

VI-1-1-4-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
(核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設)

目 次

VI-1-1-4-2-1 使用済燃料貯蔵設備に係る設定根拠に関する説明書

VI-1-1-4-2-2 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備に係る設定根拠に関する説明書

VI-1-1-4-2-1 使用済燃料貯蔵設備に係る設定根拠に関する説明書

目 次

- VI-1-1-4-2-1-1 使用済燃料プール（設計基準対象施設としてのみ第1, 2号機共用）
- VI-1-1-4-2-1-2 使用済燃料貯蔵ラック（設計基準対象施設としてのみ第1, 2号機共用）
- VI-1-1-4-2-1-3 制御棒・破損燃料貯蔵ラック
- VI-1-1-4-2-1-4 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）
- VI-1-1-4-2-1-5 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

VI-1-1-4-2-1-1 設定根拠に関する説明書
(使用済燃料プール（設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用）)

名	称	使用済燃料プール (設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用)	*
容	量	—	燃料集合体 2240 体/制御棒 148 本
個	数	—	1
注記* : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プール冷却浄化系, 燃料プール代替注水系, 燃料プールスプレイ系) と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 使用済燃料プールは, 使用済燃料, 新燃料及び制御棒を貯蔵するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プール冷却浄化系) として使用する使用済燃料プールは以下の機能を有する。 <p>使用済燃料プールは, 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し, 又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し, 放射線を遮蔽し, 及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は, 燃料プール冷却浄化系ポンプ, 燃料プール冷却浄化系熱交換器, 配管・弁類, 計測制御装置等で構成し, 使用済燃料プールの水をポンプにより熱交換器等を經由して循環させることで, 使用済燃料プールを冷却できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プール代替注水系) として使用する使用済燃料プールは以下の機能を有する。</p> <p>使用済燃料プールは, 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し, 又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し, 放射線を遮蔽し, 及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は, 大容量送水ポンプ (タイプ I), ホース, 計測制御装置等で構成し, 大容量送水ポンプ (タイプ I) により, 代替淡水源の水をホース等を經由して使用済燃料プールへ注水することで, 使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プールスプレイ系) として使用する使用済燃料プールは以下の機能を有する。</p> <p>使用済燃料プールは, 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し, 及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は, 大容量送水ポンプ (タイプ I), スプレイノズル, 配管・ホース・弁類, 計測制御装置等で構成し, 大容量送水ポンプ (タイプ I) により, 代替淡水源の水をホース等を經由してスプレイノズルから使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで, 燃料損傷を緩和するとともに, 環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。</p>			

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する使用済燃料プールの貯蔵容量については、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の第 26 条（燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備）により発電用原子炉に全て燃料が装荷されている状態で、使用済燃料及び貯蔵されている取替燃料に加えて、1 炉心分以上の容量を確保する設計とする。

上記を考慮し、使用済燃料を計画通りに貯蔵した後も、炉心内の全燃料を使用済燃料貯蔵プールに移すことができるよう、使用済燃料貯蔵プールの貯蔵容量は、全炉心の燃料集合体 560 体に対し約 400%の 2240 体とする。

また、制御棒の貯蔵容量については、1 炉心分の制御棒 137 本に裕度を考慮し、制御棒・破損燃料貯蔵ラック及び制御棒貯蔵ラック、制御棒貯蔵ハンガの貯蔵容量を合わせ 148 本としている。

使用済燃料貯蔵プールを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、燃料集合体 2240 体、制御棒 148 本とする。

2. 個数の設定根拠

使用済燃料プールは、設計基準対象施設として使用済燃料、新燃料及び制御棒を貯蔵するために必要な個数である 1 個設置する。

使用済燃料プールは、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-2-1-2 設定根拠に関する説明書
(使用済燃料貯蔵ラック(設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用))

名 称		使用済燃料貯蔵ラック (設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用)*	
容 量	体/個	170	110
個 数	—	8	8
注記* : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プール冷却浄化系, 燃料プール代替注水系, 燃料プールのスプレイ系) と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>使用済燃料貯蔵ラックは、中性子吸収材であるボロン添加ステンレス鋼を使用するとともに適切な燃料間距離をとることにより、燃料体等を貯蔵容量最大で貯蔵し、かつ使用済燃料プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料貯蔵位置等について、想定されるいかなる場合でも実効増倍率を 0.95 以下に保ち、貯蔵燃料の臨界を防止する。</p> 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使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プール冷却浄化系) として使用する使用済燃料貯蔵ラックは以下の機能を有する。</p> <p>重大事故等時に使用する使用済燃料貯蔵ラックは、使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に使用する使用済燃料貯蔵ラックは、適切な燃料間距離をとることにより貯蔵燃料の臨界を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プール代替注水系) として使用する使用済燃料貯蔵ラックは以下の機能を有する。</p> <p>重大事故等時に使用する使用済燃料貯蔵ラックは、使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に使用する使用済燃料貯蔵ラックは、適切な燃料間距離をとることにより貯蔵燃料の臨界を防止するために設置する。</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 (燃料プールのスプレイ系) として使用する使用済燃料貯蔵ラックは以下の機能を有する。</p> <p>重大事故等時に使用する使用済燃料貯蔵ラックは、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>重大事故等時に使用する使用済燃料貯蔵ラックは、適切な燃料間距離をとることにより貯蔵燃料の臨界を防止するために設置する。</p> 			

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する使用済燃料貯蔵ラックの最低必要貯蔵容量は、全炉心+1 取替燃料以上であるが、燃料集合体の貯蔵容量を可能な限り最大とするため、使用済燃料貯蔵ラックの合計容量を全炉心 560 体に対し 2240 体* (約 400%炉心分)としている。なお、使用済燃料貯蔵ラックは、新燃料を一時的に仮置きすることも考慮した設計とし、各々のラックの容量及び個数は適切な使用済燃料プール内配置となるように設計する。

重大事故等時に使用する使用済燃料貯蔵ラックの容量は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、2240 体とする。

注記*：燃料集合体の貯蔵量について 170 体貯蔵可能なラックを 8 個、110 体貯蔵可能なラックを 8 個設置するため、

$$(170 \times 8) + (110 \times 8) = 2240 \text{ 体}$$

上記より 2240 体となる。

2. 個数の設定根拠

使用済燃料貯蔵ラックは、設計基準対象施設として使用済燃料を 2240 体貯蔵するのに必要な個数である、110 体ラックを 8 個、170 体ラックを 8 個設置する。

使用済燃料貯蔵ラックは、設計基準対象施設として使用済燃料プール内に 110 体ラックを 8 個、170 体ラックを 8 個設置しているものを重大事故等対処施設として使用する。

VI-1-1-4-2-1-3 設定根拠に関する説明書
(制御棒・破損燃料貯蔵ラック)

名 称		制御棒・破損燃料貯蔵ラック*
容 量	体(又は本)/個	10
個 数	—	1
注記* : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プール冷却浄化系, 燃料プール代替注水系, 燃料プールのスプレイ系) と兼用。		
【設定根拠】 (概要) ・設計基準対象施設 制御棒・破損燃料貯蔵ラックは, 設計基準対象施設として制御棒や破損した燃料集合体を保管するために, 使用済燃料プール内に設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プール冷却浄化系) として使用する制御棒・破損燃料貯蔵ラックは以下の機能を有する。 制御棒・破損燃料貯蔵ラックは, 設計基準対象施設と同様の使用方法であるため設計基準対象施設として使用済燃料プールに 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用できる設計とする。 重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プール代替注水系) として使用する制御棒・破損燃料貯蔵ラックは以下の機能を有する。 制御棒・破損燃料貯蔵ラックは, 設計基準対象施設と同様の使用方法であるため設計基準対象施設として使用済燃料プールに 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用できる設計とする。 重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プールのスプレイ系) として使用する制御棒・破損燃料貯蔵ラックは以下の機能を有する。 制御棒・破損燃料貯蔵ラックは, 設計基準対象施設と同様の使用方法であるため設計基準対象施設として使用済燃料プールに 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用できる設計とする。 1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用する制御棒・破損燃料貯蔵ラックの容量は, 破損した燃料集合体又は制御棒の保管分として, 先行 BWR プラント実績に基づき十分な容量である 10 体とする。 具体的には, 破損燃料コンテナに収納された破損燃料 2 体又は制御棒 10 本を貯蔵できるものとする。 重大事故等時に使用する制御棒・破損燃料貯蔵ラックの容量は, 設計基準対象施設と同様の使用方法であるため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, 10 体とする。 2. 個数の設定根拠 制御棒・破損燃料貯蔵ラックは, 設計基準対象施設として破損燃料コンテナに収納された破損燃料 2 体又は制御棒を 10 本貯蔵するために必要な個数である 10 体ラックを 1 個設置する。 制御棒・破損燃料貯蔵ラックは, 設計基準対象施設として使用済燃料プール内に 10 体ラックを 1 個設置しているものを重大事故等対処施設として使用する。		

VI-1-1-4-2-1-4 設定根拠に関する説明書
(使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式))

名	称	使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)
個	数	1
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)は、設計基準対象施設として核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽の水位及び温度を計測するとともに、計測結果を表示し、記録及び保存するために設置する。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に使用する使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)は、以下の機能を有する。</p> <p>使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>また、使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>また、使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)は、重大事故等が発生し、計測機器の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)は、設計基準対象施設として使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を計測するために必要な個数であり、当該温度及び水位を計測可能なように1個（温度検出点2箇所）設置する。</p> <p>使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)は、設計基準対象施設として1個（温度検出点2箇所）設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

VI-1-1-4-2-1-5 設定根拠に関する説明書
(使用済燃料プール水位／温度(ヒートサーモ式))

名	称	使用済燃料プール水位／温度(ヒートサーモ式)
個	数	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p style="margin-left: 20px;">重大事故等時に使用する使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）は、以下の機能を有する。</p> <p style="margin-left: 20px;">使用済燃料プール水位／温度(ヒートサーモ式)は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p style="margin-left: 20px;">また、使用済燃料プール水位／温度(ヒートサーモ式)は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p style="margin-left: 20px;">使用済燃料プール水位／温度(ヒートサーモ式)は、重大事故等が発生し、計測機器の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p style="margin-left: 20px;">使用済燃料プール水位／温度(ヒートサーモ式)の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p style="margin-left: 20px;">使用済燃料プール水位／温度(ヒートサーモ式)は、重大事故等対処設備として使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を計測するために必要な個数であり、当該温度及び水位を計測可能なように1個（検出点15箇所）設置する。</p>		

VI-1-1-4-2-2 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備に係る設定根拠に関する 説明書

目 次

VI-1-1-4-2-2-1 燃料プール冷却浄化系

VI-1-1-4-2-2-2 燃料プール代替注水系

VI-1-1-4-2-2-3 燃料プールのスプレイ系

VI-1-1-4-2-2-1 燃料プール冷却浄化系

目 次

- VI-1-1-4-2-2-1-1 燃料プール冷却浄化系熱交換器（設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機
共用）
- VI-1-1-4-2-2-1-2 燃料プール冷却浄化系ポンプ（設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機
共用）
- VI-1-1-4-2-2-1-3 スキマサージタンク（設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用）
- VI-1-1-4-2-2-1-4 燃料プール冷却浄化系 主配管（スプレイヘッドを含む。）（常設）（設計基準
対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用）

VI-1-1-4-2-2-1-1 設定根拠に関する説明書
(燃料プール冷却浄化系 燃料プール冷却浄化系熱交換器
(設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用))

名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器 (設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用)
容量 (設計熱交換量)	MW/個	□ 以上 (1.26)
最高使用圧力	MPa	管側 1.37/胴側 1.18
最高使用温度	℃	管側 66/胴側 70
伝 熱 面 積	m ² /個	□ 以上 (□)
個 数	—	2

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

燃料プール冷却浄化系熱交換器は、使用済燃料からの崩壊熱を除去するために設置する。また、全炉心燃料を取り出した場合においても、残留熱除去系と併用して使用済燃料プール水を十分に冷却するために設置する。

・重大事故等対処設備

燃料プール冷却浄化系熱交換器は、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、使用済燃料プールの水を燃料プール冷却浄化系ポンプにより燃料プール冷却浄化系熱交換器を介して循環させることで、使用済燃料プールを冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器の容量は、平衡炉心の通常の燃料交換時、燃料プールゲート閉鎖直後（原子炉停止後 21 日）に使用済燃料プールに貯蔵された使用済燃料から発生する崩壊熱 □ MW を、2 個の熱交換器で除熱できる容量として、□ MW/個を上回る □ MW/個以上とする。

表 1-1 燃料プール冷却浄化系熱交換器に対する必要伝熱面積

運転モード	通常熱負荷運転モード
熱交換器 1 個当たりの必要熱交換量 (MW/個)	□
被冷却水流量 (kg/h)	□
被冷却水温度 (℃)	□
冷却水流量 (kg/h)	1.59 × 10 ⁵
冷却水温度 (℃)	□
必要伝熱面積 (m ² /個)	□

燃料プール冷却浄化系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の崩壊熱を、被冷却水温度 □℃、冷却水流量 □ m³/h、冷却水温度 □℃の時に 1 個の熱交換器で除熱できる容量として 2.29MW/個であり、この伝熱面積が □ m²/個であることから、設計基準対象施設として使用する場合の必要伝熱面積 □ m²/個を下回るため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□ MW/個以上とする。

公称値については、□ 1.26MW/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 管側の最高使用圧力 1.37 MPa

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器の管側の最高使用圧力は、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の管側の使用圧力は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2.2 胴側の最高使用圧力 1.18 MPa

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器の胴側の最高使用圧力は、主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)」及び「燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)」の最高使用圧力と同じ1.18MPaとする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の胴側の使用圧力は、主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)」及び「燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)」の重大事故等時における使用圧力と同じ1.18MPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 管側の最高使用温度 66 °C

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器の管側の最高使用温度は、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用温度と同じ66°Cとする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の管側の使用温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系ポンプの使用温度と同じ66°Cとする。

3.2 胴側の最高使用温度 70 °C

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器の胴側の最高使用温度は、燃料プール冷却浄化系熱交換器の被冷却水温度 65°Cの時の胴側出口温度約 47°Cを上回る70°Cとする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の胴側の使用温度は、重大事故等時の条件における燃料プール冷却浄化系熱交換器の胴側出口温度約 °Cを上回る70°Cとする。

4. 伝熱面積の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器の伝熱面積は、設計熱交換量 MW/個を満足するために必要な伝熱面積 m²/個を上回る m²/個以上とする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の伝熱面積は、要求される容量 2.29MW/個を満足するために必要な伝熱面積 m²/個を上回る m²/個以上とする。

公称値については、要求される伝熱面積である m²/個を上回る m²/個とする。

VI-1-1-4-2-2-1-2 設定根拠に関する説明書
(燃料プール冷却浄化系 燃料プール冷却浄化系ポンプ
(設計基準対象施設としてのみ第1, 2号機共用))

名 称	燃料プール冷却浄化系ポンプ (設計基準対象施設としてのみ第1, 2号機共用)	
容 量	m ³ /h/個	<input type="text"/> 以上 (160)
揚 程	m	<input type="text"/> 以上 (80)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	75
個 数	—	2

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

燃料プール冷却浄化系ポンプは、使用済燃料からの崩壊熱を除去するとともに、使用済燃料プール水を浄化することを目的とし、燃料プール水を燃料プール冷却浄化系熱交換器及び燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置に水を供給し、使用済燃料プールへ戻すために設置する。

・重大事故等対処設備

燃料プール冷却浄化系ポンプは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、使用済燃料プールの水を燃料プール冷却浄化系ポンプにより燃料プール冷却浄化系熱交換器を介して循環させることで、使用済燃料プールを冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量は、使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却可能な容量として、 m³/h/個以上とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m³/h/個以上とする。

公称値については、 160m³/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燃料プール冷却浄化系ポンプの揚程は、下記を考慮する。

① 水源と移送先の圧力差： m

② 静水頭： m

燃料プール通常水位とスキマサージタンク水位低レベルの標高差

③ 配管・機器圧力損失： m

④ 合計： m

上記より、設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの揚程は、④の合

計 m を上回る m 以上とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m 以上とする。

公称値については 80m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力は、下記を考慮して決定する。

① 静水頭： MPa

② 締切揚程： MPa

③ 合計： MPa

上記より、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力は、③の合計 MPa を上回る 1.37 MPa とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプを重大事故等時において使用する場合の使用圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用温度は、スキマサージタンクの最高使用温度と同じ 66℃ とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプを重大事故等時において使用する場合の使用温度は、重大事故等時におけるスキマサージタンクの使用温度と同じ 66℃ とする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献：J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで、

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = / 3600

H : 揚程 (m) =

η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{\text{}{3600} \right) \times \text{}}{\text{} / 100}$$

$$= \text{} \text{ kW}$$

上記から、燃料プール冷却浄化系ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力とし、75 kW/個とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、75kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

燃料プール冷却浄化系ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設として使用済燃料プールに貯蔵された使用済燃料からの崩壊熱を除去するとともに、使用済燃料プール水を浄化するために必要な個数として2個設置する。

燃料プール冷却浄化系ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-2-2-1-3 設定根拠に関する説明書
(燃料プール冷却浄化系 スキマサージタンク
(設計基準対象施設としてのみ第1, 2号機共用))

名	称	スキマサージタンク (設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用)	
容	量	m ³ /個	<input type="text"/> 以上 (22)
個	数	—	2
—			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 スキマサージタンクは、使用済燃料プール水の冷却及び浄化のため、使用済燃料プールからスキマせきを越えてくるプール水を一時的に貯留するために設置する。 重大事故等対処設備 スキマサージタンクは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。 系統構成は、使用済燃料プールからスキマせきを越えてスキマサージタンクに流入する使用済燃料プール水を燃料プール冷却浄化系ポンプで昇圧し、燃料プール冷却浄化系熱交換器を通した後、使用済燃料プールのディフューザから吐出させることで、使用済燃料プールを冷却できる設計とする。 <p>1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用するスキマサージタンクの容量は、下記を考慮する。</p> <p>① スキマサージタンク水位低レベルからスキマサージタンク水位高警報レベルまでの容積：<input type="text"/> m³ 燃料プール水の蒸発に対する補給頻度（月 1 回程度の補給頻度）及び計器誤差を考慮し、<input type="text"/> m³とする。</p> <p>② スキマサージタンク底部からスキマサージタンク水位低レベルまでの必要容積：<input type="text"/> m³ 燃料プール冷却浄化系ポンプの有効吸込水頭の確保を考慮し、<input type="text"/> m³とする。</p> <p>上記から、スキマサージタンクの容量は①と②の合計<input type="text"/> m³を上回る<input type="text"/> m³/個以上とする。</p> <p>スキマサージタンクを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、<input type="text"/> m³/個以上とする。</p> <p>公称値については、要求される容量を上回る 22m³/個とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠 スキマサージタンクは、設計基準対象施設として使用済燃料プール水を一時的に貯留するために必要な個数として 2 個設置する。 スキマサージタンクは、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>			

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-2-2-1-4 設定根拠に関する説明書
(燃料プール冷却浄化系 主配管(スプレイヘッドを含む。)(常設))

名	称	スキマサージタンク ～ 燃料プール冷却浄化系ポンプ (設計基準対象施設としてのみ第1, 2号機共用)
最高使用圧力	MPa	静水頭, 1.37
最高使用温度	℃	66
外	径	mm 165.2, 267.4
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、スキマサージタンクから燃料プール冷却浄化系ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設として、スキマサージタンクから燃料プール冷却浄化系ポンプへ水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としても、スキマサージタンクから燃料プール冷却浄化系ポンプへ水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 静水頭</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、スキマサージタンクの最高使用圧力と同じ静水頭とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時におけるスキマサージタンクの使用圧力と同じ静水頭とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、燃料プール冷却浄化系ポンプ吸込部の静水頭を上回る1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、スキマサージタンクの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるスキマサージタンクの使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mm, 267.4mmとする。</p>		

名 称		燃料プール冷却浄化系ポンプ ～ 燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス配管分岐点 (設計基準対象施設としてのみ第1, 2号機共用)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3, 165.2, 216.3
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系ポンプから燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス配管分岐点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料プールへ水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、使用済燃料プールからスキマせきを越えてスキマサージタンクに流出する使用済燃料プール水を燃料プール冷却浄化系ポンプで昇圧し、燃料プール冷却浄化系熱交換器を通した後、使用済燃料プールへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の使用圧力は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の使用温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系ポンプの使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mm, 216.3mmとする。</p> <p>燃料プール冷却浄化系ポンプとの取合配管の外径は、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mmとする。</p>		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822	160	5.4	

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス配管合流点 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2, 216.3
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス配管合流点から燃料プール冷却浄化系熱交換器を接続する配管であり、設計基準対象施設として、燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料プールへ水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、使用済燃料プールからスキマせきを越えてスキマサージタンクに流出する使用済燃料プール水を燃料プール冷却浄化系ポンプで昇圧し、燃料プール冷却浄化系熱交換器を通した後、使用済燃料プールへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の使用圧力は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系ポンプの使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の使用温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系ポンプの使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mm, 216.3mm とする。</p>		

名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器 ～ G41-F017 (設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2, 216.3
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器から G41-F017 を接続する配管であり、設計基準対象施設として、燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料プールへ水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、使用済燃料プールからスキマせきを越えてスキマサージタンクに流出する使用済燃料プール水を燃料プール冷却浄化系ポンプで昇圧し、燃料プール冷却浄化系熱交換器を通した後、使用済燃料プールへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、燃料プール冷却浄化系熱交換器の管側の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系熱交換器の管側の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、燃料プール冷却浄化系熱交換器の管側の最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系熱交換器の管側の使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mm, 216.3mm とする。</p>		

名 称	G41-F017 ～ 使用済燃料プール (設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用)	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2, 216.3
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、G41-F017 から使用済燃料プールを接続する配管であり、設計基準対象施設として、燃料プール冷却浄化系ポンプから使用済燃料プールへ水を供給するために設置する。重大事故等対処設備としては、使用済燃料プールからスキマせきを越えてスキマサージタンクに流出する使用済燃料プール水を燃料プール冷却浄化系ポンプで昇圧し、燃料プール冷却浄化系熱交換器を通した後、使用済燃料プールへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、燃料プール冷却浄化系熱交換器の管側の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系熱交換器の管側の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、燃料プール冷却浄化系熱交換器の管側の最高使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系熱交換器の管側の使用温度と同じ 66℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mm, 216.3mm とする。</p>		

名 称	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス配管分岐点 ～ 燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス配管合流点	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	216.3

【設定根拠】

(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス配管分岐点から燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス配管合流点を接続する配管であり、重大事故等対処設備としては、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置に通水しないことから、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置をバイパスするために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠
重大事故等対処設備として使用する本配管の使用圧力は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。
2. 最高使用温度の設定根拠
重大事故等対処設備として使用する本配管の使用温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系ポンプの使用温度と同じ66℃とする。
3. 外径の設定根拠
本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138	160	1.4	

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称	燃料プール冷却浄化系ポンプ出口配管分岐点 ～ 燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口配管合流点	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	216.3

【設定根拠】
(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系ポンプ出口配管分岐点から燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口配管合流点を接続する配管であり、重大事故等対処設備としては、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置に通水しないことから、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置をバイパスするために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠
重大事故等対処設備として使用する本配管の使用圧力は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系ポンプの使用圧力と同じ1.37MPaとする。
2. 最高使用温度の設定根拠
重大事故等対処設備として使用する本配管の使用温度は、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系ポンプの使用温度と同じ66℃とする。
3. 外径の設定根拠
本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138	160	1.4	

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-2-2-2 燃料プール代替注水系

目 次

- VI-1-1-4-2-2-2-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）
- VI-1-1-4-2-2-2-2 燃料プール代替注水系 主配管（スプレイヘッドを含む。）（常設）
- VI-1-1-4-2-2-2-3 燃料プール代替注水系 主配管（スプレイヘッドを含む。）（可搬型）

VI-1-1-4-2-2-2-1 設定根拠に関する説明書
(燃料プール代替注水系 大容量送水ポンプ(タイプ I))

名 称		大容量送水ポンプ(タイプ I) *
容 量	m ³ /h/個	114 以上, 126 以上, 10 以上, 199 以上, 150 以上, 1200 以上, 50 以上, 88 以上 (1440)
揚 程	m	42.1 以上, 116.1 以上, 21.6 以上, 117.8 以上, 30.8 以上, 94.8 以上, 98.8 以上, 95 以上 (122)
最高使用圧力	MPa	1.0 1.2
最高使用温度	℃	50
原 動 機 出 力	kW/個	847
個 数	—	4(予備 1)
<p>注記* : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールのスプレイ系), 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備(原子炉格納容器フィルタベント系), 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系, 代替水源移送系), 原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系), 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系)及び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濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(原子炉格納容器フィルタベント系), 圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要) 重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プール代替注水系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は, 以下の機能を有する。</p> <p>大容量送水ポンプ(タイプ I)は, 冷却機能又は注水機能が喪失し, 又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し, 放射線を遮蔽し, 及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は, 大容量送水ポンプ(タイプ I)により, 代替淡水源の水を燃料プール冷却浄化系配管等を経由して使用済燃料プールへ注水することで, 使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールのスプレイ系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。</p> <p>大容量送水ポンプ(タイプ I)は, 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し, 及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は, 大容量送水ポンプ(タイプ I)により, 代替淡水源の水を燃料プール冷却浄化系配管等を経由してスプレイノズルから使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイすることにより, 燃料損傷を緩和するとともに, 環境への放射性物質の放出をできる限り低減できるよう, 使用済燃料プール内に貯蔵している燃料体等からの崩壊熱による蒸散量を上回る量をスプレイできる設計とする。</p>		

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備(原子炉格納容器フィルタベント系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために設置する。

系統構成は、代替淡水源から、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、フィルタ装置にスクラバ溶液を補給できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水を残留熱除去系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(代替水源移送系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源である淡水貯水槽(No. 1)及び淡水貯水槽(No. 2)の淡水を補給水系等を経由して復水貯蔵タンクへ供給できる設計とする。

また、淡水が枯渇した場合に、重大事故等の収束に必要な水源である復水貯蔵タンクへ海水を供給するための重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ(タイプ I)は、海水を補給水系等を経由して復水貯蔵タンクへ供給できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し大容量送水ポンプ(タイプ I)により非常用取水設備である貯留堰、取水口、取水路及び海水ポンプ室を通じて海水を取水し、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水をあらかじめ敷設した補給水系配管を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器代替スプレイ冷却系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内のドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(低圧代替注水系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために設置する。

系統構成は、代替淡水源から、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、フィルタ装置にスクラバ溶液を補給できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

- 1.1 燃料プール代替注水系として使用する場合の容量 114 m³/h/個 以上
 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故シーケンスのうち、「想定事故 1」及び「想定事故 2」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている、114m³/h 以上を注水可能な設計とする。
- 1.2 燃料プールのスプレイ系として使用する場合の容量 126 m³/h/個 以上
 使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量が約 9.7m³/h であり、また、NEI 06-12における使用済燃料プールへのスプレイ要求容量が 200gpm(約 45.4m³/h)である。さらに、スプレイノズル 1 個当たりの必要流量が 42m³/h であり、スプレイノズル 3 個を使用して全ての使用済燃料プール内燃料体等に対してスプレイするため 126m³/h が必要であることから、126m³/h 以上をスプレイ可能な設計とする。
- 1.3 原子炉格納容器フィルタベント系として使用する場合の容量 10 m³/h/個 以上
 設計において考慮した原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮し 10m³/h 以上を注水可能な設計とする。
- 1.4 低圧代替注水系として使用する場合の容量 199 m³/h/個 以上
 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として最大 199m³/h 以上を注水可能な設計とする。
- 1.5 代替水源移送系として使用する場合の容量 150 m³/h/個 以上
 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードに係る有効性評価解析において有効性が確認されている、復水貯蔵タンクへの補給量として 150m³/h 以上を補給可能な設計とする。
- 1.6 原子炉補機代替冷却水系として使用する場合の容量 1200 m³/h/個 以上
 原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系の運転を行う場合の除熱効果が確認されている伝熱容量 16MW、又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合の除熱効果が確認されている伝熱容量 14.7MW と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な伝熱容量 2.29MW を除熱可能な容量として 20MW を、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットの熱交換器を介して除熱するために必要な流量 892m³/h に、海水ストレーナに必要な流量約 300m³/h を考慮した 1,200m³/h 以上を供給可能な設計とする。
- 1.7 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の容量 50 m³/h/個 以上
 溶融炉心冷却時の注水流量は、崩壊熱による蒸発量相当として、50m³/h 以上を注水可能な設計とする。
- 1.8 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として使用する場合の容量 88 m³/h/個 以上
 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」及び「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている、原子炉格納容器内へのスプレイ流量として、88m³/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

2. 揚程の設定根拠

2.1 燃料プール代替注水系として使用する場合の揚程 42.1 m 以上

燃料プール代替注水系(常設配管)に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<燃料プール注水接続口(北)から使用済燃料プールへ注水する場合>

- ① 水源と注水先の圧力差 : m
- ② 静水頭 : m
- ③ ホース等の圧力損失 : m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 配管及び弁類の圧力損失 : m

合計 : 42.1 m

2.2 燃料プールのスプレイ系として使用する場合の揚程 116.1 m 以上

燃料プールのスプレイ系(常設配管)に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差(スプレイノズル必要圧力)、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<燃料プールのスプレイ接続口(北)から使用済燃料プールへスプレイする場合>

- ① 水源と注水先の圧力差 : m(スプレイノズル必要圧力)
- ② 静水頭 : m
- ③ ホース等の圧力損失 : m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 配管及び弁類の圧力損失 : m

合計 : 116.1 m

2.3 原子炉格納容器フィルタベント系として使用する場合の揚程 21.6 m 以上

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、淡水をフィルタ装置に補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<フィルタ装置水・薬液補給接続口(建屋内)から原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ補給する場合>

- ① 水源と注水先の圧力差 : m
- ② 静水頭 : m
- ③ ホース等の圧力損失 : m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 配管及び弁類の圧力損失 : m

合計 : 21.6 m

2.4 低圧代替注水系として使用する場合の揚程 117.8 m 以上

低圧代替注水系(可搬型)に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口(北)から残留熱除去系(B)を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合(199m³/h 注水可能な炉圧の場合)>

- ① 水源と注水先の圧力差 : m
- ② 静水頭 : m
- ③ ホース等の圧力損失 : m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 配管及び弁類の圧力損失 : m

合計 : 117.8 m

2.5 代替水源移送系として使用する場合の揚程 30.8 m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合>

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ ホース等の圧力損失： m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 配管及び弁類の圧力損失： m

合計： 30.8 m

2.6 原子炉補機代替冷却水系として使用する場合の揚程 94.8 m 以上

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットへ使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を熱交換器ユニットに供給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失及び熱交換器ユニット内の圧力損失を基に設定する。

<取水口からの送水の場合>

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ ホース等の圧力損失： m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 熱交換器ユニット内の圧力損失： m

合計： 94.8 m

2.7 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の揚程 98.8 m 以上

原子炉格納容器下部注水系(可搬型)に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口(北)から原子炉格納容器下部へ注水する場合>

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ ホース等の圧力損失： m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 配管及び弁類の圧力損失： m

合計： 98.8 m

2.8 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として使用する場合の揚程 95 m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口(北)から残留熱除去系(A)を経由して原子炉格納容器内へスプレイする場合>

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ ホース等の圧力損失： m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 配管及び弁類の圧力損失： m

合計： 95.0 m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 最高使用圧力の設定根拠
 - 3.1 淡水貯水槽を水源とし、「低圧代替注水系(可搬型)、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)、原子炉格納容器下部注水系(可搬型)、燃料プール代替注水系(常設配管)、燃料プール代替注水系(可搬型)、燃料プールのスプレイ系(常設配管)、燃料プールのスプレイ系(可搬型)、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び代替水源移送系」に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の使用圧力は、これら系統の同時使用、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、1.0MPa とする。
 - 3.2 「原子炉補機代替冷却水系(熱交換器ユニット)」に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を考慮して、1.2MPa とする。
 - 3.3 海を水源とし、「低圧代替注水系(可搬型)、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)、原子炉格納容器下部注水系(可搬型)、燃料プール代替注水系(常設配管)、燃料プール代替注水系(可搬型)、燃料プールのスプレイ系(常設配管)、燃料プールのスプレイ系(可搬型)及び代替水源移送系」に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、1.2MPa とする。
4. 最高使用温度の設定根拠

大容量送水ポンプ(タイプ I)の重大事故等時における使用温度は、二次格納施設外の環境条件が 40℃であるため、それを上回る値として 50℃とする。
5. 原動機出力の設定根拠

大容量送水ポンプ(タイプ I)の原動機出力は、流量 1,440m³/h、揚程 122m での軸動力を考慮し、847kW とする。
6. 個数の設定根拠

大容量送水ポンプ(タイプ I)の必要となる容量は 1 基当たり 2 個であり、「2n+α」の対象施設となることから、4 個が必要容量となる。これに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。

また、2 個以上同時に保守点検することのないよう運用することとした上で、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、1 個を確保する。

以上より、合計で 5 個確保する。

VI-1-1-4-2-2-2-2 設定根拠に関する説明書
(燃料プール代替注水系 主配管(スプレイヘッドを含む。)(常設))

名 称	燃料プール注水接続口(北), (東) ～ 使用済燃料プール	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2

【設定根拠】

(概要)

本配管は、燃料プール注水接続口(北), (東)から使用済燃料プールを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ(タイプI)により、代替淡水源の水を使用済燃料プールへ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する本配管の使用圧力は、重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプI)の使用圧力が1.2MPaであることから、それを上回る1.37MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する本配管の使用温度は、重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプI)の使用温度が50℃であることから、それを上回る66℃とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	114	1.8	□

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-2-2-2-3 設定根拠に関する説明書
(燃料プール代替注水系 主配管(スプレイヘッドを含む。)(可搬型))

名	称	取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)	*
最高使用圧力	MPa	1.4	
最高使用温度	℃	50	
外	径	—	250 A
個	数	—	36 (予備 3)
<p>注記* : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プールスプレイ系, 放射性物質拡散抑制系), 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (原子炉格納容器フィルタベント系), 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧代替注水系, 代替水源移送系), 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機代替冷却水系), 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系), 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 (放射性物質拡散抑制系, 放射性物質拡散抑制系 (航空機燃料火災への泡消火), 原子炉格納容器フィルタベント系), 圧力逃がし装置 (原子炉格納容器フィルタベント系) と兼用する。</p>			
<p>【設定根拠】 (概要) 本ホースは, 付属水中ポンプと大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) を接続するホースであり, 重大事故等対処設備として, 水中ポンプにより淡水又は海水を大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) に送水するために設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 最高使用圧力の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合は, 大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) の付属水中ポンプの使用圧力 0.24MPa を上回る 1.4MPa とする。 2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合は, 重大事故等時における大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) の使用温度と同じ 50℃ とする。 3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合は, 圧力損失上許容できる外径, 可搬設備としての作業性及び大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) の付属水中ポンプの口径に合わせて 250A とする。 4. 個数の設定根拠 本ホースは, 重大事故等対処設備として, 発電用原子炉等への注水に使用する場合に必要な 12 本 (5m : 4 本, 10m : 4 本, 20m : 4 本), 重大事故等の収束に必要な水を供給する場合に必要な 6 本 (5m : 2 本, 10m : 2 本, 20m : 2 本), 最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な 12 本 (5m : 4 本, 10m : 4 本, 20m : 4 本), 原子炉建屋へ放水する場合に必要な 6 本 (5m : 2 本, 10m : 2 本, 20m : 2 本) の合計 36 本に, 本ホースは保守点検中にも使用可能であるため, 保守点検による待機除外時のバックアップ用は考慮せずに, 故障時のバックアップ用として予備 3 本 (5m : 1 本, 10m : 1 本, 20m : 1 本) とし, 分散して保管する。 			

名	称	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m) *	
最高使用圧力	MPa	1.4	
最高使用温度	℃	50	
外	径	300 A	
個	数	242 (予備 5)	
<p>注記* : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プールスプレイ系, 放射性物質拡散抑制系), 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (原子炉格納容器フィルタベント系), 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧代替注水系, 代替水源移送系), 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機代替冷却水系), 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系), 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 (放射性物質拡散抑制系, 放射性物質拡散抑制系 (航空機燃料火災への泡消火), 原子炉格納容器フィルタベント系), 圧力逃がし装置 (原子炉格納容器フィルタベント系) と兼用する。</p>			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本ホースは, 大容量送水ポンプ (タイプ I) と注水用ヘッダを接続するホースであり, 重大事故等対処設備として, 淡水又は海水を大容量送水ポンプ (タイプ I) により各系統の配管を介して発電用原子炉等へ送水するために設置する。</p> <p>本ホースは, 大容量送水ポンプ (タイプ I) と原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを接続するホースであり, 重大事故等対処設備として, 海水を大容量送水ポンプ (タイプ I) により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットへ送水するために設置する。</p> <p>本ホースは, 大容量送水ポンプ (タイプ II) と放水砲を接続するホースであり, 重大事故等対処設備として, 海水を大容量送水ポンプ (タイプ II) により原子炉建屋へ放水するために設置する。</p> <p>本ホースは, 重大事故等対処設備として, 大容量送水ポンプ (タイプ II) から海水を淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) へ補給するために設置する。</p>			
<p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は, 重大事故等時における大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) の使用圧力 1.2MPa を上回る 1.4MPa とする。</p>			
<p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等時における大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) の使用温度と同じ 50℃ とする。</p>			
<p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は, 圧力損失上許容できる外径, 可搬設備としての作業性及び取合う大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) の口径に合わせて 300A とする。</p>			

4. 個数の設定根拠

本ホースは、重大事故等対処設備として、淡水又は海水を大容量送水ポンプ（タイプⅠ）から注水用ヘッダへ供給する場合に必要な66本（20m：2本，50m：64本），重大事故等の収束に必要な水を提供する場合に必要な66本（20m：2本，50m：64本），最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な78本（2m：2本，5m：2本，10m：4本，20m：4本，50m：66本），原子炉建屋へ放水する場合に必要な32本（5m：1本，10m：1本，20m：2本，50m：28本）の合計242本に，本ホースは保守点検中にも使用可能であるため，保守点検による待機除外時のバックアップ用は考慮せずに，故障時のバックアップ用として予備5本（2m：1本，5m：1本，10m：1本，20m：1本，50m：1本）とし，分散して保管する。

名	称	注水用ヘッダ*
最高使用圧力	MPa	1.4
最高使用温度	℃	50
外 径	mm	318.5, 165.2, 76.3
個 数	—	2 (予備 1)
<p>注記* : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プールスプレイ系), 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (原子炉格納容器フィルタベント系), 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧代替注水系, 代替水源移送系), 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系), 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 (原子炉格納容器フィルタベント系), 圧力逃がし装置 (原子炉格納容器フィルタベント系) と兼用する。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要) 本配管は, 重大事故等対処設備として, 大容量送水ポンプ (タイプ I) から送水される淡水又は海水を各系統に確実かつ容易に分岐するために設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は, 重大事故等時における大容量送水ポンプ (タイプ I) の使用圧力 1.2MPa を上回る 1.4MPa とする。 2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等時における大容量送水ポンプ (タイプ I) の使用温度と同じ 50℃ とする。 3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 圧力損失上許容できる外径, 可搬設備としての作業性及び取合うホースの口径に合わせて 318.5, 165.2, 76.3 とする。 4. 個数の設定根拠 本配管の必要となる容量は, 1 セット 1 個であり, 「2n+α」の対象施設となることから, 2 個が必要容量となる。これに加えて, 故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。 また, 2 個以上同時に保守点検することのないよう運用することとした上で, 故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして, 1 個を確保する。 以上より, 合計で 3 個確保する。 		

名	称	*	
		送水用ホース (150A : 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)	
最高使用圧力	MPa	1.6	
最高使用温度	℃	50	
外 径	—	150A	
個 数	—	110 (予備 5)	
<p>注記* : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プールスプレイ系), 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧代替注水系, 代替水源移送系), 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系) と兼用する。</p>			
<p>【設定根拠】 (概要) 本ホースは, 注水用ヘッドと各系統の接続口を接続するホースであり, 重大事故等対処設備として, 淡水又は海水を大容量送水ポンプ (タイプ I) により各系統の配管を介して発電用原子炉等へ送水するために設置する。</p>			
<p>1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は, 重大事故等時における大容量送水ポンプ (タイプ I) の使用圧力 1.2MPa を上回る 1.6MPa とする。</p>			
<p>2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等時における大容量送水ポンプ (タイプ I) の使用温度と同じ 50℃ とする。</p>			
<p>3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は, 圧力損失上許容できる外径, 可搬設備としての作業性及び取合う接続口の口径に合わせて 150A とする。</p>			
<p>4. 個数の設定根拠 本ホースは, 重大事故等対処設備として, 注水用ヘッドから燃料プール注水接続口又は燃料プールスプレイ接続口, 使用済燃料プール, クロスデバイザー管へ供給する場合に必要な 58 本 (1m : 4 本, 2m : 6 本, 5m : 10 本, 10m : 12 本, 20m : 26 本), 注水用ヘッドから原子炉・格納容器下部注水接続口へ供給する場合に必要な 22 本 (1m : 2 本, 2m : 2 本, 5m : 2 本, 10m : 2 本, 20m : 14 本), 注水用ヘッドから復水貯蔵タンク接続口へ供給する場合に必要な 8 本 (2m : 1 本, 5m : 1 本, 10m : 1 本, 20m : 5 本), 注水用ヘッドから格納容器スプレイ接続口へ供給する場合に必要な 22 本 (1m : 2 本, 2m : 2 本, 5m : 2 本, 10m : 2 本, 20 m : 14 本) の合計 110 本に, 本ホースは保守点検中にも使用可能であるため, 保守点検による待機除外時のバックアップ用は考慮せずに, 故障時のバックアップ用として予備 5 本 (1 m : 1 本, 2 m : 1 本, 5 m : 1 本, 10 m : 1 本, 20 m : 1 本) とし, 分散して保管する。</p>			

VI-1-1-4-2-2-3 燃料プールのスプレイ系

目次

- VI-1-1-4-2-2-3-1 燃料プールスプレイ系 主配管（スプレイヘッドを含む。）（常設）
- VI-1-1-4-2-2-3-2 燃料プールスプレイ系 主配管（スプレイヘッドを含む。）（可搬型）

VI-1-1-4-2-2-3-1 設定根拠に関する説明書
(燃料プールスプレイ系 主配管(スプレイヘッダを含む。)(常設))

名 称	燃料プールスプレイ接続口(北), (東) ～ スプレイノズル	
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	76.3, 114.3, 165.2

【設定根拠】

(概要)

本配管は、燃料プールスプレイ接続口(北), (東)からスプレイノズルを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ(タイプI)により、代替淡水源の水を使用済燃料プールへスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する本配管の使用圧力は、重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプI)の使用圧力が1.2 MPaであることから、それを上回る1.37 MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する本配管の使用温度は、重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプI)の使用温度が50℃であることから、それを上回る66℃とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、76.3 mm, 114.3 mm, 165.2 mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
76.3	5.2	65	0.00341	42	3.4	
114.3	6.0	100	0.00822	126	4.3	
165.2	7.1	150	0.01791	126	2.0	

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-2-2-3-2 設定根拠に関する説明書
(燃料プールスプレイ系 主配管(スプレイヘッドを含む。)(可搬型))

名	称	スプレイ用ホース (65A : 1m)
最高使用圧力	MPa	1.6
最高使用温度	℃	50
外	径	—
		65A
個	数	—
		6(予備 1)
—		
<p>【設定根拠】 (概要) 本ホースは、重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ（タイプ I）から送水される淡水又は海水をスプレイノズルに送水するために設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 最高使用圧力の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故当時における大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用圧力 1.2MPa を上回る 1.6MPa とする。 2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用温度と同じ 50℃ とする。 3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失上許容できる外径、可搬設備としての作業性及び取合うスプレイノズルの口径に合わせて 65A とする。 4. 個数の設定根拠 本ホースは、重大事故等対処設備として、クロスデバイザー管からスプレイノズルへ淡水又は海水を送水する場合に必要な 6 本に、本ホースは保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップ用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として予備 1 本を分散して保管する。 		

名	称	スプレイノズル
最高使用圧力	MPa	1.6
最高使用温度	℃	50
外 径	—	65A
個 数	—	12(予備 1)
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ（タイプ I）から送水される淡水又は海水を使用済燃料プールに送水するために設置する。</p> <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、噴霧量及び飛散性を考慮し 0.4MPa 以上に調整して使用することから、それを上回る 1.6MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用温度と同じ 50℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失上許容できる外径、可搬設備としての作業性を考慮して 65A とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 本配管は、重大事故等対処設備として、スプレイノズルから使用済燃料プールへ淡水又は海水を送水する場合に必要な 12 本に、本配管は保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップ用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として予備 1 本を分散して保管する。</p>		

VI-1-1-4-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
(原子炉冷却系統施設)

目 次

- VI-1-1-4-3-1 原子炉冷却材再循環設備に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-3-2 原子炉冷却材の循環設備に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-3-3 残留熱除去設備に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-3-4 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-3-5 原子炉冷却材補給設備に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-3-6 原子炉補機冷却設備に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-3-7 原子炉冷却材浄化設備に係る設定根拠に関する説明書

VI-1-1-4-3-1 原子炉冷却材再循環設備に係る設定根拠に関する説明書

目 次

VI-1-1-4-3-1-1 原子炉再循環系

VI-1-1-4-3-1-1 原子炉再循環系

目 次

VI-1-1-4-3-1-1-1 原子炉再循環系 主配管

VI-1-1-4-3-1-1-1 設定根拠に関する説明書
(原子炉再循環系 主配管)

名 称		原子炉压力容器 ～ 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード吸込配管分岐点	*
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34	
最高使用温度	℃	302, 315	
外 径	mm	520.6, 530.6	
注記*：残留熱除去設備（残留熱除去系）と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器から残留熱除去系原子炉停止時冷却モード吸込配管分岐点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、再循環系ポンプにより炉内の冷却材を強制循環するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉停止時に炉水を残留熱除去系熱交換器により冷却するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ10.34 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ315℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量は設計基準対象施設として使用する場合の外径設定の基となる原子炉再循環ポンプの容量以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、520.6 mm, 530.6 mmとする。</p>			

名 称		*
		残留熱除去系原子炉停止時冷却モード A 系注入配管合流点 ~ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	10.40
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	279.3, 416.0, 426.0, 520.6, 530.6
注記*：残留熱除去設備（残留熱除去系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード A 系注入配管合流点から原子炉压力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設として、再循環系ポンプにより炉内の冷却材を強制循環するために設置する。 重大事故等対処設備としては、原子炉停止時に残留熱除去系熱交換器により冷却された炉水を原子炉压力容器へ送水するために設置する。 1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉再循環ポンプの最高使用圧力と同じ 10.40 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力 10.34 MPa を上回る 10.40 MPa とする。 2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。 3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等対処設備として使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量は設計基準対象施設として使用する場合の外径設定の基となる原子炉再循環ポンプの容量以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、279.3 mm, 416.0 mm, 426.0 mm, 520.6 mm, 530.6 mm とする。		

名 称		*
		残留熱除去系原子炉停止時冷却モード B 系注入配管合流点 ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	10.40
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	279.3, 416.0, 426.0, 520.6, 530.6
注記*：残留熱除去設備（残留熱除去系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード B 系注入配管合流点から原子炉压力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設として、再循環系ポンプにより炉内の冷却材を強制循環するために設置する。 重大事故等対処設備としては、原子炉停止時に残留熱除去系熱交換器により冷却された炉水を原子炉压力容器へ送水するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉再循環ポンプの最高使用圧力と同じ 10.40 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の最高使用圧力 10.34 MPa を上回る 10.40 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等対処設備として使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量は設計基準対象施設として使用する場合の外径設定の基となる原子炉再循環ポンプの容量以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、279.3 mm, 416.0 mm, 426.0 mm, 520.6 mm, 530.6 mm とする。		

名 称		*
		残留熱除去系原子炉停止時冷却モード吸込配管分岐点 ~ E11-F014A, B
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	355.6, 457.2
注記*：残留熱除去設備（残留熱除去系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード吸込配管分岐点から E11-F014A, B を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉再循環ループより炉水を導き残留熱除去系熱交換器により冷却するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設定基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6 mm, 457.2 mm とする。		

名 称		*
		E11-F020A ～ 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード A 系注入配管合流点
最高使用圧力	MPa	10.40
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	318.5
注記*：残留熱除去設備（残留熱除去系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、E11-F020A から残留熱除去系原子炉停止時冷却モード A 系注入配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器により冷却された炉水を原子炉再循環ループへ戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用圧力と同じ 10.40 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の使用圧力と同じ 10.40 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等対処設備として使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>		

名 称		* E11-F020B ～ 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード B 系注入配管合流点
最高使用圧力	MPa	10.40
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	318.5
注記*：残留熱除去設備（残留熱除去系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、E11-F020B から残留熱除去系原子炉停止時冷却モード B 系注入配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器により冷却された炉水を原子炉再循環ループへ戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用圧力と同じ 10.40 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の使用圧力と同じ 10.40 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等対処設備として使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>		

VI-1-1-4-3-2 原子炉冷却材の循環設備に係る設定根拠に関する説明書

目 次

- VI-1-1-4-3-2-1 主蒸氣系
- VI-1-1-4-3-2-2 復水給水系

VI-1-1-4-3-2-1 主蒸気系

目 次

- VI-1-1-4-3-2-1-1 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- VI-1-1-4-3-2-1-2 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ
- VI-1-1-4-3-2-1-3 主蒸気系 安全弁及び逃がし弁
- VI-1-1-4-3-2-1-4 主蒸気系 主配管

VI-1-1-4-3-2-1-1 設定根拠に関する説明書
(主蒸気系 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ)

名	称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
容	量	L/個
		 (15)
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
個	数	—
		11

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準対象施設として主蒸気逃がし安全弁の駆動源である高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合でも、主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能としての開操作を行えるように設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）として使用する主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、以下の機能を有する。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。

系統構成は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの窒素をピストンに供給することにより主蒸気逃がし安全弁を開放し、原子炉圧力容器を減圧できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは断熱変化 ($PV^k = \text{一定}$) を仮定し、下記のようにアキュムレータ容量を決定する。

主蒸気逃がし安全弁全開時のアキュムレータ圧力がシリンダ圧力に対して臨界圧力以上となるようアキュムレータ容量を決定する。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの容量の設定には、原子炉格納容器圧力 13.7 kPa で 1 回動作可能な事を考慮する。

弁作動前のアキュムレータ容積 V_a を V_{a1} 、 V_{a2} とに分割して考える。（ V_{a1} は弁作動後もアキュムレータに残る作動ガスの体積、 V_{a2} は弁作動後シリンダ側へ移る作動ガスの体積）

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能作動前のアキュムレータ圧力を P_{a0} 、作動後のアキュムレータ圧力を P_{a1} 、シリンダ内圧力を P_c （= 駆動シリンダ内必要最低圧力）、主蒸気逃がし安全弁全開時のシリンダ容量を V_c とすると各値に対して下記関係式が成り立つ。

$$\begin{aligned}
 V_a &= V_{a1} + V_{a2} \\
 P_{a0} \cdot V_{a1}^k &= P_{a1} \cdot V_a^k & \therefore V_{a1} &= (P_{a1}/P_{a0})^{1/k} \cdot V_a \\
 P_{a0} \cdot V_{a2}^k &= P_c \cdot V_c^k & \therefore V_{a2} &= (P_c/P_{a0})^{1/k} \cdot V_c
 \end{aligned}$$

