力を上回る圧力とし、3.73MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 3 : 250℃</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、最高使用圧力の飽和温度以上とし、250℃ とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D4 : 267.4 mm

設計基準対象施設として使用する本配管の外径は、逃がし安全弁動作時の逃がし安全弁背圧が過大と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以下であるため、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。

名 称	格納容器配管貫通部（貫通部番号 X-280B, C, E, H, K, L） ～ サブプレッションチェンバ内排気管	
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	250
外 径	mm	267.4 / 323.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、格納容器配管貫通部（貫通部番号 X-280B, C, E, H, K, L）からサブプレッションチェンバ内排気管までを接続する配管であり、重大事故等対処設備としては、原子炉圧力容器の圧力が上昇した場合に原子炉圧力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 3，外径の設定根拠を D 4，D 5，継手の外径の設定根拠を F 2 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.73MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、逃がし安全弁の排気管の最高圧力を上回る圧力とし、3.73MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 3 : 250℃</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、最高使用圧力の飽和温度以上とし、250℃ とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 4 : 267.4 mm

D 5 : 323.8mm

設計基準対象施設として使用する本配管の外径は、逃がし安全弁動作時の逃がし安全弁背圧が過大とならないように外径を 267.4mm 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 323.8mm 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以下であるため、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。

(2) 継手

F 2 : 323.8 mm

フランジ部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名	称	窒素ガス供給ライン逃がし安全弁自動減圧機能側合流部 ～ 逃がし安全弁
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外	径	mm
		42.7 / 41.5 / 60.5 / 57.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、窒素ガス供給ライン逃がし安全弁自動減圧機能側合流部から逃がし安全弁までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉圧力容器の圧力が上昇した場合に原子炉圧力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 4，最高使用温度の設定根拠を T 4，外径の設定根拠を D 6，D 7，継手の外径の設定根拠を F 4，F 3 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 4 : 1.77MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 4 は、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に合わせ、1.77MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 4 : 171℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 4 は、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に合わせ、171℃ とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 6 : 42.7 mm

D 7 : 60.5 mm

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逃がし安全弁の逃がし弁機能及び自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために，電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管外径を基に設定しており，重大事故等時に使用する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以下であるため，設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，42.7mm，60.5mm とする。

(2) 継手

F 4 : 41.5 mm

フレキシブルメタルホースの外径。32A のフレキシブルメタルホースの外径とする。

F 3 : 57.0 mm

アダプターの小径側外径。接続する管の仕様及び強度を満足する外径とする。

名	称	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ ～ 窒素ガス供給ライン逃がし安全弁逃がし弁機能側合流部
最高使用圧力	MPa	1.77 (2.20)
最高使用温度	℃	171 (200)
外	径	mm
		42.7
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータから窒素ガス供給ライン逃がし安全弁逃がし弁機能側合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の主蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器の圧力が上昇した場合に原子炉压力容器内の主蒸気をサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 5、最高使用温度の設定根拠を T 5、外径の設定根拠を D 6 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 5 : 1.77 (2.20) MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 5 は、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に合わせ、1.77MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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「窒素ガス供給ライン合流部～逃がし安全弁」の使用圧力と同じ 2.20MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 5 : 171℃ (200℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 5 は、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に合わせ、171℃ とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度に合わせ、200℃ とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 6 : 42.7 mm

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逃がし安全弁の逃がし弁機能及び自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために、電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する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以下であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、42.7mm、60.5mm とする。

名	称	窒素ガス供給ライン逃がし安全弁逃がし弁機能側合流部 ～ 逃がし安全弁
最高使用圧力	MPa	1.77 (2.20)
最高使用温度	℃	171 (200)
外	径	mm 42.7 / 41.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、窒素ガス供給ライン逃がし安全弁逃がし弁機能側合流部から逃がし安全弁までを接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉圧力容器の圧力が上昇した場合に原子炉圧力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉圧力容器の圧力が上昇した場合に原子炉圧力容器内の蒸気をサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器の過圧を防止するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 5，最高使用温度の設定根拠を T 5，外径の設定根拠を D 6，継手の外径の設定根拠を F 4 として下記に示す。</p> <p>主蒸気系主配管の設計仕様を表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 5 : 1.77 (2.20) MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 5 は、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に合わせ、1.77MPa とする。</p> <p>本主配管を重大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 <input type="text"/> MPa を上回る 2.20MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 5 : 171℃ (200℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 5 は、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に合わせ、171℃ とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度に合わせ、200℃ とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 6 : 42.7 mm

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逃がし安全弁の逃がし弁機能及び自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために、電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する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以下であるため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、42.7mm, 60.5mm とする。

(2) 継手

F 4 : 41.5 mm

フレキシブルメタルホースの外径。32A のフレキシブルメタルホースの外径とする。

表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表 (その1)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
主 蒸 気 系	原子炉压力容器 ～ D-逃がし安全弁入口ライン分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	609.6	D 1
	609.6					D 1	
	D-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ C-逃がし安全弁入口ライン分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	609.6	D 1
	609.6					D 1	
	C-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ B-逃がし安全弁入口ライン分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	609.6	D 1
	609.6					D 1	
	B-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ A-逃がし安全弁入口ライン分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	609.6	D 1
	609.6					D 1	
	原子炉压力容器 ～ 原子炉隔離時冷却系分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	609.6	D 1
	609.6					D 1	
	627.8					F 1	
	原子炉隔離時冷却系分岐部 ～ F-逃がし安全弁入口ライン分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	627.8	F 1
	609.6					D 1	
	609.6					D 1	
F-逃がし安全弁入口ライン分岐部 ～ E-逃がし安全弁入口ライン分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	609.6	D 1	
609.6					D 1		
原子炉压力容器 ～ H-逃がし安全弁入口ライン分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	609.6	D 1	
609.6					D 1		

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表 (その2)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
主蒸気系	H-逃がし安全弁入口ライン 分岐部 ～ G-逃がし安全弁入口ライン 分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	609.6	D 1
	原子炉压力容器 ～ M-逃がし安全弁入口ライン 分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	609.6	D 1
	M-逃がし安全弁入口ライン 分岐部 ～ L-逃がし安全弁入口ライン 分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	609.6	D 1
	L-逃がし安全弁入口ライン 分岐部 ～ K-逃がし安全弁入口ライン 分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	609.6	D 1
	K-逃がし安全弁入口ライン 分岐部 ～ J-逃がし安全弁入口ライン 分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	609.6	D 1
	原子炉隔離時冷却系分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	114.3	D 2

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表 (その3)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
主蒸気系	A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M-逃がし安全弁入口 ライン分岐部 ～ 逃がし安全弁	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	216.3	D 3
	逃がし安全弁 (自動減圧機能) ～ 格納容器配管貫通部 (貫通部番号 X-280A, D, F, G, J, M)	3.73	P 2	250	T 2	267.4	D 4
						267.4 /267.4 /—	—
						267.4	—
	格納容器配管貫通部 (貫通部番号 X-280A, D, F, G, J, M) ～ サプレッションチェンバ内排気管	3.73	P 2	250	T 2	267.4	D 4
						323.8	D 5 / F 2
	逃がし安全弁 (自動減圧機能を有するものを除く) ～ 格納容器配管貫通部 (貫通部番号 X-280B, C, E, H, K, L)	3.73*	P 3	250*	T 3	267.4	D 4
						267.4	—
						267.4 /267.4 /—	—
	格納容器配管貫通部 (貫通部番号 X-280B, C, E, H, K, L) ～ サプレッションチェンバ内排気管	3.73*	P 3	250*	T 3	267.4	D 4
						323.8	D 5 / F 2

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 2.1-1 主蒸気系主配管の設計仕様表 (その4)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
主蒸気系	窒素ガス供給ライン逃がし 安全弁自動減圧機能側合流部 ～ 逃がし安全弁	1.77	P 4	171	T 4	42.7	D 6
						42.7	D 6
						41.5	F 4
						42.7	D 6
						60.5	D 7
						60.5	D 7
						57.0	F 3
	逃がし安全弁逃がし弁機能 用アキュムレータ ～ 窒素ガス供給ライン逃がし 安全弁逃がし弁機能側合流部	1.77 (2.20*)	P 5	171 (200*)	T 5	42.7	D 6
						43.2	—
						42.7	D 6
	窒素ガス供給ライン逃がし 安全弁逃がし弁機能側合流部 ～ 逃がし安全弁	1.77 (2.20*)	P 5	171 (200*)	T 5	43.2	—
						/43.2	—
						/43.2	—
						42.7	D 6
						42.7	D 6
41.5						F 4	
42.7	D 6						
43.2	—						

注記* : 重大事故等時における使用時の値

3.2 給水系

名 称		原子炉浄化系合流部 ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	8.62 / 8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302 / 302(304)
外 径	mm	457.2 / 489.6 / 318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、原子炉浄化系合流部から原子炉压力容器までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉浄化系で浄化された原子炉冷却材を原子炉压力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉隔離時冷却ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉压力容器に注入するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、T 2、外径の設定根拠をD 1、D 2、継手の外径の設定根拠をF 1として下記に示す。</p> <p>給水系主配管の設計仕様を表 2.2-1 給水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、8.62MPaとする。</p> <p><u>P 2 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T 1は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、302℃とする。

T 2 : 302℃ (304℃)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も容量の大きい原子炉隔離時冷却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ポンプに必要な容量が設計基準対象施設として使用する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、メーカー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、318.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	457.2	23.8	450	0.13177	□*1	□	□
D 2	318.5	21.4	300	0.05970	□*2	□	□

注記*1：給水系の定格流量の 1/2

*2：給水系の定格流量の 1/4

(2) 継手

F 1 : 489.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名	称	原子炉浄化系合流部
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外 径	mm	114.3 / 144.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本主配管は、原子炉浄化系合流部であり、設計基準対象施設として、原子炉浄化系で浄化された原子炉冷却材を原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉隔離時冷却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に注入するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 3、継手の外径の設定根拠を F 2 として下記に示す。</p> <p>給水系主配管の設計仕様を表 2.2-1 給水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、主配管「原子炉浄化系合流部から原子炉圧力容器」の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、8.62MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、主配管「原子炉浄化系合流部から原子炉圧力容器」の最高使用温度に合わせ、302℃ とする。</p> <p>本主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設計条件とし、302℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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原子炉隔離時冷却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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記* : 原子炉隔離時冷却ポンプによる原子炉圧力容器への供給流量

(2) 継手

F 2 : 144.3mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

表 2.2-1 給水系主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
給水系	原子炉浄化系合流部 ～ 原子炉压力容器	8.62	P 1	302	T 1	457.2	D 1
						457.2	D 1
	8.62 (8.98*)	P 2	302 (304*)	T 2	457.2	D 1	
					457.2	D 1	
					489.6	F 1	
					457.2	—	
					318.5	D 2	
					318.5	D 2	
					114.3	D 3	
	原子炉浄化系合流部	8.62	P 1	302	T 1	144.3	F 2
						144.3	F 2

注記*：重大事故等時における使用時の値

4. 残留熱除去設備

4.1 残留熱除去系

名 称		残留熱除去系熱交換器
容量（設計熱交換量）	MW/個	□以上（9.13）
最高使用圧力	MPa	管側 3.92 / 胴側 1.37
最高使用温度	℃	管側 185 / 胴側 85
伝熱面積	m ² /個	□以上（□）
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設として発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備として、下記のモード・機能の際に熱を除去するために設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 原子炉停止時冷却モード ② 低圧注水モード ③ 格納容器冷却モード ④ サプレッションプール水冷却モード ⑤ 燃料プール冷却機能 <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系熱交換器は、下記の機能を有する。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 原子炉停止時冷却モード <p>残留熱除去系熱交換器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合であって、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。</p> <p>統構成は、A、B-残留熱除去ポンプにより冷却材を原子炉圧力容器から取水し、A、B-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崩壊熱を除去し、発電用原子炉を冷却できる設計とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

(2) 格納容器冷却モード

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、サブプレッションチェンバのプール水をA、B-残留熱除去ポンプにより残留熱除去系熱交換器を経由してドライウェル内及びサブ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、A、B-残留熱除去ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器を経由してサブプレッションチェンバ内に戻すことによりサブ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（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系熱交換器は、下記の機能を有する。

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場合であって、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、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ストレーナで異物をろ過し、残留熱除去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入し、炉心を冷却できる設計とする。

*：低圧注水系として使用する場合、残留熱除去系熱交換器を介するのはA及びB系列のみ。

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（原子炉格納容器スプレイ設備）として使用する残留熱除去系熱交換器は、下記の機能を有する。

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、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。

【設 定 根 拠】（続き）

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を A、B-残留熱除去系ストレーナで異物をろ過し、A、B-残留熱除去ポンプにより A、B-残留熱除去系熱交換器を経由してドライウエル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることにより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（サブプレッションプール冷却系）として使用する残留熱除去系熱交換器は、下記の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器は、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を低下させるために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を A、B-残留熱除去系ストレーナで異物をろ過し、A、B-残留熱除去ポンプにより A、B-残留熱除去系熱交換器を経由してサブプレッションチェンバ内に戻すことによりサブ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（残留熱代替除去系）として使用する残留熱除去系熱交換器は、下記の機能を有する。

B-残留熱除去系熱交換器は、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、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、サブプレッションチェンバのプール水を B-残留熱除去系ストレーナで異物をろ過し、残留熱代替除去ポンプにより B-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。

【設 定 根 拠】（続き）

1. 容量（設計熱交換量）の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器の容量は、全ての運転モード・機能を包絡する値として、原子炉停止時冷却モード時に必要な容量を考慮して決定する。原子炉停止時冷却モード時の必要除熱量は、原子炉停止 時間後に炉水温度を °C以下に冷却可能な容量として、 MW [Kcal/h] である。したがって、残留熱除去系熱交換器の容量（設計熱交換量）は、 MW/個とする。

上記より、原子炉停止時冷却モードの必要熱交換量は、 MW となり、残留熱除去系熱交換器の必要熱交換量は、 MW/個以上となる。

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	原子炉停止時冷却モード
熱交換器 1 個当たりの必要熱交換量 (MW/個)	<input type="text"/>
被冷却水流量 (kg/h)	<input type="text"/>
被冷却水温度 (°C)	<input type="text"/>
冷却水流量 (kg/h)	<input type="text"/>
冷却水温度 (°C)	<input type="text"/>
必要伝熱面積 (m ²)	<input type="text"/>

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 0.427MPa 並びに最高使用温度 171°C 及び 104°C 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、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において残留熱代替除去系に期待する熱交換量（ MW（被冷却水流量 150m³/h、被冷却水温度 167°C 時）を確保可能な伝熱面積が最大の m² 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ため、設計基準対象施設と同設計条件とし、 MW/個以上とする。

公称値については、 9.13MW/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 管側

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管側の最高使用圧力は、主配管「A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～A-残留熱除去系熱交換器」及び主配管「B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～B-残留熱除去系熱交換器」の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。

【設定根拠】（続き）

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管側の圧力は、主配管「A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～A-残留熱除去系熱交換器」及び主配管「B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～B-残留熱除去系熱交換器」の使用圧力に合わせて、3.92MPaとする。

(2) 胴側

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胴側の最高使用圧力は、原子炉補機冷却系の主配管「A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～A-残留熱除去系熱交換器」及び「B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～B-残留熱除去系熱交換器」の最高使用圧力に合わせて、1.37MPa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胴側の圧力は、原子炉補機冷却系の主配管「A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～A-残留熱除去系熱交換器」及び「B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～B-残留熱除去系熱交換器」の使用圧力に合わせて、1.37MPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠**(1) 管側**

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管側の最高使用温度は、主配管「A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～A-残留熱除去系熱交換器」及び主配管「B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～B-残留熱除去系熱交換器」の最高使用温度に合わせて、185℃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管側の温度は、主配管「A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～A-残留熱除去系熱交換器」及び主配管「B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～B-残留熱除去系熱交換器」の使用温度に合わせて、185℃とする。

(2) 胴側

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胴側の最高使用温度は、原子炉補機冷却系の主配管「A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～A-残留熱除去系熱交換器」及び「B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～B-残留熱除去系熱交換器」の最高使用温度に合わせて、85℃とする。

【設 定 根 拠】（続き）

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胴側の温度は、原子炉補機冷却系の主配管「A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～A-残留熱除去系熱交換器」及び「B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～B-残留熱除去系熱交換器」の使用温度に合わせ、85℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

設計基準対象施設として使用する場合の残留熱除去系熱交換器の伝熱面積は、原子炉停止時冷却モードの設計熱交換量 \square MW/個を満足するために必要な伝熱面積 \square m²/個を上回る \square 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、残留熱代替除去系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 \square m²であり、設計段階にて確認している容量（設計交換熱量） \square MW/個を満足するために必要な伝熱面積 \square m²に包絡されることから、設計基準対象施設と同仕様とし、 \square m²/個以上とする。

公称値については、設計確認値である \square m²/個を上回る \square m²/個とする。

5. 個数の設定根拠

残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設として炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等するために必要な個数として A 系、B 系独立した 2 系列に各 1 個、合計 2 個設置する。

残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	残留熱除去ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	□以上 (1218)
揚 程	m	□以上 (98)
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37 / 吐出側 3.92
最高使用温度	℃	A, B-残留熱除去ポンプ : 185, C-残留熱除去ポンプ : 100 (116)
原 動 機 出 力	kW/個	560
個 数	—	3

【設 定 根 拠】

(概 要)

・設計基準対象施設

残留熱除去ポンプは、設計基準対象施設として発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備として、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 格納容器冷却モード
- ④ サプレッションプール水冷却モード
- ⑤ 燃料プール冷却機能

なお、上記のモードのうち、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備としての機能を有する低圧注水モードに要求される機能を他のモード・機能に優先して発揮できる設計とする。

・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ポンプは、下記の機能を有する。

(1) 原子炉停止時冷却モード

A, B-残留熱除去ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合であって、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、A, B-残留熱除去ポンプにより冷却材を原子炉圧力容器から取水し、A, B-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崩壊熱を除去し、発電用原子炉を冷却できる設計とする。

【設 定 根 拠】（続き）

(2) 格納容器冷却モード

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 A、B-残留熱除去ポンプにより残留熱除去系熱交換器を経由してドライウエ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) サプレッションプール水冷却モード

A、B-残留熱除去ポンプは、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、A、B-残留熱除去ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を A、B-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（残留熱除去系）として使用する残留熱除去ポンプは、下記の機能を有する。

残留熱除去ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合であって、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、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ストレーナで異物をろ過し、残留熱除去ポンプにより原子炉圧力容器へ注入し、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（原子炉格納容器スプレイ設備）として使用する残留熱除去ポンプは、下記の機能を有する。

A、B-残留熱除去ポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。また、原子炉格納容器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のプール水を A、B-残留熱除去系ストレーナで異物をろ過し、A、B-残留熱除去ポンプにより A、B-残留熱除去系熱交換器を経由してドライウエ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により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。

【設 定 根 拠】（続き）

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（サブプレッションプール冷却系）として使用する残留熱除去ポンプは、下記の機能を有する。

A, B-残留熱除去ポンプは、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を低下させるために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を A, B-残留熱除去系ストレーナで異物をろ過し、A, B-残留熱除去ポンプにより A, B-残留熱除去系熱交換器を経由してサブプレッションチェンバ内に戻すことによりサブ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。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去ポンプの容量は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている m³/h を上回る流量とし、 m³/h/個以上とする。

残留熱除去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設計条件とし、 m³/h/個以上とする。

公称値については、設計確認値を上回る 1218m³/h/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去ポンプの揚程は、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、原子炉と水源の差圧が MPa の原子炉に m³/h の注水ができるように設計する。

① 原子炉圧力容器とサブプレッションチェンバ内圧の差： m

$$\text{} \times 10^6 / (958 \times 9.80665) = \text{} \div \text{} \text{ m}$$

密度：958kg/m³（100℃，飽和圧力）

② 静水頭： m

サブプレシヨンプール水位低 EL ～低圧注水ノズル EL

③ 配管・機器圧力損失： m

機器圧力損失： m

配管・弁類圧力損失： m

合計 m

④ ①～③の合計(m)： m

上記から、残留熱除去ポンプの揚程は、 m を上回る m 以上とする。

残留熱除去ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、 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 98m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 吸込側

設計基準対象施設として使用する残留熱除去ポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「A-停止時冷却モード入口ライン合流部～A-残留熱除去ポンプ」と主配管「B-停止時冷却モード入口ライン合流部～B-残留熱除去ポンプ」及び主配管「高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部～C-残留熱除去ポンプ」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。

残留熱除去ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、主配管「A-停止時冷却モード入口ライン合流部～A-残留熱除去ポンプ」と主配管「B-停止時冷却モード入口ライン合流部～B-残留熱除去ポンプ」及び主配管「高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部～C-残留熱除去ポンプ」の使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。

【設定根拠】(続き)

(2) 吐出側

設計基準対象施設として使用する残留熱除去ポンプの吐出側の最高使用圧力は、残留熱除去ポンプ締切運転時の揚程は約 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 MPa とする。

① 原子炉停止時冷却モード時の原子炉圧力の上限 : MPa

② 静水頭 : MPa

$$\text{} \times 0.00980665 \div \text{} = \text{}$$

m : 原子炉通常水位 EL と残留熱除去ポンプ据付床レベル EL のエレベーション差

③ 締切揚程 : MPa

④ ①～③の合計 : MPa

残留熱除去ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、3.92MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する A/B-残留熱除去ポンプの最高使用温度は、主配管「A-停止時冷却モード入口ライン合流部～A-残留熱除去ポンプ」と主配管「B-停止時冷却モード入口ライン合流部～B-残留熱除去ポンプ」の最高使用温度に合わせ、185℃とする。

設計基準対象施設として使用する C-残留熱除去ポンプの最高使用温度は、主配管「高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部～C-残留熱除去ポンプ」の最高使用温度に合わせ、100℃とする。

A/B-残留熱除去ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185℃とする。

C-残留熱除去ポンプを重大事故等時において使用する場合は、C-残留熱除去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。

C-残留熱除去ポンプによる原子炉圧力容器への注水時の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）の事故シーケンスグループ（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））より約 °C であり、これを上回る温度とし、116℃とする。

【設定根拠】(続き)

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去ポンプの原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002)「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 1218/3600

H : 揚程 (m) = 98

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1218}{3600}\right) \times 98}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記から、残留熱除去ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、560kW/個 とする。

残留熱除去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設計条件とし、560kW/個 とする。

6. 個数の設定根拠

残留熱除去ポンプは、設計基準対象施設として炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等するために必要な個数として A 系、B 系、C 系独立した 3 系列に各 1 個、合計 3 個設置する。

残留熱除去ポンプは、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		残留熱除去系ストレーナ
容 量	m ³ /h/組	□以上 (1218)
最高使用圧力	MPa	- [0.427] (- [0.853])
最高使用温度	℃	104 (178)
個 数	—	6(3組)
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 残留熱除去系ストレーナは、設計基準対象施設としてサブプレッションプール内の異物による残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、低圧注水管等下流の系統内機器の機能低下を防止する目的に設置する。 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19年5月23日付け平成19・04・27原第14号にて認可された工事計画のIV-1「設備別記載事項の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、下記の機能を有する。 A、B-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、サブプレッションチェンバを水源とし、A、B-残留熱除去系ストレーナにて異物をろ過し、A、B-残留熱除去ポンプにより A、B-残留熱除去系熱交換器を經由してサブプレッションチェンバ内に戻すことによりサブ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（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、下記の機能を有する。 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場合であって、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、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナにて異物を除去し、残留熱除去ポンプにより原子炉圧力容器へ注入し、炉心を冷却できる設計とする。 		

【設 定 根 拠】（続き）

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（原子炉格納容器スプレイ設備）として使用する残留熱除去系ストレーナは、下記の機能を有する。

A, B-残留熱除去系ストレーナは、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。また、原子炉格納容器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、A, B-残留熱除去系ストレーナにて異物をろ過し、A, B-残留熱除去ポンプにより A, B-残留熱除去系熱交換器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により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（サプレッションプール冷却系）として使用する残留熱除去系ストレーナは、下記の機能を有する。

A, B-残留熱除去系ストレーナは、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、A, B-残留熱除去系ストレーナにて異物をろ過し、A, B-残留熱除去ポンプにより A, B-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（残留熱代替除去系）として使用する残留熱除去系ストレーナは、下記の機能を有する。

B-残留熱除去系ストレーナは、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にて異物をろ過し、残留熱代替除去ポンプにより B-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。

【設 定 根 拠】（続き）

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（高圧原子炉代替注水系）として使用する残留熱除去系ストレーナは、下記の機能を有する。

C-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高圧の場合であって、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、C-残留熱除去系ストレーナにて異物をろ過し、高圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉圧力容器へ注入し、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（高圧原子炉代替注水系）として使用する残留熱除去系ストレーナは、下記の機能を有する。

C-残留熱除去系ストレーナは、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、C-残留熱除去系ストレーナにて異物をろ過し、高圧原子炉代替注水ポンプにより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。

1. 容量の設定根拠

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（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設計条件とし、m³/h/組以上とする。

A, B-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（原子炉格納容器スプレイ設備）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設計条件とし、m³/h/組以上とする。

A, B-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（残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）として使用する場合の容量は、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設計条件とし、m³/h/組以上とする。

【設定根拠】（続き）

B-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（残留熱代替除去系）として使用する場合は、残留熱代替除去ポンプ2台の容量 m³/h を上回る m³/h/組以上とする。

C-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（高圧原子炉代替注水系）として使用する場合は、高圧原子炉代替注水ポンプ1台の容量 m³/h を上回る m³/h/組以上とする。

C-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（高圧原子炉代替注水系）として使用する場合は、高圧原子炉代替注水ポンプ1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、 1218m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

残留熱除去系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時における原子炉格納容器の限界圧力 0.853MPa とし、[]内に示している。

3. 最高使用温度の設定根拠

A, B-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（全交流電源喪失）により °C であり、これを上回る温度とし、178°C とする

C-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使用時の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（崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失））により °C であり、これを上回る温度とし、178°C とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

残留熱除去系ストレーナは，設計基準対象施設としてサブレーションプール内の異物をろ過するために必要な個数としてA系，B系，C系独立した3系列に2個ずつ，計6個（3組）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（3組）設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		RV222-1A, B, C
吹 出 圧 力	MPa	3.92
個 数	—	3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>安全弁 RV222-1A, B, C は、主配管「A-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部～弁 MV222-11A」, 「B-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部～弁 MV222-11B」及び「C-残留熱除去ポンプ～原子炉压力容器」上に設置する逃がし弁である。</p> <p>安全弁 RV222-1A, B, C は、設計基準対象施設として主配管「A-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部～弁 MV222-11A」, 「B-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部～弁 MV222-11B」及び「C-残留熱除去ポンプ～原子炉压力容器」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。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に主配管「A-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部～弁 MV222-11A」, 「B-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部～弁 MV222-11B」及び「C-残留熱除去ポンプ～原子炉压力容器」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最高使用圧力以下に維持する。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する安全弁 RV222-1A, B, C の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「A-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部～弁 MV222-11A」, 「B-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部～弁 MV222-11B」及び「C-残留熱除去ポンプ～原子炉压力容器」の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>安全弁 RV222-1A, 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設計条件とし、3.92MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>安全弁 RV222-1A, B, C は、設計基準対象施設として主配管「A-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部～弁 MV222-11A」, 「B-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部～弁 MV222-11B」及び「C-残留熱除去ポンプ～原子炉压力容器」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3個設置する。</p> <p>安全弁 RV222-1A, 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。</p>		

名 称		RV222-2
吹 出 圧 力	MPa	1.37
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>安全弁 RV222-2 は、主配管「弁 MV222-7～B-停止時冷却モード入口ライン分岐部」上に設置する逃がし弁である。</p> <p>安全弁 RV222-2 は、設計基準対象施設として主配管「弁 MV222-7～B-停止時冷却モード入口ライン分岐部」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。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に主配管「弁 MV222-7～B-停止時冷却モード入口ライン分岐部」の圧力が、設計基準対象施設の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。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する安全弁 RV222-2 の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「弁 MV222-7～B-停止時冷却モード入口ライン分岐部」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>安全弁RV222-2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設計条件とし、1.37MPaとする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>安全弁 RV222-2 は、設計基準対象施設として主配管「弁 MV222-7～B-停止時冷却モード入口ライン分岐部」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。</p> <p>安全弁 RV222-2 は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	停止時冷却モード入口ライン分岐部 ～ 弁MV222-6	
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)	
最高使用温度	℃	302 (304)	
外	径	mm	457.2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本主配管は、停止時冷却モード入口ライン分岐部から弁MV222-6までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環系からの炉水をA,B-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉再循環系からの炉水をA,B-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa(8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去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ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	457.2	29.4	450	0.12466	□*	□	□

注記*：残留熱除去ポンプ 2 台分の定格流量

名 称		弁MV222-6 ～ 弁MV222-7
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	302 (304)
外 径	mm	457.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、弁MV222-6から弁MV222-7までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環系からの炉水をA,B-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉再循環系からの炉水をA,B-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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に合わせ、8.98MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ，302°Cとする。

本主配管を重大事故等時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に合わせ，304°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	457.2	29.4	450	0.12466	□*	□	□

注記*：残留熱除去ポンプ 2 台分の定格流量

名 称		弁MV222-7 ～ B-停止時冷却モード入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	558.8 / 568.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、弁MV222-7からB-停止時冷却モード入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環系からの炉水をA、B-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉再循環系からの炉水をA、B-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 2，F 1として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

本主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設計条件とし、185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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 とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	558.8	9.5	550	0.22885	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプ 2 台分の定格流量

(2) 継手

F 1 : 568.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	B-停止時冷却モード入口ライン分岐部 ～ A-燃料プール冷却入口ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	568.4 / 558.8 / 406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-停止時冷却モード入口ライン分岐部からA-燃料プール冷却入口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環系からの炉水をA-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉再循環系からの炉水をA-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 3，D 4，F 1として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

本主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設計条件とし、185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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、406.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	558.8	9.5	550	0.22885	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 4	406.4	9.5	400	0.11787	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

(2) 継手

F 1 : 568.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	A-燃料プール冷却入口ライン合流部 ～ A-停止時冷却モード入口ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	406.4 / 416.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、A-燃料プール冷却入口ライン合流部からA-停止時冷却モード入口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環系からの炉水及び燃料プール冷却系からの燃料プール水をA-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉再循環系からの炉水をA-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 4，F 2として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

本主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設計条件とし、185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	406.4	9.5	400	0.11787	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記* : 残留熱除去ポンプの定格流量

(2) 継手

F 2 : 416.0mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	A-停止時冷却モード入口ライン合流部 ～ A-残留熱除去ポンプ	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	517.6 / 508.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、A-停止時冷却モード入口ライン合流部からA-残留熱除去ポンプまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環系からの炉水、サプレッションチェンバのプール水及び燃料プール冷却系からの燃料プール水をA-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉再循環系からの炉水及びサプレッションチェンバのプール水をA-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 5，F 3として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

本主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設計条件とし、185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	508.0	9.5	500	0.18781	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記* : 残留熱除去ポンプの定格流量

(2) 継手

F 3 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	残留熱代替除去ポンプ入口ライン分岐部 ～ B-燃料プール冷却入口ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、残留熱代替除去ポンプ入口ライン分岐部からB-燃料プール冷却入口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、燃料プール冷却系からの燃料プール水をB-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サプレッションチェンバのプール水を残留熱代替除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 6として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本主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設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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補助機能の設計流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補助機能の設計流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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 6	216.3	8.2	200	0.03138	<input type="text"/> *1	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>

注記*1：燃料プール冷却補助機能の設計流量

*2：当該配管は，内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で m/s）を下回るため問題ない。

名 称	A-残留熱除去ポンプ ～ A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、A-残留熱除去ポンプからA-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより炉水、サブプレッションチェンバのプール水及び燃料プール水を原子炉圧力容器、原子炉格納容器、サブプレッションチェンバ及び燃料プールに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより炉水及びサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器、原子炉格納容器及びサブプレッションチェンバに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP3、最高使用温度の設定根拠をT2、外径の設定根拠をD7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本主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設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部 ～ A-残留熱除去系熱交換器	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部からA-残留熱除去系熱交換器までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより炉水、サブプレッションチェンバのプール水及び燃料プール水を原子炉圧力容器、原子炉格納容器、サブプレッションチェンバ及び燃料プールに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより炉水及びサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器、原子炉格納容器及びサブプレッションチェンバに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP3、最高使用温度の設定根拠をT2、外径の設定根拠をD7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本主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設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	A-残留熱除去系熱交換器 ～ A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、A-残留熱除去系熱交換器からA-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器、原子炉格納容器、サプレッションチェンバ及び燃料プールに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器、原子炉格納容器及びサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本主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設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部 ～ A-停止時冷却戻りライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部からA-停止時冷却戻りライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器、原子炉格納容器、サプレッションチェンバ及び燃料プールに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器、原子炉格納容器及びサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本主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設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	A-停止時冷却戻りライン分岐部 ～ A-サブプレッションプール冷却ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、A-停止時冷却戻りライン分岐部からA-サブプレッションプール冷却ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器及びサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器及びサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本主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設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称		A-サブプレッションプール冷却ライン分岐部 ～ A-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、A-サブプレッションプール冷却ライン分岐部からA-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器及びサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器及びサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本主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設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	A-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部 ～ 弁MV222-11A	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、A-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部から弁MV222-11Aまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本主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設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称		弁MV222-11A ～ 弁AV222-3A
最高使用圧力	MPa	10.4
最高使用温度	℃	302 (304)
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は, 弁MV222-11Aから弁AV222-3Aまでを接続する配管であり, 設計基準対象施設として, A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては, A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 4, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 8 として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 4 : 10.4MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 4 は, 接続する原子炉再循環系の最高使用圧力に合わせ, 10.4MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし, 10.4MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ，302°Cとする。

本主配管を重大事故等時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に合わせ，304°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 8	267.4	18.2	250	0.04191	□*1	□*2	□

注記*1：残留熱除去ポンプの定格流量

*2：当該配管は，内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で □m/s）を下回るため問題ない。

名 称	弁AV222-3A ～ A-停止時冷却モード戻りライン合流部	
最高使用圧力	MPa	10.4
最高使用温度	℃	302 (304)
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、弁AV222-3AからA-停止時冷却モード戻りライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 4、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 8として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 4 : 10.4MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 4は、接続する原子炉再循環系の最高使用圧力に合わせ、10.4MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、10.4MPaとする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ，302°Cとする。

本主配管を重大事故等時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に合わせ，304°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 8	267.4	18.2	250	0.04191	□*1	□*2	□

注記*1：残留熱除去ポンプの定格流量

*2：当該配管は，内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で □m/s）を下回るため問題ない。

名 称	B-停止時冷却モード入口ライン分岐部 ～ B-燃料プール冷却入口ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	416.0 / 406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-停止時冷却モード入口ライン分岐部からB-燃料プール冷却入口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環系からの炉水をB-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉再循環系からの炉水をB-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 4，F 2として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本主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設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	406.4	9.5	400	0.11787	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

(2) 継手

F 2 : 416.0mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-燃料プール冷却入口ライン合流部 ～ B-停止時冷却モード入口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	406.4 / 416.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-燃料プール冷却入口ライン合流部からB-停止時冷却モード入口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環系からの炉水及び燃料プール冷却系からの燃料プール水をB-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉再循環系からの炉水をB-残留熱除去ポンプに供給及びサプレッションチェンバのプール水を残留熱代替除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 4，F 2として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

本主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設計条件とし、185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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、406.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	406.4	9.5	400	0.11787	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記* : 残留熱除去ポンプの定格流量

(2) 継手

F 2 : 416.0mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	B-停止時冷却モード入口ライン合流部 ～ B-残留熱除去ポンプ	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	517.6 / 508.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-停止時冷却モード入口ライン合流部からB-残留熱除去ポンプまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉再循環系からの炉水、サプレッションチェンバのプール水及び燃料プール冷却系からの燃料プール水をB-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉再循環系からの炉水及びサプレッションチェンバのプール水をB-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 5，F 3として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本主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設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	508.0	9.5	500	0.18781	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

(2) 継手

F 3 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	B-残留熱除去ポンプ ～ 残留熱代替除去ポンプ注水ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-残留熱除去ポンプから残留熱代替除去ポンプ注水ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより炉水、サブプレッションチェンバのプール水及び燃料プール水を原子炉圧力容器、原子炉格納容器、サブプレッションチェンバ及び燃料プールに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより炉水及びサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器、原子炉格納容器及びサブプレッションチェンバに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP3、最高使用温度の設定根拠をT2、外径の設定根拠をD7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本主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設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	残留熱代替除去ポンプ注水ライン合流部 ～ B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、残留熱代替除去ポンプ注水ライン合流部からB-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより炉水、サブプレッションチェンバのプール水及び燃料プール水を原子炉圧力容器、原子炉格納容器、サブプレッションチェンバ及び燃料プールに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより炉水及びサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器、原子炉格納容器及びサブプレッションチェンバに供給するために設置する。また、残留熱代替除去ポンプよりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器及び原子炉格納容器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3、最高使用温度の設定根拠を T 2、外径の設定根拠を D 7 として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 3 は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本主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設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部 ～ B-残留熱除去系熱交換器	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部からB-残留熱除去系熱交換器までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより炉水、サブプレッションチェンバのプール水及び燃料プール水を原子炉圧力容器、原子炉格納容器、サブプレッションチェンバ及び燃料プールに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより炉水及びサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器、原子炉格納容器及びサブプレッションチェンバに供給するために設置する。また、残留熱代替除去ポンプよりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器及び原子炉格納容器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3、最高使用温度の設定根拠を T 2、外径の設定根拠を D 7 として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 3 は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本主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設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	B-残留熱除去系熱交換器 ～ B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-残留熱除去系熱交換器からB-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器、原子炉格納容器、サプレッションチェンバ及び燃料プールに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器、原子炉格納容器及びサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。また、残留熱代替除去ポンプより原子炉圧力容器及び原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本主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設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部 ～ B-低圧注水ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部からB-低圧注水ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器、原子炉格納容器、サプレッションチェンバ及び燃料プールに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器、原子炉格納容器及びサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。また、残留熱代替除去ポンプより原子炉圧力容器及び原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本主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設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称		B-低圧注水ライン分岐部 ～ B-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-低圧注水ライン分岐部からB-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器及びサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器及びサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本主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設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称		B-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部 ～ 弁MV222-11B
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部から弁MV222-11Bまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

$T_2 : 185^{\circ}\text{C}$

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T_2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 $^{\circ}\text{C}$ を上回る温度とし、 185°C とする。

本主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設計条件とし、 185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m^2)	流量 (m^3/h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称		弁MV222-11B ～ 弁AV222-3B
最高使用圧力	MPa	10.4
最高使用温度	℃	302 (304)
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は, 弁MV222-11Bから弁AV222-3Bまでを接続する配管であり, 設計基準対象施設として, B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては, B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 4, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 8 として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 4 : 10.4MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 4 は, 接続する原子炉再循環系の最高使用圧力に合わせ, 10.4MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし, 10.4MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ，302°Cとする。

本主配管を重大事故等時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に合わせ，304°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 8	267.4	18.2	250	0.04191	□*1	□*2	□

注記*1：残留熱除去ポンプの定格流量

*2：当該配管は，内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で □m/s）を下回るため問題ない。

名 称		弁AV222-3B ～ B-停止時冷却モード戻りライン合流部
最高使用圧力	MPa	10.4
最高使用温度	℃	302 (304)
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、弁AV222-3BからB-停止時冷却モード戻りライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 4、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 8として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 4 : 10.4MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 4は、接続する原子炉再循環系の最高使用圧力に合わせ、10.4MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、10.4MPaとする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302°Cとする。

本主配管を重大事故等時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に合わせ、304°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 8	267.4	18.2	250	0.04191	□*1	□*2	□

注記*1：残留熱除去ポンプの定格流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で □m/s）を下回るため問題ない。

名 称	A-停止時冷却戻りライン分岐部 ～ A-燃料プール冷却ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、A-停止時冷却戻りライン分岐部からA-燃料プール冷却ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器、原子炉格納容器及び燃料プールに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器及び原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

$T_2 : 185^{\circ}\text{C}$

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T_2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 $^{\circ}\text{C}$ を上回る温度とし、 185°C とする。

本主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設計条件とし、 185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m^2)	流量 (m^3/h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記* : 残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	A-燃料プール冷却ライン分岐部 ～ 原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、A-燃料プール冷却ライン分岐部から原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器及び原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器及び原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

$T_2 : 185^{\circ}\text{C}$

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T_2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 $^{\circ}\text{C}$ を上回る温度とし、 185°C とする。

本主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設計条件とし、 185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m^2)	流量 (m^3/h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記* : 残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	A-残留熱除去系ストレーナ ～ A-停止時冷却モード入口ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853) / 1.37
最高使用温度	℃	104 (178) / 185
外 径	mm	508.0 / 517.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、A-残留熱除去系ストレーナからA-停止時冷却モード入口ライン合流部までを接続する配管であり、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をA-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サプレッションチェンバのプール水をA-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 5，P 2，最高使用温度の設定根拠をT 3，T 2，外径の設定根拠をD 5，F 3として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 5 : 0.427MPa (0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 5は、サプレッションチェンバの最高使用圧力に合わせて、0.427MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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限界圧力に合わせて、0.853MPa とする。</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせて、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 3 : 104°C (178°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 3 は、サプレッションチェンバの最高使用温度に合わせ、104°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における A-残留熱除去系ストレーナの使用温度に合わせ、178°Cとする。

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°Cとする。

本主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設計条件とし、185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	508.0	9.5	500	0.18781	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記* : 残留熱除去ポンプの定格流量

(2) 継手

F 3 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部 ～ A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部からA-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器、原子炉格納容器、サブプレッションチェンバ及び燃料プールに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器、原子炉格納容器及びサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

$T_2 : 185^{\circ}\text{C}$

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T_2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 $^{\circ}\text{C}$ を上回る温度とし、 185°C とする。

本主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設計条件とし、 185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m^2)	流量 (m^3/h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	原子炉压力容器ヘッドスプレイライン分岐部 ～ A-原子炉压力容器注入ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、原子炉压力容器ヘッドスプレイライン分岐部からA-原子炉压力容器注入ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器及び原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器及び原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本主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設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名	称	A-原子炉压力容器注入ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	—
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、A-原子炉压力容器注入ライン分岐部であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器及び原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器及び原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。また、低圧原子炉代替注水ポンプより原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 2 として下記に示す。 残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 3 は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 185℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 <input type="text"/> MPa の飽和温度 <input type="text"/> ℃を上回る温度とし、185℃とする。</p> <p>本主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設計条件とし、185℃とする。</p>		

名 称	A-原子炉压力容器注入ライン分岐部 ～ 低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、A-原子炉压力容器注入ライン分岐部から低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器に冷却水を供給するために設置する。また、低圧原子炉代替注水ポンプより原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

$T_2 : 185^{\circ}\text{C}$

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T_2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 $^{\circ}\text{C}$ を上回る温度とし、 185°C とする。

本主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設計条件とし、 185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m^2)	流量 (m^3/h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記* : 残留熱除去ポンプの定格流量

名	称	低压原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	—
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、低压原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプ及び大量送水車より原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。また、低压原子炉代替注水ポンプより原子炉圧力容器及び原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 2 として下記に示す。 残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 3 は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 185℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 <input type="text"/> MPa の飽和温度 <input type="text"/> ℃を上回る温度とし、185℃とする。</p> <p>本主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設計条件とし、185℃とする。</p>		

名 称		低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部 ～ 原子炉圧力容器
最高使用圧力	MPa	3.92 / 8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	185 / 302 (304)
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部から原子炉圧力容器までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプ、残留熱代替除去ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車より原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、P 1、最高使用温度の設定根拠をT 2、T 1、外径の設定根拠をD 9、D 8として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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に合わせ、8.98MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

本主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設計条件とし、185°C とする。

T 1 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302°C とする。

本主配管を重大事故等時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に合わせ、304°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 9	267.4	12.7	250	0.04600	<input type="text"/> *1	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>
D 8	267.4	18.2	250	0.04191	<input type="text"/> *1	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>

注記*1：残留熱除去ポンプの定格流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で m/s）を下回るため問題ない。

名 称		B-残留熱除去系ストレーナ ～ B-停止時冷却モード入口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853) / 1.37
最高使用温度	℃	104 (178) / 185
外 径	mm	508.0 / 517.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-残留熱除去系ストレーナからB-停止時冷却モード入口ライン合流部までを接続する配管であり、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をB-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サプレッションチェンバのプール水をB-残留熱除去ポンプ及び残留熱代替除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 5，P 2，最高使用温度の設定根拠をT 3，T 2，外径の設定根拠をD 5，F 3として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 5 : 0.427MPa (0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 5は、サプレッションチェンバの最高使用圧力に合わせ、0.427MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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限界圧力に合わせ、0.853MPa とする。</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 3 : 104°C (178°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 3 は、サプレッションチェンバの最高使用温度に合わせ、104°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における B-残留熱除去系ストレーナの使用温度に合わせ、178°Cとする。

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°Cとする。

本主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設計条件とし、185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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、508.0mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	508.0	9.5	500	0.18781	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

(2) 継手

F 3 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部 ～ B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部からB-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器、原子炉格納容器、サプレッションチェンバ及び燃料プールに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器、原子炉格納容器及びサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

$T_2 : 185^{\circ}\text{C}$

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T_2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 $^{\circ}\text{C}$ を上回る温度とし、 185°C とする。

本主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設計条件とし、 185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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、 355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m^2)	流量 (m^3/h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	B-低圧注水ライン分岐部 ～ B-ドライウェルスプレイライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-低圧注水ライン分岐部からB-ドライウェルスプレイライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器、原子炉格納容器、サブプレッションチェンバ及び燃料プールに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器、原子炉格納容器及びサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。また、残留熱代替除去ポンプより原子炉压力容器及び原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

$T_2 : 185^{\circ}\text{C}$

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T_2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 $^{\circ}\text{C}$ を上回る温度とし、 185°C とする。

本主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設計条件とし、 185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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、 355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m^2)	流量 (m^3/h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	B-ドライウェルスプレイライン分岐部 ～ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン 合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-ドライウェルスプレイライン分岐部から低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

$T_2 : 185^{\circ}\text{C}$

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T_2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 $^{\circ}\text{C}$ を上回る温度とし、 185°C とする。

本主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設計条件とし、 185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m^2)	流量 (m^3/h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名	称	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部 ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	3.92 / 8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	185 / 302 (304)
外	径	mm
		355.6 / 267.4
<p>【設定根拠】 （概要）</p> <p>本主配管は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部から原子炉压力容器までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉压力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプ及び大量送水車より原子炉压力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP3、P1、最高使用温度の設定根拠をT2、T1、外径の設定根拠をD7、D8として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p> <p><u>P1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P1は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

本主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設計条件とし、185°C とする。

T 1 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302°C とする。

本主配管を重大事故等時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に合わせ、304°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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、355.6mm、267.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *1	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 8	267.4	18.2	250	0.04191	<input type="text"/> *1	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>

注記*1：残留熱除去ポンプの定格流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で m/s）を下回るため問題ない。

名 称		C-残留熱除去系ストレーナ ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853) / 1.37
最高使用温度	℃	104 (178) / 100 (120)
外 径	mm	508 / 517.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、C-残留熱除去系ストレーナから高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部までを接続する配管であり、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をC-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サプレッションチェンバのプール水をC-残留熱除去ポンプ及び高圧原子炉代替注水ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 5，P 2，最高使用温度の設定根拠をT 3，T 4，外径の設定根拠をD 5，F 3として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 5 : 0.427MPa (0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 5は、サプレッションチェンバの最高使用圧力に合わせ、0.427MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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限界圧力に合わせ、0.853MPa とする。</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 3 : 104°C (178°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 3 は、サブプレッションチェンバの最高使用温度に合わせ、104°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における C-残留熱除去系ストレーナの使用温度に合わせ、178°Cとする。

T 4 : 100 (120) °C




設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 4 は、LOCA 時のサブプレッションプールの温度を上回る温度とし、100°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における高圧原子炉代替注水系使用時のサブプレッションプールの温度に合わせ、120°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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、508.0mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	508.0	9.5	500	0.18781			

注記* : 残留熱除去ポンプの定格流量

(2) 継手

F 3 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部 ～ C-残留熱除去ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	100 (116)
外 径	mm	517.6 / 508.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部からC-残留熱除去ポンプまでを接続する配管であり、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をC-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サプレッションチェンバのプール水をC-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 5，外径の設定根拠をD 5，F 3として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 5 : 100°C (116°C)




設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 5 は、LOCA 時のサブプレッションプールの温度を上回る温度とし、100°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、C-残留熱除去ポンプの最高使用温度に合わせ、116°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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、508.0mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	508.0	9.5	500	0.18781			

注記* : 残留熱除去ポンプの定格流量

(2) 継手

F 3 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名	称	高压原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	(1.37)
最高使用温度	℃	(120)
外 径	mm	466.8 / 457.2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本主配管は、高压原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部であり、重大事故等対処設備として、サプレッションチェンバのプール水を高压原子炉代替注水ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 6，外径の設定根拠を D 1 0，F 4 として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : (1.37MPa)</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力 P 2 は、配管洗浄時に使用する復水輸送系に合わせ、1.37MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 6 : (120°C)

重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度 T 6 は、重大事故等時における高圧原子炉代替注水系使用時のサプレッションプールの温度に合わせ、120°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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、先行プラントの淡水の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、457.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 0	457.2	9.5	450	0.15081	□*	□	□

注記* : 高圧原子炉代替注水ポンプの定格流量

(2) 継手

F 4 : 466.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		C-残留熱除去ポンプ ～ 原子炉圧力容器
最高使用圧力	MPa	3.92 / 8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	100 (116) / 302 (304)
外 径	mm	355.6 / 267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、C-残留熱除去ポンプから原子炉圧力容器までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、C-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、C-残留熱除去ポンプより原子炉圧力容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、P 1、最高使用温度の設定根拠をT 5、T 1、外径の設定根拠をD 7、D 8として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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に合わせ、8.98MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 5 : 100°C (116°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 5 は、LOCA 時のサブプレッションプールの温度を上回る温度とし、100°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、C-残留熱除去ポンプの最高使用温度に合わせ、116°Cとする。

T 1 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="checkbox"/> *1	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 8	267.4	18.2	250	0.04191	<input type="checkbox"/> *1	<input type="checkbox"/> *2	<input type="checkbox"/>

注記*1：残留熱除去ポンプの定格流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で m/s）を下回るため問題ない。

名 称	A-原子炉压力容器注入ライン分岐部 ～ A-格納容器代替スプレイライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、A-原子炉压力容器注入ライン分岐部からA-格納容器代替スプレイライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプ及び低圧原子炉代替注水ポンプより原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本主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設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	A-格納容器代替スプレイライン合流部 ～ A-ドライウェルスプレイ管	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、A-格納容器代替スプレイライン合流部からA-ドライウェルスプレイ管までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプより原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車より原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

$T_2 : 185^{\circ}\text{C}$

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T_2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 $^{\circ}\text{C}$ を上回る温度とし、 185°C とする。

本主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設計条件とし、 185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m^2)	流量 (m^3/h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名	称	A-格納容器代替スプレイライン合流部
最高使用圧力	MPa	(3.92)
最高使用温度	℃	(185)
外 径	mm	77.0 / 69.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、A-格納容器代替スプレイライン合流部であり、重大事故等対処設備として、大量送水車より原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP3，最高使用温度の設定根拠をT2，外径の設定根拠をF5，F6として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P3 : (3.92MPa)</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : (185°C)

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(2) 継手

F 5 : 77.0mm

管台の管接続部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 6 : 69.3mm

管台の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	B-ドライウェルスプレイライン分岐部 ～ B-燃料プール冷却ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-ドライウェルスプレイライン分岐部からB-燃料プール冷却ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉格納容器、サブプレッションチェンバ及び燃料プールに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより原子炉格納容器及びサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。また、残留熱代替除去ポンプより原子炉圧力容器及び原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本主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設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	B-燃料プール冷却ライン分岐部 ～ B-サプレッションプール冷却ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-燃料プール冷却ライン分岐部からB-サプレッションプール冷却ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉格納容器及びサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより原子炉格納容器及びサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。また、残留熱代替除去ポンプより原子炉圧力容器及び原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本主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設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	B-サブプレッションプール冷却ライン分岐部 ～ 残留熱代替除去系原子炉注水ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-サブプレッションプール冷却ライン分岐部から残留熱代替除去系原子炉注水ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。また、残留熱代替除去ポンプより原子炉圧力容器及び原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

本主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設計条件とし、185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記* : 残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	残留熱代替除去系原子炉注水ライン分岐部 ～ 残留熱代替除去系スプレイライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、残留熱代替除去系原子炉注水ライン分岐部から残留熱代替除去系スプレイライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプ及び残留熱代替除去ポンプより原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本主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設計条件とし，185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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，355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	残留熱代替除去系スプレイライン分岐部 ～ B-格納容器代替スプレイライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、残留熱代替除去系スプレイライン分岐部からB-格納容器代替スプレイライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプより原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

本主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設計条件とし、185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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、355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：残留熱除去ポンプの定格流量

名 称	B-格納容器代替スプレイライン合流部 ～ B-ドライウェルスプレイ管	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-格納容器代替スプレイライン合流部からB-ドライウェルスプレイ管までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプより原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプ、残留熱代替除去ポンプ及び大量送水車より原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 7として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

本主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設計条件とし、185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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、355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	355.6	15.1	350	0.08316	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記* : 残留熱除去ポンプの定格流量

名	称	B-格納容器代替スプレイライン合流部
最高使用圧力	MPa	(3.92)
最高使用温度	℃	(185)
外 径	mm	77.0 / 69.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本主配管は、B-格納容器代替スプレイライン合流部であり、重大事故等対処設備として、残留熱代替除去ポンプ及び大量送水車より原子炉格納容器に冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP3，最高使用温度の設定根拠をT2，外径の設定根拠をF5，F6として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P3 : (3.92MPa)</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : (185°C)

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

3. 外径の設定根拠

(2) 継手

F 5 : 77.0mm

管台の管接続部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 6 : 69.3mm

管台の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	A-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部 ～ サプレッションチェンバスプレイ管	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185 / 104 (200)
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、A-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部からサプレッションチェンバスプレイ管までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプよりサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプよりサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，T 7，外径の設定根拠をD 1 1として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、185°C とする。

T 7 : 104°C (200°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 7 は、サプレッションチェンバの最高使用温度に合わせて、104°C とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界温度に合わせて、200°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去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、重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプによ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は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 1	114.3	8.6	100	0.00741	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：サプレッションプール水冷却モード時の設計流量

名 称		B-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部 ～ サプレッションチェンバスプレイ管
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185 / 104 (200)
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部からサプレッションチェンバスプレイ管までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプよりサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプよりサプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，T 7，外径の設定根拠をD 1 1として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし，185°C とする。

本主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設計条件とし，185°C とする。

T 7 : 104°C (200°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 7 は，サプレッションチェンバの最高使用温度に合わせ，104°C とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における原子炉格納容器の限界温度に合わせ，200°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプによ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容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 1	114.3	8.6	100	0.00741	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：サプレッションプール水冷却モード時の設計流量

名	称	A-サブプレッションプール冷却ライン分岐部 ～ A-サブプレッションチェンバ内放出管
最高使用圧力	MPa	3.92 / 0.427 (0.853)
最高使用温度	℃	185 / 104 (178)
外	径	mm
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、A-サブプレッションプール冷却ライン分岐部からA-サブプレッションチェンバ内放出管までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-残留熱除去ポンプよりサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去ポンプよりサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，P 5，最高使用温度の設定根拠をT 2，T 3，外径の設定根拠をD 9，D 1 2として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p> <p><u>P 5 : 0.427MPa (0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 5は、サブプレッションチェンバの最高使用圧力に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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限界圧力に合わせ、0.853MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

本主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設計条件とし、185°C とする。

T 3 : 104°C (178°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 3 は、サプレッションチェンバの最高使用温度に合わせ、104°C とする。

本主配管を重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（全交流電源喪失）により °C であり、これを上回る温度とし、178°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 9	267.4	12.7	250	0.04600	<input type="text"/> *1	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>
D 1 2	267.4	9.3	250	0.04862	<input type="text"/> *1	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>

注記*1：残留熱除去ポンプの定格流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で m/s）を下回るため問題ない。

名	称	B-サブプレッションプール冷却ライン分岐部 ～ B-サブプレッションチェンバ内放出管
最高使用圧力	MPa	3.92 / 0.427 (0.853)
最高使用温度	℃	185 / 104 (178)
外	径	mm
		267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-サブプレッションプール冷却ライン分岐部からB-サブプレッションチェンバ内放出管までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-残留熱除去ポンプよりサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去ポンプよりサブプレッションチェンバに冷却水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，P 5，最高使用温度の設定根拠をT 2，T 3，外径の設定根拠をD 9，D 1 2として下記に示す。</p> <p>残留熱除去系主配管の設計仕様を表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、残留熱除去ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、3.92MPaとする。</p> <p><u>P 5 : 0.427MPa (0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 5は、サブプレッションチェンバの最高使用圧力に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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限界圧力に合わせ、0.853MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 185°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 MPa の飽和温度 °C を上回る温度とし、185°C とする。

本主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設計条件とし、185°C とする。

T 3 : 104°C (178°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 3 は、サプレッションチェンバの最高使用温度に合わせ、104°C とする。

本主配管を重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（全交流電源喪失）により °C であり、これを上回る温度とし、178°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 9	267.4	12.7	250	0.04600	<input type="text"/> *1	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>
D 1 2	267.4	9.3	250	0.04862	<input type="text"/> *1	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>

注記*1：残留熱除去ポンプの定格流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で m/s）を下回るため問題ない。

表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表 (その1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
停止時冷却モード入口 ライン分岐部 ～ 弁MV222-6	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	457.2	D 1
					457.2	—
					457.2	D 1
					457.2	—
弁MV222-6 ～ 弁MV222-7	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	457.2	D 1
弁MV222-7 ～ B-停止時冷却モード入 口ライン分岐部	1.37	P 2	185	T 2	558.8 /457.2	—
					558.8	D 2
					558.8	—
					568.4	F 1
B-停止時冷却モード入 口ライン分岐部 ～ A-燃料プール冷却入口 ライン合流部	1.37	P 2	185	T 2	568.4	F 1
					558.8	D 3
					558.8 /406.4	—
					406.4	D 4
					406.4	—
A-燃料プール冷却入口 ライン合流部 ～ A-停止時冷却モード入 口ライン合流部	1.37	P 2	185	T 2	406.4 /406.4 /216.3	—
					406.4	D 4
					416.0	F 2

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表 (その2)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
A-停止時冷却モード入口ライン合流部 ～ A-残留熱除去ポンプ	1.37	P 2	185	T 2	517.6	F 3
					508.0	D 5
					508.0	—
残留熱代替除去ポンプ入口ライン分岐部 ～ B-燃料プール冷却入口ライン合流部	1.37	P 2	185	T 2	216.3	—
					/216.3	
					216.3	D 6
A-残留熱除去ポンプ ～ A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
					355.6	—
					355.6	—
					/355.6	
					/—	
A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部 ～ A-残留熱除去系熱交換器	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
					355.6	—
A-残留熱除去系熱交換器 ～ A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
					355.6	—
A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部 ～ A-停止時冷却戻りライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	—
					/355.6	
					/355.6	D 7
					355.6	—

S2 補 VI-1-1-5-3 R0

表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表 (その3)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
A-停止時冷却戻りライン分岐部 ～ A-サプレッションプール冷却ライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
					355.6	—
					355.6 /355.6 /355.6	—
A-サプレッションプール冷却ライン分岐部 ～ A-サプレッションチェンバ スプレイライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
					355.6 /355.6 /216.3	—
					355.6 /355.6 /216.3	—
A-サプレッションチェンバ スプレイライン分岐部 ～ 弁MV222-11A	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
					355.6 /355.6 /—	—
					355.6 /267.4	—
弁MV222-11A ～ 弁AV222-3A	10.4	P 4	302 (304*)	T 1	267.4	D 8
弁AV222-3A ～ A-停止時冷却モード戻りラ イン合流部	10.4	P 4	302 (304*)	T 1	267.4	D 8
					267.4	D 8

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表 (その4)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
残留熱除去系	B-停止時冷却モード入口 ライン分岐部 ～ B-燃料プール冷却入口ラ イン合流部	1.37	P 2	185	T 2	416.0	F 2
						406.4	D 4
						406.4	D 4
						406.4	—
	B-燃料プール冷却入口ラ イン合流部 ～ B-停止時冷却モード入口 ライン合流部	1.37	P 2	185	T 2	406.4 /406.4 /216.3	—
						406.4	D 4
						416.0	F 2
	B-停止時冷却モード入口 ライン合流部 ～ B-残留熱除去ポンプ	1.37	P 2	185	T 2	517.6	F 3
						508.0	D 5
						508.0	—
	B-残留熱除去ポンプ ～ 残留熱代替除去ポンプ注 水ライン合流部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
						355.6	—
						355.6 /355.6 /—	—
	残留熱代替除去ポンプ注 水ライン合流部 ～ B-残留熱除去系熱交換器 バイパスライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6 /355.6 /216.3	—
355.6						—	
355.6						D 7	
355.6 /355.6 /355.6						—	

表3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表（その5）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
残留熱除去系	B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部 ～ B-残留熱除去系熱交換器	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
						355.6	—
	B-残留熱除去系熱交換器 ～ B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
						355.6	—
	B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部 ～ B-低圧注水ライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	—
						/355.6	—
						/355.6	—
						355.6	D 7
	B-低圧注水ライン分岐部 ～ B-サブプレッションチェンバ スプレイライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
						355.6	—
						355.6 /355.6 /216.3	—
	B-サブプレッションチェンバ スプレイライン分岐部 ～ 弁MV222-11B	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
						355.6	—
						355.6 /355.6 /—	—
355.6 /267.4						—	

表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表 (その6)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
残留熱除去系	弁MV222-11B ～ 弁AV222-3B	10.4	P 4	302 (304*)	T 1	267.4	D 8
	弁AV222-3B ～ B-停止時冷却モード戻 りライン合流部	10.4	P 4	302 (304*)	T 1	267.4	D 8
						267.4	D 8
	A-停止時冷却戻りライ ン分岐部 ～ A-燃料プール冷却ライ ン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
						/355.6 /216.3	—
	A-燃料プール冷却ライ ン分岐部 ～ 原子炉圧力容器ヘッド スプレイライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
						/355.6 /216.3	—
	A-残留熱除去系ストレ ーナ ～ A-停止時冷却モード入 口ライン合流部	0.427 (0.853*)	P 5	104 (178*)	T 3	508.0	—
						/508.0	—
						/508.0	D 5
		1.37	P 2	185	T 2	508.0	D 5
						508.0	—
	517.6	F 3					
	A-残留熱除去系熱交換 器バイパスライン分岐 部 ～ A-残留熱除去系熱交換 器バイパスライン合流 部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表 (その7)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
残留熱除去系	原子炉圧力容器ヘッドス プレイライン分岐部 ～ A-原子炉圧力容器注入ラ イン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	—
						355.6	D 7
	A-原子炉圧力容器注入ラ イン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6 /355.6 /355.6	—
	A-原子炉圧力容器注入ラ イン分岐部 ～ 低圧原子炉代替注水ポン プ注水ライン合流部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
						355.6	—
	低圧原子炉代替注水ポン プ注水ライン合流部	3.92	P 3	185	T 2	355.6 /355.6 /216.3	—
	低圧原子炉代替注水ポン プ注水ライン合流部 ～ 原子炉圧力容器	3.92	P 3	185	T 2	355.6	—
						267.4	D 9
						267.4	—
						267.4	D 8
	B-残留熱除去系ストレー ナ ～ B-停止時冷却モード入口 ライン合流部	0.427 (0.853*)	P 5	104 (178*)	T 3	508.0	—
						508.0	D 5
						508.0	—
		1.37	P 2	185	T 2	508.0	D 5
508.0						—	
517.6	F 3						

注記*：重大事故等時における使用時の値

表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表 (その8)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
残留熱除去系	B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部 ～ B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
	B-低圧注水ライン分岐部 ～ B-ドライウェルスプレイライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6 /355.6 /355.6	D 7 —
	B-ドライウェルスプレイライン分岐部 ～ 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (西) 注水ライン合流部	3.92	P 3	185	T 2	355.6 355.6	D 7 —
	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (西) 注水ライン合流部 ～ 原子炉压力容器	3.92	P 3	185	T 2	355.6 /355.6 /216.3	— D 7
		8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	355.6 /267.4	— D 8
						267.4	—
	C-残留熱除去系ストレーナ ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部	0.427 (0.853*)	P 5	104 (178*)	T 3	508.0 /508.0 /508.0	— D 5
		1.37	P 2	100 (120*)	T 4	508.0 517.6	D 5 F 3