上記の式を整理すると下記式となり、この式を用いて主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ容量を算出する。

$$V_a = (P_c/P_{a0})^{1/K} / \{1 - (P_{a1}/P_{a0})^{1/K}\} \cdot V_c$$

次に、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能は急速開要求をもつため、アキュムレータからシリンダへの作動ガスが臨界流で流れるように、作動後の圧力バランスとして次の式を考慮する。

$$P_{a1} = P_c / \left[\frac{2}{K+1} \right]^{K/(K-1)}$$

ここで、 $\left[\frac{2}{K+1} \right]^{K/(K-1)}$ は臨界圧力比 = $\{2 / (K+1)\}^{K / (K-1)}$

- V_a : アキュムレータ容量 (L)
- V_c : 主蒸気逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (L) =
- K : 断熱指数 =
- P_c : 主蒸気逃がし安全弁全開保持に必要なシリンダ内最低圧力 (MPa[abs]) =
- P_{a0} : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs]) =
- P_{a1} : 主蒸気逃がし安全弁全開時のアキュムレータ内圧力 (MPa[abs]) =

上記から、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = \left[\frac{V_c \cdot (P_c/P_{a0})^{1/K}}{1 - (P_{a1}/P_{a0})^{1/K}} \right]$$

上記から、設計基準対象施設として主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの容量は L を上回るものとし、 L/個以上とする。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 L/個以上とする。

公称値については、 15 L/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力は、高圧窒素ガス供給系の運転圧力上限値 MPa にアキュムレータ内のガスの事故時の温度上昇による圧力増加に対する余裕をみて 1.77 MPa とする。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.77 MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 °C とする。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）で主蒸気逃がし安全弁の減圧機能使用時におけるドライウェル温度が最大となる事故シーケンスグループ等である高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱等において約 155 °C であることから、それを上回る 171 °C とする。

4. 個数の設定根拠

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準対象施設として高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合でも、主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能としての開操作を行うために必要な個数として11個設置する。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準対象施設として11個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-2-1-2 設定根拠に関する説明書
(主蒸気系 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ)

名	称	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ*	
容	量	L/個	<input type="text" value="200"/> (200)
最	高	使用	圧
力		MPa	1.77
最	高	使用	温
度		℃	171
個	数	—	6

注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準対象施設として主蒸気逃がし安全弁の駆動源である高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合でも、主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能としての開操作を行えるように設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）として使用する主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、以下の機能を有する。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。

系統構成は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの窒素をピストンに供給することにより主蒸気逃がし安全弁を開放し、原子炉圧力容器を減圧できる設計とする。

重大事故等時に計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）として使用する主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、以下の機能を有する。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための流路として設置する。

系統構成は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータを高圧窒素ポンベから窒素をピストンに供給する流路として使用することで主蒸気逃がし安全弁を開放し、原子炉圧力容器を減圧できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは断熱変化 ($PV^k = \text{一定}$) を仮定し、下記のようにアキュムレータ容量を決定する。

弁作動後のアキュムレータ圧力とシリンダ圧力はバランスが取れて等しいとする。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの容量の設定には、原子炉格納容器圧力 241 kPa で 回動作可能及び原子炉格納容器圧力が大気圧で 回動作可能な事を考慮する。

$$P_{a0} \cdot V_a^k = P_c \cdot (V_a + V_c)^k$$

上記の式から、必要アキュムレータ容量の算出式が求まる。

$$V_a = V_c / \{ (P_{a0} / P_c)^{1/(n \cdot K)} - 1 \}$$

V_a : アキュムレータ容量 (L)

原子炉格納容器圧力 241 kPa における主蒸気逃がし安全弁 回動作に関する各値は

V_c : 主蒸気逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (L) =

n : 主蒸気逃がし安全弁作動回数 =

K : 断熱指数 =

P_c : 主蒸気逃がし安全弁全開保持に必要なシリンダ内最低圧力 (MPa[abs]) =

P_{a0} : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs]) =

上記の式及び値により原子炉格納容器圧力 241 kPa で 回動作における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = 10.0 / \{ (1.231 / 1.017)^{1/1.4} - 1 \} = 68.42 \dots \approx 69 \text{ L}$$

原子炉格納容器圧力が大気圧における主蒸気逃がし安全弁 回動作に関する各値は

V_c : 主蒸気逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (L) =

n : 作動回数 =

K : 断熱指数 =

P_c : 主蒸気逃がし安全弁全開保持に必要なシリンダ内最低圧力 (MPa[abs]) =

P_{a0} : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs]) =

上記の式及び値により原子炉格納容器圧力が大気圧で 回動作における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$V_a =$

上記から、設計基準対象施設として主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの容量は L を上回るものとし、 L/個以上とする。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 L/個以上とする。

公称値については、 200 L/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力は、高圧窒素ガス供給系の運転圧力上限値 MPa にアキュムレータ内のガスの事故時の温度上昇による圧力増加に対する余裕をみて 1.77 MPa とする。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.77 MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 °C とする。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）で主蒸気逃がし安全弁の減圧機能使用時におけるドライウェル温度が最大となる事故シーケンスグループ等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 155 °Cであることから、それを上回る 171 °Cとする。

4. 個数の設定根拠

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準対象施設として高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合でも、主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能としての開操作を行うために必要な個数として6個設置する。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準対象施設として6個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-2-1-3 設定根拠に関する説明書
(主蒸気系 安全弁及び逃がし弁)

名 称		主蒸気逃がし安全弁 (B21-F001A* ¹ , B, C* ² , D, E* ¹ , F, G, H* ² , J* ¹ , K, L* ¹)	
吹 出 圧 力	逃がし弁機能		
	B21-F001D, K	MPa	7.37
	B21-F001B, F, G	MPa	7.44
	B21-F001C, H, J	MPa	7.51
	B21-F001A, E, L	MPa	7.58
	安全弁機能		
	B21-F001D, K	MPa	7.79
	B21-F001B, F, G	MPa	8.10
	B21-F001C, H, J	MPa	8.17
	B21-F001A, E, L	MPa	8.24
個 数	—	11	
注記*1：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高压窒素ガス供給系、代替高压窒素ガス供給系）と兼用。 *2：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高压窒素ガス供給系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) ・設計基準対象施設 主蒸気逃がし安全弁は、設計基準対象施設として運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、逃がし弁機能および安全弁機能によって自動的に原子炉圧力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバの水面下にTークエンチャを介して放出し、原子炉圧力容器の過圧を防止する目的で設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）として使用する主蒸気逃がし安全弁は、以下の機能を有する。 主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。 これらの系統構成は、原子炉水位を維持することができない場合に、原子炉格納容器内の主蒸気管に11個設置した主蒸気逃がし安全弁を開放し、原子炉圧力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバの水面下にTークエンチャを介して放出し原子炉圧力容器を減圧するとともに、残留熱除去系低圧注水モード及び低圧炉心スプレイ系による注水が可能な設計とする。 また、11個の主蒸気逃がし安全弁のうち自動減圧機能を有する弁6個（B21-F001A, C, E, H, J, L）を設ける設計とする。			

1. 吹出圧力の設定根拠

1.1 逃がし弁機能

1.1.1 第1段吹出圧力 7.37 MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第1段吹出圧力は、原子炉圧力高スクラム発生前に主蒸気逃がし安全弁が開することのないように、原子炉圧力高スクラム設定値 (7.22 MPa) を上回る 7.37 MPa とする。

逃がし弁機能を重大事故等時において使用する場合の第1段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.37MPa とする。

1.1.2 第2段吹出圧力 7.44 MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第2段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で、第1段吹出圧力 (7.37 MPa) を上回る 7.44 MPa とする。

逃がし弁機能を重大事故等時において使用する場合の第2段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.44 MPa とする。

1.1.3 第3段吹出圧力 7.51 MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第3段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で、第2段吹出圧力 (7.44 MPa) を上回る 7.51 MPa とする。

逃がし弁機能を重大事故等時において使用する場合の第3段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.51 MPa とする。

1.1.4 第4段吹出圧力 7.58 MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第4段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で、第3段吹出圧力 (7.51 MPa) を上回る 7.58 MPa とする。

逃がし弁機能を重大事故等時において使用する場合の第4段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.58 MPa とする。

1.2 安全弁機能

1.2.1 第1段吹出圧力 7.79 MPa

設計基準対象施設として安全弁機能を使用する場合の第1段吹出圧力は、第4段の逃がし弁機能より先に安全弁機能を動作させない観点で、逃がし弁機能を使用する場合の第4段吹出圧力 (7.58 MPa) を上回る 7.79 MPa とする。

安全弁機能を重大事故等時において使用する場合の第1段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.79 MPa とする。

1.2.2 第2段吹出圧力 8.10 MPa

設計基準対象施設として安全弁機能を使用する場合の第2段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で、第1段吹出圧力 (7.79 MPa) を上回る 8.10 MPa とする。

とする。

安全弁機能を重大事故等時において使用する場合の第2段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.10 MPa とする。

1.2.3 第3段吹出圧力 8.17 MPa

設計基準対象施設として安全弁機能を使用する場合の第3段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で、第2段吹出圧力(8.10 MPa)を上回る8.17 MPa とする。

安全弁機能を重大事故等時において使用する場合の第3段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.17 MPa とする。

1.2.4 第4段吹出圧力 8.24 MPa

設計基準対象施設として安全弁機能を使用する場合の第4段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で、第3段吹出圧力(8.17 MPa)を上回る8.24 MPa とする。

安全弁機能を重大事故等時において使用する場合の第4段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.24 MPa とする。

2. 個数の設定根拠

主蒸気逃がし安全弁は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器の過圧を防止するために必要な個数である、4系統の主蒸気管のうち主蒸気系Aに4個(うち4個は自動減圧機能を有する弁、1個は代替高圧窒素ガス供給系接続機能を有する弁)、主蒸気系Bに2個(うち1個は自動減圧機能を有する弁、1個は代替高圧窒素ガス供給系接続機能を有する弁)、主蒸気系Cに2個(うち1個は自動減圧機能を有する弁)、主蒸気系Dに3個(うち2個は自動減圧機能を有する弁、2個は代替高圧窒素ガス供給系接続機能を有する弁)とし、合計11個設置する。

主蒸気逃がし安全弁は、設計基準対象施設として11個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-2-1-4 設定根拠に関する説明書
(主蒸気系 主配管)

名	称	原子炉压力容器 ～ B21-F001D 分岐点
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm 609.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器から B21-F001D 分岐点までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため及び原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器を減圧するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001A 分岐点 ～ B21-F001A
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm 228.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001A 分岐点から B21-F001A までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、228.6 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001A ～ Tークエンチャ
最高使用圧力	MPa	3.80, 4.71
最高使用温度	℃	249, 262
外	径	mm 267.4, 323.9
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001A からTークエンチャまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 3.80 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 4.71 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 3.80 MPa における飽和温度 249 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時において使用する場合の圧力 4.71 MPa における飽和温度 262 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm, 323.9 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001B 分岐点 ～ B21-F001B
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm 228.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001B 分岐点から B21-F001B までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、228.6 mm とする。</p>		

名 称	B21-F001B ～ Tークエンチャ	
最高使用圧力	MPa	4.71
最高使用温度	℃	262
外 径	mm	267.4, 323.9

【設定根拠】
(概要)

本配管は、B21-F001B からTークエンチャまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 4.71 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時において使用する場合の圧力 4.71 MPa における飽和温度 262 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、自由膨張蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4 mm, 323.9 mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	比容積	流速*	標準流速
A (mm)	B (mm)	(A)	C (m ²)	D (kg/s)	E (m ³ /kg)	F (m/s)	(m/s)
267.4	15.1	250	0.04419				
323.9	17.5	—	0.06555				

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)^2}{1000} \right\}$$

$$F = \frac{D \cdot E}{C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名	称	B21-F001C 分岐点 ～ B21-F001C
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm 228.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001C 分岐点から B21-F001C までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、228.6 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001C ～ Tークエンチャ
最高使用圧力	MPa	3.80, 4.71
最高使用温度	℃	249, 262
外	径	mm 267.4, 323.9
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001C からTークエンチャまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 3.80 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 4.71 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 3.80 MPa における飽和温度 249 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時において使用する場合の圧力 4.71 MPa における飽和温度 262 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm, 323.9 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001D 分岐点 ～ B21-F001D
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm 228.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001D 分岐点から B21-F001D までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、228.6 mm とする。</p>		

名 称	B21-F001D ～ Tークエンチャ	
最高使用圧力	MPa	4.71
最高使用温度	℃	262
外 径	mm	267.4, 323.9

【設定根拠】
(概要)

本配管は、B21-F001D からTークエンチャまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠
本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 4.71 MPa とする。
2. 最高使用温度の設定根拠
本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時において使用する場合の圧力 4.71 MPa における飽和温度 262 ℃ とする。
3. 外径の設定根拠
本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、自由膨張蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4 mm, 323.9 mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	比容積	流速*	標準流速
A (mm)	B (mm)	(A)	C (m ²)	D (kg/s)	E (m ³ /kg)	F (m/s)	(m/s)
267.4	15.1	250	0.04419				
323.9	17.5	—	0.06555				

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$F = \frac{D \cdot E}{C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名	称	原子炉压力容器 ～ B21-F001F 分岐点
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm 609.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器から B21-F001F 分岐点までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため及び原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器を減圧するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001E 分岐点 ～ B21-F001E
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm 228.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001E 分岐点から B21-F001E までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、228.6 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001E ～ Tークエンチャ
最高使用圧力	MPa	3.80, 4.71
最高使用温度	℃	249, 262
外	径	mm 267.4, 323.9
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001E からTークエンチャまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 3.80 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 4.71 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 3.80 MPa における飽和温度 249 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時において使用する場合の圧力 4.71 MPa における飽和温度 262 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm, 323.9 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001F 分岐点 ～ B21-F001F
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm 228.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要) 本配管は、B21-F001F 分岐点から B21-F001F までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、228.6 mm とする。</p>		

名 称	B21-F001F ～ Tークエンチャ	
最高使用圧力	MPa	4.71
最高使用温度	℃	262
外 径	mm	267.4, 323.9

【設定根拠】

(概要)

本配管は、B21-F001F からTークエンチャまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 4.71 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時において使用する場合の圧力 4.71 MPa における飽和温度 262 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、自由膨張蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4 mm, 323.9 mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	比容積	流速*	標準流速
A (mm)	B (mm)	(A)	C (m ²)	D (kg/s)	E (m ³ /kg)	F (m/s)	(m/s)
267.4	15.1	250	0.04419				
323.9	17.5	—	0.06555				

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)^2}{1000} \right\}$$

$$F = \frac{D \cdot E}{C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名	称	原子炉压力容器 ～ B21-F001H 分岐点
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm 609.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器から B21-F001H 分岐点までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため及び原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器を減圧するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001G 分岐点 ～ B21-F001G
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm 228.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001G 分岐点から B21-F001G までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、228.6 mm とする。</p>		

名 称	B21-F001G ～ Tークエンチャ	
最高使用圧力	MPa	4.71
最高使用温度	℃	262
外 径	mm	267.4, 323.9

【設定根拠】
(概要)

本配管は、B21-F001G からTークエンチャまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 4.71 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時において使用する場合の圧力 4.71 MPa における飽和温度 262 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、自由膨張蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4 mm, 323.9 mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	比容積	流速*	標準流速
A (mm)	B (mm)	(A)	C (m ²)	D (kg/s)	E (m ³ /kg)	F (m/s)	(m/s)
267.4	15.1	250	0.04419				
323.9	17.5	—	0.06555				

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)^2}{1000} \right\}$$

$$F = \frac{D \cdot E}{C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名	称	B21-F001H 分岐点 ～ B21-F001H
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm 228.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001H 分岐点から B21-F001H までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、228.6 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001H ～ Tークエンチャ
最高使用圧力	MPa	3.80, 4.71
最高使用温度	℃	249, 262
外	径	mm 267.4, 323.9
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001H からTークエンチャまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 3.80 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 4.71 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 3.80 MPa における飽和温度 249 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時において使用する場合の圧力 4.71 MPa における飽和温度 262 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm, 323.9 mm とする。</p>		

名 称		原子炉压力容器 ～ 原子炉隔離時冷却系蒸気配管分岐点	*
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34	
最高使用温度	℃	302, 315	
外 径	mm	114.3, 609.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高圧代替注水系）と兼用。			
【設定根拠】 （概要） 本配管は，原子炉压力容器から原子炉隔離時冷却系蒸気配管分岐点までを接続する配管であり，設計基準対象施設として，原子炉压力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため，原子炉压力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービンに導くため及び原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し，原子炉压力容器を減圧するために設置する。 重大事故等対処設備としては，原子炉压力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービンに導くため及び原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し，原子炉压力容器を減圧するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，609.6 mm とする。 原子炉隔離時冷却系との取合部配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの蒸気使用量を基に設定しており，重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの蒸気使用量が設計基準対象施設として使用する場合の蒸気使用量と同等であるため，本配管の外径は，メーカー社内			

基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3 mm とする。

名 称		原子炉隔離時冷却系蒸気配管分岐点 ～ B21-F001L 分岐点
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	228.6, 609.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系蒸気配管分岐点から B21-F001L 分岐点までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉圧力容器で発生した蒸気を蒸気タービンに導くため及び原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、609.6 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001J 分岐点 ～ B21-F001J
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm
		228.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要) 本配管は、B21-F001J 分岐点から B21-F001J までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、228.6 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001J ～ Tークエンチャ
最高使用圧力	MPa	3.80, 4.71
最高使用温度	℃	249, 262
外	径	mm 267.4, 323.9
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001J からTークエンチャまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 3.80 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 4.71 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 3.80 MPa における飽和温度 249 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時において使用する場合の圧力 4.71 MPa における飽和温度 262 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm, 323.9 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001K 分岐点 ～ B21-F001K
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm 228.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001K 分岐点から B21-F001K までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、228.6 mm とする。</p>		

名 称	B21-F001K ～ Tークエンチャ	
最高使用圧力	MPa	4.71
最高使用温度	℃	262
外 径	mm	267.4, 323.9

【設定根拠】

(概要)

本配管は、B21-F001K からTークエンチャまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 4.71 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時において使用する場合の圧力 4.71 MPa における飽和温度 262 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、自由膨張蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4 mm, 323.9 mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	比容積	流速*	標準流速
A	B	(A)	C	D	E	F	(m/s)
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(kg/s)	(m ³ /kg)	(m/s)	(m/s)
267.4	15.1	250	0.04419				
323.9	17.5	—	0.06555				

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$F = \frac{D \cdot E}{C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称	B21-F001L 分岐点 ～ B21-F001L	
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	228.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001L 分岐点から B21-F001L までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサブプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、228.6 mm とする。</p>		

名	称	B21-F001L ～ Tークエンチャ
最高使用圧力	MPa	3.80, 4.71
最高使用温度	℃	249, 262
外	径	mm 267.4, 323.9
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001L からTークエンチャまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 3.80 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁作動時の排気管圧力を上回る 4.71 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力 3.80 MPa における飽和温度 249 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時において使用する場合の圧力 4.71 MPa における飽和温度 262 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm, 323.9 mm とする。</p>		

名 称		*
		B21-F023A ~ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(A)出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、B21-F023A から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(A)出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）へ供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm とする。		

名 称		*
		B21-F023C ～ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(C) 出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F023C から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(C) 出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm とする。</p>		

名 称		*
		B21-F023E ~ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(E)出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、B21-F023E から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(E)出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）へ供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm とする。		

名 称		*
		B21-F023H ~ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(H) 出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、B21-F023H から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(H) 出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）へ供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm とする。		

名 称		*
		B21-F023J ～ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(J) 出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F023J から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(J) 出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm とする。</p>		

名 称		*
		B21-F023L ~ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(L) 出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、B21-F023L から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(L) 出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）へ供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm とする。		

名 称		* 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (A) ～ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (A) 出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要) 本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (A) から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (A) 出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001A へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm とする。</p>		

名 称		* 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(C) ～ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(C) 出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1
<p>注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。</p> <p>【設定根拠】 (概要) 本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(C)から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(C) 出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001C へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm とする。</p>		

名 称		*
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(E) ~ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(E) 出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(E)から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(E) 出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001E へ供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm とする。		

名 称		* 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(H) ～ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(H) 出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	61.1
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(H)から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(H) 出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001H へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、61.1 mm とする。</p>		

名 称		*
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(J) ～ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(J) 出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(J)から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(J) 出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001J へ供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm とする。		

名 称		*
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(L) ～ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(L) 出口配管 合流点
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(L)から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(L) 出口配管合流点までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001L へ供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm とする。		

名 称	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(A)出口配管 合流点 ～ B21-F001A	
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1, 61.5
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要) 本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(A)出口配管合流点から B21-F001A までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001A へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p style="padding-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p style="padding-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名 称		*
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(C)出口配管 合流点 ～ B21-F001C
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1, 61.5
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(C)出口配管合流点から B21-F001C までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001C へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時に主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名 称		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (E) 出口配管 合流点 ～ B21-F001E	*
最高使用圧力	MPa	1.77	
最高使用温度	℃	171	
外 径	mm	60.5, 61.1, 61.5	
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (E) 出口配管合流点から B21-F001E までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001E へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。			

名 称		*
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(H) 出口配管 合流点 ～ B21-F001H
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1, 61.5
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(H) 出口配管合流点から B21-F001H までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001H へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名 称		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(J)出口配管 合流点 ～ B21-F001J	*
最高使用圧力	MPa	1.77	
最高使用温度	℃	171	
外 径	mm	60.5, 61.1, 61.5	
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(J)出口配管合流点から B21-F001J までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001J へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。			

名 称		*
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(L)出口配管 合流点 ～ B21-F001L
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1, 61.5
注記*：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(L)出口配管合流点から B21-F001L までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001L へ供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。		

名	称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (A) ～ B21-F001A
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外	径	mm
		60.5, 61.1, 61.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (A) から B21-F001A までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001A へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名	称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (B) ～ B21-F001B
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外	径	mm 60.5, 61.1, 61.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (B) から B21-F001B までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001B へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名	称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (C) ～ B21-F001C
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外	径	mm 60.5, 61.1, 61.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (C) から B21-F001C までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001C へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名	称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (D) ～ B21-F001D
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外	径	mm 60.5, 61.1, 61.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (D) から B21-F001D までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001D へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名	称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (E) ～ B21-F001E
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外	径	mm 60.5, 61.1, 61.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (E) から B21-F001E までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001E へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名	称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (F) ～ B21-F001F
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外	径	mm 60.5, 61.1, 61.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (F) から B21-F001F までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001F へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名	称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (G) ～ B21-F001G
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外	径	mm 60.5, 61.1, 61.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (G) から B21-F001G までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001G へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名	称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (H) ～ B21-F001H
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外	径	mm
		60.5, 61.1, 61.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (H) から B21-F001H までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001H へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名	称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (J) ～ B21-F001J
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外	径	mm 60.5, 61.1, 61.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (J) から B21-F001J までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001J へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名	称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (K) ～ B21-F001K
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外	径	mm 60.5, 61.1, 61.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (K) から B21-F001K までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001K へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

名 称	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (L) ～ B21-F001L	
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 61.1, 61.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (L) から B21-F001L までを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータにより窒素を B21-F001L へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、60.5 mm, 61.1 mm, 61.5 mm とする。</p>		

VI-1-1-4-3-2-2 復水給水系

目 次

VI-1-1-4-3-2-2-1 復水給水系 主配管

VI-1-1-4-3-2-2-1 設定根拠に関する説明書
(復水給水系 主配管)

名 称	原子炉冷却材浄化系 A 系注入配管合流点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-12A)		*
最高使用圧力	MPa	8.62	
最高使用温度	℃	302	
外 径	mm	165.2, 457.2	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系）及び原子炉格納施設のう ち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高圧代替注水系）と兼用。			
<p>【設定根拠】 （概要） 本配管は、原子炉冷却材浄化系 A 系注入配管合流点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-12A) を接続する配管であり、設計基準対象施設としては、原子炉給水ポンプで昇圧された給水を原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高圧代替注水ポンプにより冷却水を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「B21-F050A～原子炉冷却材浄化系 A 系注入配管合流点」の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「B21-F050A～原子炉冷却材浄化系 A 系注入配管合流点」の使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「B21-F050A～原子炉冷却材浄化系 A 系注入配管合流点」の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「B21-F050A～原子炉冷却材浄化系 A 系注入配管合流点」の使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の外径は、原子炉圧力容器への給水量を基に設定している。重大事故等時において使用する場合の本配管の外径は、重大事故等時の流速が設計基準対象施設としての標準流速を超えないため設計基準対象施設の外径と同仕様とし、165.2 mm, 457.2 mm とする。</p>			

名 称	原子炉格納容器配管貫通部(X-12A) ～ 原子炉压力容器		*
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34	
最高使用温度	℃	302, 315	
外 径	mm	318.5, 457.2	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高圧代替注水系）と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-12A) から原子炉压力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設としては、原子炉給水ポンプで昇圧された給水を原子炉压力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高圧代替注水ポンプにより冷却水を原子炉压力容器へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の外径は、原子炉压力容器への給水量を基に設定している。重大事故等時において使用する場合の本配管の外径は、重大事故等時の流速が設計基準対象施設としての標準流速を超えないため設計基準対象施設の外径と同仕様とし、318.5 mm, 457.2 mm とする。</p>			

名 称		原子炉冷却材浄化系 B 系注入配管合流点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-12B)	*
最高使用圧力	MPa	8.62	
最高使用温度	℃	302	
外 径	mm	165.2, 457.2	
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）と兼用。</p> <p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉冷却材浄化系 B 系注入配管合流点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-12B) を接続する配管であり、設計基準対象施設としては、原子炉給水ポンプで昇圧された給水を原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉隔離時冷却系ポンプにより冷却水を原子炉圧力容器へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「B21-F050B～原子炉冷却材浄化系 B 系注入配管合流点」の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「B21-F050B～原子炉冷却材浄化系 B 系注入配管合流点」の使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「B21-F050B～原子炉冷却材浄化系 B 系注入配管合流点」の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「B21-F050B～原子炉冷却材浄化系 B 系注入配管合流点」の使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の外径は、原子炉圧力容器への給水量を基に設定している。重大事故等時において使用する場合の本配管の外径は、重大事故等時の流速が設計基準対象施設としての標準流速を超えないため設計基準対象施設の外径と同仕様とし、165.2 mm, 457.2 mm とする。</p>			

名 称		原子炉格納容器配管貫通部(X-12B) ~ 原子炉压力容器	*
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34	
最高使用温度	℃	302, 315	
外 径	mm	318.5, 457.2	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-12B) から原子炉压力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設としては、原子炉給水ポンプで昇圧された給水を原子炉压力容器に供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては、原子炉隔離時冷却系ポンプにより冷却水を原子炉压力容器へ注水するために設置する。 1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。 2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。 3. 外径の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の外径は、原子炉压力容器への給水量を基に設定している。重大事故等時において使用する場合の本配管の外径は、重大事故等時の流速が設計基準対象施設としての標準流速を超えないため設計基準対象施設の外径と同仕様とし、318.5 mm, 457.2 mm とする。			

VI-1-1-4-3-3 残留熱除去設備に係る設定根拠に関する説明書

目次

VI-1-1-4-3-3-1 残留熱除去系

VI-1-1-4-3-3-2 耐圧強化ベント系

VI-1-1-4-3-3-1 残留熱除去系

目 次

- VI-1-1-4-3-3-1-1 残留熱除去系熱交換器
- VI-1-1-4-3-3-1-2 残留熱除去系ポンプ
- VI-1-1-4-3-3-1-3 残留熱除去系ストレーナ
- VI-1-1-4-3-3-1-4 残留熱除去系 安全弁及び逃がし弁（常設）
- VI-1-1-4-3-3-1-5 残留熱除去系 主要弁（常設）
- VI-1-1-4-3-3-1-6 残留熱除去系 主配管（常設）

VI-1-1-4-3-3-1-1 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系 残留熱除去系熱交換器)

名 称		残留熱除去系熱交換器(A)*
容量(設計熱交換量)	MW/個	□ 以上(8.84)
最高使用圧力	MPa	管側 3.73/胴側 1.18
最高使用温度	℃	管側 186/胴側 70
伝熱面積	m ² /個	□
個 数	—	1
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(代替循環冷却系、残留熱除去系)及び原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系)並びに原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系、代替循環冷却系、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)、残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード))と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>残留熱除去系熱交換器(A)は、通常の原子炉停止時及び復水器が使用できない時の炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし、下記のモード・機能の際に熱を除去するために設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 原子炉停止時冷却モード ② 格納容器スプレイ冷却モード ③ サプレッションプール水冷却モード ④ 燃料プール冷却機能 ・重大事故等対処設備 <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(A)は以下の機能を有する。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 原子炉停止時冷却モード <p>残留熱除去系熱交換器(A)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系熱交換器(A)を経由して原子炉圧力容器に戻すことで、炉心を冷却できる設計とする。</p> (2) 格納容器スプレイ冷却モード <p>残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系熱交換器(A)を経由してドライウェルススプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることで、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。</p> 		

(3) サプレッションプール水冷却モード

残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系熱交換器(A)を経由して冷却することで、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(代替循環冷却系)として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を代替循環冷却ポンプにより残留熱除去系熱交換器(A)、残留熱除去系配管等を経由して原子炉圧力容器に注水することで、原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(残留熱除去系)として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系熱交換器(A)、残留熱除去系配管を経由して原子炉圧力容器内に注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系)として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプI)により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器(A)で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系)として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を代替循環冷却ポンプにより、残留熱除去系熱交換器(A)、残留熱除去系配管等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下

するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備、並びに炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備及び熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための設備として設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を代替循環冷却ポンプにより残留熱除去系熱交換器(A)、残留熱除去系配管等を経由して原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系熱交換器(A)を経由してドライウェルスプレイ管及びサプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））として使用する残留熱除去系熱交換器(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系熱交換器(A)を経由して冷却することで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(A)の容量は、残留熱除去系の各モード・機能における熱交換器の必要伝熱面積が最大となるモードの容量とする。

したがって、残留熱除去系熱交換器(A)を使用する原子炉停止時冷却モード、低圧注水モード、格納容器スプレイ冷却モード、サブプレッションプール水冷却モード及び燃料プール冷却機能において必要伝熱面積が最大となる格納容器スプレイ冷却モードの設計熱交換量である MW/個以上とする。

表 1-1 残留熱除去系熱交換器(A)に対する必要伝熱面積

運転モード	格納容器スプレイ冷却モード
熱交換器 1 個当たりの必要熱交換量 (MW/個)	<input type="text"/>
被冷却水流量 (kg/h)	1.145 × 10 ⁶
被冷却水温度 (°C)	<input type="text"/>
冷却水流量 (kg/h)	9.45 × 10 ⁵
冷却水温度 (°C)	<input type="text"/>
必要伝熱面積 (m ²)	<input type="text"/>

なお、格納容器スプレイ冷却モードを運転することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度以下にできることを安全評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)で確認している。

残留熱除去系熱交換器(A)を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において、全交流動力電源喪失や崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)として確認されている伝熱容量が約 MW/個及び雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)として確認されている伝熱容量が約 MW/個であり、それぞれの伝熱面積が m²/個及び m²/個であり、設計基準対象施設として使用する場合は設計確認値 m²/個に包絡されるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 MW/個以上とする。

公称値については、 8.84 MW/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 管側の最高使用圧力 3.73 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力は、主配管「残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)」の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。

残留熱除去系熱交換器(A)を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)」の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。

2.2 胴側の最高使用圧力 1.18 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(A)の胴側の最高使用圧力は、主配管「残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)」の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。

残留熱除去系熱交換器(A)を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)」の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 管側の最高使用温度 186 °C

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)」の最高使用温度と同じ 186 °C とする。

残留熱除去系熱交換器(A)を重大事故等時において使用する場合の管側の使用温度は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)」の使用温度と同じ 186 °C とする。

3.2 胴側の最高使用温度 70 °C

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(A)の胴側の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)」の最高使用温度と同じ 70 °C とする。

残留熱除去系熱交換器(A)を重大事故等時において使用する場合の胴側の使用温度は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)」の使用温度と同じ 70 °C とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(A)の伝熱面積は、格納容器スプレィ冷却モードの設計熱交換量 8.84 MW/個を満足するために必要な伝熱面積 m²/個を上回る m²/個以上とする。

残留熱除去系熱交換器(A)を重大事故等時において使用する場合の伝熱面積は、重大事故等対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において、全交流動力電源喪失や崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)として確認されている伝熱容量約 MW/個及び雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)として確認されている伝熱容量約 MW/個を満足するために必要な伝熱面積 m²/個及び m²/個を上回る m²/個以上とする。

公称値については、要求される伝熱面積である m²/個を上回る m²/個とする。

5. 個数の設定根拠

残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準対象施設として炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等するために必要な個数として 1 個設置する。

残留熱除去系熱交換器(A)は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		残留熱除去系熱交換器(B)*
容量(設計熱交換量)	MW/個	□以上(8.84)
最高使用圧力	MPa	管側 3.73/胴側 1.18
最高使用温度	℃	管側 186/胴側 70
伝熱面積	m ² /個	□
個 数	—	1
<p>注記*: 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(残留熱除去系)及び原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系)並びに原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード), 残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード))と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>・設計基準対象施設</p> <p>残留熱除去系熱交換器(B)は、通常の原子炉停止時及び復水器が使用できない時の炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし、下記のモード・機能の際に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 格納容器スプレイ冷却モード ③ サプレッションプール水冷却モード ④ 燃料プール冷却機能 <p>・重大事故等対処設備</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)として使用する残留熱除去系熱交換器(B)は以下の機能を有する。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 原子炉停止時冷却モード <p>残留熱除去系熱交換器(B)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(B)により残留熱除去系熱交換器(B)を経由して原子炉圧力容器に戻すことで、炉心を冷却できる設計とする。</p> (2) 格納容器スプレイ冷却モード <p>残留熱除去系熱交換器(B)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(B)により残留熱除去系熱交換器(B)を経由してドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることで、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。</p> (3) サプレッションプール水冷却モード <p>残留熱除去系熱交換器(B)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心</p> 		

の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(B)により残留熱除去系熱交換器(B)を経由して冷却することで、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(残留熱除去系)として使用する残留熱除去系熱交換器(B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(B)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(B)により残留熱除去系熱交換器(B)、残留熱除去系配管を経由して原子炉圧力容器内に注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系)として使用する残留熱除去系熱交換器(B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(B)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプI)により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器(B)で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード))として使用する残留熱除去系熱交換器(B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(B)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(B)により残留熱除去系熱交換器(B)を経由してドライウェルスプレイ管及びサプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード))として使用する残留熱除去系熱交換器(B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系熱交換器(B)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(B)により残留熱除去

系熱交換器(B)を経由して冷却することで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(B)の容量は、残留熱除去系の各モード・機能における熱交換器の必要伝熱面積が最大となるモードの容量とする。

したがって、残留熱除去系熱交換器(B)を使用する原子炉停止時冷却モード、低圧注水モード、格納容器スプレー冷却モード、サプレッションプール水冷却モード及び燃料プール冷却機能において必要伝熱面積が最大となる格納容器スプレー冷却モードの設計熱交換量である MW/個以上とする。

表 1-2 残留熱除去系熱交換器(B)に対する必要伝熱面積

運転モード	格納容器スプレー冷却モード
熱交換器 1 個当たりの必要熱交換量 (MW/個)	<input type="text"/>
被冷却水流量 (kg/h)	1.145 × 10 ⁶
被冷却水温度 (°C)	<input type="text"/>
冷却水流量 (kg/h)	9.45 × 10 ⁵
冷却水温度 (°C)	<input type="text"/>
必要伝熱面積 (m ²)	<input type="text"/>

なお、格納容器スプレー冷却モードを運転することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度以下にできることを安全評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)で確認している。

残留熱除去系熱交換器(B)を重大事故等時において使用する場合の容量は、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書類十)において、全交流動力電源喪失や崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)として確認されている伝熱容量が約 MW/個であり、この伝熱面積が m²/個であることから、設計基準対象施設として使用する場合の伝熱面積 m²を下回るため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 MW/個以上とする。

公称値については、 8.84 MW/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 管側の最高使用圧力 3.73 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(B)の管側の最高使用圧力は、主配管「残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(B)」の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。

残留熱除去系熱交換器(B)を重大事故等時において使用する場合の管側の使用圧力は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(B)」の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。

2.2 胴側の最高使用圧力 1.18 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(B)の胴側の最高使用圧力は、主配管「残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(B)」の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。

残留熱除去系熱交換器(B)を重大事故等時において使用する場合の胴側の使用圧力は、重

大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(B)」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 管側の最高使用温度 186 °C

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(B)の管側の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(B)」の最高使用温度と同じ186 °Cとする。

残留熱除去系熱交換器(B)を重大事故等時において使用する場合の管側の使用温度は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(B)」の使用温度と同じ186 °Cとする。

3.2 胴側の最高使用温度 70 °C

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(B)の胴側の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(B)」の最高使用温度と同じ70 °Cとする。

残留熱除去系熱交換器(B)を重大事故等時において使用する場合の胴側の使用温度は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(B)」の使用温度と同じ70 °Cとする。

4. 伝熱面積の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器(B)の伝熱面積は、格納容器スプレイ冷却モードの設計熱交換量8.84 MW/個を満足するために必要な伝熱面積 m²/個を上回る m²/個以上とする。

残留熱除去系熱交換器(B)を重大事故等時において使用する場合の伝熱面積は、重大事故等対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において、全交流動力電源喪失や崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)として確認されている伝熱容量約 MW/個を満足するために必要な伝熱面積 m²/個を上回る m²/個以上とする。

公称値については、要求される伝熱面積である m²/個を上回る m²/個とする。

5. 個数の設定根拠

残留熱除去系熱交換器(B)は、設計基準対象施設として炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等するために必要な個数として1個設置する。

残留熱除去系熱交換器(B)は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-3-1-2 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ)

名 称	残留熱除去系ポンプ(A), (B) *	
容 量	m ³ /h/個	□以上 (1160)
揚 程	m	□以上 (105)
最高使用圧力	MPa	(吸込側) 1.37 / (吐出側) 3.73
最高使用温度	℃	186
原 動 機 出 力	kW/個	540
個 数	—	2
<p>注記* : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (残留熱除去系) 及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (残留熱除去系 (格納容器ス プレイ冷却モード), 残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード)) と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要) ・設計基準対象施設 残留熱除去系ポンプ(A), (B)は、通常の原子炉停止時及び復水器が使用できない時の炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし、下記のモード・機能の際に冷却材を供給するために設置する。 ① 原子炉停止時冷却モード ② 低圧注水モード ③ 格納容器スプレイ冷却モード ④ サプレッションプール水冷却モード ⑤ 燃料プール冷却機能</p> <p>・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)は以下の機能を有する。 (1) 原子炉停止時冷却モード 残留熱除去系ポンプ(A), (B)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、原子炉冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(A), (B)により残留熱除去系熱交換器(A), (B)を経由して原子炉圧力容器に戻すことで、炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>(2) 格納容器スプレイ冷却モード 残留熱除去系ポンプ(A), (B)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。 系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A), (B)により残留熱除去系熱交換器(A), (B)を経由してドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることで、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) サプレッションプール水冷却モード

残留熱除去系ポンプ(A), (B)は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A), (B)により残留熱除去系熱交換器(A), (B)を経由して冷却することで、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(残留熱除去系)として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A), (B)により残留熱除去系配管を経由して原子炉圧力容器内に注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A), (B)により残留熱除去系熱交換器(A), (B)を経由してドライウェルスプレイ管及びサプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード))として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(A), (B)により及び残留熱除去系熱交換器(A), (B)を経由して冷却することで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)の容量は, 安全評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において確認されている低圧注水系の容量である m³/h を上回る m³/h/個以上とする。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)を重大事故等時において使用する場合の容量は, 設計基準対象施設と同様の使用方法であるため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, m³/h/個以上とする。

公称値については, 1160 m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)の揚程は, 下記を考慮して決定する。

残留熱除去系の設備の機能のうち, 必要揚程が最も大きい残留熱除去系ポンプ(B)の低圧注水モードにおける下記①～③を考慮し設計する。

- ① 原子炉压力容器とサプレッションチェンバ内圧の差: m
- ② 静水頭(低圧注水ノズルとサプレッションプール水位低の標高差): m
- ③ 配管・機器圧力損失: m

上記より, 残留熱除去系ポンプ(A), (B)の揚程は, ①～③の合計 m 以上とする。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)を重大事故等時において使用する場合の揚程は, 設計基準対象施設と同様の使用方法であるため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, m 以上とする。

公称値については, 要求される揚程を上回る 105 m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 吸込側の最高使用圧力 1.37 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)の吸込側の最高使用圧力は, 主配管「代替循環冷却系吸込配管分岐点～残留熱除去系ポンプ(A)」及び「サプレッションチェンバ出口配管B系合流点～残留熱除去系ポンプ(B)」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)を重大事故等時において使用する場合の圧力は, 重大事故等時における主配管「代替循環冷却系吸込配管分岐点～残留熱除去系ポンプ(A)」及び「サプレッションチェンバ出口配管B系合流点～残留熱除去系ポンプ(B)」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

3.2 吐出側の最高使用圧力 3.73 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)の吐出側の最高使用圧力は, 残留熱除去系における, 下記①～③を考慮して決定する。

- ① 残留熱除去系使用時の原子炉圧力: MPa
- ② 静水頭(原子炉压力容器上端とポンプ吸込との標高差): m (= MPa)
- ③ 締切揚程: m (= MPa)

上記より, 残留熱除去系ポンプ(A), (B)の吐出側の最高使用圧力は, ①～③の合計 MPa を上回る圧力とし, 3.73 MPa とする。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)を重大事故等時において使用する場合の圧力は, 設計基準対象施設と同様の使用方法であるため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, 3.73 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)の最高使用温度は, 原子炉停止時冷却モード運転時の原子炉冷却材の最高温度として 186 °Cとする。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)を重大事故等時において使用する場合の温度は, 設計基準対象施設と同様の使用方法であるため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, 186 °Cとする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(A), (B)の原動機出力は, 下記の式を用いて, 容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献: 日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで,

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 1160/3600

H : 揚程 (m) = 105

η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1160}{3600}\right) \times 105}{\text{} / 100}$$

$$= \text{} \text{ kW}$$

上記から, 残留熱除去系ポンプ(A), (B)の原動機出力は, 必要軸動力を上回る出力として 540 kW/個とする。

残留熱除去系ポンプ(A), (B)を重大事故等時において使用する場合の原動機出力は, 設計基準対象施設と同様の使用方法であるため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し, 540 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

残留熱除去系ポンプ(A), (B) (原動機含む) は, 設計基準対象施設として炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等するために必要な個数として A系, B系独立した 2 系列に各 1 個, 合計 2 個設置する。

残留熱除去系ポンプ(A), (B) (原動機含む) は, 設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		残留熱除去系ポンプ(C)*
容 量	m ³ /h/個	□以上 (1160)
揚 程	m	□以上 (105)
最高使用圧力	MPa	(吸込側) 1.37 / (吐出側) 3.73
最高使用温度	℃	100
原 動 機 出 力	kW/個	540
個 数	—	1

注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

残留熱除去系ポンプ(C)は、原子炉冷却材喪失時の炉心冷却を目的とし、非常用炉心冷却系機能の低圧注水モードの際に原子炉圧力容器内に冷却材を供給するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系ポンプ(C)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプ(C)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ(C)により残留熱除去系配管を経由して原子炉圧力容器内に注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(C)の容量は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている低圧注水系の容量である□ m³/hを上回る□ m³/h/個以上とする。

残留熱除去系ポンプ(C)を重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□ m³/h/個以上とする。

公称値については、□ 1160 m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(C)の揚程は、下記を考慮して決定する。

残留熱除去系の設備の機能のうち、必要揚程が最も大きい低圧注水モードにおける下記①～③を考慮し設計する。

① 原子炉圧力容器とサブプレッションチェンバ内圧の差：□ m

② 静水頭（低圧注水ノズルとサブプレッションプール水位低の標高差）：□ m

③ 配管・機器圧力損失：□ m

上記より、残留熱除去系ポンプ(C)の揚程は、①～③の合計 m 以上とする。

残留熱除去系ポンプ(C)を重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m 以上とする。

公称値については、要求される揚程を上回る 105 m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 吸込側の最高使用圧力 1.37 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(C)の吸込側の最高使用圧力は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-214C)～残留熱除去系ポンプ(C)」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

残留熱除去系ポンプ(C)を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-214C)～残留熱除去系ポンプ(C)」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

3.2 吐出側の最高使用圧力 3.73 MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(C)の吐出側の最高使用圧力は、残留熱除去系における、下記①～③を考慮して決定する。

- ① 水源圧力（設計基準事故時のサプレッションチェンバ圧力）： MPa
- ② 静水頭（サプレッションプール水位高とポンプ吸込ノズルの標高差）： m (= MPa)
- ③ 締切揚程： m (= MPa)

上記より、残留熱除去系ポンプ(C)の吐出側の最高使用圧力は、①～③の合計 MPa を上回る圧力とし、3.73 MPa とする。

残留熱除去系ポンプ(C)を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.73 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(C)の最高使用温度は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-214C)～残留熱除去系ポンプ(C)」の最高使用温度と同じ 100 °C する。

残留熱除去系ポンプ(C)を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-214C)～残留熱除去系ポンプ(C)」の使用温度と同じ 100 °C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプ(C)の原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで、

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 1160/3600

H : 揚程 (m) = 105

η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1160}{3600}\right) \times 105}{\text{} / 100}$$

$$= \text{} \text{ kW}$$

上記から、残留熱除去系ポンプ(C)の原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として 540 kW/個とする。

残留熱除去系ポンプ(C)を重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、540 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

残留熱除去系ポンプ(C) (原動機含む) は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時の炉心冷却するために必要な個数である 1 個設置する。

残留熱除去系ポンプ(C) (原動機含む) は、設計基準対象施設として 1 個設置したものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-3-1-3 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系 残留熱除去系ストレーナ)

名 称		残留熱除去系ストレーナ(A)*
容 量	m ³ /h/組	 以上 (1160)
最高使用圧力	kPa	— [427, 854]
最高使用温度	℃	104, 200
個 数	—	2
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 （概要） ・設計基準対象施設 残留熱除去系ストレーナ(A) は，設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバ内の異物による残留熱除去系ポンプ(A)，残留熱除去系熱交換器(A)，ドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管等下流の系統内機器の機能低下を防止することを目的に設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(A) は以下の機能を有する。 残留熱除去系ストレーナ(A) は，設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため，最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。 系統構成は，サブプレッションチェンバを水源とし，残留熱除去系ストレーナ(A) で異物をろ過し，残留熱除去系ポンプ(A) 及び残留熱除去系熱交換器(A) を介して冷却されたサブプレッションチェンバのプール水をドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることにより原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため，最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。 系統構成は，サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ストレーナ(A) で異物をろ過し，残留熱除去系ポンプ(A) 及び残留熱除去系熱交換器(A) を介してサブプレッションチェンバのプール水を冷却することにより，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため，最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(A) は以下の機能を有する。 残留熱除去系ストレーナ(A) は，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として，炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却するために設置する。 系統構成は，サブプレッションチェンバを水源とし，残留熱除去系ストレーナ(A) で異物をろ過し，代替循環冷却ポンプにより残留熱除去系熱交換器(A)，残留熱除去系配管等を介してサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器に注水することで，原子炉格納容器の破損を		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(A) は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(A) は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(A) で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(A) により残留熱除去系配管等を介してサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器内に注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(A) は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(A) は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(A) で異物をろ過し、代替循環冷却ポンプにより、残留熱除去系配管等を介して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(A) は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(A) は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備、並びに炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための設備として設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(A) で異物をろ過し、代替循環冷却ポンプにより残留熱除去系熱交換器(A)、残留熱除去系配管等を介してサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））として使用する残留熱除去系ストレーナ(A) は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(A) は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(A)で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(A)により残留熱除去系熱交換器(A)を介してサブプレッションチェンバのプール水をドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード))として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(A)は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ストレーナ(A)で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(A)及び残留熱除去系熱交換器(A)を介して冷却することにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)の容量は、残留熱除去系ポンプ(A)の容量に合わせ、 m³/h/組以上とする。

残留熱除去系ストレーナ(A)を重大事故等時において使用する場合の容量は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(A)の容量 m³/h/個及び重大事故等時における代替循環冷却ポンプの容量 m³/h/個を考慮し、 m³/h/組以上とする。

公称値については 1160 m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

残留熱除去系ストレーナ(A)は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されないが、ここではサブプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。

残留熱除去系ストレーナ(A)を重大事故等時において使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ストレーナ(A)の最高使用温度は、サブプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 °C とする。

残留熱除去系ストレーナ(A)を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 °C とする。

4. 個数の設定根拠

残留熱除去系ストレーナ(A)は、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバ内の異物をろ過するために必要な個数である 2 個 1 組を設置する。

残留熱除去系ストレーナ(A)は、設計基準対象施設として 2 個 1 組設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	残留熱除去系ストレーナ(B)*	
容 量	m ³ /h/組	<input type="text"/> 以上 (1160)
最高使用圧力	kPa	- [427, 854]
最高使用温度	℃	104, 200
個 数	—	2

注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却モード），残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。

【設定根拠】

（概要）

・設計基準対象施設

残留熱除去系ストレーナ(B) は、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバ内の異物による残留熱除去系ポンプ(B)、残留熱除去系熱交換器(B)、ドライウェルスプレィ管及びサプレッションチェンバスプレィ管等下流の系統内機器の機能低下を防止することを目的に設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(B) は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(B) は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(B) で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(B) 及び残留熱除去系熱交換器(B) を介して冷却されたサプレッションチェンバのプール水をドライウェルスプレィ管及びサプレッションチェンバスプレィ管から原子炉格納容器内へスプレィすることにより原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ストレーナ(B) で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(B) 及び残留熱除去系熱交換器(B) を介してサプレッションチェンバのプール水を冷却することにより、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系（低圧注水モード））として使用する残留熱除去系ストレーナ(B) は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(B) は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(B) で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(B) により残留熱除去系配管を介してサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器内に注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を

防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））として使用する残留熱除去系ストレーナ（B）は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ（B）は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ（B）で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ（B）により残留熱除去系熱交換器（B）を介してサプレッションチェンバのプール水をドライウェルスプレイ管及びサプレッションチェンバスプレイ管から原子炉格納容器内へスプレイすることにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））として使用する残留熱除去系ストレーナ（B）は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ（B）は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ストレーナ（B）で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ（B）及び残留熱除去系熱交換器（B）を介して冷却することにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ストレーナ（B）の容量は、残留熱除去系ポンプ（B）の容量に合わせ、 m³/h/組以上とする。

残留熱除去系ストレーナ（B）を重大事故等時に使用する場合の容量は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ（B）の容量 m³/h/個に合わせ、 m³/h/組以上とする。

公称値については 1160 m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

残留熱除去系ストレーナ（B）は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されないが、ここではサプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。

残留熱除去系ストレーナ（B）を重大事故等時に使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ストレーナ（B）の最高使用温度は、サプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 °C とする。

残留熱除去系ストレーナ(B)を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 °Cとする。

4. 個数の設定根拠

残留熱除去系ストレーナ(B)は、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバ内の異物をろ過するために必要な個数である 2 個 1 組を設置する。