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表 (その9)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
残留熱除去系	高圧原子炉代替注水ポンプ 入口ライン分岐部 ～ C-残留熱除去ポンプ	1.37	P 2	100 (116*)	T 5	517.6	F 3
						508.0	D 5
	高圧原子炉代替注水ポンプ 入口ライン分岐部	1.37*	P 2	120*	T 6	466.8	F 4
						457.2	D 1 0
	C-残留熱除去ポンプ ～ 原子炉圧力容器	3.92	P 3	100 (116*)	T 5	355.6	D 7
						355.6	—
						355.6 /355.6	—
						/—	—
						355.6 /267.4	—
		8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	267.4	D 8
						267.4	—
	A-原子炉圧力容器注入ラ イン分岐部 ～ A-格納容器代替スプレイ ライン合流部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
						355.6	—
	A-格納容器代替スプレイ ライン合流部 ～ A-ドライウェルスプレイ 管	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
	A-格納容器代替スプレイ ライン合流部	3.92*	P 3	185*	T 2	77.0	F 5
69.3						F 6	
B-ドライウェルスプレイ ライン分岐部 ～ B-燃料プール冷却ライン 分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	—	
					355.6	D 7	
					355.6 /355.6 /216.3	—	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表 (その 10)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
残留熱除去系	B-燃料プール冷却ライン 分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
	～ B-サプレッションプール 冷却ライン分岐部					355.6 /355.6	— /267.4
	B-サプレッションプール 冷却ライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
	～ 残留熱代替除去系原子炉 注水ライン分岐部					355.6 /355.6	— /165.2
	残留熱代替除去系原子炉 注水ライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
	～ 残留熱代替除去系スプレ イライン分岐部					355.6 /355.6	— /165.2
	残留熱代替除去系スプレ イライン分岐部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
	～ B-格納容器代替スプレ イライン合流部						
	B-格納容器代替スプレ イライン合流部	3.92	P 3	185	T 2	355.6	D 7
	～ B-ドライウェルススプレ イ管						
B-格納容器代替スプレ イライン合流部	3.92*	P 3	185*	T 2	77.0	F 5	
					69.3	F 6	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表 (その 1 1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
A-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部 ～ サプレッションチェンバスプレイ管	3.92	P 3	185	T 2	216.3	—
					/114.3	—
					114.3	—
					114.3	D 1 1
			104 (200*)	T 7	114.3	—
					/114.3	—
B-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部 ～ サプレッションチェンバスプレイ管	3.92	P 3	185	T 2	216.3	—
					/114.3	—
			104 (200*)	T 7	114.3	D 1 1
					114.3	—
A-サプレッションプール冷却ライン分岐部 ～ A-サプレッションチェンバ内放出管	3.92	P 3	185	T 2	355.6	—
					/267.4	D 9
					267.4	—
			104 (178*)	T 3	267.4	D 9
	267.4	D 1 2				
	0.427 (0.853*)	P 5	104 (178*)	T 3	267.4	—
/267.4					—	
/—					—	
267.4					—	
					267.4	—

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 3.1-1 残留熱除去系主配管の設計仕様表 (その 1 2)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
残留熱除去系	B-サプレッションブール冷却ライン分岐部 ～ B-サプレッションチェンバ内放出管	3.92	P 3	185	T 2	267.4	D 9
						267.4	—
				104 (178*)	T 3	267.4	D 9
						/— /267.4	—
		0.427 (0.853*)	P 5	104 (178*)	T 3	267.4	—
						/— /267.4	—
						267.4	D 1 2
						267.4	—
		267.4	—				

注記* : 重大事故等時における使用時の値

5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備

5.1 高圧炉心スプレイ系

名 称	高圧炉心スプレイポンプ	
容 量	m ³ /h/個	高圧時 <input type="text"/> 以上 (342) / 低圧時 <input type="text"/> 以上 (1074)
揚 程	m	高圧時 <input type="text"/> 以上 (907) / 低圧時 <input type="text"/> 以上 (288)
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37 / 吐出側 12.2
最高使用温度	℃	100 (110)
原 動 機 出 力	kW/個	2380
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

・設計基準対象施設

高圧炉心スプレイポンプは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に炉心を減圧・スプレイ冷却（非常用炉心冷却系機能）すること、及び原子炉停止後何らかの原因で復水・給水が停止した場合に、原子炉隔離時冷却系（原子炉冷却材補給水機能）のバックアップとして原子炉水位を維持することを目的に設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時（原子炉冷却材喪失）に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系）として使用する高圧炉心スプレイポンプは、下記の機能を有する。

高圧炉心スプレイポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、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を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を水源として高圧炉心スプレイポンプにより冷却水を原子炉圧力容器へ注水し、炉心を冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

(1) 高圧時

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイポンプの高圧時の容量は、原子炉冷却材喪失時に原子炉を減圧（非常用炉心冷却系機能）するために必要な容量として、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の流量 m³/h を上回る m³/h/個以上とする。

また、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、高圧炉心スプレイ系が原子炉水位低（レベル 1H）で起

【設 定 根 拠】（続き）

動し原子炉水位を維持（原子炉冷却材補給水機能）するために必要な容量は \square m³/h/個であるが、非常用炉心冷却機能の必要容量と同じ \square m³/h/個以上とする。

高圧炉心スプレイ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）において確認している \square m³/h を上回る \square m³/h/個以上とする。

公称値については、 \square 342m³/h/個とする。

(2) 低圧時

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイポンプの低圧時の容量は、原子炉冷却材喪失時に原子炉をスプレイ冷却（非常用炉心冷却系機能）するために必要な容量は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の流量 \square m³/h を上回る \square m³/h/個以上とする。

また、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、高圧炉心スプレイ系が原子炉水位低（レベル 1H）で起動し原子炉水位を維持（原子炉冷却材補給水機能）するために必要な容量は \square m³/h/個であるが、非常用炉心冷却機能の必要容量と同じ \square m³/h/個以上とする。

高圧炉心スプレイ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）において確認している \square m³/h を上回る \square m³/h/個以上とする。

公称値については、 \square 1074m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

(1) 高圧時

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ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、原子炉と水源の差圧が \square MPa のときに原子炉に \square m³/h の注水ができるように設計する。

原子炉圧力容器とサブプレッションチェンバの圧力差： \square m

$$\square \times 10^6 / (983 \times 9.80665) = \square \div \square \text{ m}$$

密度：983kg/m³（60℃、飽和圧力）

【設 定 根 拠】（続き）

② 静水頭 : m
 ドローダウン後のサブプレッションチェンバ最低水位 EL ~
 原子炉水位高（レベル8）EL

③ 配管・機器圧力損失 : m
 機器圧力損失 : m
 配管・弁類圧力損失 : m
 合計 m

④ ①～③の合計 : m

上記から、高圧時の高圧炉心スプレイポンプの揚程は、 m を上回る m 以上とする。

高圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、 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 907m とする。

(2) 低圧時

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイポンプの低圧時の揚程は、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、原子炉と水源の差圧が MPa の原子炉に m³/h の注水ができるように設計する。

① 原子炉圧力容器とサブプレッションチェンバの圧力差 : m
 $\frac{\text{} \times 10^6}{(958 \times 9.80665)} = \text{} \approx \text{} \text{ m}$
 密度 : 958kg/m³ (100℃, 飽和圧力)

② 静水頭 : m
 ドローダウン後のサブプレッションチェンバ最低水位 EL ~
 高圧炉心スプレイノズル EL

③ 配管・機器圧力損失 : m
 機器圧力損失 : m
 配管・弁類圧力損失 : m
 合計 m

④ ①～③の合計 : m

【設 定 根 拠】（続き）

上記から、低圧時の高圧炉心スプレイポンプの揚程は、mを上回る 260m 以上とする。

高圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、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 288m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 吸込側

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイポンプの最高使用圧力は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部～高圧炉心スプレイポンプ」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。

高圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部～高圧炉心スプレイポンプ」の使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。

(2) 吐出側

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイポンプの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 0.427MPa、高圧炉心スプレイポンプの締切揚程 MPa の合計が MPa となることから、これを上回る圧力とし、12.2MPa とする。

- | | | | |
|---|----------------|---|--------------------------|
| ① | 原子炉格納容器の最高使用圧力 | : | 0.427MPa |
| ② | 締切揚程 | : | <input type="text"/> MPa |
| ③ | ①～②の合計 | : | <input type="text"/> MPa |

高圧炉心スプレイ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設計条件とし、12.2MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイポンプの最高使用温度は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部～高圧炉心スプレイポンプ」の最高使用温度に合わせ、100℃ とする。

【設 定 根 拠】（続き）

高圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部～高圧炉心スプレイポンプ」の使用温度に合わせ、110℃とする。

6. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイポンプの原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

（引用文献：日本産業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002)「ターボポンプ用語」）

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 342/3600

H : 揚程 (m) = 907

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{342}{3600} \right) \times 907}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記から、高圧炉心スプレイポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、2380kW/個とする。

高圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、2380kW/個とする。

4. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイポンプ（原動機含む）は、設計基準対象施設として原子炉压力容器へ注水するために必要な個数である1個を設置する。

高圧炉心スプレイポンプ（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。

名 称	高压炉心スプレイ系ストレーナ	
容 量	m ³ /h/組	□以上 (1074)
最高使用圧力	MPa	-[0.427](-[0.853])
最高使用温度	℃	104 (178)
個 数	—	2 (1組)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 高压炉心スプレイ系ストレーナは、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压炉心スプレイポンプや高压炉心スプレイスパージャ等下流の系統内機器の機能低下を防止する目的で設置する。 なお、設計基準対象施設の高压炉心スプレイ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19年5月23日付平成19・04・27原第14号にて認可された工事計画のIV-1「設備別記載事項の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施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高压炉心スプレイ系）として使用する高压炉心スプレイ系ストレーナは、以下の機能を有する。 重大事故等時に使用する高压炉心スプレイ系ストレーナは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態において炉心の著しい損傷を防止するために、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、サプレッションチェンバのプール水内の異物を高压炉心スプレイ系ストレーナによりろ過し、高压炉心スプレイ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。 <p>1. 容量の設定根拠 高压炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時ににおいて使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、□m³/h/組以上とする。 公称値については、□ 1074 m³/h/組とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠 高压炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時ににおいて使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時における原子炉格納容器の限界圧力0.853MPaとし、[]内に示している。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用温度の設定根拠

高圧炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等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）において高圧炉心スプレイ系の使用時におけるサブ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 ℃であり、これを上回る温度とし、178℃とする。

4. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイ系ストレーナは、設計基準対象施設としてサブプレッションプール内の異物をろ過するために必要な個数である2個1組を設置する。

高圧炉心スプレイ系ストレーナは、設計基準対象施設として2個1組設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	RV224-1
吹出圧力	MPa	1.37
個数	—	1
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>安全弁 RV224-1 は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（高圧炉心スプレイ系）～高圧炉心スプレイポンプ」上に設置する逃がし弁である。</p> <p>安全弁 RV224-1 は、設計基準対象施設として主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（高圧炉心スプレイ系）～高圧炉心スプレイポンプ」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。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（高圧炉心スプレイ系）～高圧炉心スプレイポンプ」の圧力が、設計基準対象施設の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。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する安全弁 RV224-1 の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（高圧炉心スプレイ系）～高圧炉心スプレイポンプ」の最高使用圧力に合わせて、1.37MPa とする。</p> <p>安全弁 RV224-1 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設計条件とし、1.37MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>安全弁 RV224-1 は、設計基準対象施設として主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（高圧炉心スプレイ系）～高圧炉心スプレイポンプ」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。</p> <p>安全弁 RV224-1 は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名 称		復水貯蔵タンク出口ライン合流部(高圧炉心スプレイ系) ～ 高圧炉心スプレイポンプ
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.37
最 高 使 用 温 度	℃	100 (110)
外 径	mm	517.6 / 508.0
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本主配管は, 復水貯蔵タンク出口ライン合流部から高圧炉心スプレイポンプまでを接続する配管であり, 設計基準対象施設として, 復水貯蔵タンク出口ライン合流部から高圧炉心スプレイポンプへサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては, 復水貯蔵タンク出口ライン合流部から高圧炉心スプレイポンプへサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を F 1, D 1 として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様を表 4.1-1 高圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は, 配管洗浄時における復水輸送系の最高使用圧力に合わせ, 1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし, 1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 100°C (110°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉冷却材喪失時のサブプレッションプール最高使用温度 90°C を上回る温度とし，100°C とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における高圧炉心スプレイ系を使用時のサブプレッションチェンバのプール水温に合わせ，110°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	508.0	9.5	500	0.18781	□*	□	□

注記*：高圧炉心スプレイ系の設計流量

(2) 継手

F 1 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		高圧炉心スプレイ系ストレーナ ～ 復水貯蔵タンク出口ライン合流部（高圧炉心スプレイ系）
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853) / 1.37
最 高 使 用 温 度	℃	104 (178) / 100 (110)
外 径	mm	508.0 / 517.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、高圧炉心スプレイ系ストレーナから復水貯蔵タンク出口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、高圧炉心スプレイ系ストレーナから復水貯蔵タンク出口ライン合流部へサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高圧炉心スプレイ系ストレーナから復水貯蔵タンク出口ライン合流部へサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2, P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 2, T 1, 外径の設定根拠を D 1, F 1 として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様を表 4.1-1 高圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.427MPa(0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 2 は、サプレッションチェンバの最高使用圧力に合わせ、0.427MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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限界圧力に合わせ、0.853MPa とする。</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、配管洗浄時における復水輸送系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 104°C (178°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、サブプレッションチェンバの最高使用温度に合わせ、104°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ系ストレナーの使用温度に合わせ、178°Cとする。

T 1 : 100°C (110°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉冷却材喪失時のサブプレッションプール最高使用温度 90°Cを上回る温度とし、100°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ系使用時のサブプレッションチェンバのプール水温に合わせ、110°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	508.0	9.5	500	0.18781	□*	□	□

注記*：高圧炉心スプレイ系の設計流量

(2) 継手

F 1 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		高压炉心スプレイポンプ ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	12.2 / 8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	100 (110) / 302 (304)
外 径	mm	355.6 / 267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、高压炉心スプレイポンプから原子炉压力容器までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、高压炉心スプレイポンプから原子炉压力容器へサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高压炉心スプレイポンプから原子炉压力容器へサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，P 4，最高使用温度の設定根拠を T 1，T 3，外径の設定根拠を D 2，D 3 として下記に示す。</p> <p>高压炉心スプレイ系主配管の設計仕様を表 4.1-1 高压炉心スプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 12.2MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 3 は、高压炉心スプレイポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、12.2MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、12.2MPa とする。</p> <p><u>P 4 : 8.62MPa(8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 4 は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 100°C (110°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 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使用温度 90°C を上回る温度とし, 100°C とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は, 重大事故等時における高圧炉心スプレイ系使用時のサプレッションチェンバのプール水温に合わせ, 110°C とする。

T 3 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 3 は, 原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ, 302°C とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は, 重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ, 304°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は, 重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイポンプの容量を基に設定しており, 重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は, 同仕様以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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, 267.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	355.6	35.7	350	0.06344	<input type="checkbox"/> *	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3	267.4	18.2	250	0.04191	<input type="checkbox"/> *	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

注記* : 高圧炉心スプレイ系の設計流量

表 4.1-1 高圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様表

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
復水貯蔵タンク出口ライン合流部 (高圧炉心スプレイ系) ～ 高圧炉心スプレイポンプ	1.37	P 1	100 (110*)	T 1	517.6	F 1
					508.0	D 1
					508.0	—
高圧炉心スプレイ系ストレーナ ～ 復水貯蔵タンク出口ライン合流部 (高圧炉心スプレイ系)	0.427 (0.853*)	P 2	104 (178*)	T 2	508.0	—
					/508.0	—
					/508.0	—
	1.37	P 1	100 (110*)	T 1	508.0	D 1
					508.0	—
					517.6	F 1
高圧炉心スプレイポンプ ～ 原子炉圧力容器	12.2	P 3	100 (110*)	T 1	355.6	—
					355.6	D 2
					355.6	—
					/355.6	—
	355.6	—				
8.62 (8.98*)	P 4	302 (304*)	T 3	267.4	D 3	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

5.2 低圧炉心スプレイ系

名 称	低圧炉心スプレイポンプ	
容 量	m ³ /h/個	□以上(1074)
揚 程	m	□以上(199)
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37 / 吐出側 4.41
最高使用温度	℃	100 (116)
原 動 機 出 力	kW/個	910
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

・設計基準対象施設

低圧炉心スプレイポンプは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に炉心をスプレイ冷却（非常用炉心冷却系機能）することを目的に設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時（原子炉冷却材喪失）に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧炉心スプレイ系）として使用する低圧炉心スプレイポンプは、下記の機能を有する。

低圧炉心スプレイポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合であって、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、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を水源として低圧炉心スプレイポンプにより冷却水を原子炉圧力容器に注水し、炉心を冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する低圧炉心スプレイポンプの容量は、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、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の流量 □m³/h を上回る □m³/h/個以上とする。

低圧炉心スプレイ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設計条件とし、□m³/h/個以上とする。

公称値については、□1074m³/h/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する低圧炉心スプレイポンプの揚程は、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、原子炉とサブプレッションチェンバとの差圧 MPa のときに原子炉に m³/h の注水ができるように設計する。

- ① 原子炉圧力容器とサブプレッションチェンバの圧力差 : m
 × 10⁶ / (958 × 9.80665) = ÷ m
 密度 : 958 kg/m³ (100°C, 飽和圧力)
- ② 静水頭 : m
 ドローダウン後のサブプレッションチェンバ最低水位 EL ~
 原子炉圧力容器低圧炉心スプレイノズル EL
- ③ 配管・機器圧力損失 : m
 機器圧力損失 : m
 配管・弁類圧力損失 : m
 合計 m
- ④ ①~③の合計 : m

上記から、低圧炉心スプレイポンプの揚程は、 m を上回る m 以上とする。

低圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、 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 199m とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 吸込側

設計基準対象施設として使用する低圧炉心スプレイポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「低圧炉心スプレイ系ストレーナ～低圧炉心スプレイポンプ」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。

低圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、主配管「低圧炉心スプレイ系ストレーナ～低圧炉心スプレイポンプ」の使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。

(2) 吐出側

設計基準対象施設として使用する低圧炉心スプレイポンプの吐出側の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 0.427MPa、低圧炉心スプレイポンプの締切揚程 MPa の合計が MPa となることから、これを上回る圧力とし、4.41MPaとする。

- ① 原子炉格納容器の最高使用圧力 : 0.427MPa
- ② 締切揚程 : MPa
- ③ ①～②の合計 : MPa

低圧炉心スプレイ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設計条件とし、4.41MPaとする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する低圧炉心スプレイポンプの最高使用温度は、主配管「低圧炉心スプレイ系ストレーナ～低圧炉心スプレイポンプ」の最高使用温度に合わせ、100℃とする。

低圧炉心スプレイ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「低圧炉心スプレイ系ストレーナ～低圧炉心スプレイポンプ」の使用温度に合わせ、116℃とする。

【設 定 根 拠】 (続き)

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する低圧炉心スプレイポンプの原動機出力は, 下記の式により, 容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献: 日本産業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 1074/3600

H : 揚程 (m) = 199

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1074}{3600} \right) \times 199}{\text{} / 100} = \text{} = \text{} \text{ kW}$$

上記から, 低圧炉心スプレイポンプの原動機出力は, 軸動力を上回る出力とし, 910kW/個とする。

低圧炉心スプレイ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設計条件とし, 910kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

低圧炉心スプレイポンプ (原動機含む) は, 設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に炉心をスプレイ冷却するために必要な個数である 1 個を設置する。

低圧炉心スプレイポンプ (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。

名 称	低圧炉心スプレイ系ストレーナ	
容 量	m ³ /h/組	<input type="text"/> 以上(1074)
最高使用圧力	MPa	-[0.427](-[0.853])
最高使用温度	℃	104 (178)
個 数	—	2(1組)
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 低圧炉心スプレイ系ストレーナは、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低圧炉心スプレイポンプや低圧炉心スプレイスパージャ等下流の系統内機器の機能低下を防止する目的で設置する。 なお、設計基準対象施設の低圧炉心スプレイ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19年5月23日付き平成19・04・27原第14号にて認可された工事計画のIV-1「設備別記載事項の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施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧炉心スプレイ系)として使用する低圧炉心スプレイ系ストレーナは、以下の機能を有する。 重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイ系ストレーナは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、サプレッションチェンバのプール水内の異物を低圧炉心スプレイ系ストレーナによりろ過し、低圧炉心スプレイ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。 <p>1. 容量の設定根拠 低圧炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、<input type="text"/>m³/h/組以上とする。 公称値については、<input type="text"/>1074m³/h/組とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠 低圧炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時ににおいて使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時における原子炉格納容器の限界圧力0.853MPaとし、[]内に示している。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用温度の設定根拠

低圧炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、低圧炉心スプレイ系の重大事故等対処設備としての機能を踏まえ、C-残留熱除去系ストレーナの重大事故等時において使用する場合は温度に合わせ、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 C-残留熱除去系の使用時におけるサブ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（崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失））により ℃であり、これを上回る温度とし、178℃とする。

4. 個数の設定根拠

低圧炉心スプレイ系ストレーナは、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバのプール水内の異物をろ過するために必要な個数である 2 個 1 組を設置する。

低圧炉心スプレイ系ストレーナは、設計基準対象施設として 2 個 1 組設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	RV223-1
吹出圧力	MPa	4.41
個数	—	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>安全弁 RV223-1 は、主配管「低圧炉心スプレイポンプ～原子炉压力容器」に接続する配管上に設置する逃がし弁である。</p> <p>安全弁 RV223-1 は、設計基準対象施設として主配管「低圧炉心スプレイポンプ～原子炉压力容器」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。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に主配管「低圧炉心スプレイポンプ～原子炉压力容器」の圧力が、設計基準対象施設の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。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する安全弁 RV223-1 の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「低圧炉心スプレイポンプ～原子炉压力容器」の最高使用圧力に合わせ、4.41MPa とする。</p> <p>安全弁 RV223-1 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設計条件とし、4.41MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>安全弁 RV223-1 は、設計基準対象施設として主配管「低圧炉心スプレイポンプ～原子炉压力容器」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。</p> <p>安全弁 RV223-1 は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名 称	低圧炉心スプレイ系ストレーナ ～ 低圧炉心スプレイポンプ	
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853) / 1.37
最高使用温度	℃	104 (178) / 100 (116)
外 径	mm	508.0 / 517.6
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本主配管は、低圧炉心スプレイ系ストレーナから低圧炉心スプレイポンプまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、低圧炉心スプレイ系ストレーナから低圧炉心スプレイポンプへサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、低圧炉心スプレイ系ストレーナから低圧炉心スプレイポンプへプール水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, P 2, 最高使用温度の設定根拠を T 1, T 2, 外径の設定根拠を D 1, F 1 として下記に示す。</p> <p>低圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様を表 4.2-1 低圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.427MPa(0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、サプレッションチェンバの最高使用圧力に合わせ、0.427MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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限界圧力に合わせ、0.853MPa とする。</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 2 は、配管洗浄時における復水輸送系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 104°C (178°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、サブプレッションチェンバの最高使用温度に合わせ、104°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における低圧炉心スプレイ系ストレーナの使用温度に合わせ、178°Cとする。

T 2 : 100°C (116°C)




設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、原子炉冷却材喪失時のサブプレッションプール最高使用温度 90°Cを上回る温度とし、100°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、低圧炉心スプレイ系の重大事故等対処設備としての機能を踏まえ、C-残留熱除去系ストレーナの重大事故等時において使用する場合の温度に合わせ、116°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイ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以下であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	508.0	9.5	500	0.18781			

(2) 継手

F 1 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	低圧炉心スプレイポンプ ～ 原子炉压力容器	
最高使用圧力	MPa	4.41 / 8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	100 (116) / 302 (304)
外 径	mm	355.6 / 318.5 / 267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、低圧炉心スプレイポンプから原子炉压力容器までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、低圧炉心スプレイポンプから原子炉压力容器へサブプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、低圧炉心スプレイポンプから原子炉压力容器へサブプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，P 4，最高使用温度の設定根拠を T 2，T 3，外径の設定根拠を D 2，D 3 として下記に示す。</p> <p>低圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様を表 4.2-1 低圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 4.41MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 3 は、低圧炉心スプレイポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、4.41MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における低圧炉心スプレイポンプ吐出側の使用圧力に合わせ、4.41MPa とする。</p> <p><u>P 4 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 4 は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 100°C (116°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、原子炉冷却材喪失時のサブレーションプール最高使用温度 90°C を上回る温度とし、100°C とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、低圧炉心スプレイ系の重大事故等対処設備としての機能を踏まえ、C-残留熱除去系ストレーナの重大事故等時において使用する場合の温度に合わせ、116°C とする。

T 3 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 3 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302°C とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイ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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	318.5	14.3	300	0.06601	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3	267.4	18.2	250	0.04191	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

表 4.2-1 低圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
低圧炉心スプレイ系	低圧炉心スプレイ系ストレーナ ～ 低圧炉心スプレイポンプ	0.427 (0.853*)	P 1	104 (178*)	T 1	508.0	—
						/508.0	
						/508.0	
		1.37	P 2	100 (116*)	T 2	508.0	D 1
						508.0	—
						517.6	F 1
	低圧炉心スプレイポンプ ～ 原子炉压力容器	4.41	P 3	100 (116*)	T 2	355.6	—
						355.6	—
						/318.5	—
						318.5	D 2
318.5						—	
318.5						—	
8.62 (8.98*)	P 4	302 (304*)	T 3	267.4	D 3		

注記* : 重大事故等時における使用時の値

5.3 高圧原子炉代替注水系

名 称		高圧原子炉代替注水ポンプ
容 量	m ³ /h/個	□以上(93)
揚 程	m	□以上(918)
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37 / 吐出側 11.3
最高使用温度	℃	120
原 動 機 出 力	kW/個	□
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時（原子炉冷却材喪失）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として使用する高圧原子炉代替注水ポンプは、下記の機能を有する。

高圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、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、冷却水をサブプレッションチェンバから高圧原子炉代替注水ポンプを經由して原子炉圧力容器に注水することにより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（高圧原子炉代替注水系）として使用する高圧原子炉代替注水ポンプは、以下の機能を有する。

高圧原子炉代替注水ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、冷却水をサブプレッションチェンバから高圧原子炉代替注水ポンプを經由して原子炉圧力容器に注水することにより熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

高圧原子炉代替注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、以下を考慮して決定する。

高圧原子炉代替注水ポンプの容量は、原子炉停止 □分後に注水を確立した場合に炉心損傷を防止するために必要な流量 □m³/h 以上とし、同じく高圧注水系である原子炉隔離時冷却系注入流量と同等の □m³/h 以上とする。

公称値については、□ 93m³/h とする。

2. 揚程の設定根拠

高圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、淡水を原子炉に □m³/h で注水する場合の水源と移送

【設 定 根 拠】（続き）

先の圧力差，静水頭，配管及び機器圧損を基に設定する。なお，原子炉圧力 \square MPa については，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，高圧原子炉代替注水ポンプ使用時に確認されている原子炉最大圧力以上とし， \square \square とする。

① 原子炉と水源の圧力差 \square m

$$\square \times 10^6 / (958 \times 9.80665) = \square \div \square \text{ m}$$

密度：958kg/m³（100℃，飽和圧力）

② 静水頭 \square m

サプレッションチェンバ最低水位 EL \square ~ 原子炉水位 L8 EL \square

③ 配管・機器圧力損失 \square m

機器圧力損失 \square m

配管・弁圧力損失 \square m

合計・弁圧力損失 \square m

④ ①～③の合計 (m) \square m

上記から，高圧原子炉代替注水ポンプの揚程は \square m を上回る \square 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 918m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 吸込側

高圧原子炉代替注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，重大事故等時における主配管「高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン合流部～高圧原子炉代替注水ポンプ」の使用圧力に合わせ，1.37MPa とする。

(2) 吐出側

高圧原子炉代替注水ポンプの吐出側の最高使用圧力は，以下を考慮する。

① 静水頭 \square MPa

$$\square \times 0.00980665 = \square \div \square \text{ MPa}$$

\square m：復水貯蔵タンク EL \square ~ 高圧原子炉代替注水ポンプ据付床面 EL \square

② 締切揚程 \square MPa

$$\square \times 0.00980665 = \square \div \square \text{ MPa}$$

\square m：高圧原子炉代替注水ポンプの締切揚程

③ ①～②の合計 \square MPa

【設 定 根 拠】（続き）

上記から、高圧原子炉代替注水ポンプの吐出側の最高使用圧力は、MPa を上回る圧力とし、原子炉隔離時冷却ポンプ吐出配管に合わせ、11.3MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

高圧原子炉代替注水ポンプの最高使用温度は、主配管「高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン合流部～高圧原子炉代替注水ポンプ」の最高使用温度に合わせ、120℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

高圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は、以下の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

（引用文献：日本産業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」）

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 93/3600

H : 揚程 (m) = 918

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{93}{3600} \right) \times 918}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

以上より、高圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

高圧原子炉代替注水ポンプ（原動機含む）は、重大事故等対処設備として原子炉压力容器へ注水し、原子炉水位を維持するために必要な個数である 1 個を設置する。

名 称		高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部から高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、原子炉圧力容器で発生した蒸気を駆動用蒸気タービンに導くために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表 4.3-1 高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力 P 1 は、重大事故等時における原子炉隔離時冷却系主配管「原子炉隔離時冷却系分岐部～高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部」の使用圧力に合わせて、8.62MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度 T 1 は、重大事故等時における原子炉隔離時冷却系主配管「原子炉隔離時冷却系分岐部～高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部」の使用温度に合わせて、302℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部から高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）は蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの蒸気の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：原子炉圧力容器低圧時における蒸気供給配管の設計流量

名	称	高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン） ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン） 出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	184
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）から高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン） 出口ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、駆動用蒸気タービンに供給した蒸気をサプレッションチェンバに導くために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 2として下記に示す。</p> <p>高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表 4.3-1 高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.98MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力P 2は、重大事故等時における原子炉隔離時冷却系主配管「高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン） 出口ライン合流部～サプレッションチェンバ内排気管」の使用圧力に合わせて、0.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 184℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度T 2は、重大事故等時における原子炉隔離時冷却系主配管「高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン） 出口ライン合流部～サプレッションチェンバ内排気管」の使用温度に合わせて、184℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）から高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部は、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、先行プラントの蒸気の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	267.4	9.3	250	0.04862	<input type="text"/> *1	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>

注記*1：蒸気排気管の設計流量

*2：当該配管は、内部流体が蒸気の場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名	称	高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	120
外	径	mm
		318.5 / 165.2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部から高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、サプレッションチェンバのプール水を高圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP3，最高使用温度の設定根拠をT3，外径の設定根拠をD3，D4として下記に示す。</p> <p>高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表4.3-1 高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P3 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力P3は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「C-残留熱除去系ストレーナ～高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部」の使用圧力に合わせて、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T3 : 120℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度T3は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「C-残留熱除去系ストレーナ～高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部」の使用温度に合わせて、120℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部から高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン合流部は淡水となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの淡水の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、318.5mm, 165.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	318.5	10.3	300	0.06970	□*	□	□
D 4	165.2	7.1	150	0.01791	□*	□	□

注記* : 高圧原子炉代替注水ポンプの設計流量

名 称	高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン合流部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	120
外 径	mm	165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン合流部から高圧原子炉代替注水ポンプまでを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、サブプレッションチェンバのプール水を高圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 3，外径の設定根拠を D 4 として下記に示す。</p> <p>高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表 4.3-1 高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力 P 3 は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「C-残留熱除去系ストレーナ～高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部」の使用圧力に合わせて、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 3 : 120℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度 T 3 は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「C-残留熱除去系ストレーナ～高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部」の使用温度に合わせて、120℃ とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン合流部から高圧原子炉代替注水ポンプは淡水となるため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの淡水の実績に基づいた標準流速を目安に選定し，165.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	165.2	7.1	150	0.01791	□*	□	□

注記*：高圧原子炉代替注水ポンプの設計流量

名 称	高圧原子炉代替注水ポンプ ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	11.3 / 8.62
最高使用温度	℃	120 / 302
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、高圧原子炉代替注水ポンプから高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、サブプレッションチェンバのプール水を高圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP4、P1、最高使用温度の設定根拠をT3、T1、外径の設定根拠をD5として下記に示す。</p> <p>高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表4.3-1 高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P4 : 11.3MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力P4は、高圧原子炉代替注水ポンプ吐出側の使用圧力に合わせて、11.3MPaとする。</p> <p><u>P1 : 8.62MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力P1は、重大事故等時における原子炉隔離時冷却系主配管「高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部から原子炉隔離時冷却系合流部」の使用圧力に合わせて、8.62MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T3 : 120℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度T3は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「C-残留熱除去系ストレナ～高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部」の使用温度に合わせて、120℃とする。</p> <p><u>T1 : 302℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度T1は、重大事故等時における原子炉隔離時冷却系主配管「高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部～原子炉隔離時冷却系合流部」の使用温度に合わせて、302℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、高圧原子炉代替注水ポンプから高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部は淡水となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの淡水の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：高圧原子炉代替注水ポンプの設計流量

表 4.3-1 高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表 (その 1)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
高圧原子炉代替注水系	高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 入 口ライン分岐部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン)	8.62*	P 1	302*	T 1	114.3	D 1
						114.3	—
						114.3 /114.3	—
						114.3 /89.1	—
	高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 出 口ライン合流部	0.98*	P 2	184*	T 2	267.4	—
						/216.3	—
						267.4	—
						267.4	D 2
						267.4 /— /267.4	—
	高圧原子炉代替注水ポンプ 入口ライン分岐部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ 入口ライン合流部	1.37*	P 3	120*	T 3	457.2	—
						457.2	—
						/318.5	—
318.5						D 3	
318.5 /165.2						—	
165.2						D 4	
165.2	—						

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 4.3-1 高圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表 (その 2)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)				
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠			
高圧原子炉代替注水系	高圧原子炉代替注水ポンプ 入口ライン合流部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ	1.37*	P 3	120*	T 3	165.2	—			
	/165.2									
	/—									
							165.2	D 4		
							165.2	—		
	高圧原子炉代替注水ポンプ ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ 出口ライン合流部	11.3*	P 4	120*	T 3	114.3	D 5			
									114.3	—
									114.3	—
								/114.3		
						/—				
						114.3	D 5			
						114.3	—			

注記* : 重大事故等時における使用時の値

5.4 原子炉隔離時冷却系

名 称	原子炉隔離時冷却系ストレーナ	
容 量	m ³ /h/組	□以上 (99)
最高使用圧力	MPa	- [0.853]
最高使用温度	℃	104
個 数	—	2(1組)

【設 定 根 拠】

(概 要)

・ 重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(原子炉隔離時冷却系)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に、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とし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、原子炉隔離時冷却ポンプにより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。

1. 容量の設定根拠

原子炉隔離時冷却系ストレーナを重大事故等時ににおいて使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、原子炉隔離時冷却ポンプの容量に合わせた □m³/h/組以上とする。

公称値については、□ 99m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

原子炉隔離時冷却系ストレーナを重大事故等時ににおいて使用する場合の使用圧力は、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、重大事故等時における原子炉格納容器の限界圧力 0.853MPa について []内に示している。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用温度の設定根拠

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温度は、重大事故等時における原子炉隔離時冷却ポンプ運転時のサプレッションチェンバのプール水温 ℃ を考慮し、主配管「原子炉隔離時冷却系ストレーナ～復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）」の最高使用温度に合わせ 104℃とする。

4. 個数の設定根拠

原子炉隔離時冷却系ストレーナは、サプレッションチェンバのプール水内の異物をろ過するために必要な個数である 2 個 1 組を重大事故等対処設備として設置する。

名	称	RV221-1
吹出圧力	MPa	1.37
個数	—	1
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>安全弁 RV221-1 は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」上に設置する逃がし弁である。</p> <p>安全弁 RV221-1 は、設計基準対象施設として主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」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。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」の圧力が、設計基準対象施設の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。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する安全弁 RV221-1 の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」の最高使用圧力に合わせて、1.37MPa とする。</p> <p>安全弁 RV221-1 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設計条件とし、1.37MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>安全弁 RV221-1 は、設計基準対象施設として主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」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。</p> <p>安全弁 RV221-1 は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

5.5 低圧原子炉代替注水系

名 称		低圧原子炉代替注水ポンプ
容 量	m ³ /h/個	□以上, □以上, □以上(230)
揚 程	m	□以上, □以上, □以上(190)
最高使用圧力	MPa	吸込側 静水頭 / 吐出側 3.92
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	210
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（低圧原子炉代替注水系）として炉心注水時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水ポンプは、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原子炉の冷却機能が損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、原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、運転中の重大事故等時において、残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイポンプの故障等により原子炉を冷却する機能が喪失した場合に低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより、残留熱除去系を経由して原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水ポンプは、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、炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、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に原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質を低下させるため設置する。

系統構成は、運転中の重大事故等時において、残留熱除去ポンプの故障等により原子炉格納容器を冷却する機能が喪失した場合に低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより、低圧原子炉代替注水系及び残留熱除去系を経由してドライウェルスプレイ管より原子炉格納容器内にスプレイすることにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

【設 定 根 拠】（続き）

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（ペDESTAL代替注水系）として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水ポンプは、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、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水系及び残留熱除去系を経由してドライウェルスプレイ管から原子炉格納容器内にスプレイすることで、原子炉格納容器下部へ流入し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部に十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより、残留熱除去系を経由して原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。

【設 定 根 拠】（続き）

1. 容量の設定根拠

低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、以下を考慮して決定する。

- (1) 原子炉注水必要容量： \square m³/h/個以上， \square m³/h/個以上

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（低圧原子炉代替注水系）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（低圧原子炉代替注水系）として炉心注水時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、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原子炉の冷却機能が損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、原子炉に冷却材を供給することで炉心崩壊熱を除去する場合に、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十「3. 炉心損傷防止対策の有効性評価」）において有効性が確認されている原子炉への注水流量は、原子炉圧力 \square MPa 時において \square m³/h、原子炉圧力 \square MPa 時において \square m³/hのため \square m³/h/個以上， \square m³/h/個以上とする。

- (2) 格納容器スプレイ及びペDESTAL注水必要容量： \square m³/h/個以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（格納容器代替スプレイ系、ペDESTAL代替注水系）として原子炉格納容器にスプレイ及びペDESTALに注水する場合に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、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、原子炉格納容器内にスプレイし原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ、また、ペDESTALに蓄水することで熔融炉心の崩壊熱を除去する場合に、重大事故等時の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、各事故シーケンスで有効性が確認されている原子炉格納容器へのスプレイ及びペDESTALへの注水流量が \square m³/hのため \square m³/h/個以上とする。

- (3) 低圧原子炉代替注水ポンプの最小流量： \square m³/h/個

上記から、低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、(1)及び(2)の必要容量に(3)を加えた容量とし、 \square m³/h/個以上， \square m³/h/個以上， \square m³/h/個以上とする。

公称値については、230m³/h/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 揚程の設定根拠

・原子炉注水必要揚程

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（低圧原子炉代替注水系）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（低圧原子炉代替注水系）として炉心注水時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、淡水を原子炉に \square m³/h 及び \square m³/h で注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、配管及び機器圧損を基に設定する。なお、原子炉圧力 \square MPa 及び \square MPa については、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、有効性が確認されている圧力である。

(1) 原子炉圧力 \square MPa 時

① 原子炉と水源の圧力差 : \square m

$$\square \times 10^6 / (992 \times 9.80665) = \square \div \square \text{ m}$$

\square MPa : 原子炉設置変更許可申請書 添付書類十「3. 炉心損傷防止対策の有効性評価」に示す評価条件

密度 : 992kg/m³ (40℃, 飽和圧力)

② 静水頭 : \square m

低圧原子炉代替注水ポンプ軸中心 EL \square ~ 低圧注水ノズル EL \square

③ 配管・機器圧力損失 : \square m

機器圧力損失 : \square m

配管・弁圧力損失 : \square m

合計 \square m

④ ①～③の合計(m) : \square m

上記から、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として原子炉圧力 \square MPa 時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、 \square m を上回る \square m 以上とする。

(2) 原子炉圧力 \square MPa 時

① 原子炉と水源の圧力差 : \square m

\square MPa : 原子炉設置変更許可申請書 添付書類十「3. 炉心損傷防止対策の有効性評価」に示す評価条件

② 静水頭 : \square m

低圧原子炉代替注水ポンプ軸中心 EL \square ~ 低圧注水ノズル EL \square

【設 定 根 拠】（続き）

- ③ 配管・機器圧力損失 : m
 機器圧力損失 : m
 配管・弁圧力損失 : m
 合計 m
- ④ ①～③の合計(m) : m

上記から、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として原子炉圧力 MPa 時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、 m を上回る m 以上とする。

・格納容器スプレイ及びペDESTAL注水必要揚程

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（格納容器代替スプレイ系、ペDESTAL代替注水系）として原子炉格納容器にスプレイ及びペDESTALに注水する場合に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、淡水を原子炉格納容器に m³/h でスプレイする場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、配管及び機器圧損を基に設定する。

- ① 原子炉格納容器と水源の圧力差 : m

$$\frac{\text{} \times 10^6}{992 \times 9.80665} = \frac{\text{}}{\text{}} = \text{} \text{ m}$$

 密度 : 992kg/m³ (40℃, 飽和圧力)
- ② 静水頭 : m
 低圧原子炉代替注水ポンプ軸中心 EL ~ ドライウェル上部スプレイ管 EL
- ③ 配管・機器圧力損失 : m
 機器圧力損失 : m
 配管・弁圧力損失 : m
 合計 m
- ④ ①～③の合計(m) : m

上記から、原子炉冷却系統施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として使用する低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、 m を上回る m 以上とする。

公称値については、190m とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 吸込側

低圧原子炉代替注水ポンプの吸込側の使用圧力は、主配管「低圧原子炉代替注水槽～低圧原子炉代替注水ポンプ」の使用圧力に合わせ、静水頭とする。

(2) 吐出側

低圧原子炉代替注水ポンプの吐出側の使用圧力は、静水頭 MPa、締切揚程 MPa の合計である MPa を上回る 3.92MPa とする。

① 静水頭 : MPa

$$\text{} \times 0.00980665 = \text{} \div \text{ MPa}$$

m : 低圧原子炉代替注水槽満水レベル EL ～低圧原子炉代替注水ポンプ
軸中心 EL

② 締切揚程 : MPa

$$\text{} \times 0.00980665 = \text{} \div \text{ MPa}$$

m : 低圧原子炉代替注水ポンプの締切揚程

③ ①～②の合計 : MPa

4. 最高使用温度の設定根拠

低圧原子炉代替注水ポンプの使用温度は、主配管「低圧原子炉代替注水槽～低圧原子炉代替注水ポンプ」の使用温度に合わせ、66℃とする。

【設定根拠】(続き)

5. 原動機出力の設定根拠

低圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は、以下の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m^3) = 1000

g : 重力加速度 (m/s^2) = 9.80665

Q : 容量 (m^3/s) = 230/3600

H : 揚程 (m) = 190

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{230}{3600} \right) \times 190}{\text{} / 100} = \text{} = \text{} \text{ kW}$$

以上より、低圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、210kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

低圧原子炉代替注水ポンプは、重大事故等対処設備として原子炉压力容器へ注水し、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必要な個数である、2個(うち1個は予備)を設置する。

名 称		低圧原子炉代替注水槽
容 量	m ³ /個	740 以上 (1230)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）として使用する低圧原子炉代替注水槽は、以下の機能を有する。</p> <p>低圧原子炉代替注水槽は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する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、原子炉を冷却するための淡水又は海水を貯蔵する設備として設置する。</p> <p>系統構成は、低圧原子炉代替注水槽の水を低圧原子炉代替注水ポンプより、残留熱除去系配管を經由して原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(格納容器代替スプレイ系)として使用する低圧原子炉代替注水槽は、以下の機能を有する。</p> <p>低圧原子炉代替注水槽は、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、炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、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に原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質を低下させるため設置する。</p> <p>系統構成は、低圧原子炉代替注水槽の水を低圧原子炉代替注水ポンプより、低圧原子炉代替注水系及び残留熱除去系を經由してドライウェルスプレイ管より原子炉格納容器内にスプレイすることにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

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（ペDESTAL代替注水系）として使用する低圧原子炉代替注水槽は、以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水槽は、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、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、低圧原子炉代替注水槽の水を低圧原子炉代替注水ポンプより、低圧原子炉代替注水系及び残留熱除去系を經由してドライウェルスプレイ管より原子炉格納容器内にスプレイし、格納容器スプレイ水がドライウェル床面から制御棒駆動機構搬出入口を通じて原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部に十分な水量を蓄水することにより原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として使用する低圧原子炉代替注水槽は、以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水槽は、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、低圧原子炉代替注水槽の水を低圧原子炉代替注水ポンプより、残留熱除去系を經由して原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。

【設 定 根 拠】（続き）

1. 容量の設定根拠

重大事故等時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）で想定する各事故シーケンスのうち、低圧原子炉代替注水槽の水量が最も少なくなる事故シーケンスは、高圧・低圧注水機能喪失である。当該事故シーケンスにおいては、7日間で約3600m³の水を使用する。

この淡水使用量に対して、低圧原子炉代替注水槽の最低貯水量740m³/個が枯渇する前に、大量送水車により代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び（西2））の淡水を補給可能なため、低圧原子炉代替注水槽の容量は740m³/個以上とする。

公称値については、要求される容量740m³/個を上回る1230m³/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

低圧原子炉代替注水槽の使用圧力は、低圧原子炉代替注水槽が大気開放であることから静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

低圧原子炉代替注水槽の使用温度は、主配管「低圧原子炉代替注水槽～低圧原子炉代替注水ポンプ」の使用温度に合わせ、66℃とする。

4. 個数の設定根拠

低圧原子炉代替注水槽の容量が740m³/個以上であれば、注水槽内の水が枯渇する前に代替淡水源又は海水の補給が可能となり、低圧原子炉代替注水ポンプによる注水を中断することなく実施可能であるため、低圧原子炉代替注水槽の個数は1個とする。

名	称	低圧原子炉代替注水槽 ～ 低圧原子炉代替注水ポンプ
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		267.4 / 253.0 / 309.0
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、低圧原子炉代替注水槽から低圧原子炉代替注水ポンプまでを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水槽の水を低圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉圧力容器に供給するため、又は原子炉格納容器にスプレイし原子炉格納容器下部に十分な水位を確保するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1、F1、F2として以下に示す。</p> <p>低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表4.3-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1：静水頭</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力P1は、大気に開放している低圧原子炉代替注水槽に接続するため、静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1：66℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度T1は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□

注記*：低圧原子炉代替注水ポンプの定格流量

(2) 継手

F 1 : 253.0mm

伸縮継手接続部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 2 : 309.0mm

伸縮継手の外径。

名	称	低圧原子炉代替注水ポンプ ～ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	66
外	径	216.3 / 208.0 / 284.0
<p>【設定根拠】 （概要） 本主配管は、低圧原子炉代替注水ポンプから低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水槽の水を低圧原子炉代替注水ポンプにより、あるいは外部水源を大量送水車により原子炉圧力圧力容器に供給するため、又は低圧原子炉代替注水槽の水を低圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉格納容器にスプレイし原子炉格納容器下部に十分な水位を確保するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 2，F 3，F 4として以下に示す。</p> <p>低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表4.3-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 2 : 3.92MPa</u> 重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力P 2は、重大事故等時における低圧原子炉代替注水ポンプ吐出側の使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 66℃</u> 重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度T 1は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	216.3	8.2	200	0.03138	□*	□	□

注記*：低圧原子炉代替注水ポンプの定格流量

(2) 継手

F 3 : 208.0mm

伸縮継手接続部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 4 : 284.0mm

伸縮継手の外径。

名 称	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部 ～ 残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	66 / 185
外 径	mm	216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部から残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水槽の水を低圧原子炉代替注水ポンプにより、あるいは外部水源を大量送水車により原子炉圧力容器に供給するため、又は低圧原子炉代替注水槽の水を低圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉格納容器にスプレイし原子炉格納容器下部に十分な水位を確保するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，T 2，外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表4.3-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 3.92MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力 P 2 は、重大事故等時における低圧原子炉代替注水ポンプ吐出側の使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度 T 1 は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p> <p><u>T 2 : 185℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度 T 2 は、残留熱除去系の最高使用温度に合わせ、185℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	216.3	8.2	200	0.03138	□*	□	□

注記*：低圧原子炉代替注水ポンプの定格流量

名	称	残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部 ～ 低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外	径	mm
		216.3 / 114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部から低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 2、D 3、D 4として以下に示す。</p> <p>低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表4.3-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 3.92MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力P 2は、重大事故等時における低圧原子炉代替注水ポンプ吐出側の使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 185℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度T 2は、残留熱除去系の最高使用温度に合わせ、185℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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, 114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	216.3	8.2	200	0.03138	□*1	□	□
D 3	114.3	6.0	100	0.00822	□*1	□*3	□
D 4	114.3	8.6	100	0.00741	□*1	□*2	□

注記*1：低圧原子炉代替注水ポンプの定格流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で□m/s）を下回るため問題ない。

*3：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（ステンレス鋼で□m/s）を下回るため問題ない。

名	称	低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部 ～ 低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92	
最高使用温度	°C	185	
外	径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部から低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 4として以下に示す。</p> <p>低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表4.3-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 3.92MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力P 2は、重大事故等時における低圧原子炉代替注水ポンプ吐出側の使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 185°C</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度T 2は、残留熱除去系の最高使用温度に合わせ、185°Cとする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	114.3	8.6	100	0.00741	□*1	□*2	□

注記*1：低圧原子炉代替注水ポンプの定格流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で□m/s）を下回るため問題ない。

名 称		低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南） ～ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部
最高使用圧力	MPa	2.45 / 3.92
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本主配管は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）から低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3， P 2， 最高使用温度の設定根拠を T 1， 外径の設定根拠を D 5 として以下に示す。</p> <p>低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表4.5-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 2.45MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力 P 3 は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 <input type="text"/> MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p><u>P 2 : 3.92MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力 P 2 は、重大事故等時における低圧原子炉代替注水ポンプ吐出側の使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 66°C

重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度 T 1 は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	114.3	6.0	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における大量送水車による原子炉压力容器への必要注水流量

名	称	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西） ～ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
最高使用圧力	MPa	2.45
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		114.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本主配管は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）から低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 5 として以下に示す。</p> <p>低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表4.5-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 2.45MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力 P 3 は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 <input type="text"/> MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度 T 1 は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	114.3	6.0	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における大量送水車による原子炉压力容器への必要注水流量

名	称	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部 ～ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
最高使用圧力	MPa	2.45 / 3.92
最高使用温度	℃	66 / 185
外	径	mm
		114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部から低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3， P 2， 最高使用温度の設定根拠を T 1， T 2， 外径の設定根拠を D 5， D 6 として以下に示す。</p> <p>低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表4.5-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 2.45MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力 P 3 は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 <input type="text"/> MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p><u>P 2 : 3.92MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力 P 2 は、重大事故等時における低圧原子炉代替注水ポンプ吐出側の使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 66°C

重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度 T 1 は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66°Cとする。

T 2 : 185°C

重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度 T 2 は、残留熱除去系の最高使用温度に合わせ、185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	114.3	6.0	100	0.00822	□*	□	□
D 6	114.3	8.6	100	0.00741	□*	□	□

注記*：重大事故等時における大量送水車による原子炉压力容器への必要注水流量

名	称	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部 ～ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	3.92	
最高使用温度	℃	185	
外	径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部から低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 6として以下に示す。</p> <p>低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表4.5-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 3.92MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力P 2は、重大事故等時における低圧原子炉代替注水ポンプ吐出側の使用圧力に合わせ、3.92MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 185℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度T 2は、残留熱除去系の最高使用温度に合わせ、185℃とする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 6	114.3	8.6	100	0.00741	□*	□	□

注記*：重大事故等時における大量送水車による原子炉压力容器への必要注水流量

名 称		低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内） ～ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
最高使用圧力	MPa	2.45
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本主配管は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）から低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 5 として以下に示す。</p> <p>低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様を表4.5-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 2.45MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力 P 3 は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 <input type="text"/> MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度 T 1 は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	114.3	6.0	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における大量送水車による原子炉压力容器への必要注水流量

表 4.3-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表（その1）

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
低圧原子炉代替注水系	低圧原子炉代替注水槽 ～ 低圧原子炉代替注水ポンプ	静水頭*	P 1	66*	T 1	267.4	D 1
						267.4	D 1
						253.0	F 1
						309.0	F 2
						267.4	—
						267.4 /216.3	—
	低圧原子炉代替注水ポンプ ～ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部	3.92*	P 2	66*	T 1	216.3 /165.2	—
						216.3	—
						216.3	D 2
						216.3 /216.3	—
						216.3 /216.3	—
						216.3 /— /216.3	—
						216.3	D 2
						208.0 284.0	F 3 F 4
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部 ～ 残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部	3.92*	P 2	66*	T 1	216.3 /216.3	—
						216.3	—
						216.3	D 2
				185*	T 2	216.3	D 2
216.3						—	
216.3 /216.3 /—						—	

注記*：重大事故等時における使用時の値

表 4.3-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表 (その2)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
残留熱代替除去系原子炉注 水ライン合流部 ～ 低圧原子炉代替注水ポンプ 出口ライン合流部	3.92*	P 2	185*	T 2	216.3	—	
					/216.3		
					/114.3		
					216.3		D 2
					216.3		—
					216.3		—
					/114.3		
低圧原子炉代替注水ポンプ 出口ライン合流部 ～ 低圧原子炉代替注水ポンプ 注水ライン合流部	3.92*	P 2	185*	T 2	114.3	—	
					/—		
					/114.3		
					114.3		D 4
					114.3		—
					216.3		—
					/114.3		
低圧原子炉代替注水系 (可搬 型) 接続口 (南) ～ 低圧原子炉代替注水系 (可搬 型) 接続口 (南) ライン合流 部	2.45*	P 3	66*	T 1	165.2	—	
					/114.3		
					114.3		—
	3.92*	P 2	66*	T 1	114.3	D 5	
					114.3	—	
低圧原子炉代替注水系 (可搬 型) 接続口 (西) ～ 低圧原子炉代替注水系 (可搬 型) 接続口 (屋内) ライン合 流部	2.45*	P 3	66*	T 1	165.2	—	
					/114.3		
					114.3		D 5
114.3	—						

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 4.3-1 低圧原子炉代替注水系主配管の設計仕様表（その3）

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
低圧原子炉代替注水系	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部 ～ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部	2.45*	P 3	66*	T 1	114.3 /114.3 /114.3	—
						114.3	D 5
						114.3	—
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部	3.92*	P 2	185*	T 2	114.3 /114.3 /—	—
						114.3	—
						114.3	D 5
						114.3	D 6
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部 ～ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部	3.92*	P 2	185*	T 2	114.3 /— /114.3	—
						114.3	D 6
						114.3	—
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内） ～ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部	2.45*	P 3	66*	T 1	165.2 /114.3	—
						114.3	D 5
114.3						—	

注記*：重大事故等時における使用時の値

名	称	大量送水車出口ライン送水用 10m ホース
最高使用圧力	MPa	1.60
最高使用温度	℃	<input type="text"/>
外径	—	150A
個数	—	62 (予備 1)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>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大量送水車により淡水又は海水を原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は原子炉圧力容器下部へ注水又はスプレイするために設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホースと低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内） ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホースと格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内） ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホースとペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内） <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合は、<input type="text"/> <input type="text"/> 1.60MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合は、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 <input type="text"/>℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合は、圧力損失上許容できる外径を選定する。</p> <p>大量送水車の 2. 吐出圧力の設定根拠のホース圧損算出条件である、150A（呼び径）を本ホースの外径とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として大量送水車により淡水又は海水を原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は原子炉圧力容器下部へ注水又はスプレイするための必要な本数であり、2セット 62 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</p>		

る待機除外時のバックアップは考慮せず，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。

6. 原子炉冷却材補給設備

6.1 原子炉隔離時冷却系

名 称	原子炉隔離時冷却ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	□以上(99)
揚 程	m	高压時 □以上(918) / 低压時 □以上(128)
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37 / 吐出側 11.3
最高使用温度	℃	66 (100)
原 動 機 出 力	kW/個	550
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

・設計基準対象施設

原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備として使用する原子炉隔離時冷却ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、原子炉停止後何らかの原因で復水・給水が停止した場合に、サプレッションチェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水することで原子炉水位を維持することを目的に設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(原子炉隔離時冷却系)として使用する原子炉隔離時冷却ポンプは、以下の機能を有する。

原子炉隔離時冷却ポンプは、重大事故等時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準対象施設が有する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、原子炉圧力容器にサプレッションチェンバのプール水を注水して原子炉水位を維持することを目的とする。

また、全交流電源喪失時に蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却することを目的とする。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を水源とした原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器へ注水し、炉心を冷却できる設計とする。

【設 定 根 拠】（続き）

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量は、原子炉停止 分後の崩壊熱による蒸気流出量を補うために必要となる水量 m³/h に原子炉隔離時冷却系補機への冷却水量 m³/h を加えた m³/h 以上とする。

上記から、原子炉隔離時冷却ポンプの容量は、上記を上回るものとし、 m³/h 以上とする。

原子炉隔離時冷却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設計条件で有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十「3. 炉心損傷防止対策の有効性評価」）に使用しているため、 m³/h 以上とする。

公称値については、，99m³/h とする。

2. 揚程の設定根拠

原子炉隔離時冷却ポンプは、原子炉と水源との差圧が ～ MPa のときに原子炉圧力容器に m³/h の注水と、原子炉隔離時冷却系補機に m³/h の通水ができるように設計する。

(1) 高圧時

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却ポンプの高圧時の揚程は、原子炉圧力容器とサプレッションチェンバの圧力差、静水頭、配管・機器圧力損失を基に設定する。

① 原子炉圧力容器とサプレッションチェンバの圧力差： m

$$\text{} \times 10^6 / (983 \times 9.80665) = \text{} \div \text{} \text{ m}$$

MPa：逃がし安全弁の最低設定圧力を上回る値として設定

密度：983kg/m³（60℃，飽和圧力）

② 静水頭： m

ドローダウン後のサプレッションチェンバ最低水位 EL ～

原子炉水位高（レベル 8） EL

③ 配管・機器圧力損失： m

機器圧力損失： m

配管・弁類圧力損失： m

合計 m

④ ①～③の合計： m

【設 定 根 拠】（続き）

上記から、高圧時の原子炉隔離時冷却ポンプの揚程は、m を上回る m 以上とする。

原子炉隔離時冷却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設計条件で有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十「3. 炉心損傷防止対策の有効性評価」）に使用しているため、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 918m とする。

(2) 低圧時

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却ポンプの低圧時の揚程は、原子炉压力容器とドライウェルの圧力差、静水頭、配管・機器圧力損失を基に設定する。

① 原子炉压力容器とサプレッションチェンバの圧力差 : m

$$\text{} \times 10^6 / (983 \times 9.80665) = \text{} \div \text{} \text{m}$$

MPa : 残留熱除去系停止時冷却モードの引継ぎ設定圧力

密度 : 983kg/m³ (60℃, 飽和圧力)

② 静水頭 : m

ドローダウン後のサプレッションチェンバ最低水位 EL ~

原子炉水位高 (レベル 8) EL

③ 配管・機器圧力損失 : m

機器圧力損失 : m

配管・弁類圧力損失 : m

合計 m

④ ①~③の合計 : m

上記から、低圧時の原子炉隔離時冷却ポンプの揚程は、m を上回る m 以上とする。

原子炉隔離時冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件で有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十「3. 炉心損傷防止対策の有効性評価」）に使用しているため、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 128m とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 吸込側

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却ポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」の最高使用圧力に合わせ 1.37MPa とする。

原子炉隔離時冷却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「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」の使用圧力に合わせ 1.37MPa とする。

(2) 吐出側

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却ポンプの吐出側の最高使用圧力は、静水頭 MPa、締切揚程 MPa の合計が MPa となることから、これを上回る圧力として 11.3MPa とする。

① 静水頭 : MPa

$$\text{} \times 0.00980665 = \text{} \div \text{} \text{ MPa}$$

m : 復水貯蔵タンクオーバーフロー水位 EL ~

ポンプ据付床レベル EL

② 締切揚程 : MPa

$$\text{} \times 0.0980665 = \text{} \div \text{} \text{ MPa}$$

kg/cm² : 原子炉隔離時冷却ポンプの締切揚程

③ ①～②の合計 : MPa

原子炉隔離時冷却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設計条件とし、11.3MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却ポンプの最高使用温度は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

原子炉隔離時冷却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「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」の使用温度に合わせ、100℃とする。

【設 定 根 拠】（続き）

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却ポンプの原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

（引用文献：日本産業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」）

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 99/3600

H : 揚程 (m) = 918

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{99}{3600} \right) \times 918}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記から、原子炉隔離時冷却ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、550kW/個とする。

原子炉隔離時冷却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設計条件とし、550kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

原子炉隔離時冷却ポンプ（原動機含む）は、設計基準対象施設として原子炉压力容器へ注水し、原子炉水位を維持するために必要な個数である1個を設置する。

原子炉隔離時冷却ポンプ（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。

名 称	原子炉隔離時冷却系分岐部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98) / 8.62
最高使用温度	℃	302 (304) / 302
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、原子炉隔離時冷却系分岐部から高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉压力容器で発生した蒸気を駆動用蒸気タービンに導くために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器で発生した蒸気を駆動用蒸気タービンに導くために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、P 2、最高使用温度の設定根拠をT 1、T 2、外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p> <p><u>P 2 : 8.62MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、8.62MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ，302°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ，304°Cとする。

T 2 : 302°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ，302°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同設計条件とし，302°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時に使用するポンプのうち最も容量の大きい原子炉隔離時冷却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ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：原子炉压力容器低圧時における蒸気供給配管の設計流量

名	称	高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部 ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン入口側ドレンポット入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外	径	mm 114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部から原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン入口側ドレンポット入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉圧力容器で発生した蒸気を駆動用蒸気タービンに導くために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉圧力容器で発生した蒸気を駆動用蒸気タービンに導くために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 8.62MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、8.62MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 302℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T 2は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

本主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設計条件とし，302℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：原子炉圧力容器低圧時における蒸気供給配管の設計流量

名	称	原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン入口側ドレンポット入口ライン分岐部 ～ 原子炉隔離時冷却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	℃	302
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン入口側ドレンポット入口ライン分岐部から原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービンまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉圧力容器で発生した蒸気を駆動用蒸気タービンに導くために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉圧力容器で発生した蒸気を駆動用蒸気タービンに導くために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 8.62MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、8.62MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 302℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T 2は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

本主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設計条件とし，302℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：原子炉圧力容器低圧時における蒸気供給配管の設計流量

名	称	原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン出口側ドレン ポット入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	184
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービンから原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン出口側ドレンポット入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、駆動用蒸気タービンに供給した蒸気をサブプレッションチェンバに排出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、駆動用蒸気タービンに供給した蒸気をサブプレッションチェンバに排出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP3、最高使用温度の設定根拠をT3、外径の設定根拠をD2として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P3 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P3は、原子炉隔離時冷却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 MPa を上回る圧力とし、0.98MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、0.98MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 3 : 184°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 3 は, 最高使用圧力の飽和温度以上とし, 184°C とする。

本主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設計条件とし, 184°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	267.4	9.3	250	0.04862	□*1	□*2	□

注記*1 : 蒸気排気管の設計流量

*2 : 当該配管は, 内部流体が蒸気の場合の配管内最高流速 (音速) を下回るため問題ない。

名	称	原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン出口側ドレンポット入口ライン分岐部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	184
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン出口側ドレンポット入口ライン分岐部から高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、駆動用蒸気タービンに供給した蒸気をサブプレッションチェンバに排出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、駆動用蒸気タービンに供給した蒸気をサブプレッションチェンバに排出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 3，外径の設定根拠をD 2として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、原子炉隔離時冷却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 <input type="text"/> MPa を上回る圧力とし、0.98MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、0.98MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 3 : 184°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 3 は, 最高使用圧力の飽和温度以上とし, 184°C とする。

本主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設計条件とし, 184°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	267.4	9.3	250	0.04862	□*1	□*2	□

注記*1 : 蒸気排気管の設計流量

*2 : 当該配管は, 内部流体が蒸気の場合の配管内最高流速 (音速) を下回るため問題ない。


名	称	高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部 ～ サブプレッションチェンバ内排気管	
最高使用圧力	MPa	0.98	
最高使用温度	℃	184	
外	径	mm	267.4
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部からサブプレッションチェンバ内排気管までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、駆動用蒸気タービンに供給した蒸気をサブプレッションチェンバに排出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、駆動用蒸気タービンに供給した蒸気をサブプレッションチェンバに排出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP3、最高使用温度の設定根拠をT3、外径の設定根拠をD2として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P3 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P3は、原子炉隔離時冷却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 MPa を上回る圧力とし、0.98MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T3 : 184℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T3は、最高使用圧力の飽和温度以上とし、184℃とする。</p> <p>本主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設計条件とし、184℃とする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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原子炉隔離時冷却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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	267.4	9.3	250	0.04862	 *1	 *2	

注記*1：蒸気排気管の設計流量

*2：当該配管は、内部流体が蒸気の場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名	称	原子炉隔離時冷却系ストレーナ ～ 復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853) / 1.37
最高使用温度	℃	104 / 66 (100)
外	径	Mm 165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、原子炉隔離時冷却系ストレーナから復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）までを接続する配管であり、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又は復水貯蔵タンクの水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 4、P 5、最高使用温度の設定根拠をT 4、T 5、外径の設定根拠をD 3として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 4 : 0.427MPa (0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 4は、原子炉格納容器の最高使用圧力に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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限界圧力に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p><u>P 5 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 5は、主配管「弁 MV221-1～復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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「弁 MV221-1～復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）」の使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 4 : 104°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T 4は，サブプレッションチェンバの最高使用温度に合わせ，104°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における原子炉隔離時冷却系ストレナの使用温度に合わせ，104°Cとする。

T 5 : 66°C (100°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T 5は，復水輸送系の最高使用温度に合わせ，66°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時におけるサブプレッションチェンバのプール水温に合わせ，100°Cとする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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ポンプ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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	165.2	7.1	150	0.01791	□*	□	□

注記*：原子炉隔離時冷却ポンプの設計流量

名	称	復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系） ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66（100）
外	径	mm 165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）から原子炉隔離時冷却ポンプまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、サブプレッションチェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 5，最高使用温度の設定根拠をT 5，外径の設定根拠をD 3として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 5 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 5は、主配管「弁 MV221-1～復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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「弁 MV221-1～復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）」の使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 5 : 66℃（100℃）</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T 5は、復水輸送系の最高使用温度に合わせ、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバのプール水温に合わせ、100℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプ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ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	165.2	7.1	150	0.01791	□*	□	□

注記*：原子炉隔離時冷却ポンプの設計流量

名	称	原子炉隔離時冷却ポンプ ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	11.3 / 8.62
最高使用温度	℃	66 (100) / 302
外	径	mm
		114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、原子炉隔離時冷却ポンプから高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部までを接続する配管であり、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又は復水貯蔵タンクの水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 6、P 2、最高使用温度の設定根拠をT 5、T 2、外径の設定根拠をD1として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 6 : 11.3MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 6は、原子炉隔離時冷却ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、11.3MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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隔離時冷却ポンプ吐出側の使用圧力に合わせ、11.3MPaとする。</p> <p><u>P 2 : 8.62MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、8.62MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 5 : 66°C (100°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 5 は，原子炉隔離時冷却ポンプの最高使用温度に合わせ，66°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時におけるサブプレッションチェンバのプール水温に合わせ，100°Cとする。

T 2 : 302°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は，原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ，302°Cとする。

本主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設計条件とし，302°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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ポンプ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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：原子炉隔離時冷却ポンプによる原子炉压力容器への供給流量

名 称		高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部 ～ 原子炉隔離時冷却系合流部
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部から原子炉隔離時冷却系合流部までを接続する配管であり、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又は復水貯蔵タンクの水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 8.62MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、8.62MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 302℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T 2は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本主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設計条件とし、302℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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原子炉隔離時冷却ポンプ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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：原子炉隔離時冷却ポンプによる原子炉压力容器への供給流量

表 5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表 (その1)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系分岐部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 入 口ライン分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	114.3	D 1
						114.3	—
	高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 入 口ライン分岐部	8.62	P 2	302	T 2	114.3	D 1
						114.3	—
						114.3	D 1
						114.3 /114.3 /114.3	—
	高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 入 口ライン分岐部 ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ駆 動用蒸気タービン入口側ド レンポット入口ライン分岐 部	8.62	P 2	302	T 2	114.3	D 1
						114.3	—
						114.3 /— /114.3	—
	原子炉隔離時冷却ポンプ駆 動用蒸気タービン入口側ド レンポット入口ライン分岐 部 ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ駆 動用蒸気タービン	8.62	P 2	302	T 2	114.3	—
						114.3	D 1
						114.3 /114.3 /—	—
	原子炉隔離時冷却ポンプ駆 動用蒸気タービン ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ駆 動用蒸気タービン出口側ド レンポット入口ライン分岐 部	0.98	P 3	184	T 3	267.4	D 2
						267.4 /— /267.4	—

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表（その 2）

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却ポンプ駆 動用蒸気タービン出口側ド レンポット入口ライン分岐 部	0.98	P 3	184	T 3	267.4	D 2
	～					267.4	—
	高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 出 口ライン合流部					267.4 /267.4 /—	—
	高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 出 口ライン合流部	0.98	P 3	184	T 3	267.4 /267.4 /267.4	—
	～					267.4	D 2
	サプレッションチェンバ内 排気管					267.4	—
						267.4	—
	原子炉隔離時冷却系ストレ ーナ	0.427 (0.853*)	P 4	104	T 4	165.2 /165.2 /165.2	—
	～					165.2	D 3
	復水貯蔵タンク出口ライン 合流部 (原子炉隔離時冷却 系)	1.37	P 5	66 (100*)	T 5	165.2	D 3
						165.2	D 3
	復水貯蔵タンク出口ライン 合流部 (原子炉隔離時冷却 系)	1.37	P 5	66 (100*)	T 5	165.2 /165.2 /165.2	—
～	165.2					D 3	
原子炉隔離時冷却ポンプ	165.2 /165.2 /—					—	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表 (その3)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却ポンプ ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ 出口ライン合流部	11.3	P 6	66 (100*)	T 5	114.3	D 1
						114.3	D 1
						114.3 /114.3	—
						/—	—
	高圧原子炉代替注水ポンプ 出口ライン合流部 ～ 原子炉隔離時冷却系合流部	8.62	P 2	302	T 2	114.3	—
						114.3	D 1
						114.3 /114.3	—
						/114.3	—
						114.3	D 1
						114.3	D 1

注記* : 重大事故等時における使用時の値

7. 原子炉補機冷却設備

7.1 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）

名 称		原子炉補機冷却系熱交換器
容量（設計熱交換量）	MW/個	□以上（□）
最高使用圧力	MPa	管側 0.98 / 胴側 1.37
最高使用温度	℃	管側 40 / 胴側 85
伝熱面積	m ² /個	□以上（□）
個 数	—	6

【設 定 根 拠】

（概 要）

・設計基準対象施設

原子炉補機冷却系熱交換器は、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備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の原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）として使用する原子炉補機冷却系熱交換器は、下記の機能を有する。

原子炉補機冷却系熱交換器は、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、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、原子炉補機海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却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。

【設 定 根 拠】（続き）

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却系熱交換器の容量は、定格出力運転時に原子炉補機海水温度 \square °Cにおいて \square °C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系熱交換器の容量は、 \square MW/3 個であることから、これを上回る容量として、 \square MW/3 個以上とする。したがって、熱交換器 1 個当たりの容量（設計交換熱量）は \square MW/個以上となる。

原子炉補機冷却系熱交換器の重大事故等時における容量（設計交換熱量）は、重大事故等時も原子炉補機海水温度 \square °Cにおいて \square °C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、 \square 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 \square MW/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 管側

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却系熱交換器の管側の最高使用圧力は、主配管「原子炉補機海水ストレーナ～原子炉補機冷却系熱交換器」の最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。

原子炉補機冷却系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の管側の圧力は、設計基準対象施設と同様の仕様方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.98MPa とする。

(2) 胴側

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却系熱交換器の胴側の最高使用圧力は、主配管「A, C-原子炉補機冷却水ポンプ～A-1, A-2, A-3 原子炉補機冷却系熱交換器」及び主配管「B, D-原子炉補機冷却水ポンプ～B-1, B-2, B-3 原子炉補機冷却系熱交換器」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。

原子炉補機冷却系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の胴側の圧力は、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。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用温度の設定根拠

(1) 管側

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却系熱交換器の管側の最高使用温度は、主配管「原子炉補機海水ストレーナ～原子炉補機冷却系熱交換器」の最高使用温度に合わせ、40℃とする。

原子炉補機冷却系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の管側の温度は、重大事故等時における主配管「原子炉補機海水ストレーナ～原子炉補機冷却系熱交換器」の使用温度に合わせ、40℃とする。

(2) 胴側

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却系熱交換器の胴側の最高使用温度は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水温が、原子炉浄化系のブロー運転時 ℃まで上昇する可能性があるため、最高使用温度は ，85℃とする。

原子炉補機冷却系熱交換器の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して使用する場合の原子炉浄化系のブロー運転時の温度を超えることは無いため、設計基準対象施設と ，85℃とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 伝熱面積の設定根拠

設計基準対象施設として使用する場合の原子炉補機冷却系熱交換器の伝熱面積は、設計熱交換量 MW/個を満足するために必要な最小伝熱面積を基に設定する。

原子炉補機冷却系熱交換器の伝熱面積は、メーカーの設計段階にて確認している必要な最小伝熱面積が m²/個であることから、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場合の伝熱面積と変わらない。

以上により、設計基準対象施設と同仕様とし、 m²/個以上とする。

公称値については、要求される伝熱面積である m²/個を上回る m²/個とする。

5. 個数の設定根拠

原子炉補機冷却系熱交換器は、設計基準対象施設として原子炉補機冷却系に接続されている各補機で発生した熱負荷を除去するために必要な個数として A 系、B 系独立した 2 系列に各 3 個、合計 6 個設置する。

原子炉補機冷却系熱交換器は、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。

名 称		原子炉補機冷却水ポンプ
容 量	m ³ /h/個	□以上 (1680)
揚 程	m	□以上 (57)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
原 動 機 出 力	kW/個	360
個 数	—	4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 原子炉補機冷却水ポンプは、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、燃料プール冷却系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等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の原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）として使用する原子炉補機冷却水ポンプは、下記の機能を有する。 原子炉補機冷却水ポンプは、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、原子炉補機海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却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。 		

【設 定 根 拠】（続き）

1. 容量の設定根拠

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通常運転時の補機冷却水流量である m³/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、 1680m³/h/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 揚程の設定根拠

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の揚程は、圧力損失が最大となる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個で機器圧損、弁類圧損を基に設計する。

- | | | |
|-------------|---|-----|
| ① 機器圧力損失 | : | □ m |
| ② 配管・弁類圧力損失 | : | □ m |
| ③ ①～②の合計 | : | □ m |

上記から、原子炉補機冷却水ポンプの揚程は、□ mを上回る□ m以上とする。

原子炉補機冷却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、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、□ m以上とする。

公称値については、□ 57mとする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力は、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。

- | | | |
|--------------------------------------|---|-------|
| ① 静水頭 | : | □ MPa |
| □ × 0.00980665 = □ ÷ □ | | MPa |
| □ m : 原子炉補機冷却系サージタンクオーバーフロー水位 EL □ ~ | | |
| 原子炉補機冷却水ポンプ設置レベル EL □ | | |
| ② 締切揚程 | : | □ MPa |
| □ × 0.00980665 = □ ÷ □ | | MPa |
| □ m : 原子炉補機冷却水ポンプの締切揚程 | | |
| ③ ①～②の合計 | : | □ MPa |

原子炉補機冷却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、1.37MPaとする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプの最高使用温度は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水温が、原子炉浄化系のブロー運転時 ℃まで上昇する可能性があるため、最高使用温度は ，85℃とする。

原子炉補機冷却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して使用する場合の原子炉原子炉浄化系のブロー運転時の温度を超えることはないため、設計基準対象施設と ，85℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

原子炉補機冷却水ポンプの原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

（引用文献：日本産業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」）

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 1680/3600

H : 揚程 (m) = 57

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1680}{3600} \right) \times 57}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記から、原子炉補機冷却水ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、360kW/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

原子炉補機冷却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設計条件とし，360kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

原子炉補機冷却水ポンプ（原動機含む）は，設計基準対象施設として原子炉補機冷却系に接続されている各補機へ冷却水を供給するために必要な個数として A 系，B 系独立した 2 系列に各 2 個，合計 4 個設置する。

原子炉補機冷却水ポンプ（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		原子炉補機海水ポンプ
容 量	m ³ /h/個	□以上 (2040)
揚 程	m	□以上 (50)
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/個	410
個 数	—	4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>原子炉補機海水ポンプは、設計基準対象施設として取水槽から海水を揚水し、原子炉補機冷却系熱交換器へ海水を供給するために設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備の原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）として使用する原子炉補機海水ポンプは、下記の機能を有する。</p> <p>原子炉補機海水ポンプは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクに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。</p> <p>系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉補機海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却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。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する原子炉補機海水ポンプの容量は、原子炉冷却材喪失時に発生する最大熱負荷を 1 系列当たり 3 個の原子炉補機冷却系熱交換器で除去するのに必要な □m³/h の海水を 2 個の原子炉補機海水ポンプで供給することを考慮し、 □m³/h/個以上とする。</p> <p>原子炉補機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設計条件とし、 □m³/h/個以上とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

公称値については、2040m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機海水ポンプの揚程は、下記を考慮する。

① 水源と送水先との差圧 : 0m (ともに大気圧のため)

② 静水頭 : m

取水槽想定最低水位 EL ~ 放水槽水位 EL

③ 配管・機器圧力損失 : m

機器圧力損失 : m

配管・弁類圧力損失 : m

合計 m

④ ①～③の合計 : m

上記から、原子炉補機海水ポンプの揚程は、mを上回るm以上とする。

原子炉補機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、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、m以上とする。

公称値については、50mとする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機海水ポンプの最高使用圧力は、水頭差MPaと原子炉補機海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、0.98MPaとする。

① 静水頭 : MPa

$$\text{} \times 0.00980665 = \text{} \div \text{} \text{MPa}$$

m : 最高潮位 EL ~ 原子炉補機海水ポンプ吸込レベル EL

② 締切揚程 : MPa

$$\text{} \times \text{} \times 0.00980665 = \text{} \div \text{} \text{MPa}$$

m : 原子炉補機海水ポンプの締切揚程

kg/m³ : 海水密度 (約°C 海水) *

③ ①～②の合計 : MPa

注記* : 海水密度は、ASME POWER TEST CODES 12.2 1998 記載の全塩分%時の値から°C相当の値を内挿(線形補完)した値

【設 定 根 拠】 (続き)

原子炉補機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設計条件とし、0.98MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機海水ポンプの最高使用温度は、設計海水温度 (°C) において、最大熱負荷 (格納容器冷却モード) を考慮した原子炉熱交換器出口最高温度 °C) を上回る 40°C とする。

原子炉補機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設計条件とし、40°C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機海水ポンプの原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1025.6 (9.5°C, 海水)

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 2040/3600

H : 揚程 (m) = 50

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1025.6 \times 9.80665 \times \left(\frac{2040}{3600} \right) \times 50}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記から、原子炉補機海水ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、410kW/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

原子炉補機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設計条件とし，410kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

原子炉補機海水ポンプ（原動機含む）は，設計基準対象施設として取水槽から海水を揚水し，原子炉補機冷却系熱交換器へ海水を供給するために必要な個数として A 系，B 系独立した 2 系列に各 2 個，合計 4 個設置する。

原子炉補機海水ポンプ（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		原子炉補機冷却系サージタンク
容 量	m ³ /個	□以上 (11)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 原子炉補機冷却系サージタンクは、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の原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）として使用する原子炉補機冷却系サージタンクは、下記の機能を有する。 <p>原子炉補機冷却系サージタンクは、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。</p> <p>系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉補機冷却系サージタンクにより原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保し、原子炉補機海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却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。</p> <p>原子炉補機冷却系サージタンクは、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。</p> <p>系統構成は、原子炉補機冷却系及び原子炉補機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、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、原子炉補機冷却系サージタンクにより移動式代替熱交換設備淡水ポ</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

ンプの押込圧力を確保するとともに、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備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。

原子炉補機冷却系サージタンクは、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、燃料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、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、原子炉補機冷却系サージタンクにより移動式代替熱交換設備淡水ポンプの押込圧力を確保するとともに、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、燃料プール冷却系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、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、原子炉補機冷却系サージタンクにより移動式代替熱交換設備淡水ポンプの押込圧力を確保するとともに、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備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. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却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、原子炉補機冷却系常用系配管の破断から遮断弁全閉までの系外漏えい水量 m³、補給水停止時の系統水リーク量 m³ の合計値を上回るものとし、 m³/個以上とする。

公称値については、 11m³/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却系サージタンクの最高使用圧力は、原子炉補機冷却系サージタンクが開放タンクであるため静水頭とする。

原子炉補機冷却系サージタンクを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却系サージタンクの最高使用温度は、原子炉建物の最高雰囲気温度に合わせ、66℃とする。

原子炉補機冷却系サージタンクを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、66℃とする。

4. 個数の設定根拠

原子炉補機冷却系サージタンクは、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するために必要な個数である各系列に1個、合計2個設置する。

原子炉補機冷却系サージタンクは、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。

名 称		原子炉補機海水ストレーナ
容 量	m ³ /h/個	□以上 (4080)
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>原子炉補機海水ストレーナは、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系熱交換器の性能低下を防止することを目的に設置する。</p> <p>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の原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）として使用する原子炉補機海水ストレーナは、下記の機能を有する。</p> <p>原子炉補機海水ストレーナは、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。</p> <p>系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉補機海水ポンプにより原子炉補機海水ストレーナを経由し、海水を原子炉補機冷却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。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する原子炉補機海水ストレーナの容量は、原子炉補機海水ポンプの容量に合わせ、□m³/h/個以上とする。</p> <p>原子炉補機海水ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、□m³/h/個以上とする。</p> <p>公称値については、□4080m³/h/個とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機海水ストレーナの最高使用圧力は、主配管「原子炉補機海水ポンプ～原子炉補機海水ストレーナ」の最高使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。

原子炉補機海水ストレーナを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉補機海水ポンプ～原子炉補機海水ストレーナ」の使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機海水ストレーナの最高使用温度は、主配管「原子炉補機海水ポンプ～原子炉補機海水ストレーナ」の最高使用温度に合わせ、40℃とする。

原子炉補機海水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主配管「原子炉補機海水ポンプ～原子炉補機海水ストレーナ」の使用温度に合わせ、40℃とする。

4. 個数の設定根拠

原子炉補機海水ストレーナは、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ために必要な個数として各系列に1個とし、合計2個設置する。

重大事故等時に使用する原子炉補機海水ストレーナは、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		A, C-原子炉補機冷却水ポンプ ～ A-1, A-2, A-3 原子炉補機冷却系熱交換器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4 / 508.0 / 711.2 / 723.8 / 517.6 / 558.8 / 571.4 / 419.0
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A, C-原子炉補機冷却水ポンプと A-1, A-2, A-3 原子炉補機冷却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 A, C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器, A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A, C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器, A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1, D 2, D 3, D 4, D 5, 継手の外径の設定根拠を F 1, F 2, F 3, F 4 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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, 508.0mm, 711.2mm, 558.8mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	□	□*	□
D 2	508.0	9.5	500	0.18781	□	□	□
D 3	711.2	12.7	700	0.36939	□	□	□
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	□	□	□
D 5	406.4	12.7	400	0.11401	□	□	□

注記* : 当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速 (炭素鋼で □m/s) を下回るため問題ない。

【設 定 根 拠】（続き）

(2) 継手

F 1 : 723.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 2 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 3 : 571.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 4 : 419.0mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-1 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4 / 419.0
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-1 原子炉補機冷却系熱交換器と A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 1、D 5、継手の外径の設定根拠を F 4 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°Cとする。

本主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設計条件とし, 85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/> *	<input type="checkbox"/>
D 5	406.4	12.7	400	0.11401	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

注記* : 当該配管は, 内部流体が水の場合の配管内最高流速 (炭素鋼で m/s) を下回るため問題ない。

(2) 継手

F 4 : 419.0mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-2 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4 / 419.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-2 原子炉補機冷却系熱交換器と A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 1、D 5、継手の外径の設定根拠を F 4 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85℃ とする。</p> <p>本主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設計条件とし、85℃ とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	□	□*	□
D 5	406.4	12.7	400	0.11401	□	□	□

注記*：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で□m/s）を下回るため問題ない。

(2) 継手

F 4 : 419.0mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-3 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-3 原子炉補機冷却系熱交換器と A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）を接続する配管であり、設計基準対象施設として A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 6 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	□	□*	□
D 6	406.4	12.7	400	0.11401	□	□	□

注記* : 当該配管は, 内部流体が水の場合の配管内最高流速 (炭素鋼で □ m/s) を下回るため問題ない。

名 称		A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側） ～ A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4 / 558.8 / 571.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）と A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器及び A-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 4、D 6、継手の外径の設定根拠を F 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本主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設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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, 406.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	□	□	□
D 6	406.4	12.7	400	0.11401	□	□	□

(2) 継手

F 3 : 571.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部 ～ A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	571.4 / 558.8 / 711.2 / 723.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部と A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器及び A-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 3、D 4、継手の外径の設定根拠を F 1、F 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本主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設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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、558.8mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	711.2	12.7	700	0.36939	□	□	□
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	□	□	□

(2) 継手

F 1 : 723.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 3 : 571.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部 ～ A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	723.8 / 711.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部と A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器及び A-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 3、継手の外径の設定根拠を F 1 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本主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設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	711.2	12.7	700	0.36939	□	□	□

(2) 継手

F 1 : 723.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部 ～ A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	723.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部と A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を A、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を A、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又は A-残留熱除去系熱交換器及び A-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、継手の外径の設定根拠を F 1 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本主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設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 継手

F 1 : 723.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-原子炉補機冷却系サージタンク 出口ライン合流部 ～ A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	723.8 / 711.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部と A-原子炉補機冷却系サージタンク 出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を A、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を A、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又は A-残留熱除去系熱交換器及び A-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 3、継手の外径の設定根拠を F 1 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	711.2	12.7	700	0.36939	□	□	□

(2) 継手

F 1 : 723.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部 ～ A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	517.6 / 508.0
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部と A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）を接続する配管であり、設計基準対象施設として A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を A-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を A-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又は A-残留熱除去系熱交換器及び A-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 2、継手の外径の設定根拠を F 2 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	508.0	9.5	500	0.18781	□	□	□

(2) 継手

F 2 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側） ～ A-原子炉補機冷却水ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	508.0 / 457.2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）と A-原子炉補機冷却水ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設として A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を A-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を A-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 2、D 7 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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、457.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	508.0	9.5	500	0.18781	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 7	457.2	9.5	450	0.15081	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

名 称		A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部 ～ C-原子炉補機冷却水ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	723.8 / 711.2 / 508.0 / 457.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部と C-原子炉補機冷却水ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設として A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 2，D 3，D 7，継手の外径の設定根拠を F 1 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本主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設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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, 711.2mm, 457.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	508.0	9.5	500	0.18781	□	□	□
D 3	711.2	12.7	700	0.36939	□	□	□
D 7	457.2	9.5	450	0.15081	□	□	□

(2) 継手

F 1 : 723.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-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 出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	165.2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-原子炉補機冷却系サージタンクと A-原子炉補機冷却系サージタンク 出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A-原子炉補機冷却系サージタンク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 A-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系へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては A-原子炉補機冷却系サージタンク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、A-原子炉補機冷却水ポンプ及び移動式代替熱交換設備淡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系へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 8 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 8 : 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, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

名 称		B-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部 ～ B-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	723.8 / 711.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部と B-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部する配管であり、設計基準対象施設として B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 3、継手の外径の設定根拠を F 1 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	711.2	12.7	700	0.36939	□	□	□

(2) 継手

F 1 : 723.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-原子炉補機冷却系サージタンク 出口ライン合流部 ～ B, D-原子炉補機冷却水ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	711.2 / 723.8 / 517.6 / 508.0 / 457.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-原子炉補機冷却系サージタンク 出口ライン合流部と B, D-原子炉補機冷却水ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設として B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B, D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B, D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 2，D 3，D 7，継手の外径の設定根拠を F 1，F 2 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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, 711.2mm, 457.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	508.0	9.5	500	0.18781	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3	711.2	12.7	700	0.36939	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 7	457.2	9.5	450	0.15081	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

(2) 継手

F 1 : 723.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 2 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B, D-原子炉補機冷却水ポンプ ～ B-1, B-2, B-3 原子炉補機冷却系熱交換器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4 / 508.0 / 711.2 / 723.8 / 517.6 / 558.8 / 571.4 / 419.0
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、B, D-原子炉補機冷却水ポンプと B-1, B-2, B-3 原子炉補機冷却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 B, D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器, B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B, D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器, B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1, D 2, D 3, D 4, D 5, 継手の外径の設定根拠を F 1, F 2, F 3, F 4 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本主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設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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, 508.0mm, 711.2mm, 558.8mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/> *	<input type="checkbox"/>
D 2	508.0	9.5	500	0.18781	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3	711.2	12.7	700	0.36939	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 5	406.4	12.7	400	0.11401	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

注記*：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で m/s）を下回るため問題ない。

【設 定 根 拠】（続き）

(2) 継手

F 1 : 723.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 2 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 3 : 571.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 4 : 419.0mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-1 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4 / 419.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-1 原子炉補機冷却系熱交換器と B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 1、D 5、継手の外径の設定根拠を F 4 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	□	□*	□
D 5	406.4	12.7	400	0.11401	□	□	□

注記* : 当該配管は, 内部流体が水の場合の配管内最高流速 (炭素鋼で □ m/s) を下回るため問題ない。

(2) 継手

F 4 : 419.0mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-2 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4 / 419.0
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、B-2 原子炉補機冷却系熱交換器と B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 1、D 5、継手の外径の設定根拠を F 4 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は, 設計基準対象施設と同様の使用方法であるため, 設計基準対象施設と同設計条件とし, 85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/> *	<input type="checkbox"/>
D 5	406.4	12.7	400	0.11401	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

注記* : 当該配管は, 内部流体が水の場合の配管内最高流速 (炭素鋼で m/s) を下回るため問題ない。

(2) 継手

F 4 : 419.0mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-3 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、B-3 原子炉補機冷却系熱交換器と B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）を接続する配管であり、設計基準対象施設として B, D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器, B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B, D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器, B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	□	□*	□

注記* : 当該配管は, 内部流体が水の場合の配管内最高流速 (炭素鋼で □ m/s) を下回るため問題ない。

名 称		B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側） ～ B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4 / 558.8 / 571.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）と B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器及び B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 1、D 4、継手の外径の設定根拠を F 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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, 558.8mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	□	□*	□
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	□	□	□

注記* : 当該配管は, 内部流体が水の場合の配管内最高流速 (炭素鋼で □ m/s) を下回るため問題ない。

(2) 継手

F 3 : 571.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部 ～ B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	571.4 / 558.8 / 711.2 / 723.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部と B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器及び B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 3、D 4、継手の外径の設定根拠を F 1、F 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本主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設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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、558.8mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	711.2	12.7	700	0.36939	□	□	□
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	□	□	□

(2) 継手

F 1 : 723.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 3 : 571.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部 ～ B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	723.8 / 711.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部と B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器及び B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 3、継手の外径の設定根拠を F 1 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	711.2	12.7	700	0.36939	□	□	□

(2) 継手

F 1 : 723.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-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 出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-原子炉補機冷却系サージタンクと B-原子炉補機冷却系サージタンク 出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B-原子炉補機冷却系サージタンク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 A-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系へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては B-原子炉補機冷却系サージタンク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、B-原子炉補機冷却水ポンプ及び移動式代替熱交換設備淡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系へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 8 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 8 : 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, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

名 称		A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部 ～ A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	571.4 / 558.8
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部と A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器及び A-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 4、継手の外径の設定根拠を F 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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 とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	□	□	□

(2) 継手

F 3 : 571.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部 ～ A-残留熱除去系熱交換器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	°C	85
外 径	mm	466.8 / 457.2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部と A-残留熱除去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 A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を A-残留熱除去系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 7，継手の外径の設定根拠を F 5 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	457.2	9.5	450	0.15081			

(2) 継手

F 5 : 466.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-残留熱除去系熱交換器 ～ A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	457.2 / 558.8 / 571.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-残留熱除去系熱交換器と A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A-残留熱除去系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を A、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を A、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又は A-残留熱除去系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 4，D 7，継手の外径の設定根拠を F 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ，85°Cとする。

本主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設計条件とし，85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する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以下であるため，本配管の外径は，メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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，457.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	□	□	□
D 7	457.2	9.5	450	0.15081	□	□	□

(2) 継手

F 3 : 571.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部 ～ A-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	°C	85
外 径	mm	571.4 / 558.8
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部と A-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を A、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を A、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又は A-残留熱除去系熱交換器及び A-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 4、継手の外径の設定根拠を F 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本主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設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	□	□	□

(2) 継手

F 3 : 571.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部 ～ A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン 分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	571.4 / 558.8 / 406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部と A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-燃料プール冷却系熱交換器及び A-非常用ディーゼル発電設備へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を A-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 4，継手の外径の設定根拠を F 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本主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設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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、558.8mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	□	□*	□
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	□	□	□

注記* : 当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速 (炭素鋼で □ m/s) を下回るため問題ない。

(2) 継手

F 3 : 571.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部 ～ A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部と A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-燃料プール冷却系熱交換器へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を A-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 9 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85℃とする。

本主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設計条件とし、85℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 9	318.5	10.3	300	0.06970	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

名 称		A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部 ～ A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部とA-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD10として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85℃とする。

本主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設計条件とし、85℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 0	355.6	11.1	350	0.08730	□	□	□

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部 ～ A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	°C	85
外 径	mm	355.6 / 371.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部とA-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA-燃料プール冷却系熱交換器及びA-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-燃料プール冷却系熱交換器及びA-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又はA-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1 0、D 1 1、継手の外径の設定根拠をF 6として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85℃とする。

本主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設計条件とし、85℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 0	355.6	11.1	350	0.08730	□	□	□
D 1 1	355.6	11.1	350	0.08730	□	□	□

(2) 継手

F 6 : 371.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部 ～ A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部とA-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をA-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 2 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85℃とする。

本主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設計条件とし、85℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 2	267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列） 入口ライン分岐部 ～ A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列） 入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）入口ライン分岐部とA-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列）入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をA-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 2 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85℃とする。

本主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設計条件とし、85℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 2	267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列） 入口ライン分岐部 ～ A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	°C	85
外 径	mm	216.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列）入口ライン分岐部と A-非常用ディーゼル発電設備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 A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85℃とする。

本主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設計条件とし、85℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 3	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列） 入口ライン分岐部 ～ A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	°C	85
外 径	mm	139.8
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）入口ライン分岐部とA-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をA-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 4 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85℃とする。

本主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設計条件とし、85℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、139.8 mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 4	139.8	6.6	125	0.01259	□	□	□

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列） 入口ライン分岐部 ～ A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	139.8
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列）入口ライン分岐部とA-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列）を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をA-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 4 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ，85℃とする。

本主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設計条件とし，85℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する区間の最大流量本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，139.8mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 4	139.8	6.6	125	0.01259	□	□	□

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器 ～ A-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	216.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器とA-非常用ディーゼル発電設備 1 次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A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をA-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85℃とする。

本主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設計条件とし、85℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 3	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器 ～ A-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン 合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	216.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器とA-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1 3として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85℃とする。

本主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設計条件とし、85℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 3	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□

名 称	A-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部 ～ A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）出口ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	—
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部とA-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ，85℃とする。

本主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設計条件とし，85℃とする。

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列） 出口ライン合流部 ～ A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン 合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）出口ライン合流部とA-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1 2として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85℃とする。

本主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設計条件とし、85℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 2	267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列） ～ A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列） 出口ラインレギュレーサ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	139.8
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列）とA-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列）出口ラインレギュレーサを接続する配管であり、設計基準対象施設としてA-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1 4として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85℃とする。

本主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設計条件とし、85℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、139.8 mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 4	139.8	6.6	125	0.01259	□	□	□

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列） 出口ラインレジューサ ～ A-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン 合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列）出口ラインレジューサとA-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1 2として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85℃とする。

本主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設計条件とし、85℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 2	267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□

名 称		A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列） ～ A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列） 出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	139.8
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）とA-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1 4として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本主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設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、139.8 mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 4	139.8	6.6	125	0.01259	□	□	□

名 称		A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部 ～ A-燃料プール冷却系熱交換器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4 / 216.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部とA-燃料プール冷却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A、C-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をA-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A、C-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を A-燃料プール冷却系熱交換器へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を A-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 5，D 1 6 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本主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設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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, 216.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 5	267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□
D 1 6	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□

名 称		A-燃料プール冷却系熱交換器 ～ A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	216.3 / 267.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、A-燃料プール冷却系熱交換器とA-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてA-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水をA、C-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又はA-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1 5、D 1 6として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本主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設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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, 216.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 5	267.4	9.3	250	0.04862	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 6	216.3	8.2	200	0.03138	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

名 称		B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部 ～ B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	571.4 / 558.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部とB-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をB-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及びB-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及びB-非常用ディーゼル発電設備へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器及びB-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 4，継手の外径の設定根拠をF 3として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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 とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	□	□	□

(2) 継手

F 3 : 571.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部 ～ B-残留熱除去系熱交換器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	466.8 / 457.2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部とB-残留熱除去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B、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をB-残留熱除去系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を B-残留熱除去系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 7，継手の外径の設定根拠を F 5 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本主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設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	457.2	9.5	450	0.15081	□	□	□

(2) 継手

F 5 : 466.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-残留熱除去系熱交換器 ～ B-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	457.2 / 558.8 / 571.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、B-残留熱除去系熱交換器とB-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB-残留熱除去系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水をB、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水をB、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又は B-残留熱除去系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 4、D 7、継手の外径の設定根拠をF 3として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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, 457.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	558.8	12.7	550	0.22346			
D 7	457.2	9.5	450	0.15081			

(2) 継手

F 3 : 571.4 mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部 ～ B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	571.4 / 558.8
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、B-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部とB-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及びB-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をB、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及びB-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又は B-残留熱除去系熱交換器及び B-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 4、継手の外径の設定根拠を F 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本主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設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	□	□	□

(2) 継手

F 3 : 571.4 mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側） ～ B-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	558.8 / 571.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）とB-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及びB-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をB、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器及びB-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 4、継手の外径の設定根拠をF 3として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85℃とする。

本主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設計条件とし、85℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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 とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	□	□	□

(2) 継手

F 3 : 571.4 mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン 分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	571.4 / 558.8 / 457.2 / 466.8
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部とB-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をB-燃料プール冷却系熱交換器及びB-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 4，D 7，継手の外径の設定根拠を F 3，F 5 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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, 457.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	558.8	12.7	550	0.22346	□	□	□
D 7	457.2	9.5	450	0.15081	□	□	□

(2) 継手

F 3 : 571.4 mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 5 : 466.8 mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部 ～ B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物南側）	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	466.8 / 457.2 / 406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部とB-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物南側）を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をB-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 6，D 7，継手の外径の設定根拠を F 5 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し, 406.4 mm, 457.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	□	□*	□
D 6	406.4	12.7	400	0.11401	□	□	□
D 7	457.2	9.5	450	0.15081	□	□	□

注記* : 当該配管は, 内部流体が水の場合の配管内最高流速 (炭素鋼で □ m/s) を下回るため問題ない。

(2) 継手

F 5 : 466.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物南側） ～ 原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部（胴側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物南側）と原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部（胴側）を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をB-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水をB-燃料プール冷却系熱交換器へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水をB-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し, 406.4 mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	□	□*	□

注記* : 当該配管は, 内部流体が水の場合の配管内最高流速 (炭素鋼で □ m/s) を下回るため問題ない。

名 称		原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部（胴側） ～ B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン 分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	406.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部（胴側）とB-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をB-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し, 406.4 mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	12.7	400	0.11401	□	□*	□

注記* : 当該配管は, 内部流体が水の場合の配管内最高流速 (炭素鋼で □ m/s) を下回るため問題ない。

名 称		B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部 ～ B-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	457.2 / 466.8
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部とB-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB-燃料プール冷却系熱交換器及びB-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をB、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-燃料プール冷却系熱交換器及びB-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をB、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又はB-残留熱除去系熱交換器及びB-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 7、継手の外径の設定根拠をF 5として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し, 457.2 mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	457.2	9.5	450	0.15081			

(2) 継手

F 5 : 466.8 mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列） 入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	277.4 / 267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部とB-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水をB-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水をB-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1 5、D 1 7、継手の外径の設定根拠をF 7として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ，85℃とする。

本主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設計条件とし，85℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 5	267.4	9.3	250	0.04862			
D 1 7	267.4	9.3	250	0.04862			

(2) 継手

F 7 : 277.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）入口ライン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列）入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）入口ライン分岐部と B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列）入口ライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 1 5 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し, 267.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 5	267.4	9.3	250	0.04862	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

名 称	B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列） 入口ライン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	216.3

【設 定 根 拠】

(概 要)

本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列）入口ライン分岐部と B-非常用ディーゼル発電設備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 B、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-非常用ディーゼル発電設備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、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。

本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 6 として下記に示す。

原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 1 : 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。

本主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設計条件とし、1.37MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ，85℃とする。

本主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設計条件とし，85℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，216.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 6	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (L列) 入口ライン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (L列)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	139.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (L列) 入口ライン分岐部と B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (L列) を接続する配管であり、設計基準対象施設として B, D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B, D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1 4 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し, 139.8mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 4	139.8	6.6	125	0.01259	□	□	□

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (R列) 入口ライン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (R列)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	139.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (R列) 入口ライン分岐部と B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (R列) を接続する配管であり、設計基準対象施設として B, D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B, D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1 4 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本主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設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、139.8mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 4	139.8	6.6	125	0.01259	□	□	□

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器 ～ B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器と B-非常用ディーゼル発電設備 1 次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 B、D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B、D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-非常用ディーゼル発電設備へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 1 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85℃ とする。</p> <p>本主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設計条件とし、85℃ とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，216.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 3	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器 ～ B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器 出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器と B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B, D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B, D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 6 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し, 216.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 6	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器 出口ライン合流部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (L 列) 出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	—
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部と B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (L 列) 出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85℃とする。

本主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設計条件とし、85℃とする。

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列） 出口ライン合流部 ～ B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物南側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）出口ライン合流部と B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物南側）を接続する配管であり、設計基準対象施設として B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 5 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し, 267.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 5	267.4	9.3	250	0.04862	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>

名 称		B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物南側） ～ B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4 / 277.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物南側）と B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又は B-残留熱除去系熱交換器及び B-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 5，D 1 7，D 1 8，継手の外径の設定根拠を F 7 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し, 267.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 5	267.4	9.3	250	0.04862	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 7	267.4	9.3	250	0.04862	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 8	267.4	9.3	250	0.04862	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

(2) 継手

F 7 : 277.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 出口ライン合流部 ～ B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合 流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	466.8 / 457.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部と B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB-燃料プール冷却系熱交換器及びB-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をB、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-燃料プール冷却系熱交換器及び B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又は B-残留熱除去系熱交換器及び B-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 7，継手の外径の設定根拠を F 5 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し, 457.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	457.2	9.5	450	0.15081	□	□	□

(2) 継手

F 5 : 466.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列） ～ B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列） 出口ラインレギュレーサ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	139.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列）と B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列） 出口ラインレギュレーサを接続する配管であり、設計基準対象施設として B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 4 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し, 139.8mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 4	139.8	6.6	125	0.01259	□	□	□

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列） 出口ラインレジューサ ～ B-非常用ディーゼル発電設備 1次水冷却器出口ライン合 流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（R列）出口ラインレジューサとB-非常用ディーゼル発電設備 1次水冷却器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 2 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し, 267.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 2	267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□

名 称		B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列） ～ B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列） 出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	139.8
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本配管は、B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）とB-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器（L列）出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設としてB-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をB、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-非常用ディーゼル発電設備にて熱交換した原子炉補機冷却水をB、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1 4として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し, 139.8mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 4	139.8	6.6	125	0.01259	□	□	□

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

名 称		B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部 ～ B-燃料プール冷却系熱交換器
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4 / 216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部と B-燃料プール冷却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 B, D-原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水を B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B, D-原子炉補機冷却水ポンプより原子炉補機冷却水を B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給、又は移動式代替熱交換設備淡水ポンプより原子炉補機冷却水を B-燃料プール冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 2，D 1 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本主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設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm、216.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 2	267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□
D 1 3	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□

名 称		B-燃料プール冷却系熱交換器 ～ 原子炉浄化系補助熱交換器出口ライン合流部（胴側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	216.3 / 267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-燃料プール冷却系熱交換器と原子炉浄化系補助熱交換器出口ライン合流部（胴側）を接続する配管であり、設計基準対象施設として B-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を B、D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又は B-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 1 5、D 1 6 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ, 85°C とする。

本主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設計条件とし, 85°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し, 267.4mm, 216.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 5	267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□
D 1 6	216.3	8.2	200	0.03138	□	□	□

名 称		原子炉浄化系補助熱交換器出口ライン合流部（胴側） ～ B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	457.2 / 355.6 / 466.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉浄化系補助熱交換器出口ライン合流部（胴側）と B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として B-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を B, D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を B, D-原子炉補機冷却水ポンプへ供給、又は B-燃料プール冷却系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を移動式代替熱交換設備淡水ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 7，D 1 0，継手の外径の設定根拠を F 5 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 85°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉浄化系非再生熱交換器出口冷却水の最高温度に合わせ、85°Cとする。

本主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設計条件とし、85°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、457.2mm, 355.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	457.2	9.5	450	0.15081	□	□	□
D 1 0	355.6	11.1	350	0.08730	□	□	□

(2) 継手

F 5 : 466.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉補機冷却系 A, C-原子炉補機冷却水ポンプ ～ A-1, A-2, A-3 原子炉補機冷却系熱交換器	1.37	P 1	85	T 1	406.4	D 1
					406.4	—
					508.0	—
					/406.4	—
					508.0	D 2
					508.0	—
					711.2	—
					/508.0	—
					711.2	D 3
					723.8	F 1
					517.6	F 2
					711.2	—
					711.2	—
					/558.8	—
					558.8	D 4
571.4	F 3					
558.8	—					
/406.4	—					
406.4	—					
/406.4	—					
406.4	—					
419.0	F 4					
406.4	D 5					
A-1 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ A-1 原子炉補機冷却系熱交換器 出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	406.4	—
					/406.4	—
					/406.4	—
					406.4	—
					406.4	D 1
					406.4	—
406.4	D 5					
419.0	F 4					

表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その2)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉補機冷却系 A-2 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ A-2 原子炉補機冷却系熱交換器 出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	406.4	—
					/406.4	—
					406.4	—
					406.4	D 1
					406.4	—
					419.0	F 4
A-3 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ A-原子炉補機代替冷却供給ラ イン合流部 (原子炉建物西側)	1.37	P 1	85	T 1	406.4	—
					/406.4	—
					/406.4	—
					406.4	D 1
					406.4	—
A-原子炉補機代替冷却供給ラ イン合流部 (原子炉建物西側) ～ A-2 原子炉補機冷却系熱交換器 出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	406.4	—
					/406.4	—
					/406.4	D 6
					406.4	—
					558.8	—
A-2 原子炉補機冷却系熱交換器 出口ライン合流部 ～ A-1 原子炉補機冷却系熱交換器 出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	571.4	F 3
					558.8	D 4
					711.2	—
					/558.8	D 3
					711.2	D 3
					723.8	F 1

表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その3)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
A-1 原子炉補機冷却系熱交換器 出口ライン合流部 ～ A-残留熱除去系熱交換器入口 ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	723.8	F 1
					711.2	D 3
					711.2	—
A-残留熱除去系熱交換器出口 ライン合流部 ～ A-原子炉補機冷却系サージタ ンク出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	723.8	F 1
					711.2	D 3
A-原子炉補機冷却系サージタ ンク出口ライン合流部 ～ A-原子炉補機冷却水ポンプ入 口ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	723.8	F 1
					711.2	D 3
					711.2	—
A-原子炉補機冷却水ポンプ入 口ライン分岐部 ～ A-原子炉補機代替冷却戻りラ イン分岐部 (原子炉建物西側)	1.37	P 1	85	T 1	517.6	F 2
					508.0	D 2
					508.0	—
					/508.0 /267.4	—
A-原子炉補機代替冷却戻りラ イン分岐部 (原子炉建物西側) ～ A-原子炉補機冷却水ポンプ	1.37	P 1	85	T 1	508.0	D 2
					508.0	—
					508.0	—
					/457.2	—
					457.2	D 7
A-原子炉補機冷却水ポンプ入 口ライン分岐部 ～ C-原子炉補機冷却水ポンプ	1.37	P 1	85	T 1	723.8	F 1
					711.2	D 3
					711.2	—
					/508.0	—
					508.0	D 2
					508.0	—

S2 補 VI-1-1-5-3 R0

表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その4)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
原子炉補機冷却系	(前頁からの続き)	1.37	P 1	85	T 1	508.0 /457.2	—
						457.2	—
						457.2	D 7
	A-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出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	165.2	D 8
						165.2	—
						165.2	—
	B-残留熱除去系熱交換器出口 ライン合流部 ～ B-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	723.8	F 1
						711.2	D 3
						711.2	—
	B-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部 ～ B, D-原子炉補機冷却水ポンプ	1.37	P 1	85	T 1	711.2	D 3
						711.2	—
						723.8	F 1
						517.6	F 2
						508.0	D 2
						508.0	—
						508.0 /457.2	—
						457.2	—
						457.2	D 7
						711.2 /508.0	—
	B, D-原子炉補機冷却水ポンプ ～ B-1, B-2, B-3 原子炉補機冷却系熱交換器	1.37	P 1	85	T 1	406.4	D 1
406.4						—	
508.0 /406.4						—	
508.0						D 2	
508.0						—	
711.2 /508.0						—	

表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その5)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
(前頁からの続き)	1.37	P 1	85	T 1	711.2	D 3
					723.8	F 1
					517.6	F 2
					711.2	—
					711.2	—
					/558.8	—
					558.8	D 4
					571.4	F 3
					558.8	—
					/406.4	—
					406.4	—
/406.4	—					
/406.4	—					
406.4	—					
419.0	F 4					
406.4	D 5					
B-1 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ B-1 原子炉補機冷却系熱交換器 出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	406.4	—
					/406.4	—
					/406.4	—
					406.4	—
					406.4	D 1
					406.4	—
406.4	D 5					
419.0	F 4					
B-2 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ B-2 原子炉補機冷却系熱交換器 出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	406.4	—
					/406.4	—
					/406.4	—
					406.4	—
					406.4	D 1
					406.4	—
406.4	D 5					
419.0	F 4					

S2 補 VI-1-1-5-3 R0

表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その6)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
原子炉補機冷却系	B-3 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物西側)	1.37	P 1	85	T 1	406.4	—
						/406.4	—
						406.4	D 1
						406.4	—
	B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物西側) ～ B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	406.4	—
						/406.4	—
						/267.4	—
						406.4	D 1
						558.8	—
	B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部 ～ B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	406.4	D 1
						/406.4	—
						558.8	D 4
571.4						F 3	
571.4						F 3	
B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部 ～ B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	558.8	D 4	
					711.2	—	
					/558.8	—	
					711.2	D 3	
B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部 ～ B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	723.8	F 1	
					723.8	F 1	
					711.2	D 3	
B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部 ～ B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	711.2	D 3	
					711.2	—	

S2 補 VI-1-1-5-3 R0

表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その7)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉補機冷却系	B-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出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	165.2	D 8
						165.2	—
						165.2	—
						194.0	—
	A-残留熱除去系熱交換器入口 ライン分岐部 ～ A-燃料プール冷却系熱交換器 入口ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	571.4	F 3
						558.8	D 4
						558.8	—
	A-燃料プール冷却系熱交換器 入口ライン分岐部 ～ A-残留熱除去系熱交換器	1.37	P 1	85	T 1	466.8	F 5
						457.2	D 7
						457.2	—
	A-残留熱除去系熱交換器 ～ A-燃料プール冷却系熱交換器 出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	457.2	D 7
						457.2	—
						558.8 /457.2	—
						558.8	D 4
						571.4	F 3
	A-燃料プール冷却系熱交換器 出口ライン合流部 ～ A-残留熱除去系熱交換器出口 ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	571.4	F 3
						558.8	D 4
						558.8	—

S2 補 VI-1-1-5-3 R0

表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その 8)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉補機冷却系	A-燃料プール冷却系熱交換器 入口ライン分岐部 ～ A-非常用ディーゼル発電設備 潤滑油冷却器入口ライン分岐 部	1.37	P 1	85	T 1	571.4	F 3
						558.8	D 4
						558.8	—
						/406.4	—
						406.4	D 1
						406.4	—
	A-非常用ディーゼル発電設備 潤滑油冷却器入口ライン分岐 部 ～ A-中央制御室空調換気設備冷 却水系冷凍機入口ライン分岐 部	1.37	P 1	85	T 1	406.4	—
						/318.5	—
						318.5	D 9
						318.5	—
	A-中央制御室空調換気設備冷 却水系冷凍機出口ライン合流 部 ～ A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器出口ライン 合流部	1.37	P 1	85	T 1	355.6	—
						/355.6	—
						/—	—
	A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器出口ライン 合流部 ～ A-燃料プール冷却系熱交換器出 口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	355.6	D 1 0
						355.6	—
						/355.6	—
355.6						D 1 0	
371.4						F 6	

表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その9)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子 炉 補 機 冷 却 系	A-非常用ディーゼル発電設備 潤滑油冷却器入口ライン分岐 部	1.37	P 1	85	T 1	406.4	—
	~					/267.4	D 1 2
	A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (L列) 入口 ライン分岐部					267.4	—
						/267.4	/139.8
	A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (L列) 入口 ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	267.4	D 1 2
	~					267.4	—
	A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (R列) 入口 ライン分岐部					/267.4	—
						/139.8	
	A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (R列) 入口 ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	267.4	—
	~					/216.3	
	A-非常用ディーゼル発電設備 潤滑油冷却器					216.3	D 1 3
	A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (L列) 入口 ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	139.8	D 1 4
	~					139.8	—
A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (L列)							
A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (R列) 入口 ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	139.8	D 1 4	
~					139.8	—	
A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (R列)							

表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その10)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子 炉 補 機 冷 却 系	A-非常用ディーゼル発電設備 潤滑油冷却器 ～ A-非常用ディーゼル発電設備 1次水冷却器	1.37	P 1	85	T 1	216.3	D 1 3
	216.3					—	
	A-非常用ディーゼル発電設備 1次水冷却器 ～ A-非常用ディーゼル発電設備 1次水冷却器出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	216.3	D 1 3
	216.3					—	
	A-非常用ディーゼル発電設備 1次水冷却器出口ライン合流部 ～ A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (L列) 出口 ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	267.4	—
	/267.4 /216.3						
	A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (L列) 出口 ライン合流部 ～ A-中央制御室空調換気設備冷 却水系冷凍機出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	267.4	—
	/267.4 /139.8						
	267.4					D 1 2	
	267.4					—	
	267.4 /267.4 /267.4					—	
	355.6 /267.4	—					

表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その 1 1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
原子 炉 補 機 冷 却 系	A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (R 列)	1.37	P 1	85	T 1	139.8	D 1 4
	～ A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (R 列) 出口 ラインレジューサ					139.8	—
	A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (R 列) 出口 ラインレジューサ	1.37	P 1	85	T 1	267.4	—
	～ A-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部					/139.8	D 1 2
	A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (L 列)	1.37	P 1	85	T 1	139.8	D 1 4
	～ A-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 (L 列) 出口 ライン合流部					139.8	—
	A-中央制御室空調換気設備冷 却水系冷凍機入口ライン分岐 部	1.37	P 1	85	T 1	267.4	D 1 5
	～ A-燃料プール冷却系熱交換器					267.4	—
						267.4	—
						/267.4	—
						/—	—
		267.4	—				
	/216.3	—					
	216.3	D 1 6					

S2 補 VI-1-1-5-3 R0

表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その12)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
A-燃料プール冷却系熱交換器 ～ A-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器出口ライン合流 部	1.37	P 1	85	T 1	216.3	D 1 6
					216.3	—
					267.4	—
					/216.3	—
					267.4	—
					/267.4	—
					/—	—
B-残留熱除去系熱交換器入口ラ イン分岐部 ～ B-燃料プール冷却系熱交換器入 口ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	571.4	F 3
					558.8	D 4
					558.8	—
B-燃料プール冷却系熱交換器入 口ライン分岐部 ～ B-残留熱除去系熱交換器	1.37	P 1	85	T 1	466.8	F 5
					457.2	D 7
					457.2	—
B-残留熱除去系熱交換器 ～ B-燃料プール冷却系熱交換器出 口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	457.2	D 7
					457.2	—
					558.8	—
					/457.2	—
					558.8	D 4
B-燃料プール冷却系熱交換器出 口ライン合流部 ～ B-原子炉補機代替冷却戻りライ ン分岐部 (原子炉建物西側)	1.37	P 1	85	T 1	571.4	F 3
					558.8	D 4
					558.8	—
					/558.8	—
					/406.4	—

S2 補 VI-1-1-5-3 R0

表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その13)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
原子炉補機冷却系	B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 (原子炉建物西側) ～ B-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	558.8	D 4
						558.8	—
						571.4	F 3
	B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	571.4	F 3
						558.8	D 4
						558.8	—
						/457.2	—
						457.2	D 7
						457.2	—
	B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部 ～ B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物南側)	1.37	P 1	85	T 1	466.8	F 5
						457.2	D 7
						457.2	—
						/406.4	—
						406.4	—
						406.4	D 1
	B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物南側) ～ 原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部 (胴側)	1.37	P 1	85	T 1	406.4	—
						/406.4	—
						/267.4	—
406.4						D 1	
406.4						—	
406.4						—	
					/406.4	—	
					/—	—	

表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その1 4)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
原子炉補機冷却系	原子炉浄化系補助熱交換器入口 ライン分岐部 (胴側) ～ B-中央制御室空調換気設備冷却 水系冷凍機入口ライン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	406.4	D 1
						406.4	—
						406.4	—
	B-中央制御室空調換気設備冷却 水系冷凍機出口ライン合流部 ～ B-燃料プール冷却系熱交換器出 口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	/—	—
						/406.4	—
						457.2	D 7
	B-非常用ディーゼル発電設備潤 滑油冷却器入口ライン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (L列) 入口ラ イン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	457.2	—
						466.8	F 5
						277.4	F 7
						267.4	D 1 7
						267.4	D 1 5
	B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (L列) 入口ラ イン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (R列) 入口ラ イン分岐部	1.37	P 1	85	T 1	267.4	—
267.4						—	
/267.4						—	
B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (R列) 入口ラ イン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備潤 滑油冷却器	1.37	P 1	85	T 1	/139.8	—	
					267.4	D 1 5	
B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (R列) 入口ラ イン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備潤 滑油冷却器	1.37	P 1	85	T 1	267.4	—	
					/216.3	—	
					216.3	D 1 6	

S2 補 VI-1-1-5-3 R0

表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その15)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子 炉 補 機 冷 却 系	B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (L列) 入口ラ イン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (L列)	1.37	P 1	85	T 1	139.8	D 1 4
	139.8					—	
	B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (R列) 入口ラ イン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (R列)	1.37	P 1	85	T 1	139.8	D 1 4
	139.8					—	
	B-非常用ディーゼル発電設備潤 滑油冷却器 ～ B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器	1.37	P 1	85	T 1	216.3	D 1 3
	216.3					—	
	B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器 ～ B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	216.3	D 1 6
	216.3					—	
	B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (L列) 出口ラ イン合流部	1.37	P 1	85	T 1	267.4 /267.4 /216.3	—

表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その16)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (L列) 出口ラ イン合流部 ～ B-原子炉補機代替冷却戻りライ ン分岐部 (原子炉建物南側)	1.37	P 1	85	T 1	267.4	—	
					/267.4		
					/139.8	D 1 5	
					267.4		
B-原子炉補機代替冷却戻りライ ン分岐部 (原子炉建物南側) ～ B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器出口ライン合流 部	1.37	P 1	85	T 1	267.4	—	
					/267.4		
B-原子炉補機代替冷却戻りライ ン分岐部 (原子炉建物南側) ～ B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器出口ライン合流 部	1.37	P 1	85	T 1	/267.4	—	
					/267.4		
					267.4		D 1 8
					267.4		D 1 5
					267.4		—
267.4	D 1 7						
B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器出口ライン合流 部 ～ B-中央制御室空調換気設備冷却 水系冷凍機出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	466.8	F 5	
					457.2	D 7	
					457.2	—	
B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (R列) ～ B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (R列) 出口ラ インレギュレーサ	1.37	P 1	85	T 1	139.8	D 1 4	
					139.8	—	
B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (R列) 出口ラ インレギュレーサ ～ B-非常用ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部	1.37	P 1	85	T 1	267.4	—	
					/139.8		
					267.4	D 1 2	

表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表 (その17)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
原子炉補機冷却系	B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (L列) ～ B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器 (L列) 出口ラ イン合流部	1.37	P 1	85	T 1	139.8	D 1 4
						139.8	—
	B-中央制御室空調換気設備冷却 水系冷凍機入口ライン分岐部 ～ B-燃料プール冷却系熱交換器	1.37	P 1	85	T 1	406.4	—
						/267.4	—
						267.4	D 1 2
						267.4	—
						/267.4	—
	B-燃料プール冷却系熱交換器 ～ 原子炉浄化系補助熱交換器出口 ライン合流部 (胴側)	1.37	P 1	85	T 1	267.4	—
						/216.3	—
						267.4	—
						/267.4	—
						/—	—
						267.4	D 1 5
	原子炉浄化系補助熱交換器出口 ライン合流部 (胴側) ～ B-非常用ディーゼル発電設備機 関付空気冷却器出口ライン合流 部	1.37	P 1	85	T 1	355.6	—
						/267.4	—
						355.6	D 1 0
						355.6	—
						457.2	—
/355.6						—	
457.2						D 7	
466.8	F 5						

名 称		原子炉補機海水ポンプ ～ 原子炉補機海水ストレーナ
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	508.0 / 711.2 / 720.8 / 517.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉補機海水ポンプと原子炉補機海水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海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1，D 2，D 3，継手の外径の設定根拠をF 1，F 2として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機海水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、0.98MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉補機冷却系熱交換器管側出口冷却水の最高温度を上回る温度とし，40°Cとする。

本主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設計条件とし，40°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，508.0 mm，711.2mm とする。

なお，原子炉補機海水系主配管については，D 1～D 3 ライニングの厚さ：mm を考慮して流速を算出する。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	508.0	9.5	500	0.18627	<input type="text"/> *1	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 2	711.2	9.5	700	0.37414	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 3	711.2	9.5	700	0.37414	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*1：原子炉補機海水ポンプの定格流量

*2：原子炉補機海水ポンプ 2 台分の定格流量

(2) 継手

F 1 : 720.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 2 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		原子炉補機海水ストレーナ ～ 原子炉補機冷却系熱交換器
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	711.2 / 720.8 / 558.8 / 568.4 / 457.2 / 466.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、原子炉補機海水ストレーナと原子炉補機冷却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海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 4，D 5，D 6，継手の外径の設定根拠をF 1，F 3，F 4として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉補機海水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、0.98MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉補機冷却系熱交換器管側出口冷却水の最高温度を上回る温度とし，40℃とする。

本主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設計条件とし，40℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，711.2mm，558.8mm，457.2mm とする。

なお，原子炉補機海水系主配管については，D 4～D 6 ライニングの厚さ：mm を考慮して流速を算出する。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	711.2	9.5	700	0.37414	<input type="text"/> *1	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 5	558.8	9.5	550	0.22716	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 6	457.2	9.5	450	0.14944	<input type="text"/> *3	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*1：原子炉補機海水ポンプ 2 台分の定格流量

*2：原子炉補機海水ポンプ 2 台分の定格流量の 2/3

*3：原子炉補機海水ポンプ 2 台分の定格流量の 1/3

【設定根拠】（続き）

(2) 継手

F 1 : 720.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 3 : 568.4mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 4 : 466.8mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		A-1, A-2, A-3 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	457.2 / 558.8 / 711.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、A-1, A-2, A-3 原子炉補機冷却系熱交換器と高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン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海水ポンプにより原子炉補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機海水ポンプにより原子炉補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 7，D 8，D 9，D 10 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機海水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、0.98MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉補機冷却系熱交換器管側出口冷却水の最高温度を上回る温度とし，40°Cとする。

本主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設計条件とし，40°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，457.2mm，558.8mm，711.2mm とする。

なお，原子炉補機海水系主配管については，D 7～D 1 0 ライニングの厚さ：mm を考慮して流速を算出する。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	457.2	9.5	450	0.14944	<input type="text"/> *1	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 8	558.8	9.5	550	0.22716	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 9	711.2	9.5	700	0.37414	<input type="text"/> *3	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 1 0	711.2	9.5	700	0.37414	<input type="text"/> *4	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*1：原子炉補機海水ポンプ 2 台分の定格流量の 1/3

*2：原子炉補機海水ポンプ 2 台分の定格流量の 2/3

*3：原子炉補機海水ポンプ 2 台分及び高圧炉心スプレィ補機海水ポンプの定格流量

*4：原子炉補機海水ポンプ 2 台分の定格流量

名 称		高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン合流部 ～ 放水槽
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	711.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン合流部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海水ポンプにより原子炉補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水、又は高圧炉心スプレイ補機海水ポンプにより高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機海水ポンプにより原子炉補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水、又は高圧炉心スプレイ補機海水ポンプにより高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 9，D 1 1 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機海水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、0.98MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉補機冷却系熱交換器管側出口冷却水の最高温度を上回る温度とし，40°Cとする。

本主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設計条件とし，40°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する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以下であるため，本配管の外径は，メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，711.2mmとする。

なお，原子炉補機海水系主配管については，D 9，D 1 1 ライニングの厚さ：mm を考慮して流速を算出する。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 9	711.2	9.5	700	0.37414	<input type="text"/> *1	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 1 1	711.2	9.5	700	0.37632	<input type="text"/> *1	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*1：原子炉補機海水ポンプ 2 台分及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの定格流量

名 称		B-1, B-2, B-3 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ 放水槽
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	457.2 / 558.8 / 711.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、B-1, B-2, B-3 原子炉補機冷却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海水ポンプにより原子炉補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機海水ポンプにより原子炉補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 9，D 1 1，D 1 2，D 1 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機海水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、0.98MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉補機冷却系熱交換器管側出口冷却水の最高温度を上回る温度とし，40°Cとする。

本主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設計条件とし，40°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，711.2mm，457.2mm，558.8mm とする。

なお，原子炉補機海水系主配管については，D 9，D 1 1～D 1 3 ライニングの厚さ：mm を考慮して流速を算出する。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 9	711.2	9.5	700	0.37414	<input type="text"/> *1	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 1 1	711.2	9.5	700	0.37632	<input type="text"/> *1	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 1 2	457.2	9.5	450	0.14944	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 1 3	558.8	9.5	550	0.22716	<input type="text"/> *3	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*1：原子炉補機海水ポンプ 2 台分及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの定格流量

*2：原子炉補機海水ポンプ 2 台分の定格流量の 1/3

*3：原子炉補機海水ポンプ 2 台分の定格流量の 2/3

名 称		高压炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本配管は、高压炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン合流部であり、設計基準対象施設として原子炉補機海水ポンプにより原子炉補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水、又は高压炉心スプレイ補機海水ポンプにより高压炉心スプレイ補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉補機海水ポンプにより原子炉補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水、又は高压炉心スプレイ補機海水ポンプにより高压炉心スプレイ補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 4 として下記に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系主配管の設計仕様を表 6.1-1 原子炉補機冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉補機海水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、0.98MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は，原子炉補機冷却系熱交換器管側出口冷却水の最高温度を上回る温度とし，40°Cとする。

本主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設計条件とし，40°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する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以下であるため，本配管の外径は，メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4 mmとする。

なお，原子炉補機海水系主配管については，D 1 4 ライニングの厚さ： mm を考慮して流速を算出する。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 4	267.4	9.3	250	0.04630	<input type="text"/> *1	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*1：高圧炉心スプレィ補機海水ポンプの定格流量

表 6.1-2 原子炉補機海水系主配管の設計仕様表 (その 1)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉補機海水系	原子炉補機海水ポンプ ～ 原子炉補機海水ストレーナ	0.98	P 1	40	T 1	558.8	—
	/508.0					—	
	508.0					D 1	
	508.0					—	
	711.2					—	
	/508.0					—	
	711.2					D 2	
	720.8					F 1	
	711.2	—					
	711.2	D 3					
	517.6	F 2					
	原子炉補機海水ストレーナ ～ 原子炉補機冷却系熱交換器	0.98	P 1	40	T 1	711.2	D 4
	711.2					—	
	720.8					F 1	
	711.2					—	
	/558.8					—	
	558.8					D 5	
	568.4					F 3	
558.8	—						
/457.2	—						
457.2	D 6						
457.2	—						
466.8	F 4						
558.8	—						

表 6.1-2 原子炉補機海水系主配管の設計仕様表 (その 2)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
A-1, A-2, A-3 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン合流部	0.98	P 1	40	T 1	457.2	D 7
					457.2	—
					558.8	—
					/457.2	—
					558.8	D 8
					711.2	—
					/558.8	—
高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン合流部 ～ 放水槽	0.98	P 1	40	T 1	711.2	D 9
					711.2	—
					711.2	D 1 1
					711.2	—
B-1, B-2, B-3 原子炉補機冷却系熱交換器 ～ 放水槽	0.98	P 1	40	T 1	457.2	D 1 2
					457.2	—
					558.8	—
					/457.2	—
					558.8	D 1 3
					711.2	—
					/558.8	—
					711.2	D 9
高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン合流部	0.98	P 1	40	T 1	711.2	—
					711.2	D 1 1
高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン合流部	0.98	P 1	40	T 1	267.4	D 1 4
					267.4	D 1 4

7.2 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）

名	称	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器
容量（設計熱交換量）	MW/個	□以上（□）
最高使用圧力	MPa	管側 0.98 / 胴側 0.98
最高使用温度	℃	管側 40 / 胴側 66
伝熱面積	m ² /個	□以上（□）
個数	—	1
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器は、設計基準対象施設として高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備等を冷却する高圧炉心スプレイ補機冷却水を海水で冷却するために設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備の高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器は、下記の機能を有する。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器は、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、炉心の著しい損傷を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、想定される重大事故等時において、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプにより海水を高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器へ供給するとともに、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプにより高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器にて熱交換した高圧炉心スプレイ補機冷却水を高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備等へ供給することで各負荷で発生した熱を冷却除去できる設計とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の容量は、高圧炉心スプレイ補機冷却海水温度 \square °Cにおいて \square °Cの高圧炉心スプレイ補機冷却水を供給可能な容量とし、原子炉冷却材喪失事故時における高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の必要容量は \square 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、 \square MW/個以上とする。

$$\begin{aligned} & \text{運転時熱負荷} && : && \square \text{ MW/個} \\ & \square \times 10^6 \text{ kcal/h} \times \square / 1000 / 3600 \doteq && \square \text{ MW/個} \end{aligned}$$

高圧炉心スプレイ補機冷却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、重大事故等時も高圧炉心スプレイ補機冷却海水温度 \square °Cにおいて 35°Cの高圧炉心スプレイ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設計条件とし、 \square 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 \square MW/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 管側

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の管側の最高使用圧力は、主配管「高圧炉心スプレイ補機海水系ストレーナ～高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器」の最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の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、0.98MPa とする。

(2) 胴側

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側の最高使用圧力は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の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、0.98MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用温度の設定根拠

(1) 管側

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の管側の最高使用温度は、主配管「高圧炉心スプレイ補機海水系ストレーナ～高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器」の最高使用温度に合わせ、40℃とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の管側を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、40℃とする。

(2) 胴側

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却水の供給温度 ℃に負荷である高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備での熱交換後の最大上昇温度である ℃を上回る 66℃とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 伝熱面積の設定根拠

設計基準対象施設として使用する場合の高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の伝熱面積は、設計熱交換量 MW/個を満足するために必要な伝熱面積 m²/個を上回る m²/個とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却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とし、 m²/個とする。