残留熱除去系ストレーナ(B)は、設計基準対象施設として 2 個 1 組設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	残留熱除去系ストレーナ(C)*	
容 量	m ³ /h/組	<input type="text"/> 以上 (1160)
最高使用圧力	kPa	— [427, 854]
最高使用温度	℃	104, 200
個 数	—	2

注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

残留熱除去系ストレーナ(C)は、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバ内の異物による残留熱除去系ポンプ(C)等下流の系統内機器の機能低下を防止することを目的に設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系ストレーナ(C)は以下の機能を有する。

残留熱除去系ストレーナ(C)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とし、残留熱除去系ストレーナ(C)で異物をろ過し、残留熱除去系ポンプ(C)により残留熱除去系配管を介してサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器内に注水することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ストレーナ(C)の容量は、残留熱除去系ポンプ(C)の容量に合わせ、 m³/h/組以上とする。

残留熱除去系ストレーナ(C)を重大事故等時に使用する場合の容量は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(C)の容量 m³/h/個に合わせ、 m³/h/組以上とする。

公称値については 1160 m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

残留熱除去系ストレーナ(C)は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されないが、ここではサブプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。

残留熱除去系ストレーナ(C)を重大事故等時に使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ストレーナ(C)の最高使用温度は、サブプレ

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ションチェンバの最高使用温度と同じ 104 °Cとする。

残留熱除去系ストレーナ(C)を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 °Cとする。

4. 個数の設定根拠

残留熱除去系ストレーナ(C)は、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバ内の異物をろ過するために必要な個数である 2 個 1 組を設置する。

残留熱除去系ストレーナ(C)は、設計基準対象施設として 2 個 1 組設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-3-1-4 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系 安全弁及び逃がし弁(常設))

名	称	E11-F048A*
吹出圧力	MPa	3.73
個数	—	1
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 （概要）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>E11-F048A は，主配管「サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215A)」に設置する逃がし弁である。</p> <p>E11-F048A は，設計基準対象施設として主配管「サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215A)」の圧力が，最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。</p> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等対処設備としては，主配管「サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215A)」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する E11-F048A の吹出圧力は，当該逃がし弁が接続する主配管「サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215A)」の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>E11-F048A を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は，重大事故等時における主配管「サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215A)」の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>E11-F048A は，設計基準対象施設として主配管「サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215A)」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。</p> <p>重大事故等対処設備として使用する E11-F048A は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	E11-F048B*
吹出圧力	MPa	3.73
個数	—	1
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 （概要）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 E11-F048B は、主配管「サプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215B)」に設置する逃がし弁である。 E11-F048B は、設計基準対象施設として主配管「サプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215B)」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等対処設備としては、主配管「サプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215B)」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。 <p>1. 吹出圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する E11-F048B の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「サプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215B)」の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>E11-F048B を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における主配管「サプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215B)」の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠 E11-F048B は、設計基準対象施設として主配管「サプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-215B)」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。</p> <p>重大事故等対処設備として使用する E11-F048B は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	E11-F048C*
吹 出 圧 力	MPa	3.73
個 数	—	1

注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

E11-F048C は、主配管「残留熱除去系ポンプ(C)～原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)」の過圧破損を防止するために設置する逃がし弁である。

E11-F048C は、設計基準対象施設として主配管「残留熱除去系ポンプ(C)～原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等対処設備としては、主配管「残留熱除去系ポンプ(C)～原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)」の重大事故時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。

1. 吹出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する E11-F048C の吹出圧力は、「残留熱除去系ポンプ(C)～原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)」の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。

E11-F048C を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系ポンプ(C)～原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)」の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。

2. 個数の設定根拠

E11-F048C は、設計基準対象施設として主配管「残留熱除去系ポンプ(C)～原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。

重大事故等対処設備として使用する E11-F048C は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	E11-F050A	
吹 出 圧 力	MPa	8.62
個 数	—	1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

E11-F050A は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)」に設置する逃がし弁である。

E11-F050A は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等対処設備としては、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。

1. 吹出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する E11-F050A の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)」の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。

E11-F050A を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)」の使用圧力 10.34 MPa を下回る 8.62 MPa とする。

2. 個数の設定根拠

E11-F050A は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。

重大事故等対処設備として使用する E11-F050A は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	E11-F050B
吹出圧力	MPa	8.62
個数	—	1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

E11-F050B は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)」に設置する逃がし弁である。

E11-F050B は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等対処設備としては、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。

1. 吹出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する E11-F050B の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)」の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。

E11-F050B を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)」の使用圧力 10.34 MPa を下回る 8.62 MPa とする。

2. 個数の設定根拠

E11-F050B は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。

重大事故等対処設備として使用する E11-F050B は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	E11-F054A
吹出圧力	MPa	1.37
個数	—	1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

E11-F054A は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」に設置する逃がし弁である。

E11-F054A は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等対処設備としては、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。

1. 吹出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する E11-F054A の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

E11-F054A を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

2. 個数の設定根拠

E11-F054A は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。

重大事故等対処設備として使用する E11-F054A は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	E11-F054B
吹 出 圧 力	MPa	1.37
個 数	—	1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

E11-F054B は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」に設置する逃がし弁である。

E11-F054B は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の圧力が、最高使用圧力になった場合に作動して最高使用圧力以下に維持するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等対処設備としては、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。

1. 吹出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する E11-F054B の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

E11-F054B を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

2. 個数の設定根拠

E11-F054B は、設計基準対象施設として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を設置する。

重大事故等対処設備として使用する E11-F054B は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-3-1-5 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系 主要弁(常設))

名 称	E11-F008A, B	
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
個 数	—	2
<p>【設定根拠】 (概要) ・設計基準対象施設 E11-F008A, B は、主配管「残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点」及び「残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点」に設置される通常開の弁であり、工学的安全施設起動（作動）信号により自動で全開する。 設計基準対象施設としては、残留熱除去系熱交換器(A), (B)より原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ送水するための流路として設置する。</p> <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 E11-F008A, B の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器(A), (B)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <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 E11-F008A, B の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器(A), (B)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>3. 個数の設定根拠 設計基準対象施設として使用する E11-F008A, B は、工学的安全施設起動（作動）信号により自動で全開する弁として、残留熱除去系 A 系及び B 系にそれぞれ 1 個とし、合計 2 個設置する。</p>		

VI-1-1-4-3-3-1-6 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系 主配管(常設))

名	称	E11-F014A ～ 原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm 355.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、E11-F014A から原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプへ原子炉冷却材を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ302 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ315 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6 mm とする。</p>		

名	称	原子炉格納容器配管貫通部(X-33A) ~ サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	216.3, 355.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)からサプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(A)へ原子炉冷却材を供給するため及び燃料プール冷却機能として残留熱除去系ポンプ(A)へ使用済燃料プール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(A)へ原子炉冷却材を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉停止時冷却モード使用開始時の原子炉圧力が 1.04 MPa 以下であるため、それを上回る 1.37 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉停止時冷却モード運転時の原子炉冷却材の最高温度として 186 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、186 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3 mm, 355.6 mm とする。</p>		

名	称	* 残留熱除去系ストレーナ(A) ～ 原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)
最高使用圧力	kPa	－[427, 854]
最高使用温度	℃	104, 200
外 径	mm	<input style="width: 50px; height: 15px;" type="text"/>
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード，サプレッションプール水冷却モード））と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，残留熱除去系ストレーナ(A)から原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)へサ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，残留熱除去系ポンプ(A)及び代替循環冷却ポンプへサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本配管は，その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されていないが，ここではサプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ427 kPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力についても，設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが，ここでは重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力と同じ854 kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，サプレッションチェンバの最高使用温度と同じ104℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー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，<input style="width: 50px; height: 15px;" type="text"/> mmとする。</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称	原子炉格納容器配管貫通部 (X-214A) ~ サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点		*
最高使用圧力	MPa	427 (kPa), 854 (kPa), 1.37	
最高使用温度	℃	104, 200, 186	
外 径	mm	508.0	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード，サプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，原子炉格納容器配管貫通部 (X-214A) からサプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ (A) へサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ (A) 及び代替循環冷却ポンプへサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 1.1 最高使用圧力 427 kPa, 854 kPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，サプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。			
1.2 最高使用圧力 1.37 MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，主配管「原子炉格納容器配管貫通部 (X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部 (X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，サプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 ℃ とする。			
2.2 最高使用温度 186 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，主配管「原子炉格納容器配管貫通部 (X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の最高使用温度と同じ 186 ℃ と			

する。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部 (X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の使用温度と同じ 186 °C とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mm とする。

名 称		サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点 ～ 代替循環冷却系吸込配管分岐点	*
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	267.4, 355.6, 508.0	
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード，サプレッションプール水冷却モード））と兼用。</p>			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点から代替循環冷却系吸込配管分岐点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)へサプレッションチェンバのプール水を供給するため，原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(A)へ原子炉冷却材を供給するため及び燃料プール冷却機能として残留熱除去系ポンプ(A)へ使用済燃料プール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)及び代替循環冷却ポンプへサプレッションチェンバのプール水を供給するため及び原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(A)へ原子炉冷却材を供給するために設置する。</p>			
<p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p>			
<p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-33A)～サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点」の使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p>			
<p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6 mm，508.0 mm とする。</p> <p>代替循環冷却系との取合部新設配管の外径は，水源から淡水を供給するため，エロージョン，</p>			

圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
267.4	9.3	250	0.04862	150	0.9	

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		残留熱除去系ポンプ(A) ~ 代替循環冷却系注入配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード，サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，残留熱除去系ポンプ(A)から代替循環冷却系注入配管合流点を接続する配管であ り，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材，サブプレッシ ョンチェンバのプール水又は使用済燃料プール水を残留熱除去系熱交換器(A)へ供給するた めに設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材又はサブプレ ョンチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(A)へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系ポンプ(A)の吐 出側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における残留熱除去系 ポンプ(A)の吐出側の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系ポンプ(A)の最 高使用温度と同じ186℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における残留熱除去系 ポンプ(A)の使用温度と同じ186℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時に使用する残留熱除去 系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設 計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカ社内 基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し， 355.6 mmとする。			

名 称		* 代替循環冷却系注入配管合流点 ～ 残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	165.2, 355.6
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード，サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，代替循環冷却系注入配管合流点から残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材，サブプレッションチェンバのプール水又は使用済燃料プール水を残留熱除去系熱交換器(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)による原子炉冷却材又はサブプレッションチェンバのプール水及び代替循環冷却ポンプによるサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(A)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系ポンプ(A)の吐出側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(A)の吐出側の使用圧力及び代替循環冷却ポンプの吐出側の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系ポンプ(A)の最高使用温度と同じ186℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(A)の使用温度と同じ186℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6 mmとする。</p> <p>代替循環冷却系との取合部新設配管の外径は，水源から淡水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，165.2 mmとする。</p>		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	150	2.3	

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	* 残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器(A)	
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	355.6
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却モード，サプレッションプール水冷却モード））と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点から残留熱除去系熱交換器(A)を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材，サプレッションチェンバのプール水又は使用済燃料プール水を残留熱除去系熱交換器(A)へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材又はサプレッションチェンバのプール水を，代替循環冷却ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(A)へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系ポンプ(A)の吐出側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(A)の吐出側の使用圧力及び代替循環冷却ポンプの吐出側の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は残留熱除去系ポンプ(A)の最高使用温度と同じ186℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(A)の使用温度と同じ186℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6 mmとする。</p>		

名 称	残留熱除去系熱交換器(A) ~ 残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点	
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	165.2, 355.6
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード，サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 （概要） 本配管は，残留熱除去系熱交換器(A)から残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すため，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するため及び使用済燃料プール水を使用済燃料プールに戻すために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すため及び残留熱除去系ポンプ(A)または代替循環冷却ポンプにより，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度と同じ186℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ186℃とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6 mmとする。 代替循環冷却系との取合部配管の外径は，水源から淡水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，165.2 mmとする。		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	150	2.3	

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点 ~ 残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード，サプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点から残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すため，サプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するため及び使用済燃料プール水を使用済燃料プールに戻すために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すため及び残留熱除去系ポンプ(A)または代替循環冷却ポンプにより，サプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度と同じ186℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ186℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，355.6 mmとする。			

名 称		*
		残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点 ~ 残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	355.6
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）と兼用。		
【設定根拠】 （概要） 本配管は、残留熱除去系熱交換器(A)バイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、残留熱除去系ポンプ(A)によりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(A)をバイパスして原子炉圧力容器へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ(A)または代替循環冷却ポンプにより、サプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ(A)の吐出側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「代替循環冷却系注入配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点」の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系ポンプ(A)の最高使用温度と同じ186℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「代替循環冷却系注入配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点」の使用温度と同じ186℃とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6 mmとする。		

名 称		残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点 ~ 原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	216.3, 318.5, 355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード，サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点から原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すため，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するため及び使用済燃料プール水を使用済燃料プールに戻すために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すため及び残留熱除去系ポンプ(A)及び代替循環冷却ポンプにより，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，216.3 mm，318.5 mm，355.6 mm とする。			

名 称	原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点 ~ ドライウェルスプレイ注入配管 A 系分岐点	
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	267.4, 355.6
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 （概要） 本配管は，原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点からドライウェルスプレイ注入配管 A 系分岐点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)によりサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)及び代替循環冷却ポンプにより，サプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4 mm, 355.6 mm とする。		

名 称		ドライウェルスプレイ注入配管 A 系分岐点 ~ 低圧代替注水系 A 系注入配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	267.4, 355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，代替循環冷却系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，ドライウェルスプレイ注入配管 A 系分岐点から低圧代替注水系 A 系注入配管合流点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)によりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)及び代替循環冷却ポンプにより，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するため，復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水をドライウェルにスプレイするために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4 mm, 355.6 mm とする。			

名 称		低压代替注水系 A 系注入配管合流点 ~ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-31A)	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	114.3, 267.4	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低压代替注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系，低压代替注水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，低压代替注水系 A 系注入配管合流点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-31A) を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ (A) によりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ (A) 及び代替循環冷却ポンプにより，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するため，復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器へ供給するため及び大容量送水ポンプ（タイプ I）により淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) の水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4 mm とする。 低压代替注水系及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系との取合部配管の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，114.3 mm とする。			

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822			

注記*1：配管の標準流速を超えるが、流量 m³/h においても、本配管を経由して原子炉圧力容器へ淡水又は海水を供給可能であり圧力損失上問題ない。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名	称	* 原子炉格納容器配管貫通部(X-31A) ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	267.4
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系，代替循環冷却系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系，低圧代替注水系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は，低圧代替注水系 A 系注入配管合流点から原子炉格納容器配管貫通部(X-31A)を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(A)によりサプレッションチェンバのプール水を原子炉压力容器へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(A)及び代替循環冷却ポンプにより，サプレッションチェンバのプール水を原子炉压力容器へ供給するため，復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水を原子炉压力容器へ供給するため及び大容量送水ポンプ（タイプ I）により淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）の水を原子炉压力容器へ供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4 mm とする。		

名 称		原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点 ~ サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	318.5	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード， サプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点からサプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点を接続する配管であり，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として，残留熱除去系ポンプ(A)によりサプレッションチェンバのプール水を，サプレッションチェンバへ供給するため及び原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，318.5 mm とする。			

名	称	サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点 ～ サプレッションチェンバスプレイ注入配管 A 系分岐点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	318.5	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点からサプレッションチェンバスプレイ注入配管 A 系分岐点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(A)によりサプレッションチェンバのプール水をサプレッションチェンバへ供給するため及び原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器(A)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>			

名	称	サプレッションチェンバースプレイ注入配管 A 系分岐点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-32A)
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	318.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションチェンバースプレイ注入配管 A 系分岐点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-32A) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ (A) により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p style="padding-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p style="padding-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>		

名	称	原子炉格納容器配管貫通部(X-32A) ～ E11-F020A
最高使用圧力	MPa	10.40
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm
		318.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-32A)から E11-F020A を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(A)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、接続する原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用圧力と同じ 10.40 MPa とする。</p> <p style="padding-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、接続する原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の重大事故等時における使用圧力と同じ 10.40 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、接続する原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p style="padding-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>		

名 称		ドライウェルスプレイ注入配管 A 系分岐点 ~ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	114.3, 267.4	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，ドライウェルスプレイ注入配管 A 系分岐点から原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入配管合流点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ (A) により，サプレッションチェンバのプール水をドライウェルにスプレイするために設置する。 重大事故等対処設備として，残留熱除去系ポンプ (A) 及び代替循環冷却ポンプによりサプレッションチェンバのプール水をドライウェルにスプレイするため，復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水をドライウェルにスプレイするために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，114.3 mm，267.4 mm とする。			

名 称		原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入配管合流点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-30A)
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186, 171, 200
外 径	mm	165.2, 267.4
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入配管合流点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-30A) を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ (A) により，サプレッションチェンバのプール水をドライウエルにスプレイするために設置する。 重大事故等対処設備として，残留熱除去系ポンプ (A) 及び代替循環冷却ポンプによりサプレッションチェンバのプール水をドライウエルにスプレイするため，復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水をドライウエルにスプレイするため，大容量送水ポンプ（タイプ I）により淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) の水をドライウエルにスプレイするために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 186 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。		
2.2 最高使用温度 171 ℃，200 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，ドライウエルの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時におけるドライウエルの使用温度と同じ 200 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計		

基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系との取合部新設配管の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点 ~ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A)	*
最高使用圧力	MPa	3.73, 427 (kPa), 854 (kPa)	
最高使用温度	℃	186, 104, 200	
外 径	mm	318.5	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ (A) によりサプレッションチェンバのプール水を、サプレッションチェンバへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 3.73 MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 427 kPa, 854 kPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、サプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 186 ℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、サプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 ℃ とする。</p>			

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。

名 称	原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A) ～ サブプレッションプール水冷却配管 A 系開放端		*
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	104, 200	
外 径	mm	318.5	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A) からサブプレッションプール冷却配管 B 系開放端を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ (A) によりサブプレッションチェンバのプール水を、サブプレッションチェンバへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、サブプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、サブプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>			

名 称		サプレッションチェンバースプレイ注入配管 A 系分岐点 ~ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-213A)	*
最高使用圧力	MPa	3.73, 427 (kPa), 854 (kPa)	
最高使用温度	℃	186, 104, 200	
外 径	mm	114.3, 152.3	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 （概要） 本配管は、サプレッションチェンバースプレイ注入配管 A 系分岐点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-213A) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ (A) によりサプレッションチェンバのプール水を、サプレッションチェンバにスプレイするために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 1.1 最高使用圧力 3.73 MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。			
1.2 最高使用圧力 427 kPa, 854 kPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、サプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 186 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (A) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。			
2.2 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、サプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 ℃ とする。			

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3 mm, 152.3 mm とする。

名	称	E11-F014B ～ 原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm 355.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、E11-F014B から原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプへ原子炉冷却材を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ8.62 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ10.34 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ315℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6 mmとする。</p>		

名	称	原子炉格納容器配管貫通部(X-33B) ~ サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	216.3, 355.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)からサプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(B)へ原子炉冷却材を供給するため及び燃料プール冷却機能として残留熱除去系ポンプ(B)へ使用済燃料プール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ(B)へ原子炉冷却材を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉停止時冷却モード使用開始時の原子炉圧力が 1.04 MPa 以下であるため、それを上回る 1.37 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉停止時冷却モード運転時の原子炉冷却材の最高温度として 186 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、186 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3 mm, 355.6 mm とする。</p>		

名 称	残留熱除去系ストレーナ(B) ~ 原子炉格納容器配管貫通部(X-214B)	
最高使用圧力	kPa	-[427, 854]
最高使用温度	℃	104, 200
外 径	mm	<input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/>
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード，サプレッションプール水冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は，残留熱除去系ストレーナ(B)から原子炉格納容器配管貫通部(X-214B)を接続する 配管であり，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として，残留熱除去系ポンプ(B)へサ プレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管は，その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されてい ないが，ここではサプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ427 kPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力についても，設計基準対象施設として使 用する場合と同様に設定されないが，ここでは重大事故等時におけるサプレッションチェンバ の使用圧力と同じ854 kPaとする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系ストレーナ(B)の 最高使用温度と同じ104℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系 ストレーナ(B)の使用温度と同じ200℃とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去 系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設 計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカ社内 基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し， <input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/> mmとする。		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		原子炉格納容器配管貫通部 (X-214B) ~ サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点	*
最高使用圧力	MPa	427 (kPa), 854 (kPa), 1.37	
最高使用温度	℃	104, 200, 186	
外 径	mm	508.0	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード， サプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，原子炉格納容器配管貫通部 (X-214B) からサプレッションチェンバ出口配管 B 系合 流点を接続する配管であり，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として，残留熱除去系 ポンプ (B) へサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 1.1 最高使用圧力 427 kPa, 854 kPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，サプレッションチェンバの最高 使用圧力と同じ 427 kPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時におけるサプレッショ ンチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。			
1.2 最高使用圧力 1.37 MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，主配管「原子炉格納容器配管貫 通部 (X-33B) ~ サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における主配管「原子 炉格納容器配管貫通部 (X-33B) ~ サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の使用圧力と 同じ 1.37 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系ストレーナ (B) の 最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系 ストレーナ (B) の使用温度と同じ 200 ℃ とする。			
2.2 最高使用温度 186 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，主配管「原子炉格納容器配管貫 通部 (X-33B) ~ サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の最高使用温度と同じ 186 ℃ と する。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における主配管「原子			

炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サブプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の使用温度と同じ 186 °Cとする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mm とする。

名 称		サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点 ～ 残留熱除去系ポンプ(B)	*
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	355.6, 508.0	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード， サプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は， サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点から残留熱除去系ポンプ(B)を接続 する配管であり， 設計基準対象施設として， 残留熱除去系ポンプ(B)へサプレッションチェン バのプール水を供給するため， 原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除 去系ポンプ(B)へ原子炉冷却材を供給するため， 燃料プール冷却機能として残留熱除去系ポン プ(B)へ使用済燃料プール水を供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては， 残留熱除去系ポンプ(B)へサプレッションチェンバのプール 水を供給するため， 原子炉停止時冷却モード運転時に原子炉圧力容器から残留熱除去系ポン プ(B)へ原子炉冷却材を供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は， 主配管「原子炉格納容器配管貫 通部(X-33B)～サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は， 重大事故等時における主配管「原子 炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の使用圧力と 同じ 1.37 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は， 主配管「原子炉格納容器配管貫 通部(X-33B)～サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の最高使用温度と同じ 186 ℃と する。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は， 重大事故等時における主配管「原子 炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点」の使用温度と 同じ 186 ℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は， 重大事故等時に使用する残留熱除去 系ポンプの容量を基に設定しており， 重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設 計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため， 本配管の外径は， メーカー内 基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し， 355.6 mm, 508.0 mm とする。			

名 称		残留熱除去系ポンプ(B) ~ 残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード，サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，残留熱除去系ポンプ(B)から残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点を接続 する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材，サ プレッションチェンバのプール水又は使用済燃料プール水を残留熱除去系熱交換器(B)へ供給 するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材又はサブプレッシ ョンチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(B)へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系ポンプ(B)の吐出 側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系 ポンプ(B)の吐出側の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系ポンプ(B)の最高 使用温度と同じ186℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系 ポンプ(B)の使用温度と同じ186℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去 系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設 計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカ社内 基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し， 355.6 mmとする。			

名	称	残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点 ~ 残留熱除去系熱交換器(B)	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード，サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点から残留熱除去系熱交換器(B)を接 続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材， サプレッションチェンバのプール水又は使用済燃料プール水を残留熱除去系熱交換器(B)へ 供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材又はサブプレッシ ヨンチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(B)へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系ポンプ(B)の吐出 側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系 ポンプ(B)の吐出側の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系ポンプ(B)の最高 使用温度と同じ186℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系 ポンプ(B)の使用温度と同じ186℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去 系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設 計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカ社内 基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し， 355.6 mmとする。			

名 称		残留熱除去系熱交換器(B) ~ 残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード，サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，残留熱除去系熱交換器(B)から残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点を接 続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材を 原子炉圧力容器へ戻すため，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉 格納容器へ供給するため及び使用済燃料プール水を使用済燃料プールに戻すために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材を原子炉圧力容 器へ戻すため，残留熱除去系ポンプ(B)によりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧 力容器又は原子炉格納容器へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器(B)の管 側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系 熱交換器(B)の管側の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器(B)の管 側の最高使用温度と同じ186℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系 熱交換器(B)の管側の使用温度と同じ186℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去 系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設 計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカ社内 基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し， 355.6 mmとする。			

名	称	* 残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	355.6

注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(B)バイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉圧力容器へサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器(B)をバイパスして供給するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ(B)の吐出側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(B)の吐出側の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系ポンプ(B)の最高使用温度と同じ186℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(B)の使用温度と同じ186℃とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6 mmとする。

名	称	* 残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点 ~ 原子炉停止時冷却モードB系注入配管分岐点
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	216.3, 318.5, 355.6
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード，サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は，残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点から原子炉停止時冷却モードB系 注入配管分岐点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(B)に より原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すため，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉 圧力容器又は原子炉格納容器へ供給するため及び使用済燃料プール水を使用済燃料プールに 戻すために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材を原子炉圧力容 器へ戻すため，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ供 給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器(B)の管 側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系 熱交換器(B)の管側の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器(B)の管 側の最高使用温度と同じ186℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系 熱交換器(B)の管側の使用温度と同じ186℃とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去 系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設 計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカ社内 基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し， 216.3 mm, 318.5 mm, 355.6 mmとする。		

名	称	* 原子炉停止時冷却モード B 系注入配管分岐点 ～ ドライウェルスプレイ注入配管 B 系分岐点
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	267.4, 355.6
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、原子炉停止時冷却モード B 系注入配管分岐点からドライウェルスプレイ注入配管 B 系分岐点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱 除去系ポンプ(B)によりサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器又は原子炉格納 容器へ供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器(B)の管 側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系 熱交換器(B)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器(B)の管 側の最高使用温度と同じ 186 ℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系 熱交換器(B)の管側の使用温度と同じ 186 ℃とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去 系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設 計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内 基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、 267.4 mm, 355.6 mm とする。		

名 称		ドライウェルスプレイ注入配管 B 系分岐点 ~ 低压代替注水系 B 系注入配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	267.4, 355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレ イ冷却系）と兼用。			
【設定根拠】 （概要） 本配管は、ドライウェルスプレイ注入配管 B 系分岐点から低压代替注水系 B 系注入配管合流 点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、残留熱除去系ポンプ(B)によりサブレッ ションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ(B)により、サブレッションチェンバの プール水を原子炉圧力容器へ供給するため、復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水をドラ イウェルにスプレイするために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器(B)の管 側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系 熱交換器(B)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器(B)の管 側の最高使用温度と同じ 186 ℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系 熱交換器(B)の管側の使用温度と同じ 186 ℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、使用するポンプの中で容量が最大と なる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に 使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様 であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計 基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm, 355.6 mm とする。			

名	称	低压代替注水系 B 系注入配管合流点 ~ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-31B)	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	114.3, 267.4	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低压代替注水系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系，低压代替注水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，低压代替注水系 B 系注入配管合流点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-31B) を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ (B) によりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ (B) 及び代替循環冷却ポンプにより，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するため，復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器へ供給するため及び大容量送水ポンプ（タイプ I）により淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) の水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4 mm とする。 低压代替注水系，代替循環冷却系及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系との取合部配管の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，114.3 mm とする。			

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822			

注記*1：配管の標準流速を超えるが、流量 m³/h においても、本配管を經由して原子炉圧力容器へ淡水又は海水を供給可能であり圧力損失上問題ない。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名	称	原子炉格納容器配管貫通部(X-31B) ~ 原子炉压力容器	*
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34	
最高使用温度	℃	302, 315	
外 径	mm	267.4	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系，残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系，低圧代替注水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，低圧代替注水系 B 系注入配管合流点から原子炉格納容器配管貫通部(X-31B)を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ(B)によりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉压力容器へ供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ(B)及び代替循環冷却ポンプにより，サブプレッションチェンバのプール水を原子炉压力容器へ供給するため，復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水を原子炉压力容器へ供給するため及び大容量送水ポンプ（タイプ I）により淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）の水を原子炉压力容器へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4 mm とする。			

名 称		原子炉停止時冷却モード B 系注入配管分岐点 ～ サプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	186	
外 径	mm	318.5	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード， サプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，原子炉停止時冷却モード B 系注入配管分岐点からサプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点を接続する配管であり，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として，残留熱除去系ポンプ(B)によりサプレッションチェンバのプール水を，サプレッションチェンバへ供給するため及び原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器(B)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(B)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器(B)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(B)の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，318.5 mm とする。			

名 称		*
		サプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点 ～ サプレッションチェンバスプレイ注入配管 B 系分岐点
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	318.5
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点からサプレッションチェンバスプレイ注入配管 B 系分岐点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(B)によりサプレッションチェンバのプール水をサプレッションチェンバへ供給するため及び原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器(B)の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(B)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器(B)の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(B)の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>		

名	称	サプレッションチェンバस्पレイ注入配管 B 系分岐点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-32B)
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	318.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションチェンバस्पレイ注入配管 A 系分岐点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-32B) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ (B) により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p style="padding-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p style="padding-left: 2em;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>		

名	称	原子炉格納容器配管貫通部(X-32B) ～ E11-F020B
最高使用圧力	MPa	10.40
最高使用温度	℃	302, 315
外	径	mm
		318.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-32B)から E11-F020B を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(B)により原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ戻すために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、接続する原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用圧力と同じ 10.40 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、接続する原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の重大事故等時における使用圧力と同じ 10.40 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、接続する原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>		

名	称	* ドライウェルスプレイ注入配管 B 系分岐点 ～ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 B 系注入配管合流点
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	267.4
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は，ドライウェルスプレイ注入配管 B 系分岐点から原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 B 系注入配管合流点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ (B) により，サブプレッションチェンバのプール水をドライウェルにスプレイするために設置する。 重大事故等対処設備として，残留熱除去系ポンプ (B) によりサブプレッションチェンバのプール水をドライウェルにスプレイするため，復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水をドライウェルにスプレイするために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4 mm とする。		

名 称		原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 B 系注入配管合流点 ~ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-30B)
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186, 171, 200
外 径	mm	165.2, 267.4
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は，原子炉格納容器代替スプレイ冷却 B 系注入配管合流点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-30B) を接続する配管であり，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプ (B) により，サ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，残留熱除去系ポンプ (B) によりサブプレッションチェンバのプール水をドライウエルにスプレイするため，復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水をドライウエルにスプレイするため，大容量送水ポンプ（タイプ I）により淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) の水をドライウエルにスプレイするために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 186 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。		
2.2 最高使用温度 171 ℃，200 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，ドライウエルの最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時におけるドライウエルの使用温度と同じ 200 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様		

であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系との取合部新設配管の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		サプレッションチェンバースプレイ注入配管 B 系分岐点 ~ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-213B)	*
最高使用圧力	MPa	3.73, 427 (kPa), 854 (kPa)	
最高使用温度	℃	186, 104, 200	
外 径	mm	114.3, 152.3	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。			
【設定根拠】 （概要） 本配管は、サプレッションチェンバースプレイ注入配管 B 系分岐点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-213B) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ (B) によりサプレッションチェンバのプール水を、サプレッションチェンバにスプレイするために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 1.1 最高使用圧力 3.73 MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。			
1.2 最高使用圧力 427 kPa, 854 kPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、サプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 186 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。			
2.2 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、サプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 ℃ とする。			

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3 mm, 152.3 mm とする。

名 称		サプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点 ~ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-215B)	*
最高使用圧力	MPa	3.73, 427 (kPa), 854 (kPa)	
最高使用温度	℃	186, 104, 200	
外 径	mm	318.5	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-215B) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ (B) によりサプレッションチェンバのプール水を、サプレッションチェンバへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 3.73 MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 427 kPa, 854 kPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、サプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 186 ℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の最高使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、サプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 ℃ とする。</p>			

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。

名	称	* 原子炉格納容器配管貫通部 (X-215B) ～ サプレッションプール冷却配管 B 系開放端
最高使用圧力	kPa	427, 854
最高使用温度	℃	104, 200
外 径	mm	318.5
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要) 本配管は、原子炉格納容器配管貫通部 (X-215B) からサプレッションプール冷却配管 B 系開放端を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ (B) によりサプレッションチェンバのプール水を、サプレッションチェンバへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、サプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、サプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>		

名	称	残留熱除去系ストレーナ(C) ～ 原子炉格納容器配管貫通部(X-214C)	*
最高使用圧力	kPa	- [427, 854]	
最高使用温度	℃	104, 200	
外	径	mm	<input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/>

注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

本配管は、残留熱除去系ストレーナ(C)から原子炉格納容器配管貫通部(X-214C)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(C)へサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されていないが、ここではサプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系ストレーナ(C)の最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系ストレーナ(C)の使用温度と同じ 200 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、 mm とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名	称	原子炉格納容器配管貫通部 (X-214C) ～ 残留熱除去系ポンプ (C)	*
最高使用圧力	MPa	427 (kPa), 854 (kPa), 1.37	
最高使用温度	℃	104, 200, 100	
外	径	mm	508.0

注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

本配管は、原子炉格納容器配管貫通部 (X-214C) から残留熱除去系ポンプ (C) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプ (C) へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 最高使用圧力 427 kPa, 854 kPa

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、サプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。

1.2 最高使用圧力 1.37 MPa

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、サプレッションチェンバの最高使用圧力が 427 kPa であるため、それを上回る 1.37 MPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力が 854 kPa であるため、それを上回る 1.37 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系ストレーナ (C) の最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系ストレーナ (C) の使用温度と同じ 200 ℃ とする。

2.2 最高使用温度 100 ℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、平成 2 年 5 月 24 日付け元資庁第 14466 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-1-1-1 原子炉格納容器の設計条件に関する説明書」において原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器の応答解析でのサプレッションチェンバの最高温度が 97 ℃ となることから、それを上回る 100 ℃ とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、100 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mm とする。

名 称		残留熱除去系ポンプ(C) ~ 原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	100	
外 径	mm	267.4, 318.5, 355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、残留熱除去系ポンプ(C)から原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(C)によりサブレーションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、残留熱除去系ポンプ(C)の吐出側の最高使用圧力と同じ3.73 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(C)の吐出側の使用圧力と同じ3.73 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、残留熱除去系ポンプ(C)の最高使用温度と同じ100℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系ポンプ(C)の使用温度と同じ100℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm, 318.5 mm, 355.6 mmとする。			

名	称	原子炉格納容器配管貫通部(X-31C) ~ 原子炉圧力容器	*
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34	
最高使用温度	℃	302, 315	
外 径	mm	267.4	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用。			
【設定根拠】 （概要） 本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)から原子炉圧力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプ(C)により、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ8.62 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ10.34 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ315℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mmとする。			

VI-1-1-4-3-3-2 耐圧強化ベント系

目 次

VI-1-1-4-3-3-2-1 耐圧強化ベント系 主配管（常設）

VI-1-1-4-3-3-2-1 設定根拠に関する説明書
(耐圧強化ベント系 主配管(常設))

名 称	サプレッションチェンバ出口配管分岐点 2 ～ T48-F044	
最高使用圧力	kPa	854
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	318.5, 457.2, 609.6
—		

【設定根拠】
(概要)

本配管は、サプレッションチェンバ出口配管分岐点 2 から T48-F044 を接続する配管であり、重大事故等対処設備として設計基準対象施設が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854 kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ 200 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、サプレッションチェンバ出口配管分岐点 2 から T48-F044 までは低圧蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、318.5 mm, 457.2 mm, 609.6 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (kg/s)	比容積 E (m ³ /kg)	流速* F (m/s)	標準流速 (m/s)
318.5	10.3	300	0.06970	10	0.35595	51.1	
457.2	9.5	450	0.15081	10	0.35595	23.6	
457.2	14.3	450	0.14428	10	0.35595	24.7	
609.6	9.5	600	0.27395	10	0.35595	13.0	

注記* : ベント開始圧力 (427 kPa) 時の飽和蒸気条件における流速を示す。

流速及びその他のパラメータの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$F = \frac{D \cdot E}{C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称	T48-F044 ～ 非常用ガス処理系フィルタ装置出口配管合流点	
最高使用圧力	kPa	854
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	318.5

【設定根拠】

(概要)

本配管は、T48-F044 から非常用ガス処理系フィルタ装置出口配管合流点を接続する配管であり、重大事故等対処設備として設計基準対象施設が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854 kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ 171 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、T48-F044 から非常用ガス処理系フィルタ装置出口配管合流点までは低圧蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、318.5 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (kg/s)	比容積 E (m ³ /kg)	流速* F (m/s)	標準流速 (m/s)
318.5	10.3	300	0.06970	10	0.35595	51.1	

注記*：ベント開始圧力（427 kPa）時の飽和蒸気条件における流速を示す。

流速及びその他のパラメータの関係は以下の通りとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$F = \frac{D \cdot E}{C}$$

VI-1-1-4-3-4 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る設定根拠
に関する説明書

目 次

- VI-1-1-4-3-4-1 高圧炉心スプレイ系
- VI-1-1-4-3-4-2 低圧炉心スプレイ系
- VI-1-1-4-3-4-3 高圧代替注水系
- VI-1-1-4-3-4-4 原子炉隔離時冷却系
- VI-1-1-4-3-4-5 低圧代替注水系
- VI-1-1-4-3-4-6 代替水源移送系

VI-1-1-4-3-4-1 高压炉心スプレイ系

目 次

- VI-1-1-4-3-4-1-1 高圧炉心スプレイ系ポンプ
- VI-1-1-4-3-4-1-2 高圧炉心スプレイ系ストレーナ
- VI-1-1-4-3-4-1-3 高圧炉心スプレイ系 安全弁及び逃がし弁（常設）
- VI-1-1-4-3-4-1-4 高圧炉心スプレイ系 主配管（常設）

VI-1-1-4-3-4-1-1 設定根拠に関する説明書
(高圧炉心スプレイ系 高圧炉心スプレイ系ポンプ)

名 称	高压炉心スプレイ系ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	<input type="text"/> (325) / (1074)
揚 程	m	<input type="text"/> (863) / (274)
最高使用圧力	MPa	(吸込側) 1.37 / (吐出側) 10.79
最高使用温度	℃	100
原 動 機 出 力	kW/個	1900
個 数	—	1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

高压炉心スプレイ系ポンプは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時等に原子炉圧力容器内をスプレイ冷却するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高压炉心スプレイ系）として使用する高压炉心スプレイ系ポンプは、以下の機能を有する。

高压炉心スプレイ系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンク又はサプレッションチェンバを水源とする高压炉心スプレイ系ポンプにより、高压炉心スプレイ系配管を介して原子炉圧力容器へ注水することにより、原子炉圧力容器を冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

1.1 容量 325 m³/h/個

設計基準対象施設として使用する高压炉心スプレイ系ポンプの容量は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている容量である m³/h を上回る m³/h/個以上とする。

高压炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時に使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m³/h/個以上とする。

公称値については 325 m³/h/個とする。

1.2 容量 1074 m³/h/個

設計基準対象施設として使用する高压炉心スプレイ系ポンプの容量は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている容量である m³/h を上回る m³/h/個以上とする。

高压炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時に使用する場合の容量は、設計基準対象

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m³/h/個以上とする。

公称値については 1074 m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

2.1 揚程 m 以上

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの揚程は、下記を考慮する。

- ① 原子炉圧力容器とサプレッションチェンバ内圧の差： MPa (= m)
- ② 静水頭（スプレイヘッダとサプレッションプール最低水位の標高差）： m
- ③ 配管・機器圧力損失： m

高圧炉心スプレイ系ポンプの揚程は、①～③の合計 m 以上とする。

高圧炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m 以上とする。

公称値については要求される揚程を上回る 863 m とする。

2.2 揚程 m 以上

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの揚程は、下記を考慮する。

- ① 原子炉圧力容器とサプレッションチェンバ内圧の差： MPa (= m)
- ② 静水頭（スプレイヘッダとサプレッションプール最低水位の標高差）： m
- ③ 配管・機器圧力損失： m

高圧炉心スプレイ系ポンプの揚程は、①～③の合計 m 以上とする。

高圧炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m 以上とする。

公称値については要求される揚程を上回る 274 m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 吸込側の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「E22-F001～高圧炉心スプレイ系ポンプ」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

高圧炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吸込側の圧力は、重大事故等時における主配管「E22-F001～高圧炉心スプレイ系ポンプ」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

3.2 吐出側の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力は、下記を考慮して決定する。

- ① 水源圧力（設計基準事故時のサプレッションチェンバ圧力）： MPa
- ② 静水頭（サプレッションプール水位高とポンプ設置床の標高差）： m (= MPa)
- ③ 締切揚程： m (= MPa)

上記より、高圧炉心スプレイ系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、①～③の合計 MPa を上回る圧力とし、10.79 MPa とする。

高圧炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出側の圧力は、設計

基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、10.79 MPaとする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用温度は、主配管「E22-F001～高圧炉心スプレイ系ポンプ」の最高使用温度と同じ100℃とする。

高圧炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「E22-F001～高圧炉心スプレイ系ポンプ」の使用温度と同じ100℃とする。

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系ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002)「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで、

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 1074/3600

H : 揚程 (m) = 274

η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1074}{3600}\right) \times 274}{\text{} / 100}$$

$$= \text{} \text{ kW}$$

上記から、高圧炉心スプレイ系ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として1900 kW/個とする。

高圧炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1900 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイ系ポンプ（原動機含む）は、設計基準対象施設として原子炉圧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。

高圧炉心スプレイ系ポンプ（原動機含む）は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-3-4-1-2 設定根拠に関する説明書
(高圧炉心スプレイ系 高圧炉心スプレイ系ストレーナ)

名 称	高圧炉心スプレイ系ストレーナ	
容 量	m ³ /h/組	□以上 (1074)
最高使用圧力	kPa	—[427, 854]
最高使用温度	℃	104, 200
個 数	—	2

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

高圧炉心スプレイ系ストレーナは、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバ内の異物による高圧炉心スプレイ系ポンプや高圧炉心スプレイスパージャ等下流の系統内機器の機能低下を防止する目的で設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系）に使用する高圧炉心スプレイ系ストレーナは、以下の機能を有する。

高圧炉心スプレイ系ストレーナは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源として高圧炉心スプレイ系ストレーナで異物をろ過し、高圧炉心スプレイ系ポンプにより原子炉圧力容器へ注水することにより、炉心の著しい損傷を防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ系ストレーナの容量は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている容量である□m³/hを上回る□m³/h/組以上とする。

高圧炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時に使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□m³/h/組以上とする。

公称値については□ 1074 m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

高圧炉心スプレイ系ストレーナは、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されないが、ここではサブプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。

高圧炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時に使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ系ストレーナの最高使用温度は、サブプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 °C とする。

高圧炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 °C とする。

4. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイ系ストレーナは、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバ内の異物をろ過するために必要な個数である 2 個 1 組を設置する。

高圧炉心スプレイ系ストレーナは、設計基準対象施設として 2 個 1 組設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-4-1-3 設定根拠に関する説明書
(高圧炉心スプレイ系 安全弁及び逃がし弁(常設))

名	称	E22-F023*
吹出圧力	MPa	1.37
個数	—	1
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 E22-F023 は、主配管「E22-F001～高圧炉心スプレイ系ポンプ」に設置する逃がし弁である。 E22-F023 は、設計基準対象施設として主配管「E22-F001～高圧炉心スプレイ系ポンプ」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等対処設備としては、主配管「E22-F001～高圧炉心スプレイ系ポンプ」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。 <p>1. 吹出圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する E22-F023 の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「E22-F001～高圧炉心スプレイ系ポンプ」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p> <p>E22-F023 を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における主配管「E22-F001～高圧炉心スプレイ系ポンプ」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠 E22-F023 は、設計基準対象施設として主配管「E22-F001～高圧炉心スプレイ系ポンプ」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個設置する。</p> <p>重大事故等対処設備として使用する E22-F023 は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

VI-1-1-4-3-4-1-4 設定根拠に関する説明書
(高圧炉心スプレイ系 主配管(常設))

名 称		E22-F014 ~ 補給水よりの第一アンカ	*
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	66	
外 径	mm	406.4	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高压代替注水系，原子炉隔離時冷却系，低压代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，高压代替注水系，低压代替注水系）と兼用。			
【設定根拠】 （概要） 本配管は，E22-F014 から補給水よりの第一アンカを接続する配管であり，設計基準対象施設としては，復水貯蔵タンクを水源とし，高压炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系ポンプに供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，復水貯蔵タンクを水源とし，高压炉心スプレイ系ポンプ，原子炉隔離時冷却系ポンプ，高压代替注水系ポンプ，直流駆動低压注水ポンプ及び復水移送ポンプに供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，系統配管洗浄時に補給水系の圧力がかかることを考慮して，復水移送ポンプの吐出側の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し，1.37 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，復水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ 66 ℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ 66 ℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，容量が最大となる重大事故等時に使用する高压炉心スプレイ系ポンプの定格点Ⅱの流量と原子炉隔離時冷却系ポンプの定格流量との合計値を基に設定しており，重大事故等時に使用する高压炉心スプレイ系ポンプと原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，406.4 mm とする。			

名 称		補給水よりの第一アンカ ～ 復水貯蔵タンク出口配管分岐点	*
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	66	
外 径	mm	406.4	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，高圧代替注水系，低圧代替注水系）と兼用。			
【設定根拠】 （概要） 本配管は，補給水よりの第一アンカから復水貯蔵タンク出口配管分岐点を接続する配管であり，設計基準対象施設としては，復水貯蔵タンクを水源とし，高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系ポンプに供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，復水貯蔵タンクを水源とし，高圧炉心スプレイ系ポンプ，原子炉隔離時冷却系ポンプ，高圧代替注水系ポンプ，直流駆動低圧注水ポンプ及び復水移送ポンプに供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，主配管「E22-F014～補給水よりの第一アンカ」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における主配管「E22-F014～補給水よりの第一アンカ」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，復水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ 66 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ 66 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，容量が最大となる重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの定格点Ⅱの流量と原子炉隔離時冷却系ポンプの定格流量との合計値を基に設定しており，重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプと原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，406.4 mm とする。			

名 称		復水貯蔵タンク出口配管分岐点 ~ 直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点	*
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	66	
外 径	mm	406.4, 165.2	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、復水貯蔵タンク出口配管分岐点から直流駆動低圧注水ポンプ吸込配管分岐点を接続する配管であり、設計基準対象施設としては、復水貯蔵タンクを水源とし、高圧炉心スプレイ系ポンプに供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては、復水貯蔵タンクを水源とし、高圧代替注水系ポンプ及び直流駆動低圧注水ポンプに供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「補給水よりの第一アンカ～復水貯蔵タンク出口配管分岐点」の最高使用圧力と同じ1.37 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「補給水よりの第一アンカ～復水貯蔵タンク出口配管分岐点」の使用圧力と同じ1.37 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、復水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ66℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4 mmとする。 低圧代替注水系との取合部新設配管の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントのポンプ吸込配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mmとする。			

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	82	1.3	

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名	称	直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点 ～ E22-F001
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		406.4

【設定根拠】

(概要)

本配管は、直流駆動低圧注水ポンプ吸込配管分岐点から E22-F001 を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としては、復水貯蔵タンクを水源とし、高圧炉心スプレイ系ポンプに供給するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「復水貯蔵タンク出口配管分岐点～直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「復水貯蔵タンク出口配管分岐点～直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、復水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ 66 ℃ とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ 66 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4 mm とする。

名	称	E22-F001 ～ 高圧炉心スプレイ系ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	100
外	径	mm 406.4, 508.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、E22-F001 から高圧炉心スプレイ系ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としては、復水貯蔵タンクを水源とし、高圧炉心スプレイ系ポンプに供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点～E22-F001」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点～E22-F001」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、平成 2 年 5 月 24 日付け元資庁第 14466 号にて認可された工事計画の添付資料「IV-1-1-1 原子炉格納容器の設計条件に関する説明書」において原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器の応答解析でのサプレッションチェンバの最高温度が 97 ℃となることから、それを上回る 100 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、100 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4 mm, 508.0 mm とする。</p>		

名	称	高圧炉心スプレイ系ストレーナ ～ 原子炉格納容器配管貫通部(X-219)
最高使用圧力	kPa	- [427, 854]
最高使用温度	℃	104, 200
外	径	mm

—

【設定根拠】

(概要)

本配管は、高圧炉心スプレイ系ストレーナから原子炉格納容器配管貫通部(X-219)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故対処設備として、高圧炉心スプレイ系ポンプへサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されないが、ここではサプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ系ストレーナの最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。

本配管を重大事故等時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ーナの使用温度と同じ 200 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、 mm とする。

名	称	原子炉格納容器配管貫通部(X-219) ～ 高圧炉心スプレイ系ポンプ入口配管合流点
最高使用圧力	MPa	427 (kPa), 854 (kPa), 1.37
最高使用温度	℃	104, 200, 100
外	径	mm 508.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-219)から高圧炉心スプレイ系ポンプ入口配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故対処設備として、高圧炉心スプレイ系ポンプへサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 427 kPa, 854 kPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、サプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ427 kPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力と同じ854 kPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37 MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「E22-F001～高圧炉心スプレイ系ポンプ」の最高使用圧力と同じ1.37 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「E22-F001～高圧炉心スプレイ系ポンプ」の使用圧力と同じ1.37 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ系ストレーナの最高使用温度と同じ104 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ系ストレーナの使用温度と同じ200 ℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 100 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「E22-F001～高圧炉心スプレイ系ポンプ」の最高使用温度と同じ100 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「E22-F001～高圧炉心スプレイ系ポンプ」の使用温度と同じ100 ℃とする。</p>		

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mm とする。

名 称		高圧炉心スプレイ系ポンプ ～ 直流駆動低圧注水系ポンプ吐出配管合流点
最高使用圧力	MPa	10.79
最高使用温度	℃	100
外 径	mm	318.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、高圧炉心スプレイ系ポンプから直流駆動低圧注水ポンプ吐出配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としては、サブプレッションプール又は復水貯蔵タンクを水源とし、高圧炉心スプレイ系ポンプより原子炉圧力容器へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、高圧炉心スプレイ系ポンプの吐出側の最高使用圧力と同じ 10.79 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の吐出側の圧力は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ系ポンプの吐出側の使用圧力と同じ 10.79 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用温度と同じ 100 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ系ポンプの使用温度と同じ 100 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>		

名 称		直流駆動低圧注水系ポンプ吐出配管合流点 ~ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-35)	*
最高使用圧力	MPa	10.79	
最高使用温度	℃	100	
外 径	mm	318.5, 165.2, 267.4	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、直流駆動低圧注水ポンプ吐出配管合流点から原子炉格納容器配管貫通部(X-35)を接続する配管であり、設計基準対象施設としては、サブレーションプール又は復水貯蔵タンクを水源とし、高圧炉心スプレイ系ポンプより原子炉圧力容器へ供給するために設置する。 重大事故対処設備としては、復水貯蔵タンクを水源とし、高圧炉心スプレイ系ポンプ又は直流駆動低圧注水ポンプより原子炉圧力容器へ供給するために設置する。 1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、高圧炉心スプレイ系ポンプの吐出側の最高使用圧力と同じ 10.79 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の吐出側の圧力は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ系ポンプの吐出側の使用圧力と同じ 10.79 MPa とする。 2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用温度と同じ 100 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ系ポンプの使用温度と同じ 100 ℃ とする。 3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm, 267.4 mm とする。 低圧代替注水系との取合部新設配管の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エラーション、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm とする。			