公称値については、要求される伝熱面積である m²/個を上回る m²/個とする。

5. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器は、設計基準対象施設として高圧炉心スプレイ補機冷却水を高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備等へ供給するために必要な個数として1個設置する。

高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器は、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。

名 称	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	□以上 (240)
揚 程	m	□以上 (30)
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	37
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプは、設計基準対象施設として高圧炉心スプレイ補機冷却水を高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の冷却水を高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備等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の高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプは、下記の機能を有する。 高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプは、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、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプにより海水を高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器へ供給するとともに、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプにより高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器にて熱交換した高圧炉心スプレイ補機冷却水を高圧炉心スプレイ系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。 <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの容量は、原子炉冷却材喪失事故時の高圧炉心スプレイ補機の必要冷却水量 □m³/h を上回る容量とし、 □m³/h/個以上とする。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、 □m³/h/個以上とする。</p> <p>公称値については、 □ 240m³/h/個とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの揚程は、圧力損失が最大となる高圧炉心スプレイポンプメカシール冷却器を冷却する配管ルートで、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ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。

- | | | |
|-----------------------------------|---|----|
| ① 高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプメカニカルシール冷却器圧力損失 | : | □m |
| ② 熱交換器圧力損失 | : | □m |
| ③ 配管・弁類圧力損失 | : | □m |
| ④ ①～③の合計 | : | □m |

上記から、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの揚程は、□mを上回る□m以上とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却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、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、□m以上とする。

公称値については、□30mとする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの最高使用圧力は、静水頭 □MPa と高圧炉心スプレイ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、0.98MPa とする。

- | | | |
|------------------------|---|-------------------------------------|
| ① 静水頭 | : | □MPa |
| □ × 0.00980665 = □ ÷ □ | | MPa |
| □m | : | 高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクオーバーフロー水位 EL □ ~ |
| | | ポンプ設置床レベル EL □ |
| ② 締切揚程 | : | □MPa |
| □ × 0.00980665 = □ ÷ □ | | MPa |
| □m | : | 高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの締切揚程 |
| ③ ①～②の合計 | : | □MPa |

高圧炉心スプレイ補機冷却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設計条件とし、0.98MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却水の供給温度 °C に負荷である高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備での熱交換後の最大上昇温度である °C を上回る 66°C とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66°C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

（引用文献：日本産業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」）

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 240/3600

H : 揚程 (m) = 30

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{240}{3600} \right) \times 30}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記から、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、37kW/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

高圧炉心スプレイ補機冷却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設計条件とし、37kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ（原動機含む）は、設計基準対象施設として高圧炉心スプレイ補機冷却水を高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備等へ供給するために必要な個数として1個設置する。

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ（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。

名 称	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	□以上 (336)
揚 程	m	□以上 (35)
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/個	75
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、設計基準対象施設として取水槽から海水を揚水し、これを高圧炉心スプレイ補機冷却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の高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）として使用する高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、下記の機能を有する。 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、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、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプにより海水を高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器へ供給するとともに、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプにより高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器にて熱交換した高圧炉心スプレイ補機冷却水を高圧炉心スプレイ系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。 <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの容量は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器に供給する海水流量をもとに設定する。1個当たりの海水流量が最大となる事故時の海水流量である □m³/h の海水を移送することを考慮し、 □m³/h/個以上とする。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機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設計条件とし、 □m³/h/個以上とする。</p> <p>公称値については、 □ 336m³/h/個とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの揚程は、下記を考慮する。

- ① 水源と送水先との差圧 : 0m (ともに大気圧のため)
- ② 静水頭 : m
 取水槽想定最低水位 EL ~ 放水槽水位 EL
- ③ 配管・機器圧力損失 : m
 機器圧力損失 : m
 配管・弁類圧力損失 : m
 合計 : m
- ④ ①~③の合計 : m

上記から、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの揚程は、 m を上回る m 以上とする。

高圧炉心スプレイ補機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、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、 m 以上とする。

公称値については、 35m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの最高使用圧力は、静水頭 MPa と高圧炉心スプレイ補機海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、0.98MPa とする。

- ① 静水頭 : MPa
 $\text{静水頭 (m)} \times \text{海水密度 (kg/m}^3\text{)} \times 9.80665 \text{m/s}^2 \times 10^{-6} = \text{静水頭 (MPa)}$
 m : 最高潮位 EL ~ 系統最低レベル EL
 kg/m³ : 海水密度 (約 °C 海水) *
- ② 締切揚程 : MPa
 $\text{締切揚程 (m)} \times \text{海水密度 (kg/m}^3\text{)} \times 9.80665 \text{m/s}^2 \times 10^{-6} = \text{締切揚程 (MPa)}$
 m : 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの締切揚程
 kg/m³ : 海水密度 (約 °C 海水) *
- ③ ①~②の合計 : MPa

注記* : 海水密度は、ASME POWER TEST CODES 12.2-1955 記載の全塩分 % 時の値から °C 相当の値を内挿(線形補間)した値

【設 定 根 拠】（続き）

高圧炉心スプレイ補機海水ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPaとする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの最高使用温度は、設計海水温度（°C）において、最大熱負荷（原子炉冷却材喪失事故時）を考慮した高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口最高温度（約 °C）を上回る 40°Cとする。

高圧炉心スプレイ補機海水ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、40°Cとする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

（引用文献：日本産業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002)「ターボポンプ用語」）

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1025.6 (9.5°C, 海水)

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 336/3600

H : 揚程 (m) = 35

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1025.6 \times 9.80665 \times \left(\frac{336}{3600} \right) \times 35}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記から、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、75kW/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

高圧炉心スプレイ補機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とし、75kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ（原動機含む）は、設計基準対象施設として取水槽から海水を高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器に供給するために必要な個数として1個設置する。

高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ（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。

名 称	高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	
容 量	m ³ /個	□以上 (2.5)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクは、設計基準対象施設として高圧炉心スプレイ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高圧炉心スプレイ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の高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクは、下記の機能を有する。 <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクは、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、炉心の著しい損傷を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、想定される重大事故等時において、高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクにより原子炉補機冷却水ポンプの押込圧力を確保し、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプにより海水を高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器へ供給するとともに、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプにより高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器にて熱交換した高圧炉心スプレイ補機冷却水を高圧炉心スプレイ系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。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却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、補給水停止時の系統水漏えい量 m³ の合計値を上回るものとし、 m³/個以上とする。

公称値については、 2.5m³/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクの最高使用圧力は、高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクが開放タンクであるため静水頭とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却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、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクの最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却水の供給温度 °C に負荷である高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備での熱交換後の最大上昇温度である °C を上回る 66°C とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却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、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66°C とする。

4. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクは、設計基準対象施設として高圧炉心スプレイ補機冷却水の温度変化に伴う体積膨張分の吸収するために必要な個数として 1 個設置する。

高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクは、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	高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	
容 量	m ³ /h/個	□以上 (336)
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナは、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高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の性能低下を防止することを目的に設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に、原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備の高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）として使用する高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナは、下記の機能を有する。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナは、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、炉心の著しい損傷を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、想定される重大事故等時において、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプにより高圧炉心スプレイ補機海水系ストレーナを経由し、海水を高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器へ供給するとともに、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプにより高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器にて熱交換した高圧炉心スプレイ補機冷却水を高圧炉心スプレイ系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。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナの容量は、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの容量に合わせ、□m³/h/個以上とする。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機海水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設計条件とし、□m³/h/個以上とする。</p> <p>公称値は、□336m³/h/個とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナの最高使用圧力は、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの最高使用圧力と同じ 0.98MPa とする。

高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.98MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナの最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの最高使用温度と同じ 40℃ とする。

高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、40℃ とする。

4. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナは、設計基準対象施設として下流に設置されている高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の性能低下を防止するために必要な個数として 1 個を設置する。

高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナは、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	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプから高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器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、高圧炉心スプレイ補機冷却系に接続されている各補機を高圧炉心スプレイ補機冷却系(高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。)により冷却するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系(高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。)主配管の設計仕様を表6.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系(高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。)主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P1は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ最高吸込圧力及びポンプ定格全揚程を考慮して、0.98MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、0.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側入口温度 <input type="text"/>℃を上回る66℃とする。</p> <p>本主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設計条件とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	216.3	8.2	200	0.03138	□*	□	□

注記* : 高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの設計流量

名	称	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口 ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	°C	66
外	径	mm
		216.3 / 165.2
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本主配管は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器から高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部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、高圧炉心スプレイ補機冷却系に接続されている各補機を高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）により冷却するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 1、D 2 として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 6.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ最高吸込圧力及びポンプ定格全揚程を考慮して、0.98MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66°C</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側入口温度 <input type="text"/> °C を上回る 66°C とする。</p> <p>本主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設計条件とし、66°C とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、本外径を使用する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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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、165.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	216.3	8.2	200	0.03138	□*1	□	□
D 2	165.2	7.1	150	0.01791	□*2	□	□

注記*1： 高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの設計流量

*2： 必要冷却水流量

名 称	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口 ライン分岐部 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備機関付空気冷却器	
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	139.8
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部から高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備機関付空気冷却器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、高圧炉心スプレイ補機冷却系に接続されている各補機を高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）により冷却するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 3 として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 6.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ最高吸込圧力及びポンプ定格全揚程を考慮して、0.98MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側入口温度 <input type="text" value=""/>℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本主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設計条件とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し, 139.8mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	139.8	6.6	125	0.0126	□*	□	□

注記* : 必要冷却水流量

名	称	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口 ライン分岐部 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本主配管は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部から高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油冷却器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、高圧炉心スプレイ補機冷却系に接続されている各補機を高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）により冷却するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 4として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 6.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ最高吸込圧力及びポンプ定格全揚程を考慮して、0.98MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、0.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側入口温度 <input type="text" value=""/>℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本主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設計条件とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	165.2	7.1	150	0.01791	□*	□	□

注記* : 必要冷却水流量

名 称		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油冷却器 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1 次水冷却器
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油冷却器から高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1 次水冷却器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、高圧炉心スプレイ補機冷却系に接続されている各補機を高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）により冷却するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 4 として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 6.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ最高吸込圧力及びポンプ定格全揚程を考慮して、0.98MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側入口温度 <input type="text"/>℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本主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設計条件とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	165.2	7.1	150	0.01791	□*	□	□

注記*：必要冷却水流量

名 称	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口 ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	139.8
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本主配管は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備機関付空気冷却器から高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部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、高圧炉心スプレイ補機冷却系に接続されている各補機を高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）により冷却するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 3 として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 6.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ最高吸込圧力及びポンプ定格全揚程を考慮して、0.98MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側入口温度 <input type="text"/>℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本主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設計条件とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，139.8mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	139.8	6.6	125	0.0126	□*	□	□

注記*：必要冷却水流量

名 称		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口 ライン合流部 ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク出口ライン合流 部
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2 / 216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部から高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク出口ライン合流部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、高圧炉心スプレイ補機冷却系に接続されている各補機を高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）により冷却するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 2，D 1 として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 6.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ最高吸込圧力及びポンプ定格全揚程を考慮して、0.98MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側入口温度 <input type="text"/>℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本主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設計条件とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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, 216.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	165.2	7.1	150	0.01791	□*1	□	□
D 1	216.3	8.2	200	0.03138	□*2	□	□

注記*1：必要冷却水流量

*2：高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの設計流量

名 称		高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク出口ライン合流部 ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	216.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本主配管は、高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク出口ライン合流部から高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ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、高圧炉心スプレイ補機冷却系に接続されている各補機を高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）により冷却するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 6.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ最高吸込圧力及びポンプ定格全揚程を考慮して、0.98MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側入口温度 <input type="text"/>℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本主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設計条件とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	216.3	8.2	200	0.03138	□*1	□	□

注記*1： 高圧炉心スプレィ補機冷却水ポンプの設計流量

名 称		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1 次水冷却器 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口 ライン合流部
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本主配管は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1 次水冷却器から高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1 次水冷却器出口ライン合流部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、高圧炉心スプレイ補機冷却系に接続されている各補機を高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）により冷却するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 4 として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 6.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ最高吸込圧力及びポンプ定格全揚程を考慮して、0.98MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側入口温度 <input type="text"/>℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本主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設計条件とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 本外径を使用する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以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	165.2	7.1	150	0.01791	□*	□	□

注記* : 必要冷却水流量

名 称	高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク出口ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本主配管は、高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクから高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク出口ライン合流部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、高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクにより高圧炉心スプレイ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高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの押込圧力を確保するための高圧炉心スプレイ補機冷却水を高圧炉心スプレイ補機冷却系へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 5 として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 6.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ最高吸込圧力及びポンプ定格全揚程を考慮して、0.98MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の胴側入口温度 <input type="text" value=""/>℃を上回る 66℃とする。</p> <p>本主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設計条件とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 5 : 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、本外径を使用する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、114.3mmとする。

名 称		高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ ～ 高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプから高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ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、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプにより海水を高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 2，外径の設定根拠を D 6 として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 6.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 2 は、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ最高吸込圧力及びポンプ定格全揚程を考慮して、0.98MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 40℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の管側出口温度 <input type="text" value=""/>℃を上回る 40℃とする。</p> <p>本主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設計条件とし、40℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

なお，高圧炉心スプレイ補機海水系主配管については，D 6 ライニングの厚さ：mmを考慮して流速を算出する。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 6	267.4	9.3	250	0.04630	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの設計流量

名 称	高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	267.4
<p>【【設 定 根 拠】】</p> <p>(概 要)</p> <p>本主配管は、高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナから高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器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、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプにより海水を高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 6として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 6.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ最高吸込圧力及びポンプ定格全揚程を考慮して、0.98MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、0.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 40℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の管側出口温度 <input type="text" value=""/>℃を上回る 40℃とする。</p> <p>本主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設計条件とし、40℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する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，267.4mm とする。

なお，高圧炉心スプレイ補機海水系主配管については，D 6 ライニングの厚さ：mm を考慮して流速を算出する。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 6	267.4	9.3	250	0.04630	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの設計流量

名 称	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器 ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本主配管は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器から高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン合流部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、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプにより高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器にて熱交換した海水を放水槽へ送水するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2、最高使用温度の設定根拠を T 2、外径の設定根拠を D 6 として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様を表 6.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 2 は、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ最高吸込圧力及びポンプ定格全揚程を考慮して、0.98MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 40℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の管側出口温度 37℃を上回る 40℃とする。</p> <p>本主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設計条件とし、40℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，本外径を使用する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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

なお，高圧炉心スプレイ補機海水系主配管については，D 6 ライニングの厚さ：mmを考慮して流速を算出する。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 6	267.4	9.3	250	0.04630	<input type="text"/> *	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの設計流量

表 6.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）
 主配管の設計仕様表（その1）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	0.98	P 1	66	T 1	216.3	D1
					216.3	—
					318.5 /216.3	—
高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設 備潤滑油冷却器入口ライン分岐部	0.98	P 1	66	T 1	318.5 /216.3	—
					216.3	D1
					216.3	—
					216.3 /216.3 /—	—
					216.3 /165.2	—
					165.2	D2
					165.2 /165.2 /165.2	—
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電 設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電 設備機関付空気冷却器	0.98	P 1	66	T 1	165.2 /139.8	—
					139.8	D3
					139.8 /139.8 /139.8	—
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設 備潤滑油冷却器入口ライン分岐部 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設 備潤滑油冷却器	0.98	P 1	66	T 1	165.2	D4
					165.2	D4
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設 備潤滑油冷却器 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設 備 1 次水冷却器	0.98	P 1	66	T 1	165.2	D4
					165.2	—

表 6.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）
 主配管の設計仕様表（その2）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1次水冷却器出口ライン合流部	0.98	P1	66	T1	139.8	D3
					139.8 /139.8	—
					165.2 /139.8	—
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1次水冷却器出口ライン合流部 ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク 出口ライン合流部	0.98	P1	66	T1	165.2	—
					165.2 /165.2	—
					165.2	D2
					165.2	—
					216.3 /165.2	—
					216.3	—
					216.3 /216.3 /—	—
216.3	D1					
高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク 出口ライン合流部 ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	0.98	P1	66	T1	216.3	—
					216.3 /216.3	—
					216.3	D1
216.3	—					
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1次水冷却器 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1次水冷却器出口ライン合流部	0.98	P1	66	T1	165.2	D4
					165.2	D4

S2 補 VI-1-1-5-3 R0

表 6.2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）
 主配管の設計仕様表（その3）

名	称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
高 圧 炉 心 ス プ レ イ 補 機 冷 却 系	高圧炉心スプレイ補機冷却系サージ タンク ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系サージ タンク出口ライン合流部	0.98	P 1	66	T 1	114.3	D5
						114.3 /114.3	—
						216.3 /114.3	—
	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ ～ 高圧炉心スプレイ補機海水ストレ ーナ	0.98	P 2	40	T 2	267.4	D6
						267.4	—
						267.4	D6
	高圧炉心スプレイ補機海水ストレ ーナ ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換 器	0.98	P 2	40	T 2	267.4	D6
						267.4	—
	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器 ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器 出口ライン合流部	0.98	P 2	40	T 2	267.4	D6
						267.4	—
						267.4	D6

S2 補 VI-1-1-5-3 R0

7.3 原子炉補機代替冷却系

名 称		移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器
容量（設計熱交換量）	MW/個	10.5 以上（11.5）
最 高 使 用 圧 力	MPa	淡水側 1.37 / 海水側 1.00
最 高 使 用 温 度	℃	淡水側 70 / 海水側 65
伝 熱 面 積	m ² /個	□以上(□)
個 数	—	4
車 両 個 数	—	2（予備 1）
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却系）として使用する移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器は、以下の機能を有する。</p> <p>移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器は、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、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系含む。）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、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備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。</p> <p>移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器は、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、燃料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移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、燃料プール冷却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。</p> <p>移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器は、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。</p> <p>系統構成は、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により</p>		

移動式代替熱交換設備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. 容量の設定根拠

移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器の容量は、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 8 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、移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器の設計除熱量が 23MW のため、11.5MW/個以上とする。

公称値については、要求される容量と同じ 11.5MW/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 最高使用圧力（淡水側） 1.37MPa

移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器（淡水側）を重大事故等時において使用する場合の圧力は、移動式代替熱交換設備淡水ポンプ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) 最高使用圧力（海水側） 1.00MPa

移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器（海水側）を重大事故等時において使用する場合の圧力は、大型送水ポンプ車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 1.00MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

(1) 最高使用温度（淡水側） 70℃

移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器（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移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器の除熱後の冷却水温度 ℃を上回る 70℃とする。

(2) 最高使用温度（海水側） 65℃

移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器（海水側）を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時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 23MW を考慮した場合の海水出口温度約 56℃を上回る 65℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器を重大事故等時において使用する場合の伝熱面積は、要求される（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. 個数の設定根拠

移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器は、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

移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器の車両個数は、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、移動式代替熱交換設備で使用する車両を合わせた個数として、2セット1個の合計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個を分散して保管する。

名	称	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ	
容	量	m ³ /h/個	300 以上 (300)
揚	程	m	55 以上 (75)
最 高 使 用 圧 力		MPa	1.37
最 高 使 用 温 度		℃	70
原 動 機 出 力		kW	110
個	数	—	4

【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（原子炉補機代替冷却系）として使用する移動式代替熱交換設備淡水ポンプは、以下の機能を有する。

移動式代替熱交換設備淡水ポンプは、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、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系含む。）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、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備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。

移動式代替熱交換設備淡水ポンプは、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、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備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。

移動式代替熱交換設備淡水ポンプは、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、燃料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移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、燃料プール冷却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。

1. 容量の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている原子炉停止 8 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、移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器が原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱を除去するために必要な流量が \square m³/h であることから、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量は \square m³/h/個以上とする。

なお、移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器の容量を上記のように設定することで、原子炉補機代替冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」で、事故発生 8 時間後に残留熱代替除去系によるサプレッションプール水冷却モード運転を行った場合、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子力圧力容器への注水及び格納容器スプレイの運転を行った場合、又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイを行った場合に、同時に原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

(1) 原子炉補機代替冷却系接続口（西）使用時の容量 \square m³/h/個以上

移動式代替熱交換設備淡水ポンプを重大事故等時において原子炉補機代替冷却系接続口（西）で使用する場合は、第 1 表に示す A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器、A-中央制御室冷凍機及び補機等に必要な冷却水と同時に供給できる容量とする。

第 1 表 必要冷却水流量

(単位：m³/h)

機器	崩壊熱 シーケンス (8h)	崩壊熱 シーケンス (8h～24h)
A-残留熱除去系熱交換器	約 \square	約 \square
A-燃料プール冷却系熱交換器	\square	約 \square
A-中央制御室冷凍機	約 \square	約 \square
補機等 A-残留熱代替除去ポンプメカシール冷却器 A-残留熱代替除去ポンプモータ軸受冷却器 A-残留熱代替除去ポンプ室空調機	約 \square	約 \square
合 計	\square	\square

上記より、移動式代替熱交換設備淡水ポンプを原子炉補機代替冷却系接続口（西）で使用する場合は、 \square m³/h/個以上とする。

- (2) 原子炉補機代替冷却系接続口（南）使用時の容量 m³/h/個以上
 移動式代替熱交換設備淡水ポンプを重大事故等時において原子炉補機代替冷却系接続口（南）で使用する場合は、第2表に示す B-残留熱除去系熱交換器，B-燃料プール冷却系熱交換器，B-中央制御室冷凍機及び補機等に必要な冷却水と同時に供給できる容量とする。

第2表 必要冷却水流量

(単位：m³/h)

機器	崩壊熱 シーケンス (8h)	崩壊熱 シーケンス (8h～24h)
B-残留熱除去系熱交換器	約 <input type="text"/>	約 <input type="text"/>
B-燃料プール冷却系熱交換器	<input type="text"/>	約 <input type="text"/>
B-中央制御室冷凍機	約 <input type="text"/>	約 <input type="text"/>
補機等 B-残留熱代替除去ポンプメカシール冷却器 B-残留熱代替除去ポンプモータ軸受冷却器 B-残留熱代替除去ポンプ室空調機	約 <input type="text"/>	約 <input type="text"/>
合計	<input type="text"/>	<input type="text"/>

上記より，移動式代替熱交換設備淡水ポンプを原子炉補機代替冷却系接続口（南）で使用する場合は， 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. 揚程の設定根拠

原子炉補機代替冷却系接続口（西）又は（南）使用時の揚程 m 以上
 移動式代替熱交換設備淡水ポンプを重大事故等時において原子炉補機代替冷却系接続口（西）又は（南）で使用する場合は，必要揚程が最大となる原子炉補機代替冷却系接続口（西）を使用する場合は配管・機器圧力損失を基に設定する。

配管・機器圧力損失：約 m

上記より，移動式代替熱交換設備淡水ポンプを原子炉補機代替冷却系接続口（西）又は（南）で使用する場合は， 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 75m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプを重大事故等時において使用する場合は、静水頭 0.32MPa と移動式代替熱交換設備淡水ポンプの締切運転時の揚程 0.82MPa の合計が 1.14MPa となることから、これを上回る圧力とし、1.37MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器の除熱後の冷却水温度 °C を上回る 70°C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプを重大事故等対処設備として使用する場合は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力(kw)

P_w : 水動力(kw)

ρ : 密度(kg/m³) = 1000

g : 重力加速度(m/s²) = 9.80665

Q : 容量(m³/s) = 300/3600

H : 揚程(m) = 75

η : ポンプ効率(%) (設計確認値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{300}{3600} \right) \times 75}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記より、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの原動機出力は、軸動力 kw を上回る出力とし、110kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプ(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	大型送水ポンプ車
容	量	m ³ /h/個
		□以上, □以上(1800)
吐	出	圧
力		MPa
		□以上, □以上(1.20)
最	高	使
用	圧	力
		MPa
		□
最	高	使
用	温	度
		℃
		□
原	動	機
出	力	
		kW/個
		□
個	数	—
		2(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（原子炉補機代替冷却系）として使用する大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）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、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系含む。）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、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備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。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車により屋内の接続口を通じて原子炉補機冷却系に直接供給することで、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。

大型送水ポンプ車は、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移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備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。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車により屋内の接続口を通じて海水を原子炉補機冷却系に直接供給することで、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。

大型送水ポンプ車は、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの

水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、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、燃料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移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、燃料プール冷却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。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車により屋内の接続口を通じて海水を原子炉補機冷却系に直接供給することで、燃料プール冷却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。

1. 容量の設定根拠

(1) 原子炉補機代替冷却系として使用する場合の容量（移動式代替熱交換設備使用時）

m³/h/個以上

大型送水ポンプ車の容量は、大型送水ポンプ車の送水先である移動式代替熱交換設備プレート式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 8 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、移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器が原子炉停止 8 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 であることから、大型送水ポンプ車の容量は m³/h/個以上とする。

なお大型送水ポンプ車の容量を上記のように設定することで、原子炉補機代替冷却系を使用した有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」で、事故発生 8 時間後に残留熱代替除去系によるサプレッションプール水冷却モード運転を行った場合、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子力圧力容器への注水及び格納容器スプレイの運転を行った場合、又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイを行った場合、上記の使用方法と同時に原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

(2) 原子炉補機代替冷却系として使用する場合の容量

（大型送水ポンプ車による海水直接注入時） m³/h /個以上

大型送水ポンプ車の容量は、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 8 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、海水直接注入により原子炉停止 8 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 であることから、大型送水ポンプ車の容量は m³/h/個以上とする。

なお大型送水ポンプ車を上記の容量で設定することで、原子炉補機代替冷却系を使用した有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」で、事故発生 8 時間後に残留熱代替除去系によるサプレッションプール水冷却モード運転を行った場合、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場

合」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの運転を行った場合、又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイを行った場合、上記の使用方法と同時に原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

公称値については、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性能である 1800 m³/h/個とする。

2. 吐出圧力の設定根拠

(1) 原子炉補機代替冷却系として使用する場合の吐出圧力（移動式代替熱交換設備使用時）

MPa 以上

大型送水ポンプ車を原子炉補機代替冷却系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原子炉補機代替冷却系接続口（南）又は（西）供給側を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類の圧損を基に設定する。

① 水源と移送先の圧力差	: 約	<input type="text"/> MPa
② 静水頭	: 約	<input type="text"/> MPa
③ ホース*圧損	: 約	<input type="text"/> MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約	<input type="text"/> MPa
⑤ 機器及び配管*・弁類の圧損	: 約	<input type="text"/> MPa
⑥ 系統要求値（①－②＋③＋④＋⑤の合計）	: 約	<input type="text"/> MPa

以上より、原子炉補機代替冷却系として使用する場合の大型送水ポンプ車の吐出圧力は MPa 以上とする。

注記*：原子炉補機代替冷却系供給側接続口（南）又は（西）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・原子炉補機代替冷却系接続口（南）供給側
～B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物南側）
- ・B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物南側）
～原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部（胴側）
- ・原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部（胴側）
～B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部
- ・B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部
～B-燃料プール冷却系熱交換器

- ・B-燃料プール冷却系熱交換器
～原子炉浄化系補助熱交換器出口ライン合流部（胴側）
- ・原子炉浄化系補助熱交換器出口ライン合流部（胴側）
～B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
- ・B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
～B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部
- ・B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部
～B-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・B-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
～B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）
- ・B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）
～B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
- ・B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
～B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物南側）
- ・B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物南側）
～原子炉補機代替冷却系接続口（南）戻り側
- ・原子炉補機代替冷却系接続口（西）供給側
～B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側）
- ・B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）
～B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
～B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
～B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部
- ・B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側）
～A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）
- ・A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）
～A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
～A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
～A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部
- ・A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部
～A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
- ・A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
～A-残留熱除去系熱交換器
- ・A-残留熱除去系熱交換器
～A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部

- ・ A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
～A-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部
- ・ A-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部
～A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部
- ・ A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部
～A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部
- ・ A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部
～A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）
- ・ A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）
～A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）
- ・ A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
～A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部
- ・ A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部
～A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部
- ・ A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部
～A-燃料プール冷却系熱交換器
- ・ A-燃料プール冷却系熱交換器
～A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
- ・ A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
～A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・ A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）
～A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・ A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
～A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・ A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）
～A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）
- ・ B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）
～A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）
- ・ A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）
～原子炉補機代替冷却系接続口（西）戻り側
- ・ 大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホース
- ・ 大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホース
- ・ 大型送水ポンプ車出口ライン送水用 15m ホース
- ・ 移動式代替熱交換設備入口ライン戻り用 5m ホース
- ・ 移動式代替熱交換設備出口ライン供給用 5m ホース

(2) 原子炉補機代替冷却系として使用する場合の吐出圧力
(大型送水ポンプ車による海水直接注入用時) MPa 以上

大型送水ポンプ車を原子炉補機代替冷却系に使用する場合は、必要吐出圧力が最大となる原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）を使用する場合の水源地と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類の圧損を基に設定する。

- | | | | |
|------------------------|-----|----------------------|-----|
| ① 水源地と移送先の圧力差 | : 約 | <input type="text"/> | MPa |
| ② 静水頭 | : 約 | <input type="text"/> | MPa |
| ③ ホース*圧損 | : 約 | <input type="text"/> | MPa |
| ④ ホース*湾曲による影響 | : 約 | <input type="text"/> | MPa |
| ⑤ 機器及び配管*・弁類の圧損 | : 約 | <input type="text"/> | MPa |
| ⑥ 系統要求値 (①-②+③+④+⑤の合計) | : 約 | <input type="text"/> | MPa |

上記から、原子炉補機代替冷却系として使用する場合は大型送水ポンプ車の吐出圧力は MPa 以上とする。

注記*：原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）
～原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）ライン合流部
- ・原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）ライン合流部
～B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側）
- ・B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側）
～A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）
- ・B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）
～B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
～B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
～B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部
- ・A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）
～A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
～A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
～A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部
- ・A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部
～A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
- ・A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
～A-残留熱除去系熱交換器

- ・ A-残留熱除去系熱交換器
～A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・ A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
～A-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部
- ・ A-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部
～A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部
- ・ A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部
～A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部
- ・ A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部
～A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）
- ・ A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）
～A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）
- ・ A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
～A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部
- ・ A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部
～A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部
- ・ A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部
～A-燃料プール冷却系熱交換器
- ・ A-燃料プール冷却系熱交換器
～A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
- ・ A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
～A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・ A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）
～A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・ A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
～A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・ A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）
～A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）
- ・ B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）
～A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）
- ・ A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）
～原子炉補機代替冷却系接続口（西）戻り側
- ・ 大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホース
- ・ 大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホース
- ・ 大型送水ポンプ車出口ライン送水用 10m, 5m ホース
- ・ 大型送水ポンプ車出口ライン送水用 1m ホース

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 1.20MPa とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

大型送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合は、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氣的に MPa に制限することから、その制限値である MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

大型送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において使用している海水の温度 30℃を上回る °C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

大型送水ポンプ車の原動機出力は、定格流量である 1800m³/h、定格吐出圧力 1.20MPa 時の軸動力を基に設定する。

大型送水ポンプ車の流量が m³/h、吐出圧力が MPa、その時の当該ポンプの必要軸動力は約 480kW となる。

以上より、大型送水ポンプ車の原動機出力は必要軸動力 480kW を上回る kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

大型送水ポンプ車（原動機含む。）は、重大事故等対処設備として原子炉補機代替冷却系に海水を送水するために必要な個数である 1 個を 1 セットの合計 2 個及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（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（原子炉建物放水設備）、原子炉格納施設のうち圧力低減施設その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（原子炉建物放水設備）の予備として兼用）を分散して保管する。

名 称	移動式代替熱交換設備ストレーナ	
容 量	m ³ /h/個	780 以上 (780)
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.00
最 高 使 用 温 度	℃	□
個 数	—	4

【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（原子炉補機代替冷却系）として使用する移動式代替熱交換設備ストレーナは、以下の機能を有する。

移動式代替熱交換設備ストレーナは、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、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系含む。）の故障又は全交流動力電源喪失により、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、サブ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、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備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。

移動式代替熱交換設備ストレーナは、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、燃料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移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、燃料プール冷却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。

移動式代替熱交換設備ストレーナは、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、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備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. 容量の設定根拠

移動式代替熱交換設備ストレーナの容量は、重大事故等時に海を水源として使用する大型送

水ポンプ車の必要容量と同じ 780m³/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 780m³/h/個以上とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

移動式代替熱交換設備ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、大型送水ポンプ車の重大事故等時において使用する場合は圧力が MPa であるため、これを上回る圧力として 1.00MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

移動式代替熱交換設備ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、最高使用温度は、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）において使用している海水の温度 30℃を上回る ℃とする。

4. 個数の設定根拠

移動式代替熱交換設備ストレーナは、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		原子炉補機代替冷却系接続口（西）供給側 ～ B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、原子炉補機代替冷却系接続口（西）供給側からB-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側）までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、冷却水を移動式代替熱交換設備により残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様を表6.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力P 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用圧力に合わせて、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度T 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用温度に合わせて、85℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□

注記*：移動式代替熱交換設備ポンプの設計流量

名 称	B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側） ～ A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側）からA-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、冷却水を移動式代替熱交換設備により残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様を表6.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力P 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用圧力に合わせて、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度T 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用温度に合わせて、85℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□

注記*：移動式代替熱交換設備ポンプの設計流量

名 称		B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側） ～ 原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側）から原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、冷却水を移動式代替熱交換設備により残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様を表6.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力P 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用圧力に合わせて、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度T 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用温度に合わせて、85℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□

注記*：移動式代替熱交換設備ポンプの設計流量

名 称		原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）ライン合流部 ～ B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）ライン合流部からB-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、冷却水を移動式代替熱交換設備により残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様を表6.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力P 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用圧力に合わせて、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度T 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用温度に合わせて、85℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□

注記*：移動式代替熱交換設備ポンプの設計流量

名 称		原子炉補機代替冷却系接続口（屋内） ～ 原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）ライン合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）から原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、冷却水を移動式代替熱交換設備により残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様を表6.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力 P 1 は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用圧力に合わせて、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度 T 1 は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用温度に合わせて、85℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□

注記*：移動式代替熱交換設備ポンプの設計流量

名 称		A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側） ～ A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）からA-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、冷却水を残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器より移動式代替熱交換設備に戻すために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様を表6.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力P 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用圧力に合わせて、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度T 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用温度に合わせて、85℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□

注記*：移動式代替熱交換設備ポンプの設計流量

名 称		A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側） ～ 原子炉補機代替冷却系接続口（西）戻り側
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）から原子炉補機代替冷却系接続口（西）戻り側までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、冷却水を残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器より移動式代替熱交換設備に戻すために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様を表6.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力P 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用圧力に合わせて、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度T 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用温度に合わせて、85℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□

注記*：移動式代替熱交換設備ポンプの設計流量

名 称		B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側） ～ A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側）からA-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、冷却水を残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器より移動式代替熱交換設備に戻すために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様を表6.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力P 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用圧力に合わせて、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度T 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用温度に合わせて、85℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□

注記*：移動式代替熱交換設備ポンプの設計流量

名 称		原子炉補機代替冷却系接続口（南）供給側 ～ B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物南側）
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、原子炉補機代替冷却系接続口（南）供給側からB-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物南側）までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、冷却水を移動式代替熱交換設備により残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様を表6.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力P 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用圧力に合わせて、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度T 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用温度に合わせて、85℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□

注記*：移動式代替熱交換設備ポンプの設計流量

名 称		B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物南側） ～ 原子炉補機代替冷却系接続口（南）戻り側
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物南側）から原子炉補機代替冷却系接続口（南）戻り側までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、冷却水を残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器より移動式代替熱交換設備に戻すために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様を表6.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力P 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用圧力に合わせて、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 85℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度T 1は、重大事故等時における原子炉補機冷却系の使用温度に合わせて、85℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□

注記*：移動式代替熱交換設備ポンプの設計流量

表 6.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表（その1）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
原子炉補機代替冷却系	原子炉補機代替冷却系接続口（西）供給側 ～ B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側）	1.37*	P 1	85*	T 1	267.4	—
						267.4	D 1
						267.4 /267.4	— /267.4
	B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側） ～ A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）	1.37*	P 1	85*	T 1	267.4	D 1
						267.4	—
						406.4 /267.4	—
	B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側） ～ 原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）ライン合流部	1.37*	P 1	85*	T 1	267.4	D 1
						267.4 /267.4	— /267.4
	原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）ライン合流部 ～ B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）	1.37*	P 1	85*	T 1	267.4	—
						267.4	D 1
	原子炉補機代替冷却系接続口（屋内） ～ 原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）ライン合流部	1.37*	P 1	85*	T 1	267.4	D 1
						267.4	—
	A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部（原子炉建物西側） ～ A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部（原子炉建物西側）	1.37*	P 1	85*	T 1	267.4	—
						267.4	D 1

注記*：重大事故等時における使用時の値

表 6.3-1 原子炉補機代替冷却系主配管の設計仕様表 (その2)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉補機代替冷却系 A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部 (原子炉建物西側) ～ 原子炉補機代替冷却系接続口 (西) 戻り側	1.37*	P 1	85*	T 1	267.4	—
					/267.4	—
					/267.4	—
原子炉補機代替冷却系 B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 (原子炉建物西側) ～ A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部 (原子炉建物西側)	1.37*	P 1	85*	T 1	267.4	D 1
					267.4	—
					/—	—
					/267.4	—
					267.4	—
原子炉補機代替冷却系 原子炉補機代替冷却系接続口 (南) 供給側 ～ B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物南側)	1.37*	P 1	85*	T 1	267.4	—
					267.4	D 1
					267.4	—
原子炉補機代替冷却系 B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 (原子炉建物南側) ～ 原子炉補機代替冷却系接続口 (南) 戻り側	1.37*	P 1	85*	T 1	267.4	D 1
					267.4	—
					267.4	—

注記* : 重大事故等時における使用時の値

名	称	大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホース
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.40
最 高 使 用 温 度	℃	□
外 径	—	250A
個 数	—	12 (予備 3)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ホースは、附属水中ポンプと大型送水ポンプ車を接続するホースであり、重大事故等対処設備として、大型送水ポンプ車により海水を原子炉補機代替冷却系へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 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、 1.40MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、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 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する大型送水ポンプ車の附属水中ポンプの呼び径に合わせた 250A とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 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、大型送水ポンプ車により海水を原子炉補機代替冷却系へ送水するために必要な 6 本 (20m : 2 本, 5m : 2 本, 1m : 2 本) の 2 セットに、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、故障時のバックアップ用として予備 3 本 (大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホースのうち 5m, 1m ホースの予備 2 本は、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 (原子炉建物放水設備) の予備を兼用) を分散して保管する。</p>		

名	称	大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホース
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.40
最 高 使 用 温 度	℃	□
外 径	—	300A
個 数	—	38 (予備 3)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ホースは大型送水ポンプ車と大型送水ポンプ車出口ライン送水用 15m ホースを接続するホースであり、重大事故等対処設備として、大型送水ポンプ車により原子炉補機冷却水を冷却するための海水を移動式代替熱交換設備へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 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、大型送水ポンプ車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 1.40MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、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 □℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失上許容できる外径を選定する。 大型送水ポンプ車により海水を移動式代替熱交換設備に供給する場合については、大型送水ポンプ車の 2. 吐出圧力の設定根拠のホース圧損算出条件である 300A (呼び径) を本ホースの外径とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備へ供給するために必要な 19 本 (50m : 10 本, 5m : 7 本, 2m : 2 本) の 2 セットに、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、故障時のバックアップ用として予備 3 本 (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 (原子炉建物放水設備), 原子炉格納施設の圧力低減設備その他の安全設備 (原子炉格納容器安全設備) の予備として兼用) を分散して保管する。</p>		

名	称	大型送水ポンプ車出口ライン送水用 15m ホース
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.00
最 高 使 用 温 度	℃	<input type="text"/>
外 径	—	250A
個 数	—	6 (予備 1)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ホースは大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホースと移動式代替熱交換設備を接続するホースであり, 重大事故等対処設備として, 大型送水ポンプ車により原子炉補機冷却水を冷却するための海水を移動式代替熱交換設備へ供給し熱交換後, 海へ排水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は, 移動式代替熱交換設備の使用圧力と同じ 1.00MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等時における移動式代替熱交換設備の使用温度と同じ <input type="text"/>℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は, 圧力損失上許容できる外径を選定する。 大型送水ポンプ車により海水を移動式代替熱交換設備に供給する場合については, 大型送水ポンプ車の 2. 吐出圧力の設定根拠のホース圧損算出条件である 250A (呼び径) を本ホースの外径とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 本ホースの保有数は, 重大事故等対処設備として, 大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備へ供給するために必要な 3 本 (15m : 3 本) の 2 セットに, 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, 故障時のバックアップ用として予備 1 本を分散して保管する。</p>		

名 称	大型送水ポンプ車出口ライン送水用 10m, 5m ホース	
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.40
最 高 使 用 温 度	℃	□
外 径	—	150A
個 数	—	60 (予備 2)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ホースは大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホースと大型送水ポンプ車出口ライン送水用 1m ホースを接続するホースであり, 重大事故等対処設備として, 大型送水ポンプ車により海水を原子炉補機代替冷却系へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は, 大型送水ポンプ車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 1.40MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等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。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は, 圧力損失上許容できる外径を選定する。</p> <p>大型送水ポンプ車により海水を原子炉補機代替冷却系に送水する場合については, 大型送水ポンプ車の 2. 吐出圧力の設定根拠のホース圧損算出条件である 150A (呼び径) を本ホースの外径とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>本ホースの保有数は, 重大事故等対処設備として, 大型送水ポンプ車により海水を原子炉補機代替冷却系へ送水するために必要な 30 本 (10m : 28 本, 5m : 2 本) の 2 セットに, 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, 故障時のバックアップ用として予備 2 本を分散して保管する。</p>		

名 称	大型送水ポンプ車出口ライン送水用 1m ホース	
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.40
最 高 使 用 温 度	℃	□
外 径	—	200A
個 数	—	6 (予備 1)
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本ホースは大型送水ポンプ車出口ライン送水用 10m, 5m ホースと原子炉補機代替冷却系接続口 (屋内) を接続するホースであり, 重大事故等対処設備として, 大型送水ポンプ車により海水を原子炉補機冷却系へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は, 大型送水ポンプ車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 1.40MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等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。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は, 圧力損失上許容できる外径を選定する。</p> <p>大型送水ポンプ車により海水を原子炉補機代替冷却系に送水する場合については, 大型送水ポンプ車の 2. 吐出圧力の設定根拠のホース圧損算出条件である 200A (呼び径) を本ホースの外径とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>本ホースの保有数は, 重大事故等対処設備として, 大型送水ポンプ車により海水を原子炉補機代替冷却系へ送水するために必要な 3 本 (1m : 3 本) の 2 セットに, 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, 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。</p>		

名 称	移動式代替熱交換設備入口ライン戻り用 5m ホース	
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.37
最 高 使 用 温 度	℃	70
外 径	—	250A
個 数	—	12 (予備 1)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ホースは、原子炉補機代替冷却系接続口（南）又は（西）戻り側と移動式代替熱交換設備を接続するホースであり、重大事故等対処設備として、淡水を残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器から移動式代替熱交換設備へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における移動式代替熱交換設備淡水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における移動式代替熱交換設備淡水ポンプの使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合は、圧力損失上許容できる外径を選定する。</p> <p>移動式代替熱交換設備淡水ポンプの 2. 揚程の設定根拠の配管・機器圧力損失算出条件である、250A（呼び径）を本ホースの外径とする</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として、移動式代替熱交換設備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系熱交換器へ供給するために必要な 6 本（5m：6 本）の 2 セットに、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、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。</p>		

名 称	移動式代替熱交換設備出口ライン供給用 5m ホース	
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.37
最 高 使 用 温 度	℃	70
外 径	—	250A
個 数	—	12 (予備 1)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ホースは、移動式代替熱交換設備と原子炉補機代替冷却系接続口（南）又（西）供給側を接続するホースであり、重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器からの淡水を移動式代替熱交換設備へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 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、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 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移動式代替熱交換設備淡水ポンプの使用温度と同じ 70℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失上許容できる外径を選定する。 移動式代替熱交換設備淡水ポンプの 2. 揚程の設定根拠の配管・機器圧力損失算出条件である、250A（呼び径）を本ホースの外径とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却系熱交換器から移動式代替熱交換設備に供給するために必要な 6 本（5m : 6 本）の 2 セットに、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、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。</p>		

8. 原子炉冷却材浄化設備

8.1 原子炉浄化系

名 称		RV213-1
吹 出 圧 力	MPa	1.18
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

安全弁 RV213-1 は、主配管「原子炉浄化系非再生熱交換器～原子炉浄化系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器」上に設置する逃がし弁である。

安全弁 RV213-1 は、設計基準対象施設として主配管「原子炉浄化系非再生熱交換器～原子炉浄化系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器」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。

1. 吹出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する安全弁 RV213-1 の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「原子炉浄化系非再生熱交換器～原子炉浄化系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器」の最高使用圧力に合わせ、1.18MPa とする。

2. 個数の設定根拠

安全弁 RV213-1 は、設計基準対象施設として主配管「原子炉浄化系非再生熱交換器～原子炉浄化系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器」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。

名 称	RV213-3	
吹 出 圧 力	MPa	10.0
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>安全弁 RV213-3 は、主配管「A-原子炉浄化循環ポンプ出口ライン合流部～原子炉浄化系再生熱交換器」上に設置する逃がし弁である。</p> <p>安全弁 RV213-3 は、設計基準対象施設として主配管「A-原子炉浄化循環ポンプ出口ライン合流部～原子炉浄化系再生熱交換器」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。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する安全弁 RV213-3 の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「A-原子炉浄化循環ポンプ出口ライン合流部～原子炉浄化系再生熱交換器」の最高使用圧力に合わせ、10.0MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>安全弁 RV213-3 は、設計基準対象施設として主配管「A-原子炉浄化循環ポンプ出口ライン合流部～原子炉浄化系再生熱交換器」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。</p>		

名 称		RV213-4
吹 出 圧 力	MPa	1.18
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>安全弁 RV213-4 は、原子炉浄化系サージタンクに設置する逃がし弁である。</p> <p>安全弁 RV213-4 は、設計基準対象施設として原子炉浄化系サージタンクの圧力が、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。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する安全弁 RV213-4 の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する原子炉浄化系サージタンクの最高使用圧力に合わせ、1.18MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>安全弁 RV213-4 は、設計基準対象施設として原子炉浄化系サージタンク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。</p>		

名 称	原子炉隔離時冷却系合流部 ～ 原子炉浄化系合流部	
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外 径	mm	216.3 / 114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、原子炉隔離時冷却系合流部から原子炉浄化系合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉隔離時冷却ポンプ又は高圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1，D 2として下記に示す。</p> <p>原子炉浄化系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉浄化系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、8.62MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T 1は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本主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設計条件とし、302℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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原子炉隔離時冷却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ポンプに必要な容量が設計基準対象施設として使用する原子炉浄化系再生熱交換器出口側の設計流量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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, 114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	216.3	18.2	200	0.02542	□*1	□	□
D 2	114.3	11.1	100	0.00666	□*2	□*3	□

注記*1：原子炉浄化系再生熱交換器出口側の設計流量

*2：原子炉浄化系再生熱交換器出口側の設計流量の1/2

*3：当該配管は内部流体が水の場合の炭素鋼配管の配管内最高流速（□m/s）を下回るため問題ない。

名	称	原子炉隔離時冷却系合流部
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	°C	302
外 径	mm	114.3 / 144.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、原子炉隔離時冷却系合流部であり、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉隔離時冷却ポンプ又は高圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 3、継手の外径の設定根拠を F 1 として下記に示す。</p> <p>原子炉浄化系主配管の設計仕様を表 7.1-1 原子炉浄化系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本主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設計条件とし、8.62MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302°C</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302°C とする。</p> <p>本主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設計条件とし、302°C とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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原子炉隔離時冷却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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：原子炉隔離時冷却ポンプによる原子炉圧力容器への供給流量

(2) 継手

F 1 : 144.3mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

表 7.1-1 原子炉浄化系主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉浄化系	原子炉隔離時冷却系合流部 ～ 原子炉浄化系合流部	8.62	P 1	302	T 1	216.3	D 1
						216.3 /216.3 /114.3	—
						216.3 /114.3	—
						114.3	D 2
	原子炉隔離時冷却系合流部	8.62	P 1	302	T 1	114.3	D 3
	144.3					F 1	

VI-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. 概要	1
2. 制御材駆動装置	2
2.1 制御棒駆動機構	2
2.2 制御棒駆動水圧設備	4
3. ほう酸水注入設備	27
3.1 ほう酸水注入系	27
4. 計測装置	44
4.1 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	44
4.2 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	47
4.3 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置	60
4.4 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	65
4.5 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	76
4.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置	77
4.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置	81
4.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置	84
5. 制御用空気設備	85
5.1 逃がし安全弁窒素ガス供給系	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. 制御材駆動装置

2.1 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 (8.98)
最高使用温度	℃	302 (304)
駆動速度	mm/s	76.2
挿入時間	秒	全ストロークの75%挿入まで1.62以下(全炉心平均)
個数	—	137 (20)

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

制御棒駆動機構は、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、引抜きを行い、緊急時には急速に制御棒を炉内に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の制御棒駆動機構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、原子炉緊急停止系による発電用原子炉の停止失敗時において、水圧制御ユニットアキュムレータ及び窒素容器により駆動水をスクラム弁(AV212-126, AV212-127)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. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として設置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8.62 MPa 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、8.98MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する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、304℃とする。

3. 駆動速度の設定根拠

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が破損をしない速度とし、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 76.2mm/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して使用する場合と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、76.2mm/s とする。

4. 挿入時間の設定根拠

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 75%挿入まで 1.84 秒より安全側の時間として、1.62 秒以下（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して使用する場合と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、全ストロークの 75%挿入まで 1.62 秒以下（定格圧力で全炉心平均）とする。

5. 個数の設定根拠

制御棒駆動機構は、設計基準対象施設として制御棒に合わせ 137 個設置し、保守点検用の予備品として 20 個保管する。

制御棒駆動機構は、設計基準対象施設として 137 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

2.2 制御棒駆動水圧設備

名 称		水圧制御ユニット	
		アキュムレータ	窒素容器
容 量	ℓ/個	<input type="checkbox"/> 以上 (18) (水側有効容量)	<input type="checkbox"/> 以上 (36)
最 高 使 用 圧 力	MPa	15.2	
最 高 使 用 温 度	℃	66	
個 数	—	137	

【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急速に制御棒を炉心内に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。

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制御棒駆動水圧設備（制御棒駆動水圧系）として使用する水圧制御ユニットアキュムレータ及び窒素容器は、以下の機能を有する。

水圧制御ユニットアキュムレータ及び窒素容器は、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、原子炉緊急停止系による発電用原子炉の停止失敗時において、水圧制御ユニットアキュムレータ及び窒素容器により駆動水をスクラム弁（AV212-126, AV212-127）を介して制御棒駆動機構へ送水し、制御棒を挿入することで発電用原子炉を未臨界に移行する設計とする。

【設定根拠】（続き）

1. 容量の設定根拠

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は、制御棒駆動機構が全ストロークスクラム可能な駆動水量* ℓを上回るものとし、 ℓ/個以上とする。

重大事故等対処設備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は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 ℓ/個以上とする。

水圧制御ユニットアキュムレータの容量の公称値については
 18ℓ/個とする。

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容量は、初期窒素容器圧力約 MPaによって制御棒駆動機構が所定の時間内に全ストロークスクラム可能な窒素量約 ℓを上回るものとし、 ℓ/個以上とする。

重大事故等対処設備として使用する水圧制御ユニット窒素容器の容量は、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。

水圧制御ユニット窒素容器の容量の公称値については
36ℓ/個とする。

注記 *：制御棒駆動機構が全ストロークスクラム可能な駆動水量について

全ストロークスクラムに必要な駆動水量

=

=

= ÷ ℓ

cm²

cm

上記から、制御棒駆動機構が全ストロークスクラム可能な駆動水量は ℓとする。

【設定根拠】（続き）

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する水圧制御ユニットアキュムレータ及び窒素容器の最高使用圧力は、主配管「弁 V212-115～充てん水ライン合流部」の最高使用圧力と同じ 15.2MPa とする。

重大事故等対処設備として使用する水圧制御ユニットアキュムレータ及び窒素容器の圧力は、重大事故等時における主配管「弁 V212-115～充てん水ライン合流部」の使用圧力と同じ 15.2MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する水圧制御ユニットアキュムレータ及び窒素容器の最高使用温度は、主配管「弁 V212-115～充てん水ライン合流部」の最高使用温度と同じ 66℃とする。

重大事故等対処設備として使用する水圧制御ユニットアキュムレータ及び窒素容器の温度は、重大事故等時における主配管「弁 V212-115～充てん水ライン合流部」の使用温度と同じ 66℃とする。

4. 個数の設定根拠

水圧制御ユニットアキュムレータ及び窒素容器は、設計基準対象施設として制御棒駆動機構 137 個作動させるために必要な個数である 137 個を設置する。

水圧制御ユニットアキュムレータ及び窒素容器は、設計基準対象施設として 137 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	AV212-126
最高使用圧力	MPa	15.2
最高使用温度	℃	66
個	数	—
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 主要弁 AV212-126 は、主配管「充てん水ライン合流部～弁 AV212-126」上に設置する止め弁である。スクラム時に水圧制御ユニットアキュムレータからの駆動水を制御棒駆動機構に供給するための設備であり、原子炉緊急停止信号により弁が開動作することによってスクラムをさせるために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち制御材駆動装置の制御棒駆動水圧設備（制御棒駆動水圧系）に使用する主要弁 AV212-126 は、以下の機能を有する。 <p>主要弁 AV212-126 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。</p> <p>系統構成は、原子炉緊急停止信号により弁が開動作することによってスクラムさせるために使用する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する主要弁 AV212-126 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 15.2MPa とする。</p> <p>重大事故等時に使用する主要弁 AV212-126 は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、15.2MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する主要弁 AV212-126 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。

重大事故等時に使用する主要弁 AV212-126 は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃とする。

3. 個数の設定根拠

主要弁 AV212-126 は、設計基準対象施設として制御棒駆動機構 137 個作動させるために必要な個数である 137 個設置する。

主要弁 AV212-126 は、設計基準対象施設として 137 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	AV212-127
最高使用圧力	MPa	13.8
最高使用温度	℃	66
個	数	—
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 主要弁 AV212-127 は、主配管「弁 V212-102～弁 AV212-127」上に設置する止め弁である。スクラム時に水圧制御ユニットアキュムレータから制御棒駆動機構に供給された駆動時の排水をスクラム水排出容器へ排出させるための設備であり、原子炉緊急停止信号により弁が開動作することによってスクラムさせるために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうち制御材駆動装置の制御棒駆動水圧設備（制御棒駆動水圧系）に使用する主要弁 AV212-127 は、以下の機能を有する。 主要弁 AV212-127 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、原子炉緊急停止信号により弁が開動作することによってスクラムさせるために使用する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する主要弁 AV212-127 の最高使用圧力は、主配管「弁 V212-102～弁 AV212-127」の最高使用圧力と同じ 13.8MPa とする。 重大事故等時に使用する主要弁 AV212-127 は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、13.8MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する主要弁 AV212-127 の最高使用温度は、主配管「弁 V212-102～弁 AV212-127」の最高使用温度と同じ 66℃とする。

重大事故等時に使用する主要弁 AV212-127 は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃とする。

3. 個数の設定根拠

主要弁 AV212-127 は、設計基準対象施設として制御棒駆動機構 137 個作動させるために必要な個数である 137 個設置する。

主要弁 AV212-127 は、設計基準対象施設として 137 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	弁V212-101 ～ 制御棒駆動機構ハウジング
最高使用圧力	MPa	13.8
最高使用温度	℃	66 (200) / 66
外 径	mm	34.0 / 42.7 / 27.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、弁V212-101から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、制御棒挿入時、制御棒駆動機構ハウジングへ制御棒駆動水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、T 2、外径の設定根拠をD 1、D 2、D 3として下記に示す。</p> <p>制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様を表 1.2-1 制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 13.8MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、制御棒駆動水圧ポンプの最高使用圧力と同じ13.8MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における制御棒駆動水圧ポンプの使用圧力と同じ13.8MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃ (200℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 1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。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界温度に合わせ、200℃とする。</p> <p><u>T 2 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2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。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し、選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、34.0mm, 42.7mm, 27.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	34.0	4.5	25	0.00049			
D 2	42.7	4.9	32	0.00085			
D 3	27.2	3.9	20	0.00030			

名 称	制御棒駆動機構ハウジング ～ 弁V212-102	
最高使用圧力	MPa	13.8
最高使用温度	℃	66 / 66 (200)
外 径	mm	27.2 / 34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、制御棒駆動機構ハウジングから弁V212-102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、制御棒引抜時、制御棒駆動機構ハウジングから制御棒駆動水を排出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、T 2、外径の設定根拠をD 4、D 5として下記に示す。</p> <p>制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様を表 1.2-1 制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 13.8MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、制御棒駆動水圧ポンプの最高使用圧力と同じ13.8MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における制御棒駆動水圧ポンプの使用圧力と同じ13.8MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃ (200℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 1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。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界温度に合わせ、200℃とする。</p> <p><u>T 2 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2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。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し、選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、27.2mm、34.0mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	27.2	3.9	20	0.00030	□	□	□
D 5	34.0	4.5	25	0.00049	□	□	□

名	称	窒素容器 ～ アキュムレータ
最高使用圧力	MPa	15.2
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、窒素容器及びアキュムレータを接続するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 6として下記に示す。</p> <p>制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様を表 1.2-1 制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 15.2MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 3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 15.2MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における水圧制御ユニットアキュムレータの使用圧力と同じ 15.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2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。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における水圧制御ユニットアキュムレータの使用温度と同じ 66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径D 6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、先行BWRプラント実績に基づき原子炉スクラム動作に対して十分実績のある外径として、27.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 6	27.2	3.9	20	0.00030	—	—	—

名 称		アキュムレータ ～ 充てん水ライン合流部
最高使用圧力	MPa	15.2
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	<input type="text"/>
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、アキュムレータから充てん水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、原子炉スクラム時、制御棒駆動機構ハウジングへ制御棒駆動水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3、最高使用温度の設定根拠を T 2、外径の設定根拠を D 7 として下記に示す。</p> <p>制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様を表 1.2-1 制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 3 : 15.2MPa</u> 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 3 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 15.2MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における水圧制御ユニットアキュムレータの使用圧力と同じ 15.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 2 : 66℃</u> 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 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。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における水圧制御ユニットアキュムレータの使用温度と同じ 66℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径D7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、先行BWRプラント実績に基づき原子炉スクラム動作に対して十分実績のある外径として、mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D7	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.00051	—	—	—

名 称	充てん水ライン合流部 ～ 弁 AV212-126	
最高使用圧力	MPa	15.2
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	<input type="text"/>
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、充てん水ライン合流部から弁AV212-126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、原子炉スクラム時、制御棒駆動機構ハウジングへ制御棒駆動水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 2，外径の設定根拠を D 7 として下記に示す。</p> <p>制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様を表 1.2-1 制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 3 : 15.2MPa</u> 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 P 3 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 15.2MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における水圧制御ユニットアキュムレータの使用圧力と同じ 15.2MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 2 : 66℃</u> 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度 T 2 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。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における水圧制御ユニットアキュムレータの使用温度と同じ 66℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径D7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、先行BWRプラント実績に基づき原子炉スクラム動作に対して十分実績のある外径として、mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D7	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.00051	—	—	—




名 称		弁AV212-126 ～ 弁V212-101
最高使用圧力	MPa	13.8
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、弁AV212-126から弁V212-101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、制御棒挿入時、制御棒駆動機構ハウジングへ制御棒駆動水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 2、外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様を表 1.2-1 制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 13.8MPa</u> 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、制御棒駆動水圧ポンプの最高使用圧力と同じ13.8MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における制御棒駆動水圧ポンプの使用圧力と同じ13.8MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 2 : 66℃</u> 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2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。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における水圧制御ユニットアキュムレータの使用温度と同じ66℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径D 1 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、メーカー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、34.0mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	34.0	4.5	25	0.00049			

名 称		弁V212-102 ～ 弁AV212-127
最高使用圧力	MPa	13.8
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	27.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、弁V212-102から弁AV212-127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、制御棒引抜時、制御棒駆動機構ハウジングから制御棒駆動水を排出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 4として下記に示す。</p> <p>制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様を表 1.2-1 制御棒駆動水圧系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 13.8MPa</u> 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P 1は、制御棒駆動水圧ポンプの最高使用圧力と同じ13.8MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における制御棒駆動水圧ポンプの使用圧力と同じ13.8MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 2 : 66℃</u> 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度T 2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。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における水圧制御ユニットアキュムレータの使用温度と同じ66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径D4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、メーカー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、27.2mmとする。




項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D4	27.2	3.9	20	0.00030			

表 1.2-1 制御棒駆動水圧系主配管（その1）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
制御棒駆動水圧系 弁 V212-101 ～ 制御棒駆動機構ハウジ ング	13.8	P 1	66 (200*)	T 1	34.0	D 1
					43.2	—
					/34.5	—
					42.7	D 2
					43.2	—
					/—	—
					/43.2	—
			43.2	—		
			43.2	—		
			43.2	—		
			/34.5	—		
			43.2	—		
			42.7	D 2		
			43.2	—		
43.2	—					
/27.7	—					
27.2	D 3					
制御棒駆動機構ハウジ ング ～ 弁 V212-102	13.8	P 1	66	T 2	27.2	D 4
					34.5	—
					/27.7	—
					34.0	D 5
					34.5	—
					34.5	—
					34.5	—
			34.5	—		
			34.0	D 5		
			34.5	—		
			34.5	—		
			/—	—		
			/34.5	—		
			34.5	—		
/27.7	—					
27.2	D 4					
34.5	—					
/27.7	—					

注記*：重大事故等時における使用時の値

表 1.2-1 制御棒駆動水圧系主配管 (その2)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
制御棒駆動水圧系	窒素容器 ～ アキュムレータ	15.2	P 3	66	T 2	27.2	D 6
	アキュムレータ ～ 充てん水ライン合流部	15.2	P 3	66	T 2		D 7
	充てん水ライン合流部 ～ 弁 AV212-126	15.2	P 3	66	T 2		D 7
	弁 AV212-126 ～ 弁 V212-101	13.8	P 1	66	T 2	34.0	D 1
	弁 V212-101 ～ 弁 V212-102					34.5	—
	弁 V212-102 ～ 弁 AV212-127	13.8	P 1	66	T 2	27.2	D 4
						27.7	—

3. ほう酸水注入設備

3.1 ほう酸水注入系

名 称	ほう酸水注入ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	□以上(9.72)
吐 出 圧 力	MPa	□以上(11.04)
最 高 使 用 圧 力	MPa	吸込側 0.93 / 吐出側 11.8
最 高 使 用 温 度	℃	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、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ポンプは、以下の機能を有する。

ほう酸水注入ポンプは、運転時の異常な過渡変化時において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、原子炉を未臨界に移行するために設置する。

系統構成は、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプにより原子炉圧力容器に十分なほう酸水を注入し、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ポンプは、以下の機能を有する。

ほう酸水注入ポンプは、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、ほう酸水貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入ポンプによりほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水することで、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。

【設 定 根 拠】（続き）

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）として使用するほう酸水注入ポンプは、以下の機能を有する。

ほう酸水注入ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、ペDESTAL内へ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ほう酸水貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入ポンプによりほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注入することで、熔融炉心のペDESTAL内への落下を遅延・防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入ポンプの容量は、ほう酸水注入系貯蔵タンク有効容積 $\square \text{ m}^3$ *1 すべてを $\square \text{ min}$ *2 以内で注入する必要があることから、 $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ *3 を上回るものとし、 $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

ほう酸水注入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とし、 $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 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こと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資料十）にて確認している。

公称値については、 \square $9.72 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ とする。

注記 *1: ほう酸水貯蔵タンクの有効容積は、ほう酸水の必要貯蔵量 $\square \text{ m}^3$ を上回る $\square \text{ m}^3$ とする。

*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 $\square \Delta \text{ k}/\text{min}$ を上回るボロン注入速度として $\square \text{ ppm}/\text{min}$ 以上とする。

実効造倍率 \square 以下にするために必要なボロン濃度は、平成 12 年 3 月 10 日付平成 12・02・15 資 第 5 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、 $\square \text{ ppm}$ に不完全混合に対する余裕をとった $\square \text{ ppm}$ とする。以上より、許容注入時間は以下のとおりとなる。

【設定根拠】(続き)

$$\square \text{ ppm} \div \square \text{ ppm/min} = \square \text{ min} \div \square \text{ min}$$

上記より、ほう酸水の注入時間は、 \square min 以下となる。

*3：ほう酸水注入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 \square min、ほう酸水貯蔵タンクの有効容積が $\square \text{ m}^3$ であり、これに補給水系からの吸込量を加えると、以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} \text{ポンプ容量} &= \frac{\text{ほう酸水有効容量 (l)}}{\text{注入時間 (min)}} + \text{補給水系からの吸込量} \\ &= \frac{\square \times 10^3}{\square} + \square \times 10^3 = \square \div \square \text{ l/min} = \square \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

上記から、ほう酸水注入ポンプの容量は上記を上回るものとし、 $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

【設定根拠】(続き)

2. 吐出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入ポンプの吐出圧力は、下記を考慮して決定する。

原子炉圧力	<input type="text"/>	MPa
静水頭	<input type="text"/>	MPa
原子炉底部の下部プレナムに加わる ジェットポンプ吐出圧力	<input type="text"/>	MPa
配管・弁圧力損失	<input type="text"/>	MPa
加速抵抗	<input type="text"/>	MPa
<hr/>		
合計	<input type="text"/>	MPa

上記から、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力は、MPa を上回る MPa 以上とする。

ほう酸水注入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とし、MPa 以上とする。

公称値については、11.04MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用圧力の設定根拠

(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ポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「ほう酸水貯蔵タンク～ほう酸水注入ポンプ」の最高使用圧力と同じ0.93MPaとする。

ほう酸水注入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とし、0.93MPaとする。

(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ポンプの吐出側の最高使用圧力は、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力を上回る圧力とし、11.8MPaとする。

ほう酸水注入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とし、11.8MPaとする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入ポンプの最高使用温度は、主配管「ほう酸水貯蔵タンク～ほう酸水注入ポンプ」の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

ほう酸水注入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とし、66℃とする。

【設定根拠】(続き)

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び吐出圧力を考慮して決定する。

$$P_u = \frac{10^3}{60} \cdot Q \cdot p$$

$$\eta = \frac{P_u}{P} \cdot 100$$

$$P = \frac{10^3 \cdot Q \cdot p}{60 \cdot \eta / 100}$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 1 1 (2002)「往復ポンプ—試験方法」)

P : 軸動力 (kW)

P_u : 水動力 (kW)

Q : 容量 (m³/min) = 0.162

p : 吐出圧力 (MPa) = 11.04 (ピーク値)

η : ポンプ効率 (%)

$$\eta = \eta_m \times \eta_g \times \eta_v \times 10^{-4} = \square \div \square$$

$$\eta_m : \text{ポンプ機械効率 (\%)} = \square$$

$$\eta_g : \text{減速機効率 (\%)} = \square$$

$$\eta_v : \text{ポンプ容積効率 (\%)} = \square$$

$$P = \frac{10^3 \times 0.162 \times 11.04}{60 \times \square / 100} = \square \div 39 \text{ kW}$$

上記から、ほう酸水注入ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として \square kW/個とする。

ほう酸水注入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して使用する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とし、 \square kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

ほう酸水注入ポンプ(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 個を、故障時及び保守点検時による待機除外時を考慮し、合計 2 個設置する。

ほう酸水注入ポンプ(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。

名 称	ほう酸水貯蔵タンク	
容 量	m ³ /個	□以上(23.2)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

・設計基準対象施設

ほう酸水貯蔵タンクは、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貯蔵タンクは、以下の機能を有する。

ほう酸水貯蔵タンクは、運転時の異常な過渡変化時において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、原子炉を未臨界に移行するために設置する。

系統構成は、ほう酸水注入ポンプの水源となるほう酸水貯蔵タンクは重大事故等時において、原子炉圧力容器に注入するために十分な量のほう酸水を貯蔵できる設計とする。

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貯蔵タンクは、以下の機能を有する。

ほう酸水貯蔵タンクは、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原子炉の冷却器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、ほう酸水貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入ポンプによりほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水することで、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。

【設 定 根 拠】（続き）

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）として使用するほう酸水貯蔵タンクは、以下の機能を有する。

ほう酸水貯蔵タンクは、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、ペDESTAL内へ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ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプによりほう酸水注入系等を介してほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注入することで、溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延・防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水貯蔵タンクの容量は、ほう酸水の必要貯蔵量 \square m³*を上回る容量として、タンク内有効容積 \square m³ とタンク内無効容積 \square m³ を考慮し、 \square m³ とする。

ほう酸水貯蔵タンクを重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、 \square m³ 以上とする。

公称値については要求される容量である \square m³ 以上を上回る 23.2m³ 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低温停止に至らせ、その状態を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 16 年 11 月 9 日付平成 16・08・05 原第 32 号にて認可された工事計画のIV-2「制御能力についての計算書」より、実効増倍率 \square 以下にするのに必要なボロン濃度 \square ppm に不完全混合に対する余裕をとった \square 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 $\square \times 10^3$ kg であるため、 $\square \times 10^3 \times \square \times 10^{-6} = \square$ 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 \square wt% であることから、五ほう酸ナトリウムの量に換算すると、必要五ほう酸ナトリウム量は、以下の通りである。

【設定根拠】(続き)

$$\begin{aligned} \text{必要五ほう酸ナトリウム量} &= \boxed{} \times \frac{100}{\boxed{}} \\ &= \boxed{} \div \boxed{} \text{ kg} \end{aligned}$$

また、五ほう酸ナトリウムの設計飽和温度 15°C における溶解度は $\boxed{}$ wt% で、溶液の密度は $\boxed{}$ kg/m³ (27°C) である。したがって、ほう酸水の貯蔵量は、

$$\begin{aligned} \text{貯蔵量} &= \frac{\text{必要五ほう酸ナトリウム量 (kg)}}{\text{五ほう酸ナトリウム飽和溶解度} \times \text{密度 (kg/m}^3\text{)}} \\ &= \frac{\boxed{}}{\boxed{} \times \boxed{}} \\ &= \boxed{} \div \boxed{} \text{ m}^3 \end{aligned}$$

上記から、ほう酸水の必要貯蔵量は $\boxed{}$ m³ とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水貯蔵タンクの最高使用圧力は、ほう酸水貯蔵タンクが開放タンクであるため静水頭とする。

ほう酸水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とし、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水貯蔵タンクの最高使用温度は、ほう酸水貯蔵タンクのヒータの加熱最高温度 43°C を上回るものとし、66°C とする。

ほう酸水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とし、66°C とする。

4. 個数の設定根拠

ほう酸水貯蔵タンクは、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 個設置する。

ほう酸水貯蔵タンクは、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	RV225-1A, B
吹出圧力	MPa	11.8
個数	—	2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>安全弁 RV225-1A, B は、主配管「ほう酸水注入ポンプ～差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）」上に設置する逃がし弁である。</p> <p>安全弁 RV225-1A, B は、設計基準対象施設として主配管「ほう酸水注入ポンプ～差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）」の圧力が、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。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に主配管「ほう酸水注入ポンプ～差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）」の圧力が、設計基準対象施設の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。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する安全弁 RV225-1A, B の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「ほう酸水注入ポンプ～差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）」の最高使用圧力に合わせ、11.8MPa とする。</p> <p>安全弁 RV225-1A, 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設計条件とし、11.8MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>安全弁 RV225-1A, B は、設計基準対象施設として主配管「ほう酸水注入ポンプ～差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）」の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。</p> <p>安全弁 RV225-1A, 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。</p>		




名 称	ほう酸水貯蔵タンク ～ ほう酸水注入ポンプ	
最高使用圧力	MPa	静水頭/0.93
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	89.1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、ほう酸水貯蔵タンクからほう酸水注入ポンプ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、ほう酸水貯蔵タンクのほう酸水をほう酸水注入ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1、P 2、最高使用温度の設定根拠を T 1、外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>ほう酸水注入系主配管の設計仕様を表 2.1-1 ほう酸水注入系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p style="margin-left: 20px;"><u>P 1 : 静水頭</u></p> <p style="margin-left: 20px;">設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、ほう酸水貯蔵タンクの最高使用圧力に合わせて、静水頭とする。</p> <p style="margin-left: 20px;">本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時におけるほう酸水貯蔵タンクの使用圧力に合わせて、静水頭とする。</p> <p style="margin-left: 20px;"><u>P 2 : 0.93MPa</u></p> <p style="margin-left: 20px;">設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 2 は、補給水系の最高使用圧力に合わせて、0.93MPa とする。</p> <p style="margin-left: 20px;">本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における補給水系の使用圧力に合わせて、0.93MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p style="margin-left: 20px;"><u>T 1 : 66℃</u></p> <p style="margin-left: 20px;">設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、ほう酸水貯蔵タンクの最高使用温度に合わせて、66℃とする。</p> <p style="margin-left: 20px;">本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるほう酸水貯蔵タンクの使用温度に合わせて、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、89.1mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	89.1	5.5	80	0.00479	 *		

注記*：ほう酸水注入ポンプの設計流量

名	称	ほう酸水注入ポンプ ～ 差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）
最高使用圧力	MPa	11.8 / 8.62
最高使用温度	℃	66 / 302
外	径	mm
		48.6
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、ほう酸水注入ポンプから差圧検出・ほう酸水注入系配管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、ほう酸水貯蔵タンクのほう酸水をほう酸水注入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。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3, P 4, 最高使用温度の設定根拠を T 1, T 2, 外径の設定根拠を D 2 として下記に示す。</p> <p>ほう酸水注入系主配管の設計仕様を表 2.1-1 ほう酸水注入系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 11.8MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 3 は、ほう酸水注入ポンプの吐出側の最高使用圧力に合わせ、11.8MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時におけるほう酸水注入ポンプの吸込側の使用圧力に合わせ、11.8MPa とする。</p> <p><u>P 4 : 8.62MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 4 は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 66℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、ほう酸水注入ポンプの最高使用温度に合わせ、66℃とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるほう酸水注入ポンプの使用温度に合わせ、66℃とする。

T 2 : 302℃




設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、302℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するほう酸水注入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ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	48.6	5.1	40	0.00116			

注記*：ほう酸水注入ポンプの設計流量




名	称	ほう酸水注入ポンプ出口連絡管
最高使用圧力	MPa	11.8
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	48.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、それぞれのほう酸水注入ポンプから差圧検出・ほう酸水注入系配管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、ほう酸水貯蔵タンクのほう酸水をほう酸水注入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。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 2として下記に示す。</p> <p>ほう酸水注入系主配管の設計仕様を表 2.1-1 ほう酸水注入系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 11.8MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力は、主配管「ほう酸水注入ポンプ～差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）」の最高使用圧力 P 3 に合わせ、11.8MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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「ほう酸水注入ポンプ～差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）」の使用圧力に合わせて、11.8MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、主配管「ほう酸水注入ポンプ～差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）」の最高使用温度 T 1 に合わせ、66℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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「ほう酸水注入ポンプ～差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）」の使用温度に合わせて、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	48.6	5.1	40	0.00116	 *		

注記*：ほう酸水注入ポンプの設計流量

表 2.1-1 ほう酸水注入系主配管

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
ほう酸水貯蔵タンク ～ ほう酸水注入ポンプ	静水頭	P 1	66	T 1	89.1	D 1
					89.1	D 1
	0.93	P 2	66	T 1	89.1	—
					/89.1	
					/89.1	
					89.1	—
					/89.1	
					/—	
	89.1	—				
	/—					
ほう酸水注入ポンプ ～ 差圧検出・ほう酸水注入系 配管 (ティーより N11 ノズ ルまでの外管)	11.8	P 3	66	T 1	48.6	D 2
					49.1	—
					/49.1	
	8.62	P 4	302	T 2	/—	—
					49.1	
					/49.1	
					/49.1	
					48.6	D 2
					49.1	—
					/49.1	
/—						
49.1	—					
/—						
ほう酸水注入ポンプ出口 連絡管	11.8	P 3	66	T 1	48.6	D 2
					49.1	—
					49.1	
					/49.1	—
					/—	

S2 補 VI-1-1-5-4 R0

4. 計測装置

4.1 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

名	称	中性子源領域計装
個	数	4
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 中性子源領域計装は，設計基準対象施設として炉心における中性子束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中性子源領域計装は，以下の機能を有する。 <p>中性子源領域計装は，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。</p> <p>中性子源領域計装の装置の構成，計測範囲等については，VI-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。</p>		
<p>1. 個数の設定根拠</p> <p>中性子源領域計装は，設計基準対象施設として炉心における中性子束密度を計測するために必要な個数であり，当該中性子束密度を計測可能なように4個設置する。</p> <p>中性子源領域計装は，設計基準対象施設として4個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	中間領域計装
個 数	—	8
<p data-bbox="272 398 496 427">【設 定 根 拠】</p> <p data-bbox="272 448 379 477">(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="293 497 539 526">・ 設計基準対象施設 <p data-bbox="284 544 1449 618">中間領域計装は，設計基準対象施設として炉心における中性子束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。</p> <li data-bbox="293 685 564 714">・ 重大事故等対処設備 <p data-bbox="284 732 1468 806">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中間領域計装は，以下の機能を有する。</p> <p data-bbox="284 880 1465 1003">中間領域計装は，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。</p> <p data-bbox="284 1021 1465 1097">中間領域計装の装置の構成，計測範囲等については，VI-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。</p> <p data-bbox="252 1167 509 1196">1. 個数の設定根拠</p> <p data-bbox="284 1214 1465 1288">中間領域計装は，設計基準対象施設として炉心における中性子束密度を計測するために必要な個数であり，当該中性子束密度を計測可能なように8個設置する。</p> <p data-bbox="284 1305 1465 1379">中間領域計装は，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。</p>		

名	称	出力領域計装
個 数	—	93
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 出力領域計装は、設計基準対象施設として炉心における中性子束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計装は、以下の機能を有する。 <p>出力領域計装は、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。</p> <p>出力領域計装の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>出力領域計装は、設計基準対象施設として炉心における中性子束密度を計測するために必要な個数であり、当該中性子束密度を計測可能なように 4 個の検出器で構成される検出器集合体を 31 本設置し、合計 124 個設置する。</p> <p>出力領域計装は、設計基準対象施設として 124 個設置しているもののうち平均出力領域計装に信号を送る 93 個の検出器を重大事故等対処設備として使用する。</p>		

4.2 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

名	称	残留熱除去ポンプ出口圧力
個	数	— 3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 残留熱除去ポンプ出口圧力は、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ポンプ出口圧力は、以下の機能を有する。 <p>残留熱除去ポンプ出口圧力は、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。</p> <p>残留熱除去ポンプ出口圧力の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>残留熱除去ポンプ出口圧力は、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、各系統の当該圧力を計測可能なように各1個とし、合計3個設置する。</p> <p>残留熱除去ポンプ出口圧力は、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。</p>		

名	称	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
個	数	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力は、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低圧炉心スプレイポンプ出口圧力は、以下の機能を有する。 <p>低圧炉心スプレイポンプ出口圧力は、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。</p> <p>低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力は、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1個設置する。 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	残留熱除去系熱交換器入口温度
個	数	—
		2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 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。 <p>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。</p> <p>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、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>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、各系統の当該温度を計測可能なように各1個とし、合計2個設置する。</p> <p>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2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	残留熱除去系熱交換器出口温度
個	数	— 2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 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。 <p>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。</p> <p>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、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>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、各系統の当該温度を計測可能なように各1個とし、合計2個設置する。</p> <p>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2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	残留熱除去ポンプ出口流量
個	数	— 3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 残留熱除去ポンプ出口流量は、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ポンプ出口流量は、以下の機能を有する。 <p>残留熱除去ポンプ出口流量は、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。</p> <p>残留熱除去ポンプ出口流量の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠 残留熱除去ポンプ出口流量は、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、各系統の当該流量を計測可能なように各1個とし、合計3個設置する。</p> <p>残留熱除去ポンプ出口流量は、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。</p>		

名	称	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量は、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ポンプ出口流量は、以下の機能を有する。 <p>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量は、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。</p> <p>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量は、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。</p> <p>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量は、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。</p>		

名	称	高圧炉心スプレイポンプ出口流量
個	数	—
		1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 高圧炉心スプレイポンプ出口流量は、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スプレイポンプ出口流量は、以下の機能を有する。 <p>高圧炉心スプレイポンプ出口流量は、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。</p> <p>高圧炉心スプレイポンプ出口流量の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>高圧炉心スプレイポンプ出口流量は、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。</p> <p>高圧炉心スプレイポンプ出口流量は、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。</p>		

名	称	低圧炉心スプレイポンプ出口流量
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 低圧炉心スプレイポンプ出口流量は、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低圧炉心スプレイポンプ出口流量は、以下の機能を有する。 <p>低圧炉心スプレイポンプ出口流量は、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。</p> <p>低圧炉心スプレイポンプ出口流量の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>低圧炉心スプレイポンプ出口流量は、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。</p> <p>低圧炉心スプレイポンプ出口流量は、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。</p>		

名	称	高压原子炉代替注水流量
個	数	— 1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する高压原子炉代替注水流量は、以下の機能を有する。</p> <p>高压原子炉代替注水流量は、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。</p> <p>高压原子炉代替注水流量の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>高压原子炉代替注水流量は、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。</p>		

名	称	代替注水流量（常設）
個	数	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する代替注水流量（常設）は、以下の機能を有する。</p> <p>代替注水流量（常設）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。</p> <p>代替注水流量（常設）の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>代替注水流量（常設）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。</p>		

名	称	低圧原子炉代替注水流量
個 数	—	2
<p data-bbox="284 394 512 425">【設 定 根 拠】</p> <p data-bbox="284 443 392 474">(概 要)</p> <ul data-bbox="304 492 579 524" style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p data-bbox="296 539 1441 618">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低圧原子炉代替注水流量は、以下の機能を有する。</p> <p data-bbox="296 683 1441 857">低圧原子炉代替注水流量は、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。</p> <p data-bbox="296 875 1469 954">低圧原子炉代替注水流量の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p data-bbox="268 1019 523 1050">1. 個数の設定根拠</p> <p data-bbox="296 1066 1469 1144">低圧原子炉代替注水流量は、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2個設置する。</p>		

名	称	低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）
個 数	—	2
<p data-bbox="284 394 512 427">【設 定 根 拠】</p> <p data-bbox="284 441 395 474">(概 要)</p> <ul data-bbox="304 490 580 524" style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p data-bbox="296 537 1441 618">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低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）は、以下の機能を有する。</p> <p data-bbox="296 680 1441 857">低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）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。</p> <p data-bbox="296 873 1441 954">低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p data-bbox="268 1016 525 1050">1. 個数の設定根拠</p> <p data-bbox="296 1064 1469 1144">低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）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2個設置する。</p>		

名	称	残留熱代替除去系原子炉注水流量
個	数	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に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代替除去系原子炉注水流量は、以下の機能を有する。</p> <p>残留熱代替除去系原子炉注水流量は、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。</p> <p>残留熱代替除去系原子炉注水流量の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>残留熱代替除去系原子炉注水流量は、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。</p>		

4.3 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

名	称	原子炉圧力
個	数	— 2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 原子炉圧力は、設計基準対象施設として原子炉压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。 <p>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。</p> <p>原子炉圧力の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>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8個設置する。</p> <p>原子炉圧力は、設計基準対象施設として8個設置しているもののうち2個を重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	原子炉圧力 (S A)
個	数	1
<p data-bbox="284 394 512 427">【設 定 根 拠】</p> <p data-bbox="284 441 395 474">(概 要)</p> <ul data-bbox="304 490 580 524" style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p data-bbox="296 537 1469 618">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 (S A) は、以下の機能を有する。</p> <p data-bbox="296 680 1469 857">原子炉圧力 (S A) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のもを含む。) 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。</p> <p data-bbox="296 873 1469 954">原子炉圧力 (S A) の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p data-bbox="268 1016 525 1050">1. 個数の設定根拠</p> <p data-bbox="296 1064 1469 1144">原子炉圧力 (S A) 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 個を設置する。</p>		

名	称	原子炉水位（広帯域）
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 原子炉水位（広帯域）は，設計基準対象施設として原子炉压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。 <p>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。</p> <p>原子炉水位（広帯域）の装置の構成，計測範囲等については，VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>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18個設置する。</p> <p>原子炉水位（広帯域）は，設計基準対象施設として18個設置しているもののうち2個を重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	原子炉水位（燃料域）
個	数	—
		2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 原子炉水位（燃料域）は、設計基準対象施設として原子炉压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。 <p>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。</p> <p>原子炉水位（燃料域）の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠 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。</p> <p>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。</p>		

名	称	原子炉水位 (S A)
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に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 (S A) は、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉水位 (S A) 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。</p> <p>原子炉水位 (S A) の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>原子炉水位 (S A) 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。</p>		

4.4 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	称	ドライウエル圧力（S A）
個	数	— 2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に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エル圧力（S A）は，以下の機能を有する。</p> <p>ドライウエル圧力（S A）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。</p> <p>ドライウエル圧力（S A）の装置の構成，計測範囲等については，VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>ドライウエル圧力（S A）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2個設置する。</p>		

名	称	サプレッションチェンバ圧力 (S A)
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に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圧力 (S A) は、以下の機能を有する。</p> <p>サプレッションチェンバ圧力 (S A) 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。</p> <p>サプレッションチェンバ圧力 (S A) の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>サプレッションチェンバ圧力 (S A) 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2個設置する。</p>		

名	称	ドライウエル温度 (S A)
個 数	—	7
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に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エル温度 (S A) は、以下の機能を有する。</p> <p>ドライウエル温度 (S A) 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。</p> <p>ドライウエル温度 (S A) の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>ドライウエル温度 (S A) 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7個設置する。</p>		

名	称	ペDESTAL温度 (SA)
個	数	—
		2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するペDESTAL温度 (SA) は、以下の機能を有する。</p> <p>ペDESTAL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。</p> <p>ペDESTAL温度 (SA) の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>ペDESTAL温度 (SA) 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2個設置する。</p>		

名	称	ペDESTAL水温度 (SA)
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するペDESTAL水温度 (SA) は、以下の機能を有する。</p> <p>ペDESTAL水温度 (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。</p> <p>ペDESTAL水温度 (SA) の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>ペDESTAL水温度 (SA) 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2個設置する。</p>		

名	称	サプレッションチェンバ温度 (S A)
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に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温度 (S A) は、以下の機能を有する。</p> <p>サプレッションチェンバ温度 (S A) 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。</p> <p>サプレッションチェンバ温度 (S A) の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>サプレッションチェンバ温度 (S A) 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2個設置する。</p>		

名	称	サプレッションプール水温度 (S A)
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に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プール水温度 (S A) は、以下の機能を有する。</p> <p>サプレッションプール水温度 (S A) 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。</p> <p>サプレッションプール水温度 (S A) の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>サプレッションプール水温度 (S A) 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2個設置する。</p>		

名	称	格納容器酸素濃度
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 格納容器酸素濃度は、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酸素濃度は、以下の機能を有する。 <p>格納容器酸素濃度は、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。</p> <p>また、格納容器酸素濃度は、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。</p> <p>格納容器酸素濃度の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>格納容器酸素濃度は、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。</p> <p>格納容器酸素濃度は、設計基準対象施設として2個設置しているもののうち1個を重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	格納容器酸素濃度 (S A)
個	数	— 1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に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酸素濃度 (S A) は、以下の機能を有する。</p> <p>格納容器酸素濃度 (S A) は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器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。</p> <p>また、格納容器酸素濃度 (S A) 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。</p> <p>格納容器酸素濃度 (S A) の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>格納容器酸素濃度 (S A) は、重大事故等対処設備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 1 個を設置する。</p>		

名	称	格納容器水素濃度
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 格納容器水素濃度は、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水素濃度は、以下の機能を有する。 <p>格納容器水素濃度は、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。</p> <p>また、格納容器水素濃度は、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。</p> <p>格納容器水素濃度の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>格納容器水素濃度は、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。</p> <p>格納容器水素濃度は、設計基準対象施設として2個設置しているもののうち1個を重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	格納容器水素濃度 (S A)
個	数	— 1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に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水素濃度 (S A) は、以下の機能を有する。</p> <p>格納容器水素濃度 (S A) は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器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。</p> <p>また、格納容器水素濃度 (S A) 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。</p> <p>格納容器水素濃度 (S A) の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>格納容器水素濃度 (S A) は、重大事故等対処設備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 1 個を設置する。</p>		

4.5 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

名	称	低圧原子炉代替注水槽水位
個	数	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用する低圧原子炉代替注水槽水位は、以下の機能を有する。</p> <p>低圧原子炉代替注水槽水位は、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。</p> <p>低圧原子炉代替注水槽水位の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>低圧原子炉代替注水槽水位は、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。</p>		

4.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

名	称	格納容器代替スプレイ流量
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に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代替スプレイ流量は、以下の機能を有する。</p> <p>格納容器代替スプレイ流量は、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。</p> <p>格納容器代替スプレイ流量の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>格納容器代替スプレイ流量は、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2個設置する。</p>		

名	称	ペDESTAL代替注水流量
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するペDESTAL代替注水流量は、以下の機能を有する。</p> <p>ペDESTAL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。</p> <p>ペDESTAL代替注水流量の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>ペDESTAL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2個設置する。</p>		

名	称	ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）は、以下の機能を有する。</p> <p>ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）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。</p> <p>ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）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2個設置する。</p>		

名	称	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に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代替除去系格納容器スプレイ流量は、以下の機能を有する。</p> <p>残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量は、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。</p> <p>残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量は、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。</p>		

4.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

名	称	ドライウエル水位
個	数	— 3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に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エル水位は、以下の機能を有する。</p> <p>ドライウエル水位は、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。</p> <p>ドライウエル水位の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>ドライウエル水位は、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原子炉格納容器床面から-3.0m, -1.0m, +0.9m の各高さ1個ずつ設置し、合計3個設置する。</p>		

名	称	サプレッションプール水位 (S A)
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に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プール水位 (S A) は、以下の機能を有する。</p> <p>サプレッションプール水位 (S A) 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。</p> <p>サプレッションプール水位 (S A) の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>サプレッションプール水位 (S A) 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。</p>		

名	称	ペDESTAL水位
個	数	4
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち計測装置として使用するペDESTAL水位は、以下の機能を有する。</p> <p>ペDESTAL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。</p> <p>ペDESTAL水位の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>ペDESTAL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コリウムシールド上表面から+0.1m, +1.2m の各高さに1個ずつ、+2.4mの高さに2個設置し、合計4個設置する。</p>		

4.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

名	称	原子炉建物水素濃度
個 数	—	7
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に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物水素濃度は、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉建物水素濃度は、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物等の損傷を防止するために必要な設備として設置する。</p> <p>原子炉建物水素濃度は、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。</p> <p>原子炉建物水素濃度の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>原子炉建物水素濃度は、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物4階の壁面及び天井付近に位置的分散を考慮した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物2階に1個、1階に2個、地下1階に1個、非常用ガス処理系吸込配管近傍に1個設置し、合計7個を設置する。</p>		

5. 制御用空気設備

5.1 逃がし安全弁窒素ガス供給系

名 称	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ	
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	℃	40
個 数	—	15 (予備 15)

【設 定 根 拠】

(概 要)

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（逃がし安全弁窒素ガス供給系）として使用する逃がし安全弁用窒素ガスボンベは、以下の機能を有する。

逃がし安全弁用窒素ガスボンベは、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、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし安全弁逃がし弁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、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. 容量の設定根拠

逃がし安全弁用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。このため、本ボンベの容量は一般汎用型の窒素ボンベの標準容量 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. 最高使用圧力の設定根拠

逃がし安全弁用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. 最高使用温度の設定根拠

逃がし安全弁用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. 個数の設定根拠

逃がし安全弁用窒素ガスボンベの保有数は、1 セット 15 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 15 個を加え、15 個（予備 15 個）を保管する。

注記*：重大事故等時に使用する逃がし安全弁用窒素ガスポンベの必要数は、事故発生から原子炉隔離時冷却ポンプが8時間運転している間に逃がし弁機能による動作に必要な窒素ガス量及び逃がし安全弁6個を7日間開保持するために必要な窒素ガス量を上回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逃がし弁機能を動作するための消費量 $= \square \text{ m}^3 [\text{normal}]$

②逃がし安全弁6個を7日間開保持するための消費量 $= \square \text{ m}^3 [\text{normal}]$

2. 逃がし安全弁用窒素ガスポンベによる供給量

m1：逃がし弁機能を動作するためのポンベ個数

m2：逃がし安全弁6個を7日間開保持するためのポンベ個数

Q1：逃がし弁機能を動作するための窒素ガス消費量： $\square \text{ m}^3 [\text{normal}]$

Q2：逃がし安全弁6個を7日間開保持するための窒素ガス消費量： $\square \text{ m}^3 [\text{normal}]$

P1：窒素ガスポンベ初期圧力：14.7 [MPa]

P2：窒素ガスポンベ必要圧力： \square [MPa]

Pa：大気圧：0.101325 [MPa]

V：ポンベ容量：46.7 [ℓ/個]

①原子炉隔離時冷却ポンプが運転している間の逃がし弁機能を動作するためのポンベ個数

$$\begin{aligned} m1 &= Q1 \div \{ (P1 + Pa) - (P2 + Pa) \} \times Pa \div V \times 1000 \\ &= \square \div \{ (14.7 + 0.101325) - (\square + 0.101325) \} \times 0.101325 \div 46.7 \times 1000 \\ &= \square \div \square [\text{個}] \end{aligned}$$

②逃がし安全弁6個を7日間開保持するためのポンベ個数

$$\begin{aligned} m2 &= Q2 \div \{ (P1 + Pa) - (P2 + Pa) \} \times Pa \div V \times 1000 \\ &= \square \div \{ (14.7 + 0.101325) - (\square + 0.101325) \} \times 0.101325 \div 46.7 \times 1000 \\ &= \square \div \square [\text{個}] \end{aligned}$$

③必要ポンベの個数

$$m1 + m2 = \square + \square = \square \div \square [\text{個}]$$

以上より、必要ポンベ個数は15個である。

名	称	RV227-1A, B
吹出圧力	MPa	1.77
個数	—	2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>安全弁 RV227-1A, B は、主配管「窒素ガスポンベ連結管接続口～逃がし安全弁窒素ガス供給装置出口ライン合流部」上に設置する逃がし弁である。</p> <p>安全弁 RV227-1A, B は、設計基準対象施設として主配管「窒素ガスポンベ連結管接続口～逃がし安全弁窒素ガス供給装置出口ライン合流部」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。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に主配管「窒素ガスポンベ連結管接続口～逃がし安全弁窒素ガス供給装置出口ライン合流部」の圧力が、設計基準対象施設の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。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する安全弁 RV227-1A, B の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「窒素ガスポンベ連結管接続口～逃がし安全弁窒素ガス供給装置出口ライン合流部」の最高使用圧力に合わせ、1.77MPa とする。</p> <p>安全弁 RV227-1A, 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設計条件とし、1.77MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>安全弁 RV227-1A, B は、設計基準対象施設として主配管「窒素ガスポンベ連結管接続口～逃がし安全弁窒素ガス供給装置出口ライン合流部」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。</p> <p>安全弁 RV227-1A, 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。</p>		

名	称	窒素ガスボンベ連結管接続口 ～ 逃がし安全弁窒素ガス供給装置出口ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	14.7 / 1.77	
最高使用温度	℃	66	
外	径	mm	19.6 / 34.0 / 60.5
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、窒素ガスボンベ連結管接続口から逃がし安全弁窒素ガス供給装置出口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、P 2、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1、D 2、D 3、F 1として下記に示す。</p> <p>逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様を表 4.1-1 逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 14.7MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合は、窒素ガスボンベの最高使用圧力に合わせ、14.7MPa とする。</p> <p><u>P 2 : 1.77MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合は、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に合わせ、1.77MPa とする。</p>			

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 66°C

本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉格納容器外の最高雰囲気温度に合わせ、66°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 1 : 34.0mm

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逃がし安全弁の逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために、電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管外径とし、34.0mmを選定している。

D 2 : 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逃がし安全弁の逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために、電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管外径とし、60.5mmを選定している。

D 3 : 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逃がし安全弁の逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために、電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管外径とし、60.5mmを選定している。

(2) 継手

F 1 : 19.6mm

本主配管の外径は、JIS B 8246 高圧ガス容器用弁に規定されるウィットネジ(W22-山 14)と接続するため、19.6mmとする。

名	称	窒素ガス制御供給ライン合流部及び逃がし安全弁窒素ガス供給装置出口ライン合流部 ～ 弁 MV227-3
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、窒素ガス制御供給ライン合流部及び逃がし安全弁窒素ガス供給装置出口ライン合流部から弁MV227-3までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 3として下記に示す。</p> <p>逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様を表 4.1-1 逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 1.77MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、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に合わせ、1.77MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.77MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T 2は、原子炉格納容器外の最高雰囲気温度に合わせ、66℃とする。</p> <p>本主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設計条件とし、66℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 3 : 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逃がし安全弁の逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために，電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管外径を基に設定しており，重大事故等時に使用する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。

名 称		弁 MV227-3 ～ 弁 V227-6
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171(200)
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、弁MV227-3から弁V227-6までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 3，外径の設定根拠を D 3 として下記に示す。</p> <p>逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様を表4.1-1 逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 1.77MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 3 は、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に合わせ、1.77MPaとする。</p> <p>本主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設計条件とし、1.77MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 3 : 171(200)℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 3 は、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に合わせ、171℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 3 : 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逃がし安全弁の逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために，電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管外径を基に設定しており，重大事故等時に使用する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。

名 称	弁 V227-6 ～ 弁 V202-12A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M	
最高使用圧力	MPa	1.77(2.20)
最高使用温度	℃	171(200)
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、弁V227-6から弁V202-12A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, Mまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 4、最高使用温度の設定根拠をT 3、外径の設定根拠をD 3として下記に示す。</p> <p>逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様を表4.1-1 逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 4 : 1.77(2.20)MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 4は、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に合わせ、1.77MPaとする。</p> <p>本主配管を重大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 MPaを上回る2.20MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 3 : 171(200)℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T 3は、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に合わせ、171℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 3 : 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逃がし安全弁の逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために，電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管外径を基に設定しており，重大事故等時に使用する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。

名 称		弁 V202-12A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M ～ 窒素ガス供給ライン逃がし安全弁逃がし弁機能側合流部
最高使用圧力	MPa	1.77(2.20)
最高使用温度	℃	171(200)
外 径	mm	60.5 / 57.0 / 42.7
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、弁V202-12A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, Mから窒素ガス供給ライン逃がし安全弁逃がし弁機能側合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 4、最高使用温度の設定根拠をT 3、外径の設定根拠をD 3、D 4、F 2として下記に示す。</p> <p>逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様を表4.1-1 逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 4 : 1.77(2.20)MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 4は、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に合わせ、1.77MPaとする。</p> <p>本主配管を重大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 <input type="text"/> MPaを上回る2.20MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 3 : 171(200)℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T 3は、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に合わせ、171℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

D 3 : 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逃がし安全弁の逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために，電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管外径を基に設定しており，重大事故等時に使用する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。

D 4 : 42.7mm

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逃がし安全弁の逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために，電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管外径を基に設定しており，重大事故等時に使用する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，42.7mm とする。

(2) 継手

F 2 : 57.0mm

アダプターの小径端外径。接続する管の仕様及び強度を満足する外径とする。

表 4.1-1 逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様表 (その1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
	逃がし安全弁窒素ガス供給系	窒素ガスポンベ連結管接続口 ～ 逃がし安全弁窒素ガス供給装置 出口ライン合流部	14.7*	P 1	66*	T 1	19.6
34.0							D 1
60.5 /60.5 /34.0							—
60.5							D 2
60.5							—
61.1							—
61.1 /61.1 /61.1							—
61.1 /61.1 /—							—
34.5							—
60.5							D 3
窒素ガス制御供給ライン合流部 及び逃がし安全弁窒素ガス 供給装置出口ライン合流部 ～ 弁 MV227-3		1.77*	P 2	66*	T 1	61.1	—
						61.1	—
						61.1 /61.1 /—	—
						61.1 /61.1 /61.1	—
窒素ガス制御供給ライン合流部 及び逃がし安全弁窒素ガス 供給装置出口ライン合流部 ～ 弁 MV227-3	1.77	P 3	66	T 2	61.1	—	
					60.5	D 3	
					61.1	—	
					61.1 /61.1 /61.1	—	
					61.1 /61.1 /—	—	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 4.1-1 逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様表 (その2)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
逃がし安全弁窒素ガス供給系	弁 MV227-3 ～ 弁 V227-6	1.77	P 3	171 (200*)	T 3	60.5	D 3
	61.1 /61.1 /-					—	
	弁 V227-6 ～ 弁 V202-12A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M	1.77 (2.20*)	P 4	171 (200*)	T 3	60.5	D 3
	61.1					—	
	61.1 /61.1 /-					—	
	61.1 /61.1 /61.1					—	
	弁 V202-12A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M ～ 窒素ガス供給ライン逃がし 安全弁逃がし弁機能側合流 部	1.77 (2.20*)	P 4	171 (200*)	T 3	60.5	D 3
	61.1					—	
	60.5					D 3	
	57.0					F 2	
	42.7					D 4	
	42.7					D 4	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

名 称		窒素ガスボンベ連結管 ～ 窒素ガスボンベ接続口
最高使用圧力	MPa	14.7
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	6.35
個 数	—	15 (予備 15)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様を表 4.1-2 逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 14.7MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は, 窒素ガスボンベの最高使用圧力に合わせ, 14.7MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合は, 重大事故等時における窒素ガスボンベの使用圧力に合わせ, 14.7MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 高圧ガス保安法に基づき 40℃ とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合は, 高圧ガス保安法に基づき 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D 1 : 6.35mm</u></p> <p>本主配管の外径はメーカー標準であり, かつ十分な強度があることを確認した 6.35mm とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

本配管は，設計基準対象施設として逃がし安全弁用窒素ガスボンベと同じ個数である 15 個（予備 15 個）を設置する。

本配管は，設計基準対象施設として 15 個（予備 15 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。

表 4.1-2 逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
逃 が し 安 全 弁 窒 素 ガ ス 供 給 系	窒素ガスボンベ連結管 ～	14.7*	P 1	40*	T 1	6.35	D 1
	窒素ガスボンベ接続口						

注記*：重大事故等時における使用時の値

VI-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)

目 次

1. 概要	1
2. 気体，液体又は固体廃棄物処理設備	2
2.1 排気筒	2
2.3.6 サイトバンカ設備	3

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	称	排気筒
個 数	—	空調換気系用：1，非常用ガス処理系用：1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 排気筒は，設計基準対象施設として非常用ガス処理系，空調換気系及び気体廃棄物処理系からの排気を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格納施設のうち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）として使用する排気筒（非常用ガス処理系用）は以下の機能を有する。 <p>排気筒（非常用ガス処理系用）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。</p> <p>系統構成は，非常用ガス処理系排風機によって原子炉建物原子炉棟（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前置ガス処理装置フィルタ及び非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタを通して，排気筒（非常用ガス処理系用）から放出できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>排気筒は，設計基準対象施設として非常用ガス処理系，空調換気系及び気体廃棄物処理系からの排気を大気に放出するために必要な個数である排気筒（非常用ガス処理系用）及び排気筒（空調換気系用）それぞれ1個ずつ設置する。</p> <p>排気筒（非常用ガス処理系用）は，設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

2.3.6 サイトバンカ設備

名 称		床ドレンサンプポンプ出口ライン合流部 ～ タービン建物床ドレンサンプ移送ライン合流部 (1号機設備, 1, 2, 3号機共用)
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	60 / 66
外 径	mm	48.6
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>本主配管は、床ドレンサンプポンプ出口ライン合流部からタービン建物床ドレンサンプ移送ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設としてサイトバンカ建物機器ドレンサンプタンク又は床ドレンサンプタンクに貯留された廃液を機器ドレンサンプポンプ又は床ドレンサンプポンプにより床ドレン化学廃液系床ドレンタンクへ移送するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、T2、外径の設定根拠をD1、D2として下記に示す。</p> <p>サイトバンカ設備主配管の設計仕様を表 2.4-1 サイトバンカ設備主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P1は、機器ドレンサンプポンプ又は床ドレンサンプポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 60℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T1は、サイトバンカ建物機器ドレンサンプタンク又は床ドレンサンプタンクの最高使用温度に合わせ、60℃とする。</p> <p><u>T2 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T2は、タービン建物逆洗水ポンプ室床ドレンサンプタンク及びタービン建物配管室床ドレンサンプタンクの最高使用温度に合わせ、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

サイトバンカ設備主配管の外径は、先行BWRプラント実績に基づき定めた基準流速を目安として、当該配管の設計流速における流量より決定する。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	基準流速 (m/s)
D 1	48.6	3.7	40	0.00133	6	1.3	~3.5*
D 2	48.6	3.5	40	0.00136	6	1.2	~3.5*
D 3	48.6	5.1	40	0.00116	6	1.4	~3.5*

注記*：通水頻度が年に一度以下の配管を対象とし、管内最高流速の1.5倍まで許容する。

表 2.4-1 サイトバンカ設備主配管の設計仕様表

名称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
床ドレンサンプポンプ出口ライン合流部 ～ タービン建物床ドレンサンプ移送ライン合流部	0.98	P 1	60	T 1	48.6	D 1
					48.6	D 1
					48.6	D 1
					48.6	D 2 , D 3
			48.6	D 3		
			66	T 2	48.6	D 1

VI-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 中央制御室空調換気系	14
3.2 中央制御室空気供給系	41
3.3 緊急時対策所換気空調系	50

1. 概要

本説明書は、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	称	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）	
個	数	—	2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）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雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）は、以下の機能を有する。 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）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。 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。 <p>1. 個数の設定根拠 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）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。 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>			

名	称	格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）
個	数	— 2
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）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。</p> 重大事故等対処設備 <p>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雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）は、以下の機能を有する。</p> <p>格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）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。</p> <p>格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）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。</p> <p>格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）
個	数	1
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に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第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）は、以下の機能を有する。</p> <p>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）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。</p> <p>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）は、重大事故等対処設備として1個設置する。</p>		

名	称	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）
個	数	— 2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に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第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）は、以下の機能を有する。</p> <p>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）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。</p> <p>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p>		
<p>1. 個数の設定根拠</p> <p>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）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。</p>		

2.2 エリアモニタリング設備

名	称	可搬式エリア放射線モニタ
個	数	—
		1 (予備 1)
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>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式エリア放射線モニタは、以下の機能を有する。</p> <p>可搬式エリア放射線モニタは、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。</p> <p>可搬式エリア放射線モニタは、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。</p> <p>可搬式エリア放射線モニタの装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>可搬式エリア放射線モニタの保有数は、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。</p>		

名	称	燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）
個	数	—
		1
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>・重大事故等対処設備</p> <p>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燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）は、以下の機能を有する。</p> <p>燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（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。</p> <p>また、燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）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低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>また、燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（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。</p> <p>燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）は、重大事故等対処設備として1個設置する。</p>		

名	称	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）
個	数	—
		1
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に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燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）は、以下の機能を有する。</p> <p>燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（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。</p> <p>また、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）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低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>また、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（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。</p> <p>燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）の装置の構成、計測範囲等については、VI-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。</p>		
<p>1. 個数の設定根拠</p> <p>燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）は、重大事故等対処設備として1個設置する。</p>		

2.3 移動式周辺モニタリング設備

名	称	可搬式モニタリングポスト
個	数	—
		10 (予備 2)
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>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式モニタリングポストは、以下の機能を有する。</p> <p>可搬式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所敷地境界付近、発電所海側及び緊急時対策所付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために設置する。</p> <p>可搬式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、VI-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。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>可搬式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10台（モニタリングポストが機能喪失しても代替し得る台数として6台、発電所海側の放射線量の測定が可能な台数として3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2台（うち1台は緊急時対策所の加圧判断用と兼用する。）の合計12台を保管する。</p>		

名	称	GM汚染サーベイメータ
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。

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、VI-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. 個数の設定根拠

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	称	N a I シンチレーションサーベイメータ
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 N a I 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。

N a I 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。

N a I 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、VI-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. 個数の設定根拠

N a I 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。

名	称	$\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータ
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放射線管理用計測装置として使用する $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータは、以下の機能を有する。

$\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータは、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。

$\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータの装置の構成、計測範囲等については、VI-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. 個数の設定根拠

$\alpha \cdot \beta$ 線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	称	電離箱サーベイメータ
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、VI-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. 個数の設定根拠

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。

3. 換気設備

3.1 中央制御室空調換気系

名 称		外気取入口 ～ 中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ 入口ライン分岐部
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.001 (差圧) / 0.003 (差圧)
最 高 使 用 温 度	℃	40
外 径	mm	5106.4×1406.4 / 1406.4×806.4 / 806.4×806.4 / 906.4 / 901.6 / 902.0 / 1101.6×1001.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ダクトは、外気取入口から中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ入口ライン分岐部を接続するダクトであり、重大事故等対処設備として中央制御室に空気を供給するために設置する。</p> <p>本ダクトの最高使用圧力の設定根拠をP 1, P 2, 最高使用温度の設定根拠をT 1, 外径の設定根拠をD 1～D 7として以下に示す。</p> <p>中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様を表2.1-1 中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.001MPa (差圧)</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本ダクトの最高使用圧力P 1は、経路内の圧力損失を考慮し、0.001MPaとする。</p> <p><u>P 2 : 0.003MPa (差圧)</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本ダクトの最高使用圧力P 2は、経路内の圧力損失を考慮し、0.003MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本ダクトの最高使用温度T 1は、重大事故等時の本ダクトが敷設されているエリアの最高温度に合わせ、40℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の外径は、外気取入口から供給される外気は空気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの実績に基づく標準流速を目安に選定し、5106.4×1406.4mm, 1406.4×806.4 mm, 806.4×806.4mm, 906.4mm, 901.6mm, 902.0mm, 1101.6×1001.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	流路 面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準 流速 (m/s)
D 1	5106.4×1406.4	3.2	7.14000	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 2	1406.4×806.4	3.2	1.12000	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 3	806.4×806.4	3.2	0.64000	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 4	906.4	3.2	0.63617	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 5	901.6	0.8	0.63617	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 6	902.0	1.0	0.63617	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 7	1101.6×1001.6	0.8	1.10000	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>

名 称	中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ 入口ライン分岐部 ～ 中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ	
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.003 (差圧)
最 高 使 用 温 度	℃	40
外 径	mm	1001.6×901.6／1101.6×1001.6／ 901.6／902.0／3002.4×802.4

【設 定 根 拠】

(概 要)

本ダクトは、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ入口ライン分岐部から中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを接続するダクトであり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として中央制御室に空気を供給するために設置する。

本ダクトの最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 8～D 1 2として以下に示す。

中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様を表 2.1-1 中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 2 : 0.003MPa (差圧)

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P 2は、中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.003MPa とする。

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時の中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.003MPa とする。

【設 定 根 拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40°C

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T 1は、本ダクトが敷設されているエリアの最高温度に合わせ、40°Cとする。

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、重大事故等時の本ダクトが敷設されているエリアの最高温度に合わせ、40°Cとする。

3. 外径の設定根拠

本ダクト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中央制御室非常用再循環送風機の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する中央制御室非常用再循環送風機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、本ダクトの外径は、先行プラントの実績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、1001.6×901.6mm, 1101.6×1001.6mm, 901.6mm, 902.0mm, 3002.4×802.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	流路 面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 8	1001.6×901.6	0.8	0.90000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 9	1101.6×1001.6	0.8	1.10000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 0	901.6	0.8	0.63617	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 1	902.0	1.0	0.63617	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 2	3002.4×802.4	1.2	2.40000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

名 称		中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ ～ 中央制御室非常用再循環送風機
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.003 (差圧)
最 高 使 用 温 度	℃	40
外 径	mm	902.0×902.0/1042.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ダクトは、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタから中央制御室非常用再循環送風機を接続するダクトであり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として中央制御室に空気を供給するために設置する。</p> <p>本ダクトの最高使用圧力の設定根拠をP 2、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1 3、D 1 4として以下に示す。</p> <p>中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様を表 2.1-1 中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>P 2 : 0.003MPa (差圧)</u></p> <p>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P 2は、中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.003MPa とする。</p> <p>本ダクトを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時の中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.003MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p style="margin-left: 2em;"><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>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T 1は、本ダクトが敷設されているエリアの最高温度に合わせ、40℃とする。</p> <p>本ダクトを重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、重大事故等時の本ダクトが敷設されているエリアの最高温度に合わせ、40℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

本ダクト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中央制御室非常用再循環送風機の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する中央制御室非常用再循環送風機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、本ダクトの外径は、先行プラントの実績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、902.0×902.0mm, 1042.0mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	流路 面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 3	902.0×902.0	1.0	0.81000	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
D 1 4	1042.0	1.0	0.84949	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>

名 称	中央制御室非常用再循環送風機 ～ 中央制御室送風機	
最高使用圧力	MPa	0.001 (差圧) / 0.003 (差圧)
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	919.6×828.6 / 1201.6×701.6 / 1001.6×901.6 / 1202.0× 702.0 / 1802.0×1302.0 / 1802.4×1302.4 / 2102.4× 1002.4 / 3002.4×1002.4 / 3802.4×1002.4 / 2002.4×1002.4 / 2602.4×1002.4 / 3252.4×1002.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ダクトは、中央制御室非常用再循環送風機から中央制御室送風機を接続するダクトであり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として中央制御室に空気を供給するために設置する。</p> <p>本ダクトの最高使用圧力の設定根拠をP 1，P 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 8，D 1 5～D 2 5として以下に示す。</p> <p>中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様を表 2.1-1 中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.001MPa (差圧)</u></p> <p>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P 1は、中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.001MPa とする。</p> <p>本ダクトを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時の中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.001MPa とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

P 2 : 0.003MPa (差圧)

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P 2は、中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.003MPa とする。

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時の中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.003MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40℃

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T 1は、本ダクトが敷設されているエリアの最高温度に合わせ、40℃とする。

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、重大事故等時の本ダクトが敷設されているエリアの最高温度に合わせ、40℃とする。

【設 定 根 拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

本ダクト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中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機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、本ダクトの外径は、先行プラントの実績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、919.6×828.6mm, 1201.6×701.6mm, 1001.6×901.6mm, 1202.0×702.0mm, 1802.0×1302.0mm, 1802.4×1302.4mm, 2102.4×1002.4mm, 3002.4×1002.4mm, 3802.4×1002.4mm, 2002.4×1002.4mm, 2602.4×1002.4mm, 3252.4×1002.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	流路 面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 8	1001.6×901.6	0.8	0.90000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 5	919.6×828.6	0.8	0.75919	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 6	1201.6×701.6	0.8	0.84000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 7	1202.0×702.0	1.0	0.84000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 8	1802.0×1302.0	1.0	2.34000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 1 9	1802.4×1302.4	1.2	2.34000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2 0	2102.4×1002.4	1.2	2.10000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2 1	3002.4×1002.4	1.2	3.00000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2 2	3802.4×1002.4	1.2	3.80000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2 3	2002.4×1002.4	1.2	2.00000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2 4	2602.4×1002.4	1.2	2.60000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2 5	3252.4×1002.4	1.2	3.25000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

名 称		中央制御室送風機 ～ 中央制御室入口
最高使用圧力	MPa	0.001 (差圧)
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	1602.4×1102.4/1502.4×1502.4/1502.0×1502.0 1502.0×902.0/1502.0×1102.0/1602.0×1602.0 1202.0×1202.0/1201.6×1201.6/1210.6×1210.6 1101.6×701.6/1106.4×706.4/1104.6×704.6
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本ダクトは、中央制御室送風機から中央制御室入口を接続するダクトであり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として中央制御室に空気を供給するために設置する。</p> <p>本ダクトの最高使用圧力の設定根拠をP 1、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 2 6～D 4 1として以下に示す。</p> <p>中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様を表 2.1-1 中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.001MPa (差圧)</u></p> <p>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P 1は、中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.001MPa とする。</p> <p>本ダクトを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時の中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.001MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>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T 1は、本ダクトが敷設されているエリアの最高温度に合わせ、40℃とする。</p> <p>本ダクトを重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、重大事故等時の本ダクトが敷設されているエリアの最高温度に合わせ、40℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

本ダクト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中央制御室送風機の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する中央制御室送風機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、本ダクトの外径は、先行プラントの実績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、1602.4×1102.4mm, 1502.4×1502.4mm, 1502.0×1502.0mm, 1502.0×902.0mm, 1502.0×1102.0mm, 1602.0×1602.0mm, 1202.0×1202.0mm, 1201.6×1201.6mm, 1210.6×1210.6mm, 1101.6×701.6mm, 1106.4×706.4mm, 1104.6×704.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	流路 面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2 6	1602.4×1102.4	1.2	1.76000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2 7	1502.4×1502.4	1.2	2.25000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2 8	1502.0×1502.0	1.0	2.25000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2 9	1502.0×1502.0	1.0	2.25000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3 0	1502.0×902.0	1.0	1.35000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3 1	1502.0×1102.0	1.0	1.65000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3 2	1502.0×1102.0	1.0	1.65000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3 3	1502.0×1102.0	1.0	1.65000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3 4	1602.0×1602.0	1.0	2.56000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3 5	1202.0×1202.0	1.0	1.44000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3 6	1201.6×1201.6	0.8	1.44000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3 7	1210.6×1210.6	2.3	1.45444	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3 8	1201.6×1201.6	0.8	1.44000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3 9	1101.6×701.6	0.8	0.77000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4 0	1106.4×706.4	3.2	0.77000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4 1	1104.6×704.6	2.3	0.77000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

名 称	中央制御室出口 ～ 中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ入口ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	0.001（差圧）／0.003（差圧）
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	1104.6×704.6／1101.6×701.6／1304.6×904.6 1306.4×906.4／1302.0×902.0／1502.0×1502.0 1302.0×1302.0／1310.6×1310.6／1802.0×1002.0 1802.0×1302.0／1002.0×902.0／1001.6×901.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本ダクトは、中央制御室出口から中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ入口ライン分岐部を接続するダクトであり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として中央制御室に空気を供給するために設置する。</p> <p>本ダクトの最高使用圧力の設定根拠をP 1，P 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 8，D 4 2～D 5 6として以下に示す。</p> <p>中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様を表 2.1-1 中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.001MPa（差圧）</u></p> <p>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P 1は、中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.001MPa とする。</p> <p>本ダクトを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時の中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.001MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】(続き)

P 2 : 0.003MPa (差圧)

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 P 2 は、中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.003MPa とする。

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時の中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の設計静圧並びに経路内の圧力損失を考慮し、0.003MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40℃

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 T 1 は、本ダクトが敷設されているエリアの最高温度に合わせ、40℃とする。

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、重大事故等時の本ダクトが敷設されているエリアの最高温度に合わせ、40℃とする。

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

本ダクト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中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する中央制御室非常用再循環送風機及び中央制御室送風機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、本ダクトの外径は、先行プラントの実績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、1104.6×704.6mm, 1101.6×701.6mm, 1304.6×904.6mm, 1306.4×906.4mm, 1302.0×902.0mm, 1502.0×1502.0mm, 1302.0×1302.0mm, 1310.6×1310.6mm, 1802.0×1002.0mm, 1802.0×1302.0mm, 1002.0×902.0mm, 1001.6×901.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	流路 面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 8	1001.6×901.6	0.8	0.90000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4 2	1104.6×704.6	2.3	0.77000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4 3	1101.6×701.6	0.8	0.77000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4 4	1304.6×904.6	2.3	1.17000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4 5	1306.4×906.4	3.2	1.17000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4 6	1302.0×902.0	1.0	1.17000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4 7	1502.0×1502.0	1.0	2.25000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4 8	1502.0×1502.0	1.0	2.25000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 4 9	1302.0×1302.0	1.0	1.69000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 5 0	1302.0×1302.0	1.0	1.69000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 5 1	1310.6×1310.6	2.3	1.70564	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 5 2	1302.0×1302.0	1.0	1.69000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 5 3	1302.0×1302.0	1.0	1.69000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 5 4	1802.0×1002.0	1.0	1.80000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 5 5	1802.0×1302.0	1.0	2.34000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 5 6	1002.0×902.0	1.0	0.90000	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

表 2.1-1 中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様表 (その1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
中央制御室空調換気系 外気取入口 ～ 中央制御室非常用再循環 処理装置フィルタ入口ラ イン分岐部	0.001* (差圧)	P 1	40*	T 1	5106.4 ×1406.4	D 1	
					1406.4 ×806.4	D 2	
					806.4 ×806.4	D 3	
					906.4	D 4	
	0.003* (差圧)	P 2	40*	T 1	906.4	D 4	
					901.6	D 5	
					902.0	D 6	
					1101.6 ×1001.6	D 7	
	中央制御室非常用再循環 処理装置フィルタ入口ラ イン分岐部 ～ 中央制御室非常用再循環 処理装置フィルタ	0.003 (差圧)	P 2	40	T 1	1001.6 ×901.6	D 8
						1101.6 ×1001.6	D 9
901.6						D 1 0	
902.0						D 1 1	
3002.4 ×802.4						D 1 2	
中央制御室非常用再循環 処理装置フィルタ ～ 中央制御室非常用再循環 送風機	0.003 (差圧)	P 2	40	T 1	902.0 ×902.0	D 1 3	
					1042.0	D 1 4	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 2.1-1 中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様表 (その2)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
中央制御室空調換気系	中央制御室非常用再循環送風機 ～ 中央制御室送風機	0.001 (差圧)	P 1	40	T 1	919.6 ×828.6	D 1 5
						1201.6 ×701.6	D 1 6
						1001.6 ×901.6	D 8
						1202.0 ×702.0	D 1 7
		0.003 (差圧)	P 2	40	T 1	1802.0 ×1302.0	D 1 8
						1802.4 ×1302.4	D 1 9
						2102.4 ×1002.4	D 2 0
						3002.4 ×1002.4	D 2 1
	3802.4 ×1002.4					D 2 2	
	2002.4 ×1002.4					D 2 3	
	2602.4 ×1002.4	D 2 4					
			3252.4 ×1002.4	D 2 5			

S2 補 VI-1-1-5-6 R0

表 2.1-1 中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様表 (その3)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
中央制御室送風機 ～ 中央制御室入口	0.001 (差圧)	P 1	40	T 1	1602.4 ×1102.4	D 2 6
					1502.4 ×1502.4	D 2 7
					1502.0 ×1502.0	D 2 8
					1502.0 ×1502.0	D 2 9
					1502.0 ×902.0	D 3 0
					1502.0 ×1102.0	D 3 1
					1502.0 ×1102.0	D 3 2
					1502.0 ×1102.0	D 3 3
					1602.0 ×1602.0	D 3 4
					1202.0 ×1202.0	D 3 5
					1201.6 ×1201.6	D 3 6
					1210.6 ×1210.6	D 3 7
					1201.6 ×1201.6	D 3 8
					1101.6 ×701.6	D 3 9
1106.4 ×706.4	D 4 0					
1104.6 ×704.6	D 4 1					

S2 補 VI-1-1-5-6 R0

中央制御室空調換気系

表 2.1-1 中央制御室空調換気系ダクトの設計仕様表 (その4)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (℃)		外径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
中央制御室出口 ～ 中央制御室非常用再循環 処理装置フィルタ入口ラ イン分岐部	0.001 (差圧)	P 1	40	T 1	1104.6 ×704.6	D 4 2
					1101.6 ×701.6	D 4 3
					1304.6 ×904.6	D 4 4
					1306.4 ×906.4	D 4 5
					1302.0 ×902.0	D 4 6
					1502.0 ×1502.0	D 4 7
					1502.0 ×1502.0	D 4 8
					1302.0 ×1302.0	D 4 9
					1302.0 ×1302.0	D 5 0
					1310.6 ×1310.6	D 5 1
					1302.0 ×1302.0	D 5 2
					1302.0 ×1302.0	D 5 3
					1802.0 ×1002.0	D 5 4
					1802.0 ×1302.0	D 5 5
					1802.0 ×1302.0	D 5 5
0.003 (差圧)	P 2	40	T 1	1002.0 ×902.0	D 5 6	
				1001.6 ×901.6	D 8	

S2 補 VI-1-1-1-5-6 R0

中央制御室空調換気系

名	称	中央制御室送風機
容	量	m ³ /h/個 120000 以上 (120000)
原	動 機 出 力	kW/個 <input type="text"/>
個	数	— 2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>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空調換気系対象区域の換気空調を行うため、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ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。</p> 重大事故等対処施設 <p>重大事故等時に、放射線管理施設のうち換気設備として使用する中央制御室送風機は、以下の機能を有する。</p> <p>中央制御室送風機は、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として設置する。</p> <p>系統構成は、粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ並びに中央制御室非常用再循環送風機からなる非常用ラインを設け、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通した外気を取り込み、中央制御室を正圧化することにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。</p> <p>また、炉心の著しい損傷後に格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出されるブルーム通過時において、中央制御室空調換気系は中央制御室外気取入調節弁 (MV264-1) を閉操作することで、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通る系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室バウンダリを外気から隔離可能な設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>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、中央制御室空調換気系対象各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、中央制御室空調換気系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、その他の区域は 1 回/h で設定している。</p> <p>各区域について、これらを満足する給気量の合計は、120000m³/h となる。</p> <p>以上より、中央制御室送風機の容量は、120000m³/h/個とする。</p> <p>重大事故等時に使用する中央制御室送風機の容量は、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、120000m³/h/個とする。</p> <p>公称値については、要求される容量と同じ 120000m³/h/個とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 原動機出力の設定根拠

中央制御室送風機の前動機出力は、下記の式により、送風機の軸動力を考慮して決定する。

$$L = \frac{L_T}{\eta_T / 100} = \frac{\frac{\kappa}{\kappa - 1} \cdot \frac{P_{T1} \cdot Q_1}{6 \cdot 10^4} \cdot \left\{ \left(\frac{P_{T2}}{P_{T1}} \right)^{\frac{\kappa - 1}{\kappa}} - 1 \right\}}{\eta_T / 100} \dots\dots\dots \frac{P_{S2}}{P_{S1}} > 1.03 \text{ のとき}$$

$$= \frac{\frac{Q_1}{6 \cdot 10^4} \cdot \{ (P_{S2} - P_{S1}) + (p_{d2} - p_{d1}) \}}{\eta_T / 100} \dots\dots\dots \frac{P_{S2}}{P_{S1}} \leq 1.03 \text{ のとき}$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 3 0 (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 = 1.40
- Q₁ : 吸込空気量 (m³/min) = 120000/60
- 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) =
- η_T : 全圧効率 (%) (設計計画値) =

$$\frac{P_{S2}}{P_{S1}} = \frac{\text{}}{\text{}} = \text{} > 1.03 \text{ より}$$

$$L = \frac{\frac{1.40}{1.40 - 1} \times \frac{\text{} \times \left(\frac{120000}{60} \right)}{6 \times 10^4} \times \left\{ \left(\frac{\text{}}{\text{}} \right)^{\frac{1.40 - 1}{1.40}} - 1 \right\}}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記から、中央制御室送風機の前動機出力は、軸動力を上回る出力とし、kW/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 個数の設定根拠

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中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ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、2 個設置する。

中央制御室送風機（原動機含む）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、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	中央制御室非常用再循環送風機	
容 量	m ³ /h/個	32000 以上 (32000)
原 動 機 出 力	kW/個	<input type="text"/>
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>中央制御室非常用再循環送風機は、設計基準対象施設として中央制御室内空気を粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室非常用再循環処理装置フィルタに通し、空気中の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。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に、放射線管理施設のうち換気設備として使用する中央制御室非常用再循環送風機は、以下の機能を有する。</p> <p>中央制御室非常用再循環送風機は、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として設置する。</p> <p>系統構成は、粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ並びに中央制御室非常用再循環送風機からなる非常用ラインを設け、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通した外気を取り込み、中央制御室を正圧化することにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。</p> <p>また、炉心の著しい損傷後に格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出されるブルーム通過時において、中央制御室空調換気系は中央制御室外気取入調節弁 (MV264-1) を閉操作することで、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通る系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室バウンダリを外気から隔離可能な設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する中央制御室非常用再循環送風機の容量は、必要に応じ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7日間で100mSvを下回ることができる容量とする。</p> <p>中央制御室非常用再循環送風機は容量 32000m³/h において、運転員が受ける線量限度が7日間で100mSvを下回ることが可能となる (VI-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、32000m³/h/個とする。</p>		

【設定根拠】 (続き)

重大事故等時において使用する中央制御室非常用再循環送風機の容量は、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、32000m³/h 個とする。公称値については、要求される容量と同じ 32000m³/h/個とする。

2. 原動機出力の設定根拠

中央制御室非常用再循環送風機の原動機出力は、下記の式により、送風機の軸動力を考慮して決定する。

$$L = \frac{L_T}{\eta_T / 100} = \frac{\frac{\kappa}{\kappa - 1} \cdot \frac{P_{T1} \cdot Q_1}{6 \cdot 10^4} \cdot \left\{ \left(\frac{P_{T2}}{P_{T1}} \right)^{\frac{\kappa-1}{\kappa}} - 1 \right\}}{\eta_T / 100} \dots\dots\dots \frac{P_{S2}}{P_{S1}} > 1.03 \text{ のとき}$$

$$= \frac{\frac{Q_1}{6 \cdot 10^4} \cdot \{ (P_{S2} - P_{S1}) + (p_{d2} - p_{d1}) \}}{\eta_T / 100} \dots\dots\dots \frac{P_{S2}}{P_{S1}} \leq 1.03 \text{ のとき}$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 3 0 (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 = 1.40
- Q₁ : 吸込空気量 (m³/min) = 32000/60
- 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) =
- η_T : 全圧効率 (%) (設計計画値) =

$$\frac{P_{S2}}{P_{S1}} = \frac{\text{}}{\text{}} = \text{} \leq 1.03 \text{ より}$$

$$L = \frac{\left(\frac{32000}{60} \right) \times \left\{ \left(\text{} - \text{} \right) + \left(\text{} - \text{} \right) \right\}}{\text{} / 100} = \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW}$$

上記から、中央制御室非常用再循環送風機の原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、 kW/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 個数の設定根拠

中央制御室非常用再循環送風機（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粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室非常用再循環処理装置フィルタに通し、空気中の微粒子及び放射性よう素を除去低減するために、2個設置する。

中央制御室非常用再循環送風機（原動機含む）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、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		中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ		
容 量	—	粒子用高効率フィルタ	チャコールフィルタ	
効 率	単 体	%	99.97 以上 (0.3 μ m 粒子)	96 以上 (相対湿度 70 %以下, 温度 30°C以下において)
	総 合	%	99.9 以上 (0.3 μ m 粒子)	95 以上 (相対湿度 70 %以下, 温度 30°C以下において)
個 数		—	1	
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>中央制御室非常用再循環処理装置フィルタは、中央制御室再循環送風機と同じ容量とし、設計基準対象施設として、中央制御室空調換気系対象各室内の空気中の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。</p> <p>各室からの空気は、中央制御室送風機により循環され、その空気の一部は中央制御室非常用再循環送風機により中央制御室非常用再循環処理装置フィルタに導かれ、粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタで微粒子及び放射性よう素が除去低減される。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に、放射線管理施設のうち換気設備として使用する中央制御室非常用再循環処理装置フィルタは、以下の機能を有する。</p> <p>中央制御室非常用再循環処理装置フィルタは、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として設置する。</p> <p>系統構成は、粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ並びに中央制御室非常用再循環送風機からなる非常用ラインを設け、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通した外気を取り込み、中央制御室を正圧化することにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷後に格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出されるプルーム通過時において、中央制御室空調換気系は中央制御室外気取入調節弁 (MV264-1) を閉操作することで、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通る系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室バウンダリを外気から隔離可能な設計とする。</p> 				