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	14.3	150	0.01466	82	1.6	

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		原子炉格納容器配管貫通部 (X-35) ~ 原子炉圧力容器	*
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34	
最高使用温度	℃	302, 315	
外 径	mm	267.4	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、原子炉格納容器配管貫通部 (X-35) から原子炉圧力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設としては、サプレッションプール又は復水貯蔵タンクを水源とし、高圧炉心スプレイ系ポンプより原子炉圧力容器へ供給するために設置する。 重大事故対処設備としては、復水貯蔵タンクを水源とし、高圧炉心スプレイ系ポンプ又は直流駆動低圧注水ポンプより原子炉圧力容器へ供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、高圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から配管圧損等を考慮し、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から配管圧損等を考慮し、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm とする。			

名 称	復水貯蔵タンク出口配管分岐点 ~ 低圧代替注水系吸込配管分岐点																																	
最高使用圧力	MPa	1.37																																
最高使用温度	℃	66																																
外 径	mm	406.4																																
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，高圧代替注水系，低圧代替注水系）と兼用。																																		
【設定根拠】 （概要） 本配管は，復水貯蔵タンク出口配管分岐点から低圧代替注水系吸込配管分岐点を接続する配管であり，設計基準対象施設としては，復水貯蔵タンクを水源とし，原子炉隔離時冷却系ポンプに供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，復水貯蔵タンクを水源とし，原子炉隔離時冷却系ポンプ，高圧代替注水系ポンプ及び復水移送ポンプに供給するために設置する。																																		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，主配管「補給水よりの第一アンカ～復水貯蔵タンク出口配管分岐点」の最高使用圧力と同じ1.37 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における主配管「補給水よりの第一アンカ～復水貯蔵タンク出口配管分岐点」の使用圧力と同じ1.37 MPaとする。																																		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，復水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ66℃とする。																																		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，406.4 mmとする。																																		
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 12.5%;">外径</th> <th style="width: 12.5%;">厚さ</th> <th style="width: 12.5%;">呼び径</th> <th style="width: 12.5%;">流路面積</th> <th style="width: 12.5%;">流量</th> <th style="width: 12.5%;">流速*</th> <th style="width: 12.5%;">標準流速</th> </tr> <tr> <th style="text-align: center;">A</th> <th style="text-align: center;">B</th> <th style="text-align: center;">(A)</th> <th style="text-align: center;">C</th> <th style="text-align: center;">D</th> <th style="text-align: center;">E</th> <th style="text-align: center;">(m/s)</th> </tr> <tr> <th style="text-align: center;">(mm)</th> <th style="text-align: center;">(mm)</th> <th style="text-align: center;">(A)</th> <th style="text-align: center;">(m²)</th> <th style="text-align: center;">(m³/h)</th> <th style="text-align: center;">(m/s)</th> <th style="text-align: center;">(m/s)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">406.4</td> <td style="text-align: center;">9.5</td> <td style="text-align: center;">400</td> <td style="text-align: center;">0.11787</td> <td colspan="3" style="border: 2px solid black;"></td> </tr> </tbody> </table>							外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*	標準流速	A	B	(A)	C	D	E	(m/s)	(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m ³ /h)	(m/s)	(m/s)	406.4	9.5	400	0.11787			
外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*	標準流速																												
A	B	(A)	C	D	E	(m/s)																												
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m ³ /h)	(m/s)	(m/s)																												
406.4	9.5	400	0.11787																															

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		低压代替注水系吸込配管分岐点 ~ 高压代替注水系吸込配管分岐点	*
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	66	
外 径	mm	406.4, 267.4, 216.3	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高压代替注水系，原子炉隔離時冷却系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高压代替注水系）と兼用。			
【設定根拠】 （概要） 本配管は，低压代替注水系吸込配管分岐点から高压代替注水系吸込配管分岐点を接続する配管であり，設計基準対象施設としては，復水貯蔵タンクを水源とし，原子炉隔離時冷却系ポンプに供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，復水貯蔵タンクを水源とし，原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高压代替注水系ポンプに供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，主配管「復水貯蔵タンク出口配管分岐点～低压代替注水系吸込配管分岐点」の最高使用圧力と同じ1.37 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における主配管「復水貯蔵タンク出口配管分岐点～低压代替注水系吸込配管分岐点」の使用圧力と同じ1.37 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，復水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ66℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，使用するポンプの中で容量が最大となる重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，406.4 mm，267.4 mmとする。 高压代替注水系との取合部新設配管の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エラーション，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントのポンプ吸込配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し，216.3 mmとする。			

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138	90.8	0.8	

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		*
		高压代替注水系吸込配管分岐点 ~ E51-F001
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	267.4, 165.2
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）と兼用。		
【設定根拠】 （概要） 本配管は、高压代替注水系吸込配管分岐点から E51-F001 を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としては、復水貯蔵タンクを水源とし、原子炉隔離時冷却系ポンプに供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「低压代替注水系吸込配管分岐点～高压代替注水系吸込配管分岐点」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「低压代替注水系吸込配管分岐点～高压代替注水系吸込配管分岐点」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、復水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ 66 ℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ 66 ℃とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm, 165.2 mm とする。		

VI-1-1-4-3-4-2 低圧炉心スプレイ系

目 次

- VI-1-1-4-3-4-2-1 低圧炉心スプレイ系ポンプ
- VI-1-1-4-3-4-2-2 低圧炉心スプレイ系ストレーナ
- VI-1-1-4-3-4-2-3 低圧炉心スプレイ系 安全弁及び逃がし弁（常設）
- VI-1-1-4-3-4-2-4 低圧炉心スプレイ系 主配管（常設）

VI-1-1-4-3-4-2-1 設定根拠に関する説明書
(低圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系ポンプ)

名 称		低压炉心スプレイ系ポンプ
容 量	m ³ /h/個	□以上 (1074)
揚 程	m	□以上 (211)
最高使用圧力	MPa	(吸込側) 1.37 / (吐出側) 4.41
最高使用温度	℃	100
原 動 機 出 力	kW/個	1000
個 数	—	1
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 低压炉心スプレイ系ポンプは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に炉心をスプレイ冷却するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低压炉心スプレイ系）として使用する低压炉心スプレイ系ポンプは、以下の機能を有する。 <p>低压炉心スプレイ系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、サプレッションチェンバを水源とする低压炉心スプレイ系ポンプにより、低压炉心スプレイ系配管を介して原子炉圧力容器へ注水することにより、原子炉圧力容器を冷却できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用する低压炉心スプレイ系ポンプの容量は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている原子炉への注水量が□m³/hであることから、それを上回る□m³/h/個以上とする。</p> <p>低压炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時ににおいて使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□m³/h/個以上とする。</p> <p>公称値については□ 1074 m³/h/個とする。</p> <p>2. 揚程の設定根拠 設計基準対象施設として使用する低压炉心スプレイ系ポンプの揚程は、下記を考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉圧力容器とサプレッションチェンバ内圧の差：□ MPa (=□ m) ② 静水頭（スプレイヘッダとサプレッションプール最低水位の標高差）：□ m ③ 配管・機器圧力損失：□ m <p>低压炉心スプレイ系ポンプの揚程は、①～③の合計 □ m 以上とする。</p>		

低圧炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m 以上とする。

公称値については要求される揚程を上回る 211 m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 吸込側の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する低圧炉心スプレイ系ポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部 (X-217) ～低圧炉心スプレイ系ポンプ」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

低圧炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吸込側の圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部 (X-217) ～低圧炉心スプレイ系ポンプ」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

3.2 吐出側の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する低圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力は、下記を考慮して決定する。

- ① 水源圧力 (設計基準事故時のサプレッションチェンバ圧力) : MPa
- ② 静水頭 (サプレッションプール水位高とポンプ設置床の標高差) : m (= MPa)
- ③ 締切揚程 : m (= MPa)

上記より、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、①～③の合計 MPa を上回る圧力とし、4.41 MPa とする。

低圧炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出側の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、4.41 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する低圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用温度は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部 (X-217) ～低圧炉心スプレイ系ポンプ」の最高使用温度と同じ 100 °C とする。

低圧炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「原子炉格納容器配管貫通部 (X-217) ～低圧炉心スプレイ系ポンプ」の使用温度と同じ 100 °C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する低圧炉心スプレイ系ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで、

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s^2) = 9.80665
 Q : 容量 (m^3/s) = $1074/3600$
 H : 揚程 (m) = 211
 η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1074}{3600}\right) \times 211}{\text{} / 100}$$

$$= \text{} \text{ kW}$$

上記から、低圧炉心スプレイ系ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として 1000 kW/個とする。

低圧炉心スプレイ系ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1000 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

低圧炉心スプレイ系ポンプ（原動機含む）は、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に炉心をスプレイ冷却するために必要な個数である 1 個を設置する。

低圧炉心スプレイ系ポンプ（原動機含む）は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-3-4-2-2 設定根拠に関する説明書
(低圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系ストレーナ)

名 称	低圧炉心スプレイ系ストレーナ	
容 量	m ³ /h/組	□以上 (1074)
最高使用圧力	kPa	—[427, 854]
最高使用温度	℃	104, 200
個 数	—	2

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

低圧炉心スプレイ系ストレーナは、設計基準対象施設として、サブプレッションチェンバ内の異物による低圧炉心スプレイ系ポンプや低圧炉心スプレイノズル等、下流の系統内機器の機能低下を防止する目的で設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧炉心スプレイ系）に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。

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であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源として低圧炉心スプレイ系ストレーナで異物をろ過し、低圧炉心スプレイ系ポンプにより、低圧炉心スプレイ系配管を介して原子炉压力容器へ注水することにより、原子炉压力容器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系ストレーナの容量は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている容量である □ m³/h を上回る □ m³/h/組以上とする。

低圧炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時に使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様の設計とし、 □ m³/h/組以上とする。

公称値については □ 1074 m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

低圧炉心スプレイ系ストレーナは、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されないが、ここではサブプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。

低圧炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時に使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する低圧炉心スプレイ系ストレーナの最高使用温度は、サブプレッションチェンバの最高使用温度と同じ 104 °C とする。

低圧炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用温度と同じ 200 °C とする。

4. 個数の設定根拠

低圧炉心スプレイ系ストレーナは、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバ内の異物をろ過するために必要な個数である 2 個 1 組を設置する。

低圧炉心スプレイ系ストレーナは、設計基準対象施設として 2 個 1 組設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-4-2-3 設定根拠に関する説明書
(低圧炉心スプレイ系 安全弁及び逃がし弁(常設))

名	称	E21-F017
吹出圧力	MPa	4.41
個数	—	1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

E21-F017 は、主配管「低圧炉心スプレイ系ポンプ～原子炉格納容器配管貫通部(X-34)」に設置する逃がし弁である。

E21-F017 は、設計基準対象施設として主配管「低圧炉心スプレイ系ポンプ～原子炉格納容器配管貫通部(X-34)」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等対処設備としては、主配管「低圧炉心スプレイ系ポンプ～原子炉格納容器配管貫通部(X-34)」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。

1. 吹出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する E21-F017 の吹出圧力は、主配管「低圧炉心スプレイ系ポンプ～原子炉格納容器配管貫通部(X-34)」の最高使用圧力に合わせ、4.41 MPa とする。

E21-F017 を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における主配管「低圧炉心スプレイ系ポンプ～原子炉格納容器配管貫通部(X-34)」の使用圧力に合わせ、4.41 MPa とする。

2. 個数の設定根拠

E21-F017 は、設計基準対象施設として主配管「低圧炉心スプレイ系ポンプ～原子炉格納容器配管貫通部(X-34)」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個設置する。

重大事故等対処設備として使用する E21-F017 は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-4-2-4 設定根拠に関する説明書
(低圧炉心スプレイ系 主配管(常設))

名	称	低圧炉心スプレイ系ストレーナ ~ 原子炉格納容器配管貫通部(X-217)
最高使用圧力	kPa	- [427, 854]
最高使用温度	°C	104, 200
外	径	mm
-		

【設定根拠】

(概要)

本配管は、低圧炉心スプレイ系ストレーナから原子炉格納容器配管貫通部(X-217)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、低圧炉心スプレイ系ポンプへサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため最高使用圧力は設定されていないが、ここではサプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力についても、設計基準対象施設として使用する場合と同様に設定されないが、ここでは重大事故等時におけるサプレッションチェンバの使用圧力と同じ 854 kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、低圧炉心スプレイ系ストレーナの最高使用温度と同じ 104 °C とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における低圧炉心スプレイ系ストレーナの使用温度と同じ 200 °C とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径はメーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、 mm とする。

名	称	原子炉格納容器配管貫通部(X-217) ～ 低圧炉心スプレイ系ポンプ	
最高使用圧力	MPa	427(kPa), 854(kPa), 1.37	
最高使用温度	℃	104, 200, 100	
外	径	mm	508.0
—			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-217)から低圧炉心スプレイ系ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、低圧炉心スプレイ系ポンプへサブプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 427 kPa, 854 kPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、サブプレッションチェンバの最高使用圧力と同じ427 kPaとする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの使用圧力と同じ854 kPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37 MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、系統配管洗浄時に補給水系の圧力がかかることを考慮して、復水移送ポンプの吐出側の最高使用圧力と同じ1.37 MPaとする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 104 ℃, 200 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、低圧炉心スプレイ系ストレータの最高使用温度と同じ104 ℃とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における低圧炉心スプレイ系ストレータの使用温度と同じ200 ℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 100 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、平成2年5月24日付け元資庁第14466号にて認可された工事計画の添付書類「IV-1-1-1 原子炉格納容器の設計条件に関する説明書」において原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器の応答解析でのサブプレッションチェンバの最高温度が97 ℃となることから、それを上回る100 ℃とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同様の設計とし、100 ℃とする。</p>			

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径はメーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mm とする。

名	称	低圧炉心スプレイ系ポンプ ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-34)
最高使用圧力	MPa	4.41
最高使用温度	℃	100
外	径	mm
		318.5, 267.4
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、低圧炉心スプレイ系ポンプから原子炉格納容器配管貫通部 (X-34) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、低圧炉心スプレイ系ポンプより原子炉圧力容器へサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出側の最高使用圧力と同じ 4.41 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出側の使用圧力と同じ 4.41 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、低圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用温度と同じ 100 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における低圧炉心スプレイ系ポンプの使用温度と同じ 100 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径はメーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm, 267.4 mm とする。</p>		

名 称	原子炉格納容器配管貫通部(X-34) ～ 原子炉压力容器	
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	267.4
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-34)から原子炉压力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、低圧炉心スプレイ系ポンプより原子炉压力容器へサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 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低圧炉心スプレイ系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は、同仕様であるため、本配管の外径はメーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mm とする。</p>		

VI-1-1-4-3-4-3 高压代替注水系

目 次

- VI-1-1-4-3-4-3-1 高压代替注水系タービンポンプ
- VI-1-1-4-3-4-3-2 高压代替注水系 主配管（常設）

VI-1-1-4-3-4-3-1 設定根拠に関する説明書
(高圧代替注水系 高圧代替注水系タービンポンプ)

名 称		高压代替注水系タービンポンプ*
容 量	m ³ /h/個	□以上 (90.8)
揚 程	m	□以上 (882)
最高使用圧力	MPa	(吸込側)1.37 / (吐出側)14.0
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	□
個 数	—	1

注記* : 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高压代替注水系）との兼用。

【設定根拠】

(概要)

・ 重大事故等対処設備

重大事故等時に非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高压代替注水系）として使用する高压代替注水系タービンポンプは、以下の機能を有する。

高压代替注水系タービンポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態にあつて、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした高压代替注水系タービンポンプより、原子炉隔離時冷却系配管等を介して、発電用原子炉へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高压代替注水系）として使用する高压代替注水系タービンポンプは、以下の機能を有する。

高压代替注水系タービンポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部へ落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした高压代替注水系タービンポンプより、原子炉隔離時冷却系配管等を介して、発電用原子炉へ注水することにより熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を防止又は遅延する設計とする。

1. 容量の設定根拠

高压代替注水系タービンポンプの容量は、炉心損傷防止対策に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として □ m³/h/個以上とする。

公称値については □ 90.8 m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

高压代替注水系タービンポンプの揚程は、炉心損傷防止対策に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、高压代替注水系の使用時における原子炉圧力の最大値である MPa のときに原子炉圧力容器に m³/h の注水が可能な設計とする。

- ① 原子炉圧力容器と復水貯蔵タンクの圧力差： MPa (= m)
- ② 静水頭（ポンプ吸込みレベルと原子炉への注水ライン最高点の標高差）： m
- ③ 配管・機器圧力損失： m

上記から、高压代替注水系タービンポンプの揚程は、①～③の合計として m 以上とする。

公称値については要求される揚程を上回る 882 m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 吸込側の最高使用圧力 1.37 MPa

高压代替注水系タービンポンプを重大事故等時において使用する場合の吸込側の圧力は、主配管「高压代替注水系吸込配管分岐点～高压代替注水系タービンポンプ」の重大事故等時における使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

3.2 吐出側の最高使用圧力 14.0 MPa

高压代替注水系タービンポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出側の圧力は、下記を考慮する。

- ① 水源圧力（復水貯蔵タンク圧力）： MPa
- ② 静水頭（復水貯蔵タンクオーバーフローレベルとポンプ吸込の標高差）： MPa
- ③ 締切揚程： MPa

上記より、重大事故等時における高压代替注水系タービンポンプの吐出側の使用圧力は、①～③の合計が MPa であることから、オーバースピードを考慮し、14.0 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

高压代替注水系タービンポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、主配管「高压代替注水系吸込配管分岐点～高压代替注水系タービンポンプ」の重大事故等時における使用温度と同じ 66 °C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

高压代替注水系タービンポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、下記の式より容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \times 100$$

（引用文献：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」）

$$P = \frac{10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H}{\eta / 100}$$

ここで、

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) = 90.8/3600

H : 揚程 (m) = 882

η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{90.8}{3600}\right) \times 882}{\text{/100} = \text{ kW}$$

上記から、高圧代替注水系タービンポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

高圧代替注水系タービンポンプ（原動機含む）は、重大事故等対処設備として原子炉压力容器へ注水し、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。

VI-1-1-4-3-4-3-2 設定根拠に関する説明書
(高圧代替注水系 主配管(常設))

名 称	高压代替注水系蒸気入口配管分岐点 ~ 高压代替注水系タービンポンプ		*
最高使用圧力	MPa	10.34, 8.62	
最高使用温度	℃	315, 302	
外 径	mm	89.1, 114.3, 165.2	
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高压代替注水系）と兼用。			
<p>【設定根拠】 （概要）</p> <p>本配管は、高压代替注水系蒸気入口配管分岐点から高压代替注水系タービンポンプを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、原子炉圧力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系を介して常設高压代替注水系タービンに導くために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 10.34 MPa 重大事故等対処設備として使用する本配管の使用圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ10.34 MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 8.62 MPa 重大事故等対処設備として使用する本配管の使用圧力は、重大事故等時における高压代替注水系タービンポンプのタービン入口側の使用圧力と同じ8.62 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 315 ℃ 重大事故等対処設備として使用する本配管の使用温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ315 ℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 302 ℃ 重大事故等対処設備として使用する本配管の使用温度は、重大事故等時における高压代替注水系タービンポンプのタービン入口側の使用温度と同じ302 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、主蒸気系から供給される蒸気は高压であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、89.1 mm, 114.3 mm, 165.2 mmとする。</p>			

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (t/h)	比容積 E (m ³ /kg)	流速* F (m/s)	標準流速 (m/s)
89.1	11.1	80	0.00352				
114.3	11.1	100	0.00666				
165.2	14.3	150	0.01466				

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$F = \frac{D \cdot E \cdot 1000}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		* 高压代替注水系タービンポンプ ~ 原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	184, 200
外 径	mm	216.3
注記* : 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高压代替注水系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、高压代替注水系タービンポンプから原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、原子炉圧力容器で発生した蒸気を高压代替注水系タービンを介し、原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点に導くために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 重大事故等対処設備として使用する本配管の使用圧力は、高压代替注水系タービンポンプからの合流先である原子炉隔離時冷却系の主配管「原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-222)」の重大事故等時における使用圧力と同じ 0.98 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 184 ℃ 重大事故等対処設備として使用する本配管の使用温度は、重大事故等時における使用圧力の飽和温度以上とし、184 ℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 200 ℃ 重大事故等対処設備として使用する本配管の使用温度は、高压代替注水系タービンポンプからの合流先である原子炉隔離時冷却系の主配管「原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-222)」の重大事故等時における使用温度と同じ 200 ℃とする。</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、自由膨張蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3 mm とする。</p>		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (t/h)	比容積 E (m ³ /kg)	流速* F (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138				

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$F = \frac{D \cdot E \cdot 1000}{3600 \cdot C}$$

名 称		*1 高压代替注水系吸込配管分岐点 ~ 高压代替注水系タービンポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2, 216.3

注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高压代替注水系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

本配管は、高压代替注水系吸込配管分岐点から高压代替注水系タービンポンプを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、高压代替注水系タービンポンプを介し原子炉压力容器にサブプレッションチェンバのプール水を注水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する本配管の使用圧力は、高压代替注水系タービンポンプへの分岐元である高压炉心スプレイ系の主配管「低压代替注水系吸込配管分岐点～高压代替注水系吸込配管分岐点」の重大事故等時における使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する本配管の使用温度は、重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ 66 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの高压水配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm, 216.3 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	90.8	1.4	
216.3	8.2	200	0.03138	90.8	0.8	

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		* 高压代替注水系タービンポンプ ~ 高压代替注水系注入配管合流点
最高使用圧力	MPa	14.0, 8.62
最高使用温度	℃	66, 302
外 径	mm	114.3, 165.2
注記*：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高压代替注水系）との兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、高压代替注水系タービンポンプから高压代替注水系注入配管合流点を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、サプレッションプール又は復水貯蔵タンクを水源として、高压代替注水系タービンポンプより原子炉圧力容器へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 14.0 MPa 重大事故等対処設備として使用する本配管の使用圧力は、重大事故等時における高压代替注水系タービンポンプ吐出側の使用圧力と同じ14.0 MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 8.62 MPa 重大事故等対処設備として使用する本配管の使用圧力は、高压代替注水系タービンポンプからの合流先である原子炉冷却材浄化系の主配管「高压代替注水系注入配管合流点～原子炉冷却材浄化系 A 系注入配管合流点」の重大事故等時における使用圧力と同じ8.62 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 66 ℃ 重大事故等対処設備として使用する本配管の使用温度は、重大事故等時における高压代替注水系タービンポンプの使用温度と同じ66 ℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 302 ℃ 重大事故等対処設備として使用する本配管の使用温度は、高压代替注水系タービンポンプの重大事故等時における使用温度66 ℃を上回る302 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3 mm, 165.2 mmとする。</p>		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	13.5	100	0.00599	90.8	4.2	
165.2	18.2	150	0.01303	90.8	1.9	
165.2	14.3	150	0.01466	90.8	1.7	

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

VI-1-1-4-3-4-4 原子炉隔離時冷却系

目 次

VI-1-1-4-3-4-4-1 原子炉隔離時冷却系 安全弁及び逃がし弁（常設）

VI-1-1-4-3-4-4-1 設定根拠に関する説明書
(原子炉隔離時冷却系 安全弁及び逃がし弁(常設))

名	称	E51-F059
吹 出 圧 力	MPa	1.37
個 数	—	1

【設定根拠】

(概要)

E51-F059 は、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-221)～原子炉隔離時冷却系ポンプ入口配管合流点」に設置する逃がし弁である。

重大事故等対処設備としては、主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-221)～原子炉隔離時冷却系ポンプ入口配管合流点」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して重大事故等時における使用圧力以下に維持するために設置する。

1. 吹出圧力の設定根拠

E51-F059 を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-221)～原子炉隔離時冷却系ポンプ入口配管合流点」の重大事故等時の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

2. 個数の設定根拠

E51-F059 は、重大事故等対処設備として主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-221)～原子炉隔離時冷却系ポンプ入口配管合流点」の圧力が、重大事故等時の使用圧力になった場合に開動作して使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個設置する。

VI-1-1-4-3-4-5 低压代替注水系

目 次

- VI-1-1-4-3-4-5-1 直流駆動低圧注水系ポンプ
- VI-1-1-4-3-4-5-2 低圧代替注水系 安全弁及び逃がし弁（常設）
- VI-1-1-4-3-4-5-3 低圧代替注水系 主配管（常設）

VI-1-1-4-3-4-5-1 設定根拠に関する説明書
(低圧代替注水系 直流駆動低圧注水系ポンプ)

名	称	直流駆動低圧注水系ポンプ
容	量 m ³ /h/個	<input type="text"/> 以上 (82)
揚	程 m	<input type="text"/> 以上 (75)
最高使用圧力	MPa	(吸込側) 1.37 / (吐出側) 1.70
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	37
個	数	1

【設定根拠】

(概要)

・ 重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として使用する直流駆動低圧注水系ポンプは、以下の機能を有する。

直流駆動低圧注水系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした直流駆動低圧注水系ポンプより、高圧炉心スプレイ系配管等を介して、原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷を防止する設計とする。

1. 容量の設定根拠

直流駆動低圧注水系ポンプの重大事故等時における容量は、重大事故等対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において有効性が確認されている流量である m³/h を上回る m³/h/個以上とする。

公称値については 82 m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

直流駆動低圧注水系ポンプの重大事故等時における揚程は、下記を考慮して決定する。

- ① 水源と移送先の圧力差： m
重大事故等時の復水貯蔵タンクと原子炉の圧力差
- ② 静水頭： m
復水貯蔵タンク HPCS 水源切替レベルと原子炉水位 (L-8) の標高差
- ③ 配管・機器圧力損失： m
- ④ 合計： m

直流駆動低圧注水系ポンプの重大事故等時における揚程は、④の合計以上とし、 m 以上とする。

公称値については 75 m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 吸込側：1.37 MPa

直流駆動低圧注水系ポンプの重大事故等時における吸込側の使用圧力は、下記を考慮して決定する。

- ① 静水頭： MPa
ポンプ設置床と復水貯蔵タンクオーバーフローレベルの標高差
- ② 重大事故等時の復水貯蔵タンク圧力： MPa
- ③ 合計： MPa

直流駆動低圧注水系ポンプの重大事故等時における吸込側の使用圧力は、③の合計以上とし、高圧炉心スプレイ系の主配管「復水貯蔵タンク出口配管分岐点～直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点」の重大事故等時における使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

3.2 吐出側：1.70 MPa

直流駆動低圧注水系ポンプの重大事故等時における吐出側の使用圧力は、下記を考慮して決定する。

- ① 静水頭： MPa
ポンプ設置床と復水貯蔵タンクオーバーフローレベルの標高差
- ② 重大事故等時の復水貯蔵タンク圧力： MPa
- ③ ポンプ縮切揚程： MPa
ポンプ縮切揚程： m
- ④ 合計： MPa

重大事故等時における吐出側の使用圧力は、④の合計以上とし、1.70 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

直流駆動低圧注水系ポンプの重大事故等時における使用温度は、重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ 66 °C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する直流駆動低圧注水系ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量と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：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで、

- P : 軸動力 (kW)
- P_w : 水動力 (kW)
- ρ : 密度 (kg/m³) = 1000
- g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
- Q : 容量 (m³/s) = 82/3600
- H : 揚程 (m) = 75
- η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{82}{3600}\right) \times 75}{\square / 100}$$

$$= \square \text{ kW}$$

上記から、直流駆動低圧注水系ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として 37 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

直流駆動低圧注水系ポンプ（原動機含む）は、重大事故等対処設備として、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な個数である 1 個を設置する。

VI-1-1-4-3-4-5-2 設定根拠に関する説明書
(低圧代替注水系 安全弁及び逃がし弁(常設))

名	称	E71-F010
吹 出 圧 力	MPa	1.70
個 数	—	1

—

【設定根拠】

(概要)

・ 重大事故等対処設備

E71-F010 は、主配管「直流駆動低圧注水系ポンプ～直流駆動低圧注水系ポンプ吐出配管合流点」に設置する逃がし弁である。

E71-F010 は、重大事故等対処設備として主配管「直流駆動低圧注水系ポンプ～直流駆動低圧注水系ポンプ吐出配管合流点」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して使用圧力以下に維持するために設置する。

1. 吹出圧力の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する E71-F010 の吹出圧力は、重大事故等時における主配管「直流駆動低圧注水系ポンプ～直流駆動低圧注水系ポンプ吐出配管合流点」の使用圧力と同じ 1.70 MPa とする。

2. 個数の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する E71-F010 は、主配管「直流駆動低圧注水系ポンプ～直流駆動低圧注水系ポンプ吐出配管合流点」の圧力を重大事故等時における使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個設置する。

VI-1-1-4-3-4-5-3 設定根拠に関する説明書
(低圧代替注水系 主配管 (常設))

名 称		低压代替注水系吸込配管分岐点 ~ P13-F072	*1
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	66	
外 径	mm	406.4, 216.3	
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低压代替注水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，低压代替注水系吸込配管分岐点から P13-F072 を接続する配管であり，重大事故等対処設備として，復水貯蔵タンクから復水移送ポンプに淡水又は海水を供給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水移送ポンプの使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ 66 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントのポンプ吸込配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し，406.4 mm，216.3 mm とする。			
外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)
406.4	9.5	400	0.11787
216.3	8.2	200	0.03138
流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)	
注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。 $C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$ $E = \frac{D}{3600 \cdot C}$			

名 称	<div style="text-align: right;">*1</div> P13-F072 ~ 補給水系配管合流点					
最高使用圧力	MPa	1.37				
最高使用温度	℃	66				
外 径	mm	216.3				
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低圧代替注水系）と兼用。						
【設定根拠】 (概要) 本配管は，P13-F072 から補給水系配管合流点を接続する配管であり，重大事故等対処設備として，復水貯蔵タンクから復水移送ポンプに淡水又は海水を供給するために設置する。						
1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水移送ポンプの使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。						
2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ 66 ℃ とする。						
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，216.3 mm とする。						
外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			
注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。 $C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$ $E = \frac{D}{3600 \cdot C}$						

名 称		*1
		低压代替注水系注入配管分岐点 ~ 低压代替注水系注入配管 B 系分岐点
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	216.3, 114.3
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低压代替注水系）と兼用。		

【設定根拠】

(概要)

本配管は，低压代替注水系注入配管分岐点から低压代替注水系注入配管 B 系分岐点を接続する配管であり，重大事故等対処設備としては，復水移送ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器に注水，原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部に注水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における復水移送ポンプの使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における復水移送ポンプの使用温度と同じ 66 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，216.3 mm，114.3 mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*2	標準流速
A	B		C	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m ³ /h)	(m/s)	(m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			
114.3	6.0	100	0.00822			

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

*3：配管の標準流速を超えるが，流量 m³/h においても，本配管を經由して原子炉圧力容器へ淡水又は海水を供給可能であり圧力損失上問題ない。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	<div style="text-align: right;">*1</div> 低压代替注水系注入配管 B 系分岐点 ~ 低压代替注水系注入配管合流点 2					
最高使用圧力	MPa	1.37				
最高使用温度	℃	66				
外 径	mm	216.3, 165.2				
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，代替循環冷却系，低压代替注水系）と兼用。						
【設定根拠】 (概要) 本配管は，低压代替注水系注入配管 B 系分岐点から低压代替注水系注入配管合流点 2 を接続する配管であり，重大事故等対処設備としては，復水移送ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部に注水，若しくは原子炉格納容器内へスプレイするため，及び大容量送水ポンプ(タイプ I)により淡水又は海水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部に注水するため，並びに代替循環冷却ポンプによりサプレッションプール水を原子炉圧力容器に注水するために設置する。						
1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水移送ポンプ，大容量送水ポンプ(タイプ I)及び代替循環冷却ポンプの使用圧力を考慮し，1.37 MPa とする。						
2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプ I)及び代替循環冷却ポンプの使用温度を上回り，重大事故等時における復水移送ポンプの使用温度と同じ 66 ℃とする。						
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，216.3 mm，165.2 mm とする。						
外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			
165.2	7.1	150	0.01791			
注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。 *3：配管の標準流速を超えるが，流量 m ³ /h においても，本配管を経由して原子炉圧力容器へ淡水又は海水を供給可能であり圧力損失上問題ない。						

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	<div style="text-align: right;">*1</div> 低压代替注水系注入配管合流点 2 ~ 原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点					
最高使用圧力	MPa	1.37				
最高使用温度	℃	66				
外 径	mm	165.2, 114.3				
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低压代替注水系）と兼用。						
【設定根拠】 (概要) 本配管は，低压代替注水系注入配管合流点 2 から原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点を接続する配管であり，重大事故等対処設備としては，復水移送ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部に注水，若しくは原子炉格納容器内へスプレイするため，及び大容量送水ポンプ(タイプ I)により淡水又は海水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部に注水するため，並びに代替循環冷却ポンプによりサブプレッションプール水を原子炉格納容器下部に注水するために設置する。						
1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水移送ポンプ，大容量送水ポンプ（タイプ I）及び代替循環冷却ポンプの使用圧力を考慮し，1.37 MPa とする。						
2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）及び代替循環冷却ポンプの使用温度を上回り，重大事故等時における復水移送ポンプの使用温度と同じ 66 ℃とする。						
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，165.2 mm，114.3 mm とする。						
外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			
114.3	6.0	100	0.00822			
注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。 *3：配管の標準流速を超えるが，流量 m ³ /h においても，本配管を経由して原子炉圧力容器へ淡水又は海水を供給可能であり圧力損失上問題ない。						

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点 ～ 低圧代替注水系注入配管 A 系分岐点					
最高使用圧力	MPa	1.37				
最高使用温度	℃	66				
外 径	mm	165.2, 114.3				
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低圧代替注水系）と兼用。						
【設定根拠】 （概要） 本配管は，低圧代替注水系注入配管 A 系分岐点から原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点を接続する配管であり，重大事故等対処設備としては，復水移送ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器へ注水又は原子炉格納容器内へスプレイ，及び大容量送水ポンプ（タイプ I）により淡水又は海水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部に注水するために設置する。						
1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用圧力を考慮し，1.37 MPa とする。						
2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用温度を上回り，重大事故等時における復水移送ポンプの使用温度と同じ 66 ℃ とする。						
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，165.2 mm，114.3 mm とする。						
外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			
114.3	6.0	100	0.00822			
注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。 *3：配管の標準流速を超えるが，流量 m ³ /h においても，本配管を經由して原子炉圧力容器へ淡水又は海水を供給可能であり圧力損失上問題ない。						
$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$ $E = \frac{D}{3600 \cdot C}$						

名 称		*1
		低压代替注水系注入配管 A 系分岐点 ~ E11-F041
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低压代替注水系）と兼用。		

【設定根拠】
(概要)

本配管は，低压代替注水系注入配管 A 系分岐点から E11-F041 を接続する配管であり，重大事故等対処設備としては，復水移送ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器へ注水又は原子炉格納容器内へスプレイ，及び大容量送水ポンプ(タイプ I)により淡水又は海水を原子炉圧力容器に注水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠
 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用圧力を考慮し，1.37 MPa とする。
2. 最高使用温度の設定根拠
 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用温度を上回り，重大事故等時における復水移送ポンプの使用温度と同じ 66 ℃ とする。
3. 外径の設定根拠
 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，114.3 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822			

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

*3：配管の標準流速を超えるが，流量 m³/h においても，本配管を経由して原子炉圧力容器へ淡水又は海水を供給可能であり圧力損失上問題ない。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		*1 E11-F041 ～ 低压代替注水系 A 系注入配管合流点
最高使用圧力	MPa	1.37, 3.73
最高使用温度	℃	66, 186
外 径	mm	114.3
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低压代替注水系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は，E11-F041 から低压代替注水系 A 系注入配管合流点を接続する配管であり，重大事故等対処設備としては，復水移送ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器へ注水又は原子炉格納容器内へスプレイ，及び大容量送水ポンプ(タイプ I)により淡水又は海水を原子炉圧力容器に注水するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 1.1 最高使用圧力 1.37 MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用圧力を考慮し，1.37 MPa とする。		
1.2 最高使用圧力 3.73 MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用圧力を上回り，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 66 ℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用温度を上回り，重大事故等時における復水移送ポンプの使用温度と同じ 66 ℃とする。		
2.2 最高使用温度 186 ℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用温度を上回り，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ 186 ℃とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，114.3 mm とする。		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822			

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

*3：配管の標準流速を超えるが、流量 m³/hにおいても、本配管を經由して原子炉
圧力容器へ淡水又は海水を供給可能であり圧力損失上問題ない。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	<div style="text-align: right;">*1</div> 低圧代替注水系注入配管 B 系分岐点 ~ E11-F026B																																	
最高使用圧力	MPa	1.37																																
最高使用温度	℃	66																																
外 径	mm	114.3																																
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレィ冷却系，代替循環冷却系，低圧代替注水系）と兼用。																																		
【設定根拠】 (概要) 本配管は，低圧代替注水系注入配管 B 系分岐点から E11-F026B を接続する配管であり，重大事故等対処設備としては，復水移送ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器へ注水又は原子炉格納容器内へスプレィするため，及び大容量送水ポンプ(タイプ I)により淡水又は海水を原子炉圧力容器に注水するため，並びに代替循環冷却ポンプによりサプレッションプール水を原子炉圧力容器に注水するために設置する。																																		
1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水移送ポンプ，大容量送水ポンプ(タイプ I)及び代替循環冷却ポンプの使用圧力を考慮し，1.37 MPa とする。																																		
2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプ I)及び代替循環冷却ポンプの使用温度を上回り，重大事故等時における復水移送ポンプの使用温度と同じ 66 ℃とする。																																		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，114.3 mm とする。																																		
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 12.5%;">外径</th> <th style="width: 12.5%;">厚さ</th> <th style="width: 12.5%;">呼び径</th> <th style="width: 12.5%;">流路面積</th> <th style="width: 12.5%;">流量</th> <th style="width: 12.5%;">流速*2</th> <th style="width: 12.5%;">標準流速</th> </tr> <tr> <th style="text-align: center;">A</th> <th style="text-align: center;">B</th> <th style="text-align: center;">(A)</th> <th style="text-align: center;">C</th> <th style="text-align: center;">D</th> <th style="text-align: center;">E</th> <th style="text-align: center;">標準流速</th> </tr> <tr> <th style="text-align: center;">(mm)</th> <th style="text-align: center;">(mm)</th> <th style="text-align: center;">(A)</th> <th style="text-align: center;">(m²)</th> <th style="text-align: center;">(m³/h)</th> <th style="text-align: center;">(m/s)</th> <th style="text-align: center;">(m/s)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">114.3</td> <td style="text-align: center;">6.0</td> <td style="text-align: center;">100</td> <td style="text-align: center;">0.00822</td> <td colspan="3" style="border: 2px solid black;"></td> </tr> </tbody> </table>							外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*2	標準流速	A	B	(A)	C	D	E	標準流速	(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m ³ /h)	(m/s)	(m/s)	114.3	6.0	100	0.00822			
外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*2	標準流速																												
A	B	(A)	C	D	E	標準流速																												
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m ³ /h)	(m/s)	(m/s)																												
114.3	6.0	100	0.00822																															
注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。																																		
*3：配管の標準流速を超えるが，流量 m ³ /hにおいても，本配管を經由して原子炉圧力容器へ淡水又は海水を供給可能であり圧力損失上問題ない。																																		
$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$ $E = \frac{D}{3600 \cdot C}$																																		

名 称		*1 E11-F026B ～ 低压代替注水系 B 系注入配管合流点
最高使用圧力	MPa	1. 37, 3. 73
最高使用温度	℃	66, 186
外 径	mm	114. 3
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，代替循環冷却系，低压代替注水系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，E11-F026B から低压代替注水系 B 系注入配管合流点を接続する配管であり，重大事故等対処設備としては，復水移送ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器へ注水又は原子炉格納容器内へスプレイするため，及び大容量送水ポンプ(タイプ I)により淡水又は海水を原子炉圧力容器に注水するため，並びに代替循環冷却ポンプによりサプレッションプール水を原子炉圧力容器に注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 1. 37 MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における復水移送ポンプ，大容量送水ポンプ（タイプ I）及び代替循環冷却ポンプの使用圧力を考慮し，1. 37 MPa とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 3. 73 MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における復水移送ポンプ，大容量送水ポンプ（タイプ I）及び代替循環冷却ポンプの使用圧力を上回り，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用圧力と同じ 3. 73 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 66 ℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）及び代替循環冷却ポンプの使用温度を上回り，重大事故等時における復水移送ポンプの使用温度と同じ 66 ℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 186 ℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等時における復水移送ポンプ，大容量送水ポンプ（タイプ I）及び代替循環冷却ポンプの使用温度を上回り，重大事故等時における残留熱除去系熱交換器 (B) の管側の使用温度と同じ 186 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，114. 3 mm とする。</p>		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822			

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

*3：配管の標準流速を超えるが、流量 m³/hにおいても、本配管を經由して原子炉
圧力容器へ淡水又は海水を供給可能であり圧力損失上問題ない。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	原子炉・格納容器下部注水接続口(北) ~ 低压代替注水系注入配管 A 系分岐点						*1
最高使用圧力	MPa	1.37					
最高使用温度	℃	66					
外 径	mm	165.2					
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，低压代替注水系）と兼用。							
【設定根拠】 (概要) 本配管は，原子炉・格納容器下部注水接続口(北)から低压代替注水系注入配管 A 系分岐点を接続する配管であり，重大事故等対処設備としては，大容量送水ポンプ(タイプ I)により，淡水又は海水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部に注水するために設置する。							
1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用圧力 1.2 MPa を上回る 1.37 MPa とする。							
2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用温度を上回り，重大事故等時における復水移送ポンプの使用温度と同じ 66 ℃ とする。							
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，165.2 mm とする。							
外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)	
165.2	7.1	150	0.01791				
注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。							
$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$							
$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$							

名 称	原子炉・格納容器下部注水接続口(東) ~ 低圧代替注水系注入配管合流点 1						*1
最高使用圧力	MPa	1.37					
最高使用温度	℃	66					
外 径	mm	165.2					
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，低圧代替注水系）と兼用。							
【設定根拠】 (概要) 本配管は，原子炉・格納容器下部注水接続口(東)から低圧代替注水系注入配管合流点 1 を接続する配管であり，重大事故等対処設備としては，大容量送水ポンプ(タイプ I)により，淡水又は海水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部に注水するために設置する。							
1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプ I)の使用圧力 1.2 MPa を上回る 1.37 MPa とする。							
2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプ I)の使用温度を上回り，重大事故等時における復水移送ポンプの使用温度と同じ 66 ℃ とする。							
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，165.2 mm とする。							
外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)	
165.2	7.1	150	0.01791				
注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。 $C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$ $E = \frac{D}{3600 \cdot C}$							

名 称	直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点 ～ 直流駆動低圧注水系ポンプ																																
最高使用圧力	MPa	1.37																															
最高使用温度	℃	66																															
外 径	mm	165.2, 114.3																															
—																																	
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点から直流駆動低圧注水系ポンプを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水貯蔵タンクから直流駆動低圧注水系ポンプに淡水又は海水を供給するために設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における復水移送ポンプの使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。 2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ 66 ℃ とする。 3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm, 114.3 mm とする。 																																	
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">外径</th> <th style="width: 10%;">厚さ</th> <th style="width: 10%;">呼び径</th> <th style="width: 10%;">流路面積</th> <th style="width: 10%;">流量</th> <th style="width: 10%;">流速*</th> <th style="width: 10%;">標準流速</th> </tr> <tr> <th style="text-align: center;">A (mm)</th> <th style="text-align: center;">B (mm)</th> <th style="text-align: center;">(A)</th> <th style="text-align: center;">C (m²)</th> <th style="text-align: center;">D (m³/h)</th> <th style="text-align: center;">E (m/s)</th> <th style="text-align: center;">(m/s)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">165.2</td> <td style="text-align: center;">7.1</td> <td style="text-align: center;">150</td> <td style="text-align: center;">0.01791</td> <td style="text-align: center;">82</td> <td style="text-align: center;">1.3</td> <td rowspan="2" style="border: 2px solid black;"></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">114.3</td> <td style="text-align: center;">6.0</td> <td style="text-align: center;">100</td> <td style="text-align: center;">0.00822</td> <td style="text-align: center;">82</td> <td style="text-align: center;">2.8</td> </tr> </tbody> </table>							外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*	標準流速	A (mm)	B (mm)	(A)	C (m ²)	D (m ³ /h)	E (m/s)	(m/s)	165.2	7.1	150	0.01791	82	1.3		114.3	6.0	100	0.00822	82	2.8
外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*	標準流速																											
A (mm)	B (mm)	(A)	C (m ²)	D (m ³ /h)	E (m/s)	(m/s)																											
165.2	7.1	150	0.01791	82	1.3																												
114.3	6.0	100	0.00822	82	2.8																												
<p>注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。</p> $C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$ $E = \frac{D}{3600 \cdot C}$																																	

名	称	直流駆動低圧注水系ポンプ ～ 直流駆動低圧注水系ポンプ吐出配管合流点
最高使用圧力	MPa	1.70, 10.79
最高使用温度	℃	66, 100
外 径	mm	89.1, 165.2

【設定根拠】

(概要)

本配管は、直流駆動低圧注水系ポンプから直流駆動低圧注水系ポンプ吐出配管合流点を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水貯蔵タンクを水源とし、直流駆動低圧注水系ポンプにより淡水又は海水を原子炉圧力容器に注水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 最高使用圧力 1.70 MPa

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における直流駆動低圧注水系ポンプ吐出側の使用圧力と同じ1.70 MPaとする。

1.2 最高使用圧力 10.79 MPa

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ系ポンプの吐出側配管の使用圧力と同じ10.79 MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 最高使用温度 66 ℃

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における直流駆動低圧注水系ポンプの使用温度と同じ66 ℃とする。

2.2 最高使用温度 100 ℃

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ系ポンプの使用温度と同じ100 ℃とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、89.1 mm, 165.2 mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*	標準流速
A	B	(A)	C	D	E	(m/s)
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m ³ /h)	(m/s)	(m/s)
89.1	5.5	80	0.00479	82	4.8	
165.2	7.1	150	0.01791	82	1.3	
165.2	14.3	150	0.01466	82	1.6	

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

VI-1-1-4-3-4-6 代替水源移送系

目 次

VI-1-1-4-3-4-6-1 代替水源移送系 主配管 (常設)

VI-1-1-4-3-4-6-1 設定根拠に関する説明書
(代替水源移送系 主配管 (常設))

名 称	復水貯蔵タンク接続口 ～ 復水貯蔵タンク純水入口配管合流点	
最高使用圧力	MPa	1.37, 静水頭
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2

【設定根拠】

(概要)

本配管は、復水貯蔵タンク接続口から復水貯蔵タンク純水入口配管合流点を接続する配管であり、重大事故等対処設備としては、代替淡水源（淡水貯水槽(No. 1)又は淡水貯水槽(No. 2)）又は海水を水源として、大容量送水ポンプ(タイプ I)により復水貯蔵タンクへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 最高使用圧力 1.37 MPa

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプ I)の使用圧力 1.2 MPa を上回る 1.37 MPa とする。

1.2 最高使用圧力 静水頭

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用圧力と同じ静水頭とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプ I)の使用温度 50 ℃を上回る 66 ℃とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*	標準流速
A	B		C	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m ³ /h)	(m/s)	(m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			

注記 * : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	復水貯蔵タンク純水入口配管合流点 ～ 復水貯蔵タンク	
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2

【設定根拠】

(概要)

本配管は、復水貯蔵タンク純水入口配管合流点から復水貯蔵タンクを接続する配管であり、重大事故等対処設備としては、代替淡水源（淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2)）又は海水を水源として、大容量送水ポンプ（タイプ I）により復水貯蔵タンクへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠
本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用圧力と同じ静水頭とする。
2. 最高使用温度の設定根拠
本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「復水貯蔵タンク接続口～復水貯蔵タンク純水入口配管合流点」の使用温度と同じ 66 ℃とする。
3. 外径の設定根拠
本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			

注記 * : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-3-5 原子炉冷却材補給設備に係る設定根拠に関する説明書

目 次

VI-1-1-4-3-5-1 原子炉隔離時冷却系

VI-1-1-4-3-5-2 補給水系

VI-1-1-4-3-5-1 原子炉隔離時冷却系

目 次

VI-1-1-4-3-5-1-1 原子炉隔離時冷却系ポンプ

VI-1-1-4-3-5-1-2 原子炉隔離時冷却系 主配管

VI-1-1-4-3-5-1-1 設定根拠に関する説明書
(原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系ポンプ)

名 称	原子炉隔離時冷却系ポンプ*	
容 量	m ³ /h/個	□以上 (96.5)
揚 程	m	□以上 (882) / □以上 (186)
最高使用圧力	MPa	(吸込側) 1.37 / (吐出側) 11.77
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	360
個 数	—	1

注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

原子炉隔離時冷却系ポンプは、設計基準対象施設として発電用原子炉停止後、何らかの原因で給水が停止した場合等に原子炉水位を維持するため、発電用原子炉で発生する蒸気の一部を用いたタービン駆動のポンプにより、復水貯蔵タンクの水又はサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器に注入し、水位を維持するために設置する。

また、原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間、炉心を冷却する機能を有する設計とする。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプは、以下の機能を有する。

原子炉隔離時冷却系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉隔離時冷却系ポンプにより、原子炉隔離時冷却系配管等を介して原子炉圧力容器に注水することにより、炉心の著しい損傷を防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量は、給水機能喪失時に崩壊熱による原子炉水蒸発量約□m³/hを上回る冷却材を補給し、原子炉水位を維持できる容量とし、□m³/h/個以上とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプを重大事故等時に使用する場合の容量は、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）において確認されている原子炉への注入量が□m³/hであることから、それを上回る□m³/h/個以上とする。

公称値については□96.5 m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの揚程は、下記を考慮して設定する。

原子炉隔離時冷却系ポンプは、原子炉圧力が約 MPa の時に m³/h の水を補給できるように設計する。

2.1 高圧時*1の揚程 m 以上

高圧時の揚程は、下記を考慮する。

- ① 原子炉圧力容器（高圧時）とサプレッションチェンバの圧力差： MPa (= m)
- ② 静水頭
（原子炉水位高（L-8）とサプレッションチェンバ水位低の標高差）： m
- ③ 配管・機器圧力損失： m

上記より、高圧時の原子炉隔離時冷却系ポンプの揚程は、①～③の合計 m 以上とする。

2.2 低圧時*2の揚程 m 以上

低圧時の揚程は、下記を考慮する。

- ① 原子炉圧力容器（低圧時）とサプレッションチェンバの圧力差： MPa (= m)
- ② 静水頭
（原子炉水位高（L-8）とサプレッションチェンバ水位低の標高差）： m
- ③ 配管・機器圧力損失： m

上記より、低圧時の原子炉隔離時冷却系ポンプの揚程は、①～③の合計 m 以上とする。

注記*1：高圧時の圧力は、主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能の第一段圧力 7.79 MPa の吹出し圧力の を考慮した MPa とする。

*2：低圧時の圧力は、原子炉隔離時冷却系ポンプの性能低下を伴わない運転可能な最低蒸気圧力である MPa とする。

2.3 重大事故等時の揚程 m 以上

原子炉隔離時冷却系ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、下記を考慮して設定する。

- ① 原子炉圧力容器（高圧時）と復水貯蔵タンクの圧力差： MPa (= m)
- ② 静水頭
（原子炉水位高（L-8）と復水貯蔵タンク HPCS 水源切替レベルの標高差）： m
- ③ 配管・機器圧力損失： m