【設 定 根 拠】（続き）

1. 効率の設定根拠

1.1 単体除去効率

a. 粒子用高効率フィルタ

設計基準対象施設として使用する場合の粒子用高効率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」（J I S Z 4 8 1 2-1975）で規定される性能を基に設定し、基準粒子径 $0.3\mu\text{m}$ における単体除去効率が99.97%以上と規定されていることから、99.97%以上（ $0.3\mu\text{m}$ 粒子）とする。

b. チャコールフィルタ

設計基準対象施設として使用する場合のチャコールフィルタの単体除去効率は、チャコールフィルタに要求される総合除去効率を確保するため、米国の REGULATORY GUIDE 1.52（以下「R. G. 1.52」という。）に規定されるよう素除去効率である 95%以上を参考に、供用中の劣化傾向を考慮しても確実に確保できる単体除去効率として、96%以上と設定する。

1.2 総合除去効率

a. 粒子用高効率フィルタ

設計基準対象施設として使用する場合の粒子用高効率フィルタの総合除去効率は、粒子用高効率フィルタを処理装置に装着した使用状態において、粒子用高効率フィルタを通らない空気（バイパスリーク）を考慮した微粒子除去効率として、99.9%（ $0.3\mu\text{m}$ 粒子）と設定する。

b. チャコールフィルタ

設計基準対象施設として使用する場合のチャコールフィルタの総合除去効率は、チャコールフィルタに要求される総合除去効率を確保するため、米国の R. G. 1.52 に規定されるよう素除去効率である 95%以上を参考に、供用中の劣化傾向を考慮しても確実に確保できる総合除去効率を総合的に判断し、95%以上と設定する。

中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを重大事故等時において使用する場合の単体除去効率及び総合除去効率は、設計基準対象施設と同様であるため、以下のとおり設計基準対象施設と同仕様で設計する。

- ・単体除去効率

- 粒子用高効率フィルタ：99.97 以上（ $0.3\mu\text{m}$ 粒子）

- チャコールフィルタ：96 以上（相対湿度70%以下において、温度30℃以下において）

- ・総合除去効率

- 粒子用高効率フィルタ：99.9 以上（ $0.3\mu\text{m}$ 粒子）

- チャコールフィルタ：95 以上（相対湿度70%以下において、温度30℃以下において）

【設定根拠】（続き）

2. 個数の設定根拠

中央制御室非常用再循環処理装置フィルタは、設計基準対象施設として中央制御室及び運転員控室等から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非常用再循環送風機により中央制御室非常用再循環処理装置フィルタに導き、粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタで空気中の微粒子及び放射性よう素を除去低減するために1個設置する。

中央制御室非常用再循環処理装置フィルタは、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、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。

3.2 中央制御室空気供給系

名 称	中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）	
容 量	ℓ/個	50.0 以上（50.0）
最 高 使 用 圧 力	MPa	19.6
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	15（予備 35）

【設 定 根 拠】

（概 要）

重大事故等時に放射線管理施設の換気設備のうち中央制御室待避室設備として使用する中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）は、以下の機能を有する。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）は、炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系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フィルタベント系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、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）から中央制御室待避室内へ空気を送気し正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. 容量の設定根拠

重大事故等時に使用する中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の空気ポンベを使用することから、当該空気ポンベの容量はメーカーで定めた容量である 50ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 50ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）を重大事故等時において使用する場合は、高圧ガス保安法の適合品であるポンベにて実績を有する充填圧力である 19.6MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）を重大事故等時において使用する場合は、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。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）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の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15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=5名
- ・許容二酸化炭素濃度：C=1.0%（鉱山保安法施行規則）
- ・大気二酸化炭素濃度：C₀=0.03%（空気調和・衛生工学便覧）
- ・呼吸による二酸化炭素発生量：M=0.022m³/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=100・M・n/(C-C₀)m³/h（空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素濃度基準の必要換気量）

$$\begin{aligned} Q_1 &= 100 \times 0.022 \times 5 \div (1.0 - 0.03) \\ &= 11.35 \\ &\approx 11.4 \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

② 酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・収容人数：n=5名
- ・吸気酸素濃度：a=20.95%（空気調和・衛生工学便覧）
- ・許容酸素濃度：b=19%（鉱山保安法施行規則）
- ・成人の呼吸量：c=0.48m³/h/人（空気調和・衛生工学便覧の静座時の呼吸量）
- ・乾燥空気換算酸素濃度：d=16.4%（空気調和・衛生工学便覧）
- ・必要換気量：Q₂=c・(a-d)・n/(a-b)m³/h（空気調和・衛生工学便覧の酸素濃度基準の必要換気量）

$$\begin{aligned} Q_2 &= 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 5 \div (20.95 - 19.0) \\ &\approx 5.6 \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

以上より、空気ポンプ正圧化時に、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11.4m³/h以上とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4.2 必要ポンベ個数

中央制御室待避室を 10 時間正圧化する必要最低限のポンベ個数は二酸化炭素濃度基準換気量の $11.4\text{m}^3/\text{h}$ 及びポンベ供給可能空気量 $8.0\text{m}^3/\text{個}$ から下記のとおり 15 個となる。

- ・ポンベ初期充填圧力：19.6MPa
- ・ポンベ内容積：50ℓ
- ・ポンベ供給可能空気量： $8\text{m}^3/\text{個}$

$$\begin{aligned}\text{必要ポンベ個数} &= 11.4\text{m}^3/\text{h} \times 10 \text{ 時間} \div 8\text{m}^3/\text{個} \\ &= 14.3 \\ &\simeq 15 \text{ 個}\end{aligned}$$

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 35 個を保管する。

名 称	空気ポンベ連結管接続口 ～ 弁 CV2F7-1A, B	
最高使用圧力	MPa	19.6
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	27.2

【設 定 根 拠】

(概 要)

本主配管は、空気ポンベ連結管接続口から弁 CV2F7-1A, B を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）の空気を中央制御室待避室へ供給するために設置する。

本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。

中央制御室空気供給系主配管の設計仕様を表 2.2-1 中央制御室空気供給系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 1 : 19.6MPa

重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、重大事故等時の中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）の使用圧力に合わせ、19.6MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40℃

重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、重大事故等時の中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）の使用温度に合わせ、40℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、中央制御室待避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 11.4m³/h を中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）容量、圧力損失・施工性等を考慮した上で供給可能な配管である、27.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	27.2	3.9	20	0.00030	□	□*	□

注記*：標準流速を超えるが、空気・ガス（圧縮）の許最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名 称	弁 CV2F7-1A, B ～ 中央制御室待避室内開放	
最高使用圧力	MPa	0.6
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	27.2

【設 定 根 拠】

(概 要)

本主配管は、弁 CV2F7-1A, B から中央制御室待避室を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）の空気を中央制御室待避室へ供給するために設置する。

本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。

中央制御室空気供給系主配管の設計仕様を表 2.2-1 中央制御室空気供給系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 2 : 0.6MPa

重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用圧力 P 2 は、経路内の圧力損失を考慮し、0.6MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40℃

重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、重大事故等時の中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）の使用温度に合わせ、40℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、中央制御室待避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 11.4m³/h を中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）容量、圧力損失・施工性等を考慮した上で供給可能な配管である、27.2mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	27.2	2.9	20	0.00036	□	□	□

表 2.2-1 中央制御室空気供給系主配管の設計仕様表

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
中央制御室空気供給系 空気ポンベ連結管接続口 ～ 弁 CV2F7-1A, B	19.6*	P 1	40*	T 1	27.2	—
					27.2	D 1
					27.2 /27.2 /27.2	—
					27.2	—
					27.2 /27.2 /—	—
					27.2	—
					27.2	—
弁CV2F7-1A, B ～ 中央制御室待避室内開放	0.6*	P 2	40*	T 1	27.2	D 2
					27.2 /27.2 /—	—
					27.2	—
					27.2 /27.2 /27.2	—

注記* : 重大事故等時における使用時の値

名 称	空気供給装置連結管	
最高使用圧力	MPa	19.6
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	6.35
個 数	—	15 (予備 30)

【設 定 根 拠】

(概 要)

本主配管は、中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）と空気ボンベ連結管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中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）の空気を中央制御室待避室へ供給するために設置する。

本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。

中央制御室空気供給系主配管の設計仕様を表 2.2-2 中央制御室空気供給系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 1 : 19.6MPa

重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、重大事故等時の中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）の使用圧力に合わせ、19.6MPa とする。




2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40℃

重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、重大事故等時の中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）の使用温度に合わせ、40℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）容量、圧力損失・施工性等を考慮した上で供給可能な配管である、6.35mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	6.35	1.0	—	0.00001			

注記*：標準流速を超えるが、空気・ガス（圧縮）の許容最高流速（音速）を下回るため問題ない。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

本配管の個数は、空気ボンベ連結管接続口 1 個に 1 つずつ接続するため、空気ボンベ連結管接続口個数に合わせ、予備を含めた合計 45 台（15 台、予備 30 台）とする。

表 2.2-2 中央制御室空気供給系主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
中央制御室 空気供給系	空気供給装置連結管	19.6*	P 1	40*	T 1	6.35	D 1

注記* : 重大事故等時における使用時の値

3.3 緊急時対策所換気空調系

名 称	空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）	
容 量	ℓ/個	50.0 以上（50.0）
最 高 使 用 圧 力	MPa	19.6
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	454（予備 86）

【設 定 根 拠】

（概 要）

重大事故等時に放射線管理施設のうち緊急時対策所換気空調系として使用する空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）は、以下の機能を有する。

緊急時対策所換気空調系の空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）は、炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系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、放射性物質が緊急時対策所に流入することを防ぎ、緊急時対策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フィルタベント系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、緊急時対策所換気空調系の空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）から緊急時対策所へ空気を送り正圧化することにより、放射性物質が緊急時対策所に流入することを一定時間完全に防ぎ、緊急時対策所遮蔽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. 容量の設定根拠

重大事故等時に使用する緊急時対策所換気空調系の空気ボンベ加圧設備（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、当該空気ボンベの容量はメーカーで定めた容量である 50ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 50ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

緊急時対策所換気空調系の空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）を重大事故等時において使用する場合は、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 19.6MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

緊急時対策所換気空調系の空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）を重大事故等時において使用する場合は、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。

【設 定 根 拠】(続き)

4. 個数の設定根拠

緊急時対策所換気空調系の空気ポンベ加圧設備(空気ポンベ)の必要個数は、緊急時対策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の緊急時対策所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454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 : $n=96$ 名
- ・許容二酸化炭素濃度 : $C=1.0\%$ (鉱山保安法施行規則)
- ・大気二酸化炭素濃度 : $C_0=0.03\%$ (空気調和・衛生工学便覧)
- ・二酸化炭素発生量 : $M=0.022\text{m}^3/\text{h}/\text{名}$ (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 : $Q_1=100 \cdot M \cdot n / (C-C_0)\text{m}^3/\text{h}$ (空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素濃度基準の必要換気量)
 $Q_1=100 \times 0.022 \times 96 \div (1.0-0.03) \doteq 218\text{m}^3/\text{h}$

② 酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・収容人数 : $n=96$ 名
- ・吸気酸素濃度 : $a=20.95\%$ (空気調和・衛生工学便覧)
- ・許容酸素濃度 : $b=19\%$ (鉱山保安法施行規則)
- ・成人の呼吸量 : $c=0.48\text{m}^3/\text{h}/\text{名}$ (空気調和・衛生工学便覧の静座時の呼吸量)
- ・乾燥空気換算呼吸酸素濃度 : $d=16.4\%$ (空気調和・衛生工学便覧)
- ・必要換気量 : $Q_2=c \cdot (a-d) \cdot n / (a-b)\text{m}^3/\text{h}$ (空気調和・衛生工学便覧の酸素濃度基準の必要換気量)
 $Q_2=0.48 \times (20.95-16.4) \times 96 \div (20.95-19.0)$
 $\doteq 108\text{m}^3/\text{h}$

③ 緊急時対策所の設計漏えい量に基づく必要換気量

緊急時対策所の設計漏えい量は、緊急時対策所で実施した気密試験結果の漏えい率0.03回/h(約100Pa正圧化時)に余裕を見た設計漏えい率0.15回/hを基に算出した漏えい量 $330\text{m}^3/\text{h}$ としている。

緊急時対策所体積×設計漏えい率=設計漏えい量

$$2150\text{m}^3 \times 0.15 \text{ 回/h} \doteq 330\text{m}^3/\text{h}$$

【設 定 根 拠】(続き)

以上より、空気ポンベ正圧化時に、窒息を防止するために必要な換気量は、緊急時対策所の設計漏えい量に基づく $330\text{m}^3/\text{h}$ 以上とする。

4.2 必要ポンベ個数

上記より、空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）による必要換気量は、 $330\text{m}^3/\text{h}$ であり、この流量をプルーム通過時間の 10 時間に 1 時間の余裕をもたせた 11 時間継続するために必要な空気ポンベ個数を以下に示す。

(1) プルーム通過中に必要となるポンベ容量

緊急時対策所を 11 時間正圧化するために必要最低限のポンベ個数は、設計漏えい率に基づく換気量の $330\text{m}^3/\text{h}$ 及びポンベ供給可能空気量 $8\text{m}^3/\text{個}$ から下記のとおり 454 個となる。

- ・ポンベ初期充填圧力 : 19.6MPa
- ・ポンベ内容積 : $50\text{l}/\text{個}$
- ・ポンベ供給可能空気量 : $8\text{m}^3/\text{個}$

$$\begin{aligned} \text{必要ポンベ個数} &= 330\text{m}^3/\text{h} \times 11 \text{ 時間} \div 8\text{m}^3/\text{個} \\ &= 453.8 \text{ 個} \\ &\simeq 454 \text{ 個} \end{aligned}$$

(2) プルーム通過時間（10 時間）以外に必要なポンベ容量

緊急時対策所の正圧化を、空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）による給気から緊急時対策所空気浄化送風機による給気に切り替える場合においては、切替操作を行っている間を、空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）の給気と緊急時対策所空気浄化送風機の給気を同時に行うことにより、緊急時対策所の正圧化状態を損なわない設計とする。

切替操作は緊急時対策所空気浄化送風機起動失敗を想定した場合の予備機への切替操作も考慮し、最大で 11 分とする。

また、バント実施予定時刻の 20 分前から加圧操作開始することから、プルーム通過時間（10 時間）以外に合計 31 分のポンベ容量を考慮する必要がある。

緊急時対策所を 31 分間正圧化する必要最低限のポンベ個数は緊急時対策所必要換気量の $330\text{m}^3/\text{h}$ 及びポンベ供給可能空気量 $8.0\text{m}^3/\text{個}$ から下記のとおり 22 個となる。

$$\begin{aligned} \text{必要ポンベ個数} &= 330\text{m}^3/\text{h} \times 31 \text{ 分間} \div 8.0\text{m}^3/\text{個} \\ &= 21.5 \\ &\simeq 22 \text{ 個} \end{aligned}$$

なお、上記の 31 分間は、正圧化継続時間に見込んである 1 時間の余裕に包絡されることから、正圧化切替操作時及びバント実施予定時刻 20 分前からの加圧操作開始に必要なポンベ個数 22 個は、(1) 項の必要ポンベ個数 454 個に包含する設計とする。

名 称		建物加圧空気配管接続口 ～ 建物内配管開放
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.6
最 高 使 用 温 度	℃	40
外 径	mm	60.5 / 76.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本主配管は、建物加圧空気配管接続口から建物内配管開放を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の空気を緊急時対策所へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 2 として以下に示す。</p> <p>緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様を表 2.3-1 緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.6MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、経路内の圧力損失を考慮し、0.6MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、重大事故等時の空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の使用温度に合わせ、40℃ とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、緊急時対策所の居住性確保のため、プルーム通過中の緊急時対策所の必要換気量である 330m³/h を空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）容量、圧力損失・施工性等を考慮した上で供給可能な配管である、60.5mm、76.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	60.5	3.9	50	0.00218	□	□*	□
D 2	76.3	5.2	65	0.00341	□	□*	□

注記*：標準流速を超えるが、空気・ガス（圧縮）の許容最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名 称	建物ダクト接続口 ～ 建物内配管開放	
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.0063
最 高 使 用 温 度	℃	50
外 径	mm	318.5
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本主配管は、建物ダクト接続口から建物内配管開放を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットにより浄化した空気を緊急時対策所へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP2、最高使用温度の設定根拠をT2、外径の設定根拠をD3として以下に示す。</p> <p>緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様を表 2.3-1 緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P2 : 0.0063MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用圧力P2は、経路内の圧力損失を考慮し、0.0063MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T2 : 50℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用温度T2は、重大事故等時の緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの使用温度に合わせ、50℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、緊急時対策所空気浄化送風機の容量、圧力損失・施工性等を考慮した上で供給可能な配管である、318.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	318.5	10.3	300	0.06970	□	□	□

名 称	緊急時対策所空気浄化装置用 2.5m, 1.5m可搬型ダクト	
最高使用圧力	MPa	0.0063
最高使用温度	℃	50
外 径	mm	259.4
個 数	—	6 (予備 11)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本可搬型ダクトは、緊急時対策所空気浄化送風機から緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットから建物ダクト接続口を接続するダクトであり、重大事故等時に緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットにより浄化した空気を緊急時対策所へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本可搬型ダクトを重大事故等時において使用する場合の圧力は、緊急時対策所空気浄化送風機の全圧を上回る 0.0063MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本可搬型ダクトを重大事故等時において使用する場合の温度は、取付場所の雰囲気温度を上回る 50℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本可搬型ダクトを重大事故等時において使用する場合の外径は、緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに接続可能なダクト外径である 259.4mm とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>本可搬型ダクトは、本可搬型ダクト 1 本当たりの長さを踏まえ、必要な経路長に対して十分な長さを確保できる本数 6 本 (2.5m : 5 本, 1.5m : 1 本) に予備 11 本 (2.5m : 9 本, 1.5m : 2 本) を加えた合計 17 本を保管する。</p>		

表 2.3-1 緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様表

名称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
緊急時対策所換気空調系 建物加圧空気配管接続口 ～ 建物内配管開放	0.6*	P 1	40*	T 1	60.5	D 1
					61.1	—
					61.1 /61.1 /61.1	—
					61.1 /— /61.1	—
					61.1 /61.1 /—	—
					76.3 /60.5	—
					76.3	—
					76.3	D 2
					76.3 /76.3 /76.3	—
					114.3 /76.3	—
建物ダクト接続口 ～ 建物内配管開放	0.0063*	P 2	50*	T 2	318.5	D 3
					318.5	—
					318.5 /318.5 /318.5	—

注記*：重大事故等時における使用時の値

名 称		空気ボンベ加圧設備空気ボンベ連結管 ～ 空気ボンベ加圧設備空気ボンベ連結管接続口
最高使用圧力	MPa	21.6
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	6.35
個 数	—	454 (予備 86)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、空気ボンベ加圧設備空気ボンベ連結管から空気ボンベ加圧設備空気ボンベ連結管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空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の空気を緊急時対策所へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様を表 2.3-2 緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 21.6MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の使用圧力から屋外環境温度変化に伴うボンベ内圧力上昇を考慮し、21.6MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、重大事故等時の空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の使用温度に合わせ、40℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）容量，圧力損失・施工性等を考慮した上で供給可能な配管である，6.35mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	6.35	1.0	—	0.00001	□	□*	□

注記*：標準流速を超えるが，空気・ガス（圧縮）の許容最高流速（音速）を下回るため問題ない。

4. 個数の設定根拠

本配管の個数は，空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）1 個に 1 つずつ接続するため，空気ポンベ加圧設備空気ポンベ個数に合わせ，予備を含めた合計 540 台（454 台，予備 86 台）とする。

名	称	空気ボンベ加圧設備空気ボンベ連結管接続口 ～ フレキシブルチューブ接続口（上流側）
最高使用圧力	MPa	21.6 / 0.6
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	21.7
個 数	—	16（予備 2）
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>（概 要）</p> <p>本主配管は、空気ボンベ加圧設備空気ボンベ連結管接続口からフレキシブルチューブ接続口（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空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の空気を緊急時対策所へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様を表 2.3-2 緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 21.6MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の使用圧力から屋外環境温度変化に伴うボンベ内圧力上昇を考慮し、21.6MPa とする。</p> <p><u>P 2 : 0.6MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用圧力 P 2 は、経路内の圧力損失を考慮し、0.6MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、重大事故等時の空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の使用温度に合わせ、40℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、空気ポンベ加圧設備空気ポンベ容量、圧力損失・施工性等を考慮した上で供給可能な配管である、21.7mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	21.7	3.7	15	0.00016	□	□*	□

注記*：標準流速を超えるが、空気・ガス（圧縮）の許容最高流速（音速）を下回るため問題ない。

4. 個数の設定根拠

本配管の個数は、空気ポンベ加圧設備空気ポンベ連結管接続口からフレキシブルチューブ接続口（上流側）の接続箇所数に合わせた 16 台に予備 2 台を含めた合計 18 台とする。

名 称	空気ポンベ加圧設備用 1.5m フレキシブルチューブ	
最高使用圧力	MPa	0.6
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	16.0 / 21.7
個 数	—	16 (予備 2)
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本主配管は、フレキシブルチューブ接続口（上流側）とフレキシブルチューブ接続口（下流側）を接続する配管であり、重大事故等対処設備として空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）の空気を緊急時対策所へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 3，D 4，F 1 として以下に示す。</p> <p>緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様を表 2.3-2 緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p style="margin-left: 20px;"><u>P 2 : 0.6MPa</u></p> <p style="margin-left: 20px;">重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用圧力 P 2 は、経路内の圧力損失を考慮し、0.6MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p style="margin-left: 20px;"><u>T 1 : 40℃</u></p> <p style="margin-left: 20px;">重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、重大事故等時の空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）の使用温度に合わせ、40℃ とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、空気ポンペ加圧設備空気ポンペ容量、圧力損失・施工性等を考慮した上で供給可能な配管である、16.0mm, 21.7mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	16.0	4	—	0.00005	□	□*	□
D 4	21.7	2.8	—	0.00020	□	□*	□

注記*：標準流速を超えるが、空気・ガス（圧縮）の許容最高流速（音速）を下回るため問題ない。

(2) 継手

F 1 : 17.5mm

本伸縮継手の外径は、フレキシブルチューブ接続口（上流側）とフレキシブルチューブ接続口（下流側）の 15A の配管を接続すること及びメーカー仕様に基づく施工性を考慮し、17.5mm とする。

4. 個数の設定根拠

本フレキシブルチューブの個数は、フレキシブルチューブ接続口（上流側）とフレキシブルチューブ接続口（下流側）の接続箇所数に合わせた 16 台に予備 2 台を含めた合計 18 台とする。

名 称	フレキシブルチューブ接続口（下流側） ～ 建物加圧空気配管接続口（上流側）	
最高使用圧力	MPa	0.6
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	34.0 / 60.5
個 数	—	70（予備 13）
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、フレキシブルチューブ接続口（下流側）から建物加圧空気配管接続口（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空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の空気を緊急時対策所へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 5，D 6 として以下に示す。</p> <p>緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様を表 2.3-2 緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.6MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用圧力 P 2 は、経路内の圧力損失を考慮し、0.6MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、重大事故等時の空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の使用温度に合わせ、40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、空気ボンベ加圧設備空気ボンベ容量、圧力損失・施工性等を考慮した上で供給可能な配管である、34.0mm、60.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	34.0	3.4	25	0.00058	□	□	□
D 6	60.5	3.9	50	0.00218	□	□*	□

注記*：標準流速を超えるが、空気・ガス（圧縮）の許容最高流速（音速）を下回るため問題ない。

4. 個数の設定根拠

本配管の個数は、フレキシブルチューブ接続口（下流側）から建物加圧空気配管接続口（上流側）へ空気を供給するために必要な70台に予備13台を加えた合計83台とする。

名 称	空気ボンベ加圧設備用 2.3m フレキシブルホース	
最高使用圧力	MPa	0.6
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5
個 数	—	2 (予備 1)
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>本主配管は、建物加圧空気配管接続口（上流側）と建物加圧空気配管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空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の空気を緊急時対策所へ供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 6，F 2 として以下に示す。</p> <p>緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様を表 2.3-2 緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p style="margin-left: 20px;"><u>P 2 : 0.6MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用圧力 P 2 は、経路内の圧力損失を考慮し、0.6MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p style="margin-left: 20px;"><u>T 1 : 40℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、重大事故等時の空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の使用温度に合わせ、40℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、緊急時対策所の居住性確保のため、プルーム通過中の緊急時対策所の必要換気量である 330m³/h を空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）容量、圧力損失・施工性等を考慮した上で供給可能な配管である、60.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 6	60.5	3.9	50	0.00218	□	□*	□

注記*：標準流速を超えるが、空気・ガス（圧縮）の許容最高流速（音速）を下回るため問題ない。

(2) 継手

F 2 : 61.5mm

本伸縮継手の外径は、50A の建物加圧空気配管接続口へ接続すること及びメーカー仕様に基づく施工性を考慮し、61.5mm とする。

4. 個数の設定根拠

本フレキシブルホースの個数は、建物加圧空気配管接続口の個数 2 本に予備 1 本を加えた合計 3 本とする。

表 2.3-2 緊急時対策所換気空調系主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (℃)		外径 (mm)		
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
緊急時 対策 所 換 気 空 調 系	空気ポンベ加圧設備空気 ポンベ連結管 ～ 空気ポンベ加圧設備空気 ポンベ連結管接続口	21.6*	P 1	40*	T 1	6.35	D 1	
	空気ポンベ加圧設備空気 ポンベ連結管接続口 ～ フレキシブルチューブ接 続口（上流側）	21.6*	P 1	40*	T 1	21.7	D 2	
		0.6*	P 2			21.7	D 2	
	空気ポンベ加圧設備用 1.5m フレキシブルチュー ブ		0.6*	P 2	40*	T 1	16.0	D 3
							17.5	F 1
							21.7	D 4
	フレキシブルチューブ接 続口（下流側） ～ 建物加圧空気配管接続口 （上流側）		0.6*	P 2	40*	T 1	34.0	D 5
							60.5	D 6
	空気ポンベ加圧設備用 2.3m フレキシブルホース		0.6*	P 2	40*	T 1	60.5	D 6
							61.5	F 2

注記*：重大事故等時における使用時の値

名	称	緊急時対策所空気浄化送風機
容	量	m ³ /h/個 958 以上 (1500)
原	動 機 出 力	kW/個 5.5
個	数	— 1 (予備 2)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>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）として使用する緊急時対策所空気浄化送風機は、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所空気浄化送風機は、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緊急時対策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。</p> <p>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、緊急時対策所空気浄化送風機を使用し、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを介して緊急時対策所内へ空気を供給することで緊急時対策所内の正圧を維持できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>緊急時対策所空気浄化送風機の容量は、緊急時対策所を正圧に維持するために必要な換気量 330m³/h*並びに一般的な労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容濃度を満たすことができる流量 958m³/h*を踏まえ、要求値は 958m³/h 以上とする。公称値については、要求値 958m³/h を上回る 1500m³/h/個とする。</p> <p>注記*：VI-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</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 原動機出力の設定根拠

緊急時対策所空気浄化送風機の原動機出力は、風量 1500m³/h のときの軸動力を基に設計する。

定格風量点における緊急時対策所空気浄化送風機の風量は 1500m³/h、全圧が 5.6kPa (0.0056MPa) であり、そのときの必要軸動力は、以下のとおり 4.77kW となるため、原動機出力はそれを上回る 5.5kW/個とする。

$$L = \frac{P \times \left(\frac{Q}{3600} \right)}{\eta} = \frac{5.6 \times \left(\frac{1500}{3600} \right)}{0.49} = 4.77 \text{ kW}$$

L : 必要軸動力 (kW)	
P : 送風機全圧 (kPa)	= 5.6
Q : 送風機風量 (m ³ /h)	= 1500
η : 送風機効率	= 0.49

3. 個数の設定根拠

緊急時対策所空気浄化送風機は重大事故等対処設備とし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、緊急時対策所空気浄化送風機を使用し、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを介して緊急時対策所内へ空気を供給することで緊急時対策所内の正圧を維持するために予備 2 個を含む合計 3 個を保管する。

名 称		緊急時対策所空気浄化フィルタユニット		
種 類	—	粒子用フィルタ	よう素用フィルタ	
効 率	単 体	%	99.97 以上 (0.15 μm 粒子)	95 以上 (有機よう素) 99 以上 (無機よう素) (相対湿度 95%, 温度 30°C において)
	総 合	%	99.99 以上 (0.7 μm 粒子)	99.75 以上 (有機よう素) 99.99 以上 (無機よう素) (相対湿度 95%, 温度 30°C において)
個 数	—	1 (予備 2)		
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>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) として使用する緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは, 以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所空気浄化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緊急時対策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。</p> <p>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, 緊急時対策所空気浄化送風機を使用し, 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを介して緊急時対策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。</p> <p>1. 粒子用フィルタの効率の設定根拠</p> <p>1.1 単体除去効率</p> <p>粒子用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」(J I S Z 4 8 1 2-1995) で規定される性能を基に設定し, 基準粒子径 0.15 μm における単体除去効率が 99.97% 以上と規定されていることから 99.97% 以上 (0.15 μm 粒子) とする。</p>				

【設 定 根 拠】(続き)

1.2 総合除去効率

粒子用フィルタの総合除去効率は、粒子用フィルタをフィルタユニットに装着した使用状態において、粒子用フィルタを通らない空気（バイパスリーク）も考慮した微粒子の除去効率であり、1段で99%以上（ $0.7\mu\text{m}$ 粒子）とする。

これを直列2段とするため、総合除去効率は99.99%以上（ $0.7\mu\text{m}$ 粒子）^{*1}とする。

2. よう素用フィルタの効率の設定根拠

2.1 単体除去効率

よう素用フィルタの単体除去効率は、使用条件でのよう素用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、95%以上（有機よう素）、99%以上（無機よう素）（相対湿度95%、温度30℃において）とする。

2.2 総合除去効率

よう素用フィルタの総合除去効率は、緊急時対策所の居住性に係わる被ばく評価に示す条件に基づき、よう素用フィルタをフィルタユニットに装着した使用状態において、よう素用フィルタを通らない空気（バイパスリーク）も考慮したよう素の除去効率であり、1段で95%以上（有機よう素）、99%以上（無機よう素）とし、これを直列2段とするため、総合除去効率は99.75%以上（有機よう素）^{*2}、99.99%以上（無機よう素）^{*3}とする。

注記*1：粒子用フィルタ直列2段時の総合除去効率：

$$(1 - (1 - 0.99) \times (1 - 0.99)) \times 100 = 99.99\%$$

*2：よう素用フィルタ（有機よう素）直列2段時の総合除去効率：

$$(1 - (1 - 0.95) \times (1 - 0.95)) \times 100 = 99.75\%$$

*3：よう素用フィルタ（無機よう素）直列2段時の総合除去効率：

$$(1 - (1 - 0.99) \times (1 - 0.99)) \times 100 = 99.99\%$$

3. 個数の設定根拠

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、重大事故等対処設備とし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、緊急時対策所空気浄化送風機を使用し、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを介して緊急時対策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2個を含む合計3個を保管する。

VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

(原子炉格納施設)

目 次

1. 概要	1
2. 原子炉格納容器	2
2.1 原子炉格納容器本体	2
2.2 機器搬出入口	11
2.3 エアロック	19
2.4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	21
3. 原子炉建屋	89
3.1 原子炉建屋原子炉棟	89
3.2 機器搬出入口	91
3.3 エアロック	93
4. 圧力低減設備その他の安全設備	95
4.1 真空破壊装置	95
4.2 ダウンカメラ	96
4.3 ベントヘッド	98
4.4 原子炉格納容器安全設備	100
4.4.1 原子炉格納容器スプレイ設備	100
4.4.2 格納容器代替スプレイ系	107
4.4.3 ペDESTAL代替注水系	119
4.4.4 残留熱代替除去系	137
4.5 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	153
4.5.1 非常用ガス処理系	153
4.5.2 窒素ガス代替注入系	173
4.5.3 可燃性ガス濃度制御系	192
4.5.4 原子炉建物水素濃度抑制設備	193
4.6 原子炉格納容器調気設備	197
4.6.1 窒素ガス制御系	197
4.7 圧力逃がし装置	212
4.7.1 格納容器フィルタベント系	212

1. 概要

本説明書は、原子炉格納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. 原子炉格納容器

2.1 原子炉格納容器本体

名		称	原子炉格納容器
最高使用圧力	内圧（ドライウエル, サプレッションチェンバ）	MPa	0.427 (0.853)
	外圧（ドライウエル, サプレッションチェンバ）	MPa	0.014
最高使用温度	ドライウエル	℃	171 (200)
	サプレッションチェンバ	℃	104 (200)
設計漏えい率		%/d	0.5 以下 (常温, 空気又は窒素, 最高使用圧力の 0.9 倍に等しい圧力において)
個数	ドライウエル	—	1
	サプレッションチェンバ	—	1
	ベント管	—	8
	ベント管ベローズ	—	8
	サプレッションチェンバ サポート	—	32
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象設備 原子炉格納容器は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制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格納施設のうち原子炉格納容器の原子炉格納容器本体（原子炉格納容器）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。 <p>原子炉格納容器は、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち、残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

原子炉格納容器は、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、格納容器冷却モードとして使用する場合には、残留熱除去ポンプにより、水源であるサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器で冷却した後にドライウエ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。また、サプレッションプール冷却モードとして使用する場合には、残留熱除去ポンプにより、水源であるサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器で冷却した後にサプレッションチェンバ内に戻すことで、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冷却系統施設のうち、残留熱除去設備（格納容器フィルタベント系）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器は、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、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、窒素ガス制御系等を経由して第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード）））として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器は、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、残留熱除去ポンプにより、水源であるサプレッションチェンバのプール水をドライウエ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。

【設 定 根 拠】 (続き)

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器スプレイ設備(残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)))として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器は、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、残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器により、サブ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原子炉格納容器安全設備(格納容器代替スプレイ系)として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器は、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、格納容器代替スプレイ系(常設)として使用する場合には、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由してドライウエルスプレイ管からドライウエル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。また、格納容器代替スプレイ系(可搬型)として使用する場合には、大量送水車により、外部水源の水を残留熱除去系を経由してドライウエルスプレイ管からドライウエル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

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(ペデスタル代替注水系)として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器は、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、原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

【設定根拠】（続き）

系統構成は、ペDESTAL代替注水系（常設）として使用する場合には、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の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エル内にスプレイすることで原子炉格納容器下部へ流入し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する場合には、大量送水車により、外部水源の水を原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち、圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱代替除去系）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした残留熱代替除去ポンプにより、サプレッションチェンバのプール水をB-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（窒素ガス代替注入系）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器は、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内における水素爆発による破損を防止するために設置する。

系統構成は、可搬式窒素供給装置と窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（南）又は窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内）及び窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（南）又は窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）を可搬式窒素供給装置用ホースで接続し、原子炉格納容器に窒素ガスを注入することにより、原子炉格納容器を不活性化できる設計とする。

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（格納容器フィルタベント系）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

【設 定 根 拠】（続き）

原子炉格納容器は、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内における水素爆発による破損を防止するために設置する。

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、窒素ガス制御系等を経由して第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に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圧力逃がし装置（格納容器フィルタベント系）として使用する原子炉格納容器は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器は、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、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、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冷却系統施設のうち、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系）として使用する原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）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を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を水源とした高圧炉心スプレイポンプにより、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（低圧炉心スプレイ系）として使用する原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）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。

【設 定 根 拠】（続き）

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を水源とした低圧炉心スプレイポンプにより、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（高圧原子炉代替注水系）として使用する原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）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を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を水源とした高圧原子炉代替注水ポンプにより、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（原子炉隔離時冷却系）として使用する原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）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。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）として使用する原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）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、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去ポンプにより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（水の供給設備）として使用する原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）は、以下の機能を有する。

【設定根拠】（続き）

原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）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、水源とするサブプレッションチェンバが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できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち、圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高圧原子炉代替注水系）として使用する原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）は、以下の機能を有する。

原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）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、冷却水をサブプレシヨンプールから高圧原子炉代替注水ポンプを經由して原子炉圧力容器に注水することにより炉心を冷却できる設計とする。

1. 最高使用圧力の設定根拠**1.1 内圧（ドライウエル、サブプレッションチェンバ）****1.1.1 最高使用圧力 0.427MPa(内圧)**

設計基準対象施設として使用する原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）は、原子炉冷却材喪失時の最高圧力を上回るように設定する。VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の「4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件」に記載のとおり、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器の過渡解析の結果、ドライウエルの最高圧力が0.327MPaとなることから、これに余裕をみて0.427MPaとする。

1.1.2 最高使用圧力 0.853MPa(内圧)

原子炉格納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解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち原子炉格納容器圧力が最大となる事故シーケンスグループ等である雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）において0.659MPaであることから、0.659MPaを上回る0.853MPaとする。

【設 定 根 拠】（続き）

1.2 外圧（ドライウエル，サプレッションチェンバ）

設計基準対象施設として使用する原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）は、「VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」の「4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件」に記載のとおり，原子炉格納容器は外面に過大な外圧が作用しないように真空破壊装置を設けており，外面に受ける最高の圧力は0.014MPaとする。

原子炉格納容器を重大事故等時において使用する場合の外圧は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し，0.014MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 最高使用温度 171℃（ドライウエル）

設計基準対象施設として使用する原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度は，原子炉冷却材喪失時の最高温度を上回るように設定する。VI-1-8-1「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」の「4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件」に記載のとおり，原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器の過渡解析の結果，ドライウエルの最高温度が145℃となることから，これに余裕をみて171℃とする。

2.2 最高使用温度 200℃（ドライウエル）

原子炉格納容器（ドライウエル）を重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添付書類十）で原子炉格納容器（ドライウエル）の温度が最大となる雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除熱系を使用しない場合）において約197℃であることから，約197℃を上回る200℃とする。

2.3 最高使用温度 104℃（サプレッションチェンバ）

設計基準対象施設として使用する原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）の最高使用温度は，原子炉冷却材喪失時の最高温度を上回るように設定する。VI-1-8-1「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」の「4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件」に記載のとおり，原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器の過渡解析の結果，サプレッションチェンバの最高温度が88℃となることから，これに余裕をみて104℃とする。

2.4 最高使用温度 200℃（サプレッションチェンバ）

原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）を重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）のうち原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）温度が最大となる雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除熱系を使用しない場合）において157℃であることから，157℃を上回る200℃とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 設計漏えい率の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉格納容器の設計漏えい率は、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の「4.2.2 漏えい率に対する設計条件」に記載のとおり、安全評価の結果、設計基準事故時の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の基準を満足する設計値である0.5%/d以下(常温，空気又は窒素，最高使用圧力の0.9倍に等しい圧力において)とする。

原子炉格納容器を重大事故等時において使用する場合の漏えい率は、設計基準対象施設として使用する場合の設計漏えい率と同じ0.5%/d以下(常温，空気又は窒素，最高仕様圧力の0.9倍に等しい圧力において)とする。

なお、重大事故等時の漏えい率は、原子炉格納容器圧力が設計基準対処施設としての最高使用圧力の0.9倍より大きい場合においても原子炉格納容器の環境条件を考慮し、適切に割増しして評価に使用しており、その設定値において被ばく評価上の基準に適合することを確認している。被ばく評価についてはVI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の「別添 3 格納容器フィルタベント系の設計」及びVI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」による。

4. 個数の設定根拠

原子炉格納容器は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時の圧力障壁，放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため等に必要な個数であるドライウエル1個，サブプレッションチェンバ1個，ベント管8個，ベント管ベローズ8個，サブプレッションチェンバサポート32個を設置する。

原子炉格納容器は、設計基準対象施設として設置しているものを重大事故等時における設計条件にて使用するため設計基準対象施設としてドライウエル1個，サブプレッションチェンバ1個，ベント管8個，ベント管ベローズ8個，サブプレッションチェンバサポート32個を重大事故等対処設備として使用する。

2.2 機器搬出入口

名		称	機器搬入口
最高使用圧力	内 圧	MPa	0.014
	外 圧	MPa	0.427 (0.853)
最高使用温度		℃	171 (200)
個 数		—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象設備 機器搬入口は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の点検、補修作業における機器の搬出入に使用するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制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、原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（機器搬出入口）として使用する機器搬入口は、以下の機能を有する。 <p>機器搬入口は、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 内圧 機器搬入口はその設置形状により、原子炉格納容器の外圧が内面に作用する。設計基準対象施設として使用する機器搬入口の最高使用圧力（内圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）に合わせ0.014MPaとする。</p> <p>機器搬入口を重大事故等時において使用する場合の圧力（内圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（外圧）に合わせ0.014MPaとする。</p> <p>1.2 外圧 機器搬入口はその設置形状により、原子炉格納容器の内圧が外面に作用する。設計基準対象施設として使用する機器搬入口の最高使用圧力（外圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）に合わせ0.427MPaとする。</p> <p>機器搬入口を重大事故等時において使用する場合の圧力（外圧）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）に合わせ0.853MPaとする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する機器搬入口の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃とする。

機器搬入口を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ200℃とする。

3. 個数の設定根拠

機器搬入口は、設計基準対象施設として2個設置する。

機器搬入口は、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	逃がし安全弁搬出ハッチ
最高使用圧力	内 圧	MPa	0.014
	外 圧	MPa	0.427 (0.853)
最 高 使 用 温 度		℃	171 (200)
個 数		—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象設備 <p>逃がし安全弁搬出ハッチは、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の点検、補修作業における機器の搬出入に使用するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に、原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（機器搬出入口）として使用する逃がし安全弁搬出ハッチは、以下の機能を有する。</p> <p>逃がし安全弁搬出ハッチは、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 内圧</p> <p>逃がし安全弁搬出ハッチはその設置形状により、原子炉格納容器の外圧が内面に作用する。設計基準対象施設として使用する逃がし安全弁搬出ハッチの最高使用圧力（内圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）に合わせ 0.014MPa とする。</p> <p>逃がし安全弁搬出ハッチを重大事故等時において使用する場合の圧力（内圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（外圧）に合わせ 0.014MPa とする。</p> <p>1.2 外圧</p> <p>逃がし安全弁搬出ハッチはその設置形状により、原子炉格納容器の内圧が外面に作用する。設計基準対象施設として使用する逃がし安全弁搬出ハッチの最高使用圧力（外圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）に合わせ 0.427MPa とする。</p> <p>逃がし安全弁搬出ハッチを重大事故等時において使用する場合の圧力（外圧）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）に合わせ 0.853MPa とする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する逃がし安全弁搬出ハッチの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃とする。

逃がし安全弁搬出ハッチを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃とする。

3. 個数の設定根拠

逃がし安全弁搬出ハッチは、設計基準対象施設として 1 個設置する。

逃がし安全弁搬出ハッチは、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	制御棒駆動機構搬出ハッチ
最高使用圧力	内 圧	MPa	0.427 (0.853)
	外 圧	MPa	0.014
最 高 使 用 温 度		℃	171 (200)
個 数		—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象設備 制御棒駆動機構搬出ハッチは、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の点検、補修作業における機器の搬出入に使用するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制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、原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（機器搬出入口）として使用する制御棒駆動機構搬出ハッチは、以下の機能を有する。 <p>制御棒駆動機構搬出ハッチは、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 内圧 設計基準対象施設として使用する制御棒駆動機構搬出ハッチの最高使用圧力（内圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）に合わせ0.427MPaとする。</p> <p>制御棒駆動機構搬出ハッチを重大事故等時において使用する場合の圧力（内圧）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）に合わせ0.853MPaとする。</p> <p>1.2 外圧 設計基準対象施設として使用する制御棒駆動機構搬出ハッチの最高使用圧力（外圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）に合わせ0.014MPaとする。</p> <p>制御棒駆動機構搬出ハッチを重大事故等時において使用する場合の圧力（外圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（外圧）に合わせ0.014MPaとする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する制御棒駆動機構搬出ハッチの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃とする。

制御棒駆動機構搬出ハッチを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ200℃とする。

3. 個数の設定根拠

制御棒駆動機構搬出ハッチは、設計基準対象施設として 1 個設置する。

制御棒駆動機構搬出ハッチは、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	サブプレッションチェンバアクセスハッチ
最高使用圧力	内 圧	MPa	0.427 (0.853)
	外 圧	MPa	0.014
最 高 使 用 温 度		℃	104 (200)
個 数		—	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象設備 サブプレッションチェンバアクセスハッチは、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の点検、補修作業における機器の搬出入に使用するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制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、原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（機器搬出入口）として使用するサブプレッションチェンバアクセスハッチは、以下の機能を有する。 サブプレッションチェンバアクセスハッチは、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 内圧 設計基準対象施設として使用するサブプレッションチェンバアクセスハッチの最高使用圧力（内圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）に合わせ 0.427MPa とする。 サブプレッションチェンバアクセスハッチを重大事故等時において使用する場合の圧力（内圧）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）に合わせ 0.853MPa とする。</p> <p>1.2 外圧 設計基準対象施設として使用するサブプレッションチェンバアクセスハッチの最高使用圧力（外圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）に合わせ0.014MPaとする。 サブプレッションチェンバアクセスハッチを重大事故等時において使用する場合の圧力（外圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（外圧）に合わせ 0.014MPaとする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するサブプレッションチェンバアクセスハッチの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度に合わせ 104℃とする。

サブプレッションチェンバアクセスハッチを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度に合わせ200℃とする。

3. 個数の設定根拠

サブプレッションチェンバアクセスハッチは、設計基準対象施設として2個設置する。

サブプレッションチェンバアクセスハッチは、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。

2.3 エアロック

名		称	所員用エアロック
最高使用圧力	内 圧	MPa	0.427 (0.853)
	外 圧	MPa	0.014
最高使用温度		℃	171 (200)
個 数		—	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象設備 所員用エアロックは、設計基準対象施設として原子炉格納容器内機器の点検、補修作業の際に使用するとともに緊急時の出入りを容易にするために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制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、原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（エアロック）として使用する所員用エアロックは、以下の機能を有する。 所員用エアロックは、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 内圧 設計基準対象施設として使用する所員用エアロックの最高使用圧力（内圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）に合わせ 0.427MPa とする。 所員用エアロックを重大事故等時において使用する場合の圧力（内圧）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）に合わせ 0.853MPa とする。</p> <p>1.2 外圧 設計基準対象施設として使用する所員用エアロックの最高使用圧力（外圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）に合わせ 0.014MPa とする。 所員用エアロックを重大事故等時において使用する場合の圧力（外圧）は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（外圧）に合わせ 0.014MPa とする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する所員用エアロックの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃とする。

所員用エアロックを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ200℃とする。

3. 個数の設定根拠

所員用エアロックは、設計基準対象施設として1個設置する。

所員用エアロックは、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 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部

貫 通 部 番 号	X-10A, X-10B, X-10C, X-10D					
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)			8.62	
最 高 使 用 温 度	℃	171 (200)		302	302	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
構 成	—	スリーブ	セーフ エンド パイプ	ベローズ	フルード ヘッド	プロセス管
個 数	—	4				

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-10A, X-10B, X-10C, X-10D) は、設計基準対象施設として主蒸気をタービンへ導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 X-10A, X-10B, X-10C, X-10D のスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

1.2 X-10A, X-10B, X-10C, X-10D のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ 8.62MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、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設計条件とし、8.62MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-10A, X-10B, X-10C, X-10D のスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

【設 定 根 拠】(続き)

2.2 X-10A, X-10B, X-10C, X-10D のフルードヘッド, プロセス管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するフルードヘッド, プロセス管の最高使用温度は, 原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ 302℃とする。

重大事故等時に使用するフルードヘッド, プロセス管の温度は, 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設計条件とし, 302℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-10A, X-10B, X-10C, X-10D のスリーブ, セーフエンドパイプ, フルードヘッドの外径

本スリーブ, セーフエンドパイプ, フルードヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

3.2 X-10A, X-10B, X-10C, X-10D のベローズの外径

本ベローズを重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

3.3 X-10A, X-10B, X-10C, X-10D のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-10A, X-10B, X-10C, X-10D) は, 設計基準対象施設として各 1 個, 合計 4 個設置する。

本貫通部 (X-10A, X-10B, X-10C, X-10D) 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。

貫 通 部 番 号		X-12A, X-12B, X-33				
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)			8.62 (8.98)	
最 高 使 用 温 度	℃	171 (200)		302 (304)	302 (304)	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
構 成	—	スリーブ	セーフ エンド パイプ	ベローズ	フルード ヘッド	プロセス管
個 数	—	3				
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本貫通部 (X-12A, X-12B) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ給水するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系の流路として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-33) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材を A-残留熱除去ポンプ及び B-残留熱除去ポンプに導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系の流路として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 X-12A, X-12B, X-33 のスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。</p> <p>重大事故等時に使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。</p> <p>1.2 X-12A, X-12B, X-33 のプロセス管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ 8.62MPa とする。</p> <p>重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、原子炉圧力容器の重大事故等時における使用圧力に合わせ 8.98MPa とする。</p>						

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-12A, X-12B, X-33 のスリーブ, セーフエンドパイプ, ベローズの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブ, セーフエンドパイプ, ベローズの最高使用温度は, 原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃とする。

重大事故等時に使用するスリーブ, セーフエンドパイプ, ベローズの温度は, 重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200℃とする。

2.2 X-12A, X-12B, X-33 のフルードヘッド, プロセス管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するフルードヘッド, プロセス管の最高使用温度は, 原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ 302℃とする。

重大事故等時に使用するフルードヘッド, プロセス管の温度は, 原子炉压力容器の重大事故等時における使用温度に合わせ 304℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-12A, X-12B, X-33 のスリーブ, セーフエンドパイプ, フルードヘッドの外径

本スリーブ, セーフエンドパイプ, フルードヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

3.2 X-12A, X-12B, X-33 のベローズの外径

本ベローズを重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

3.3 X-12A, X-12B のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 接続する原子炉隔離時冷却系, 高圧原子炉代替注水系の流路の外径と同仕様で設計し, mm とする。

3.4 X-33 のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 接続する残留熱除去系の流路の外径と同仕様で設計し, mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-12A, X-12B, X-33) は, 設計基準対象施設として各 1 個, 合計 3 個設置する。

本貫通部 (X-12A, X-12B, X-33) 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。

貫 通 部 番 号		X-31A, X-31B, X-31C, X-32A, X-32B, X-34, X-35, X-50							
最高使用圧力	MPa	0.427(0.853)				8.62	8.62 (8.98)	10.4	
最高使用温度	℃	171(200)		302	302 (304)	302	302 (304)	302 (304)	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
構 成	—	スリー ブ	セーフ エンド パイプ	ベロー ズ	フルー ドヘッ ド	フルー ドヘッ ド	プロ セス 管	プロ セス 管	プロ セス 管
個 数	—	8							
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本貫通部 (X-31A) は、設計基準対象施設として冷却水を A-残留熱除去ポンプにより原子炉圧力容器へ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、残留熱代替除去系、低圧原子炉代替注水系の流路として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-31B) は、設計基準対象施設として冷却水を B-残留熱除去ポンプにより原子炉圧力容器へ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、低圧原子炉代替注水系の流路として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-31C) は、設計基準対象施設として冷却水を C-残留熱除去ポンプにより原子炉圧力容器へ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系の流路として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-32A, X-32B) は、設計基準対象施設として冷却水を残留熱除去ポンプにより原子炉圧力容器へ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系の流路として使用するために設置する。</p>									

【設 定 根 拠】(続き)

本貫通部 (X-34) は、設計基準対象施設として冷却水を低圧炉心スプレイポンプにより原子炉圧力容器内にスプレイするために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに低圧炉心スプレイ系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-35) は、設計基準対象施設として冷却水を高圧炉心スプレイポンプにより原子炉圧力容器内にスプレイするために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに高圧炉心スプレイ系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-50) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材を原子炉浄化循環ポンプにより浄化装置に導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 X-31A, X-31B, X-31C, X-32A, X-32B, X-34, X-35, X-50 のスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

1.2 X-31A, X-31B, X-31C, X-34, X-35 のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ 8.62MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、原子炉圧力容器の重大事故等時における使用圧力に合わせ 8.98MPa とする。

【設 定 根 拠】 (続き)

1.3 X-32A, X-32B のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、原子炉再循環系配管の最高使用圧力に合わせ 10.4MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、原子炉再循環系配管の重大事故等時における使用圧力に合わせ 10.4MPa とする。

1.4 X-50 のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ 8.62MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、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設計条件とし、8.62MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-31A, X-31B, X-31C, X-32A, X-32B, X-34, X-35, X-50 のスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃ とする。

2.2 X-31A, X-31B, X-31C, X-32A, X-32B, X-34, X-35 のフルードヘッド、プロセス管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するフルードヘッド、プロセス管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ 302℃ とする。

重大事故等時に使用するフルードヘッド、プロセス管の温度は、原子炉圧力容器の重大事故等時における使用温度に合わせ 304℃ とする。

2.3 X-50 のフルードヘッド、プロセス管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するフルードヘッド、プロセス管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ 302℃ とする。

重大事故等時に使用するフルードヘッド、プロセス管の温度は、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設計条件とし、302℃ とする。

【設 定 根 拠】 (続き)

3. 外径の設定根拠

3.1 X-31A, X-31B, X-31C, X-32A, X-32B, X-34, X-35, X-50 のスリーブ, セーフエンドパイプ, フルードヘッドの外径

本スリーブ, セーフエンドパイプ, フルードヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

3.2 X-31A, X-31B, X-31C, X-32A, X-32B, X-34, X-35, X-50 のベローズの外径

本ベローズを重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

3.3 X-31A のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 接続する残留熱除去系, 残留熱代替除去系, 低圧原子炉代替注水系の流路の外径と同仕様で設計し, mm とする。

3.4 X-31B のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 接続する残留熱除去系, 低圧原子炉代替注水系の流路の外径と同仕様で設計し, mm とする。

3.5 X-31C, X-32A, X-32B のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 接続するに残留熱除去系の流路の外径と同仕様で設計し, mm とする。

3.6 X-34 のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 接続するに低圧炉心スプレイ系の流路の外径と同仕様で設計し, mm とする。

3.7 X-35 のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 接続するに高圧炉心スプレイ系の流路の外径と同仕様で設計し, mm とする。

3.8 X-50 のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-31A, X-31B, X-31C, X-32A, X-32B, X-34, X-35, X-50) は, 設計基準対象施設として各 1 個, 合計 8 個設置する。

【設 定 根 拠】（続き）

本貫通部（X-31A, X-31B, X-31C, X-32A, X-32B, X-34, X-35, X-50）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。

貫 通 部 番 号		X-38, X-39						
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427(0.853)				8.62	8.62 (8.98)	
最 高 使 用 温 度	℃	171(200)		302	302 (304)	302	302 (304)	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
構 成	—	スリー ブ	セーフ エンド パイプ	ベロー ズ	フルード ヘッド	フルード ヘッド	プロ セス 管	プロセス 管
個 数	—	2						
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本貫通部 (X-38) は、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原子炉隔離時冷却系のタービンに導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系の流路として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-39) は、設計基準対象施設として冷却水を A-残留熱除去ポンプにより原子炉圧力容器内にスプレーするために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 X-38, X-39 のスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの最高使用圧力 設計基準対象施設として使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。</p> <p>重大事故等時に使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。</p> <p>1.2 X-38 のプロセス管の最高使用圧力 設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ 8.62MPa とする。</p> <p>重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、原子炉圧力容器の重大事故等時における使用圧力に合わせ 8.98MPa とする。</p>								

【設 定 根 拠】(続き)

1.3 X-39 のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ 8.62MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、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設計条件とし、8.62MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-38, X-39 のスリーブ, セーフエンドパイプ, ベローズの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブ, セーフエンドパイプ, ベローズの最高使用温度は、原子炉格納容器(ドライウエル)の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ, セーフエンドパイプ, ベローズの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器(ドライウエル)の使用温度に合わせ 200℃ とする。

2.2 X-38 のフルードヘッド, プロセス管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するフルードヘッド, プロセス管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ 302℃ とする。

重大事故等時に使用するフルードヘッド, プロセス管の温度は、原子炉圧力容器の重大事故等時における使用温度に合わせ 304℃ とする。

2.3 X-39 のフルードヘッド, プロセス管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するフルードヘッド, プロセス管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ 302℃ とする。

重大事故等時に使用するフルードヘッド, プロセス管の温度は、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設計条件とし、302℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-38, X-39 のスリーブ, セーフエンドパイプ, フルードヘッドの外径

本スリーブ, セーフエンドパイプ, フルードヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

3.2 X-38, X-39 のベローズの外径

本ベローズを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

【設 定 根 拠】(続き)

3.3 X-38 のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系の流路の外径と同仕様で設計し、mm とする。

3.4 X-39 のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-38, X-39) は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 2 個設置する。

本貫通部 (X-38, X-39) 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。

貫 通 部 番 号	X-11					
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)				8.62
最 高 使 用 温 度	℃	171 (200)			302	302
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	セーフ エンド パイプ	ベローズ	フルード ヘッド	プロセス管
個 数	—	1				

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-11) は、設計基準対象施設として主蒸気のドレン水を復水器へ導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 X-11 のスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズ、フルードヘッドの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

1.2 X-11 のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ 8.62MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、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設計条件とし、8.62MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-11 のスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、セーフエンドパイプ、ベローズの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

【設 定 根 拠】(続き)

2.2 X-11 のフルードヘッド，プロセス管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するフルードヘッド，プロセス管の最高使用温度は，原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ 302℃とする。

重大事故等時に使用するフルードヘッド，プロセス管の温度は，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設計条件とし，302℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-11 のスリーブ，セーフエンドパイプ，フルードヘッドの外径

本スリーブ，セーフエンドパイプ，フルードヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

3.2 X-11 のベローズの外径

本ベローズを重大事故等時において使用する場合の外径は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

3.3 X-11 のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は，設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため，設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-11) は，設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-11) 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。

貫 通 部 番 号	X-244A, X-244B, X-244C, X-244D, X-244E, X-244F, X-244G, X-244H	
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)
最 高 使 用 温 度	℃	104 (200)
外 径	mm	□
構 成	—	スリーブ
個 数	—	8

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-244A, X-244B, X-244C, X-244D, X-244E, X-244F, X-244G, X-244H) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時にドライウエルに放出される蒸気をドライウエルからサブプレッションチェンバのプール水中に導き、ここで蒸気を凝縮させるために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の最高使用温度に合わせ 104℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-244A, X-244B, X-244C, X-244D, X-244E, X-244F, X-244G, X-244H のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し □ mm とする。

【設 定 根 拠】(続き)

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-244A, X-244B, X-244C, X-244D, X-244E, X-244F, X-244G, X-244H) は, 設計基準対象施設として各 1 個, 合計 8 個設置する。

本貫通部 (X-244A, X-244B, X-244C, X-244D, X-244E, X-244F, X-244G, X-244H) 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。

貫 通 部 番 号	X-91	
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)
最 高 使 用 温 度	℃	171 (200)
外 径	mm	□
構 成	—	スリーブ 平板
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-91) は、設計基準対象施設として運転中は原子炉格納容器バウンダリを確保するため閉止しており、将来の設備増加あるいは設置変更等により原子炉格納容器貫通部の追加に備えて設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-91 のスリーブ、平板の外径

本スリーブ、平板を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し □ mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-91) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-91) 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。

貫 通 部 番 号	X-80, X-81, X-201, X-202, X-203, X-208, X-210, X-240, X-241		
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)	
最 高 使 用 温 度	℃	171 (200)	104 (200)
外 径	mm	□	
構 成	—	スリーブ	スリーブ
個 数	—	9	

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-80) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器 (ドライウエル) 内の雰囲気ガスを換気するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-81) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器 (ドライウエル) 内の雰囲気ガスを換気するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに格納容器フィルタベント系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-201) は、設計基準対象施設としてサブプレッションプール水を A-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-202) は、設計基準対象施設としてサブプレッションプール水を B-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、残留熱代替除去系の流路として使用するために設置する。

【設 定 根 拠】 (続き)

本貫通部 (X-203) は、設計基準対象施設としてサブプレッションプール水を C-残留熱除去ポンプに供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、高圧原子炉代替注水系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-208) は、設計基準対象施設としてサブプレッションプール水を低圧炉心スプレイポンプに供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分に低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに低圧炉心スプレイ系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-210) は、設計基準対象施設としてサブプレッションプール水を高圧炉心スプレイポンプに供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分に低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに高圧炉心スプレイ系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-240) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) 内の雰囲気ガスを換気するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-241) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) 内の雰囲気ガスを換気するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに格納容器フィルタベント系の流路として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

【設 定 根 拠】 (続き)

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-80, X-81 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

2.2 X-201, X-202, X-203, X-208, X-210, X-240, X-241 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の最高使用温度に合わせ 104℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-80, X-240 のスリーブの外径

本スリーブ管を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 mm とする。

3.2 X-81, X-241 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する格納容器フィルタベント系の流路の外径と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 X-201 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する残留熱除去系の流路の外径と同仕様で設計し、 mm とする。

3.4 X-202 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する残留熱除去系、残留熱代替除去系の流路の外径と同仕様で設計し、 mm とする。

3.5 X-203 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する残留熱除去系、高圧原子炉代替注水系の流路の外径と同仕様で設計し、 mm とする。

【設 定 根 拠】(続き)

3.6 X-208 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する低圧炉心スプレイ系の流路の外径と同仕様で設計し、mm とする。

3.7 X-210 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する高圧炉心スプレイ系の流路の外径と同仕様で設計し、mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-80, X-81, X-201, X-202, X-203, X-208, X-210, X-240, X-241) は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 9 個設置する。

本貫通部 (X-80, X-81, X-201, X-202, X-203, X-208, X-210, X-240, X-241) は、設計基準対象施設として 9 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。

貫 通 部 番 号	X-90A, X-90B, X-92	
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)
最 高 使 用 温 度	℃	171 (200)
外 径	mm	□
構 成	—	スリーブ 平板
個 数	—	3

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-90A, X-90B, X-92) は, 設計基準対象施設として運転中は原子炉格納容器バウンダリを確保するため閉止しており, 将来の設備増加あるいは設置変更等により原子炉格納容器貫通部の追加に備えて設置する。また, 原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり, かつ, 放射性物質の拡散に対する障壁を形成し, その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては, 重大事故等時における圧力, 温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ, 平板の最高使用圧力は, 原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ, 平板の圧力は, 重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ, 平板の最高使用温度は, 原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ, 平板の温度は, 重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-90A, X-90B, X-92 のスリーブ, 平板の外径

本スリーブ, 平板を重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し □ mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-90A, X-90B, X-92) は, 設計基準対象施設として各 1 個, 合計 3 個設置する。

本貫通部 (X-90A, X-90B, X-92) 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。

貫 通 部 番 号	X-250, X-251, X-253, X-254, X-255, X-256	
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427(0.853)
最 高 使 用 温 度	℃	104(200)
外 径	mm	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ 平板
個 数	—	6

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-250, X-251, X-253, X-254, X-255, X-256) は、設計基準対象施設として運転中は原子炉格納容器バウンダリを確保するため閉止しており、将来の設備増加あるいは設置変更等により原子炉格納容器貫通部の追加に備えて設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用温度は、原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の最高使用温度に合わせ 104℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-250, X-251, X-253, X-254, X-255, X-256 のスリーブ、平板の外径

本スリーブ、平板を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

【設 定 根 拠】(続き)

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-250, X-251, X-253, X-254, X-255, X-256) は, 設計基準対象施設として各 1 個, 合計 6 個設置する。

本貫通部 (X-250, X-251, X-253, X-254, X-255, X-256) 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。

貫 通 部 番 号	X-30A, X-30B	
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.92
最 高 使 用 温 度	℃	171(200)
外 径	mm	□
構 成	—	スリーブ
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-30A) は、設計基準対象施設として冷却水を原子炉格納容器内にスプレーするために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、格納容器代替スプレー系、ペDESTAL代替注水系、原子炉格納容器スプレー設備 (残留熱除去系 (格納容器冷却モード)) の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-30B) は、設計基準対象施設として冷却水を原子炉格納容器内にスプレーするために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、格納容器代替スプレー系、残留熱代替除去系、原子炉格納容器スプレー設備 (残留熱除去系 (格納容器冷却モード)) の流路として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、残留熱除去系配管の最高使用圧力に合わせ 3.92MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、残留熱除去系配管の重大事故等時における使用圧力に合わせ 3.92MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウェル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウェル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

【設 定 根 拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

3.1 X-30A のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する残留熱除去系、格納容器代替スプレイ系、ペDESTAL代替注水系、原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード））の流路の外径と同仕様で設計し、mmとする。

3.2 X-30B のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する残留熱除去系、格納容器代替スプレイ系、残留熱代替除去系、原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード））の流路の外径と同仕様で設計し、mmとする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-30A, X-30B）は、設計基準対象施設として各1個、合計2個設置する。

本貫通部（X-30A, X-30B）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。

貫 通 部 番 号	X-61, X-62, X-106, X-110, X-111			
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.37	0.427(0.853)	
最 高 使 用 温 度	℃	171(200)		
外 径	mm	<input type="text"/>		
構 成	—	スリーブ	スリーブ	平板
個 数	—	5		

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-61, X-62) は、設計基準対象施設として冷却水を原子炉格納容器内の冷却が必要な機器に供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-106, X-110, X-111) は、設計基準対象施設として運転中は原子炉格納容器バウンダリを確保するため閉止しており、将来の設備増加あるいは設置変更等により原子炉格納容器貫通部の追加に備えて設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 X-61, X-62 のスリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉補機冷却系配管の最高使用圧力に合わせ 1.37MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、原子炉補機冷却系配管の重大事故等時における使用圧力に合わせ 1.37MPa とする。

1.2 X-106, X-110, X-111 のスリーブ、平板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-61, X-62 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃とする。

2.2 X-106, X-110, X-111 のスリーブ，平板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブ，平板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃とする。

重大事故等時に使用するスリーブ，平板の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-61, X-62 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

3.2 X-106, X-110, X-111 のスリーブ，平板の外径

本スリーブ，平板を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-61, X-62, X-106, X-110, X-111）は、設計基準対象施設として各 1 個，合計 5 個設置する。

本貫通部（X-61, X-62, X-106, X-110, X-111）は、設計基準対象施設として 5 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。

貫 通 部 番 号	X-204, X-205, X-209, X-213		
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427(0.853)	0.98
最 高 使 用 温 度	℃	104(200)	184(200)
外 径	mm	□	
構 成	—	スリーブ	スリーブ
個 数	—	4	

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-204, X-205) は、設計基準対象施設としてサブプレッションプール水を残留熱除去系にて冷却してサブプレッションチェンバに戻すために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード)) の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-209) は、設計基準対象施設として運転中は原子炉格納容器バウンダリを確保するため閉止しており、低圧炉心スプレイ系の試験運転時にサブプレッションプール水をサブプレッションチェンバに戻すために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-213) は、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原子炉隔離時冷却系のタービンからサブプレッションプールへ排気するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系の流路として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 X-204, X-205, X-209 のスリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

1.2 X-213 のスリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉隔離時冷却系配管の最高使用圧力に合わせ 0.98MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、原子炉隔離時冷却系配管の重大事故等時における使用圧力に合わせ 0.98MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-204, X-205, X-209 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度に合わせ 104℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度に合わせ 200℃ とする。

2.2 X-213 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉隔離時冷却系蒸気駆動タービンからサブプレッションチェンバまでの配管の最高使用温度に合わせ 184℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-204, X-205 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する残留熱除去系、原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））の流路の外径と同仕様で設計し、mm とする。

3.2 X-209 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、mm とする。

3.3 X-213 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系の流路の外径と同仕様で設計し、mm とする。

【設 定 根 拠】(続き)

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-204, X-205, X-209, X-213) は, 設計基準対象施設として各 1 個, 合計 4 個設置する。

本貫通部 (X-204, X-205, X-209, X-213) 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。

貫 通 部 番 号	X-233, X-505A, X-505B, X-505C, X-505D		
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427(0.853)	
最 高 使 用 温 度	℃	104(200)	
外 径	mm	□	□
構 成	—	スリーブ	平板
個 数	—	5	

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-233) は、設計基準対象施設として安全弁 RV213-1 及び安全弁 RV213-3 の開動作によって発生した原子炉冷却材をサプレッションプールへ排水するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-505A, X-505B, X-505C, X-505D) は、建設工事時の雨水ドレンを排水するために設置し、建設工事完了後において、設計基準対象施設として原子炉格納容器バウンダリを確保するため閉止している。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 X-233 のスリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

1.2 X-505A, X-505B, X-505C, X-505D のスリーブ、平板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-233 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度に合わせ 104℃とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度に合わせ 200℃とする。

2.2 X-505A, X-505B, X-505C, X-505D のスリーブ、平板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度に合わせ 104℃とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度に合わせ 200℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-233, X-505A, X-505B, X-505C, X-505D のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

3.2 X-505A, X-505B, X-505C, X-505D の平板の外径

本平板を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-233, X-505A, X-505B, X-505C, X-505D) は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 5 個設置する。

本貫通部 (X-233, X-505A, X-505B, X-505C, X-505D) は、設計基準対象施設として 5 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。

貫 通 部 番 号	X-98, X-99, X-107, X-214, X-242A, X-242B				
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.37	0.427(0.853)		
最 高 使 用 温 度	℃	171(200)			104(200)
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	スリーブ	フランジ	平板
個 数	—	6			

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-98) は、設計基準対象施設として冷却水を空調換気設備冷却水循環ポンプにより空調機へ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-99) は、設計基準対象施設として冷却水を空調換気設備冷却水循環ポンプにより空調機から放出するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-107) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の点検、補修作業における機器の搬出入に使用するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-214) は、設計基準対象施設としてサプレッションプール水を原子炉隔離時冷却ポンプに導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに原子炉隔離時冷却系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-242A, X-242B) は、設計基準対象施設として可燃性ガス濃度制御系で可燃性ガスを再結合させた際に生じる水蒸気をサプレッションチェンバへ導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

【設 定 根 拠】（続き）

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 X-98, X-99 のスリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉補機冷却系配管の最高使用圧力に合わせ 1.37MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、原子炉補機冷却系配管の重大事故等時における使用圧力に合わせ 1.37MPa とする。

1.2 X-107, X-214, X-242A, X-242B のスリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ 0.853MPa とする。

1.3 X-107 のフランジ，平板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するフランジ，平板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するフランジ，平板の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-98, X-99, X-107 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃ とする。

2.2 X-107 のフランジ，平板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するフランジ，平板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するフランジ，平板の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃ とする。

2.3 X-214, X-242A, X-242B のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度に合わせ 104℃ とする。

【設定根拠】(続き)

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブレーションチェンバ）の使用温度に合わせ 200℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-98, X-99, X-107, X-242A, X-242B のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

3.2 X-214 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する原子炉隔離時冷却系の流路の外径と同仕様で設計し、 mm とする。

3.3 X-107 のフランジ、平板の外径

本フランジ、平板を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-98, X-99, X-107, X-214, X-242A, X-242B）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 6 個設置する。

本貫通部（X-98, X-99, X-107, X-214, X-242A, X-242B）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。

貫 通 部 番 号	X-82A, X-82B, X-200A, X-200B, X-212A			
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427(0.853)	3.92	8.62
最 高 使 用 温 度	℃	171(200)	104(200)	302
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	スリーブ	スリーブ
個 数	—	5		

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-82A, X-82B) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に原子炉格納容器内で発生する可燃性ガスを可燃性ガス濃度制御系へ導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-200A, X-200B) は、設計基準対象施設としてサブプレッションプール水をサブプレッションチェンバ内にスプレイするために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに残留熱除去系、原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (格納容器冷却モード)) の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-212A) は、設計基準対象施設として閉止した主蒸気隔離弁を通過してタービン側へ漏えいする主蒸気をサブプレッションチェンバに導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 X-82A, X-82B のスリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

1.2 X-200A, X-200B のスリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、残留熱除去系配管の最高使用圧力に合わせ 3.92MPa とする。

【設定根拠】 (続き)

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、残留熱除去系配管の重大事故等時における使用圧力に合わせ 3.92MPa とする。

1.3 X-212A のスリーブの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ 8.62MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、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設計条件とし、8.62MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-82A, X-82B のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃ とする。

2.2 X-200A, X-200B のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度に合わせ 104℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度に合わせ 200℃ とする。

2.3 X-212A のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ 302℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、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設計条件とし、302℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-82A, X-82B, X-212A のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

【設 定 根 拠】(続き)

3.2 X-200A, X-200B のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する残留熱除去系、原子炉格納容器スプレイ設備(残留熱除去系(格納容器冷却モード))の流路の外径と同仕様で設計し、mmとする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部(X-82A, X-82B, X-200A, X-200B, X-212A)は、設計基準対象施設として各1個、合計5個設置する。

本貫通部(X-82A, X-82B, X-200A, X-200B, X-212A)は、設計基準対象施設として5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。

貫 通 部 番 号	X-215		
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427(0.853)	
最 高 使 用 温 度	℃	104(200)	
外 径	mm	□	
構 成	—	スリーブ	
個 数	—	1	

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-215) は、設計基準対象施設として原子炉隔離時冷却系の真空ポンプの排気をサブプレッションチェンバに導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の最高使用温度に合わせ 104℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-215 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し □mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-215) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-215) 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。

貫 通 部 番 号		X-69
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.86
最 高 使 用 温 度	℃	171(200)
外 径	mm	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-69) は、設計基準対象施設として圧縮空気を原子炉格納施設内の圧縮空気が必要となる設備へ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、計装用圧縮空気系及び所内用圧縮空気系配管の最高使用圧力に合わせ 0.86MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、計装用圧縮空気系及び所内用圧縮空気系配管の重大事故等時における使用圧力に合わせ 0.86MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウェル）の最高使用温度に合わせ 171℃とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウェル）の使用温度に合わせ 200℃とする。

3. 外径の設定根拠






3.1 X-69 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-69) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-69) 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。

貫 通 部 番 号	X-60, X-67, X-68A, X-68B, X-68C					
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427(0.853)		1.37	0.86	1.77
最 高 使 用 温 度	℃	171(200)	171(200)	171(200)	171(200)	171(200)
外 径	mm					
構 成	—	スリーブ	フルード ヘッド	プロセス 管	プロセス 管	プロセス 管
個 数	—	5				

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-60) は、設計基準対象施設として補給水を原子炉格納容器内へ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びにペDESTAL代替注水系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-67) は、設計基準対象施設として圧縮空気を原子炉格納施設内の圧縮空気が必要となる設備へ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-68A, X-68B) は、設計基準対象施設として窒素を逃がし安全弁窒素ガス供給系より逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータに供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに逃がし安全弁窒素ガス供給系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-68C) は、設計基準対象施設として窒素を逃がし安全弁窒素ガス供給系より逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータへ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに逃がし安全弁窒素ガス供給系の流路として使用するために設置する。

【設 定 根 拠】 (続き)

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 X-60, X-67, X-68A, X-68B, X-68C のスリーブ, フルードヘッドの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブ, フルードヘッドの最高使用圧力は, 原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ, フルードヘッドの圧力は, 重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

1.2 X-60 のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は, 補給水系配管の最高使用圧力を上回る 1.37MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は, ペDESTAL代替注水系配管の重大事故等時における使用圧力に合わせ 1.37MPa とする。

1.3 X-67 のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は, 計装用圧縮空気系及び所内用圧縮空気系配管の最高使用圧力に合わせ 0.86MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は, 計装用圧縮空気系及び所内用圧縮空気系配管の重大事故等時における使用圧力に合わせ 0.86MPa とする。

1.4 X-68A, X-68B, X-68C のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は, 逃がし安全弁窒素ガス供給系配管の最高使用圧力に合わせ 1.77MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は, 逃がし安全弁窒素ガス供給系配管の重大事故等時における使用圧力に合わせ 1.77MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ, フルードヘッド, プロセス管の最高使用温度は, 原子炉格納容器 (ドライウェル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ, フルードヘッド, プロセス管の温度は, 重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウェル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-60, X-67, X-68A, X-68B, X-68C のスリーブ, フルードヘッドの外径

本スリーブ, フルードヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

【設 定 根 拠】(続き)

3.2 X-60 のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続するペDESTAL代替注水系の流路の外径と同仕様で設計し、mm とする。

3.3 X-67 のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

3.4 X-68A, X-68B, X-68C のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する逃がし安全弁窒素ガス供給系の流路の外径と同仕様で設計し、mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-60, X-67, X-68A, X-68B, X-68C) は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 5 個設置する。

本貫通部 (X-60, X-67, X-68A, X-68B, X-68C) は、設計基準対象施設として 5 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。

貫 通 部 番 号	X-22, X-83, X-84						
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)			8.62	0.98	1.37
最 高 使 用 温 度	℃	171 (200)		302	302	171 (200)	171 (200)
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリー ブ	フルー ドヘッ ド	フルー ドヘッ ド	プロセ ス 管	プロセ ス 管	プロセ ス 管
個 数	—	3					

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-22) は、設計基準対象施設としてほう酸水をほう酸水注入ポンプにより原子炉圧力容器へ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びにほう酸水注入系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-83) は、設計基準対象施設として原子炉格納施設内のドライウェル床ドレンをドライウェル床ドレンサンプより床ドレンタンクに導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-84) は、設計基準対象施設として原子炉格納施設内のドライウェル機器ドレンをドライウェル機器ドレンサンプより機器ドレンタンクに導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 X-22, X-83, X-84 のスリーブ、フルードヘッドの最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するスリーブ、フルードヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、フルードヘッドの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

1.2 X-22 のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ 8.62MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、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設計条件とし、8.62MPa とする。

1.3 X-83 のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、ドレン移送系配管の最高使用圧力に合わせ 0.98MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、ドレン移送系配管の重大事故等時における使用圧力に合わせ 0.98MPa とする。

1.4 X-84 のプロセス管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、ドレン移送系配管の最高使用圧力に合わせ 1.37MPa とする。

重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、ドレン移送系配管の重大事故等時における使用圧力に合わせ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-22, X-83, X-84 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃ とする。

2.2 X-83, X-84 のフルードヘッド、プロセス管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するフルードヘッド、プロセス管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するフルードヘッド、プロセス管の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃ とする。

2.3 X-22 のフルードヘッド、プロセス管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するフルードヘッド、プロセス管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ 302℃ とする。

重大事故等時に使用するフルードヘッド、プロセス管の温度は、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設計条件とし、302℃ とする。

【設 定 根 拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

3.1 X-22, X-83, X-84 のスリーブ, フルードヘッドの外径

本スリーブ, フルードヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

3.2 X-22 のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 接続するほう酸水注入系の流路の外径と同仕様で設計し, mm とする。

3.3 X-83, X-84 のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-22, X-83, X-84) は, 設計基準対象施設として各 1 個, 合計 3 個設置する。

本貫通部 (X-22, X-83, X-84) 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。

貫 通 部 番 号	X-13A, X-13B			
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)		8.62
最 高 使 用 温 度	℃	171 (200)	302	302
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	フルードヘッド	プロセス管
個 数	—	2		
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本貫通部 (X-13A, X-13B) は、設計基準対象施設としてパージ水を原子炉再循環ポンプのシールキャビティへ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 X-13A, X-13B のスリーブ、フルードヘッドの最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブ、フルードヘッドの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。</p> <p>重大事故等時に使用するスリーブ、フルードヘッドの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。</p> <p>1.2 X-13A, X-13B のプロセス管の最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用するプロセス管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ 8.62MPa とする。</p> <p>重大事故等時に使用するプロセス管の圧力は、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設計条件とし、8.62MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 X-13A, X-13B のスリーブの最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。</p> <p>重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。</p>				

【設 定 根 拠】(続き)

2.2 X-13A, X-13B のフルードヘッド, プロセス管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するフルードヘッド, プロセス管の最高使用温度は, 原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ 302℃とする。

重大事故等時に使用するフルードヘッド, プロセス管の温度は, 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設計条件とし, 302℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-13A, X-13B のスリーブ, フルードヘッドの外径

本スリーブ, フルードヘッドを重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

3.2 X-13A, X-13B のプロセス管の外径

本プロセス管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-13A, X-13B) は, 設計基準対象施設として各 1 個, 合計 2 個設置する。

本貫通部 (X-13A, X-13B) 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。

貫 通 部 番 号	X-14, X-130, X-131, X-132, X-133, X-134, X-135, X-136, X-137, X-138A, X-138B, X-140, X-141A, X-141B, X-145A, X-145B, X-145C, X-145D, X-145E, X-145F, X-146B, X-146D, X-164A, X-164B, X-170, X-180, X-181, X-182, X-183		
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)	
最 高 使 用 温 度	℃	171 (200)	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	平板
個 数	—	29	

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-14) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材の試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-130, X-131, X-132, X-133) は、設計基準対象施設として主に主蒸気系の流量を計測するため及び機器の差圧並びに圧力を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-134, X-135, X-136, X-137) は、設計基準対象施設として主に原子炉再循環ポンプ付近の差圧及び圧力を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-138A, X-138B) は、設計基準対象施設として、主に残留熱除去系の差圧を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

【設 定 根 拠】 (続き)

本貫通部 (X-140) は、設計基準対象施設として高圧炉心スプレイ系の差圧を計測するため、原子炉格納容器の全体漏えい率試験を行うため及び原子炉格納容器内に設置してある計装設備に圧縮空気を供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-141A, X-141B) は、設計基準対象施設として原子炉隔離時冷却系の差圧及び圧力を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-145A, X-145B, X-145C, X-145D, X-145E, X-145F) は、設計基準対象施設としてジェットポンプ付近の差圧及び原子炉压力容器内の炉心の差圧を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-146B, X-146D) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内のドライウェル圧力を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-164A) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器雰囲気ガスの試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに窒素ガス代替注入系の流路として使用するために設置する。

【設 定 根 拠】 (続き)

本貫通部 (X-164B, X-170) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器雰囲気ガスの試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-180) は、設計基準対象施設として運転中は原子炉格納容器バウンダリを確保するため閉止しており、将来の設備増加あるいは設置変更等により原子炉格納容器貫通部の追加に備えて設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-181) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内 (ドライウェル) の水位を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-182, X-183) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器雰囲気ガスの試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

【設 定 根 拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-14, X-130, X-131, X-132, X-133, X-134, X-135, X-136, X-137, X-138A, X-138B, X-140, X-141A, X-141B, X-145A, X-145B, X-145C, X-145D, X-145E, X-145F, X-146B, X-146D, X-164A, X-164B, X-170, X-180, X-181, X-182, X-183 のスリーブ、平板の外径

本スリーブ、平板を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-14, X-130, X-131, X-132, X-133, X-134, X-135, X-136, X-137, X-138A, X-138B, X-140, X-141A, X-141B, X-145A, X-145B, X-145C, X-145D, X-145E, X-145F, X-146B, X-146D, X-164A, X-164B, X-170, X-180, X-181, X-182, X-183）は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 29 個設置する。

本貫通部（X-14, X-130, X-131, X-132, X-133, X-134, X-135, X-136, X-137, X-138A, X-138B, X-140, X-141A, X-141B, X-145A, X-145B, X-145C, X-145D, X-145E, X-145F, X-146B, X-146D, X-164A, X-164B, X-170, X-180, X-181, X-182, X-183）は、設計基準対象施設として 29 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。

貫 通 部 番 号	X-162A, X-162B		
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427(0.853)	
最 高 使 用 温 度	℃	171(200)	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	平板
個 数	—	2	

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-162A, X-162B) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の放射線量率を計測する検出器を収納するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-162A, X-162B のスリーブ、平板の外径

本スリーブ、平板を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-162A, X-162B) は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 2 個設置する。

本貫通部 (X-162A, X-162B) 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。

貫 通 部 番 号	X-36, X-142A, X-142B, X-142C, X-142D, X-143A, X-143B, X-143C, X-143D, X-144A, X-144B, X-144C, X-144D, X-146A, X-146C, X-147, X-160, X-165, X-212B					
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)				
最 高 使 用 温 度	℃	171 (200)			104 (200)	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
構 成	—	スリーブ	平板	スリーブ	平板	
個 数	—	19				
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本貫通部 (X-36) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器雰囲気ガスの試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-142A, X-142B, X-142C, X-142D, X-143A, X-143B, X-143C, X-143D, X-144A, X-144B, X-144C, X-144D, X-147) は、設計基準対象施設として原子炉压力容器内の水位及び圧力を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分に低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-146A, X-146C) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内のドライウェル圧力を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-212B) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器雰囲気ガスの試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p>						

【設 定 根 拠】(続き)

本貫通部 (X-160, X-165) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器雰囲気ガスの試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-36, X-142A, X-142B, X-142C, X-142D, X-143A, X-143B, X-143C, X-143D, X-144A, X-144B, X-144C, X-144D, X-146A, X-146C, X-147, X-160, X-165 のスリーブ、平板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171°C とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200°C とする。

2.2 X-212B のスリーブ、平板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブ、平板の最高使用温度は、原子炉格納容器 (サプレッションチェンバ) の最高使用温度に合わせ 104°C とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、平板の温度は、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) の使用温度に合わせ 200°C とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-36, X-142A, X-142B, X-142C, X-142D, X-143A, X-143B, X-143C, X-143D, X-144A, X-144B, X-144C, X-144D, X-146A, X-146C, X-147, X-160, X-165, X-212B のスリーブ、平板の外径

本スリーブ、平板を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

【設定根拠】(続き)

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-36, X-142A, X-142B, X-142C, X-142D, X-143A, X-143B, X-143C, X-143D, X-144A, X-144B, X-144C, X-144D, X-146A, X-146C, X-147, X-160, X-165, X-212B) は, 設計基準対象施設として各 1 個, 合計 19 個設置する。

本貫通部 (X-36, X-142A, X-142B, X-142C, X-142D, X-143A, X-143B, X-143C, X-143D, X-144A, X-144B, X-144C, X-144D, X-146A, X-146C, X-147, X-160, X-165, X-212B) は, 設計基準対象施設として 19 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。

貫 通 部 番 号		X-20A, X-20B, X-20C, X-20D
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427(0.853)
最 高 使 用 温 度	℃	171(200)
外 径	mm	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ
個 数	—	154
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本貫通部 (X-20A, X-20B, X-20C, X-20D) は、設計基準対象施設として制御棒駆動水を制御棒駆動機構へ供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに制御棒駆動水圧系の流路として使用するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。</p> <p>重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウェル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。</p> <p>重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウェル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>3.1 X-20A, X-20B, X-20C, X-20D のスリーブの外径</p> <p>本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する制御棒駆動水圧系の流路の外径と同仕様で設計し、<input type="text"/>mm とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>本貫通部 (X-20A, X-20B, X-20C, X-20D) は、設計基準対象施設として X-20A は 35 個、X-20B は 42 個、X-20C は 42 個、X-20D は 35 個、合計 154 個設置する。</p> <p>本貫通部 (X-20A, X-20B, X-20C, X-20D) は、設計基準対象施設として 154 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

貫 通 部 番 号	X-23A, X-23B, X-23C, X-23D, X-23E		
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427(0.853)	
最 高 使 用 温 度	℃	171(200)	
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	フランジ
個 数	—	5	

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-23A, X-23B, X-23C, X-23D, X-23E) は、設計基準対象施設として移動式炉心内計装装置により出力領域モニタの校正を行うために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、フランジの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、フランジの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、フランジの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、フランジの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-23A, X-23B, X-23C, X-23D, X-23E のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

3.2 X-23A, X-23B, X-23C, X-23D, X-23E のフランジの外径

本フランジを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

【設 定 根 拠】(続き)

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-23A, X-23B, X-23C, X-23D, X-23E) は、設計基準対象施設として各 1 個、合計 5 個設置する。

本貫通部 (X-23A, X-23B, X-23C, X-23D, X-23E) は、設計基準対象施設として 5 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。

貫 通 部 番 号	X-21A, X-21B, X-21C, X-21D, X-320A, X-320B, X-321A, X-321B, X-322A, X-322B, X-322C, X-322D, X-322E, X-322F, X-332A, X-332B, X-340, X-350, X-351		
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853)	
最 高 使 用 温 度	℃	171 (200)	104 (200)
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>
構 成	—	スリーブ	スリーブ
個 数	—	204	

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-21A, X-21B, X-21C, X-21D) は、設計基準対象施設として制御棒駆動水をスクラム排水容器へ導くために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに制御棒駆動水圧系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-320A) は、設計基準対象施設として窒素ガスを真空破壊弁に供給し、遠隔で性能検査や検査を行う系統を構成するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分に低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁並びに窒素ガス代替注入系の流路として使用するために設置する。

本貫通部 (X-320B) は、設計基準対象施設として窒素ガスを真空破壊弁に供給し、遠隔で性能検査や検査を行う系統を構成するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分に低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-321A, X-321B) は、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバ内の圧力を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

【設 定 根 拠】 (続き)

本貫通部 (X-322A, X-322B, X-322C, X-322D, X-322E, X-322F) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内のサブプレッションプール水位を計測するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分に低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-332A, X-332B, X-340) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器雰囲気ガスの試料をサンプリング設備に送るために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分に低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

本貫通部 (X-350, X-351) は、設計基準対象施設として運転中は原子炉格納容器バウンダリを確保するため閉止しており、将来の設備増加あるいは設置変更等により原子炉格納容器貫通部の追加に備えて設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブの圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 (内圧) に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-21A, X-21B, X-21C, X-21D のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウェル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウェル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

2.2 X-320A, X-320B, X-321A, X-321B, X-322A, X-322B, X-322C, X-322D, X-322E, X-322F, X-332A, X-332B, X-340, X-350, X-351 のスリーブの最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の最高使用温度に合わせ 104℃ とする。

【設定根拠】(続き)

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器(サブプレッションチェンバ)の使用温度に合わせ 200℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-21A, X-21B, X-21C, X-21D のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する制御棒駆動水圧系の流路の外径と同仕様で設計し、mm とする。

3.2 X-320A, X-320B, X-321A, X-321B, X-322A, X-322B, X-322C, X-322D, X-322E, X-322F, X-332A, X-332B, X-340, X-350, X-351 のスリーブの外径

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-21A, X-21B, X-21C, X-21D, X-320A, X-320B, X-321A, X-321B, X-322A, X-322B, X-322C, X-322D, X-322E, X-322F, X-332A, X-332B, X-340, X-350, X-351) は、設計基準対象施設として X-21A は 35 個, X-21B は 42 個, X-21C は 42 個, X-21D は 35 個, X-320A は 6 個, X-320B は 6 個, X-321A は 1 個, X-321B は 1 個, X-322A, X-322B, X-322C, X-322D, X-322E, X-322F は各 1 個, X-332A は 6 個, X-332B は 6 個, X-340 は 6 個, X-350 は 6 個, X-351 は 6 個, 合計 204 個設置する。

本貫通部 (X-21A, X-21B, X-21C, X-21D, X-320A, X-320B, X-321A, X-321B, X-322A, X-322B, X-322C, X-322D, X-322E, X-322F, X-332A, X-332B, X-340, X-350, X-351) は、設計基準対象施設として 204 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。

貫 通 部 番 号	X-100A, X-100B, X-100C, X-100D				
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427(0.853)			
最 高 使 用 温 度	℃	171(200)			
外 径	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	—
構 成	—	スリーブ	アダプタ	ヘッダ	パイプ (ハウジング)
個 数	—	4			

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部 (X-100A, X-100B, X-100C, X-100D) は、設計基準対象施設として電力を原子炉再循環ポンプに供給するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、アダプタ、ヘッダ、パイプ(ハウジング)の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (内圧) に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、アダプタ、ヘッダ、パイプ(ハウジング)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) に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、アダプタ、ヘッダ、パイプ(ハウジング)の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブの温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (ドライウエル) の使用温度に合わせ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-100A, X-100B, X-100C, X-100D のスリーブ、アダプタ、ヘッダの外径

本スリーブ、アダプタ、ヘッダを重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため、設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

【設 定 根 拠】(続き)

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-100A, X-100B, X-100C, X-100D) は, 設計基準対象施設として各 1 個, 合計 4 個設置する。

本貫通部 (X-100A, X-100B, X-100C, X-100D) 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。

貫 通 部 番 号		X-101A, X-101B, X-101C, X-101D, X-102A, X-102B, X-102C, X-102D, X-102E, X-103A, X-103B, X-103C, X-104A, X-104B, X-104C, X-104D, X-105A, X-105B, X-105C, X-105D, X-300A, X-300B								
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853)								
最高使用温度	℃	171 (200)					104 (200)			
外 径	mm	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	—	—	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	—
構 成	—	スリ ー ブ	アダ プ タ	ヘッ ダ	モ ジ ュ ー ル (ボ デ イ)	モ ジ ュ ー ル (ボ デ イ/ プ ラ グ)	スリ ー ブ	アダ プ タ	ヘッ ダ	モ ジ ュ ー ル (ボ デ イ)
個 数	—	22								
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本貫通部 (X-101A, X-101B, X-101C, X-101D, X-102A, X-102B, X-102C, X-102D, X-102E, X-103A, X-103B, X-103C, X-104A, X-104B, X-104C, X-104D) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内に設置している機器に動力を供給するため及び制御信号並びに計測機器からの信号を伝達するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p> <p>本貫通部 (X-105A, X-105B, X-105C, X-105D) は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器内に配置した中性子測定モニタからのデータを記録計へ伝達するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。</p>										

【設 定 根 拠】(続き)

本貫通部 (X-300A, X-300B) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内に設置している機器の制御信号及び計測機器からの信号を伝達するために設置する。また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、その放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するスリーブ、アダプタ、ヘッド、モジュール(ボディ)、モジュール(ボディ/プラグ)の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)に合わせ 0.427MPa とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、アダプタ、ヘッド、モジュール(ボディ)、モジュール(ボディ/プラグ)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)に合わせ 0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-101A, X-101B, X-101C, X-101D, X-102A, X-102B, X-102C, X-102D, X-102E, X-103A, X-103B, X-103C, X-104A, X-104B, X-104C, X-104D, X-105A, X-105B, X-105C, X-105D のスリーブ、アダプタ、ヘッド、モジュール(ボディ)、モジュール(ボディ/プラグ)の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブ、アダプタ、ヘッド、モジュール(ボディ)、モジュール(ボディ/プラグ)の最高使用温度は、原子炉格納容器(ドライウエル)の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、アダプタ、ヘッド、モジュール(ボディ)、モジュール(ボディ/プラグ)の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器(ドライウエル)の使用温度に合わせ 200℃ とする。

2.2 X-300A, X-300B のスリーブ、アダプタ、ヘッド、モジュール(ボディ)の最高使用温度

設計基準対象施設として使用するスリーブ、アダプタ、ヘッド、モジュール(ボディ)の最高使用温度は、原子炉格納容器(サブプレッションチェンバ)の最高使用温度に合わせ 104℃ とする。

重大事故等時に使用するスリーブ、アダプタ、ヘッド、モジュール(ボディ)の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器(サブプレッションチェンバ)の使用温度に合わせ 200℃ とする。

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

- 3.1 X-101A, X-101B, X-101C, X-101D, X-102A, X-102B, X-102C, X-102D, X-102E, X-103A, X-103B, X-103C, X-104A, X-104B, X-104C, X-104D, X-105A, X-105B, X-105C, X-105D, X-300A, X-300B のスリーブ, アダプタの外径

本スリーブ, アダプタの外径スリーブ, アダプタを重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

- 3.2 X-101A, X-101B, X-101C, X-101D, X-102A, X-102B, X-102C, X-102D, X-102E, X-103A, X-103B, X-103C, X-104A, X-104B, X-104C, X-104D, X-105A, X-105B, X-105C, X-105D, X-300A, X-300B のヘッダの外径

本ヘッダを重大事故等時において使用する場合の外径は, 設計基準対象施設と同じ目的で原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する障壁として使用するため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-101A, X-101B, X-101C, X-101D, X-102A, X-102B, X-102C, X-102D, X-102E, X-103A, X-103B, X-103C, X-104A, X-104B, X-104C, X-104D, X-105A, X-105B, X-105C, X-105D, X-300A, X-300B) は, 設計基準対象施設として各 1 個, 合計 22 個設置する。

本貫通部 (X-101A, X-101B, X-101C, X-101D, X-102A, X-102B, X-102C, X-102D, X-102E, X-103A, X-103B, X-103C, X-104A, X-104B, X-104C, X-104D, X-105A, X-105B, X-105C, X-105D, X-300A, X-300B) は, 設計基準対象施設として 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。

3. 原子炉建屋

3.1 原子炉建屋原子炉棟

名	称	原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）
個	数	— 1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）は、設計基準対象施設として放射性物質の拡散に対する障壁（二次格納施設）を形成し、放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制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格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の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）として使用する原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）は、以下の機能を有する。 原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）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。 システム構成は、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を、非常用ガス処理系にて排気することにより中央制御室の運転員の被ばくを低減するため、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）を流路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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（原子炉建物水素濃度抑制設備）として使用する原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）は、以下の機能を有する。 原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）は、炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合に、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために設置する。 システム構成は、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に水素が漏えいした場合において、水素爆発を防止するために設置する静的触媒式水素処理装置へ水素を導くため、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）を流路として使用できる設計とする。 		

【設定根拠】（続き）

1. 個数の設定根拠

原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）は、設計基準対象施設として放射性物質の拡散に対する障壁を形成し、放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために1個設置する。

原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）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）

・原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の設計気密度について

原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）は放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するため、63Paの負圧環境下における原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の空間容積に対する空気漏えい率を100%/dとする。

この空間容積に対する空気漏えい率は島根2号機原子力発電所建設当時における既設プラントの実績に基づく値を採用している。

3.2 機器搬出入口

名	称	原子炉建物機器搬出入口
個	数	—
		1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 原子炉建物機器搬出入口は、設計基準対象施設として原子炉建物内における点検、補修作業等の際に機器、資材等を搬出入するために設置する。また、放射性物質の拡散に対する障壁（二次格納施設）を形成し、放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制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格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の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）として使用する原子炉建物機器搬出入口は、以下の機能を有する。 原子炉建物機器搬出入口は、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、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を、非常用ガス処理系にて排気することにより中央制御室の運転員の被ばくを低減するため、流路として使用する原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の一部として原子炉建物機器搬出入口を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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（原子炉建物水素濃度抑制設備）として使用する原子炉建物機器搬出入口は、以下の機能を有する。 原子炉建物機器搬出入口は、炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合に、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために設置する。 系統構成は、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に水素が漏えいした場合において、水素爆発を防止するために設置する静的触媒式水素処理装置へ水素を導くため、流路として使用する原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の一部として原子炉建物機器搬出入口を使用できる設計とする。 		

【設 定 根 拠】（続き）

1. 個数の設定根拠

原子炉建物機器搬出入口は，設計基準対象施設として 1 個設置する。

原子炉建物機器搬出入口は，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。

3.3 エアロック

名	称	原子炉建物エアロック
個	数	— 8
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 原子炉建物エアロックは、設計基準対象施設として原子炉建物内における点検、補修作業等の際に使用するために設置する。また、放射性物質の拡散に対する障壁（二次格納施設）を形成し、放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制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格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の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）として使用する原子炉建物エアロックは、以下の機能を有する。 原子炉建物エアロックは、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、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を、非常用ガス処理系にて排気することにより中央制御室の運転員の被ばくを低減するため、流路として使用する原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の一部として原子炉建物エアロックを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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（原子炉建物水素濃度抑制設備）として使用する原子炉建物エアロックは、以下の機能を有する。 原子炉建物エアロックは、炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合に、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために設置する。 系統構成は、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に水素が漏えいした場合において、水素爆発を防止するために設置する静的触媒式水素処理装置へ水素を導くため、流路として使用する原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の一部として原子炉建物エアロックを使用できる設計とする。 		

【設 定 根 拠】（続き）

1. 個数の設定根拠

原子炉建物エアロックは，設計基準対象施設として 8 個設置する。

原子炉建物エアロックは，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。

4. 圧力低減設備その他の安全設備

4.1 真空破壊装置

名	称	真空破壊装置
個	数	— 8
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 真空破壊装置は、設計基準対象施設としてドライウェル圧力がサプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、圧力差により自動的に働き、サプレッションチェンバのプール水の逆流及びドライウェルの外圧による破損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格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（真空破壊装置）として使用する真空破壊装置は、以下の機能を有する。 <p>真空破壊装置は、発電用原子炉施設の安全性を確保する上で機器に作用する圧力の過度の上昇を適切に防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、想定される重大事故等時において、ドライウェル圧力がサプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、圧力差により自動的に働き、サプレッションチェンバのプール水の逆流及びドライウェルの外圧による破損を防止できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠 真空破壊装置は、設計基準対象施設としてドライウェル圧力がサプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、ドライウェルとサプレッションチェンバの圧力を均一にしてドライウェルの外圧による破損を防止するために必要な個数である8個設置する。</p> <p>真空破壊装置は、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。</p> <p>なお、真空破壊装置の必要個数についてはVI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に示す。</p>		

4.2 ダウンカマ

名	称	ダウンカマ
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853)
最高使用温度	℃	171 (200)
個数	—	64
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 ダウンカマは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時にドライウエルに放出される蒸気をベント管、ベントヘッド及びダウンカマを通してドライウエルからサブプレッションチェンバのプール水中に導き、蒸気を凝縮させるために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（ダウンカマ）として使用するダウンカマは、以下の機能を有する。 <p>ダウンカマは、重大事故等対処設備として原子炉冷却材喪失時にドライウエルに放出される蒸気をベント管、ベントヘッド及びダウンカマを通してドライウエルからサブプレッションチェンバのプール水中に導き、蒸気を凝縮させるために設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用するダウンカマの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）に合わせ 0.427MPa とする。 <p>ダウンカマを重大事故等時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）に合わせ 0.853MPa とする。</p> <ol style="list-style-type: none"> 2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用するダウンカマの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。 <p>ダウンカマを重大事故等時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（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃ とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 個数の設定根拠

ダウンカマは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時にドライウエルに放出される蒸気をベント管、ベントヘッダ及びダウンカマを通してドライウエルからサプレッションチェンバのプール水中に導き、蒸気を凝縮させるために必要な個数である 64 個を設置する。

ダウンカマは、設計基準対象施設として64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 ベントヘッダ

名	称	ベントヘッダ
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853)
最高使用温度	℃	171 (200)
個数	—	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 ベントヘッダは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時にドライウエルに放出される蒸気をベント管、ベントヘッダ及びダウンカムを通してドライウエルからサプレッションチェンバのプール水中に導き、蒸気を凝縮させるために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（ベントヘッダ）として使用するベントヘッダは、以下の機能を有する。 <p>ベントヘッダは、重大事故等対処設備として原子炉冷却材喪失時にドライウエルに放出される蒸気をベント管、ベントヘッダ及びダウンカムを通してドライウエルからサプレッションチェンバのプール水中に導き、蒸気を凝縮させるために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用するベントヘッダの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）に合わせ 0.427MPa とする。</p> <p>ベントヘッダを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ 0.853MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用するベントヘッダの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ 171℃ とする。</p> <p>ベントヘッダを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ 200℃ とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 個数の設定根拠

ベントヘッダは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時にドライウエルに放出される蒸気をベント管、ベントヘッダ及びダウンカマを通してドライウエルからサプレッションチェンバのプール水中に導き、蒸気を凝縮させるために必要な個数である1個を設置する。

ベントヘッダは、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。

4.4 原子炉格納容器安全設備

4.4.1 原子炉格納容器スプレイ設備

名	称	A-ドライウエルスプレイ管
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	171 (200)
外	径	mm
		267.4/355.6

【設定根拠】

(概要)

本主配管は、設計基準対象施設として、サブプレッションチェンバのプール水をドライウエルにスプレイするために設置する。

重大事故等対処設備としては、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器にスプレイするため、低圧原子炉代替注水槽の水を低圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉格納容器にスプレイするため及び原子炉格納容器にスプレイし原子炉格納容器下部にスプレイ水を蓄水するため又はサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去ポンプにより原子炉格納容器にスプレイするために設置する。

本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 2 として下記に示す。

原子炉格納容器スプレイ設備主配管の設計仕様を表 4.4.1-1 原子炉格納容器スプレイ設備主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P 1 : 3.92MPa

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力は、残留熱除去系主配管「A-格納容器代替スプレイライン合流部～A-ドライウエルスプレイ管」の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「A-格納容器代替スプレイライン合流部～A-ドライウエルスプレイ管」の使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 171°C (200°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は，原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ，171°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ，200°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの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残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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，355.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	口径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	15.1	250	0.04419	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2	355.6	19.0	350	0.07922	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

名 称	B-ドライウェルスプレイ管	
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	171 (200)
外 径	mm	267.4/355.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、設計基準対象施設として、サブプレッションチェンバのプール水をドライウェルにスプレイするために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器にスプレイするため及び原子炉格納容器にスプレイし原子炉格納容器下部にスプレイ水を蓄水するため又はサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去ポンプにより原子炉格納容器にスプレイするために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 2 として下記に示す。</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備主配管の設計仕様を表 4.4.1-1 原子炉格納容器スプレイ設備主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力は、残留熱除去系主配管「B-格納容器代替スプレイライン合流部～B-ドライウェルスプレイ管」の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「B-格納容器代替スプレイライン合流部～B-ドライウェルスプレイ管」の使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 171°C (200°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は，原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ，171°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ，200°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの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残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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，355.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	口径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	267.4	15.1	250	0.04419	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 2	355.6	19.0	350	0.07922	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

名	称	サプレッションチェンバスプレイ管
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	104 (200)
外	径	mm
		114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、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サプレッションチェンバにスプレイするために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 2，外径の設定根拠を D 3 として下記に示す。</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備主配管の設計仕様を表 4.4.1-1 原子炉格納容器スプレイ設備主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 3.92MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力は、残留熱除去系主配管「A-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部～サプレッションチェンバスプレイ管」及び「B-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部～サプレッションチェンバスプレイ管」の最高使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「A-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部～サプレッションチェンバスプレイ管」及び「B-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部～サプレッションチェンバスプレイ管」の使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 104℃ (200℃)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は，サブプレッションチェンバの最高使用温度に合わせ，104℃とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の使用温度に合わせ，200℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時に使用する残留熱除去ポンプの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残留熱除去ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	口径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	114.3	6.0	100A	0.00822	□*	□	□

注記*：サブプレッションプール水冷却モードの設計流量

表 4.4.1-1 原子炉格納容器スプレイ設備主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉格納容器スプレイ管	A-ドライウェルスプレイ管	3.92	P 1	171 (200*)	T 1	267.4	D 1
						355.6	D 2
						355.6 /355.6 /355.6	—
						355.6	—
						355.6 /267.4	—
	B-ドライウェルスプレイ管	3.92	P 1	171 (200*)	T 1	267.4	D 1
						355.6	D 2
						355.6 /355.6 /355.6	—
						355.6	—
						355.6 /267.4	—
	サプレッションチェンバス プレイ管	3.92	P 1	104 (200*)	T 2	114.3	D 3
						114.3 /114.3 /114.3	—
						114.3	—
						114.3	—

注記*：重大事故等時における使用時の値

4.4.2 格納容器代替スプレイ系

名 称	格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南） ～ A-格納容器代替スプレイライン合流部	
最高使用圧力	MPa	2.45/3.92
最高使用温度	℃	66/185
外 径	mm	114.3/76.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）からA-格納容器代替スプレイライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器にスプレイするために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、P2、最高使用温度の設定根拠をT1、T2、外径の設定根拠をD1、D2として以下に示す。</p> <p>格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様を表4.4.2-1 格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 2.45MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 <input type="text"/> MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p><u>P2 : 3.92MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「A-格納容器代替スプレイライン合流部」の使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 66℃

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。

T 2 : 185℃

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「A-格納容器代替スプレイライン合流部」の使用温度に合わせ、185℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、水源から供給される水は淡水又は海水であるため、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, 76.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	□*1	□	□
D 2	76.3	7.0	65	0.00305	□*1	□*2	□

注記*1：重大事故等時における原子炉格納容器への必要スプレイ流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で □ m/s）を下回るため問題ない。

名	称	格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西） ～ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内） ライン合流部
最高使用圧力	MPa	2.45
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		114.3
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本主配管は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）から格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器にスプレイするために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様を表 4.4.2-1 格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 2.45MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 <input type="text" value="2.45"/> MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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又は海水であるため、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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における原子炉格納容器への必要スプレイ流量

名 称		格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内） ライン合流部 ～ 残留熱代替除去系スプレイライン合流部
最高使用圧力	MPa	2.45/3.92
最高使用温度	℃	66/185
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部から残留熱代替除去系スプレイライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器にスプレイするために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1， P 2， 最高使用温度の設定根拠を T 1， T 2， 外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様を表 4.4.2-1 格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 2.45MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 <input type="text"/> MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p><u>P 2 : 3.92MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「B-格納容器代替スプレイライン合流部」の使用圧力に合わせて、3.92MPa とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 66°C

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66°Cとする。

T 2 : 185°C

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「B-格納容器代替スプレイライン合流部」の使用温度に合わせ、185°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、水源から供給される水は淡水又は海水であるため、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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における原子炉格納容器への必要スプレイ流量

名	称	残留熱代替除去系スプレイライン合流部 ～ B-格納容器代替スプレイライン合流部
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	185
外	径	mm
		114.3/76.3
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本主配管は、残留熱代替除去系スプレイライン合流部からB-格納容器代替スプレイライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器にスプレイするために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 1，D 2として以下に示す。</p> <p>格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様を表 4.4.2-1 格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 3.92MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系主配管「B-格納容器代替スプレイライン合流部」の使用圧力に合わせて、3.92MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 185℃</u></p> <p>本主配管を重大事故等時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主配管「B-格納容器代替スプレイライン合流部」の使用温度に合わせて、185℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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又は海水であるため、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、76.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	□*1	□	□
D 2	76.3	7.0	65	0.00305	□*1	□*2	□

注記*1：重大事故等時における原子炉格納容器への必要スプレイ流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で □m/s）を下回るため問題ない。

名	称	格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内） ～ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
最高使用圧力	MPa	2.45
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>（概 要）</p> <p>本主配管は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）から格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器にスプレイするために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様を表 4.4.2-1 格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 2.45MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 <input type="text"/> MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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又は海水であるため、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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における原子炉格納容器への必要スプレイ流量

表 4.4.2-1 格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様表（その 1）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
格納容器代替スプレイ系 （可搬型）接続口（南） ～ A-格納容器代替スプレイライン合流部	2.45*	P 1	66*	T 1	165.2	—
					/114.3	—
					114.3	D 1
	3.92*	P 2	185*	T 2	114.3	D 1
					114.3	—
					114.3	—
					/—	—
					/114.3	—
114.3	—					
76.3	D 2					
格納容器代替スプレイ系 （可搬型）接続口（西） ～ 格納容器代替スプレイ系 （可搬型）接続口（屋内） ライン合流部	2.45*	P 1	66*	T 1	165.2	—
					/114.3	—
					114.3	D 1
114.3	—					
格納容器代替スプレイ系 （可搬型）接続口（屋内） ライン合流部 ～ 残留熱代替除去系スプレイ ライン合流部	2.45*	P 1	66*	T 1	114.3	—
					/114.3	—
					/114.3	—
	3.92*	P 2	185*	T 2	114.3	—
					/114.3	—
					/—	—
					114.3	D 1
114.3	—					

注記*：重大事故等時における使用時の値

表 4.4.2-1 格納容器代替スプレイ系主配管の設計仕様表（その 2）

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
格納容器代替スプレイ系	残留熱代替除去系スプレイ ライン合流部 ～ B-格納容器代替スプレイラ イン合流部	3.92*	P 2	185*	T 2	114.3	—
	/114.3						
	/114.3						
	114.3					D 1	
	114.3					—	
		114.3	—				
		/76.3	—				
		76.3	D 2				
格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 接続口 (屋内) ～ 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 接続口 (屋内) ライン合流部	2.45*	P 1	66*	T 1	165.2	—	
					/114.3	D 1	
					114.3	—	

注記*：重大事故等時における使用時の値

4.4.3 ペDESTAL代替注水系

名	称	ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南） ～ ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
最高使用圧力	MPa	2.45 / 1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要) 本主配管は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）からペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器下部に注水するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1， P 2， 最高使用温度の設定根拠を T 1， 外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様を表 4.4.3-1 ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 2.45MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 <input type="text" value="2.45"/> MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時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を上回る圧力とし、1.37MPa とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 66℃

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、水源から供給される水は淡水又は海水であるため、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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における原子炉格納容器下部への必要注水流量

名 称		ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部 ～ ペDESTAL代替注水系合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部からペDESTAL代替注水系合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器下部に注水するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様を表 4.4.3-1 ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力を上回る圧力とし、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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又は海水であるため、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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における原子炉格納容器下部への必要注水流量

名 称	ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西） ～ ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	2.45
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）からペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器下部に注水するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様を表 4.4.3-1 ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 2.45MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 <input type="text" value="2.45"/> MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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又は海水であるため、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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における原子炉格納容器下部への必要注水流量

名 称		ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部 ～ ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
最高使用圧力	MPa	2.45 / 1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要) 本主配管は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部からペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器下部に注水するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，P 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様を表 4.4.3-1 ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 2.45MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 <input type="text"/> MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時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を上回る圧力とし、1.37MPa とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 66°C

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、水源から供給される水は淡水又は海水であるため、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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における原子炉格納容器下部への必要注水流量

名 称	ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内） ～ ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	2.45
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）からペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器下部に注水するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として以下に示す。</p> <p>ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様を表 4.4.3-1 ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 2.45MPa</u> 本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における大量送水車の最高使用圧力 <input type="text"/> MPa を上回る圧力とし、2.45MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 66℃</u> 本主配管を重大事故等時において使用する場合は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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又は海水であるため、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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における原子炉格納容器下部への必要注水流量

名 称		ペDESTAL代替注水系合流部 ～ 弁MV272-196
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	89.1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、ペDESTAL代替注水系合流部から弁MV272-196までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車に原子炉格納容器下部に注水するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 2として以下に示す。</p> <p>ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様を表 4.4.3-1 ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 1.37MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時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を上回る圧力とし、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、「ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部～ペDESTAL代替注水系合流部」の使用温度に合わせ、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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又は海水であるため、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、89.1mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	89.1	5.5	80	0.00479	□*1	□*2	□

注記*1：重大事故等時における原子炉格納容器下部への必要注水流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で□m/s）を下回るため問題ない。

名 称		弁MV272-196 ～ 弁 V272-3
最高使用圧力	MPa	0.93
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	89.1/114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、弁MV272-196から弁V272-3までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器下部に注水するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 2，外径の設定根拠を D 2，D 1 として以下に示す。</p> <p>ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様を表 4.4.3-1 ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 3 : 0.93MPa</u> 本主配管を重大事故等時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）を上回る圧力とし、0.93MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 2 : 200℃</u> 本主配管を重大事故等時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（ドライウエル）の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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又は海水であるため、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、89.1mm、114.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	89.1	5.5	80	0.00479	□*1	□*2	□
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	□*1	□	□

注記*1：重大事故等時における原子炉格納容器下部への必要注水流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（ステンレス鋼で □m/s）を下回るため問題ない。

名	称	弁 V272-3 ～ 原子炉格納容器下部
最高使用圧力	MPa	0.93
最高使用温度	℃	200
外	径	mm
		114.3/89.1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、弁 V272-3 から原子炉格納容器下部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、外部水源を大量送水車により原子炉格納容器下部に注水するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 2，外径の設定根拠を D 1，D 2 として以下に示す。</p> <p>ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様を表 4.4.3-1 ペDESTAL代替注水系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 0.93MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時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）を上回る圧力とし、0.93MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 200℃</u></p> <p>本主配管を重大事故等時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（ドライウエル）の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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又は海水であるため、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, 89.1mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	6.0	100	0.00822	□ ^{*1}	□	□
D 2	89.1	5.5	80	0.00479	□ ^{*1}	□ ^{*2}	□

注記*1：重大事故等時における原子炉格納容器下部への必要注水流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（ステンレス鋼で □ m/s）を下回るため問題ない。

表 4.4.3-1 ペデスタル代替注水系主配管の設計仕様表 (その 1)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
ペ デ ス タ ル 代 替 注 水 系	ペデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (南)	2.45*	P 1	66*	T 1	165.2	—
	～					/114.3	—
	ペデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (西) ライン					114.3	D 1
	合流部	1.37*	P 2			114.3	D 1
	ペデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (西) ライン合流部	1.37*	P 2	66*	T 1	114.3	—
	～					/114.3	—
	ペデスタル代替注水系合流部					114.3	D 1
						114.3	—
						/114.3	—
						/—	—
						114.3	D 1
	ペデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (西)	2.45*	P 1	66*	T 1	165.2	—
	～					/114.3	—
	ペデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (屋内) ライン合流部					114.3	D 1
	ペデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (屋内) ライン合流部	2.45*	P 1	66*	T 1	114.3	—
	～					/114.3	—
ペデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (西) ライン合流部	114.3					D 1	
	114.3					—	
	114.3					D 1	
	1.37*	P 2			114.3	—	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 4.4.3-1 ペデスタル代替注水系主配管の設計仕様表 (その 2)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
ペ デ ス タ ル 代 替 注 水 系	ペデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (屋内)	2.45*	P 1	66*	T 1	165.2	—
	～					/114.3	
	ペデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (屋内) ライン合流部					114.3	—
	ペデスタル代替注水系合流部	1.37*	P 2	66*	T 1	89.1	—
	～					/—	
	弁 MV272-196					89.1	—
						89.1	D 2
	弁 MV272-196	0.93*	P 3	200*	T 2	89.1	D 2
	～					89.1	—
	弁 V272-3					114.3	—
						/—	
						/89.1	
		114.3	D 1				
	弁 V272-3	0.93*	P 3	200*	T 2	114.3	D 1
	～					114.3	—
原子炉格納容器下部	/114.3					—	
	/—						
	114.3					—	
	114.3					—	
	/89.1	—					
	89.1	—					
	89.1	D 2					

注記* : 重大事故等時における使用時の値

4.4.4 残留熱代替除去系

名 称		残留熱代替除去ポンプ
容 量	m ³ /h/個	□以上(150)
揚 程	m	□以上(70)
最 高 使 用 圧 力	MPa	吸込側 1.37 / 吐出側 2.50
最 高 使 用 温 度	℃	185
原 動 機 出 力	kW/個	75
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

(概 要)

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（残留熱代替除去系）として使用する残留熱代替除去ポンプは、以下の機能を有する。

残留熱代替除去ポンプは、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、残留熱代替除去ポンプによりサプレッションチェンパのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留除去系等を経由して原子炉圧力容器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。

【設定根拠】(続き)

1. 容量の設定根拠

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(残留熱代替除去系)として使用する残留熱代替除去ポンプの容量は、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、有効性が確認されている容量が \square m³/h (原子炉圧力容器への注水流量が \square m³/h, 原子炉格納容器へのスプレイ流量が \square m³/h) のため、 \square m³/h/個以上とする。

- ① 原子炉圧力容器の注水流量 : \square m³/h
事故後 \square 時間後の崩壊熱に相当する必要注水量
- ② 原子炉格納容器のスプレイ流量 : \square m³/h
重大事故等時の原子炉格納容器スプレイ流量
- ③ ①と②の合計 : \square m³/h

上記から、残留熱代替除去ポンプの容量は、 \square m³/h/個以上とする。

公称値については、 \square 150m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

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(残留熱代替除去系)として使用する残留熱代替除去ポンプの揚程は、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、圧力損失が最大となる原子炉格納容器へスプレイする配管ルートにおける静水頭、機器及び配管・弁類圧力損失を基に設定する。

- ① 静水頭 : \square m
(サブプレッションチェンバ最低水位EL: \square ~ 下部スプレイヘッドEL: \square = \square)
- ② 配管・機器圧力損失 : \square m (既設配管圧損含む)
ただし、異物付着無しの状態におけるストレーナ圧損、異物付着による圧損上昇は、残留熱除去系ストレーナの既工事計画書添付書類の算定値と同じとする。
- ③ ①と②の合計 : \square m

上記から、残留熱代替除去ポンプの揚程は \square m を上回る \square 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 70m とする。

【設定根拠】(続き)

3. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 吸込側

重大事故等対処設備として使用する残留熱代替除去ポンプの吸込側の圧力は、主配管「残留熱代替除去ポンプ入口ライン分岐部～残留熱代替除去ポンプ」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。

(2) 吐出側

重大事故等対処設備として使用する残留熱代替除去ポンプの吸込側の圧力は、ポンプ吸込側最高使用圧力 1.37MPa、ポンプ締切運転時の揚程 MPa の合計である MPa を上回る 2.50MPa とする。

① ポンプ吸込側最高使用圧力 : 1.37MPa

(残留熱除去系の最高使用圧力)

② ポンプ締切揚程 : MPa

$$\text{} \times 1000 \times (9.80665 \times 10^{-6}) = \text{} \div \text{} \text{ MPa}$$

(m: 残留熱代替除去ポンプ予想性能曲線図より)

③ ①と②の合計 : MPa

上記から、残留熱代替除去ポンプの最高使用圧力は③を上回る値とし、2.50MPaとする。

【設定根拠】(続き)

4. 最高使用温度の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する残留熱代替除去ポンプの温度は、主配管「残留熱代替除去ポンプ入口ライン分岐部～残留熱代替除去ポンプ」の最高使用温度に合わせ、185℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する残留熱代替除去ポンプの原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002)「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力(kW)

P_w : 水動力(kW)

ρ : 密度(kg/m³) = 1000

g : 重力加速度(m/s²) = 9.80665

Q : 容量(m³/s) = 150/3600

H : 揚程(m) = 70

η : ポンプ効率(%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{150}{3600}\right) \times 70}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記から、残留熱代替除去ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、75kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

残留熱代替除去ポンプは、重大事故等対処設備として残留熱除去ポンプによる原子炉格納容器の循環冷却に移行できない場合の代替設備で、循環冷却を行うために必要な個数である2個(うち1個は予備)を設置する。

名	称	残留熱代替除去ポンプ入口ライン分岐部 ～ 残留熱代替除去ポンプ
最高使用圧力	MPa	(1.37)
最高使用温度	℃	(185)
外	径	mm
		216.3/267.4/165.2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、残留熱代替除去ポンプ入口ライン分岐部から残留熱代替除去ポンプまでを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、サプレッションチェンバのプール水を残留熱代替除去ポンプにより原子炉圧力容器に供給および、原子炉格納容器にスプレーするために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 2，D 3 として下記に示す。</p> <p>残留熱代替除去系主配管の設計仕様を表 2.4.4-1 残留熱代替除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : (1.37MPa)</u> 重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力 P 1 は、残留熱除去系の使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : (185℃)</u> 重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度 T 1 は、残留熱除去系の使用温度に合わせ、185℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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、267.4mm、165.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	216.3	8.2	200	0.03138	□*	□	□
D 2	267.4	9.3	250	0.04862	□*	□	□
D 3	165.2	7.1	150	0.01791	□*	□	□

注記*：重大事故等時における残留熱代替除去ポンプの定格流量

名	称	残留熱代替除去ポンプ ～ 残留熱代替除去ポンプ出口ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	(2.50) / (3.92)	
最高使用温度	℃	(185)	
外	径	mm	165.2 / 216.3 / 114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、残留熱代替除去ポンプから残留熱代替除去ポンプ出口ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱代替除去ポンプにより原子炉圧力容器に供給および、原子炉格納容器にスプレイするために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2, P 3, 最高使用温度の設定根拠をT 1, 外径の設定根拠をD 3, D 1, D 4として下記に示す。</p> <p>残留熱代替除去系主配管の設計仕様を表 2.4.4-1 残留熱代替除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : (2.50MPa)</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力P 2は、残留熱代替除去ポンプの使用圧力に合わせて、2.50MPaとする。</p> <p><u>P 3 : (3.92MPa)</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力P 3は、残留熱除去系の使用圧力に合わせて、3.92MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : (185℃)</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度T 1は、残留熱除去系の使用温度に合わせて、185℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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, 216.3mm, 114.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	165.2	7.1	150	0.01791	□ ^{*1}	□	□
D 1	216.3	8.2	200	0.03138	□ ^{*1}	□	□
D 4	114.3	8.6	100	0.00741	□ ^{*1}	□ ^{*2}	□

注記*1：重大事故等時における残留熱代替除去ポンプの定格流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で□m/s）を下回るため問題ない。

名	称	残留熱代替除去ポンプ出口ライン合流部 ～ 残留熱代替除去ポンプ注水ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	(3.92)	
最高使用温度	℃	(185)	
外	径	mm	114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、残留熱代替除去ポンプ出口ライン合流部から残留熱代替除去ポンプ注水ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱代替除去ポンプにより原子炉圧力容器に供給および、原子炉格納容器にスプレイするために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 4 として下記に示す。</p> <p>残留熱代替除去系主配管の設計仕様を表 2.4.4-1 残留熱代替除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 3 : (3.92MPa)</u> 重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力 P 3 は、残留熱除去系の使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : (185℃)</u> 重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度 T 1 は、残留熱除去系の使用温度に合わせ、185℃ とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	114.3	8.6	100	0.00741	□*1	□*2	□

注記*1：重大事故等時における残留熱代替除去ポンプの定格流量

*2：当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で□m/s）を下回るため問題ない。

名 称	残留熱代替除去系原子炉注水ライン分岐部 ～ 残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	(3.92)
最高使用温度	℃	(185)
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、残留熱代替除去系原子炉注水ライン分岐部から残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、サプレッションチェンバのプール水を残留熱代替除去ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 5，D 6 として下記に示す。</p> <p>残留熱代替除去系主配管の設計仕様を表 2.4.4-1 残留熱代替除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 3 : (3.92MPa)</u> 重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力 P 3 は、残留熱除去系の使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : (185℃)</u> 重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度 T 1 は、残留熱除去系の使用温度に合わせ、185℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	114.3	8.6	100	0.00741	□*	□	□
D 6	114.3	6.0	100	0.00822	□*	□	□

注記*：重大事故等時における原子炉圧力容器への必要注水流量

名	称	残留熱代替除去系スプレイライン分岐部 ～ 残留熱代替除去系スプレイライン合流部	
最高使用圧力	MPa	(3.92)	
最高使用温度	℃	(185)	
外	径	mm	165.2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、残留熱代替除去系スプレイライン分岐部から残留熱代替除去系スプレイライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、サプレッションチェンバのプール水を残留熱代替除去ポンプにより原子炉格納容器にスプレイするために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 7，D 8 として下記に示す。</p> <p>残留熱代替除去系主配管の設計仕様を表 2.4.4-1 残留熱代替除去系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 3 : (3.92MPa)</u> 重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力 P 3 は、残留熱除去系の使用圧力に合わせ、3.92MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : (185℃)</u> 重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度 T 1 は、残留熱除去系の使用温度に合わせ、185℃ とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 7	165.2	11.0	150	0.01611	□*	□	□
D 8	165.2	7.1	150	0.01791	□*	□	□

注記*：重大事故等時における原子炉格納容器への必要注水流量

表 2.4.4-1 残留熱代替除去系主配管の設計仕様表 (その 1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
残留熱代替除去系 残留熱代替除去ポンプ入口 ライン分岐部 ～ 残留熱代替除去ポンプ	1.37*	P 1	185*	T 1	216.3	D 1
					216.3	—
					267.4 /216.3	—
					267.4	D 2
					267.4	—
					267.4 /— /267.4	—
					267.4 /267.4 /267.4	—
					267.4 /165.2	—
					165.2	—
					165.2	D 3
残留熱代替除去系 残留熱代替除去ポンプ ～ 残留熱代替除去ポンプ出口 ライン合流部	2.50*	P 2	185*	T 1	165.2	D 3
					165.2	—
					165.2 /165.2 /165.2	—
					165.2 /165.2 /—	—
					216.3 /165.2	—
					216.3	D 1
					216.3	—
					165.2 /114.3	—
					114.3	D 4
	114.3	—				
3.92*	P 3	185*	T 1			

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 2.4.4-2 残留熱代替除去系主配管の設計仕様表 (その 2)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
残留熱代替除去系	残留熱代替除去ポンプ出口 ライン合流部 ～ 残留熱代替除去ポンプ注水 ライン合流部	3.92*	P 3	185*	T 1	114.3	—
						/—	—
						/114.3	—
						114.3	D 4
						114.3	D 4
	残留熱代替除去系原子炉注 水ライン分岐部 ～ 残留熱代替除去系原子炉注 水ライン合流部	3.92*	P 3	185*	T 1	114.3	—
						216.3	—
						/114.3	—
						165.2	—
						/114.3	—
	残留熱代替除去系スプレ イライン分岐部 ～ 残留熱代替除去系スプレ イライン合流部	3.92*	P 3	185*	T 1	114.3	D 5
						114.3	—
						114.3	D 5
						114.3	—
						114.3	—
						114.3	D 6
	残留熱代替除去系スプレ イライン分岐部 ～ 残留熱代替除去系スプレ イライン合流部	3.92*	P 3	185*	T 1	165.2	D 7
						165.2	—
165.2						D 7	
165.2						—	
165.2						D 8	
165.2						—	
					/114.3	—	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

4.5 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

4.5.1 非常用ガス処理系

名 称	原子炉建物開放口 ～ 窒素ガス制御系合流部	
最高使用圧力	MPa	0.0137
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、原子炉建物開放口から窒素ガス制御系合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系前置ガス処置装置フィルタ及び非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタに通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を排気筒（非常用ガス処理系用）から排気するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1として下記に示す。</p> <p>非常用ガス処理系主配管の設計仕様を表4.5.1-1 非常用ガス処理系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 0.0137MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力は、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の原子炉格納容器外の最高圧力を上回る圧力とし、0.0137MPaとする。</p> <p>本主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とし、0.0137MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 66℃




設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、非常時の原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の原子炉格納容器外の雰囲気最高温度に合わせ、66℃とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、66℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	9.5	400	0.11787			

注記*：非常用ガス処理系の設計流量




名 称	窒素ガス制御系合流部 ～ 非常用ガス処理系排風機	
最高使用圧力	MPa	0.0137
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、窒素ガス制御系合流部から非常用ガス処理系排風機までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系前置ガス処置装置フィルタ及び非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタに通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を排気筒（非常用ガス処理系用）から排気するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1として下記に示す。</p> <p>非常用ガス処理系主配管の設計仕様を表 4.5.1-1 非常用ガス処理系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 0.0137MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力は、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の原子炉格納容器外の最高圧力を上回る圧力とし、0.0137MPaとする。</p> <p>本主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とし、0.0137MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、非常時の原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の原子炉格納容器外の雰囲気最高温度に合わせ、66℃とする。</p> <p>本主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とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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非常用ガス処理系排風機の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	9.5	400	0.11787			

注記*：非常用ガス処理系の設計流量




名 称		弁MV217-18 ～ 弁MV217-23出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	0.0137 (0.853)
最高使用温度	℃	66 (200)
外 径	mm	406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、弁 MV217-18 から弁 MV217-23 出口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系前置ガス処置装置フィルタ及び非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタに通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 2，外径の設定根拠を D 1 として下記に示す。</p> <p>非常用ガス処理系主配管の設計仕様を表 4.5.1-1 非常用ガス処理系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 2 : 0.0137MPa (0.853MPa)</u> 設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力は、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の原子炉格納容器外の最高圧力を上回る圧力とし、0.0137MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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）に合わせ、0.853MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 2 : 66℃ (200℃)</u> 設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、非常時の原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の原子炉格納容器外の雰囲気最高温度に合わせ、66℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、原子炉格納容器雰囲気ガスを格納容器フィルタベント系を經由して外部に放出する際の設計流速が、設計基準対象施設としての設計流速を上回るが、配管内最高流速以下となるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	9.5	400	0.11787	 *		