上記より、重大事故等時における原子炉隔離時冷却系ポンプの揚程は、①～③の合計が設計基準対象施設として高圧時に同ポンプを使用する場合の必要揚程 m を下回るため、設計基準対象施設の高圧時と同仕様で設計し、 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高圧時 882 m、低圧時 186 m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 吸込側の最高使用圧力 1.37 MPa

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「E51-F001～原子炉隔離時冷却系ポンプ」の最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吸込側の圧力は、重大

事故等時における主配管「E51-F001～原子炉隔離時冷却系ポンプ」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

3.2 吐出側の最高使用圧力 11.77 MPa

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの最高使用圧力は、下記を考慮して設定する。

- ① 水源圧力（サプレッションチェンバ圧力）： MPa
- ② 静水頭（サプレッションチェンバ水位高とポンプ吸込の標高差）： m (= MPa)
- ③ 締切揚程： MPa

上記より、原子炉隔離時冷却系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、①～③の合計が MPa であることから、オーバースピードを考慮し、11.77 MPa とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出側の圧力は、下記を考慮して設定する。

- ① 水源圧力（復水貯蔵タンク圧力）： MPa
- ② 静水頭
（復水貯蔵タンクオーバーフローレベルとポンプ吸込の標高差）： m (= MPa)
- ③ 重大事故等時の揚程： m (= MPa)

上記より、重大事故等時における原子炉隔離時冷却系ポンプの吐出側の使用圧力は、①～③の合計が MPa であることから、それを上回る 11.77 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの最高使用温度は、復水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ 66 °C とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ 66 °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隔離時冷却系ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

（引用文献：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」）

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで、

- P : 軸動力 (kW)
- P_w : 水動力 (kW)
- ρ : 密度 (kg/m³) = 1000
- g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
- Q : 容量 (m³/s) = 96.5 / 3600
- H : 揚程 (m) = 882

η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{96.5}{3600}\right) \times 882}{\text{ / 100}$$

$$= \text{ kW}$$

上記から，原子炉隔離時冷却系ポンプの原動機出力は，必要軸動力を上回る出力として 360 kW/個とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し，360 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

原子炉隔離時冷却系ポンプ（原動機含む）は，設計基準対象施設として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。

原子炉隔離時冷却系ポンプ（原動機含む）は，設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-3-5-1-2 設定根拠に関する説明書
(原子炉隔離時冷却系 主配管)

名 称		*
		原子炉隔離時冷却系蒸気配管分岐点 ~ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-36)
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	114.3
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高圧代替注水系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は，原子炉隔離時冷却系蒸気配管分岐点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-36) 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原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンに導くために設置する。 重大事故等対処設備としては，原子炉圧力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン及び高圧代替注水系タービンに導くために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの蒸気使用量を基に設定しており，重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの蒸気使用量が設計基準対象施設として使用する場合の蒸気使用量と同等であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，114.3 mm とする。		

名 称		原子炉格納容器配管貫通部 (X-36) ～ 原子炉格納容器外側アンカ	*
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34	
最高使用温度	℃	302, 315	
外 径	mm	114.3	
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高圧代替注水系）と兼用。</p>			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，原子炉格納容器配管貫通部 (X-36) から原子炉格納容器外側アンカ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原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用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原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン及び高圧代替注水系タービンに導くために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの蒸気使用量を基に設定しており，重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの蒸気使用量が設計基準対象施設として使用する場合の蒸気使用量と同等であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，114.3 mm とする。</p>			

名 称		原子炉格納容器外側アンカ ~ 高压代替注水系蒸気入口配管分岐点	*
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34	
最高使用温度	℃	302, 315	
外 径	mm	114.3	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高压代替注水系，原子炉隔離時冷却系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高压代替注水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，原子炉格納容器外側アンカから高压代替注水系蒸気入口配管分岐点を接続する配管であり，設計基準対象施設として，原子炉圧力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンに導くために設置する。 重大事故等対処設備としては，原子炉圧力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン及び高压代替注水系タービンに導くために設置する。 1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ8.62 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ10.34 MPaとする。 2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ315℃とする。 3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの蒸気使用量を基に設定しており，重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの蒸気使用量が設計基準対象施設として使用する場合の蒸気使用量と同等であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，114.3 mmとする。 高压代替注水系との取合部新設配管の外径は，主蒸気系から供給される蒸気は高压となるため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，114.3 mmとする。			

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (t/h)	比容積 E (m ³ /kg)	流速* F (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	11.1	100	0.00666				

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$F = \frac{D \cdot E \cdot 1000}{3600 \cdot C}$$

名 称		*
		高压代替注水系蒸気入口配管分岐点 ~ 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.34
最高使用温度	℃	302, 315
外 径	mm	114.3
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、高压代替注水系蒸気入口配管分岐点から原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉压力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンに導くために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 1.1 最高使用圧力 8.62 MPa, 10.34 MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力と同じ10.34 MPaとする。		
1.2 最高使用圧力 8.62 MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.62 MPaとする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 302 ℃, 315 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302 ℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ315 ℃とする。		
2.2 最高使用温度 302 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302 ℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、302 ℃とする。		

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの蒸気使用量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの蒸気使用量が設計基準対象施設として使用する場合の蒸気使用量と同等であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3 mm とする。

名 称		原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン ～ 原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	0.98	
最高使用温度	℃	184, 200	
外 径	mm	216.3	
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）と兼用。</p> <p>【設定根拠】 (概要) 本配管は、原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンから原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの排気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。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン排気圧高（タービントリップ）設定値 0.294 MPa を上回る圧力とし、0.98 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.98 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 184 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、最高使用圧力の飽和温度以上とし、184 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、184 ℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 184 ℃, 200 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、最高使用圧力の飽和温度以上とし、184 ℃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使用温度と同じ 200 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの蒸気使用量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの蒸気使用量が設計基準対象施設として使用する場合の蒸気使用量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3 mm とする。</p>			

名 称		原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-222)	*
最高使用圧力	MPa	0.98	
最高使用温度	℃	184, 200	
外 径	mm	216.3, 318.5	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高圧代替注水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-222) を接続する配管であり，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉隔離時冷却系タービン及び高圧代替注水系タービンの排気蒸気をサプレッションチェンバに導くために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，主配管「原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン～原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点」の最高使用圧力と同じ 0.98 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，主配管「原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン～原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点」の重大事故等時における使用圧力と同じ 0.98 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，主配管「原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン～原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点」の最高使用温度と同じ 184 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，主配管「原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン～原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点」の重大事故等時における使用温度と同じ 200 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの蒸気使用量を基に設定しており，重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの蒸気使用量が設計基準対象施設として使用する場合の蒸気使用量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，216.3 mm，318.5 mm とする。 高圧代替注水系との取合部新設配管の外径は，自由膨張蒸気となるため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，216.3 mm とする。			

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (t/h)	比容積 E (m ³ /kg)	流速* F (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138				

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$F = \frac{D \cdot E \cdot 1000}{3600 \cdot C}$$

名 称		原子炉格納容器配管貫通部(X-222) ～ 原子炉隔離時冷却系スパージャ	*
最高使用圧力	MPa	0.98	
最高使用温度	℃	184, 200	
外 径	mm	318.5, 355.6	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高圧代替注水系）と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，原子炉格納容器配管貫通部(X-222)から原子炉隔離時冷却系スパージャを接続する配管であり，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉隔離時冷却系タービン及び高圧代替注水系タービンの排気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>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，主配管「原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-222)」の最高使用圧力と同じ0.98 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，主配管「原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-222)」の重大事故等時における使用圧力と同じ0.98 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，主配管「原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-222)」の最高使用温度と同じ184℃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，主配管「原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-222)」の重大事故等時における使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの蒸気使用量を基に設定しており，重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの蒸気使用量が設計基準対象施設として使用する場合の蒸気使用量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，318.5 mm，355.6 mmとする。</p>			

名	称	E51-F001 ～ 原子炉隔離時冷却系ポンプ	*
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	66	
外 径	mm	165.2	
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）と兼用。</p>			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、E51-F001 から原子炉隔離時冷却系ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉隔離時冷却系ポンプへ復水貯蔵タンクの貯蔵水又はサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p>			
<p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、系統配管洗浄時に補給水系の圧力が加わることを考慮して、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37 MPa とする。</p>			
<p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、復水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ 66 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ 66 ℃ とする。</p>			
<p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2 mm とする。</p>			

名 称		原子炉隔離時冷却系ポンプ ~ 原子炉隔離時冷却系注入配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	11.77, 8.62	
最高使用温度	℃	66, 302	
外 径	mm	114.3	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、原子炉隔離時冷却系ポンプから原子炉隔離時冷却系注入配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としては、サプレッションプール又は復水貯蔵タンクを水源として、高圧代替注水系タービンポンプより原子炉圧力容器へ送水するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 1.1 最高使用圧力 11.77 MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉隔離時冷却系ポンプの吐出側の最高使用圧力と同じ11.77 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉隔離時冷却系ポンプの吐出側の使用圧力と同じ11.77 MPaとする。			
1.2 最高使用圧力 8.62 MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉隔離時冷却系ポンプの吐出圧力から配管圧損等を考慮し、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ8.62 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.62 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 66 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉隔離時冷却系ポンプの最高使用温度と同じ66 ℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉隔離時冷却系ポンプの使用温度と同じ66 ℃とする。			
2.2 最高使用温度 302 ℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ302 ℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉隔離時冷却系ポンプの重大事故等時における使用温度66 ℃を上回る302 ℃とする。			

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3 mm とする。

VI-1-1-4-3-5-2 補給水系

目 次

- VI-1-1-4-3-5-2-1 復水移送ポンプ
- VI-1-1-4-3-5-2-2 復水貯蔵タンク
- VI-1-1-4-3-5-2-3 補給水系 主配管

VI-1-1-4-3-5-2-1 設定根拠に関する説明書
(補給水系 復水移送ポンプ)

名 称	復水移送ポンプ*	
容 量	m ³ /h/個	□以上, □以上, □以上, □以上, □以上, □以上 (100)
揚 程	m	□以上, □以上, □以上, □以上, □以上, □以上 (85)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	45
個 数	—	3

注記* : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

復水移送ポンプは、設計基準対象施設として復水貯蔵タンクに貯蔵されている復水を各使用システム先へ供給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システム施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準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。

システム構成は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系配管等を介して、原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

システム構成は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプより、補給水系配管等を介して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、設計基準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に原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、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の濃度を低下させるため、並びに炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系配管等を介して、原子炉格納容器内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、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。

またスプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を經由し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（低圧代替注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合に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、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系配管を介して、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。

1. 容量の設定根拠

1.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの容量は、施設時と系統構成を含めて変わらないため、連続使用負荷と間欠使用負荷を考慮した復水移送ポンプ1個当たりの復水流量である 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 100 m³/h/個とする。

1.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

1.2.1 低圧代替注水系として使用する場合の容量 m³/h/個以上

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請添付書類十）のうち、事故シーケンスグループ（全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））及び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復水移送ポンプ1個で最大 m³/h のため、 m³/h/個以上とする。

1.2.2 低圧代替注水系として使用する場合の容量 m³/h/個以上

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請添付書類十）のうち、事故シーケンスグループ（高圧・低圧注水機能喪失、LOCA 時注水機能喪失）において有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ2個で最大 m³/h のため、1個当たり m³/h 以上とする。

1.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として使用する場合の容量 m³/h/個以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請添付書類十）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）及び高圧溶融物放出/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容量が復水移送ポンプ2個で m³/h のため、1個当たり m³/h 以上とする。

1.2.4 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の容量 m³/h/個以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、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）及び高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）において、原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達時）から原子炉圧力容器破損までの間にドライウェル床面から 0.02 m の高さまで水張り可能な注水流量として、1個当たり m³/h 以上とする。

1.2.5 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の容量 m³/h/個以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、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）及び高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）において溶融炉心冷却時には、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量として、1個当たり m³/h 以上とする。

2. 揚程の設定根拠

2.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭（ポンプ自動トリップレベルと復水使用設備の標高差）： m
- ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より設計基準対象施設として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m を上回る m 以上とする。

公称値については 85 m とする。

2.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

2.2.1 低圧代替注水系として復水移送ポンプ1個で原子炉圧力容器へ m³/h 注水する場合の揚程 m 以上

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

- ① 水源と注水先の圧力差： m
 ② 静水頭： m
 ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m以上とする。

2.2.2 低圧代替注水系として復水移送ポンプ2個で原子炉圧力容器へ m³/h 注水する場合の揚程 m以上

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

- ① 水源と注水先の圧力差： m
 ② 静水頭： m
 ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m以上とする。

2.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として復水移送ポンプ2個で原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 m以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

- ① 水源と注水先の圧力差： m
 ② 静水頭： m
 ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m以上とする。

2.2.4 原子炉格納容器下部注水系として原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達時に復水移送ポンプ1個で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 m以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より、重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m 以上とする。

2.2.5 原子炉格納容器下部注水系として復水移送ポンプ 1 個で熔融炉心を冷却する場合の揚程 m 以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より、重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m 以上とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は、下記を考慮して決定する。

- ① 静水頭（復水貯蔵タンクオーバーフロー水位と本系統最下端の標高差）： m (= MPa)
- ② 締切揚程： m (= MPa)

上記より、復水移送ポンプの最高使用圧力は、①と②の合計 MPa を上回る 1.37 MPa とする。

3.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

3.2.1 低圧代替注水系として使用する場合の最高使用圧力 1.37 MPa

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの使用方法、水源が設計基準対象施設の使用方法、水源と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37 MPa とする。

3.2.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として使用する場合の最高使用圧力 1.37 MPa

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの使用方法、水源が設計基準対象施設の使用方法、水源と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37 MPa とする。

3.2.3 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の最高使用圧力 1.37 MPa

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの使用圧力、水源が設計基準対象施設の使用圧力、水源と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

4.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用温度は、復水貯蔵タンクの最高使用温度に合わせて 66 °C とする。

4.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

4.2.1 低圧代替注水系として使用する場合の最高使用温度 66 °C

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの温度が設計基準対象施設の温度と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66 °C とする。

4.2.2 原子炉格納容器代替スプレィ冷却系として使用する場合の最高使用温度 66 °C

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの温度が設計基準対象施設の温度と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66 °C とする。

4.2.3 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の最高使用温度 66 °C

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの温度が設計基準対象施設の温度と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66 °C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

5.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \times 100$$

(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」)

$$P = \frac{10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H}{\eta / 100}$$

ここで、

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 100/3600

H : 揚程 (m) = 85
 η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{100}{3600}\right) \times 85}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記より、設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力は必要軸動力 kW を上回る 45 kW/個とする。

5.2 重大事故等対処設備

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、重大事故等時の容量及び揚程が最も高くなる低圧代替注水系において使用する場合の軸動力を基に設定する。

$$P_w = 10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \times 100$$

(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」)

$$P = \frac{10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H}{\eta / 100}$$

ここで、

P : 軸動力 (kW)
 P_w : 水動力 (kW)
 ρ : 密度 (kg/m³) = 1000
 g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
 Q : 容量 (m³/s) = / 3600
 H : 揚程 (m) =
 η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{\text{}{3600}\right) \times \text{}}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

以上より、重大事故等対処設備として使用する場合の原動機出力は必要軸動力 kW を上回る値として、設計基準対象施設と同仕様で設計し、45 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

復水移送ポンプ (原動機含む) は、設計基準対象施設として復水貯蔵タンクに貯蔵されている復水を各使用系統へ供給するために必要な個数である 3 個を設置し、内 1 個を常時運転とする。

復水移送ポンプ (原動機含む) は、設計基準対象施設として 3 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-3-5-2-2 設定根拠に関する説明書
(補給水系 復水貯蔵タンク)

名	称	復水貯蔵タンク*
容	量	m ³ /個
		 (3000)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
個	数	—
		1
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，高圧代替注水系，低圧代替注水系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 復水貯蔵タンクは，設計基準対象施設として，原子炉隔離時における高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系へ供給する非常用水，プラント起動停止時及び通常運転時における各使用系統へ供給する常用水を貯蔵するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に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）として使用する復水貯蔵タンクは，以下の機能を有する。 復水貯蔵タンクは，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発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は，高圧炉心スプレイ系ポンプにより復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。 重大事故等時に非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系）として使用する復水貯蔵タンクは，以下の機能を有する。 復水貯蔵タンクは，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発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は，高圧代替注水系タービンポンプにより復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。 重大事故等時に非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）として使用する復水貯蔵タンクは，以下の機能を有する。 復水貯蔵タンクは，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発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は，原子炉隔離時冷却系ポンプにより復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。 		

重大事故等時に非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として使用する復水貯蔵タンクは、以下の機能を有する。

復水貯蔵タンクは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源として、直流駆動低圧注水系ポンプ及び復水移送ポンプにより原子炉圧力容器へ注水することにより、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する復水貯蔵タンクは、以下の機能を有する。

復水貯蔵タンクは、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、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源として、復水移送ポンプにより原子炉格納容器下部へ注水することにより、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として使用する復水貯蔵タンクは、以下の機能を有する。

復水貯蔵タンクは、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炉心の著しい損傷を防止するために設置する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は、復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水をドライウェル内にスプレイすることにより、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する復水貯蔵タンクは、以下の機能を有する。

復水貯蔵タンクは、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、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源として、高圧代替注水系タービンポンプにより原子炉圧力容器へ注水することにより、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として以下の機能を有する。

復水貯蔵タンクは、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、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源として、復水移送ポンプにより原子炉圧力容器へ注水す

ることにより、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する復水貯蔵タンクの必要容量は、非常用水源（高圧炉心スプレイ系あるいは原子炉隔離時冷却系）に必要な水量 m³ を上回り、補給水系の復水移送ポンプ停止レベル以上である m³/個以上とする。

復水貯蔵タンクを重大事故等時において高圧炉心スプレイ系ポンプ、高圧代替注水系タービンポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び復水移送ポンプ（低圧代替注水系、原子炉格納容器下部注水系、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）による炉心注入等の水源として使用する場合の容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）で想定する事故シナリオグループのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」において7日間で約3800 m³が確認されている。当該使用量は設計基準対象施設として使用する復水貯蔵タンクの実容量を上回るが、復水貯蔵タンクが枯渇（事象発生約10時間後）する前に、淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへ水の移送を行うことにより、復水貯蔵タンクが枯渇することはない。

以上により、復水貯蔵タンクを重大事故等時に使用する場合の容量は設計基準対象施設として使用する場合の容量と同じ m³/個以上とする。

公称値については、要求される容量 m³/個を上回る3000 m³/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復水貯蔵タンクの最高使用圧力は、復水貯蔵タンクが開放型の容器であることから静水頭とする。

復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、復水貯蔵タンクが開放型の容器であることから、設計基準対象施設と同仕様で設計し、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する復水貯蔵タンクの最高使用温度は、運転温度を上回る66℃とする。

復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、水源における淡水及び海水の温度が常温程度であるため、常温を上回る66℃とする。

4. 個数

復水貯蔵タンクは、設計基準対象施設として、原子炉隔離時における高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系へ供給する非常用水、プラント起動停止時及び通常運転時における各使用系統へ供給する常用水を貯蔵するために必要な個数である1個設置する。

復水貯蔵タンクは、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。

VI-1-1-4-3-5-2-3 設定根拠に関する説明書
(補給水系 主配管)

名	称	復水貯蔵タンク ～ E22-F014	*
最高使用圧力	MPa	静水頭	
最高使用温度	℃	66	
外	径	mm	406.4
<p>注記* : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，高圧代替注水系，低圧代替注水系）と兼用。</p>			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，復水貯蔵タンクから E22-F014 を接続する配管であり，設計基準対象施設として，復水貯蔵タンクの復水を高圧炉心スプレイ系ポンプおよび原子炉隔離時冷却系ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては，高圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系，原子炉格納容器下部注水系及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に復水貯蔵タンクの復水等を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，復水貯蔵タンクの最高使用圧力と同じ静水頭とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用圧力と同じ静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，復水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ 66 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ 66 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプの定格点Ⅱの流量と原子炉隔離時冷却系ポンプの定格流量との合計値を基に設定しており，重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプと原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた基準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，406.4 mm とする。</p>			

名 称		*
		補給水系配管合流点 ～ 復水移送ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2, 216.3, 267.4
<p>注記* : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低圧代替注水系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は，補給水系配管合流点から復水移送ポンプを接続する配管であり，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として，復水貯蔵タンクの復水等を復水移送ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水移送ポンプの使用圧力と同じ1.37 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，復水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する復水移送ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する復水移送ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた基準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，165.2 mm，216.3 mm，267.4 mmとする。</p>		

名 称		復水移送ポンプ ～ 低圧代替注水系注入配管分岐点	*
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	66	
外 径	mm	114.3, 165.2, 216.3, 267.4	
注記* : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）及び原子炉格納施設の うち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部 注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低圧代替注水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は，復水移送ポンプから低圧代替注水系注入配管分岐点を接続する配管であり，設計基準対象施設として復水貯蔵タンクの復水を復水移送ポンプにより各建屋内および付帯設備等に設置される機器，タンク，配管および弁類に供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては，復水移送ポンプにより，低圧代替注水系，原子炉格納容器下部注水系及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に復水貯蔵タンクの復水等を供給するために設置する。 1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は，復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は，重大事故等時における復水移送ポンプの使用圧力と同じ1.37 MPaとする。 2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は，復水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ66℃とする。 3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する復水移送ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する復水移送ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた基準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，165.2 mm，267.4 mm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，水源から淡水又は海水を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，114.3 mm，216.3 mmとする。			

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822			
216.3	8.2	200	0.03138			

注記 * : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)^2}{1000} \right\}$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-3-6 原子炉補機冷却設備に係る設定根拠に関する説明書

目 次

- VI-1-1-4-3-6-1 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）
- VI-1-1-4-3-6-2 高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）
- VI-1-1-4-3-6-3 原子炉補機代替冷却水系

VI-1-1-4-3-6-1 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）

目 次

- VI-1-1-4-3-6-1-1 原子炉補機冷却水系熱交換器
- VI-1-1-4-3-6-1-2 原子炉補機冷却水ポンプ
- VI-1-1-4-3-6-1-3 原子炉補機冷却海水ポンプ
- VI-1-1-4-3-6-1-4 原子炉補機冷却水サージタンク
- VI-1-1-4-3-6-1-5 原子炉補機冷却海水系ストレーナ
- VI-1-1-4-3-6-1-6 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。） 主配管（常設）

VI-1-1-4-3-6-1-1 設定根拠に関する説明書
(原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)
原子炉補機冷却水系熱交換器)

名 称		原子炉補機冷却水系熱交換器
容量 (設計熱交換量)	MW/個	<input type="text"/> 以上 (17.3)
最高使用圧力	MPa	管側 0.78/胴側 1.18
最高使用温度	℃	管側 50/胴側 70
伝 熱 面 積	m ² /個	<input type="text"/>
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 原子炉補機冷却水系熱交換器は、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、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 (原子炉補機冷却水系) として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器は、以下の機能を有する。 原子炉補機冷却水系熱交換器は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。 系統構成は、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ通水するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。 原子炉補機冷却水系熱交換器は、設計基準対象施設が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 (炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。) を防止するために設置する。 系統構成は、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ通水するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。 原子炉補機冷却水系熱交換器は、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、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。 		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

系統構成は、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ通水するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器は、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、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ通水するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器は、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、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、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ通水するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンク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水系熱交換器の容量は、原子炉補機冷却水系の各モード・機能における熱交換器の必要伝熱面積が最大となるモードの容量とする。

したがって、原子炉補機冷却水系熱交換器を使用する通常運転モード、停止時冷却モード、高温待機時モード、原子炉冷却材喪失事故時モード、定期検査時モードにおいて必要伝熱面積が最大となる原子炉冷却材喪失事故時モードの設計熱交換量である MW/個以上とする。

表 1-1 原子炉補機冷却水系熱交換器に対する必要伝熱面積

運転モード	原子炉冷却材喪失事故時モード
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"/>
被冷却水出口温度 (°C)	<input type="text"/>
冷却水流量 (kg/h)	1.94×10 ⁶
冷却水温度 (°C)	26
必要伝熱面積 (m ² /個)	<input type="text"/>

原子炉補機冷却水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は、重大事故等時も °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、 MW/個以上とする。

公称値については、 17.3 MW/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 管側の最高使用圧力 0.78 MPa

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器の管側の最高使用圧力は、主配管「原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)～原子炉補機冷却水系熱交換器(A)」、「原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)～原子炉補機冷却水系熱交換器(B)」、「原子炉補機冷却海水系ストレーナ(C)～原子炉補機冷却水系熱交換器(C)」及び「原子炉補機冷却海水系ストレーナ(D)～原子炉補機冷却水系熱交換器(D)」の最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。

原子炉補機冷却水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使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.78 MPaとする。

2.2 胴側の最高使用圧力 1.18 MPa

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器の胴側の最高使用圧力は、主配管「原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)～原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C)」及び「原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D)～原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D)」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。

原子炉補機冷却水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、1.18 MPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 管側の最高使用温度 50 ℃

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器の管側の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系の各モードのうち、原子炉補機冷却水系熱交換器の海水出口温度が最大となる高温待機時モードの海水出口温度約34.5 ℃を上回る50 ℃とする。

原子炉補機冷却水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、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、50 ℃とする。

3.2 胴側の最高使用温度 70 ℃

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器の胴側の最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)～原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C)」及び「原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D)～原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D)」の最高使用温度と同じ70 ℃とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の胴側の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、70 ℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系熱交換器の伝熱面積は、原子炉冷却材喪失事故時モードの設計熱交換量17.3 MW/個を満足するために必要な伝熱面積 m²/個を上回る m²/個以上とする。

原子炉補機冷却水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、設計基準対象施設として使用する場合の伝熱面積を下回るため、 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

原子炉補機冷却水系熱交換器は、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等に冷却水を供給するために必要な個数として各系列に2個とし、合計4個設置する。

重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水系熱交換器は、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。

VI-1-1-4-3-6-1-2 設定根拠に関する説明書
(原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)
原子炉補機冷却水ポンプ)

名 称		原子炉補機冷却水ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	<input type="text" value=""/>	以上 (1400)
揚 程	m	<input type="text" value=""/>	以上 (44)
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
原 動 機 出 力	kW/個	235	
個 数	—	4	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

原子炉補機冷却水ポンプは、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等の原子炉補機へ冷却水を供給するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系）として使用する原子炉補機冷却水ポンプは、以下の機能を有する。

原子炉補機冷却水ポンプは、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発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

系統構成は、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ通水するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却水ポンプは、設計基準対象施設が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するために設置する。

系統構成は、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ通水するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却水ポンプは、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、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、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ通水するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却水ポンプは、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、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ通水するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却水ポンプは、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、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、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ通水するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンク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水ポンプの容量は、最大必要冷却水量となる通常運転モード(ポンプ1台運転)における必要冷却水量 m³/h/個を上回る m³/h/個以上とする。

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容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m³/h/個以上とする。

公称値については、 1400 m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプの揚程は、下記を考慮する。

① 配管・機器圧力損失： m

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仕様で設計し、 m 以上とする。

公称値については、 44 m 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、下記を考慮する。

- ① 静水頭 : m (= MPa)
 ② 縮切揚程 : m (= MPa)

上記より、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力は、①～②の合計 MPa を上回る 1.18 MPa 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圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.18 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水ポンプの最高使用温度は、原子炉補機冷却水系機器の冷却水出口の最高温度約 69.7 °C を上回る 70 °C 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同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、70 °C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

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原動機出力は、下記の式を用いて、容量およ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：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで、

- P : 軸動力 (kW)
 P_w : 水動力 (kW)
 ρ : 密度 (kg/m³) = 1000
 g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
 Q : 容量 (m³/s) = 1400/3600
 H : 揚程 (m) = 44
 η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{1400}{3600}\right) \times 44}{\text{} / 100}$$

$$= \text{} \text{ kW}$$

上記から、原子炉補機冷却水ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として 235 kW/個とする。

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原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、235 kW/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残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等に冷却水を供給するために必要な個数として各系列に2個とし、合計4個設置する。

重大事故等時に使用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。

VI-1-1-4-3-6-1-3 設定根拠に関する説明書
(原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)
原子炉補機冷却海水ポンプ)

名 称		原子炉補機冷却海水ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	□以上 (1900)	
揚 程	m	□以上 (47)	
最高使用圧力	MPa	0.78	
最高使用温度	℃	50	
原 動 機 出 力	kW/個	420	
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 原子炉補機冷却海水ポンプは、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水系熱交換器に冷却水（海水）を供給するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系）として使用する原子炉補機冷却海水ポンプは、以下の機能を有する。 原子炉補機冷却海水ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。 系統構成は、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ通水するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。 原子炉補機冷却海水ポンプは、設計基準対象施設が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するために設置する。 系統構成は、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ通水するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。 原子炉補機冷却海水ポンプは、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、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。 			

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

系統構成は、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ通水するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却海水ポンプは、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、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ通水するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却海水ポンプは、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、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、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ通水するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンク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海水ポンプの容量は、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉補機冷却水系熱交換器の必要冷却水量が m³/h であるため、 m³/h/個以上とする。

原子炉補機冷却海水ポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m³/h/個以上とする。

公称値については、 1900 m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水ポンプの揚程は、下記を考慮する。

- ① 静水頭（取水と放水の水頭差）： m
- ② 配管・機器圧力損失： m

原子炉補機冷却海水ポンプの揚程は、①～②の合計 m を上回る m 以上とする。

原子炉補機冷却海水ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m 以上とする。

公称値については、 47 m 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海水ポンプの最高使用圧力は、下記を考慮する。

① 静水頭 : m (= MPa)

② 縮切揚程 : m (= MPa)

上記より，原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力は，①～②の合計 MPa を上回る 0.78 MPa とする。

原子炉補機冷却海水ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し，0.78 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用温度は，設計海水温度 26 °C を上回る 50 °C とする。

原子炉補機冷却海水ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し，50 °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冷却海水ポンプの原動機出力は，下記の式を用いて，容量およ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：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで，

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1025

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 1900/3600

H : 揚程 (m) = 47

η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1025 \times 9.80665 \times \left(\frac{1900}{3600}\right) \times 47}{\text{} / 100}$$

$$= \text{} \text{ kW}$$

上記から，原子炉補機冷却海水ポンプの原動機出力は，必要軸動力を上回る出力として 420 kW/個とする。

原子炉補機冷却海水ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し，420 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

原子炉補機冷却海水ポンプ（原動機含む）は、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水系熱交換器に冷却水（海水）を供給するために必要な個数として各系列に2個とし、合計4個設置する。

重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプ（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。

VI-1-1-4-3-6-1-4 設定根拠に関する説明書
(原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)
原子炉補機冷却水サージタンク)

名 称	原子炉補機冷却水サージタンク*	
容 量	m ³ /個	□以上 (14.0)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	70
個 数	—	2

注記*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。

【設定根拠】

（概要）

・設計基準対象施設

原子炉補機冷却水サージタンクは、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（原子炉補機冷却水系）として使用する原子炉補機冷却水サージタンクは、以下の機能を有する。

原子炉補機冷却水サージタンクは、設計基準対象施設が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において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、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ通水するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）として使用する原子炉補機冷却水サージタンクは、以下の機能を有する。

原子炉補機冷却水サージタンクは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

系統構成は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機冷却水サージタンクにより系統内の水張り及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）の押込圧力を確保するとともに、大容量送水ポンプ（タイプI）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却水サージタンクは、設計基準対象施設が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機冷却水サージタンクにより系統内の水張り及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）の押込圧力を確保するとともに、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却水サージタンクは、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機冷却水サージタンクにより系統内の水張り及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）の押込圧力を確保するとともに、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却水サージタンクは、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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機冷却水サージタンクにより系統内の水張り及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）の押込圧力を確保するとともに、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却水サージタンクは、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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機冷却水サージタンクにより系統内の水張り及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）の押込圧力を確保するとともに、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却水系サージタンクは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、使用済燃料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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機冷却水サージタンクにより系統内の水張り及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）の押込圧力を確保するとともに、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、燃料プール冷却浄化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。

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サージタンクの容量は、温度変化に伴う体積膨張分の吸収及び系外への漏えい冷却水等を考慮し、m³/個以上とする。

原子炉補機冷却水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、温度変化に伴う体積膨張分の吸収及び原子炉補機代替熱交換器ユニット接続時の系統内の水張等を考慮し、m³/個以上とする。

公称値については、要求される容量を上回る 14.0 m³/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原子炉補機冷却水サージタンクの最高使用圧力は、原子炉補機冷却水サージタンクが開放型タンクであることから、静水頭とする。

原子炉補機冷却水サージタンクを重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉補機冷却水サージタンクが開放型タンクであることから、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水サージタンクの最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却水サージタンク (A)～原子炉補機冷却水サージタンク (A) 出口配管合流点」及び「原子炉補機冷却水サージタンク (B)～原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点」の最高使用温度と同じ 70 °C とする。

原子炉補機冷却水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、主配管「原子炉補機冷却水サージタンク (A)～原子炉補機冷却水サージタンク (A) 出口配管合流点」及び「原子炉補機冷却水サージタンク (B)～原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点」の重大事故等時における使用温度と同じ 70 °C とする。

4. 個数の設定根拠

原子炉補機冷却水サージタンクは、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等に必要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冷却水サージタンクは、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。

VI-1-1-4-3-6-1-5 設定根拠に関する説明書
(原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)
原子炉補機冷却海水系ストレナ)

名	称	原子炉補機冷却海水系ストレーナ
容	量	m ³ /h/個 以上 (1900)
最	高	使用
圧	力	MPa
0.78		
最	高	使用
温	度	°C
50		
個	数	—
4		

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

原子炉補機冷却海水系ストレーナは、設計基準対象施設として海水に含まれる異物を除去することによって、下流に設置されている原子炉補機冷却水系熱交換器の性能低下を防止する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原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系）として使用する原子炉補機冷却海水系ストレーナは、以下の機能を有する。

原子炉補機冷却海水系ストレーナは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

系統構成は、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ原子炉補機冷却海水系ストレーナを経由して通水するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却海水系ストレーナは、設計基準対象施設が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するために設置する。

系統構成は、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ原子炉補機冷却海水系ストレーナを経由して通水するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却海水系ストレーナは、設計基準対象施設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、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、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ原子炉補機冷却海水ストレーナを経由して通水するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却海水系ストレーナは、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、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ原子炉補機冷却海水ストレーナを経由して通水するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機冷却海水系ストレーナは、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、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、原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を原子炉補機冷却水系熱交換器へ原子炉補機冷却海水ストレーナを経由して通水するとともに、原子炉補機冷却水ポンプにより原子炉補機冷却水系熱交換器にて熱交換した原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器、燃料プール冷却浄化系熱交換器、非常用ディーゼル発電設備等へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンク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海水系ストレーナの容量は、原子炉補機冷却海水ポンプの容量と同じ m³/h/個以上とする。

原子炉補機冷却海水系ストレーナを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m³/h/個以上とする。

公称値については、 1900 m³/h/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原子炉補機冷却海水系ストレーナの最高使用圧力は、主配管「原子炉補機冷却海水ポンプ(A)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)」、「原子炉補機冷却海水ポンプ(B)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)」、「原子炉補機冷却海水ポンプ(C)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(C)」及び「原子炉補機冷却海水ポンプ(D)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(D)」の最高使用圧力と同じ 0.78 MPa とする。

原子炉補機冷却海水系ストレーナを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.78 MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却海水系ストレーナの最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却海水ポンプ(A)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)」、「原子炉補機冷却海水ポンプ(B)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)」、「原子炉補機冷却海水ポンプ(C)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(C)」及び「原子炉補機冷却海水ポンプ(D)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(D)」の最高使用温度と同じ 50℃とする。

原子炉補機冷却海水系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、50℃とする。

4. 個数の設定根拠

原子炉補機冷却海水系ストレーナは、設計基準対象施設として下流に設置されている原子炉補機冷却水系熱交換器の性能低下を防止するために必要な個数として1系列に2個とし、合計4個設置する。

重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水系ストレーナは、設計基準対象施設として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。

VI-1-1-4-3-6-1-6 設定根拠に関する説明書
(原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)
主配管(常設))

名 称	原子炉補機冷却水サージタンク (A) ~ 原子炉補機冷却水サージタンク (A) 出口配管合流点		*
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
外 径	mm	318.5	
注記*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、原子炉補機冷却水サージタンク (A) から原子炉補機冷却水サージタンク (A) 出口配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉補機冷却水サージタンク (A) の冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (A), (C) へ送水するために設置する。 重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水サージタンク (A) の冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (A), (C) 及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (ポンプ) へ送水するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「残留熱除去系熱交換器 (A) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (A) 出口配管合流点」の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器 (A) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (A) 出口配管合流点」の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器 (A) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (A) 出口配管合流点」の最高使用温度と同じ 70 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器 (A) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (A) 出口配管合流点」の使用温度と同じ 70 ℃ 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、原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (ポンプ) に冷却水を供給するための配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、318.5 mm とする。			

名	称	原子炉補機冷却水サージタンク(A)出口配管合流点 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(A),(C)
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外	径	mm 457.2, 609.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水サージタンク(A)出口配管合流点から原子炉補機冷却水ポンプ(A),(C)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却水サージタンク(A)並びに残留熱除去系熱交換器(A)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)及び非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A),(C)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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「残留熱除去系熱交換器(A)出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク(A)出口配管合流点」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(A)出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク(A)出口配管合流点」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器(A)出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク(A)出口配管合流点」の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(A)出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク(A)出口配管合流点」の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ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、457.2 mm, 609.6 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C)
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外	径	406.4, 457.2, 609.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)から原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)により冷却水を原子炉補機冷却水系熱交換(A), (C)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用温度と同じ70℃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補機冷却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 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4 mm, 457.2 mm, 609.6 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C) ～ 残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外	径	mm 406.4, 457.2, 508.0, 609.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C)から残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)により冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器の胴側の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器の胴側の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器の胴側の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器の胴側の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4 mm, 457.2 mm, 508.0 mm, 609.6 mmとする。</p>		

名	称	残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点 ~ 残留熱除去系熱交換器(A)	*
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
外 径	mm	216.3, 355.6, 406.4	
注記*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点から残留熱除去系熱交換器(A)を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉補機原子炉補機冷却水ポンプ(A),(C)により冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)へ送水するために設置する。 重大事故等対処設備においては、原子炉補機冷却水系ポンプ(A),(C)及び原子炉補機代替冷却水系ユニット(ポンプ)からの冷却水を残留熱除去系熱交換器(A)へ送水するために設置する。 1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)～残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)～残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点」及び原子炉補機代替冷却水系主配管「原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(残留熱除去系供給)(北)～残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。 2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)～残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点」の最高使用温度と同じ70℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)～残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点」及び原子炉補機代替冷却水系主配管「原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(残留熱除去系供給)(北)～残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点」の使用温度と同じ70℃とする。 3. 外径の設定根拠 3.1 外径 355.6 mm, 406.4 mm 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中で容量が最大となる原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6 mm, 406.4 mmとする。			

3. 2 外径 216.3 mm

原子炉補機代替冷却水系との取合部新設配管の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の容量を基に設定しており、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、216.3 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			

注記*1：流量は保守的に切り上げており、分岐前の流量と合計値が一致しない。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名	称	残留熱除去系熱交換器(A) ~ 残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管分岐点	*
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
外 径	mm	165.2, 216.3, 355.6, 406.4	
注記*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、残留熱除去系熱交換器(A)から残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管分岐点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、残留熱除去系熱交換器(A)にて熱交換した冷却水を原子炉補機原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C) に送水するために設置する。 重大事故等対処設備においては、残留熱除去系熱交換器(A)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水系ポンプ(A), (C) 及び原子炉補機代替冷却水系ユニット（ポンプ）へ送水するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)」の最高使用温度と同じ70℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)」の使用温度と同じ70℃とする。			
3. 外径の設定根拠 3.1 外径 355.6 mm, 406.4 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ポンプの中で容量が最大となる原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6 mm, 406.4 mmとする。			

3. 2 外径 165.2 mm, 216.3 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原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の容量を基に設定しており、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、165.2 mm, 216.3 mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			
216.3	8.2	200	0.03138			

注記*1：流量は保守的に切り上げており、分岐前の流量と合計値が一致しない。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管分岐点 ~ 原子炉補機冷却水サージタンク(A) 出口配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
外 径	mm	406.4, 508.0, 609.6	
注記*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管分岐点から原子炉補機冷却水サージタンク(A) 出口配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、残留熱除去系熱交換器(A)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A)，(C)に送水するために設置する。 重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(A)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水系ポンプ(A)，(C)及び原子炉補機代替冷却水系ユニット(ポンプ)に送水するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管分岐点」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管分岐点」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管分岐点」の最高使用温度と同じ70℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管分岐点」の使用温度と同じ70℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプの中で容量が最大となる原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4 mm, 508.0 mm, 609.6 mmとする。			

名 称	原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C) 出口配管分岐点 2 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A) 機関付空気冷却器	
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	139.8, 216.3, 318.5, 508.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C) 出口配管分岐点 2 から非常用ディーゼル発電設備(A) 機関付空気冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C) により冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A) 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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C)～残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管合流点」の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C)～残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管合流点」の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C)～残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管合流点」の最高使用温度と同じ 70 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C)～残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管合流点」の使用温度と同じ 70 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>3. 1 外径 139.8 mm, 216.3 mm, 318.5 mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ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、139.8 mm, 216.3 mm, 318.5 mm とする。</p> <p>3. 2 外径 508.0 mm</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、原子炉補機冷却水ポンプ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、508.0 mm とする。</p>		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
508.0	9.5	500	0.18781			

注記*1：流量は保守的に切り上げており，分岐前の流量と合計値が一致しない。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名	称	非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外	径	mm 139.8, 216.3
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器から非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(C)により冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A)、(C)出口配管分岐点2～非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A)、(C)出口配管分岐点2～非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A)、(C)出口配管分岐点2～非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器」の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A)、(C)出口配管分岐点2～非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器」の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ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、139.8 mm, 216.3 mmとする。</p>		

名	称	非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外	径	mm
		216.3
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器から非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却水ポンプ(A)、(C)により冷却水を非常用ディーゼル発電設備(A)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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器～非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器～非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器～非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器」の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器～非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器」の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3 mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)入口配管合流点 2
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 318.5, 508.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要) 本配管は、非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器から原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)入口配管合流点 2 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、非常用ディーゼル発電設備(A)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器～非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器」の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器～非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器」の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器～非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器」の最高使用温度と同じ 70 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器～非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器」の使用温度と同じ 70 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>3. 1 外径 216.3 mm, 318.5 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原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3 mm, 318.5 mm とする。</p> <p>3. 2 外径 508.0 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、原子炉補機冷却水ポンプ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、508.0 mm とする。</p>		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
508.0	9.5	500	0.18781			

注記*1：流量は保守的に切り上げており，分岐前の流量と合計値が一致しない。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点 ~ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)	*
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
外 径	mm	165.2, 216.3	
注記*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点から燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(C)により冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)へ送水するために設置する。 重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水ポンプ(A),(C)及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)により冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器へ送水するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)出口配管分岐点3～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)出口配管分岐点3～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点」及び原子炉補機代替冷却水系主配管「原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(燃料プール冷却浄化系供給)(北)～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)出口配管分岐点3～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点」の最高使用温度と同じ70℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)出口配管分岐点3～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点」及び原子炉補機代替冷却水系主配管「原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(燃料プール冷却浄化系供給)(北)～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点」の使用温度と同じ70℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の容量を基に設定しており、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、165.2 mm, 216.3 mmとする。			

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			
216.3	8.2	200	0.03138			

注記*1：流量は保守的に切り上げており、分岐前の流量と合計値が一致しない。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) ~ 原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C) 入口配管合流点 1		*
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
外 径	mm	165.2, 216.3	
注記*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)から原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)入口配管合流点1を接続する配管であり、設計基準対象施設として、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)へ送水するために設置する。 重大事故等対処設備としては、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)へ送水するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)」の最高使用温度と同じ70℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)」の使用温度と同じ70℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の容量を基に設定しており、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、165.2 mm, 216.3 mmとする。			

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			
216.3	8.2	200	0.03138			

注記*1：流量は保守的に切り上げており、分岐前の流量と合計値が一致しない。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称	原子炉補機冷却水サージタンク (B) ~ 原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点		*
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
外 径	mm	318.5	
注記*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、原子炉補機冷却水サージタンク (B) から原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水サージタンク (B) の冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (B), (D) へ送水するために設置する。 重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水サージタンク (B) の冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (B), (D) 及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (ポンプ) へ送水するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「残留熱除去系熱交換器 (B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点」の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器 (B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点」の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器 (B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点」の最高使用温度と同じ 70 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器 (B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点」の使用温度と同じ 70 ℃ 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、原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (ポンプ) に冷却水を供給するための配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、318.5 mm とする。			

名 称	原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ (D)	
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	457.2, 609.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点から原子炉補機冷却水ポンプ (D) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却水サージタンク (B) の冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ (D) 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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「残留熱除去系熱交換器 (B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点」の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器 (B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点」の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器 (B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点」の最高使用温度と同じ 70 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器 (B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク (B) 出口配管合流点」の使用温度と同じ 70 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ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、457.2 mm, 609.6 mm とする。</p>		

名 称		原子炉補機冷却水ポンプ(B) 入口配管分岐点 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(B)
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	457.2
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(B) 入口配管分岐点から原子炉補機冷却水ポンプ(B) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却水サージタンク(B)の冷却水並びに残留熱除去系熱交換器(B)、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)及び非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク(B) 出口配管合流点」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク(B) 出口配管合流点」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク(B) 出口配管合流点」の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク(B) 出口配管合流点」の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ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、457.2 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D)
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外	径	mm 406.4, 457.2, 609.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D)から原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D)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、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D)により冷却水を原子炉補機冷却水系熱交換(B), (D)へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水ポンプの最高使用温度と同じ70℃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補機冷却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 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、406.4 mm, 457.2 mm, 609.6 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D) ～ 残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外	径	216.3, 355.6, 457.2, 508.0, 609.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D)から残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D)により冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器の胴側の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器の胴側の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器の胴側の最高使用温度と同じ70℃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補機冷却水系熱交換器の胴側の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>3.1 外径 355.6 mm, 457.2 mm, 508.0 mm, 609.6 mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6 mm, 457.2 mm, 508.0 mm, 609.6 mmとする。</p> <p>3.2 外径 216.3 mm,</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、原子炉補機冷却水ポンプ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、216.3 mmとする。</p>		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			

注記*1：流量は保守的に切り上げており，分岐前の流量と合計値が一致しない。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点 ~ 残留熱除去系熱交換器(B)	*
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
外 径	mm	216.3, 355.6	
注記*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点から残留熱除去系熱交換器(B)を接続する配管であり、設計基準対象施設としては、原子炉補機冷却水ポンプ(B),(D)により冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)へ送水するために設置する。 重大事故等対処設備としては、原子炉補機冷却水系ポンプ(B),(D)及び原子炉補機代替冷却水系ユニット(ポンプ)からの冷却水を残留熱除去系熱交換器(B)へ供給送水するために設置する。 1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D)～残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点」の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D)～残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点」及び原子炉補機代替冷却水系主配管「原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(残留熱除去系供給)(西)～残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点」の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。 2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D)～残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点」の最高使用温度と同じ 70 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D)～残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点」及び原子炉補機代替冷却水系主配管「原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(残留熱除去系供給)(西)～残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点」の使用温度と同じ 70 ℃ とする。 3. 外径の設定根拠 3.1 外径 355.6 mm 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中で容量が最大となる原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6 mm とする。			

3. 2 外径 216.3 mm

原子炉補機代替冷却水系との取合部新設配管の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の容量を基に設定しており、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、216.3 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			

注記*1：流量は保守的に切り上げており、分岐前の流量と合計値が一致しない。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		*
		残留熱除去系熱交換器(B) ~ 残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 267.4, 355.6, 457.2
注記*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、残留熱除去系熱交換器(B)から残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点を接続する配管であり、設計基準対象施設としては、残留熱除去系熱交換器(B)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D) に送水するために設置する。 重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(B)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水系ポンプ(B), (D) 及び原子炉補機代替冷却水系ユニット(ポンプ)へ送水するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(B)」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(B)」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(B)」の最高使用温度と同じ70℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(B)」の使用温度と同じ70℃とする。		
3. 外径の設定根拠 3.1 外径 355.6 mm, 457.2 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ポンプの中で容量が最大となる原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6 mm, 457.2 mmとする。		

3. 2 外径 216.3 mm, 267.4 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原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の容量を基に設定しており、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、216.3 mm, 267.4 mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			
267.4	9.3	250	0.04862			

注記*1：流量は保守的に切り上げており、分岐前の流量と合計値が一致しない。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点 ~ 原子炉補機冷却水サージタンク(B) 出口配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
外 径	mm	216.3, 457.2, 508.0, 609.6	
注記*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点から原子炉補機冷却水サージタンク(B) 出口配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設としては、残留熱除去系熱交換器(B)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(D) に送水するために設置する。 重大事故等対処設備としては、残留熱除去系熱交換器(B)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水系ポンプ(B)、(D)及び原子炉補機代替冷却水系ユニット(ポンプ)に送水するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点」の最高使用温度と同じ70℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点」の使用温度と同じ70℃とする。			
3. 外径の設定根拠 3.1 外径 457.2 mm, 508.0 mm, 609.6 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ポンプの中で容量が最大となる原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ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、457.2 mm, 508.0 mm, 609.6 mmとする。			
3.2 外径 216.3 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、原子炉補機冷却水ポンプ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、216.3 mmとする。			

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			

注記*1：流量は保守的に切り上げており，分岐前の流量と合計値が一致しない。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D) 出口配管分岐点 2 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B) 機関付空気冷却器	
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	139.8, 216.3
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D) 出口配管分岐点 2 から非常用ディーゼル発電設備(B) 機関付空気冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D) により冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B) 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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D)～残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管合流点」の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D)～残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管合流点」の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D)～残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管合流点」の最高使用温度と同じ 70 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D)～残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管合流点」の使用温度と同じ 70 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ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、139.8 mm, 216.3 mm とする。</p>		

名	称	非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外	径	mm
		139.8, 216.3
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器から非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却水ポンプ(B),(D)により冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D)出口配管分岐点2～非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D)出口配管分岐点2～非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D)出口配管分岐点2～非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器」の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D)出口配管分岐点2～非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器」の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ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、139.8 mm, 216.3 mmとする。</p>		

名	称	非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外	径	mm
		216.3
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器から非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(D)により冷却水を非常用ディーゼル発電設備(B)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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器～非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器～非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器～非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器」の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器～非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器」の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3 mmとする。</p>		

名 称		非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D)入口配管合流点 2
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器から原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D)入口配管合流点 2 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、非常用ディーゼル発電設備(B)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D)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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器～非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器」の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器～非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器」の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器～非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器」の最高使用温度と同じ 70 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器～非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器」の使用温度と同じ 70 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3 mm とする。</p>		

名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点 ~ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)	*
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
外 径	mm	165.2, 267.4	
注記*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点から燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉補機冷却水ポンプ(B)、(D)により冷却水を燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)へ送水するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B)、(D)出口配管分岐点3～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点」の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B)、(D)出口配管分岐点3～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点」及び原子炉補機代替冷却水系主配管「原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(燃料プール冷却浄化系供給)(西)～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B)、(D)出口配管分岐点3～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点」の最高使用温度と同じ70℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「原子炉補機冷却水系熱交換器(B)、(D)出口配管分岐点3～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点」及び原子炉補機代替冷却水系主配管「原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(燃料プール冷却浄化系供給)(西)～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点」の使用温度と同じ70℃とする。			
3. 外径の設定根拠 3.1 外径 267.4 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原子炉補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4 mmとする。			

3. 2 外径 165.2 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原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の容量を基に設定しており、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、165.2 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			