注記*：非常用ガス処理系の設計流量

名 称	弁MV217-23出口ライン合流部 ～ 非常用ガス処理系入口ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	0.0137 (0.853)
最高使用温度	℃	66 (200)
外 径	mm	—
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、弁 MV217-23 出口ライン合流部から非常用ガス処理系入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系前置ガス処置装置フィルタ及び非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタに通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2, 最高使用温度の設定根拠を T 2 として下記に示す。 非常用ガス処理系主配管の設計仕様を表 4.5.1-1 非常用ガス処理系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 2 : 0.0137MPa (0.853MPa)</u> 設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力は、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の原子炉格納容器外の最高圧力を上回る圧力とし、0.0137MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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）に合わせ、0.853MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 2 : 66℃ (200℃)</u> 設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、非常時の原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の原子炉格納容器外の雰囲気最高温度に合わせ、66℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

名 称		非常用ガス処理系排風機 ～ 非常用ガス処理系前置ガス処理装置
最高使用圧力	MPa	0.02
最高使用温度	℃	66 / 120
外 径	mm	406.4 / 515.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、非常用ガス処理系排風機から非常用ガス処理系前置ガス処理装置までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタ及び非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタに通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を排気筒（非常用ガス処理系用）から排気するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 1，T 3，外径の設定根拠を D 1，D 2，継手の外径の設定根拠を F 1 として下記に示す。</p> <p>非常用ガス処理系主配管の設計仕様を表 4.5.1-1 非常用ガス処理系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 0.02MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力は、非常用ガス処理系排風機の吐出側の最高使用圧力に合わせ、0.02MPa とする。</p> <p>本主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とし、0.02MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、非常時の原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の原子炉格納容器外の雰囲気最高温度に合わせ、66℃とする。</p> <p>本主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とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

T 3 : 120℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタの最高使用温度に合わせ、120℃とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、120℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機の容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	9.5	400	0.11787	□*	□	□
D 2	406.4	8.0	400	0.11970	□*	□	□

注記*：非常用ガス処理系の設計流量

(2) 継手

F 1 : 515.0mm

伸縮継手の外径

名 称	非常用ガス処理系前置ガス処理装置 ～ 非常用ガス処理系後置ガス処理装置	
最高使用圧力	MPa	0.02
最高使用温度	℃	120
外 径	mm	406.4 / 515.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、非常用ガス処理系前置ガス処理装置から非常用ガス処理系後置ガス処理装置までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタ及び非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタに通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を排気筒（非常用ガス処理系用）から排気するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3，最高使用温度の設定根拠を T 3，外径の設定根拠を D 1，D 2，継手の外径の設定根拠を F 1 として下記に示す。</p> <p>非常用ガス処理系主配管の設計仕様を表 4.5.1-1 非常用ガス処理系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 0.02MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力は、非常用ガス処理系排風機の吐出側の最高使用圧力に合わせ、0.02MPa とする。</p> <p>本主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とし、0.02MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 3 : 120℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタの最高使用温度に合わせ、120℃ とする。</p> <p>本主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とし、120℃ とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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非常用ガス処理系排風機の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機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以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	9.5	400	0.11787			
D 2	406.4	8.0	400	0.11970			

注記*：非常用ガス処理系の設計流量

(2) 継手

F 1 : 515.0mm

伸縮継手の外径




名 称	非常用ガス処理系後置ガス処理装置 ～ 排気筒	
最高使用圧力	MPa	0.02
最高使用温度	℃	120
外 径	mm	406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、非常用ガス処理系後置ガス処理装置から排気筒までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の空気を非常用ガス処理系前置ガス処置装置フィルタ及び非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタに通し、排気中の放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を排気筒（非常用ガス処理系用）から排気するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、最高使用温度の設定根拠をT 3、外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>非常用ガス処理系主配管の設計仕様を表 4.5.1-1 非常用ガス処理系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 0.02MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力は、非常用ガス処理系排風機の吐出側の最高使用圧力に合わせ、0.02MPaとする。</p> <p>本主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とし、0.02MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 3 : 120℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタの最高使用温度に合わせ、120℃とする。</p> <p>本主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とし、120℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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非常用ガス処理系排風機の容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する非常用ガス処理系排風機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以下であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	9.5	400	0.11787	 *		

注記*：非常用ガス処理系の設計流量

表 4.5.1-1 非常用ガス処理系主配管の設計仕様表 (その1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉建物開放口 ～ 窒素ガス制御系合流部	0.0137	P 1	66	T 1	406.4	—
					406.4	D 1
					406.4	D 1
					406.4	—
					406.4 /406.4 /406.4	—
窒素ガス制御系合流部 ～ 非常用ガス処理系排風機	0.0137	P 1	66	T 1	406.4	—
					406.4	—
					/—	—
					406.4	D 1
					406.4	—
弁MV217-18 ～ 弁MV217-23出口ライン合流部	0.0137 (0.853*)	P 2	66 (200*)	T 2	406.4	D 1
					406.4	—
弁MV217-23出口ライン合流部 ～ 非常用ガス処理系入口ライン 分岐部	0.0137 (0.853*)	P 2	66 (200*)	T 2	406.4	—
					406.4 /406.4 /406.4	—
					406.4	—
					/—	—
					/267.4	—

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 4.5.1-1 非常用ガス処理系主配管の設計仕様表 (その2)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
非常用 ガス 処理系	非常用ガス処理系排風機	0.02	P 3	66	T 1	406.4	D 1
	~ 非常用ガス処理系前置ガス処 理装置			120	T 3	406.4	D 2
	非常用ガス処理系前置ガス処 理装置	0.02	P 3	120	T 3	515.0	F 1
	~ 非常用ガス処理系前置ガス処 理装置					406.4	D 1
	非常用ガス処理系後置ガス処 理装置					406.4	—
	~ 非常用ガス処理系後置ガス処 理装置					406.4	D 2
	~ 排気筒	0.02	P 3	120	T 3	515.0	F 1
	非常用ガス処理系後置ガス処 理装置					406.4	D 1
	~ 排気筒					406.4	—
	~ 排気筒					406.4 /406.4 /406.4	—
	~ 排気筒					406.4 /406.4 /—	—
	~ 排気筒					406.4 /— /406.4	—

S2 補 VI-1-1-5-7 R0

名	称	非常用ガス処理系排風機
容	量	m ³ /h/個 <input type="text"/> 以上 (4400)
原	動	機
出	力	kW/個 <input type="text"/>
個	数	— 2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>非常用ガス処理系排風機は、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持することを目的に設置する。また、非常用ガス処理系排風機は、工学的安全施設作動回路からの信号により、自動的に常用の換気空調系が閉止されるとともに起動し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を <input type="text"/> Pa の負圧に保ち、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）空間容積の <input type="text"/> % を 1 日で処理する能力を持ち、非常用電源設備に接続し、外部電源喪失時でも運転制御が可能な設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の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）として使用する非常用ガス処理系排風機は、以下の機能を有する。</p> <p>非常用ガス処理系排風機は、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために設置する。</p> <p>系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、非常用ガス処理系排風機により原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒（非常用ガス処理系用）から排気することにより、中央制御室にとどまる運転員の被ばくを低減することができる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する非常用ガス処理系排風機の容量は、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に保ち、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の空間容積（機器、配管の容積を除いた値）の <input type="text"/> % を 1 日で処理できる容量とし、<input type="text"/> m³/h/個以上とする。</p> <p>非常用ガス処理系排風機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とし、<input type="text"/> m³/h/個以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量以上である 4400m³/h/個とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する非常用ガス処理系排風機の原動機出力は、風量が 4400m³/h 時の軸動力を基に設定する。

$$L = \frac{L_T}{\eta_T/100} = \frac{\frac{\kappa}{\kappa-1} \cdot \frac{P_{T1} \cdot Q_1}{6 \cdot 10^4} \cdot \left\{ \left(\frac{P_{T2}}{P_{T1}} \right)^{\frac{\kappa-1}{\kappa}} - 1 \right\}}{\eta_T/100} \dots \frac{P_{S2}}{P_{S1}} > 1.03 \text{ のとき}$$

$$L = \frac{L_T}{\eta_T/100} = \frac{\frac{Q_1}{6 \cdot 10^4} \cdot \{(P_{S2} - P_{S1}) + (p_{d2} - p_{d1})\}}{\eta_T/100} \dots \frac{P_{S2}}{P_{S1}} \leq 1.03 \text{ のとき}$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 3 0 (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 = 1.40

Q₁: 吸込空気量(m³/min) = 4400/60

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) =

η_T: 全圧効率(%) (設計計画値) =

$$\frac{P_{S2}}{P_{S1}} = \frac{\text{}}{\text{}} > 1.03 \text{ より}$$

$$L = \frac{\frac{1.40}{1.40-1} \times \frac{\text{} \times \left(\frac{4400}{60} \right)}{6 \times 10^4} \times \left\{ \left(\frac{\text{}}{\text{}} \right)^{\frac{1.40-1}{1.40}} - 1 \right\}}{\text{} / 100} = \text{} = \text{} \text{ kw}$$

上記から、非常用ガス処理系排風機の原動機出力は、軸動力 kW を上回る出力とし、 kW/個とする。

非常用ガス処理系排風機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とし、 kW/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 個数の設定根拠

非常用ガス処理系排風機（原動機含む）は、設計基準対象施設として放射性物質の放出を伴う事故時に放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するために必要な個数として A 系，B 系それぞれ各 1 個設置し，合計 2 個設置する。

非常用ガス処理系排風機（原動機含む）は、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタ
効	率	—
個	数	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタは、設計基準対象施設として放射性物質の放出を伴う事故時に放射性よう素・粒子状放射性物質を除去低減することを目的に設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の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）として使用する非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタは、以下の機能を有する。 非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタは、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために設置する。 系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合に非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタを流路として、非常用ガス処理系排風機により原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒（非常用ガス処理系用）から排気することにより、中央制御室にとどまる運転員の被ばくを低減できる設計とする。 <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした放射性よう素・粒子状放射性物質及び燃料集合体の落下時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に放出された放射性よう素・粒子状放射性物質を除去するために必要な個数として A 系、B 系それぞれ各 1 個設置し、合計 2 個設置する。</p> <p>非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタは、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタ
効	率	—
個	数	2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタは、設計基準対象施設として放射性物質の放出を伴う事故時に放射性よう素・粒子状放射性物質を除去低減することを目的に設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の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）として使用する非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタは、以下の機能を有する。 <p>非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタは、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために設置する。</p> <p>系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合に非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタを流路として、非常用ガス処理系排風機により原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒（非常用ガス処理系用）から排気することにより、中央制御室にとどまる運転員の被ばくを低減できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした放射性よう素・粒子状放射性物質及び燃料集合体の落下時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に放出された放射性よう素・粒子状放射性物質を除去するために必要な個数として A 系、B 系それぞれ各 1 個設置し、合計 2 個設置する。</p> <p>非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタは、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

4.5.2 窒素ガス代替注入系

名 称		可搬式窒素供給装置	
		空気圧縮機	昇圧機
容 量	m ³ /h/個 [normal]	100 以上 (100) [窒素純度 99.9%において]	
吐 出 圧 力	MPa	0.6 以上 (0.9)	
原 動 機 出 力	kW/個	55	7.5
個 数	—	1 (予備 1)	1 (予備 1)
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器フィルタベント系）として使用する可搬式窒素供給装置は、以下の機能を有する。</p> <p>可搬式窒素供給装置は、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格納容器フィルタベント系を不活性化するために設置する。</p> <p>系統構成は、最終ヒートシンクへ熱を輸送する格納容器フィルタベント系のベント停止に向け、可搬式窒素供給装置と格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（南）又は格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）を可搬式窒素供給装置用ホースで接続し、格納容器フィルタベント系の系統内に窒素ガスを注入することにより、格納容器フィルタベント系の系統内を不活性化できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の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（窒素ガス代替注入系）として使用する可搬式窒素供給装置は、以下の機能を有する。</p> <p>可搬式窒素供給装置は、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できるよう、原子炉格納容器内を不活性化するために設置する。</p> <p>系統構成は、可搬式窒素供給装置と窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（南）又は窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内）及び窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（南）又は窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）を可搬式窒素供給装置用ホースで接続し、原子炉格納容器に窒素ガスを注入することにより、原子炉格納容器を不活性化できる設計とする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

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（格納容器フィルタベント系）として使用する可搬式窒素供給装置は、以下の機能を有する。

可搬式窒素供給装置は、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格納容器フィルタベント系を不活性化するために設置する。

系統構成は、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格納容器フィルタベント系のベント停止に向け、可搬式窒素供給装置と格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（南）又は格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）を可搬式窒素供給装置用ホースで接続し、格納容器フィルタベント系の系統内に窒素ガスを注入することにより、格納容器フィルタベント系の系統内を不活性化できる設計とする。

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（格納容器フィルタベント系）として使用する可搬式窒素供給装置は、以下の機能を有する。

可搬式窒素供給装置は、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、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がす格納容器フィルタベント系を不活性化するために設置する。

系統構成は、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がす格納容器フィルタベント系のベント停止に向け、可搬式窒素供給装置と格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（南）又は格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）を可搬式窒素供給装置用ホースで接続し、格納容器フィルタベント系の系統内に窒素ガスを注入することにより、格納容器フィルタベント系の系統内を不活性化できる設計とする。

1. 容量

可搬式窒素供給装置を重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち水素燃焼において、設計基準対象施設である可燃性ガス濃度制御系性能評価で使用している G 値を採用した場合に、有効性が確認されている窒素注入量が窒素純度 99.9%において $100\text{m}^3/\text{h}$ [normal] であることから、 $100\text{m}^3/\text{h}$ / 個 [normal] 以上とする。

公称値については、要求される容量以上である $100\text{m}^3/\text{h}$ / 個 [normal] とする。

2. 吐出圧力

可搬式窒素供給装置の重大事故等時における吐出圧力は、原子炉格納容器に窒素を注入する流量 $100\text{m}^3/\text{h}$ [normal] を確保するときの、原子炉格納容器圧力、機器及び配管・弁類の圧損並びにホース圧損を基に設定する。

【設 定 根 拠】（続き）

原子炉格納容器圧力	0.427 MPa
機器及び配管・弁類の圧損	<input type="text"/> MPa
ホース圧損	<input type="text"/> MPa
<hr/>	
	<input type="text"/> MPa

以上より、可搬式窒素供給装置の吐出圧力は、 MPa 以上である 0.6MPa とする。
公称値については、要求される吐出圧力以上である 0.9MPa とする。

3. 原動機出力

可搬式窒素供給装置を駆動する際の原動機出力は、メーカー設定値より空気圧縮機が 55 kW、昇圧機が 7.5 kW となる。

以上より、可搬式窒素供給装置原動機出力は、空気圧縮機が 55 kW、昇圧機が 7.5 kW とする。

4. 個数

可搬式窒素供給装置（原動機含む。）は、重大事故等対処設備として原子炉格納容器内及び格納容器フィルタベント系の系統内を不活性化するために必要な個数である 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	窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（南） ～ 窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内） ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	0.93
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（南）から窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1，D 2として以下に示す。</p> <p>窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様を表 4.5.2-1 窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 0.93MPa</u> 本主配管を重大事故等対処設備として使用する場合の圧力は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の吐出圧力を上回る圧力とし、0.93MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 66℃</u> 本主配管を重大事故等対処設備として使用する場合の温度は、重大事故等時における屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、可搬式窒素供給装置から供給される窒素は空気・ガスであるため、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、60.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h) [normal]	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	60.5	3.9	50	0.00218	100 ^{*1} [normal]	12.7 ^{*2}	
D 2	60.5	5.5	50	0.00192	100 ^{*1} [normal]	14.5 ^{*2}	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は、内部流体が空気あるいはガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。


名 称		窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内） ライン合流部 ～ ドライウエル
最高使用圧力	MPa	0.93 / 0.853
最高使用温度	℃	66 / 200
外 径	mm	60.5 / 27.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内）ライン合流部からドライウエルまでを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1, P 2, 最高使用温度の設定根拠をT 1, T 2, 外径の設定根拠をD 2, D 3として以下に示す。</p> <p>窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様を表 4.5.2-1 窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.93MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等対処設備として使用する場合は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の吐出圧力を上回る圧力とし、0.93MPaとする。</p> <p><u>P 2 : 0.853MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等対処設備として使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>本主配管を重大事故等対処設備として使用する場合は、重大事故等時における屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p> <p><u>T 2 : 200℃</u></p> <p>本主配管を重大事故等対処設備として使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、可搬式窒素供給装置から供給される窒素は空気・ガスであるため、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、60.5mm、27.2mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	60.5	5.5	50	0.00192	100* ¹ [normal]	14.5* ²	
D 3	27.2	3.9	20	0.00030	100* ¹ [normal]	92.6* ²	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は、内部流体が空気あるいはガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。


名 称	窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内） ～ 窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内） ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	0.93
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内）から窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様を表 4.5.2-1 窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 0.93MPa</u> 本主配管を重大事故等対処設備として使用する場合の圧力は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の吐出圧力を上回る圧力とし、0.93MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 66℃</u> 本主配管を重大事故等対処設備として使用する場合の温度は、重大事故等時における屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、可搬式窒素供給装置から供給される窒素は空気・ガスであるため、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、60.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	60.5	5.5	50	0.00192	100 ^{*1} [normal]	14.5 ^{*2}	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は、内部流体が空気あるいはガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名	称	窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（南） ～ 窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	0.93	
最高使用温度	℃	66	
外	径	mm	60.5
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（南）から窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1，D 2 として以下に示す。</p> <p>窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様を表 4.5.2-1 窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 0.93MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等対処設備として使用する場合は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の吐出圧力を上回る圧力とし、0.93MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 66℃</u></p> <p>本主配管を重大事故等対処設備として使用する場合は、重大事故等時における屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、可搬式窒素供給装置から供給される窒素は空気・ガスであるため、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、60.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h) [normal]	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	60.5	3.9	50	0.00218	100 ^{*1} [normal]	12.7 ^{*2}	
D 2	60.5	5.5	50	0.00192	100 ^{*1} [normal]	14.5 ^{*2}	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は、内部流体が空気あるいはガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。


名 称		窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）ライン合流部 ～ サプレッションチェンバ
最高使用圧力	MPa	0.93 / 0.853
最高使用温度	℃	66 / 200
外 径	mm	60.5 / 34.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）ライン合流部からサプレッションチェンバまでを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, P 2, 最高使用温度の設定根拠を T 1, T 3, 外径の設定根拠を D 2, D 4 として以下に示す。</p> <p>窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様を表 4.5.2-1 窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 0.93MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等対処設備として使用する場合は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の吐出圧力を上回る圧力とし、0.93MPa とする。</p> <p><u>P 2 : 0.853MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等対処設備として使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ、0.853MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>本主配管を重大事故等対処設備として使用する場合は、重大事故等時における屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃ とする。</p> <p><u>T 3 : 200℃</u></p> <p>本主配管を重大事故等対処設備として使用する場合は、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）の使用温度に合わせ、200℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、可搬式窒素供給装置から供給される窒素は空気・ガスであるため、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、60.5mm、34.0mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h) [normal]	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	60.5	5.5	50	0.00192	100 ^{*1} [normal]	14.5 ^{*2}	
D 4	34.0	4.5	25	0.00049	100 ^{*1} [normal]	56.7 ^{*2}	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は、内部流体が空気あるいはガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。


名 称		窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内） ～ 窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）ライン合流部
最高使用圧力	MPa	0.93
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）から窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 2 として以下に示す。</p> <p>窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様を表 4.5.2-1 窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 0.93MPa</u> 本主配管を重大事故等対処設備として使用する場合の圧力は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の吐出圧力を上回る圧力とし、0.93MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 66℃</u> 本主配管を重大事故等対処設備として使用する場合の温度は、重大事故等時における屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、可搬式窒素供給装置から供給される窒素は空気・ガスであるため、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、60.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	60.5	5.5	50	0.00192	100 ^{*1} [normal]	14.5 ^{*2}	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は、内部流体が空気あるいはガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

表 4.5.2-1 窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様表（その1）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
窒素ガス代替注入系ドライウ ェル側供給用接続口（南） ～ 窒素ガス代替注入系ドライウ ェル側供給用接続口（屋内）ラ イン合流部	0.93*	P 1	66*	T 1	60.5	D 1
					61.1	—
					60.5	—
					61.1	—
窒素ガス代替注入系ドライウ ェル側供給用接続口（屋内）ラ イン合流部 ～ ドライウエル	0.93*	P 1	66*	T 1	61.1	—
					/61.1	
					/61.1	
					60.5	D 2
					61.1	—
					60.5	D 2
	0.853*	P 2	200*	T 2	61.1	—
					/61.1	
					/—	
					60.5	D 2
					61.1	—
					27.2	D 3
窒素ガス代替注入系ドライウ ェル側供給用接続口（屋内） ～ 窒素ガス代替注入系ドライウ ェル側供給用接続口（屋内）ラ イン合流部	0.93*	P 1	66*	T 1	60.5	D 2
					61.1	—

注記*：重大事故等時における使用時の値

表 4.5.2-1 窒素ガス代替注入系主配管の設計仕様表（その2）

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
窒素ガス代替注入系	窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（南） ～ 窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）ライン合流部	0.93*	P 1	66*	T 1	60.5	D 1
						61.1	—
						60.5	—
						61.1	—
	窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）ライン合流部 ～ サプレッションチェンバ	0.93*	P 1	66*	T 1	61.1	—
						/61.1	
						/61.1	
				60.5	D 2		
				61.1	—		
				60.5	D 2		
	0.853*	P 2	200*	T 3	61.1	—	
					/61.1		
					/—		
					61.1		
					60.5		D 2
					61.1		—
					61.1		—
					/34.5		
34.0	D 4						
34.5	—						
34.0	—						
34.0	D 4						
34.5	—						
窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内） ～ 窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）ライン合流部	0.93*	P 1	66*	T 1	60.5	D 2	
					61.1	—	

注記*：重大事故等時における使用時の値

名 称	可搬式窒素供給装置用 20m, 10m, 2m ホース	
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.9
最 高 使 用 温 度	℃	60
外 径	mm	38.0
個 数	—	20 (予備 3)
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本ホースは可搬式窒素供給装置と窒素ガス代替注入系ドライウェル側供給用接続口（南）又は窒素ガス代替注入系ドライウェル側供給用接続口（屋内）及び窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（南）又は窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）及び格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（南）又は格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）を接続するホースであり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に可搬式窒素供給装置から原子炉格納容器又は格納容器フィルタベント系の系統内に窒素を注入することにより、原子炉格納容器又は格納容器フィルタベント系の系統内を不活性化するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の吐出圧力に合わせ 0.9MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における可搬式窒素供給装置の供給窒素ガス温度*を上回る 60℃とする。</p> <p>注記*：可搬式窒素供給装置より供給される窒素ガスの温度は、外気の温度と同等である。 なお、外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）に余裕を持った値とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合は、圧力損失が許容できる外径を選定する。</p> <p>可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器又は格納容器フィルタベント系の系統内に窒素を供給する場合には、可搬式窒素供給装置の 2. 吐出圧力設定時のホース圧損算出条件である 38.0mm を本ホースの外径とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

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式窒素供給装置により窒素を原子炉格納容器又は格納容器フィルタベント系の系統内に注入するために必要な本数である 20 本（20m：3 本，10m：14 本，2m：3 本）に加え，故障時のバックアップ用として予備 3 本（20m：1 本，10m：1 本，2m：1 本）の合計 23 本とする。

なお，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バックアップは考慮しない。

4.5.3 可燃性ガス濃度制御系

名	称	RV229-1A, B
吹出圧力	MPa	0.427
個数	—	2
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>安全弁 RV229-1A, B は、主配管「可燃性ガス濃度制御系再結合装置～サプレッションチェンバ」上に設置する弁であり、設計基準対象施設として主配管「可燃性ガス濃度制御系再結合装置～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。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する安全弁 RV229-1A, B の吹出圧力は、当該安全弁が接続する主配管「可燃性ガス濃度制御系再結合装置～サプレッションチェンバ」の最高使用圧力に合わせ、0.427MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>安全弁 RV229-1A, B は、設計基準対象施設として主配管「可燃性ガス濃度制御系再結合装置～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として A 系, B 系のそれぞれに 1 個設置し、合計 2 個設置する。</p>		

4.5.4 原子炉建物水素濃度抑制設備

名	称	静的触媒式水素処理装置
容	量	—
最	高	使
用	圧	力
最	高	使
用	温	度
再	結	合
効	率	0.50 (水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 温度 100°Cにおいて)
個	数	18

【設 定 根 拠】

(概 要)

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉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（原子炉建物水素濃度抑制設備）として使用する静的触媒式水素処理装置（以下、「PAR」という。）は、以下の機能を有する。

PAR は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設の水素爆発による損傷を防止するために設置する。

系統構成は、運転員の起動操作を必要とせずに、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の水素爆発を防止できる設計とする。

PAR は、VI-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」において評価を実施している水素処理容量（以下、「再結合効率」という。）0.50kg/h/個（水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 温度 100°Cにおいて）を満足する以下のメーカー性能評価式を持つ型式品を設置する設計とする。

$$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot SF$$

DR : 再結合効率 (kg/h/個)

A : 定数 (=)

C_{H2} : PAR 入口水素濃度 (vol%)

P : 圧力 (10⁵Pa)

T : 温度 (K)

SF : スケールファクタ (=0.25)

【設定根拠】(続き)

スケールファクタについて、島根原子力発電所第2号機はPAR-22タイプを採用し、PARには各々22枚の触媒カートリッジが装荷されるため、SF = 「22/88」 (=0.25) とする。

性能確認の詳細についてはVI-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

1. 容量の設定根拠

反応熱による自然対流であるため、PARの容量は設定しない。

2. 最高使用圧力の設定根拠

耐圧部材はないため、PARの最高使用圧力は設定しない。

3. 最高使用温度の設定根拠

OECD/NEAのTHAI PROJECTにて実施された性能確認試験時に測定した結果を図4.5.4-1、図4.5.4-2、図4.5.4-3に示す。PARの最高使用温度を設定する上では、PARの内部を通過するガス温度のうち、触媒の反応熱が加味される触媒通過後の排気温度を考慮する。

試験では、注入口から水素を供給して試験装置内の水素濃度を上昇させた後、水素供給を停止して試験装置内の水素濃度を低下させ、PAR各部の温度の時間変化を確認している。

図4.5.4-2、図4.5.4-3より、ガス温度中でも高温で推移している測定点(359 KTFgas2)において、水素濃度4.0vol%時の温度は、水素濃度低下時においても300℃を下回っていることがわかる。

したがって、PARの最高使用温度は上記の試験値を上回る300℃とする。



図4.5.4-1 試験体の温度測定点

【設 定 根 拠】 (続き)

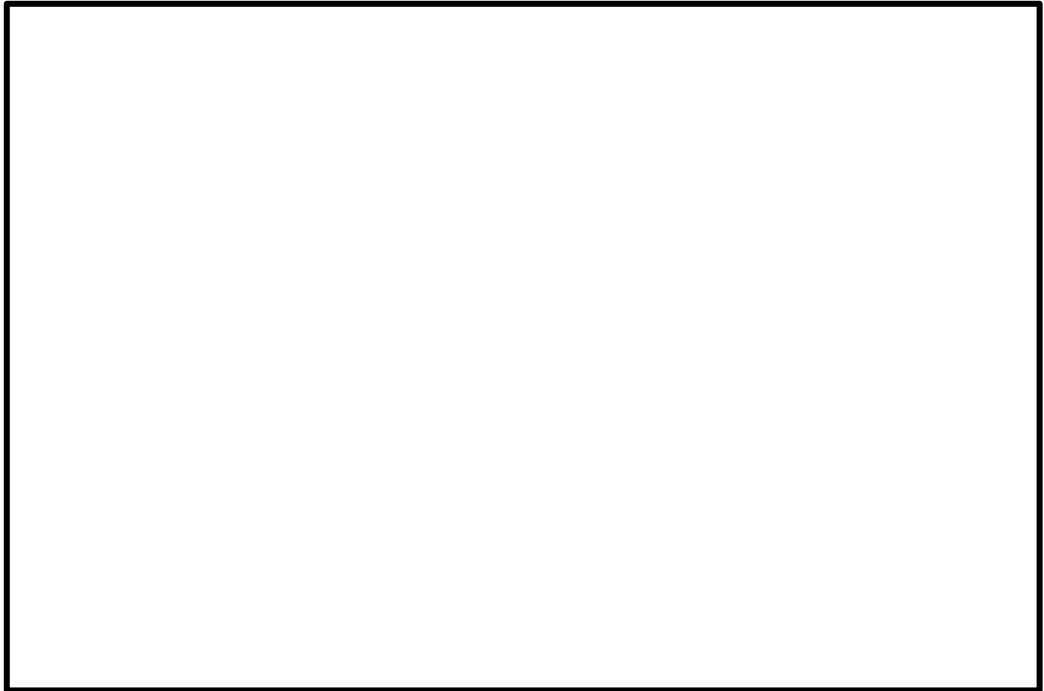


図 4.5.4-2 温度及び PAR 入口水素濃度の時間変化

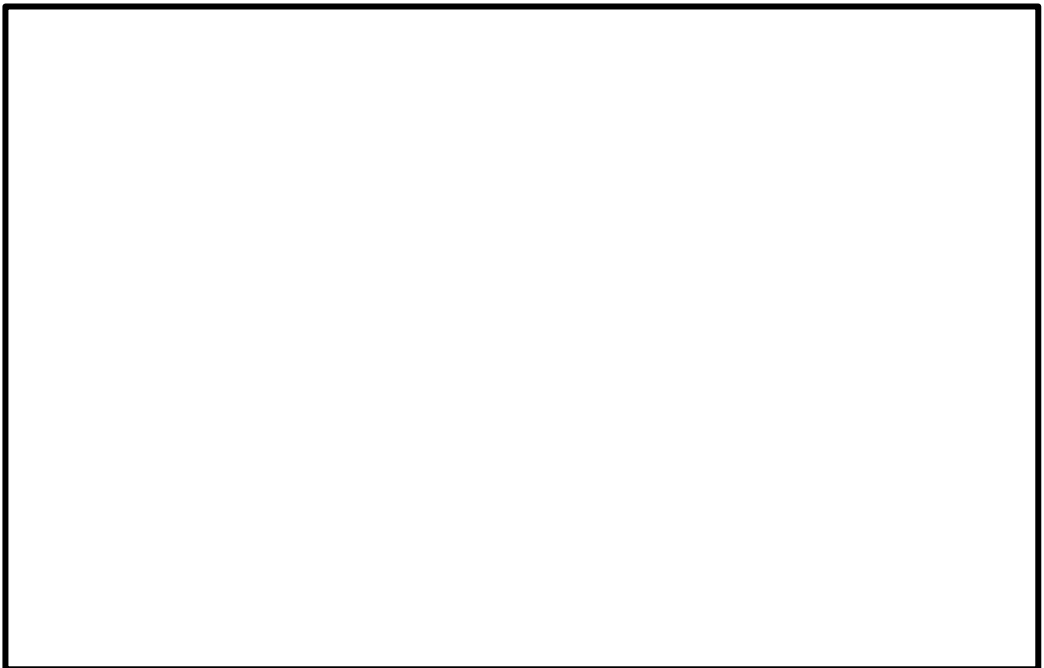


図 4.5.4-3 温度及び PAR 入口水素濃度の関係

【設定根拠】(続き)

4. 再結合効率の設定根拠

PAR はジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内へ漏えいする水素の濃度を低減することにより原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の水素濃度を継続的に低減できる設計とする。

メーカー性能評価式に基づく再結合効率を有する PAR の効果により炉心損傷後の原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の水素濃度を可燃限界未満に維持できることについては、VI-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」において確認している。

以上より、PAR 1 個の再結合効率としては、上述の評価に使用したメーカー性能評価式に基づく再結合効率とし、水素濃度 4.0vol%，大気圧、温度 100℃において 0.50kg/h/個とする。

再結合効率設定の詳細についてはVI-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

5. 個数の設定根拠

PAR は重大事故等対処設備として原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内における水素爆発による原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の損傷を防止するために必要な個数である 18 個設置する。

個数設定の詳細については、VI-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

4.6 原子炉格納容器調気設備

4.6.1 窒素ガス制御系

名	称	MV217-4
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853)
最高使用温度	℃	171 (200)
個	数	1

【設定根拠】

(概要)

主要弁 MV217-4 は、主配管「ドライウエルからサプレッションチェンバ出口ライン合流部」上の原子炉格納容器外に設置される通常閉の原子炉格納容器隔離弁であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素ガスで置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に放出する際の流路に設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するための流路に使用する。

主要弁 MV217-4 は、重大事故等時において、遠隔手動弁操作機構によって人力による操作が可能な設計とする。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する主要弁 MV217-4 の最高使用圧力は、主配管「ドライウエルからサプレッションチェンバ出口ライン合流部」の最高使用圧力に合わせ、0.427MPa とする。

主要弁 MV217-4 を重大事故等時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「ドライウエルからサプレッションチェンバ出口ライン合流部」の使用圧力に合わせ、0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する主要弁 MV217-4 の最高使用温度は、主配管「ドライウエルからサプレッションチェンバ出口ライン合流部」の最高使用温度に合わせ、171℃ とする。

主要弁 MV217-4 を重大事故等時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「ドライウエルからサプレッションチェンバ出口ライン合流部」の使用温度に合わせ、200℃ とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 個数の設定根拠

主要弁 MV217-4 は、設計基準対処施設として原子炉格納容器バウンダリを形成する隔離弁として必要な個数である 1 個設置する。

主要弁 MV217-4 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	MV217-5
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853)
最高使用温度	℃	171 (200)
個	数	1

【設定根拠】

(概要)

主要弁 MV217-5 は、主配管「サプレッションチェンバからサプレッションチェンバ出口ライン合流部」上の原子炉格納容器外に設置される通常閉の原子炉格納容器隔離弁であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素ガスで置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に放出する際の流路に設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するための流路に使用する。

主要弁 MV217-5 は、重大事故等時において、遠隔手動弁操作機構によって人力による操作が可能な設計とする。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する主要弁 MV217-5 の最高使用圧力は、主配管「サプレッションチェンバからサプレッションチェンバ出口ライン合流部」の最高使用圧力に合わせ、0.427MPa とする。

主要弁 MV217-5 を重大事故等時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「サプレッションチェンバからサプレッションチェンバ出口ライン合流部」の使用圧力に合わせ、0.853MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する主要弁 MV217-5 の最高使用温度は、主配管「サプレッションチェンバからサプレッションチェンバ出口ライン合流部」の最高使用温度に合わせ、171℃ とする。

主要弁 MV217-5 を重大事故等時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「サプレッションチェンバからサプレッションチェンバ出口ライン合流部」の使用温度に合わせ、200℃ とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 個数の設定根拠

主要弁 MV217-5 は、設計基準対象施設として原子炉格納容器バウンダリを形成する隔離弁として必要な個数である 1 個設置する。

主要弁 MV217-5 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	MV217-18
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853)
最高使用温度	℃	171 (200)
個	数	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>主要弁 MV217-18 は、主配管「弁 MV217-23 入口ライン分岐部から弁 MV217-18」上の原子炉格納容器外に設置される通常閉の原子炉格納容器隔離弁であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素ガスで置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に放出する際の流路に設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第 1 ベントフィルタスクラバ容器及び第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するための流路に使用する。</p> <p>主要弁 MV217-18 は、重大事故等時において、遠隔手動弁操作機構によって人力による操作が可能な設計とする。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する主要弁 MV217-18 の最高使用圧力は、主配管「弁 MV217-23 入口ライン分岐部から弁 MV217-18」の最高使用圧力に合わせ、0.427MPa とする。</p> <p>主要弁 MV217-18 を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「弁 MV217-23 入口ライン分岐部から弁 MV217-18」の使用圧力に合わせ、0.853MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する主要弁 MV217-18 の最高使用温度は、主配管「弁 MV217-23 入口ライン分岐部から弁 MV217-18」の最高使用温度に合わせ、171℃とする。</p> <p>主要弁 MV217-18 を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「弁 MV217-23 入口ライン分岐部から弁 MV217-18」の使用温度に合わせ、200℃とする。</p> <p>3. 個数の設定根拠</p> <p>主要弁 MV217-18 は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の気体を非常用ガス処理系を経由して外部に放出するために必要な個数である 1 個設置する。</p> <p>主要弁 MV217-18 は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		


名 称		ドライウエル ～ サプレッションチェンバ出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853)
最高使用温度	℃	171 (200)
外 径	mm	609.6 / 619.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、ドライウエルからサプレッションチェンバ出口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素ガスで置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に放出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライトを通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1、継手の外径の設定根拠をF1として以下に示す。</p> <p>窒素ガス制御系主配管の設計仕様を表4.6.1-1 窒素ガス制御系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P1 : 0.427MPa (0.853MPa)</u> 設計基準対象施設として使用する本主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）に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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）に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 171℃ (200℃)</u> 設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ、171℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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（ドライウエル）の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、原子炉格納容器雰囲気ガスを格納容器フィルタベント系を經由して外部に放出する際の設計流速が、設計基準対象施設としての設計流速を上回るが、配管内最高流速以下となるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	9.5	600	0.27395	25000* [normal]	25.3	

注記*：格納容器空気置換運転モードの設計流量

(2) 継手

F 1 : 619.2mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。


名 称	サプレッションチェンバ出口ライン合流部 ～ 原子炉棟空調換気系分岐部	
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853)
最高使用温度	℃	171 (200)
外 径	mm	619.2 / 609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、サプレッションチェンバ出口ライン合流部から原子炉棟空調換気系分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素ガスで置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に放出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライトを通じて外部に放出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1、継手の外径の設定根拠をF1として以下に示す。</p> <p>窒素ガス制御系主配管の設計仕様を表4.6.1-1 窒素ガス制御系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P1 : 0.427MPa (0.853MPa)</u> 設計基準対象施設として使用する本主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）に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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）に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 171℃ (200℃)</u> 設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ、171℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，原子炉格納容器雰囲気ガスを格納容器フィルタベント系を經由して外部に放出する際の設計流速が，設計基準対象施設としての設計流速を上回るが，配管内最高流速以下となるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	9.5	600	0.27395	25000* [normal]	25.3	

注記*：格納容器空気置換運転モードの設計流量

(2) 継手

F 1：619.2mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		サプレッションチェンバ ～ サプレッションチェンバ出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853)
最高使用温度	℃	104 (200) / 171 (200)
外 径	mm	609.6 / 619.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、サプレッションチェンバからサプレッションチェンバ出口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素ガスで置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に放出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライトを通じて外部に放出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT2、T1、外径の設定根拠をD1、継手の外径の設定根拠をF1として以下に示す。</p> <p>窒素ガス制御系主配管の設計仕様を表4.6.1-1 窒素ガス制御系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 0.427MPa (0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主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）に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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）に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T2 : 104℃ (200℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主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）の最高使用温度に合わせ、104℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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）の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

T 1 : 171°C (200°C)


設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は，原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ，171°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）の使用温度に合わせ，200°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は，原子炉格納容器雰囲気ガスを格納容器フィルタベント系を經由して外部に放出する際の設計流速が，設計基準対象施設としての設計流速を上回るが，配管内最高流速以下となるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，609.6mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	9.5	600	0.27395	25000* [normal]	25.3	

注記*：格納容器空気置換運転モードの設計流量

(2) 継手

F 1 : 619.2mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。


名	称	原子炉棟空調換気系分岐部 ～ 弁MV217-23入口ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853)	
最高使用温度	℃	171 (200)	
外	径	mm	619.2 / 609.6
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、原子炉棟空調換気系分岐部から弁MV217-23入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素ガスで置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に放出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライトを通じて外部に放出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1、継手の外径の設定根拠をF1として以下に示す。</p> <p>窒素ガス制御系主配管の設計仕様を表4.6.1-1 窒素ガス制御系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P1 : 0.427MPa (0.853MPa)</u> 設計基準対象施設として使用する本主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）に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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）に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 171℃ (200℃)</u> 設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ、171℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，原子炉格納容器雰囲気ガスを格納容器フィルタベント系を經由して外部に放出する際の設計流速が，設計基準対象施設としての設計流速を上回るが，配管内最高流速以下となるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，609.6mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	609.6	9.5	600	0.27395	25000* [normal]	25.3	

注記*：格納容器空気置換運転モードの設計流量

(2) 継手

F 1：619.2mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	弁MV217-23入口ライン分岐部 ～ 弁MV217-18	
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853)
最高使用温度	℃	171 (200)
外 径	mm	—
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、弁MV217-23入口ライン分岐部から弁MV217-18までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素ガスで置換をする際に原子炉格納容器内の気体を非常用ガス処理系を経由して外部に放出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライトを通じて外部に放出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1として以下に示す。</p> <p>窒素ガス制御系主配管の設計仕様を表4.6.1-1 窒素ガス制御系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P1 : 0.427MPa (0.853MPa)</u> 設計基準対象施設として使用する本主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）に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時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）に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 171℃ (200℃)</u> 設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度に合わせ、171℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

表 4.6.1-1 窒素ガス制御系主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
窒素ガス制御系	ドライウエル ～ サブプレッションチェン バ出口ライン合流部	0.427 (0.853*)	P 1	171 (200*)	T 1	609.6 /508.0	—
	609.6					D 1	
	609.6					—	
	619.2					F 1	
	サブプレッションチェン バ出口ライン合流部 ～ 原子炉棟空調換気系分 岐部	0.427 (0.853*)	P 1	171 (200*)	T 1	619.2	F 1
	609.6					D 1	
	609.6					—	
	サブプレッションチェン バ ～ サブプレッションチェン バ出口ライン合流部	0.427 (0.853*)	P 1	104 (200*)	T 2	609.6 /508.0	—
	609.6			D 1			
	171 (200*)			T 1	609.6	—	
	609.6				D 1		
	619.2	F 1					
	原子炉棟空調換気系分 岐部 ～ 弁MV217-23入口ライン 分岐部	0.427 (0.853*)	P 1	171 (200*)	T 1	619.2	F 1
	609.6					D 1	
609.6 /406.4	—						
弁MV217-23入口ライン 分岐部 ～ 弁MV217-18	0.427 (0.853*)	P 1	171 (200*)	T 1	406.4 /406.4 /406.4	—	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

4.7 圧力逃がし装置

4.7.1 格納容器フィルタベント系

名	称	MV217-23
最高使用圧力	MPa	0.853
最高使用温度	℃	200
個数	—	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>主要弁 MV217-23 は、主配管「弁 MV217-23 入口ライン分岐部～弁 MV217-23」上の原子炉格納容器外に設置される通常閉の弁であり、重大事故等対処設備として重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第 1 ベントフィルタスクラバ容器及び第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するための流路に使用する。</p> <p>主要弁 MV217-23 は、重大事故等時において、遠隔手動弁操作機構によって人力による操作が可能な設計とする。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>主要弁 MV217-23 を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「弁 MV217-23 入口ライン分岐部～弁 MV217-23」の使用圧力に合わせて、0.853MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>主要弁 MV217-23 を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「弁 MV217-23 入口ライン分岐部～弁 MV217-23」の使用温度に合わせて、200℃ とする。</p> <p>3. 個数の設定根拠</p> <p>主要弁 MV217-23 は、重大事故等対処設備として原子炉格納容器内雰囲気ガスを第 1 ベントフィルタスクラバ容器及び第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために必要な個数である 1 個設置する。</p>		

名	称	圧力開放板
設定破裂圧力	MPa	0.08
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残留熱除去設備（格納容器フィルタベント系）として使用する圧力開放板は、以下の機能を有する。

圧力開放板は、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、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、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（格納容器フィルタベント系）として使用する圧力開放板は、以下の機能を有する。

圧力開放板は、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、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ放出するために設置する。

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に放出できる設計とする。

【設定根拠】（続き）

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（格納容器フィルタベント系）として使用する圧力開放板は、以下の機能を有する。

圧力開放板は、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、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために設置する。

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、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. 設定破裂圧力の設定根拠

圧力開放板を重大事故等時に使用する場合の設定破裂圧力は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力（MPa）よりも十分低い圧力とし、0.08MPaとする。

2. 個数の設定根拠

圧力開放板は、格納容器フィルタベント系待機時に格納容器フィルタベント系系統内を不活性ガス（窒素ガス）にて置換する際の大気との隔壁として1個設置する。

名 称	弁MV217-23入口ライン分岐部 ～ 弁 MV217-23	
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.853
最 高 使 用 温 度	℃	200
外 径	mm	406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、弁 MV217-23 入口ライン分岐部から弁 MV217-23 までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表 4.7.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 0.853MPa</u> 本主配管を重大事故等時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）に合わせ、0.853MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 200℃</u> 本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、原子炉格納容器から放出される気体は蒸気及び非凝縮性ガスであるため、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、406.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (t/h)	比容積 (m ³ /kg)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	9.5	400	0.11787	□*	0.35594	□	□

注記*：格納容器フィルタベント系の定格流量

名 称		弁MV217-23 ～ 弁 MV217-23 出口ライン合流部
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.853
最 高 使 用 温 度	℃	200
外 径	mm	406.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、弁 MV217-23 から弁 MV217-23 出口ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 1 として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表 4.7.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 0.853MPa</u> 本主配管を重大事故等時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）に合わせ、0.853MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 200℃</u> 本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、原子炉格納容器から放出される気体は蒸気及び非凝縮性ガスであるため、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、406.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (t/h)	比容積 (m ³ /kg)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	406.4	9.5	400	0.11787	□*	0.35594	□	□

注記*：格納容器フィルタベント系の定格流量

名 称	非常用ガス処理系入口ライン分岐部 ～ 格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部	
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.853
最 高 使 用 温 度	℃	200
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、非常用ガス処理系入口ライン分岐部から格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP1，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD2として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表4.7.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P1 : 0.853MPa</u> 本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 200℃</u> 本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，原子炉格納容器から放出される気体は蒸気及び非凝縮性ガスであるため，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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (t/h)	比容積 (m ³ /kg)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	267.4	9.3	250	0.04862	□ ^{*1}	0.35594	□ ^{*2}	□

注記*1：格納容器フィルタベント系の定格流量

*2：当該配管は，内部流体が蒸気の場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名	称	格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部 ～ 耐圧強化ベントライン分岐部
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.853
最 高 使 用 温 度	℃	200
外 径	mm	77.0 / 70.1 / 267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部から耐圧強化ベントライン分岐部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP1，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD2，継手の外径の設定根拠をF1，F2として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表4.7.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P1 : 0.853MPa</u> 本主配管を重大事故等時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）に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 200℃</u> 本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，原子炉格納容器から放出される気体は蒸気及び非凝縮性ガスであるため，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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (t/h)	比容積 (m ³ /kg)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	267.4	9.3	250	0.04862	□ ^{*1}	0.35594	□ ^{*2}	□

注記*1：格納容器フィルタベント系の定格流量

*2：当該配管は，内部流体が蒸気の場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

(2) 継手

F 1 : 77.0mm

管台の管接続部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 2 : 70.1mm

管台の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名	称	格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（南） ～ 格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内） ライン合流部
最高使用圧力	MPa	0.93
最高使用温度	°C	66
外	径	mm
		60.5
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（南）から格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に格納容器フィルタベント系を可搬式窒素供給装置により窒素置換するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 3，D 4として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表 4.7.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.93MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時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）を上回る圧力とし、0.93MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 66°C</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66°C とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，可搬式窒素供給装置から供給される気体は窒素ガスであるため，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，60.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h) [normal]	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	60.5	3.9	50	0.00218	100* ¹ [normal]	12.7* ²	
D 4	60.5	5.5	50	0.00192	100* ¹ [normal]	14.5* ²	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は，内部流体がガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。


名	称	格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口(屋内) ライン合流部 ～ 弁V226-14
最高使用圧力	MPa	0.93
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		60.5
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口(屋内)ライン合流部から弁V226-14までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に格納容器フィルタベント系を可搬式窒素供給装置により窒素置換するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 4として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表 4.7.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.93MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力(内圧)を上回る圧力とし、0.93MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 66℃</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，可搬式窒素供給装置から供給される気体は窒素ガスであるため，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，60.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	60.5	5.5	50	0.00192	100* ¹ [normal]	14.5* ²	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は，内部流体がガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。


名	称	弁 V226-14 ～ 格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部
最高使用圧力	MPa	0.853
最高使用温度	℃	200
外径	mm	60.5
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、弁V226-14から格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に格納容器フィルタベント系を可搬式窒素供給装置により窒素置換するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 4として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表 4.7.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P 1 : 0.853MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T 1 : 200℃</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、可搬式窒素供給装置から供給される気体は窒素ガスであるため、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、60.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	60.5	5.5	50	0.00192	100* ¹ [normal]	14.5* ²	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は、内部流体がガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。


名	称	格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口(屋内) ～ 格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口(屋内) ライン合流部
最高使用圧力	MPa	0.93
最高使用温度	°C	66
外径	mm	60.5
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）から格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）ライン合流部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に格納容器フィルタベント系を可搬式窒素供給装置により窒素置換するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 4として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表 4.7.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.93MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時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）を上回る圧力とし、0.93MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 66°C</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66°Cとする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、可搬式窒素供給装置から供給される気体は窒素ガスであるため、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、60.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	60.5	5.5	50	0.00192	100* ¹ [normal]	14.5* ²	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は、内部流体がガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名	称	耐圧強化ベントライン分岐部 ～ 弁MV226-13
最高使用圧力	MPa	0.853
最高使用温度	℃	200
外径	mm	267.4
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、耐圧強化ベントライン分岐部から弁MV226-13までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD2として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表4.7.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P1 : 0.853MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 200℃</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，原子炉格納容器から放出される気体は蒸気及び非凝縮性ガスであるため，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。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (t/h)	比容積 (m ³ /kg)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	267.4	9.3	250	0.04862	□ ^{*1}	0.35594	□ ^{*2}	□

注記*1：格納容器フィルタベント系の定格流量

*2：当該配管は，内部流体が蒸気の場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名 称		弁MV226-13 ～ 第1ベントフィルタスクラバ容器
最高使用圧力	MPa	0.853
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	318.5 / 303.0 / 409.0 / 216.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、弁MV226-13から第1ベントフィルタスクラバ容器までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP1，最高使用温度の設定根拠をT1，外径の設定根拠をD5，D6，D7，継手の外径の設定根拠をF3，F4として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表4.7.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P1 : 0.853MPa</u> 本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 200℃</u> 本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，原子炉格納容器から放出される気体は蒸気及び非凝縮性ガスであるため，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，318.5mm，216.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (t/h)	比容積 (m ³ /kg)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 5	318.5	10.3	300	0.06970	□ ^{*1}	0.35594	□ ^{*3}	□
D 6	318.5	17.4	300	0.06321	□ ^{*1}	0.35594	□ ^{*3}	□
D 7	216.3	8.2	200	0.03138	□ ^{*2}	0.35594	□	□

注記*1：格納容器フィルタベント系の定格流量

*2：格納容器フィルタベント系の定格流量の1/4

*3：当該配管は，内部流体が蒸気の場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

(2) 継手

F 3 : 303.0mm

伸縮継手接続部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 4 : 409.0mm

伸縮継手の外径。

名 称		第1ベントフィルタスクラバ容器 ～ 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器
最高使用圧力	MPa	0.853 / 0.427
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	216.3 / 318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、第1ベントフィルタスクラバ容器から第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、P3、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD8、D9、D10として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表4.7.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1 : 0.853MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p><u>P3 : 0.427MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の使用圧力に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 200℃</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，原子炉格納容器から放出される気体は蒸気及び非凝縮性ガスであるため，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，318.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (t/h)	比容積 (m ³ /kg)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 8	216.3	8.2	200	0.03138	□ ^{*1}	0.35594	□	□
D 9	318.5	10.3	300	0.06970	□ ^{*2}	0.35594	□	□
D 1 0	318.5	10.3	300	0.06970	□ ^{*2}	1.67330	□	□

注記*1：格納容器フィルタベント系の定格流量の1/8

*2：格納容器フィルタベント系の定格流量の1/4

名	称	第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 ～ 窒素ガス排出ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	0.427
最高使用温度	℃	200
外	径	mm
		318.5 / 70.1 / 77.0
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器から窒素ガス排出ライン分岐部までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP3、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD10、継手の外径の設定根拠をF1、F2として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表4.7.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P3 : 0.427MPa</u> 本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の使用圧力に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 200℃</u> 本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，原子炉格納容器から放出される気体は蒸気及び非凝縮性ガスであるため，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，318.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (t/h)	比容積 (m ³ /kg)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 0	318.5	10.3	300	0.06970	□*	1.67330	□	□

注記*：格納容器フィルタベント系の定格流量の1/4

(2) 継手

F 1 : 77.0mm

管台の管接続部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 2 : 70.1mm

管台の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	窒素ガス排出ライン分岐部 ～ 窒素ガス排出ライン分岐部（ヘッド部）	
最高使用圧力	MPa	0.427
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	318.5 / 406.4 / 70.1 / 77.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、窒素ガス排出ライン分岐部から窒素ガス排出ライン分岐部（ヘッド部）までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP3、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD10、D11、継手の外径の設定根拠をF1、F2として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表4.7.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P3 : 0.427MPa</u> 本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の使用圧力に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 200℃</u> 本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，原子炉格納容器から放出される気体は蒸気及び非凝縮性ガスであるため，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，318.5mm，406.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (t/h)	比容積 (m ³ /kg)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 0	318.5	10.3	300	0.06970	□ ^{*1}	1.67330	□	□
D 1 1	406.4	12.7	400	0.11401	□ ^{*2}	1.67330	□	□

注記*1：格納容器フィルタベント系の定格流量の1/4

*2：格納容器フィルタベント系の定格流量

(2) 継手

F 1 : 77.0mm

管台の管接続部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 2 : 70.1mm

管台の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。



名 称	窒素ガス排出ライン分岐部 ～ 窒素ガス排出口	
最高使用圧力	MPa	0.427 / 大気圧
最高使用温度	℃	200 / 66
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、窒素ガス排出ライン分岐部から窒素ガス排出口までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に格納容器フィルタベント系を可搬式窒素供給装置により窒素置換するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 3, P 4, 最高使用温度の設定根拠を T 1, T 2, 外径の設定根拠を D 4, D 3 として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表 4.7.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 0.427MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器の使用圧力に合わせ、0.427MPa とする。</p> <p><u>P 4 : 大気圧</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、本主配管が大気開放であるため、大気圧とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 200℃</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p> <p><u>T 2 : 66℃</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，可搬式窒素供給装置から供給される気体は窒素ガスであるため，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，60.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h) [normal]	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	60.5	5.5	50	0.00192	100* ¹ [normal]	14.5* ²	
D 3	60.5	3.9	50	0.00218	100* ¹ [normal]	12.7* ²	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は，内部流体がガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名 称	窒素ガス排出ライン分岐部（ヘッド部） ～ 放出口	
最高使用圧力	MPa	0.427
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	406.4 / 318.5 / 303.0 / 409.0
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、窒素ガス排出ライン分岐部（ヘッド部）から放出口までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して外部に放出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP3、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD11、D10、D12、継手の外径の設定根拠をF3、F4として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表4.7.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P3 : 0.427MPa</u> 本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の使用圧力に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1 : 200℃</u> 本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、原子炉格納容器から放出される気体は蒸気及び非凝縮性ガスであるため、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、406.4mm, 318.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (t/h)	比容積 (m ³ /kg)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1 1	406.4	12.7	400	0.11401	□*1	1.67330	□	□
D 1 0	318.5	10.3	300	0.06970	□*2	1.67330	□	□
D 1 2	318.5	17.4	300	0.06321	□*2	1.67330	□	□

注記*1：格納容器フィルタベント系の定格流量

*2：格納容器フィルタベント系の定格流量の1/4

(2) 継手

F 3 : 303.0mm

伸縮継手接続部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

F 4 : 409.0mm

伸縮継手の外径。



名	称	窒素ガス排出ライン分岐部（ヘッド部） ～ 窒素ガス排出口
最高使用圧力	MPa	0.427 / 大気圧
最高使用温度	℃	200 / 66
外	径	mm
		60.5
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、窒素ガス排出ライン分岐部（ヘッド部）から窒素ガス排出口までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に格納容器フィルタベント系を可搬式窒素供給装置により窒素置換するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP3、P4、最高使用温度の設定根拠をT1、T2、外径の設定根拠をD4、D3として以下に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様を表4.7.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P3 : 0.427MPa</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の使用圧力に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p><u>P4 : 大気圧</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、本主配管が大気開放であるため、大気圧とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 200℃</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。</p> <p><u>T2 : 66℃</u></p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，可搬式窒素供給装置から供給される気体は窒素ガスであるため，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，60.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h) [normal]	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	60.5	5.5	50	0.00192	100* ¹ [normal]	14.5* ²	
D 3	60.5	3.9	50	0.00218	100* ¹ [normal]	12.7* ²	

注記*1：可搬式窒素供給装置の設計流量

*2：当該配管は，内部流体がガスの場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

表 4.7.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表 (その 1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
格納容器 フィルタベント系	弁 MV217-23 入口ライ ン分岐部 ～ 弁 MV217-23	0.853*	P 1	200*	T 1	406.4	D 1
						406.4	—
	弁 MV217-23 ～ 弁 MV217-23 出口ライ ン合流部	0.853*	P 1	200*	T 1	406.4	—
						406.4	D 1
	非常用ガス処理系入 口ライン分岐部 ～ 格納容器フィルタベ ント系窒素ガス供給 ライン合流部	0.853*	P 1	200*	T 1	267.4	D 2
						77.0	F 1
	格納容器フィルタベ ント系窒素ガス供給 ライン合流部 ～ 耐圧強化ベントライ ン分岐部	0.853*	P 1	200*	T 1	70.1	F 2
						267.4	D 2
						267.4	—
						267.4 /— /267.4	—
	格納容器フィルタベ ント系窒素ガス供給 用接続口 (南) ～ 格納容器フィルタベ ント系窒素ガス供給 用接続口 (屋内) ライ ン合流部	0.93*	P 2	66*	T 2	60.5	D 3
						61.1	—
						60.5	D 4
						61.1	—
						60.5	D 4

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 4.7.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表 (その 2)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
格納容器フィルタベント系	格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口 (屋内) ライン合流部 ～ 弁V226-14	0.93*	P 2	66*	T 2	61.1 /61.1 /61.1	—
	60.5					D 4	
	61.1					—	
	弁V226-14 ～ 格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部	0.853*	P 1	200*	T 1	60.5	D 4
	格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口 (屋内) ～ 格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口 (屋内) ライン合流部	0.93*	P 2	66*	T 2	60.5	D 4
						61.1	—
	耐圧強化ベントライン分岐部 ～ 弁MV226-13	0.853*	P 1	200*	T 1	267.4	D 2
						267.4	—
						318.5 /267.4	—
	弁 MV226-13 ～ 第 1 ベントフィルタスクラバ容器	0.853*	P 1	200*	T 1	318.5	D 5
						318.5	—
						318.5	D 5
318.5						D 6	
303.0						F 3	
409.0						F 4	
318.5 /318.5 /216.3						—	
216.3						D 7	
216.3	D 7						
216.3	—						

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 4.7.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表 (その 3)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
格納容器 フィルタベント系	(前頁からの続き)	0.853*	P 1	200*	T 1	318.5 /216.3	—
	第 1 ベントフィルタス クラバ容器 ～ 第 1 ベントフィルタ銀 ゼオライト容器	0.853*	P 1	200*	T 1	216.3	D 8
						216.3	—
						318.5 /216.3	—
						318.5 /318.5 /216.3	—
						318.5	D 9
						318.5	—
	第 1 ベントフィルタ銀 ゼオライト容器 ～ 窒素ガス排出ライン分 岐部	0.427*	P 3	200*	T 1	318.5	—
						318.5	D 1 0
						318.5	D 1 0
						318.5	—
						318.5	D 1 0
						70.1	F 2
						77.0	F 1
	窒素ガス排出ライン分 岐部 ～ 窒素ガス排出ライン分 岐部 (ヘッダ部)	0.427*	P 3	200*	T 1	318.5	D 1 0
						318.5	—
						406.4 /318.5	—
						406.4 /406.4 /406.4	—
						406.4 /406.4 /318.5	—
						406.4	D 1 1
406.4						—	
70.1						F 2	
77.0						F 1	
406.4	—						

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 4.7.1-1 格納容器フィルタベント系主配管の設計仕様表 (その 4)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
格納容器 フィルタベント系	窒素ガス排出ライン分岐部 ～ 窒素ガス排出口	0.427*	P 3	200*	T 1	60.5	D 4
						61.1	—
						60.5	D 4
		大気圧*	P 4	66*	T 2	60.5	D 3
						61.1	—
						60.5	D 3
	窒素ガス排出ライン分岐部 (ヘッド部) ～ 放出口	0.427*	P 3	200*	T 1	406.4	D 1 1
						406.4	—
						406.4 /406.4	—
						318.5 /318.5	—
406.4						—	
318.5						D 1 0	
318.5						—	
318.5						D 1 0	
318.5						D 1 2	
303.0						F 3	
409.0	F 4						
318.5 /— /318.5	—						
窒素ガス排出ライン分岐部 (ヘッド部) ～ 窒素ガス排出口	0.427*	P 3	200*	T 1	60.5	D 4	
					61.1	—	
					60.5	D 4	
					60.5	D 3	
	大気圧*	P 4	66*	T 2	60.5	D 3	
					61.1	—	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

名 称		第1ベントフィルタ	
		スクラバ容器	銀ゼオライト容器
容 量	m ³ /個	□以上 (□)	—
効 率	%	99.9 以上(粒子状放射性物質に対して) 99 以上(無機よう素に対して)	98 以上(有機よう素に対して)
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.853	0.427
最 高 使 用 温 度	℃	200	200
個 数	—	4	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残留熱除去設備（格納容器フィルタベント系）として使用する第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、以下の機能を有する。

第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、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、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、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（格納容器フィルタベント系）として使用する第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、以下の機能を有する。

第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、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内における水素爆発による破損を防止するため、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ放出するために設置する。

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉

格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に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圧力逃がし装置（格納容器フィルタベント系）として使用する第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、以下の機能を有する。

第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、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、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために設置する。

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

第1ベントフィルタスクラバ容器を重大事故等時において使用する場合は、スクラビング水の保有水量を基に設定する。

スクラバ水の保有水量について、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」において所定の放射性物質の除去性能が得られるスクラビング水の基準水位をベンチュリノズル上端から m としているため、第1ベントフィルタスクラバ容器の容量は基準水位を保有水量へ換算した値を上回る容量として m³/個以上とする。

公称値については、 m³/個とする。

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器はフィルタであるため、容器としての記載項目である容量は設定しない。

2. 効率の設定根拠

第1ベントフィルタスクラバ容器の効率は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められているCs-137の放出量が100TBqを下回ることができる性能を有するものとして、粒子状放射性物質に対して99.9%以上、ガス状放射性無機よう素に対して99%以上の除去効率が得られる設計とする。

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の効率は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるよう、ガス状放射性有機よう素に対して98%以上の除去効率が得られる設計とする。

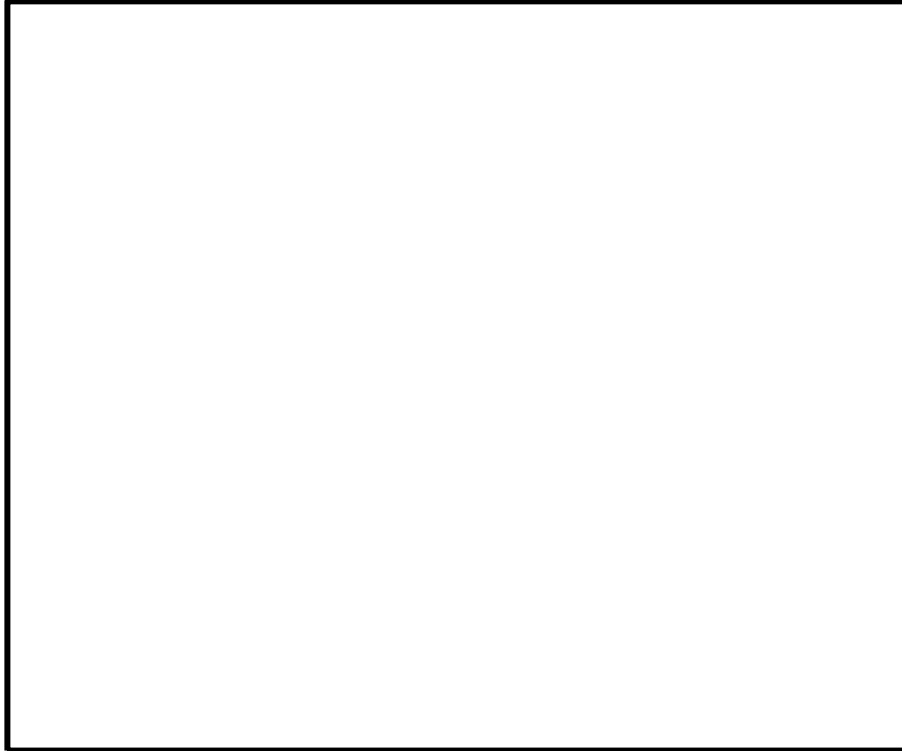
【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用圧力の設定根拠

第1ベントフィルタスクラバ容器を重大事故等時に使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ、0.853MPaとする。

また、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を重大事故等時に使用する場合は、0.427MPaとする。

格納容器フィルタベント系の圧力勾配図を図7.4.1-1に示す。



4. 最高使用温度の設定根拠

第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を重大事故等時に使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ、200℃とする。

5. 個数の設定根拠

第1ベントフィルタスクラバ容器は、重大事故等対処設備として、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出するために必要な個数である、25%容量のものを4個設置する。また、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、重大事故等対処設備として、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出するために必要な個数である1個設置する。