注記*1：流量は保守的に切り上げており、分岐前の流量と合計値が一致しない。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) ~ 原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D) 入口配管合流点 1	*
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
外 径	mm	165.2, 267.4	
注記*：原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却水系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)から原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D) 入口配管合流点 1 を接続する配管であり、設計基準対象施設として、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D)へ送水するために設置する。 重大事故等対処設備としては、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)にて熱交換した冷却水を原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D)及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)へ送水するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)」の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)」の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)」の最高使用温度と同じ 70 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)」の使用温度と同じ 70 ℃ とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の容量を基に設定しており、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、165.2 mm, 267.4 mm とする。			

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			
267.4	9.3	250	0.04862			

注記*1：流量は保守的に切り上げており、分岐前の流量と合計値が一致しない。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名	称	原子炉補機冷却海水ポンプ(A) ～ 原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外	径	mm
		508.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却海水ポンプ(A)から原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ(A)により海水を原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却海水ポンプの使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却海水ポンプの使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本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補機冷却海水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器(A)
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外	径	mm
		508.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)から原子炉補機冷却水系熱交換器(A)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ(A)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(A)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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却海水系ストレーナの最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却海水系ストレーナの使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却海水系ストレーナの最高使用温度と同じ50℃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補機冷却海水系ストレーナの使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却水系熱交換器(A) ～ 放水槽
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外	径	mm
		508.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器(A)から放水槽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、原子炉補機冷却海水ポンプ(A)により原子炉補機冷却水系熱交換器(A)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>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器の管側の最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器の管側の使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器の管側の最高使用温度と同じ50℃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補機冷却水系熱交換器の管側の使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却海水ポンプ(C) ～ 原子炉補機冷却海水系ストレーナ(C)
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外	径	mm
		508.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却海水ポンプ(C)から原子炉補機冷却海水系ストレーナ(C)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ(C)により海水を原子炉補機冷却海水系ストレーナ(C)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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却海水ポンプの使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却海水ポンプの使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本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補機冷却海水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却海水系ストレーナ(C) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器(C)
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外	径	mm
		508.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却海水系ストレーナ(C)から原子炉補機冷却水系熱交換器(C)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ(C)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(C)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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却海水系ストレーナの最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却海水系ストレーナの使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却海水系ストレーナの最高使用温度と同じ50℃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補機冷却海水系ストレーナの使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却水系熱交換器(C) ～ 放水槽
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外	径	mm
		508.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器(C)から放水槽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、原子炉補機冷却海水ポンプ(C)により原子炉補機冷却水系熱交換器(C)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>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器の管側の最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器の管側の使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器の管側の最高使用温度と同じ50℃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補機冷却水系熱交換器の管側の使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却海水ポンプ(A) 出口配管分岐点 ～ 原子炉補機冷却海水ポンプ(C) 出口配管合流点
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外	径	mm
		508.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却海水ポンプ(A) 出口配管分岐点から原子炉補機冷却海水ポンプ(C) 出口配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ(A), (C)により海水を原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A), (C)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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「原子炉補機冷却海水ポンプ(A)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)」の最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「原子炉補機冷却海水ポンプ(A)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)」の使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却海水ポンプ(A)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)」の最高使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「原子炉補機冷却海水ポンプ(A)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)」の使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本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補機冷却海水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却海水ポンプ(B) ～ 原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外	径	mm
		508.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却海水ポンプ(B)から原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ(B)により海水を原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却海水ポンプの使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却海水ポンプの使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本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補機冷却海水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器(B)
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外	径	mm
		508.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)から原子炉補機冷却水系熱交換器(B)を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ(B)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(B)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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却海水系ストレーナの最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却海水系ストレーナの使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却海水系ストレーナの最高使用温度と同じ50℃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補機冷却海水系ストレーナの使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却水系熱交換器(B) ～ 放水槽
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外	径	mm
		508.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器(B)から放水槽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、原子炉補機冷却海水ポンプ(B)により原子炉補機冷却水系熱交換器(B)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>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器の管側の最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器の管側の使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器の管側の最高使用温度と同じ50℃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補機冷却水系熱交換器の管側の使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却海水ポンプ(D) ～ 原子炉補機冷却海水系ストレーナ(D)
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外	径	mm
		508.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却海水ポンプ(D)から原子炉補機冷却海水系ストレーナ(D)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、原子炉補機冷却海水ポンプ(D)により海水を原子炉補機冷却海水系ストレーナ(D)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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却海水ポンプの使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機冷却海水ポンプの使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本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補機冷却海水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却海水系ストレーナ(D) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器(D)
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外	径	mm
		508.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却海水系ストレーナ(D)から原子炉補機冷却水系熱交換器(D)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、原子炉補機冷却海水ポンプ(D)により海水を原子炉補機冷却水系熱交換器(D)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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却海水系ストレーナの最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却海水系ストレーナの使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却海水系ストレーナの最高使用温度と同じ50℃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補機冷却海水系ストレーナの使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却水系熱交換器(D) ～ 放水槽
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外	径	mm
		508.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却水系熱交換器(D)から放水槽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、原子炉補機冷却海水ポンプ(D)により原子炉補機冷却水系熱交換器(D)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>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系熱交換器の管側の最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系熱交換器の管側の使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉補機冷却水系熱交換器の管側の最高使用温度と同じ50℃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補機冷却水系熱交換器の管側の使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mmとする。</p>		

名	称	原子炉補機冷却海水ポンプ(B) 出口配管分岐点 ～ 原子炉補機冷却海水ポンプ(D) 出口配管合流点
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外	径	mm
		508.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉補機冷却海水ポンプ(B) 出口配管分岐点から原子炉補機冷却海水ポンプ(B) 出口配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ(B), (D)により海水を原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B), (D)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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「原子炉補機冷却海水ポンプ(B)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)」の最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉補機冷却海水ポンプ(B)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)」の使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「原子炉補機冷却海水ポンプ(B)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)」の最高使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「原子炉補機冷却海水ポンプ(B)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)」の使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉補機冷却海水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0 mmとする。</p>		

VI-1-1-4-3-6-2 高圧炉心スプレイ補機冷却水系
(高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。)

目 次

- VI-1-1-4-3-6-2-1 高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器
- VI-1-1-4-3-6-2-2 高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ
- VI-1-1-4-3-6-2-3 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ
- VI-1-1-4-3-6-2-4 高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク
- VI-1-1-4-3-6-2-5 高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ
- VI-1-1-4-3-6-2-6 高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）
主配管（常設）

VI-1-1-4-3-6-2-1 設定根拠に関する説明書
(高圧炉心スプレイ補機冷却水系(高圧炉心スプレイ補機冷却海水系
を含む。) 高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器)

名 称	高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器	
容量 (設計熱交換量)	MW/個	<input type="text"/> 以上 (2.67)
最高使用圧力	MPa	管側 0.78 / 胴側 1.18
最高使用温度	℃	管側 50 / 胴側 70
伝 熱 面 積	m ² /個	<input type="text"/>
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系機器及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の運転で発生する熱を冷却除去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 (高圧炉心スプレイ補機冷却水系) として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器は、以下の機能を有する。

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、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプにより海水を高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器へ通水するとともに、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水系熱交換器にて熱交換した冷却水を高圧炉心スプレイ系機器及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンク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高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の容量は、必要伝熱面積が最大となる原子炉冷却材喪失事故時モード及び原子炉隔離時モードの熱交換量 MW/個を上回る MW/個以上とする。

表 1-1 高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器に対する必要伝熱面積

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)	2.38 × 10 ⁵
被冷却水出口温度 (℃)	<input type="text"/>
冷却水流量 (kg/h)	2.55 × 10 ⁵
冷却水温度 (℃)	26
必要伝熱面積 (m ²)	<input type="text"/>

高圧炉心スプレイ補機冷却水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は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 MW/個以上とする。

公称値については、 2.67 MW/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 管側の最高使用圧力 0.78 MPa

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系熱交換器の管側の最高使用圧力は、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。

高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の管側の使用圧力は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの使用圧力と同じ0.78 MPaとする。

2.2 胴側の最高使用圧力 1.18 MPa

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水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と同じ1.18 MPaとする。

高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の胴側の使用圧力は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.18 MPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 管側の最高使用温度 50 °C

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系熱交換器の管側の最高使用温度は、設計海水温度26 °Cにおいて、最大熱負荷（原子炉冷却材喪失事故時モード及び原子炉隔離時モード）を考慮した高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の海水出口最高温度約°Cを上回る50 °Cとする。

高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の管側の使用温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、50 °Cとする。

3.2 胴側の最高使用温度 70 °C

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水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ポンプの最高使用温度と同じ70 °Cとする。

高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器を重大事故等時において使用する場合の胴側の使用温度は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70 °Cとする。

4. 伝熱面積の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の伝熱面積は、設計熱交換量2.67 MW/個を満足するために必要な伝熱面積m²/個を上回るm²/個以上とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却水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、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計しm²/個以上とする。

公称値については、要求される伝熱面積であるm²/個を上回る177 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系機器及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の運転で発生する熱を冷却除去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。

VI-1-1-4-3-6-2-2 設定根拠に関する説明書
(高圧炉心スプレイ補機冷却水系(高圧炉心スプレイ補機冷却海水系
を含む。) 高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ)

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(35)
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
原 動 機 出 力	kW/個	40
個 数	—	1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプは、高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器、高圧炉心スプレイ系機器及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備へ冷却水を供給するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（高圧炉心スプレイ補機冷却水系）として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプは、以下の機能を有する。

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプは、設計基準対象施設が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において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、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプにより海水を高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器へ通水するとともに、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水系熱交換器にて熱交換した冷却水を高圧炉心スプレイ系機器及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備へ送水することにより、各負荷で発生した熱を最終ヒートシンク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高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの容量は、高圧炉心スプレイ系機器及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の必要冷却水流量□ m³/hを上回る□ m³/h/個以上とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプを重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□ m³/h/個以上とする。

公称値については、□ 240 m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの揚程は、下記を考慮する。

① 配管・機器圧力損失：□ m

上記より、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仕様で設計し、 m 以上とする。

公称値については、 35 m 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、下記を考慮する。

- ① 静水頭（高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンクオーバーフロー水位と系統内最下端の標高差）： m (MPa)
- ② 締切揚程： m (MPa)

上記より、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの最高使用圧力は、①～②の合計 MPa を上回る 1.18 MPa 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圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.18 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの最高使用温度は、高圧炉心スプレイ系機器及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の冷却水出口の最高温度約 47.5 °C を上回る、70 °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の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、70 °C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

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、下記の式を用いて、容量およ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：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002)「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで、

- P : 軸動力 (kW)
- P_w : 水動力 (kW)
- ρ : 密度 (kg/m³) = 1000
- g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
- Q : 容量 (m³/s) = 240/3600
- H : 揚程 (m) = 35
- η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{240}{3600}\right) \times 35}{74/100}$$

$$= \boxed{} \text{ kW}$$

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、必要軸動力を上回る出力として 40 kW/個とする。

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原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、40kW/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は、設計基準対象施設として冷却水を高圧炉心スプレイ系機器及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備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は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-6-2-3 設定根拠に関する説明書
(高圧炉心スプレイ補機冷却水系(高圧炉心スプレイ補機冷却海水系
を含む。) 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ)

名 称		高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ
容 量	m ³ /h/個	<input type="text"/> 以上 (250)
揚 程	m	<input type="text"/> 以上 (47)
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
原 動 機 出 力	kW/個	60
個 数	—	1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ポンプは、高圧炉心スプレイ系機器及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の運転で発生する熱を冷却除去するために設置される高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器に冷却水（海水）を供給するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（高圧炉心スプレイ補機冷却水系）として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、以下の機能を有する。

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、設計基準対象施設が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において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、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプにより海水を高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器へ通水するとともに、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプにより高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器にて熱交換した冷却水を高圧炉心スプレイ系機器及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備へ送水することにより、各負荷で発生した熱を最終ヒートシンク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高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの容量は、高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器に供給する海水流量が最大となる事故時の容量を基に設定する。

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海水ポンプの容量は、施設時と系統構成を含めて変わらないため、事故時における海水ポンプの海水流量である m³/h/個と同じ容量として、 m³/h/個以上とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m³/h/個以上とする。

公称値については、 250 m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの揚程は、下記を考慮する。

- ① 静水頭（取水と放水の水頭差）： m
- ② 配管・機器圧力損失： m

上記より、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの揚程は、①～②の合計 m を上回る m 以上とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 m 以上とする。

公称値については、 47 m 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海水ポンプの最高使用圧力は、下記を考慮する。

- ① 静水頭差（取水と系統内最下端の水頭差）： m (MPa)
- ② 締切揚程： m (MPa)

上記より、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの最高使用圧力は、①～②の合計値 MPa を上回る 0.78 MPa とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.78 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの最高使用温度は、設計海水温度 26 °C を上回る、50 °C とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、50 °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海水ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量およ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：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」）

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで、

- P : 軸動力 (kW)
- P_w : 水動力 (kW)
- ρ : 密度 (kg/m^3) = 1025
- g : 重力加速度 (m/s^2) = 9.80665
- Q : 容量 (m^3/s) = 250/3600
- H : 揚程 (m) = 47
- η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{250}{3600}\right) \times 47}{\text{ / 100}$$

$$= \text{ kW}$$

上記から、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの原動機出力は、必要軸動力 49.7kW/個を上回る出力として 60 kW/個とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、60 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、設計基準対象施設として高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器に冷却水（海水）を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海水ポンプは、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-3-6-2-4 設定根拠に関する説明書
(高圧炉心スプレイ補機冷却水系(高圧炉心スプレイ補機冷却海水系
を含む。) 高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク)

名 称	高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク	
容 量	m ³ /個	<input type="text"/> 以上(2.0)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	70
個 数	—	1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンクは、設計基準対象施設として高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備及び高圧炉心スプレイ系機器へ冷却水を供給するための水源として設置する。

・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（高圧炉心スプレイ補機冷却水系）として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンクは、以下の機能を有する。

高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンクは、設計基準対象施設が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において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、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプにより海水を高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器へ通水するとともに、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水系熱交換器にて熱交換した冷却水を高圧炉心スプレイ系機器及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンク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高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンクの容量は、下記を考慮する。

- ① 冷却水の温度変化による水の膨張量： m³
- ② 原子炉安全停止までの30日間の系統漏えい量： m³
- ③ ①②の合計： m³

上記から、高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンクの容量は m³/個以上とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却水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/個以上とする。

公称値については要求される容量を上回る2.0 m³/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水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水系サージタンクが大気開放であることから静水頭とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却水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で設計し、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水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系熱交換器の胴側の最高使用温度と同じ70℃とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタン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高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の胴側の使用温度と同じ70℃とする。

4. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンクは、設計基準対象施設として高圧炉心スプレイ系補機冷却水の温度変化に伴う膨張を吸収するために必要な個数として1個設置する。

高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンクは、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。

VI-1-1-4-3-6-2-5 設定根拠に関する説明書
(高圧炉心スプレイ補機冷却水系(高圧炉心スプレイ補機冷却海水系
を含む。) 高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ)

名 称	高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ	
容 量	m ³ /h/個	<input type="text"/> 以上 (250)
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
個 数	—	2

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナは、設計基準対象施設として海水に含まれる異物を除去することによって、下流に設置されている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原子炉補機冷却設備（高圧炉心スプレイ補機冷却水系）として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナは、以下の機能を有する。

高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナは、設計基準対象施設が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において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必要な高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器に冷却水（海水）を供給するために設置する。

系統構成は、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプにより海水を高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器へ高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナを経由して通水するとともに、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水系熱交換器にて熱交換した冷却水を高圧炉心スプレイ系機器及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備へ送水することにより各負荷で発生した熱を最終ヒートシンク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高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナの容量は、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの容量と同じ m³/h/個以上とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却海水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仕様で設計し、 m³/h/個以上とする。

公称値については、 250 m³/h/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海水系ストレーナの最高使用圧力は、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの最高使用圧力と同じ 0.78 MPa とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却海水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仕様で設計し、0.78 MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナの最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの最高使用温度と同じ 50 °C とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、50 °C とする。

4. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナは、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である 1 個を設置するほか、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 1 個を加え、合計 2 個設置する。

重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナは、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。

VI-1-1-4-3-6-2-6 設定根拠に関する説明書
(高圧炉心スプレイ補機冷却水系(高圧炉心スプレイ補機冷却海水系
を含む。) 主配管(常設))

名 称		高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク出口配管合流点
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	114.3, 165.2
—		
<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水サージタンクから高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク出口配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としては、高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系ポンプへ冷却水を送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の胴側の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の胴側の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の胴側の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の胴側の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3 mm, 165.2 mmとする。</p>		

名	称	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備清水冷却器 ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外	径	mm 165.2, 216.3
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備清水冷却器から高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としては、高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系ポンプへ冷却水を送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の胴側の最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の胴側の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の胴側の最高使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の胴側の使用温度と同じ70℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2 mm, 216.3 mmとする。</p>		

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水系熱交換器
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	165.2, 216.3

【設定根拠】

(概要)

本配管は、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水熱交換器を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプにより冷却水を高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器へ送水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの最高使用圧力と同じ1.18 MPaとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの使用圧力と同じ1.18 MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの最高使用温度と同じ70℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3 mmとする。

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプとの取合配管の外径は、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプから供給される水は低圧水であるため、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、165.2 mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*	標準流速
A	B		C	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m ³ /h)	(m/s)	(m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	240	3.7	

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器 ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 発電機軸受潤滑油冷却器, 潤滑油冷却器, 機関付空気冷却器
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	60.5, 114.3, 139.8, 165.2, 216.3
—		
<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水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発電機軸受潤滑油冷却器, 潤滑油冷却器, 機関付空気冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としては、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備及び高圧炉心スプレイ系機器へ冷却水を送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の胴側の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の胴側の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の胴側の最高使用温度と同じ 70 ℃ とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の胴側の使用温度と同じ 70 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ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、60.5 mm, 114.3 mm, 139.8 mm, 165.2 mm, 216.3 mm とする。</p>		

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, 潤滑油冷却器, 発電機軸受潤滑油冷却器 ~ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備清水冷却器
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	60.5, 114.3, 139.8, 165.2
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、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, 潤滑油冷却器, 発電機軸受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清水冷却器を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としては、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備及び高圧炉心スプレイ系機器へ冷却水を送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の胴側の最高使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の胴側の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の胴側の最高使用温度と同じ 70 ℃ とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の胴側の使用温度と同じ 70 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5 mm, 114.3 mm, 139.8 mm, 165.2 mm とする。</p>		

名 称		高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外 径	mm	216.3
—		
<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海水ポンプから高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としては、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプにて取水した冷却水（海水）を高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器に送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの最高使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3 mmとする。</p>		

名 称		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ ～ 高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外 径	mm	216.3
—		
<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海水系ストレーナから高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としては、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプにて取水した海水を高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器に送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの最高使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は、同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3 mmとする。</p>		

名	称	高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器 ～ 放水槽
最高使用圧力	MPa	0.78
最高使用温度	℃	50
外	径	mm 216.3
—		
<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水系熱交換器から放水槽を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としては、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプにより高圧炉心スプレイ補機冷却水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>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の管側の最高使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の管側の使用圧力と同じ0.78 MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の管側の最高使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の管側の使用温度と同じ50℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、216.3 mmとする。</p>		

VI-1-1-4-3-6-3 原子炉補機代替冷却水系

目 次

- VI-1-1-4-3-6-3-1 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）
- VI-1-1-4-3-6-3-2 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）
- VI-1-1-4-3-6-3-3 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ストレーナ）
- VI-1-1-4-3-6-3-4 原子炉補機代替冷却水系 主配管（常設）
- VI-1-1-4-3-6-3-5 原子炉補機代替冷却水系 主配管（可搬型）

VI-1-1-4-3-6-3-1 設定根拠に関する説明書
(原子炉補機代替冷却水系 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット
(熱交換器))

名 称	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）	
容量（設計熱交換量）	MW/台	□以上（□）
最高使用圧力	MPa	淡水側 1.18／海水側 1.20
最高使用温度	℃	淡水側 70／ 海水側 50
伝 熱 面 積	m ² /台	□以上（□）
個 数	—	6（予備 3）
車 両 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水系）として使用する原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）は、以下の機能を有する。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

系統構成は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）は、設計基準対象施設が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（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。

系統構成は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（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、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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）は、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、使用済燃料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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、燃料プール冷却浄化系熱交換器等で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット 1 台に設置される熱交換器 3 個の合計の容量は、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系を運転する場合として、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残留熱除去系等の機器で発生した熱を除去可能な容量を基に設定しており、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている容量が 18.3 MW であるため MW/台以上とする。

公称値については、要求される容量と同じ MW/台とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側の最高使用圧力 1.18MPa

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）を重大事故等時において使用する場合の淡水側の圧力は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）の最高使用圧力と同じ 1.18MPa とする。

2.2 海水側の最高使用圧力 1.20MPa

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）を重大事故等時において使用する場合の海水側の圧力は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力と同じ 1.20MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側の最高使用温度 70℃

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）を重大事故等時において使用する
場合の淡水側の温度は、接続先である原子炉補機冷却水系の最高使用温度と同じ70℃とする。

3.2 海水側の最高使用温度 50℃

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）を重大事故等時において使用する
場合の海水側の温度は、海水出口温度約46℃を上回る50℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）を重大事故等時において使用する場
合の伝熱面積は、要求される容量 MW を満足するために必要な伝熱面積 m²/台以上とす
る。

公称値については、要求される伝熱面積と同じ m²/台とする。

5. 個数の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（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3個を車両毎に設
置する。

6. 車両個数の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットの車両台数は、重大事故等対処設備としての炉心
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として1台を2セットの
合計2台に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台とし、分散し
て保管する。

VI-1-1-4-3-6-3-2 設定根拠に関する説明書
(原子炉補機代替冷却水系 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット
(ポンプ))

名 称	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (ポンプ)	
容 量	m ³ /h/個	<input type="text"/> 以上 (<input type="text"/>)
揚 程	m	<input type="text"/> 以上 (<input type="text"/>)
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	°C	70
原 動 機 出 力	kW/個	<input type="text"/>
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水系) として使用する原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (ポンプ) は、以下の機能を有する。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (ポンプ) は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

系統構成は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、淡水ポンプにて循環運転を行うとともに、大容量送水ポンプ (タイプ I) により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (ポンプ) は、設計基準対象施設が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 (炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。) を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、淡水ポンプにて循環運転を行うとともに、大容量送水ポンプ (タイプ I) により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、淡水ポンプにて循環運転を行うとともに、大容量送水ポンプ (タイプ I) により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、淡水ポンプにて循環運転を行うとともに、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、淡水ポンプにて循環運転を行うとともに、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）は、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、使用済燃料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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、淡水ポンプにて循環運転を行うとともに、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、燃料プール冷却浄化系熱交換器等で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）を重大事故等時において使用する場合の容量は、最大必要冷却水量となる原子炉補機冷却水熱交換器ユニットを原子炉建屋北側付近で使用する場合の残留熱除去系熱交換器（A）、燃料プール冷却浄化系熱交換器（A）、補機等に必要の冷却水を同時に供給できる容量とする。

- ① 残留熱除去系熱交換器（A） : 約 m³/h
- ② 燃料プール冷却浄化系熱交換器（A） : 約 m³/h
- ③ 補機等 : 約 m³/h
 - ・ 残留熱除去系ポンプ（A）メカシール冷却器
 - ・ 残留熱除去系ポンプ（A）モータ軸受冷却器
 - ・ 燃料プール冷却浄化系ポンプ（A）軸受冷却器
 - ・ その他換気空調系
- ④ 合計 : m³/h

上記より、原子炉補機冷却水熱交換器ユニット（ポンプ）の容量は、 m³/h/個を上回る 730m³/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 m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）を重大事故等時において使用する場合の揚程は、下記を考慮する。

- ① 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット内圧力損失： m
- ② ホース等の圧力損失： m
- ③ 配管・機器圧力損失： m
- ④ 合計： m

上記より、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）を重大事故等時において使用する場合の揚程は、 m を上回る m 以上とする。

公称値については、要求される揚程と同じ m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）を重大事故等時において使用する場合の圧力は、接続先である原子炉補機冷却水系の最高使用圧力と同じ 1.18MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）を重大事故等時において使用する場合の温度は、接続先である原子炉補機冷却水系の最高使用温度と同じ 70℃ とする。

5. 原動機出力の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）を重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮し決定する。

$$P_w = 10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \times 100$$

（引用文献：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」）

$$P = \frac{10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H}{\eta / 100}$$

ここで、

- P : 軸動力 (kW)
- P_w : 水動力 (kW)
- ρ : 密度 (kg/m³) = 1000
- g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
- Q : 容量 (m³/s) = / 3600
- H : 揚程 (m) =
- η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{\text{}{3600}\right) \times \text{}}{\text{} / 100} = 198.9 \text{ kW}$$

上記より、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（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必要軸動力を上回る出力として kW/個 とする。

6. 個数の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）は、重大事故等対処設備とし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必要な個数である 2 個，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 1 個の合計 3 個設置する。

VI-1-1-4-3-6-3-3 設定根拠に関する説明書
(原子炉補機代替冷却水系 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット
(ストレーナ))

名 称	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ストレーナ）	
容 量	m ³ /h/個	□以上（□）
最高使用圧力	MPa	1.20
最高使用温度	℃	50
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水系）として使用する原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ストレーナ）は、以下の機能を有する。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（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、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

系統構成は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、淡水ポンプにて循環運転を行うとともに、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットへストレーナを経由し海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ストレーナ）は、設計基準対象施設が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、淡水ポンプにて循環運転を行うとともに、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットへストレーナを経由し海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ストレーナ）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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、淡水ポンプにて循環運転を行うとともに、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットへストレーナを経由し海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ストレーナ）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、淡水ポンプにて循環運転を行うとともに、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットへストレーナを経由し海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（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、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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、淡水ポンプにて循環運転を行うとともに、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットへストレーナを経由し海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ストレーナ）は、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、使用済燃料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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、淡水ポンプにて循環運転を行うとともに、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットへストレーナを経由し海水を送水することで、燃料プール冷却浄化系熱交換器等で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（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、 m³/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 m³/h/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（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、大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力と同じ 1.20MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（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、大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用温度と同じ 50℃ とする。

4. 個数の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（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、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 1 個の合計 3 個設置する。

VI-1-1-4-3-6-3-4 設定根拠に関する説明書
(原子炉補機代替冷却水系 主配管(常設))

名 称		原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口 (残留熱除去系供給) (北) ～ 残留熱除去系熱交換器 (A) 入口配管合流点
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3

【設定根拠】

(概要)

本配管は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(残留熱除去系供給)(北)から残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器等に冷却水を送水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の使用温度と同じ70℃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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)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、216.3 mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			

注記*1：流量は保守的に切り上げている。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(屋内) (残留熱除去系供給) ～ 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(屋内) (残留熱除去系供給)合流点
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3
—		

【設定根拠】

(概要)

本配管は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(屋内)(残留熱除去系供給)から原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(屋内)(残留熱除去系供給)を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器等に冷却水を送水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の使用温度と同じ70℃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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)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、216.3 mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			

注記*1：流量は保守的に切り上げている。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管分岐点 ～ 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口 (残留熱除去系戻り)(北)	
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3

【設定根拠】

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管分岐点から原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(残留熱除去系戻り)(北)を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器等に通水した冷却水を原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに送水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系主配管「残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管分岐点」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系主配管「残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管分岐点」の使用温度と同じ70℃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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)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、216.3 mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			

注記*1：流量は保守的に切り上げており、分岐前の流量と合計値が一致しない。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名	称	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(屋内) (残留熱除去系戻り)分岐点 ～ 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(屋内) (残留熱除去系戻り)	
最高使用圧力	MPa	1.18	
最高使用温度	℃	70	
外	径	mm	216.3

【設定根拠】

(概要)

本配管は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(屋内)(残留熱除去系戻り)分岐点から原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(屋内)(残留熱除去系供戻り)を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器等に通水した冷却水を原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに送水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(A)出口配管分岐点～原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(残留熱除去系戻り)(北)」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系熱交換器(A)出口配管分岐点～原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(残留熱除去系戻り)(北)」の使用温度と同じ70℃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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)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、216.3 mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量*1	流速*2	標準流速
A	B		C	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m ³ /h)	(m/s)	(m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			

注記*1：流量は保守的に切り上げており、分岐前の流量と合計値が一致しない。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口 (燃料プール冷却浄化系供給) (北) ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 入口配管合流点	
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3

【設定根拠】

(概要)

本配管は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(燃料プール冷却浄化系供給) (北) から燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 入口配管合流点を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、燃料プール冷却浄化系熱交換器等に冷却水を送水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の使用温度と同じ 70 ℃ 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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)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、216.3 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			

注記*1：流量は保守的に切り上げている。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(屋内) (燃料プール冷却浄化系供給) ~ 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(屋内) (燃料プール冷却浄化系供給)合流点	
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3
—		

【設定根拠】

(概要)

本配管は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(屋内)(燃料プール冷却浄化系供給)から原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(屋内)(燃料プール冷却浄化系供給)合流点を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、燃料プール冷却浄化系熱交換器等に冷却水を送水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の使用温度と同じ70℃とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)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、216.3 mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138	[REDACTED]		

注記*1：流量は保守的に切り上げている。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 出口配管分岐点 ～ 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口 (燃料プール冷却浄化系戻り)(北)	
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3

【設定根拠】

(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 出口配管分岐点から原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(燃料プール冷却浄化系戻り)(北)を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、燃料プール冷却浄化系熱交換器等に通水した冷却水を原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに送水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時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代替冷却水系主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)～原子炉補機冷却水ポンプ(A),(C) 入口配管合流点1」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機代替冷却水系主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)～原子炉補機冷却水ポンプ(A),(C) 入口配管合流点1」の使用温度と同じ70℃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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)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、216.3 mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			

注記*1：流量は保守的に切り上げており、分岐前の流量と合計値が一致しない。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(屋内) (燃料プール冷却浄化系戻り)分岐点 ～ 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(屋内) (燃料プール冷却浄化系戻り)	
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3
—		

【設定根拠】

(概要)

本配管は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(屋内)(燃料プール冷却浄化系戻り)分岐点から原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(屋内)(燃料プール冷却浄化系戻り)を接続する配管であり、燃料プール冷却浄化系熱交換器等に通水した冷却水を原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに送水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口配管分岐点～原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(燃料プール冷却浄化系戻り)(北)」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口配管分岐点～原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(燃料プール冷却浄化系戻り)(北)」の使用温度と同じ70℃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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)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、216.3 mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			

注記*1：流量は保守的に切り上げており、分岐前の流量と合計値が一致しない。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口 (残留熱除去系供給) (西) ～ 残留熱除去系熱交換器 (B) 入口配管合流点	
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 267.4

【設定根拠】

(概要)

本配管は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(残留熱除去系供給) (西)から残留熱除去系熱交換器 (B) 入口配管合流点を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器等に冷却水を送水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の使用圧力と同じ1.18 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の使用温度と同じ70 ℃ 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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)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、216.3 mm, 267.4 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			
267.4	9.3	250	0.04862			

注記*1：流量は保守的に切り上げている。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点 ～ 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口 (残留熱除去系戻り)(西)	
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 267.4

【設定根拠】

(概要)

本配管は、残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点から原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(残留熱除去系戻り)(西)を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、残留熱除去系熱交換器等に通水した冷却水を原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに送水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系主配管「残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系主配管「残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管分岐点」の使用温度と同じ70℃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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)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、216.3 mm, 267.4 mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			
267.4	9.3	250	0.04862			

注記*1：流量は保守的に切り上げており、分岐前の流量と合計値が一致しない。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口 (燃料プール冷却浄化系供給) (西) ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 入口配管合流点	
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 267.4

【設定根拠】

(概要)

本配管は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(燃料プール冷却浄化系供給) (西) から燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 入口配管合流点を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、燃料プール冷却浄化系熱交換器等に冷却水を送水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の使用圧力と同じ 1.18 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)の使用温度と同じ 70 ℃ 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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)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、216.3 mm, 267.4 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			
267.4	9.3	250	0.04862			

注記*1：流量は保守的に切り上げている。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 出口配管分岐点 ～ 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口 (燃料プール冷却浄化系戻り)(西)	
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外 径	mm	216.3, 267.4

【設定根拠】

(概要)

本配管は、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 出口配管分岐点から原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(燃料プール冷却浄化系戻り)(西)を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、燃料プール冷却浄化系熱交換器等に通水した冷却水を原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに戻すために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)～原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D) 入口配管合流点1」の使用圧力と同じ1.18 MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機冷却水系主配管「燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)～原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D) 入口配管合流点1」の使用温度と同じ70℃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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)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、216.3 mm, 267.4 mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138			
267.4	9.3	250	0.04862			

注記*1：流量は保守的に切り上げており、分岐前の流量と合計値が一致しない。

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

VI-1-1-4-3-6-3-5 設定根拠に関する説明書
(原子炉補機代替冷却水系 主配管(可搬型))

名	称	耐熱ホース (300A : 2m, 5m, 10m)
最高使用圧力	MPa	1.3
最高使用温度	℃	70
外	径	—
個	数	—
		300A
		16 (予備 3)

【設定根拠】

(概要)

本ホースは、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットと除熱用ヘッダを接続するためのホースであり、重大事故等対処設備として原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットにより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却浄化系熱交換器に供給するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

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、重大事故等時における原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）の最高使用圧力 1.18MPa を上回る 1.3MPa 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、重大事故等時における原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）の最高使用温度と同じ 70℃ 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、圧力損失上許容できる外径、可搬設備としての作業性及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）の口径に合わせて 300A 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原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットにより原子炉補機冷却水を除熱用ヘッダを経由して、残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却浄化系熱交換器に供給するために必要な本数であり、最長ルート敷設（原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットから除熱用ヘッダ（原子炉建屋西側付近に設置した場合）に必要な本数 8 本（2m : 2 本, 5m : 2 本, 10m : 4 本）を 2 セットの合計 16 本に、本ホースは保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せずに、故障時のバックアップ用として予備 3 本（2m : 1 本, 5m : 1 本, 10m : 1 本）とし、分散して保管する。

名	称	除熱用ヘッド
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
外	径	—
個	数	—
		300A, 200A
		2 (予備 1)

【設定根拠】

(概要)

本配管は、重大事故等対処設備として原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットにより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却浄化系熱交換器に供給する際の原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットから接続口間のホース敷設作業の効率化を図るために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）の最高使用圧力と同じ 1.18MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）の最高使用温度と同じ 70℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失上許容できる外径、可搬設備としての作業性及び取合うホースの口径及び管継手の口径に合わせて 300A, 200A とする。

4. 個数の設定根拠

本配管は重大事故等対処設備として原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットにより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却浄化系熱交換器に供給するために必要な 1 個を 2 セット合計 2 個に、本配管は保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せずに、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。

名	称	耐熱ホース (201A : 5m, 10m)
最高使用圧力	MPa	1.3
最高使用温度	℃	70
外	径	—
個	数	20 (予備 2)

【設定根拠】

(概要)

本ホースは、除熱用ヘッダと原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（残留熱除去系供給）（北）、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（残留熱除去系戻り）（北）、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（燃料プール冷却浄化系供給）（北）及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（燃料プール冷却浄化系戻り）（北）、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（残留熱除去系供給）（西）、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（残留熱除去系戻り）（西）、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（燃料プール冷却浄化系供給）（西）及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（燃料プール冷却浄化系戻り）（西）又は原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（屋内）（残留熱除去系供給）、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（屋内）（残留熱除去系戻り）、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（屋内）（燃料プール冷却浄化系供給）及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（屋内）（燃料プール冷却浄化系戻り）を接続するホースであり、重大事故等対処設備として、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットにより原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却浄化系熱交換器に供給するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

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、重大事故等時における原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）の最高使用圧力 1.18MPa を上回る 1.3MPa 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、重大事故等時における原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）の最高使用温度と同じ 70℃ 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、圧力損失上許容できる外径、可搬設備としての作業性を考慮して 201A とする。

なお、取合う除熱用ヘッダ及び接続口の口径は 200A であることから、ホースの管継手部は 200A 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原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットにより、原子炉補機冷却水を残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却浄化系熱交換器に供給するために必要な本数であり、最長ルート敷設（原子炉建屋北側付近に設置した場合）に必要な本数 10 本（10m : 6 本, 5m : 4 本）を 2 セットの合計 20 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 2 本（10m : 1 本, 5m : 1 本）とし、分散して保管する。

VI-1-1-4-3-7 原子炉冷却材浄化設備に係る設定根拠に関する説明書

目 次

VI-1-1-4-3-7-1 原子炉冷却材浄化系

VI-1-1-4-3-7-1 原子炉冷却材浄化系

目 次

VI-1-1-4-3-7-1-1 原子炉冷却材浄化系 主配管

VI-1-1-4-3-7-1-1 設定根拠に関する説明書
(原子炉冷却材浄化系 主配管)

名 称		高压代替注水系注入配管合流点 ~ 原子炉冷却材浄化系 A 系注入配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	8.62	
最高使用温度	℃	302	
外 径	mm	165.2	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高压代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高压代替注水系）と兼用。			
【設定根拠】 （概要） 本配管は、高压代替注水系注入配管合流点から原子炉冷却材浄化系 A 系注入配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設としては、原子炉冷却材を原子炉冷却材浄化系ポンプにより原子炉圧力容器へ送水するために設置する。 重大事故等対処設備としては、復水貯蔵タンクを水源として、高压代替注水系ポンプにより原子炉圧力容器に注水するために設置する。 1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.62 MPa とする。 2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、高压代替注水系タービンポンプの重大事故等時における使用温度 66 ℃ を上回る 302 ℃ とする。 3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm とする。			

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	14.3	150	0.01466	90.8	1.7	

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		原子炉隔離時冷却系注入配管合流点 ～ 原子炉冷却材浄化系 B 系注入配管合流点	*
最高使用圧力	MPa	8.62	
最高使用温度	℃	302	
外 径	mm	114.3, 165.2	
注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系注入配管合流点から原子炉冷却材浄化系 B 系注入配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設としては、原子炉冷却材を原子炉冷却材浄化系ポンプにより原子炉圧力容器へ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、復水貯蔵タンクを水源として、原子炉隔離時冷却系ポンプにより原子炉圧力容器に注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.62 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉隔離時冷却系ポンプの重大事故等時における使用温度 66 ℃ を上回る 302 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3 mm, 165.2 mm とする。</p>			

VI-1-1-4-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
(計測制御系統施設)

目 次

- VI-1-1-4-4-1 制御材に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-4-2 制御材駆動装置に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-4-3 ほう酸水注入設備に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-4-4 計測装置に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-4-5 制御用空気設備に係る設定根拠に関する説明書

VI-1-1-4-4-1 制御材に係る設定根拠に関する説明書

目 次

VI-1-1-4-4-1-1 制御棒

VI-1-1-4-4-1-1 設定根拠に関する説明書
(制御棒)

名	称	制御棒
個	数	137
落	下	速度
	m/s	□以下
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 制御棒は、設計基準対象施設として予想される運転上の異常な過渡変化を含む通常運転時に燃料要素の許容損傷限界を超えることなく炉心を未臨界にするために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に、計測制御系統施設のうち制御材として使用する制御棒は、以下の機能を有する。 制御棒は、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生する恐れがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために設置する。 <p>1. 個数の設定根拠 制御棒は、設計基準対象施設として発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な個数である137個を設置する。 制御棒は、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。</p> <p>2. 落下速度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する制御棒の自由落下速度は、制御棒ブレードの下端構造物に可動部分のない水力学的な制御棒落下速度リミッタによって、その速度が□以下となるように設計する。 この制御棒の落下速度は、原子炉設置変更許可申請書において、原子炉施設の安全設計の妥当性を確認するために想定される制御棒落下事故の解析条件に用いられ、その解析においては、制御棒価値ミニマイザで許容する最大価値□の制御棒が、何らかの原因によって、カップリングから離れ、炉心内に固着した状態から自重によって落下するような事故が起きても、落下速度を抑え、反応度の急速な投入による燃料UO₂の最大エンタルピが設計上の制限値を超えないことを確認している。 制御棒を重大事故等時ににおいて使用する場合の落下速度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□以下とする。</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-4-2 制御材駆動装置に係る設定根拠に関する説明書

目 次

- VI-1-1-4-4-2-1 制御棒駆動機構
- VI-1-1-4-4-2-2 水圧制御ユニット（アキュムレータ）
- VI-1-1-4-4-2-3 水圧制御ユニット（窒素容器）
- VI-1-1-4-4-2-4 制御棒駆動水圧設備 主要弁（常設）
- VI-1-1-4-4-2-5 制御棒駆動水圧設備 主配管（常設）

VI-1-1-4-4-2-1 設定根拠に関する説明書
(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 10.34
最高使用温度	℃	302 315
駆 動 速 度	mm/s	76.2
挿 入 時 間	—	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)
個 数	—	137 (予備6)
—		
<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。 <p>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。</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。 <p style="margin-left: 2em;">制御棒駆動機構を重大事故等時ににおいて使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ10.34 MPaとする。</p> 2. 最高使用温度の設定根拠 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 style="margin-left: 2em;">制御棒駆動機構を重大事故等時ににおいて使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ315℃とする。</p> 3. 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、制御棒の引き抜きによる炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化により燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリを破損しない速度とし、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」において確認されている定格値に対する最大の許容公差を考慮した速度 mm/s の安全側の速度とし、定格値である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1.62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て137個設置し、保守点検用の予備品として6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。

VI-1-1-4-4-2-2 設定根拠に関する説明書
(水圧制御ユニット(アキュムレータ))

名 称	水圧制御ユニット(アキュムレータ)	
容 量	L/個	<input type="text" value="18"/> 以上 (18) (水側有効容量)
最高使用圧力	MPa	15.20
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。

・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)は、以下の機能を有する。

水圧制御ユニット(アキュムレータ)は、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために設置する。

系統構成は、原子炉緊急停止系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)により駆動水をスクラム弁(C12-D001-126, C12-D001-127)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。

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必要容量*1を上回るものとし、L/個以上とする。

公称値については必要容量に余裕をとり 18 L/個とする。

注記 *1: アキュムレータの水容量は、下記の必要容量を考慮して決定する。

- (a) 制御棒駆動機構駆動ピストンのフルストローク挿入に消費される容量
- (b) スクラム中の最大リーク量
- (c) N2 ガスの周囲環境温度変化(20 ℃→40 ℃)に伴う体積膨張

(a) 制御棒駆動機構駆動ピストンの全ストローク挿入に消費される容量 V1

CRD のスクラムストローク : mm
 CRD のドライブピストン断面積 : mm²
 $V1 = \text{} \times \text{} = \text{} \text{ L/個}$

(b) スクラム中の最大リーク量

スクラム中の最大リーク量は, L/個で評価する。

(c) N2 ガスの周囲環境温度変化(20 °C→40 °C)に伴う体積膨張 ΔV

N2 ガスの周囲環境温度変化に伴うガス膨張は, 窒素容器容積 (36 L) 及びアキュムレータピストンのガス側容積 (L) を考慮すると下記になる。

$$\Delta V = \text{} = \text{} \text{ L}$$

以上より, 環境温度変化による窒素ガスの体積膨張が生じても, 前述のスクラム時の必要容量を確保するように容量を約 L 以上 と設定する。

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, 制御棒駆動機構が全ストロークスクラム可能な必要容量*2を上回るものとし, 設計基準対象施設として使用する場合の容量と同じ L/個以上とする。

公称値については必要容量に余裕をとり 18 L/個とする。

注記 *2: アキュムレータの水容量は, 下記の必要容量を考慮して決定する。

(a) 制御棒駆動機構駆動ピストンのフルストローク挿入に消費される容量

設計基準対象施設と同様に, L/個。

(b) スクラム中の最大リーク量

設計基準対象施設と同様に, L/個。

(c) N2 ガスの周囲環境温度変化(20 °C→66 °C)に伴う体積膨張

N2 ガスの周囲環境温度変化に伴うガス膨張は, 窒素容器容積 (36 L) 及びアキュムレータピストンのガス側容積 (L) を考慮すると下記になる。

$$\Delta V = \text{} = \text{} \text{ L}$$

以上より, 環境温度変化による窒素ガスの体積膨張が生じても, 前述のスクラム時の必要容量を確保するように容量を約 L 以上 と設定する。

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水圧制御ユニット (アキュムレータ) の最高使用圧力は, アキュムレータに水を充填し, アキュムレータピストンが最下端の状態での窒素ガス圧力に余裕を見た値である 15.20 MPa[gage]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) の圧力は, 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, 15.20 MPa[gage]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）の最高使用温度は、制御棒駆動水ポンプの最高使用温度に合わせ 66 °C 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）の温度は、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、66 °C 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）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）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。

VI-1-1-4-4-2-3 設定根拠に関する説明書
(水圧制御ユニット(窒素容器))

名	称	水圧制御ユニット(窒素容器)
容	量	L/個
最高使用圧力	MPa	36
最高使用温度	℃	15.20
個	数	66
		—
		137

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

水圧制御ユニット(窒素容器)は、設計基準対象施設として制御棒駆動機構のスクラム時の駆動源となる水圧制御ユニット(アキュムレータ)に高圧の窒素を供給するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に計測制御系統施設のうち制御材駆動装置の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(窒素容器)は、以下の機能を有する。

水圧制御ユニット(窒素容器)は、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために設置する。

系統構成は、原子炉緊急停止系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(窒素容器)及び水圧制御ユニット(アキュムレータ)により駆動水をスクラム弁(C12-D001-126, C12-D001-127)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。

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(窒素容器)の容量は、アキュムレータと組み合わせ制御棒駆動機構のスクラム仕様を満足できるように窒素ガスのプレチャージ圧力と関連させて決める必要があるため、制御棒駆動機構との組み合わせ試験により決定した。制御棒駆動機構と水圧制御ユニットの組み合わせ試験の結果、アキュムレータ容量18 L、窒素ガスのプレチャージ圧力 MPa、窒素容器容量36 Lの条件で制御棒駆動機構のスクラム仕様(75%ストローク1.62秒以下)を満足させることが確認できたので窒素容器容量36 L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、36 L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水圧制御ユニット(窒素容器)の最高使用圧力は、アキュムレータに水を充填し、アキュムレータピストンが最下端の状態での窒素ガス圧力に余裕を見た値である15.20 MPa[gage]とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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）の圧力は、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、15.20 MPa[gage]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（窒素容器）の最高使用温度は、制御棒駆動水ポンプの最高使用温度に合わせ 66 °C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）の温度は、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、66 °Cとする。

4. 個数の設定根拠

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 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（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。

VI-1-1-4-4-2-4 設定根拠に関する説明書
(制御棒駆動水圧設備 主要弁(常設))

名	称	C12-D001-126
最高使用圧力	MPa	15.20
最高使用温度	℃	66
個	数	137

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

C12-D001-126 は、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、原子炉非常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）として使用する C12-D001-126 は、以下の機能を有する。

C12-D001-126 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。

系統構成は、原子炉非常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使用する。

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 C12-D001-126 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 15.20MPa とする。

重大事故等時に使用する C12-D001-126 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、15.20MPa 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 C12-D001-126 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 C12-D001-126 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

C12-D001-126 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。

C12-D001-126 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	C12-D001-127
最高使用圧力	MPa	13.83
最高使用温度	℃	66
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 C12-D001-127 は、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された駆動時の排水をスクラム排出容器へ排出させるための設備であり、原子炉非常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）として使用する C12-D001-127 は、以下の機能を有する。 C12-D001-127 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、原子炉非常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使用する。 <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 C12-D001-127 の最高使用圧力は、主配管「水圧制御ユニット(引抜配管)～C12-D001-127」の最高使用圧力と同じ 13.83MPa とする。 重大事故等時に使用する C12-D001-127 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、13.83MPa 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 C12-D001-127 の最高使用温度は、主配管「水圧制御ユニット(引抜配管)～C12-D001-127」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 C12-D001-127 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 C12-D001-127 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。 C12-D001-127 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。 		

VI-1-1-4-4-2-5 設定根拠に関する説明書
(制御棒駆動水圧設備 主配管(常設))

名 称		制御棒駆動水圧系アキュムレータ出口配管合流点 ～ C12-D001-126
最高使用圧力	MPa	15.20
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	34.0, 52.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、制御棒駆動水圧系アキュムレータ出口配管合流点と C12-D001-126 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、制御棒挿入時に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>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、制御棒駆動水圧系アキュムレータの最高使用圧力と同じ 15.20 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における制御棒駆動水圧系アキュムレータの使用圧力と同じ 15.20 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、制御棒駆動水圧系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制御棒駆動水圧系アキュムレータの使用温度と同じ 66 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する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、34.0 mm, 52.0 mm とする。</p>		

名	称	制御棒駆動水圧系窒素容器 ～ 制御棒駆動水圧系アキュムレータ	
最高使用圧力	MPa	15.20	
最高使用温度	℃	66	
外	径	mm	27.2
—			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、制御棒駆動水圧系窒素容器と制御棒駆動水圧系アキュムレータを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、制御棒駆動水圧系アキュムレータに高圧窒素を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、制御棒駆動水圧系アキュムレータの最高使用圧力と同じ 15.20 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における制御棒駆動水圧系アキュムレータの使用圧力と同じ 15.20 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、制御棒駆動水圧系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制御棒駆動水圧系アキュムレータの使用温度と同じ 66 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する制御棒駆動水圧系アキュムレータのピストン駆動力を確保するように設定しており、重大事故等時に使用する制御棒駆動水圧系アキュムレータのピストン駆動力が設計基準対象施設として使用する場合と同仕様であるため、本配管の外径は、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、27.2 mm とする。</p>			

名 称		制御棒駆動水圧系アキュムレータ ～ 制御棒駆動水圧系アキュムレータ出口配管合流点	
最高使用圧力	MPa	15.20	
最高使用温度	℃	66	
外 径	mm	52.0	
—			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、制御棒駆動水圧系アキュムレータと制御棒駆動水圧系アキュムレータ出口配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、制御棒挿入時に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>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、制御棒駆動水圧系アキュムレータの最高使用圧力と同じ 15.20 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における制御棒駆動水圧系アキュムレータの使用圧力と同じ 15.20 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、制御棒駆動水圧系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制御棒駆動水圧系アキュムレータの使用温度と同じ 66 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する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、52.0 mm とする。</p>			

名	称	C12-D001-126 ～ 水圧制御ユニット(挿入配管)	
最高使用圧力	MPa	13.83	
最高使用温度	℃	66	
外	径	mm	34.0
—			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、C12-D001-126 と水圧制御ユニット(挿入配管)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、制御棒挿入時に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>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、制御棒駆動水ポンプの吐出側最高使用圧力と同じ 13.83 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における制御棒駆動水ポンプの吐出側最高使用圧力と同じ 13.83 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、制御棒駆動水圧系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制御棒駆動水圧系アキュムレータの使用温度と同じ 66 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する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、34.0 mm とする。</p>			

名	称	水圧制御ユニット(引抜配管) ～ C12-D001-127	
最高使用圧力	MPa	13.83	
最高使用温度	℃	66	
外	径	mm	27.2
—			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、水圧制御ユニット(引抜配管)からスクラム出口弁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から制御棒駆動水を排出するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、制御棒駆動水ポンプの吐出側最高使用圧力と同じ 13.83 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における制御棒駆動水ポンプの吐出側最高使用圧力と同じ 13.83 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、制御棒駆動水圧系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制御棒駆動水圧系アキュムレータの使用温度と同じ 66 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する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、27.2 mm とする。</p>			

名 称		水圧制御ユニット（挿入配管） ～ 原子炉格納容器配管貫通部（X-20）
最高使用圧力	MPa	13.83
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	34.0, 42.7
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、水圧制御ユニット（挿入配管）と原子炉格納容器配管貫通部（X-20）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、制御棒挿入時に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>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、制御棒駆動水ポンプの吐出側最高使用圧力と同じ 13.83 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における制御棒駆動水ポンプの吐出側最高使用圧力と同じ 13.83 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、制御棒駆動水圧系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制御棒駆動水圧系アキュムレータの使用温度と同じ 66 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する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、34.0 mm, 42.7 mm とする。</p>		

名	称	原子炉格納容器配管貫通部 (X-20) ～ 制御棒駆動機構ハウジング	
最高使用圧力	MPa	13.83	
最高使用温度	℃	66	
外	径	mm	27.2, 42.7
—			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部 (X-20) と制御棒駆動機構ハウジングを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、制御棒挿入時に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>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、制御棒駆動水ポンプの吐出側最高使用圧力と同じ 13.83 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における制御棒駆動水ポンプの吐出側最高使用圧力と同じ 13.83 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、制御棒駆動水圧系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制御棒駆動水圧系アキュムレータの使用温度と同じ 66 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する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、27.2 mm, 42.7 mm とする。</p>			

名 称		制御棒駆動機構ハウジング ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-21)	
最高使用圧力	MPa	13.83	
最高使用温度	℃	66	
外 径	mm	27.2, 34.0	
—			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、制御棒駆動機構ハウジングから原子炉格納容器配管貫通部 (X-21) 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から制御棒駆動水を排出するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、制御棒駆動水ポンプの吐出側最高使用圧力と同じ 13.83 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における制御棒駆動水ポンプの吐出側最高使用圧力と同じ 13.83 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、制御棒駆動水圧系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制御棒駆動水圧系アキュムレータの使用温度と同じ 66 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する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、27.2 mm, 34.0 mm とする。</p>			

名 称	原子炉格納容器配管貫通部 (X-21) ～ 水圧制御ユニット (引抜配管)		
最高使用圧力	MPa	13.83	
最高使用温度	℃	66	
外 径	mm	27.2, 34.0	
—			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部 (X-21) から水圧制御ユニット (引抜配管) 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、制御棒挿入時、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>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、制御棒駆動水ポンプの吐出側最高使用圧力と同じ 13.83 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における制御棒駆動水ポンプの吐出側最高使用圧力と同じ 13.83 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、制御棒駆動水圧系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制御棒駆動水圧系アキュムレータの使用温度と同じ 66 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する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、27.2 mm, 34.0 mm とする。</p>			

VI-1-1-4-4-3 ほう酸水注入設備に係る設定根拠に関する説明書

目 次

VI-1-1-4-4-3-1 ほう酸水注入系

VI-1-1-4-4-3-1 ほう酸水注入系

目 次

- VI-1-1-4-4-3-1-1 ほう酸水注入系ポンプ
- VI-1-1-4-4-3-1-2 ほう酸水注入系貯蔵タンク
- VI-1-1-4-4-3-1-3 ほう酸水注入系 安全弁及び逃がし弁（常設）
- VI-1-1-4-4-3-1-4 ほう酸水注入系 主配管（常設）

VI-1-1-4-4-3-1-1 設定根拠に関する説明書
(ほう酸水注入系 ほう酸水注入系ポンプ)

名 称	ほう酸水注入系ポンプ*1	
容 量	m ³ /h/個	<input type="text"/> 以上 (9.78)
吐 出 圧 力	MPa	<input type="text"/> 以上 (8.43)
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.18/吐出側 10.79
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	<input type="text"/>
個 数	—	2

注記*1 : 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）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

ほう酸水注入系ポンプは、設計基準対象施設として運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を未臨界に移行するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に計測制御系統施設のうちほう酸水注水設備（ほう酸注入系）として使用するほう酸水注入系ポンプは以下の機能を有する。

ほう酸水注入系ポンプは、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために設置する。

系統構成は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプにより原子炉圧力容器に十分な量のほう酸水を注入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。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水注入系ポンプは以下の機能を有する。

ほう酸水注入系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系統を介してほう酸水注入系貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水することで、他の注水設備と合わせて発電用原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷を防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水注入系ポンプは以下の機能を有する。

ほう酸水注入系ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系統を介してほう酸水を原子炉圧力容器に注水することで、溶融炉心の原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）への落下を防止又は遅延できる設計とする。

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系ポンプの容量は、ほう酸水注入系貯蔵タンクの有効容積*2 全てを [] *3 で原子炉圧力容器に注入する必要があることから、 [] m³/h*4 を上回るものとし、9.78m³/h/個以上とする。

重大事故等対処設備として使用するほう酸水注入系ポンプの容量は、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、9.78m³/h/個以上とする。

公称値については要求される容量と同仕様として9.78m³/h/個とする。

注記*2：ほう酸水注入系貯蔵タンクの有効容積は、タンクのオーバーフロー有効容積である [] m³ とする。

*3：ほう酸水の注入時間は、炉水中のボロン濃度変化限度を基に設定する。
 ボロン濃度変化限度は、最低反応度印加速度 0.001 Δk/min を上回るボロン注入速度として [] ppm/min 以上とし、また炉水中にほう酸水を均一に分散させるため [] ppm/min 以下に設定する。

停止余裕 [] Δk 以上にするために必要なボロン濃度は、平成 22 年 10 月 26 日付け平成 22・09・15 原第 5 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-4-4 制御能力についての計算書」より、 [] ppm に不完全混合に対する余裕をとった [] ppm とする。

以上より、許容注入時間は以下のとおりとなる。

[]

上記より、ほう酸水の注入時間は [] となる。

*4：ほう酸水注入系ポンプによる原子炉圧力容器への注入の必要容量は、許容注入時間の最長時間が []、ほう酸水注入系貯蔵タンクの有効容量が [] m³ であることから、以下のとおりとなる。

[]

上記より、ほう酸水注入系ポンプによる原子炉圧力容器への注入の必要容量は [] m³/h となる。

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系ポンプの吐出圧力は、 [] MPa からほう酸水注入系を必要とする最大運転圧力に至るまでの全圧力範囲で原子炉圧力容器に定格量を注入できるものとして、下記を考慮する。

① 原子炉圧力（主蒸気逃がし安全弁の安全弁最低吹出圧力に静水頭を考慮した値）： [] MPa

② 配管・機器圧力損失： [] MPa

ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力は①～②の合計 [] MPa 以上とする。

ほう酸水注入系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 [] MPa 以上とする。

公称値については [] とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 吸込側の最高使用圧力 1.18MPa

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系ポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ」の最高使用圧力と同じ1.18MPaとする。

重大事故等対処設備として使用するほう酸水注入系ポンプの吸込側の圧力は、重大事故等時における主配管「ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ」の使用圧力と同じ1.18MPaとする。

3.2 吐出側の最高使用圧力 10.79MPa

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力を上回る圧力とし、10.79MPaとする。

重大事故等対処設備として使用するほう酸水注入系ポンプの吐出側の圧力は、重大事故等時におけるほう酸水注入系ポンプの吐出圧力を上回る圧力とし、10.79MPa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系ポンプの最高使用温度は、主配管「ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ」の最高使用温度と同じ66℃とする。

重大事故等対処設備として使用するほう酸水注入系ポンプの温度は、重大事故等時における主配管「ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ」の使用温度と同じ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ほう酸水注入系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。

$$P_u = \frac{10^3}{60} \cdot Q \cdot p$$

$$\eta = \frac{P_u}{P} \cdot 100$$

(引用文献：日本工業規格 J I S B 8 3 1 1 (2002)「往復ポンプー試験方法」)

$$P = \frac{10^3 \cdot Q \cdot p}{60 \cdot \eta / 100}$$

ここで、

P : 軸動力 (kW)

P_u : 水動力 (kW)

Q : 容量 (m³/min) = 9.78/60

p : 吐出圧力 (MPa) =

η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$\begin{aligned}
 P &= \frac{10^3 \times \left(\frac{9.78}{60}\right) \times \text{}}{60 \times \text{} / 100} \\
 &= \text{} \text{ kW}
 \end{aligned}$$

上記から、ほう酸水注入系ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として kW/個とする。

ほう酸水注入系ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し， kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

ほう酸水注入系ポンプ（原動機含む）は，設計基準対象施設としてほう酸水を原子炉圧力容器に注水するために必要な個数である 1 個を，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。

ほう酸水注入系ポンプ（原動機含む）は，設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-4-3-1-2 設定根拠に関する説明書
(ほう酸水注入系 ほう酸水注入系貯蔵タンク)

名 称	ほう酸水注入系貯蔵タンク*1	
容 量	m ³ /個	□以上 (20.2)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
個 数	—	1

注記*1 : 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）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、設計基準対象施設として制御棒の挿入不能の場合に発電用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水設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水注入系貯蔵タンクは以下の機能を有する。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために設置する。

系統構成は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプにより原子炉圧力容器に十分な量のほう酸水を注入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。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水注入系貯蔵タンクは以下の機能を有する。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水することで、発電用原子炉を冷却し、重大事故等の進展の抑制が可能な設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水注入系貯蔵タンクは以下の機能を有する。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプによりほう酸水を原子炉圧力容器に注水することで、溶融炉心の原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）への落下を防止又は遅延できる設計とする。

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系貯蔵タンクの容量は、ほう酸水の必要貯蔵量である \square m³/個*2 に死容積を加えた \square m³/個以上とする。

ほう酸水注入系貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 \square m³/個以上とする。

公称値については要求される容量である \square m³/個を上回る容量として、20.2 m³/個とする。

注記*2：ほう酸水の貯蔵量について

ほう酸水の貯蔵量は、ほう酸水を注入して原子炉を冷温停止に至らせ、その状態に余裕を持って維持するのに必要な原子炉冷却材中のボロン濃度を考慮する。

必要ボロン濃度は、平成 22 年 10 月 16 日付け平成 22・09・15 原第 5 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-4-4 制御能力についての計算書」より、停止余裕を \square Δk 以上にするのに必要なボロン濃度 \square ppm に不完全混合等に対する余裕をとって \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 kg であるため、
 $\square \times 1000 \times 10^{-6} = \square$ 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、以下のとおりである。

$$\begin{aligned} \text{必要五ほう酸ナトリウム量} &= \square \times \frac{100}{\square} \\ &= \square \div \square \text{ kg} \end{aligned}$$

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 \square wt% で、溶液の比重 \square である。したがって、ほう酸水の貯蔵量は、

$$\begin{aligned} \text{貯蔵量} &= \frac{\text{必要五ほう酸ナトリウム量 (kg)}}{\text{五ほう酸ナトリウム飽和溶解度} \cdot \text{密度 (kg/m}^3\text{)}} \\ &= \frac{\square}{\square \times 10^3} \\ &= \square \text{ m}^3 \end{aligned}$$

上記から、ほう酸水の必要貯蔵量は \square 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注入系貯蔵タンクの最高使用圧力は、ほう酸水注入系貯蔵タンクが大気開放であることから、静水頭とする。

ほう酸水注入系貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用温度は、保温用電気ヒータによりほう酸水を 27±3 °C*3 に維持していることから、これを上回る 66 °C とする。

ほう酸水注入系貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66 °C とする。

注記*3：保温用電気ヒータは非常用電源から供給されるため、事故時においてタンク内のほう酸水が析出するような温度低下は起こらない。

4. 個数の設定根拠

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、設計基準対象施設として制御棒の挿入不能の場合に原子炉に注入するほう酸水を貯蔵するために必要な個数である1個を設置する。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-4-3-1-3 設定根拠に関する説明書
(ほう酸水注入系 安全弁及び逃がし弁(常設))

名	称	C41-F003A*,B*
吹出圧力	MPa	10.79
個数	—	2
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 C41-F003A,B は、主配管「ほう酸水注入系ポンプ～原子炉格納容器配管貫通部(X-22)」上に設置する逃がし弁である。 C41-F003A,B は、設計基準対象施設として主配管「ほう酸水注入系ポンプ～原子炉格納容器配管貫通部(X-22)」のうち、ほう酸水注入系ポンプ吐出弁までの配管の圧力が、最高使用圧力になった場合に作動して最高使用圧力以下に維持するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等対処設備としては、主配管「ほう酸水注入系ポンプ～原子炉格納容器配管貫通部(X-22)」のうち、ほう酸水注入系ポンプ吐出弁までの配管の重大事故時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。 <ol style="list-style-type: none"> 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 C41-F003A,B の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する配管の最高使用圧力と同じ 10.79MPa とする。 C41-F003A,B を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における当該逃がし弁が接続する配管の使用圧力と同じ 10.79MPa とする。 2. 個数の設定根拠 C41-F003A,B は、設計基準対象施設として主配管「ほう酸水注入系ポンプ～原子炉格納容器配管貫通部(X-22)」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である各系列に 1 個とし、合計 2 個設置する。 重大事故等対処設備として使用する C41-F003A,B は、設計基準対象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 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	C41-F022*
吹出圧力	MPa	1.18
個数	—	1
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 C41-F022 は、主配管「ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ」上に設置する逃がし弁である。 C41-F022 は、設計基準対象施設として主配管「ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ」の圧力が、最高使用圧力になった場合に作動して最高使用圧力以下に維持するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等対処設備としては、主配管「ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ」の重大事故時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。 <p>1. 吹出圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する C41-F022 の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する配管の最高使用圧力と同じ 1.18MPa とする。</p> <p>C41-F022 を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における当該逃がし弁が接続する配管の使用圧力と同じ 1.18MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠 C41-F022 は、設計基準対象施設として主配管「ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個設置する。</p> <p>重大事故等対処設備として使用する C41-F022 は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

VI-1-1-4-4-3-1-4 設定根拠に関する説明書
(ほう酸水注入系 主配管(常設))

名 称		*
		ほう酸水注入系貯蔵タンク ~ ほう酸水注入系ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	89.1
注記* : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、ほう酸水注入系貯蔵タンクとほう酸水注入系ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水をほう酸水注入系ポンプに供給するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、ほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用圧力が静水頭であるため、それを上回る 1.18MPa とする。 本配管を重大事故等時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系貯蔵タンクの使用圧力が静水頭であるため、それを上回る 1.18MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、ほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用温度と同じ 66℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるほう酸水注入系貯蔵タンクの使用温度と同じ 66℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するほう酸水注入系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用するほう酸水注入系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、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、89.1mm とする。		

名 称		ほう酸水注入系ポンプ ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-22)	*
最高使用圧力	MPa	10.79, 8.62, 10.34	
最高使用温度	℃	66, 302, 315	
外 径	mm	48.6	
注記* : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）と兼用。			
【設定根拠】 (概要) 本配管は、ほう酸水注入系ポンプと原子炉格納容器配管貫通部 (X-22) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水をほう酸水注入系ポンプにより原子炉圧力容器に注入するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 1.1 最高使用圧力 10.79MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、ほう酸水注入系ポンプの吐出側の最高使用圧力と同じ10.79MPaとする。 本配管を重大事故等時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系ポンプの吐出側の使用圧力と同じ10.79MPaとする。			
1.2 最高使用圧力 8.62MPa, 10.34MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ10.34MPaとする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 66℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、ほう酸水注入系ポンプの最高使用温度と同じ66℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるほう酸水注入系ポンプの使用温度と同じ66℃とする。			
2.2 最高使用温度 302℃, 315℃ 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ302℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ315℃とする。			

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するほう酸水注入系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用するほう酸水注入系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、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、48.6mm とする。

名 称		原子炉格納容器配管貫通部 (X-22) ～ 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, 10.34	
最高使用温度	℃	302, 315	
外 径	mm	48.6	
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (ほう酸水注入系) 及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (ほう酸水注入系) と兼用。</p>			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部 (X-22) と差圧検出・ほう酸水注入系配管 (ティーより N11 ノズルまでの外管) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水をほう酸水注入系ポンプにより原子炉圧力容器に注入するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するほう酸水注入系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用するほう酸水注入系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、48.6mm とする。</p>			

VI-1-1-4-4-4 計測装置に係る設定根拠に関する説明書

目次

- VI-1-1-4-4-4-1 起動領域計測装置及び出力領域計測装置
- VI-1-1-4-4-4-2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は流量を計測する装置
- VI-1-1-4-4-4-3 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置
- VI-1-1-4-4-4-4 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
- VI-1-1-4-4-4-5 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
- VI-1-1-4-4-4-6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置
- VI-1-1-4-4-4-7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置
- VI-1-1-4-4-4-8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

VI-1-1-4-4-4-1 起動領域計測装置及び出力領域計測装置

目 次

VI-1-1-4-4-1-1 起動領域モニタ

VI-1-1-4-4-1-2 出力領域モニタ

VI-1-1-4-4-4-1-1 設定根拠に関する説明書
(起動領域モニタ)

名	称	起動領域モニタ	
		中性子源領域	中間領域
個	数	—	8

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

起動領域モニタは、設計基準対象施設として炉心における中性子束密度を計測するとともに、計測結果を表示し、記録及び保存するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に使用する起動領域モニタは以下の機能を有する。

起動領域モニタは、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。

起動領域モニタの装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「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。

1. 個数の設定根拠

起動領域モニタは、設計基準対象施設として中性子源領域及び中間領域における原子炉出力を計測するため、炉心内に8個設置する。

起動領域モニタは、設計基準対象施設として8個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-4-4-1-2 設定根拠に関する説明書
(出力領域モニタ)

名	称	出力領域モニタ
個	数	—
		124
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 出力領域モニタは、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 重大事故等時に使用する出力領域モニタは以下の機能を有する。 <p>出力領域モニタは、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>出力領域モニタの装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 出力領域モニタは、設計基準対象施設として原子炉平均出力の正確な測定が行えるよう、4個の検出器で構成される検出器集合体を31本、計124個設置する。</p> <p>出力領域モニタは、設計基準対象施設として124個設置しているもののうち、平均出力領域モニタに信号を送る93個の検出器を重大事故等対処設備として使用する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の
圧力，温度又は流量を計測する装置

目 次

- VI-1-1-4-4-4-2-1 高压代替注水系ポンプ出口圧力
- VI-1-1-4-4-4-2-2 直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力
- VI-1-1-4-4-4-2-3 代替循環冷却ポンプ出口圧力
- VI-1-1-4-4-4-2-4 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
- VI-1-1-4-4-4-2-5 高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
- VI-1-1-4-4-4-2-6 残留熱除去系ポンプ出口圧力
- VI-1-1-4-4-4-2-7 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
- VI-1-1-4-4-4-2-8 復水移送ポンプ出口圧力
- VI-1-1-4-4-4-2-9 残留熱除去系熱交換器入口温度
- VI-1-1-4-4-4-2-10 残留熱除去系熱交換器出口温度
- VI-1-1-4-4-4-2-11 高压代替注水系ポンプ出口流量
- VI-1-1-4-4-4-2-12 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）
- VI-1-1-4-4-4-2-13 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）
- VI-1-1-4-4-4-2-14 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量
- VI-1-1-4-4-4-2-15 代替循環冷却ポンプ出口流量
- VI-1-1-4-4-4-2-16 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
- VI-1-1-4-4-4-2-17 高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量
- VI-1-1-4-4-4-2-18 残留熱除去系ポンプ出口流量
- VI-1-1-4-4-4-2-19 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量

VI-1-1-4-4-4-2-1 設定根拠に関する説明書
(高圧代替注水系ポンプ出口圧力)

名	称	高压代替注水系ポンプ出口圧力
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 重大事故等時に使用する高压代替注水系ポンプ出口圧力は、以下の機能を有する。 <p>高压代替注水系ポンプ出口圧力は、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>高压代替注水系ポンプ出口圧力の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 高压代替注水系ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備として1個設置する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-2-2 設定根拠に関する説明書
(直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力)

名	称	直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力
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 重大事故等時に使用する直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力は、以下の機能を有する。 <p>直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力は、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>直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備として1個設置する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-2-3 設定根拠に関する説明書
(代替循環冷却ポンプ出口圧力)

名	称	代替循環冷却ポンプ出口圧力
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 重大事故等時に使用する代替循環冷却ポンプ出口圧力は、以下の機能を有する。 <p>代替循環冷却ポンプ出口圧力は、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>代替循環冷却ポンプ出口圧力の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 代替循環冷却ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備として1個設置する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-2-4 設定根拠に関する説明書
(原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力)

名	称	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
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 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力は、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とともに、計測結果を表示し、記録及び保存するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力は、以下の機能を有する。 <p>原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力は、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>原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設として1個設置する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力は、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>		

VI-1-1-4-4-4-2-5 設定根拠に関する説明書
(高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力)

名	称	高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
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 高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力は、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とともに、計測結果を表示し、記録及び保存するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力は、以下の機能を有する。 <p>高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力は、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>高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設として1個設置する。</p> <p>高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力は、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>		

VI-1-1-4-4-4-2-6 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系ポンプ出口圧力)

名	称	残留熱除去系ポンプ出口圧力
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 残留熱除去系ポンプ出口圧力は、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とともに、計測結果を表示し、記録及び保存するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプ出口圧力は、以下の機能を有する。 <p>残留熱除去系ポンプ出口圧力は、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>残留熱除去系ポンプ出口圧力の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 残留熱除去系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設として残留熱除去系の各系統に 1 個ずつ、計 3 個設置する。</p> <p>残留熱除去系ポンプ出口圧力は、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>		

VI-1-1-4-4-4-2-7 設定根拠に関する説明書
(低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力)

名	称	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	
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 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力は、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とともに、計測結果を表示し、記録及び保存するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力は、以下の機能を有する。 <p>低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力は、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>低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設として1個設置する。</p> <p>低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力は、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>			

VI-1-1-4-4-4-2-8 設定根拠に関する説明書
(復水移送ポンプ出口圧力)

名	称	復水移送ポンプ出口圧力
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 重大事故等時に使用する復水移送ポンプ出口圧力は、以下の機能を有する。 <p>復水移送ポンプ出口圧力は、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>復水移送ポンプ出口圧力の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 復水移送ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備として1個設置する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-2-9 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系熱交換器入口温度)

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とともに，計測結果を表示し，記録及び保存するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する残留熱除去系熱交換器入口温度は，以下の機能を有する。 残留熱除去系熱交換器入口温度は，重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。 残留熱除去系熱交換器入口温度の装置の構成，計測範囲等については，工事計画認可申請書添付書類「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>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残留熱除去系の各熱交換器入口配管に1個ずつ，計2個を設計基準対象施設として設置する。</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>		

VI-1-1-4-4-4-2-10 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系熱交換器出口温度)

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とともに、計測結果を表示し、記録及び保存するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に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、工事計画認可申請書添付書類「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残留熱除去系の各熱交換器出口配管に1個ずつ、計2個を設計基準対象施設として設置する。</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>		

VI-1-1-4-4-4-2-11 設定根拠に関する説明書
(高圧代替注水系ポンプ出口流量)

名	称	高圧代替注水系ポンプ出口流量
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 重大事故等時に使用する高圧代替注水系ポンプ出口流量は、以下の機能を有する。 <p>高圧代替注水系ポンプ出口流量は、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>高圧代替注水系ポンプ出口流量の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 高圧代替注水系ポンプ出口流量は、重大事故等対処設備として1個設置する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-2-12 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン
洗浄流量))

名	称	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）
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>重大事故等時に使用する残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）は、以下の機能を有する。</p> <p>残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）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>残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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>残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）は、重大事故等対処設備として1個設置する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-2-13 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却
ライン洗浄流量))

名	称	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）
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>重大事故等時に使用する残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）は、以下の機能を有する。</p> <p>残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）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>残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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>残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）は、重大事故等対処設備として 1 個設置する。</p>		

VI-1-1-4-4-2-14 設定根拠に関する説明書
(直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量)

名	称	直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量
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 重大事故等時に使用する直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量は、以下の機能を有する。 <p>直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量は、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>直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量は、重大事故等対処設備として1個設置する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-2-15 設定根拠に関する説明書
(代替循環冷却ポンプ出口流量)

名	称	代替循環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"> 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する代替循環冷却ポンプ出口流量は、以下の機能を有する。 <p>代替循環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>代替循環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、工事計画認可申請書添付書類「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 代替循環冷却ポンプ出口流量は、重大事故等対処設備として1個設置する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-2-16 設定根拠に関する説明書
(原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量)

名	称	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
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 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量は、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とともに、計測結果を表示し、記録及び保存するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量は、以下の機能を有する。 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量は、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。 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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>1. 個数の設定根拠 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量は、設計基準対象施設として1個設置する。 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量は、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>		

VI-1-1-4-4-4-2-17 設定根拠に関する説明書
(高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量)

名	称	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量
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 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量は、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とともに、計測結果を表示し、記録及び保存するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量は、以下の機能を有する。 <p>高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量は、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>高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量は、設計基準対象施設として1個設置する。</p> <p>高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量は、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>		

VI-1-1-4-4-4-2-18 設定根拠に関する説明書
(残留熱除去系ポンプ出口流量)

名	称	残留熱除去系ポンプ出口流量
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 残留熱除去系ポンプ出口流量は，設計基準対象施設として原子炉冷却材の圧力を計測するとともに，計測結果を表示し，記録及び保存するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプ出口流量は，以下の機能を有する。 <p>残留熱除去系ポンプ出口流量は，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>残留熱除去系ポンプ出口流量の装置の構成，計測範囲等については，工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 残留熱除去系ポンプ出口流量は，設計基準対象施設として残留熱除去系の各系統に 1 個ずつ，計 3 個設置する。</p> <p>残留熱除去系ポンプ出口流量は，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>		

VI-1-1-4-4-4-2-19 設定根拠に関する説明書
(低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量)

名	称	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量
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 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量は、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とともに、計測結果を表示し、記録及び保存するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量は、以下の機能を有する。 <p>低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量は、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>低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量は、設計基準対象施設として1個設置する。</p> <p>低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量は、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>		

VI-1-1-4-4-4-3 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

目 次

- VI-1-1-4-4-3-1 原子炉压力
- VI-1-1-4-4-3-2 原子炉压力 (SA)
- VI-1-1-4-4-3-3 原子炉水位 (広帯域)
- VI-1-1-4-4-3-4 原子炉水位 (燃料域)
- VI-1-1-4-4-3-5 原子炉水位 (SA 広帯域)
- VI-1-1-4-4-3-6 原子炉水位 (SA 燃料域)

VI-1-1-4-4-4-3-1 設定根拠に関する説明書
(原子炉圧力)

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圧力容器内の圧力を計測するとともに、計測結果を表示し、記録及び保存するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する原子炉圧力は、以下の機能を有する。 原子炉圧力は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。 原子炉圧力の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「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>1. 個数の設定根拠 原子炉圧力は、設計基準対象施設として多重性及び位置的分散を考慮した8個設置する。 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、重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力（9.26MPa[gage]）を包絡する計測範囲を有した2個を重大事故等対処設備として使用する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-3-2 設定根拠に関する説明書
(原子炉圧力 (SA))

名	称	原子炉圧力 (SA)
個	数	6
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する原子炉圧力 (SA) は、以下の機能を有する。 <p>原子炉圧力 (SA) 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>また、原子炉圧力 (SA) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>原子炉圧力 (SA) の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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」、 「VI-1-5-2 工学的安全施設等の起動 (作動) 信号の起動 (作動) 回路の設定値の根拠に関する説明書」及び「VI-1-5-3 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書」による。</p>		
<p>1. 個数の設定根拠</p> <p>原子炉圧力 (SA) は、重大事故等対処設備として多重性及び位置的分散を考慮した 6 個を設置する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-3-3 設定根拠に関する説明書
(原子炉水位 (広帯域))

名	称	原子炉水位（広帯域）
個	数	— 10
<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圧力容器内の水位を計測するとともに，計測結果を表示し，記録及び保存するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する原子炉水位（広帯域）は，以下の機能を有する。 原子炉水位（広帯域）は，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。 また，原子炉水位（広帯域）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。 加えて，原子炉水位（広帯域）は，重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。 原子炉水位（広帯域）の装置の構成，計測範囲等については，工事計画認可申請書添付書類「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」，「VI-1-5-2 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書」及び「VI-1-5-3 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書」による。 <p>1. 個数の設定根拠 原子炉水位（広帯域）は，設計基準対象施設として多重性及び位置的分散を考慮した 10 個を設置する。</p> <p>原子炉水位（広帯域）は，設計基準対象施設として 10 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-3-4 設定根拠に関する説明書
(原子炉水位 (燃料域))

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 重大事故等時に使用する原子炉水位（燃料域）は、以下の機能を有する。 原子炉水位（燃料域）は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。 原子炉水位（燃料域）の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「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>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多重性及び独立性を備えた2個を設置する。</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>		

VI-1-1-4-4-4-3-5 設定根拠に関する説明書
(原子炉水位 (SA 広帯域))

名	称	原子炉水位 (SA 広帯域)
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 重大事故等時に使用する原子炉水位 (SA 広帯域) は、以下の機能を有する。 <p>原子炉水位 (SA 広帯域) 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>原子炉水位 (SA 広帯域) の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 (SA 広帯域) は、重大事故等対処設備として 1 個設置する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-3-6 設定根拠に関する説明書
(原子炉水位 (SA 燃料域))

名	称	原子炉水位 (SA 燃料域)
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 重大事故等時に使用する原子炉水位 (SA 燃料域) は、以下の機能を有する。 <p>原子炉水位 (SA 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 (SA 燃料域) の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 (SA 燃料域) は、重大事故等対処設備として 1 個設置する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-4 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

目 次

- VI-1-1-4-4-4-4-1 ドライウエル圧力
- VI-1-1-4-4-4-4-2 圧力抑制室圧力
- VI-1-1-4-4-4-4-3 ドライウエル温度
- VI-1-1-4-4-4-4-4 圧力抑制室内空気温度
- VI-1-1-4-4-4-4-5 サプレッションプール水温度
- VI-1-1-4-4-4-4-6 原子炉格納容器下部温度
- VI-1-1-4-4-4-4-7 格納容器内雰囲気酸素濃度
- VI-1-1-4-4-4-4-8 格納容器内水素濃度 (D/W)
- VI-1-1-4-4-4-4-9 格納容器内水素濃度 (S/C)
- VI-1-1-4-4-4-4-10 格納容器内雰囲気水素濃度

VI-1-1-4-4-4-4-1 設定根拠に関する説明書
(ドライウエル圧力)

名	称	ドライウェル圧力
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 重大事故等時に使用するドライウェル圧力は、以下の機能を有する。 <p>ドライウェル圧力は、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>ドライウェル圧力の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 ドライウェル圧力は、重大事故等対処設備として1個設置する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-4-2 設定根拠に関する説明書
(圧力抑制室圧力)

名	称	圧力抑制室圧力
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 重大事故等時に使用する圧力抑制室圧力は、以下の機能を有する。 <p>圧力抑制室圧力は、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>圧力抑制室圧力の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 圧力抑制室圧力は、重大事故等対処設備として1個設置する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-3 設定根拠に関する説明書
(ドライウエル温度)

名	称	ドライウエル温度
個	数	11
<p>【設定根拠】 (概要) ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用するドライウエル温度は、以下の機能を有する。</p> <p>ドライウエル温度は、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>ドライウエル温度の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 ドライウエル温度は、重大事故等対処設備として位置的分散を考慮した 11 個を設置する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-4-4 設定根拠に関する説明書
(圧力抑制室内空気温度)

名	称	圧力抑制室内空気温度
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 圧力抑制室内空気温度は、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバ内の空気温度を計測するとともに、計測結果を表示し、記録及び保存するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する圧力抑制室内空気温度は、以下の機能を有する。 圧力抑制室内空気温度は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。 圧力抑制室内空気温度の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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>1. 個数の設定根拠 圧力抑制室内空気温度は、設計基準対象施設として位置的分散を考慮した4個を設置する。</p> <p>圧力抑制室内空気温度は、設計基準対象施設として4個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-4-5 設定根拠に関する説明書
(サプレッションプール水温度)

名	称	サプレッションプール水温度
個	数	16
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設 サプレッションプール水温度は、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の温度を計測するとともに、計測結果を表示し、記録及び保存するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用するサプレッションプール水温度は、以下の機能を有する。 サプレッションプール水温度は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。 サプレッションプール水温度の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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>1. 個数の設定根拠 サプレッションプール水温度は、設計基準対象施設として多重性及び位置的分散を考慮した32個を設置する。</p> <p>サプレッションプール水温度は、設計基準対象施設として32個設置しているもののうち、原子炉格納容器の限界圧力（2Pd：854kPa[gage]）におけるサプレッションチェンバのプール水の飽和温度（約178℃）を監視可能な16個を重大事故等対処設備として使用する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-4-6 設定根拠に関する説明書
(原子炉格納容器下部温度)

名	称	原子炉格納容器下部温度
個	数	12
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する原子炉格納容器下部温度は、以下の機能を有する。 <p>原子炉格納容器下部温度は、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>原子炉格納容器下部温度の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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>原子炉格納容器下部温度は、重大事故等対処設備として多重性及び位置的分散を考慮した12個を設置する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-4-7 設定根拠に関する説明書
(格納容器内雰囲気酸素濃度)

名 称		格納容器内雰囲気酸素濃度
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 格納容器内雰囲気酸素濃度は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の酸素濃度を計測するとともに、計測結果を表示し、記録及び保存するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する格納容器内雰囲気酸素濃度は、以下の機能を有する。 <p>格納容器内雰囲気酸素濃度は、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、格納容器内雰囲気酸素濃度は、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>格納容器内雰囲気酸素濃度の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 格納容器内雰囲気酸素濃度は、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>格納容器内雰囲気酸素濃度は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-4-8 設定根拠に関する説明書
(格納容器内水素濃度(D/W))

名 称		格納容器内水素濃度 (D/W)
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 重大事故等時に使用する格納容器内水素濃度 (D/W) は、以下の機能を有する。 <p>格納容器内水素濃度 (D/W) 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、格納容器内水素濃度 (D/W) は、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>格納容器内水素濃度 (D/W) の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 格納容器内水素濃度 (D/W) 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>		

VI-1-1-4-4-4-4-9 設定根拠に関する説明書
(格納容器内水素濃度(S/C))

名	称	格納容器内水素濃度(S/C)
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 重大事故等時に使用する格納容器内水素濃度(S/C)は、以下の機能を有する。 <p>格納容器内水素濃度(S/C)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、格納容器内水素濃度(S/C)は、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>格納容器内水素濃度(S/C)の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 格納容器内水素濃度(S/C)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>		

VI-1-1-4-4-4-4-10 設定根拠に関する説明書
(格納容器内雰囲気水素濃度)

名 称		格納容器内雰囲気水素濃度
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 格納容器内雰囲気水素濃度は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の水素濃度を計測するとともに、計測結果を表示し、記録及び保存するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する格納容器内雰囲気水素濃度は、以下の機能を有する。 <p>格納容器内雰囲気水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために必要な設備として設置する。 また、格納容器内雰囲気水素濃度は、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>格納容器内雰囲気水素濃度の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 格納容器内雰囲気水素濃度は、設計基準対象施設として多重性及び独立性を備えた4個を設置する。</p> <p>格納容器内雰囲気水素濃度は、設計基準対象施設として4個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-5 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

目次

VI-1-1-4-4-5-1 復水貯蔵タンク水位

VI-1-1-4-4-4-5-1 設定根拠に関する説明書
(復水貯蔵タンク水位)

名	称	復水貯蔵タンク水位
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 重大事故等時に使用する復水貯蔵タンク水位は、以下の機能を有する。 <p>復水貯蔵タンク水位は、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>復水貯蔵タンク水位の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 復水貯蔵タンク水位は、重大事故等対処設備として1個設置する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

目 次

VI-1-1-4-4-4-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ流量

VI-1-1-4-4-4-6-2 原子炉格納容器下部注水流量

VI-1-1-4-4-4-6-1 設定根拠に関する説明書
(原子炉格納容器代替スプレイ流量)

名	称	原子炉格納容器代替スプレイ流量
個	数	—
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する原子炉格納容器代替スプレイ流量は、以下の機能を有する。 <p>原子炉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>原子炉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、工事計画認可申請書添付書類「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原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の各系統に1個ずつ、計2個設置する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-6-2 設定根拠に関する説明書
(原子炉格納容器下部注水流量)

名	称	原子炉格納容器下部注水流量
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 重大事故等時に使用する原子炉格納容器下部注水流量は、以下の機能を有する。 <p>原子炉格納容器下部注水流量は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のもを含む。）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>原子炉格納容器下部注水流量の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「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 原子炉格納容器下部注水流量は、重大事故等対処設備として1個設置する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

目 次

- VI-1-1-4-4-4-7-1 圧力抑制室水位
- VI-1-1-4-4-4-7-2 原子炉格納容器下部水位
- VI-1-1-4-4-4-7-3 ドライウェル水位

VI-1-1-4-4-4-7-1 設定根拠に関する説明書
(圧力抑制室水位)

名	称	圧力抑制室水位
個	数	2
<p>【設定根拠】 (概要) ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する圧力抑制室水位は、以下の機能を有する。</p> <p>圧力抑制室水位は、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>圧力抑制室水位の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 圧力抑制室水位は、重大事故等対処設備として多重性及び独立性を備えた2個を設置する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-7-2 設定根拠に関する説明書
(原子炉格納容器下部水位)

名	称	原子炉格納容器下部水位
個	数	12
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する原子炉格納容器下部水位は、以下の機能を有する。 <p>原子炉格納容器下部水位は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のもを含む。）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>原子炉格納容器下部水位の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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>原子炉格納容器下部水位は、重大事故等対処設備として原子炉格納容器下部床面から 0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m の各高さに 2 個ずつ合計 12 個設置する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-7-3 設定根拠に関する説明書
(ドライウエル水位)

名	称	ドライウエル水位
個	数	6
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用するドライウエル水位は、以下の機能を有する。 <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、工事計画認可申請書添付書類「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原子炉格納容器の床面から 0.02m, 0.23m, 0.34m の各高さに 2 個ずつ合計 6 個設置する。</p>		

VI-1-1-4-4-4-8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

目 次

VI-1-1-4-4-8-1 原子炉建屋内水素濃度

VI-1-1-4-4-4-8-1 設定根拠に関する説明書
(原子炉建屋内水素濃度)

名	称	原子炉建屋内水素濃度
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 重大事故等時に使用する原子炉建屋内水素濃度は、以下の機能を有する。 <p>原子炉建屋内水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋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必要な設備として設置する。</p> <p>また、原子炉建屋内水素濃度は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>原子炉建屋内水素濃度の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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 原子炉建屋内水素濃度は、重大事故等対処設備として、原子炉格納容器内で発生した水素が漏えいする可能性のある原子炉建屋地下2階に1個、地下1階に1個、地上1階に3個、また、水素が最終的に滞留する原子炉建屋地上3階の天井付近に位置的分散を考慮した2個の合計7個を設置する。</p>		

VI-1-1-4-4-5 制御用空気設備に係る設定根拠に関する説明書

目 次

VI-1-1-4-4-5-1 高压窒素ガス供給系

VI-1-1-4-4-5-2 代替高压窒素ガス供給系

VI-1-1-4-4-5-1 高压窒素ガス供給系

目 次

VI-1-1-4-4-5-1-1	高压窒素ガスポンベ	
VI-1-1-4-4-5-1-2	高压窒素ガス供給系	安全弁（常設）
VI-1-1-4-4-5-1-3	高压窒素ガス供給系	主配管（常設）
VI-1-1-4-4-5-1-4	高压窒素ガス供給系	主配管（可搬型）

VI-1-1-4-4-5-1-1 設定根拠に関する説明書
(高圧窒素ガス供給系 高圧窒素ガスボンベ)

名 称	高圧窒素ガスボンベ*	
容 量	L/個	46.7以上(46.7)
最高使用圧力	MPa	14.7
最高使用温度	℃	40
個 数	—	11 (予備 11)

注記* : 制御用空気設備 (代替高圧窒素ガス供給系) と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・ 重大事故等対処設備

重大事故等時に計測制御系統施設のうち制御用空気設備 (高圧窒素ガス供給系) 及び制御用空気設備 (代替高圧窒素ガス供給系) として使用する高圧窒素ガスボンベは以下の機能を有する。

高圧窒素ガスボンベは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。

系統構成は、高圧窒素ガス供給系は、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素を供給できる設計とする。

代替高圧窒素ガス供給系は、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、主蒸気逃がし安全弁のアクチュエータに直接窒素を供給することで、主蒸気逃がし安全弁を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

重大事故等時に高圧窒素ガス供給系及び代替高圧窒素ガス供給系で使用する高圧窒素ガスボンベは、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46.7 L/個以上とする。

高圧窒素ガスボンベの総容量は、主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能) を7日間開保持するために必要な窒素量を上回る容量を確保している。根拠は以下のとおり。

1.1 高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスボンベ容量

高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベは、主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能) 6弁 (A系3弁, B系3弁) を7日間開保持するために必要な窒素量をもとに、1系列あたりの必要容量3本を上回る4本 (2系列分として必要容量6本に対し計8本) を接続し使用する。1系列あたりの高圧窒素ガスボンベの必要容量の根拠は以下のとおり。

1.1.1 窒素消費量

①高圧窒素ガス供給系1系列3弁を開動作するための消費量

= [L(normal)]

②高圧窒素ガス供給弁1系列3弁を7日間開保持するための消費量

= [L(normal)]

窒素消費量は、上記①～②の合計した [L(normal)] である。

なお、7日間の減圧機能維持に必要な主蒸気逃がし安全弁の個数は2弁であるが、保守的に3弁開保持を考慮している。

1.1.2 高圧窒素ガス供給系高圧窒素ポンペによる供給量

$$\begin{aligned}
 Q_b &= \frac{(P_1[\text{MPa}(\text{gage})]-P_2[\text{MPa}(\text{gage})])}{P_L[\text{MPa}(\text{abs})]} \times \frac{273.15}{(273.15+T[^\circ\text{C}])} \times V_b[\text{L/本}] \times M[\text{本}] \\
 &= \frac{(14.7[\text{MPa}(\text{gage})]-\square[\text{MPa}(\text{gage})])}{0.101325[\text{MPa}(\text{abs})]} \times \frac{273.15}{(273.15+\square[^\circ\text{C}])} \times 46.7 [\text{L/本}] \times M[\text{本}] \\
 &= \square[\text{L}(\text{normal})] \times M
 \end{aligned}$$

- Q_b : 高圧窒素ガスポンペの供給量[L(normal)]
- P₁ : 高圧窒素ガスポンペ初期充填圧力 (14.7 [MPa(gage)])
- P₂ : 高圧窒素ガスポンペ交換圧力 (□ [MPa(gage)])
- P_L : 大気圧 (0.101325 [MPa(abs)])
- V_b : 高圧窒素ガスポンペ容量 (46.7 [L/本])
- M : 必要ポンペ本数
- T : 窒素温度 (□ [°C])

開保持するために必要な窒素消費量より多い供給量 (Q_b) が必要であり、

$$\begin{aligned}
 &\square[\text{L}(\text{normal})] \times M > \square[\text{L}(\text{normal})] \\
 &M > \square
 \end{aligned}$$

よって、高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスポンペの必要容量は、□個を上回る1系列あたり3本である。

設置個数については、1系列あたりの必要容量3本を上回る4本とし、2系列分として合計8本とする。

1.2 代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンペ容量

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンペは、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）2弁を7日間開保持させるために必要な窒素量に加え、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の空気シリンダ及び窒素供給配管内を作動圧力まで昇圧するために必要な窒素量をもとに必要容量3本（2系列分として合計6本）を接続し使用する。

高圧窒素ガスポンペの必要容量は、以下に示す式により算出する。

$$\begin{aligned}
 n &= \frac{(Q_1 \times t + Q_2)}{V} \times \frac{0.101325}{(P_1 - P_2)} \times \frac{(273.15 + T)}{273.15} \\
 &= \frac{(\square \times 10080 + \square)}{46.7} \times \frac{0.101325}{(14.7 - \square)} \times \frac{(273.15 + \square)}{273.15} \\
 &\Rightarrow \square \Rightarrow 3\text{本}
 \end{aligned}$$

- n : 必要ポンペ本数
- t : 主蒸気逃がし安全弁開保持時間 (10080 [min] (7日間))
- P₁ : 高圧窒素ガスポンペ初期充填圧力 (14.7 [MPa(gage)])
- P₂ : 主蒸気逃がし安全弁開保持必要圧力 (□ [MPa(gage)])
- T : 窒素温度 (□ [°C])
- V : 高圧窒素ガスポンペ1本当たりの容量 (46.7 [L])
- Q₁ : 設計漏えい量 (□ [L(normal)/min])
- Q₂ : 供給配管昇圧に必要な窒素消費量 (□ [L(normal)])

2. 最高使用圧力の設定根拠
高圧窒素ポンベの重大事故等時における使用圧力は、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てん圧力である14.7 MPa とする。
3. 最高使用温度の設定根拠
高圧窒素ポンベの重大事故等時における使用温度は、高圧ガス保安法に基づき40 ℃とする。
4. 個数の設定根拠
高圧窒素ガスポンベは、高圧窒素ガス供給系として8本、代替高圧窒素ガス供給系として3本使用するため、必要となる本数は11本であり、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し合計で22本を保有する。

VI-1-1-4-4-5-1-2 設定根拠に関する説明書
(高圧窒素ガス供給系 安全弁 (常設))

名	称	P54-F065A, B
吹出圧力	MPa	□
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 P54-F065A, B は、主配管「連結管～高圧窒素ガス供給系窒素供給配管合流点」上に設置する安全弁である。 P54-F065A, B は、設計基準対処施設として主配管「連結管～高圧窒素ガス供給系窒素供給配管合流点」の圧力があらかじめ設定された圧力に達した場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等対処設備としては、主配管「連結管～高圧窒素ガス供給系窒素供給配管合流点」の重大事故時における圧力があらかじめ設定された圧力に達した場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。 <p>1. 吹出圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する P54-F065A, B の吹出圧力は、HPIN 非常用圧力調整弁の制御範囲及び安全弁の吹止り圧力と当該安全弁が接続する主配管「連結管～高圧窒素ガス供給系窒素供給配管合流点」の最高使用圧力を考慮し、□MPa とする。</p> <p>P54-F065A, B を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における HPIN 非常用圧力調整弁の制御範囲及び安全弁の吹止り圧力と当該安全弁が接続する主配管「連結管～高圧窒素ガス供給系窒素供給配管合流点」の使用圧力を考慮し、□MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠 P54-F065A, B は、設計基準対象施設として主配管「連結管～高圧窒素ガス供給系窒素供給配管合流点」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である各系列に 1 個とし、合計 2 個を設置する。</p> <p>重大事故等対処設備として使用する P54-F065A, 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>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-4-5-1-3 設定根拠に関する説明書
(高圧窒素ガス供給系 主配管 (常設))

名	称	連結管 ~ 高圧窒素ガス供給系 A 系窒素供給配管合流点	
最高使用圧力	MPa	19.6, 1.77	
最高使用温度	℃	66	
外	径	mm	34.0, 60.5
—			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>・重大事故等対処設備 本配管は、連結管と高圧窒素ガス供給系 A 系窒素供給配管合流点を接続する配管であり、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のアクチュエータへ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 19.6 MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における高圧窒素ガスポンベの使用圧力 14.7MPa を上回る 19.6 MPa とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.77 MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能の作動圧力を上回るとともに、高圧窒素ガス供給系の常用供給系と取合う上流側系統の原子炉格納容器調気系の最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時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窒素ガスポンベの使用温度 40 ℃を上回る 66 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のシリンダ駆動力を確保するための配管外径として、34.0 mm, 60.5 mm とする。</p>			

名 称		高圧窒素ガス供給系 A 系窒素供給配管合流点 ～ P54-F068A
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>本配管は、高圧窒素ガス供給系 A 系窒素供給配管合流点と P54-F068A を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のアクチュエータへ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「連結管～高圧窒素ガス供給系 A 系窒素供給配管合流点」の最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「連結管～高圧窒素ガス供給系 A 系窒素供給配管合流点」の使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、高圧窒素ガスポンベの使用温度 40 ℃を上回る 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高圧窒素ガスポンベの使用温度 40 ℃を上回る 66 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のシリンダ駆動力を確保するための配管外径として、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5 mm とする。</p>		

名 称	P54-F068A ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-72A)	
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>本配管は、P54-F068A と原子炉格納容器配管貫通部 (X-72A) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のアクチュエータへ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「連結管～高圧窒素ガス供給系 A 系窒素供給配管合流点」の最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「連結管～高圧窒素ガス供給系 A 系窒素供給配管合流点」の使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ 200 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のシリンダ駆動力を確保するための配管外径として、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5 mm とする。</p>		

名 称	原子炉格納容器配管貫通部 (X-72A) ～ P54-F070A	
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>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部 (X-72A) と P54-F070A を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のアクチュエータへ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「連結管～高圧窒素ガス供給系 A 系窒素供給配管合流点」の最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「連結管～高圧窒素ガス供給系 A 系窒素供給配管合流点」の使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ 200 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のシリンダ駆動力を確保するための配管外径として、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5 mm とする。</p>		

名	称	P54-F070A ～ B21-F023H, J, L	
最高使用圧力	MPa	1.77	
最高使用温度	℃	171	
外	径	mm	60.5
—			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、P54-F070A と B21-F023H, J, L を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のアクチュエータへ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「連結管～高圧窒素ガス供給系 A 系窒素供給配管合流点」の最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「連結管～高圧窒素ガス供給系 A 系窒素供給配管合流点」の使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）で主蒸気逃がし安全弁の減圧機能使用時におけるドライウェル温度が最大となる事故シーケンスグループ等である高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱等において約 155 ℃ であることから、それを上回る 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のシリンダ駆動力を確保するための配管外径として、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5 mm とする。</p>			

名	称	連結管 ～ 高圧窒素ガス供給系 B 系窒素供給配管合流点	
最高使用圧力	MPa	19.6, 1.77	
最高使用温度	℃	66	
外	径	mm	34.0, 60.5
—			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>・重大事故等対処設備 本配管は、連結管と高圧窒素ガス供給系 B 系窒素供給配管合流点を接続する配管であり、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のアクチュエータへ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 19.6 MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における高圧窒素ガスポンベの使用圧力 14.7MPa を上回る 19.6 MPa とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.77 MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能の作動圧力を上回るとともに、高圧窒素ガス供給系の常用供給系と取合う上流側系統の原子炉格納容器調気系の最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時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窒素ガスポンベの使用温度 40 ℃を上回る 66 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のシリンダ駆動力を確保するための配管外径として、34.0 mm, 60.5 mm とする。</p>			

名 称		高圧窒素ガス供給系 B 系窒素供給配管合流点 ～ P54-F068B
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>本配管は、高圧窒素ガス供給系 B 系窒素供給配管合流点と P54-F068B を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のアクチュエータへ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「連結管～高圧窒素ガス供給系 B 系窒素供給配管合流点」の最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「連結管～高圧窒素ガス供給系 B 系窒素供給配管合流点」の使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、高圧窒素ガスポンベの使用温度 40 ℃を上回る 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高圧窒素ガスポンベの使用温度 40 ℃を上回る 66 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のシリンダ駆動力を確保するための配管外径として、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5 mm とする。</p>		

名 称	P54-F068B ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-72B)	
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>本配管は、P54-F068B と原子炉格納容器配管貫通部 (X-72B) を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のアクチュエータへ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「連結管～高圧窒素ガス供給系 B 系窒素供給配管合流点」の最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「連結管～高圧窒素ガス供給系 B 系窒素供給配管合流点」の使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ 200 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のシリンダ駆動力を確保するための配管外径として、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5 mm とする。</p>		

名 称	原子炉格納容器配管貫通部 (X-72B) ～ P54-F070B	
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>本配管は、原子炉格納容器配管貫通部 (X-72B) と P54-F070B を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付) のアクチュエータへ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「連結管～高圧窒素ガス供給系 B 系窒素供給配管合流点」の最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「連結管～高圧窒素ガス供給系 B 系窒素供給配管合流点」の使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ 200 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付) のシリンダ駆動力を確保するための配管外径として、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5 mm とする。</p>		

名 称	P54-F070B ～ B21-F023A, C, E	
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、P54-F070B と B21-F023A, C, E を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のアクチュエータへ窒素ガスを供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「連結管～高圧窒素ガス供給系 B 系窒素供給配管合流点」の最高使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「連結管～高圧窒素ガス供給系 B 系窒素供給配管合流点」の使用圧力と同じ 1.77 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）で主蒸気逃がし安全弁の減圧機能使用時におけるドライウェル温度が最大となる事故シーケンスグループ等である高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱等において約 155 ℃ であることから、それを上回る 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のシリンダ駆動力を確保するための配管外径として、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5 mm とする。</p>		

VI-1-1-4-4-5-1-4 設定根拠に関する説明書
(高圧窒素ガス供給系 主配管 (可搬型))

名 称		連結管
最高使用圧力	MPa	19.6
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	7.0
個 数	—	8 (予備 8)
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <p>本配管は、高圧窒素ガスポンベと高圧窒素ガス供給系窒素供給配管を接続する配管であり、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のアクチュエータに窒素を供給するために設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 最高使用圧力の設定根拠 <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高圧窒素ガスポンベの使用圧力 14.7 MPa を上回る 19.6 MPa とする。</p> 2. 最高使用温度の設定根拠 <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における高圧窒素ガスポンベの使用温度 40 ℃ を上回る 66 ℃ とする。</p> 3. 外径の設定根拠 <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のシリンダ駆動力を確保するための配管外径として、7.0 mm とする。</p> 4. 個数の設定根拠 <p>本配管は、重大事故等対処設備として高圧窒素ガスポンベの窒素を主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）に供給するために必要な本数である各系列 4 台を保管することとし、予備 8 台を保管する。</p> 		

VI-1-1-4-4-5-2 代替高压窒素ガス供給系

目 次

- VI-1-1-4-4-5-2-1 代替高圧窒素ガス供給系 安全弁（可搬型）
- VI-1-1-4-4-5-2-2 代替高圧窒素ガス供給系 主配管（常設）
- VI-1-1-4-4-5-2-3 代替高圧窒素ガス供給系 主配管（可搬型）

VI-1-1-4-4-5-2-1 設定根拠に関する説明書
(代替高圧窒素ガス供給系 安全弁(可搬型))

名	称	P54-F1005A, B
吹出圧力	MPa	2.06
個数	—	1 (予備 1)
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 P54-F1005A, B は、主配管「連結管～フレキシブルホース／恒設配管取合点」上に設置する安全弁である。 <p>P54-F1005A, B は、重大事故等対処設備として主配管「連結管～フレキシブルホース／恒設配管取合点」の重大事故時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 吹出圧力の設定根拠 P54-F1005A, B を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における当該逃がし弁が設けられている主配管の使用圧力と同じ 2.06MPa とする。 2. 個数の設定根拠 P54-F1005A, B は、重大事故等対処設備として主配管「連結管～フレキシブルホース／恒設配管取合点」の圧力を使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を保管することとし、予備 1 個を保管する。 		

VI-1-1-4-4-5-2-2 設定根拠に関する説明書
(代替高圧窒素ガス供給系 主配管(常設))

名 称		恒設配管取合点接続管／恒設配管取合点(A) ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-106B)
最高使用圧力	MPa	2.06
最高使用温度	℃	66, 200
外 径	mm	34.0, 60.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 本配管は、恒設配管取合点接続管／恒設配管取合点 (A) と原子炉格納容器配管貫通部 (X-106B) を接続する配管であり、主蒸気逃がし安全弁 (代替高圧窒素ガス供給系付) のアクチュエータに直接窒素を供給するために設置する。 <ol style="list-style-type: none"> 1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁 (代替高圧窒素ガス供給系付) の動作に必要な圧力 MPa に対し配管内の窒素が重大事故等時の使用温度において熱膨張で受ける圧力を考慮し、2.06MPa とする。 2. 最高使用温度の設定根拠 <ol style="list-style-type: none"> 2.1 最高使用温度 66℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「連結管」の使用温度と同じ66℃とする。 2.2 最高使用温度 200℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ200℃とする。 3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁 (代替高圧窒素ガス供給系付) のシリンダ駆動力を確保するための配管外径として、34.0mm, 60.5mm とする。 		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		原子炉格納容器配管貫通部 (X-106B) ～ B21-F001A
最高使用圧力	MPa	2.06
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 78.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>・ 重大事故等対処設備 本配管は、原子炉格納容器配管貫通部 (X-106B) と B21-F001A を接続する配管であり、主蒸気逃がし安全弁 (代替高圧窒素ガス供給系付) のアクチュエータに直接窒素を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁 (代替高圧窒素ガス供給系付) の動作に必要な圧力 <input type="text" value="2.06"/> MPa に対し配管内の窒素が重大事故等時の使用温度において熱膨張で受ける圧力を考慮し、2.06MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) で主蒸気逃がし安全弁の減圧機能使用時におけるドライウェル温度が最大となる事故シーケンスグループ等である高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱等において約 155 ℃であることから、それを上回る 171 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>3.1 外径 60.5mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁 (代替高圧窒素ガス供給系付) のシリンダ駆動力を確保するための配管外径として、60.5mm とする。</p> <p>3.2 外径 78.0mm 本伸縮継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、50A の配管と接続するため、施工性及びメーカー仕様に基づいて選定し、78.0 mm とする。</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		原子炉格納容器配管貫通部 (X-106B) ～ B21-F001L
最高使用圧力	MPa	2.06
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 78.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 本配管は、原子炉格納容器配管貫通部 (X-106B) と B21-F001L を接続する配管であり、主蒸気逃がし安全弁 (代替高圧窒素ガス供給系付) のアクチュエータに直接窒素を供給するために設置する。 <ol style="list-style-type: none"> 1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁 (代替高圧窒素ガス供給系付) の動作に必要な圧力 MPa に対し配管内の窒素が重大事故等時の使用温度において熱膨張で受ける圧力を考慮し、2.06MPa とする。 2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) で主蒸気逃がし安全弁の減圧機能使用時におけるドライウェル温度が最大となる事故シーケンスグループ等である高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱等において約 155 ℃であることから、それを上回る 171 ℃とする。 3. 外径の設定根拠 <ol style="list-style-type: none"> 3.1 外径 60.5mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁 (代替高圧窒素ガス供給系付) のシリンダ駆動力を確保するための配管外径として、60.5mm とする。 3.2 外径 78.0mm 本伸縮継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、50A の配管と接続するため、施工性及びメーカー仕様に基づいて選定し、78.0 mm とする。 		

名 称		恒設配管取合点接続管／恒設配管取合点 (B) ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-91)
最高使用圧力	MPa	2.06
最高使用温度	℃	66, 200
外 径	mm	34.0, 60.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 本配管は、恒設配管取合点接続管／恒設配管取合点 (B) と原子炉格納容器配管貫通部 (X-91) を接続する配管であり、主蒸気逃がし安全弁 (代替高圧窒素ガス供給系付) のアクチュエータに直接窒素を供給するために設置する。 <ol style="list-style-type: none"> 1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁 (代替高圧窒素ガス供給系付) の動作に必要な圧力 MPa に対し配管内の窒素が重大事故等時の使用温度において熱膨張で受ける圧力を考慮し、2.06MPa とする。 2. 最高使用温度の設定根拠 <ol style="list-style-type: none"> 2.1 最高使用温度 66℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「連結管」の使用温度と同じ66℃とする。 2.2 最高使用温度 200℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ200℃とする。 3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁 (代替高圧窒素ガス供給系付) のシリンダ駆動力を確保するための配管外径として、34.0mm, 60.5mm とする。 		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		原子炉格納容器配管貫通部 (X-91) ～ B21-F001E
最高使用圧力	MPa	2.06
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 78.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 本配管は、原子炉格納容器配管貫通部 (X-91) と B21-F001E を接続する配管であり、主蒸気逃がし安全弁 (代替高圧窒素ガス供給系付) のアクチュエータに直接窒素を供給するために設置する。 <ol style="list-style-type: none"> 1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁 (代替高圧窒素ガス供給系付) の動作に必要な圧力 MPa に対し配管内の窒素が重大事故等時の使用温度において熱膨張で受ける圧力を考慮し、2.06MPa とする。 2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) で主蒸気逃がし安全弁の減圧機能使用時におけるドライウェル温度が最大となる事故シーケンスグループ等である高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱等において約 155 ℃であることから、それを上回る 171 ℃とする。 3. 外径の設定根拠 <ol style="list-style-type: none"> 3.1 外径 60.5mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁 (代替高圧窒素ガス供給系付) のシリンダ駆動力を確保するための配管外径として、60.5mm とする。 3.2 外径 78.0mm 本伸縮継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、50A の配管と接続するため、施工性及びメーカー仕様に基づいて選定し、78.0 mm とする。 		

名 称		原子炉格納容器配管貫通部 (X-91) ～ B21-F001J
最高使用圧力	MPa	2.06
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	60.5, 78.0
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 本配管は、原子炉格納容器配管貫通部 (X-91) と B21-F001J を接続する配管であり、主蒸気逃がし安全弁 (代替高圧窒素ガス供給系付) のアクチュエータに直接窒素を供給するために設置する。 <ol style="list-style-type: none"> 1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁 (代替高圧窒素ガス供給系付) の動作に必要な圧力 MPa に対し配管内の窒素が重大事故等時の使用温度において熱膨張で受ける圧力を考慮し、2.06MPa とする。 2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) で主蒸気逃がし安全弁の減圧機能使用時におけるドライウェル温度が最大となる事故シーケンスグループ等である高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱等において約 155 ℃であることから、それを上回る 171 ℃とする。 3. 外径の設定根拠 <ol style="list-style-type: none"> 3.1 外径 60.5mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁 (代替高圧窒素ガス供給系付) のシリンダ駆動力を確保するための配管外径として、60.5mm とする。 3.2 外径 78.0mm 本伸縮継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、50A の配管と接続するため、施工性及びメーカー仕様に基づいて選定し、78.0 mm とする。 		

VI-1-1-4-4-5-2-3 設定根拠に関する説明書
(代替高圧窒素ガス供給系 主配管(可搬型))

名 称		連結管
最高使用圧力	MPa	20.0
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	4.0
個 数	—	3 (予備 3)

—

【設定根拠】

(概要)

・ 重大事故等対処設備

本配管は、高圧窒素ガスポンベと恒設配管を接続する配管であり、主蒸気逃がし安全弁（代替高圧窒素ガス供給系付）のアクチュエータに直接窒素を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における高圧窒素ガスポンベの使用圧力 14.7MPa を上回る 20.0MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における高圧窒素ポンベの使用温度 40℃ を上回る 66℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁（代替高圧窒素ガス供給系付）のシリンダ駆動力を確保するための配管外径として、4.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本配管は、重大事故等対処設備として高圧窒素ガスポンベの窒素を主蒸気逃がし安全弁（代替高圧窒素ガス供給系付）に供給するために必要な台数である 3 台を保管することとし、予備 3 台を保管する。

名	称	連結管 ～ フレキシブルホース／恒設配管取合点	
最高使用圧力	MPa	20.0, 2.06	
最高使用温度	℃	66	
外	径	mm	16.0, 34.0
個	数	—	1 (予備 1)

【設定根拠】

(概要)

・重大事故等対処設備

本配管は、連結管とフレキシブルホース／恒設配管取合点を接続する配管であり、主蒸気逃がし安全弁（代替高圧窒素ガス供給系付）のアクチュエータに直接窒素を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 最高使用圧力 20.0MPa

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における高圧窒素ガスポンベの使用圧力 14.7MPa を上回る 20.0MPa とする。

1.2 最高使用圧力 2.06MPa

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁（代替高圧窒素ガス供給系付）の動作に必要な圧力 MPa に対し配管内の窒素が重大事故等時の使用温度において熱膨張で受ける圧力を考慮し、2.06MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「連結管」の使用温度と同じ 66℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁（代替高圧窒素ガス供給系付）のシリンダ駆動力を確保するための配管外径として、16.0mm, 34.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本配管は、重大事故等対処設備として高圧窒素ガスポンベの窒素を主蒸気逃がし安全弁（代替高圧窒素ガス供給系付）に供給するために必要な台数である 1 台を保管することとし、予備 1 台を保管する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		代替高压窒素ガス供給用フレキシブルホース (φ 32.9, 6m, 8m)
最高使用圧力	MPa	2.06
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	32.9
個 数	—	2
—		

【設定根拠】

(概要)

・ 重大事故等対処設備

本配管は、フレキシブルホース／恒設配管取合点と恒設配管取合点接続管を接続するホースであり、主蒸気逃がし安全弁（代替高压窒素ガス供給系付）のアクチュエータに直接窒素を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁（代替高压窒素ガス供給系付）の動作に必要な圧力 MPa に対し配管内の窒素が重大事故等時の使用温度において熱膨張で受ける圧力を考慮し、2.06MPa 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、重大事故等時における主配管「連結管」の使用温度と同じ 66℃ 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、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁（代替高压窒素ガス供給系付）のシリンダ駆動力を確保するための配管外径として、32.9mm とする。

4. 個数の設定根拠

本ホースは、重大事故等対処設備として高压窒素ガスボンベの窒素を主蒸気逃がし安全弁（代替高压窒素ガス供給系付）に供給するために必要な本数である 2 本（A 系 1 本，B 系 1 本）を保管する。

名 称		恒設配管取合点接続管
最 高 使 用 圧 力	MPa	2.06
最 高 使 用 温 度	℃	66
外 径	mm	34.0
個 数	—	1 (予備 1)

—

【設定根拠】

(概要)

・ 重大事故等対処設備

本配管は、フレキシブルホースと常設配管を接続する配管であり、主蒸気逃がし安全弁（代替高圧窒素ガス供給系付）のアクチュエータに直接窒素を供給するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁（代替高圧窒素ガス供給系付）の動作に必要な圧力 MPa に対し配管内の窒素が重大事故等時の使用温度において熱膨張で受ける圧力を考慮し、2.06MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「連結管」の使用温度と同じ 66℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁（代替高圧窒素ガス供給系付）のシリンダ駆動力を確保するための配管外径として、34.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本配管は、重大事故等対処設備として高圧窒素ガスボンベの窒素を主蒸気逃がし安全弁（代替高圧窒素ガス供給系付）に供給するために必要な台数である 1 台を保管することとし、予備 1 台を保管する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-5 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

VI-1-1-4-5-1 気体廃棄物処理設備に係る設定根拠に関する説明書（排気筒）

VI-1-1-4-5-1 気体廃棄物処理設備に係る設定根拠に関する説明書
(排気筒)

目 次

VI-1-1-4-5-1-1 气体废弃物处理系

VI-1-1-4-5-1-1 気体廃棄物処理系

目 次

VI-1-1-4-5-1-1-1 排気筒

VI-1-1-4-5-1-1-1 設定根拠に関する説明書
(排気筒)

個	名 称	排気筒
1	—	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>排気筒は、設計基準対象施設として非常用ガス処理系、気体廃棄物処理系等からの排気を大気に放出するために設置する。</p> ・ 重大事故等対処施設 <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（耐圧強化ベント系）として使用する排気筒は、以下の機能を有する。</p> <p>排気筒は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）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、原子炉格納容器内のガスを原子炉格納容器調気系等を経由して排気筒から放出することで、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。</p> <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）として使用する排気筒は、以下の機能を有する。</p> <p>排気筒は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員の被ばく線量を低減できる設計とする。</p> <p>系統構成は、非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に保ちながら、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を非常用ガス処理系フィルタ装置を通して、排気筒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、気体廃棄物処理系等からの排気を大気に放出するために必要な個数である1個設置する。</p> <p>排気筒は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等時に使用する。</p>		

VI-1-1-4-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
(放射線管理施設)

目 次

- VI-1-1-4-6-1 放射線管理用計測装置に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-6-2 換気設備（中央制御室，緊急時制御室及び緊急時対策所に設置するもの（非常用のものに限る。）並びに放射性物質により汚染された空気による放射線障害を防止する目的で給気又は排気設備として設置するもの）に係る設定根拠に関する説明書

VI-1-1-4-6-1 放射線管理用計測装置に係る設定根拠に関する説明書

目 次

- VI-1-1-4-6-1-1 プロセスモニタリング設備
- VI-1-1-4-6-1-2 エリアモニタリング設備
- VI-1-1-4-6-1-3 固定式周辺モニタリング設備
- VI-1-1-4-6-1-4 移動式周辺モニタリング設備

VI-1-1-4-6-1-1 プロセスモニタリング設備

目 次

- VI-1-1-4-6-1-1-1 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)
- VI-1-1-4-6-1-1-2 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
- VI-1-1-4-6-1-1-3 フィルタ装置出口放射線モニタ
- VI-1-1-4-6-1-1-4 耐圧強化ベント系放射線モニタ

VI-1-1-4-6-1-1-1 設定根拠に関する説明書
(格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W))

名	称	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)
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 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の線量当量率を計測するとともに、計測結果を表示し、記録及び保存するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)は、以下の機能を有する。 <p>格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「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 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)は、設計基準対象施設として多重性及び独立性を備えた2個を設置する。</p> <p>格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

VI-1-1-4-6-1-1-2 設定根拠に関する説明書
(格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C))

名	称	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
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 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の線量当量率を計測するとともに、計測結果を表示し、記録及び保存するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に使用する格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) は、以下の機能を有する。 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) は、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「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 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) は、設計基準対象施設として多重性及び独立性を備えた 2 個を設置する。 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) は、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

VI-1-1-4-6-1-1-3 設定根拠に関する説明書
(フィルタ装置出口放射線モニタ)

名	称	フィルタ装置出口放射線モニタ	
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 style="margin-left: 20px;">重大事故等時に使用する重大事故等時に使用するフィルタ装置出口放射線モニタは、以下の機能を有する。</p> <p style="margin-left: 20px;">フィルタ装置出口放射線モニタは、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p style="margin-left: 20px;">フィルタ装置出口放射線モニタの装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「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 style="margin-left: 20px;">フィルタ装置出口放射線モニタは、重大事故等対処設備としてフィルタ装置出口配管の近傍に多重性を備えた2個を設置する。</p>			

VI-1-1-4-6-1-1-4 設定根拠に関する説明書
(耐圧強化ベント系放射線モニタ)

名	称	耐圧強化ベント系放射線モニタ
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 耐圧強化ベント系放射線モニタは、以下の機能を有する。 <p>耐圧強化ベント系放射線モニタは、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために設置する。</p> <p>耐圧強化ベント系放射線モニタの装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-7-1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 耐圧強化ベント系放射線モニタは、重大事故等対処設備として多重性を備えた2個を設置する。</p>		

VI-1-1-4-6-1-2 エリアモニタリング設備

目 次

- VI-1-1-4-6-1-2-1 緊急時対策所可搬型エリアモニタ
- VI-1-1-4-6-1-2-2 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）
- VI-1-1-4-6-1-2-3 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）

VI-1-1-4-6-1-2-1 設定根拠に関する説明書
(緊急時対策所可搬型エリアモニタ)

名	称	緊急時対策所可搬型エリアモニタ
個	数	1 (予備 1)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に使用する緊急時対策所可搬型エリアモニタは、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所可搬型エリアモニタは、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するために必要な指示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>緊急時対策所可搬型エリアモニタは、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するために設置する。</p> <p>緊急時対策所可搬型エリアモニタの装置の構成、計測範囲等については、添付書類「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>緊急時対策所可搬型エリアモニタの保有数は、重大事故等対処設備として1個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個の合計2個を保管する。</p>		

VI-1-1-4-6-1-2-2 設定根拠に関する説明書
(使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (低線量))

名	称	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）	
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 style="margin-left: 20px;">重大事故等時に使用する使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）は、以下の機能を有する。</p> <p style="margin-left: 20px;">使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）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 style="margin-left: 20px;">また、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p style="margin-left: 20px;">また、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）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 style="margin-left: 20px;">使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-7-1 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 style="margin-left: 20px;">使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）は、重大事故等対処設備として1個設置する。</p>			

VI-1-1-4-6-1-2-3 設定根拠に関する説明書
(使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量))

名	称	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）
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>重大事故等時に使用する使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）は、以下の機能を有する。</p> <p>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）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、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>また、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）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>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）の装置の構成、計測範囲等については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-7-1 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>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）は、重大事故等対処設備として1個設置する。</p>		

VI-1-1-4-6-1-3 固定式周辺モニタリング設備

目 次

VI-1-1-4-6-1-3-1 モニタリングポスト（第1号機設備，第1，2，3号機共用）

VI-1-1-4-6-1-3-1 設定根拠に関する説明書
(モニタリングポスト (第1号機設備, 第1, 2, 3号機共用))

名	称	モニタリングポスト（第1号機設備，第1，2，3号機共用）
個	数	6

【設定根拠】

（概要）

・設計基準対象施設

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に使用するモニタリングポストは，以下の機能を有する。

モニタリングポストは，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に，周辺監視区域境界付近の放射線量率を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するために設置する。

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，添付書類「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

モニタリングポストの保有数は，周辺監視区域境界付近の放射線量率を連続的に監視するために6個設置する。

VI-1-1-4-6-1-4 移動式周辺モニタリング設備

目次

- VI-1-1-4-6-1-4-1 可搬型モニタリングポスト
- VI-1-1-4-6-1-4-2 γ 線サーベイメータ
- VI-1-1-4-6-1-4-3 β 線サーベイメータ
- VI-1-1-4-6-1-4-4 α 線サーベイメータ
- VI-1-1-4-6-1-4-5 電離箱サーベイメータ

VI-1-1-4-6-1-4-1 設定根拠に関する説明書
(可搬型モニタリングポスト)

名	称	可搬型モニタリングポスト
個	数	9 (予備 2)

【設定根拠】

(概要)

- ・ 重大事故等対処設備

重大事故等時に使用する可搬型モニタリングポストは、以下の機能を有する。

可搬型モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に発電所敷地境界付近、発電所海側及び緊急時対策建屋屋上において、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。

可搬型モニタリングポストの装置の構成、計測範囲等については、添付書類「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

可搬型モニタリングポストの保有数は、重大事故等対処設備として9個（モニタリングポストが機能喪失しても代替しうる個数として6個、発電所海側及び緊急時対策建屋屋上の放射線量の測定が可能な個数として3個（うち1個は緊急時対策所の加圧判断用））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個（うち1個は緊急時対策所の加圧判断用と兼用する。）の合計11個を保管する。

VI-1-1-4-6-1-4-2 設定根拠に関する説明書
(γ 線サーベイメータ)

名	称	γ 線サーベイメータ
個	数	2 (予備 1)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に使用するγ線サーベイメータは、以下の機能を有する。</p> <p>γ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。</p> <p>γ線サーベイメータの装置の構成、計測範囲等については、添付書類「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>γ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2個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個の合計3個を保管する。</p>		

VI-1-1-4-6-1-4-3 設定根拠に関する説明書
(β 線サーベイメータ)

名	称	β線サーベイメータ
個	数	2 (予備 1)

【設定根拠】

(概要)

- ・ 重大事故等対処設備

重大事故等時に使用するβ線サーベイメータは、以下の機能を有する。

β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。

β線サーベイメータの装置の構成、計測範囲等については、添付書類「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

β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2個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個の合計3個を保管する。

VI-1-1-4-6-1-4-4 設定根拠に関する説明書
(α 線サーベイメータ)

名	称	α線サーベイメータ
個	数	1 (予備 1)

【設定根拠】

(概要)

・ 重大事故等対処設備

重大事故等時に使用するα線サーベイメータは、以下の機能を有する。

α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。

α線サーベイメータの装置の構成、計測範囲等については、添付書類「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

α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個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個の合計2個を保管する。

VI-1-1-4-6-1-4-5 設定根拠に関する説明書
(電離箱サーベイメータ)

名	称	電離箱サーベイメータ
個	数	2 (予備 1)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に使用する電離箱サーベイメータは、以下の機能を有する。</p> <p>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。</p> <p>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、添付書類「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>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個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個の合計3個を保管する。</p>		

VI-1-1-4-6-2 換気設備（中央制御室，緊急時制御室及び緊急時対策所に設置するもの（非常用のものに限る。）並びに放射性物質により汚染された空気による放射線障害を防止する目的で給気又は排気設備として設置するものに係る設定根拠に関する説明書

目 次

- VI-1-1-4-6-2-1 中央制御室換気空調系
- VI-1-1-4-6-2-2 緊急時対策所換気空調系
- VI-1-1-4-6-2-3 中央制御室待避所加圧空気供給系
- VI-1-1-4-6-2-4 緊急時対策所加圧空気供給系

VI-1-1-4-6-2-1 中央制御室換気空調系

目 次

- VI-1-1-4-6-2-1-1 中央制御室換気空調系 主配管 (常設)
- VI-1-1-4-6-2-1-2 中央制御室送風機
- VI-1-1-4-6-2-1-3 中央制御室再循環送風機
- VI-1-1-4-6-2-1-4 中央制御室排風機
- VI-1-1-4-6-2-1-5 中央制御室再循環フィルタ装置

VI-1-1-4-6-2-1-1 設定根拠に関する説明書
(中央制御室換気空調系 主配管(常設))

名	称	中央制御室 ～ 中央制御室再循環フィルタ装置
最高使用圧力	MPa	1.08
最高使用温度	℃	40
外	径	2004.6×904.6/2006.4×906.4/1406.4×1406.4/1404.6× 1404.6/854.6×604.6/654.6
—		
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本ダクトは、中央制御室から中央制御室再循環フィルタ装置まで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送気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力は、ダクト内の運転静圧を考慮し、1.08kPa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、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.08kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用温度は、周囲温度及び内部流体温度を考慮し、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、40℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>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換気空調系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又は中央制御室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、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、2004.6mm×904.6mm, 2006.4mm×906.4mm, 1406.4mm×1406.4mm, 1404.6mm×1404.6mm, 854.6mm×604.6mm, 654.6mmとする。</p>		

外径*1 A 1 × A 2 (mm)	厚さ B (mm)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
2004.6 × 904.6	2.3	1.80000			
2006.4 × 906.4	3.2	1.80000			
1406.4 × 1406.4	3.2	1.96000			
1404.6 × 1404.6	2.3	1.96000			
854.6 × 604.6	2.3	0.51000			
654.6	2.3	0.33166			

注記* 1 : 円形ダクトは A 1 のみ記載。

* 2 : 流速及びその他のパラメータの関係は以下の通りとする。

$$C = \frac{(A 1 - 2 \cdot B)}{1000} \cdot \frac{(A 2 - 2 \cdot B)}{1000} \dots \text{(矩形ダクト)}$$

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A 1 - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2 \dots \text{(円形ダクト)}$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名	称	中央制御室再循環フィルタ装置 ～ 中央制御室再循環送風機
最高使用圧力	MPa	2.94
最高使用温度	℃	40
外	径	806.4×406.4/606.4×556.4/509
—		
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本ダクトは、中央制御室再循環フィルタ装置から中央制御室再循環送風機まで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送気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力は、ダクト内の運転静圧を考慮し、2.94kPa 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、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.08kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用温度は、周囲温度及び内部流体温度を考慮し、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、40℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>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換気空調系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、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、806.4mm×406.4 mm, 606.4mm×556.4mm, 509mm とする。</p>		

外径*1 A 1 × A 2 (mm)	厚さ B (mm)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
806.4 × 406.4	3.2	0.32000			
606.4 × 556.4	2.3	0.33207			
509	3.2	0.19830			

注記* 1 : 円形ダクトはA 1 のみ記載。

* 2 : 流速及びその他のパラメータの関係は以下の通りとする。

$$C = \frac{(A 1 - 2 \cdot B)}{1000} \cdot \frac{(A 2 - 2 \cdot B)}{1000} \dots (\text{矩形ダクト})$$

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A 1 - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2 \dots (\text{円形ダクト})$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	中央制御室再循環送風機 ～ 中央制御室送風機	
最高使用圧力	MPa	1.08/3.92
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	488×385/606.4×556.4/604.6×554.6/1404.6×1404.6/ 1406.4×1406.4/1856.4×1306.4/1854.6×1304.6/1609× 1359/1127
—		
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本ダクトは、中央制御室再循環送風機から中央制御室送風機まで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送気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力は、ダクト内の運転静圧を考慮し、1.08 kPa/3.92kPa 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、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.08 kPa/3.92kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用温度は、周囲温度及び内部流体温度を考慮し、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、40℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>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換気空調系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又は中央制御室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、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、488mm×385mm, 606.4mm×556.4mm, 604.6mm×554.6mm, 1404.6mm×1404.6mm, 1406.4mm×1406.4mm, 1856.4mm×1306.4mm, 1854.6mm×1304.6mm, 1609mm×1359mm, 1127mm とする。</p>		

外径*1 A 1 × A 2 (mm)	厚さ B (mm)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
488 × 385	2.3	0.18389			
606.4 × 556.4	3.2	0.33000			
604.6 × 554.6	2.3	0.33000			
1404.6 × 1404.6	2.3	1.96000			
1406.4 × 1406.4	3.2	1.96000			
1856.4 × 1306.4	3.2	2.40500			
1854.6 × 1304.6	2.3	2.40500			
1609 × 1359	4.5	2.16000			
1127	4.5	0.98119			

注記* 1 : 円形ダクトはA 1 のみ記載。

* 2 : 流速及びその他のパラメータの関係は以下の通りとする。

$$C = \frac{(A 1 - 2 \cdot B)}{1000} \cdot \frac{(A 2 - 2 \cdot B)}{1000} \dots (\text{矩形ダクト})$$

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A 1 - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2 \dots (\text{円形ダクト})$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名	称	中央制御室送風機 ～ 中央制御室
最高使用圧力	MPa	2.94/1.08
最高使用温度	℃	40
外	径	mm
		857×1190/2006.4×1006.4/2004.6×1004.6

【設定根拠】

(概要)

本ダクトは、中央制御室送風機から中央制御室まで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送気するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力は、ダクト内の運転静圧を考慮し、2.94kPa/1.08kPa 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、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、2.94kPa/1.08kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用温度は、周囲温度及び内部流体温度を考慮し、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、40℃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換気空調系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、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、857mm×1190mm, 2006.4mm×1006.4mm, 2004.6mm×1004.6mm とする。

外径 A 1 × A 2 (mm)	厚さ B (mm)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
857 × 1190	2.3	1.01043			
2006.4 × 1006.4	3.2	2.00000			
2004.6 × 1004.6	2.3	2.00000			

注記*：流速及びその他のパラメータの関係は以下の通りとする。

$$C = \frac{(A 1 - 2 \cdot B)}{1000} \cdot \frac{(A 2 - 2 \cdot B)}{1000}$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		中央制御室再循環フィルタ装置入口ダクト分岐点 ～ 中央制御室送風機入口ダクト合流点
最高使用圧力	MPa	1.08
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	1404.6×1404.6
—		
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本ダクトは、中央制御室再循環フィルタ装置入口ダクト分岐点から中央制御室送風機入口ダクト合流点まで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送気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力は、ダクト内の運転静圧を考慮し、1.08kPa 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、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.08kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用温度は、周囲温度及び内部流体温度を考慮し、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、40℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>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換気空調系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、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、1404.6mm×1404.6mm とする。</p>		

外径 A 1 × A 2 (mm)	厚さ B (mm)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
1404.6 × 1404.6	2.3	1.96000			

注記* : 流速及びその他のパラメータの関係は以下の通りとする。

$$C = \frac{(A 1 - 2 \cdot B)}{1000} \cdot \frac{(A 2 - 2 \cdot B)}{1000}$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名	称	給気口 ～ 中央制御室再循環フィルタ装置入口ダクト合流点
最高使用圧力	MPa	1.08
最高使用温度	℃	40
外	径	mm
		504.6×504.6/904.6×904.6/254.6/256.4/204.6×204.6/ 206.4×206.4
—		
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本ダクトは、給気口から中央制御室再循環フィルタ装置入口ダクト合流点まで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送気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力は、ダクト内の運転静圧を考慮し、1.08kPa 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、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.08kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用温度は、周囲温度及び内部流体温度を考慮し、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、40℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>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少量外気取入れ運転における風量を基に設定しており、重大事故等時に使用する少量外気取入れ運転における風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、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、504.6mm×504.6mm, 904.6mm×904.6mm, 254.6mm, 256.4mm, 204.6mm×204.6mm, 206.4mm×206.4mm とする。</p>		

外径*1 A 1 × A 2 (mm)	厚さ B (mm)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
504.6 × 504.6	2.3	0.25000			
904.6 × 904.6	2.3	0.81000			
254.6	2.3	0.04906			
256.4	3.2	0.04906			
204.6 × 204.6	2.3	0.04000			
206.4 × 206.4	3.2	0.04000			

注記* 1 : 円形ダクトはA 1のみ記載。

* 2 : 流速及びその他のパラメータの関係は以下の通りとする。

$$C = \frac{(A 1 - 2 \cdot B)}{1000} \cdot \frac{(A 2 - 2 \cdot B)}{1000} \dots (\text{矩形ダクト})$$

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A 1 - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2 \dots (\text{円形ダクト})$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名	称	中央制御室 ～ 中央制御室排風機
最高使用圧力	MPa	1.08
最高使用温度	℃	40
外	径	mm
		654.6×304.6／656.4×306.4／506.4×406.4／504.6×404.6／ 506.4×456.4／504.6×454.6／460
—		
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本ダクトは、中央制御室から中央制御室排風機までを接続するダクトであり、重大事故等対処設備として、事故時運転モードによる外気との遮断が長期にわたることで室内の雰囲気が悪くなった場合に、浄化した外気を取り入れながら中央制御室の空気を排気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力は、ダクト内の運転静圧を考慮し、1.08kPa 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、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.08kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用温度は、周囲温度及び内部流体温度を考慮し、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、40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>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少量外気取入れ運転における風量を基に設定しており、重大事故等時に使用する少量外気取入れ運転における風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、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、654.6mm×304.6mm, 656.4mm×306.4mm, 506.4mm×406.4mm, 504.6mm×404.6mm, 506.4mm×456.4mm, 504.6mm×454.6mm, 460mm とする。</p>		

外径*1 A 1 × A 2 (mm)	厚さ B (mm)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
654.6 × 304.6	2.3	0.19500			
656.4 × 306.4	3.2	0.19500			
506.4 × 406.4	3.2	0.20000			
504.6 × 404.6	2.3	0.20000			
506.4 × 456.4	3.2	0.22500			
504.6 × 454.6	2.3	0.22500			
460	3.2	0.16152			

注記* 1 : 円形ダクトはA 1のみ記載。

* 2 : 流速及びその他のパラメータの関係は以下の通りとする。

$$C = \frac{(A 1 - 2 \cdot B)}{1000} \cdot \frac{(A 2 - 2 \cdot B)}{1000} \dots (\text{矩形ダクト})$$

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A 1 - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2 \dots (\text{円形ダクト})$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名	称	中央制御室排風機 ～ 排気口
最高使用圧力	MPa	1.08
最高使用温度	℃	40
外	径	434×349／456.4×506.4／433×344／454.6×504.6／556.4／ 554.6
—		
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本ダクトは、中央制御室排風機から排気口まで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、事故時運転モードによる外気との遮断が長期にわたることで室内の雰囲気が悪くなった場合に、浄化した外気を取り入れながら中央制御室の空気を排気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用圧力は、ダクト内の運転静圧を考慮し、1.08kPa 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、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.08kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本ダクトの最高使用温度は、周囲温度及び内部流体温度を考慮し、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、40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>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少量外気取入れ運転における風量を基に設定しており、重大事故等時に使用する少量外気取入れ運転における風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、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、434mm × 349mm, 456.4mm × 506.4mm, 433mm × 344mm, 454.6mm × 504.6mm, 556.4mm, 554.6mm とする。</p>		

外径*1 A 1 × A 2 (mm)	厚さ B (mm)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
434×349	3.2	0.14650			
456.4×506.4	3.2	0.22500			
433×344	3.2	0.14402			
454.6×504.6	2.3	0.22500			
556.4	3.2	0.23746			
554.6	2.3	0.23746			

注記* 1 : 円形ダクトはA 1のみ記載。

* 2 : 流速及びその他のパラメータの関係は以下の通りとする。

$$C = \frac{(A 1 - 2 \cdot B)}{1000} \cdot \frac{(A 2 - 2 \cdot B)}{1000} \dots (\text{矩形ダクト})$$

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A 1 - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2 \dots (\text{円形ダクト})$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

VI-1-1-4-6-2-1-2 設定根拠に関する説明書
(中央制御室換気空調系 中央制御室送風機)

名	称	中央制御室送風機
容	量	m ³ /h/個
		□以上(□)
原	動	機
出	力	kW/個
		□
個	数	—
		2

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

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給気バッグエアフィルタで浄化した空気を中央制御室及び各室へ送気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。

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設置する。

系統構成は、中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機、中央制御室再循環フィルタ装置等で構成し、重大事故等が発生した場合において、高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを内蔵した中央制御室再循環フィルタ装置並びに中央制御室再循環送風機からなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し中央制御室再循環フィルタ装置を通る事故時運転モードとし、運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する中央制御室送風機の容量は、中央制御室等の環境維持のための各室の必要換気回数を基に、□m³/h/個以上とする。

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、□m³/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□m³/h/個とする。

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中央制御室送風機の原動機出力は、中央制御室送風機の定格風量点での軸動力を基に設定する。

定格風量点における中央制御室送風機の容量は□m³/h、静圧は 2.45kPa であり、その時の中央制御室送風機の必要軸動力は□kW となる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

以上より、中央制御室送風機の前動機出力は、必要軸動力□ kW を上回る□ kW/個とする。

中央制御室送風機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、□ kW/個とする。

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及び各室へ送気するために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。

VI-1-1-4-6-2-1-3 設定根拠に関する説明書
(中央制御室換気空調系 中央制御室再循環送風機)

名	称	中央制御室再循環送風機
容	量	m ³ /h/個 <input type="text"/> 以上 (<input type="text"/>)
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>中央制御室再循環送風機は、設計基準対象施設として中央制御室内の空気を高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを内蔵した中央制御室再循環フィルタ装置に通し、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再循環送風機は以下の機能を有する。</p> <p>中央制御室再循環送風機は、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設置する。</p> <p>系統構成は、中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機、中央制御室再循環フィルタ装置等で構成し、重大事故等が発生した場合において高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを内蔵した中央制御室再循環フィルタ装置並びに中央制御室再循環送風機からなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し中央制御室再循環フィルタ装置を通る事故時運転モードとし、運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。</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中央制御室再循環送風機の容量は、必要に応じチャコールエア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日間で線量限度 100mSv を下回ることができる容量とし、且つ、中央制御室換気空調系系統容量の10%とし、<input type="text"/> m³/h/個以上とする。</p> <p>重大事故等時に使用する中央制御室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、<input type="text"/> m³/h/個以上とする。</p> <p>公称値については、要求される容量と同じ <input type="text"/> m³/h/個とする。</p> <p>2. 原動機出力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する中央制御室再循環送風機の原動機出力は、中央制御室再循環送風機の定格風量点での軸動力を基に設定する。</p>		

定格風量点における中央制御室再循環送風機の容量は□ m³/h, 静圧は 2.65kPa であり, その時の中央制御室再循環送風機の必要軸動力は□ kW となる。

以上より, 中央制御室再循環送風機の原動機出力は, 必要軸動力□ kW を上回る□ kW/個とする。

中央制御室再循環送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で設計し, □ kW/個とする。

3. 個数の設定根拠

中央制御室再循環送風機（原動機含む）は, 設計基準対象施設として中央制御室内の空気を高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを内蔵した中央制御室再循環フィルタ装置に通し、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中央制御室再循環フィルタ装置 1 個に対し, 2 個設置する。

中央制御室再循環送風機（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中央制御室再循環フィルタ装置 1 個に対し 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-6-2-1-4 設定根拠に関する説明書
(中央制御室換気空調系 中央制御室排風機)

名	称	中央制御室排風機
容	量	m ³ /個 <input type="text"/> 以上(<input type="text"/>)
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>中央制御室排風機は、設計基準対象施設として中央制御室及び各室の空気を屋外に排気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排風機は以下の機能を有する。</p> <p>中央制御室排風機は、重大事故等が発生した場合において、事故時運転モードによる外気との遮断が長期にわたることで室内の雰囲気が悪くなった場合に、浄化した外気を取り入れながら中央制御室の空気を排気するために設置する。</p> <p>系統構成は、中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機、中央制御室再循環フィルタ装置等で構成し、重大事故等が発生した場合において高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを内蔵した中央制御室再循環フィルタ装置並びに中央制御室再循環送風機からなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し中央制御室再循環フィルタ装置を通る事故時運転モードとし、運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。</p> <p>また、外気との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室再循環フィルタ装置で浄化しながら取り入れ、中央制御室内の空気を排気することも可能な設計とする。</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排風機の容量は、外気取り入れ量を基に、<input type="text"/> m³/h/個以上とする。</p> <p>重大事故等時に使用する中央制御室排風機の容量は、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、<input type="text"/> m³/h/個以上とする。</p> <p>公称値については、要求される容量と同じ<input type="text"/> m³/h/個とする。</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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中央制御室排風機の内動機出力は、中央制御室排風機の内格風量点での軸動力を基に設定する。

内格風量点における中央制御室排風機の内容量は□ m³/h、静圧は 0.69kPa であり、その時の中央制御室排風機の内必要軸動力は□ kW となる。

以上より、中央制御室排風機の内動機出力は、必要軸動力□ kW を上回る□ kW/個とする。

中央制御室排風機を重大事故等時において使用する場合の内動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、□ kW/個とする。

3. 個数の設定根拠

中央制御室排風機（内動機含む）は、設計基準対象施設として中央制御室及び各室から排気するために 2 個設置する。

中央制御室排風機（内動機含む）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。

VI-1-1-4-6-2-1-5 設定根拠に関する説明書
(中央制御室換気空調系 中央制御室再循環フィルタ装置)

名	称	中央制御室再循環フィルタ装置					
種	類	—	高性能エアフィルタ チャコールエアフィルタ				
効	率	%	<table border="0"> <tr> <td>単体 99.97 以上 (0.3 μm 粒子に対して)</td> <td>単体 <input type="text"/> 以上 (相対湿度 70%以下において)</td> </tr> <tr> <td>総合 99.9 以上 (0.5 μm 粒子に対して)</td> <td>総合 90 以上 (相対湿度 70%以下において)</td> </tr> </table>	単体 99.97 以上 (0.3 μm 粒子に対して)	単体 <input type="text"/> 以上 (相対湿度 70%以下において)	総合 99.9 以上 (0.5 μm 粒子に対して)	総合 90 以上 (相対湿度 70%以下において)
単体 99.97 以上 (0.3 μm 粒子に対して)	単体 <input type="text"/> 以上 (相対湿度 70%以下において)						
総合 99.9 以上 (0.5 μm 粒子に対して)	総合 90 以上 (相対湿度 70%以下において)						
個	数	—	1				

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

中央制御室再循環フィルタ装置は、設計基準対象施設として中央制御室内の空気を中央制御室送風機により循環し、その空気の一部を中央制御室再循環送風機により、高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタへ導き、空気中の放射性微粒子及び放射性よう素を除去低減するために設置する。

・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換気設備として使用する中央制御室再循環フィルタ装置は以下の機能を有する。

中央制御室再循環フィルタ装置は、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設置する。

系統構成は、中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機、中央制御室再循環フィルタ装置等で構成し、重大事故等が発生した場合において高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを内蔵した中央制御室再循環フィルタ装置並びに中央制御室再循環送風機からなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し中央制御室再循環フィルタ装置を通る事故時運転モードとし、運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。

1. 効率の設定根拠

1.1 単体除去効率

(1) 高性能エアフィルタ

設計基準対象施設として使用する場合の高性能エアフィルタの単体除去効率は、J I S Z 4 8 1 2 (1975)「放射性エアロゾル用高性能エアフィルタ」で規定される性能を基に設定し、99.97%以上 (0.3 μm 粒子に対して) とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) チャコールエアフィルタ

設計基準対象施設として使用する場合のチャコールエアフィルタの単体除去効率は、チャコールエアフィルタに要求される総合除去効率を確保するため、単体除去効率として、%以上（相対湿度 70%以下において）とする。

1.2 総合除去効率

(1) 高性能エアフィルタ

設計基準対象施設として使用する場合の高性能エアフィルタの総合除去効率は、高性能エアフィルタを中央制御室再循環フィルタ装置に装着した使用状態において、高性能エア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%以上（ $0.5\mu\text{m}$ 粒子に対して）とする。

(2) チャコールエアフィルタ

設計基準対象施設として使用する場合のチャコールエアフィルタの総合除去効率は、チャコールエアフィルタを中央制御室再循環フィルタ装置に装着した使用状態におけるバイパスリーク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、90%以上（相対湿度 70%以下において）とする。

中央制御室再循環フィルタ装置を重大事故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の使用方法であるため、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

高性能エアフィルタ：99.97%以上（ $0.3\mu\text{m}$ 粒子に対して）

チャコールエアフィルタ：%以上（相対湿度 70%以下において）

・総合除去効率

高性能エアフィルタ：99.9%以上（ $0.5\mu\text{m}$ 粒子に対して）

チャコールエアフィルタ：90%以上（相対湿度 70%以下において）

2. 個数の設定根拠

中央制御室再循環フィルタ装置は、設計基準対象施設として中央制御室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再循環送風機により中央制御室再循環フィルタ装置に導き、高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタで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。

中央制御室再循環フィルタ装置は、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、設計基準対象設備として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-6-2-2 緊急時対策所換気空調系

目 次

VI-1-1-4-6-2-2-1 緊急時対策所換気空調系 主配管（常設）

VI-1-1-4-6-2-2-2 緊急時対策所非常用送風機

VI-1-1-4-6-2-2-3 緊急時対策所非常用フィルタ装置

VI-1-1-4-6-2-2-1 設定根拠に関する説明書
(緊急時対策所換気空調系 主配管(常設))

名 称	給気口 ～ 緊急時対策所非常用送風機	
最高使用圧力	kPa	5.0 (差圧)
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	267.4

【設定根拠】
(概要)

本配管は、給気口から緊急時対策所非常用送風機を接続する配管であり、重大事故等時に、給気口から緊急時対策所非常用送風機に給気するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠
本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における緊急時対策所非常用送風機の設計静圧を上回る 5.0 kPa (差圧) とする。
2. 最高使用温度の設定根拠
本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における緊急時対策建屋の使用温度と同じ 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は、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		緊急時対策所非常用送風機 ～ 緊急時対策所非常用フィルタ装置
最高使用圧力	kPa	5.0
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	318.5

【設定根拠】

(概要)

本配管は、緊急時対策所非常用送風機から緊急時対策所非常用フィルタ装置を接続する配管であり、重大事故等時に、緊急時対策所非常用送風機から緊急時対策所非常用フィルタ装置に給気するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における緊急時対策所非常用送風機的设计静圧を上回る 5.0 kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における緊急時対策建屋の使用温度と同じ 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、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。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
318.5	10.3	300	0.06970			

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称	緊急時対策所非常用フィルタ装置 ～ 緊急対策室及び資機材保管エリア	
最高使用圧力	kPa	5.0, 860
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	318.5, 267.4

【設定根拠】
(概要)

本配管は、緊急時対策所非常用フィルタ装置から緊急対策室及び資機材保管エリアを接続する配管であり、重大事故等時に、緊急時対策所非常用フィルタ装置から緊急対策室及び資機材保管エリアに給気するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 最高使用圧力 5.0 kPa

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における緊急時対策所非常用送風機の設計静圧を上回る 5.0 kPa とする。

1.2 最高使用圧力 860 kPa

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における緊急時対策所加圧設備（空気ポンプ）の設計静圧と同じ 860 kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における緊急時対策建屋の使用温度と同じ 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、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 及び 267.4mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
318.5	10.3	300	0.06970			
267.4	9.3	250	0.04862			
267.4	9.3	250	0.04862			

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称	資機材保管エリア ～ 階段室（北側）（南側）	
最高使用圧力	kPa	0.60
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	151.6×151.6, 154.0×154.0

【設定根拠】

（概要）

本ダクトは、資機材保管エリアから階段室（北側）及び階段室（南側）を接続するダクトであり、重大事故等時に、資機材保管エリアから階段室（北側）及び階段室（南側）に給気するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時におけるダクト内の運転静圧を考慮し、0.60 kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における緊急時対策建屋の使用温度と同じ 40℃ 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、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、151.6 mm×151.6 mm, 154.0 mm×154.0 mm とする。

外径 A 1 × A 2 (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
151.6×151.6	0.8	150×150	0.02250			
154.0×154.0	2.0	150×150	0.02250			

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \frac{(A 1 - 2 \cdot B)}{1000} \cdot \frac{(A 2 - 2 \cdot B)}{1000}$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称	資機材保管エリア ～ 出入管理室及び空気ポンベ室	
最高使用圧力	kPa	0.60
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	351.6×351.6, 354.0×354.0, 201.6×201.6, 401.6×201.6, 301.6×301.6

【設定根拠】

(概要)

本ダクトは、資機材保管エリアから出入管理室及び空気ポンベ室を接続するダクトであり、重大事故等時に、資機材保管エリアから出入管理室及び空気ポンベ室に給気するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時におけるダクト内の運転静圧を考慮し、0.60 kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における緊急時対策建屋の使用温度と同じ 40℃ 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、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、351.6 mm×351.6 mm, 354.0 mm×354.0 mm, 201.6 mm×201.6 mm, 401.6 mm×201.6 mm, 301.6×301.6 とする。

外径 A 1 × A 2 (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
351.6×351.6	0.8	350×350	0.12250			
354.0×354.0	2.0	350×350	0.12250			
351.6×351.6	0.8	350×350	0.12250			
201.6×201.6	0.8	200×200	0.04000			
401.6×201.6	0.8	400×200	0.08000			
301.6×301.6	0.8	300×300	0.09000			

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \frac{(A 1 - 2 \cdot B)}{1000} \cdot \frac{(A 2 - 2 \cdot B)}{1000}$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称	出入管理室 ～ チェンジングエリア	
最高使用圧力	kPa	0.60
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	351.6×351.6

【設定根拠】

(概要)

本ダクトは、出入管理室からチェンジングエリアまでを接続するダクトであり、重大事故等時に、出入管理室からチェンジングエリアに給気するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時におけるダクト内の運転静圧を考慮し、0.60 kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本ダクトを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における緊急時対策建屋の使用温度と同じ 40℃ 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、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、351.6 mm×351.6 mm とする。

外径 A 1 × A 2 (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
351.6×351.6	0.8	350×350	0.12250	□	□	□

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \frac{(A 1 - 2 \cdot B)}{1000} \cdot \frac{(A 2 - 2 \cdot B)}{1000}$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	チェンジングエリア ～ 廊下（1F）	
最高使用圧力	kPa	0（微正圧）
最高使用温度	℃	40
外 形	—	355.6

【設定根拠】

（概要）

本配管は、チェンジングエリアから廊下（1F）までを接続する配管であり、重大事故等時に、緊急時対策建屋の地下階の圧力を調整するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における配管内の運転静圧を考慮し、0 kPa（微正圧）とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における緊急時対策建屋の使用温度と同じ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は、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、355.6mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
355.6	11.1	350	0.08730			

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-6-2-2-2 設定根拠に関する説明書
(緊急時対策所換気空調系 緊急時対策所非常用送風機)

名	称	緊急時対策所非常用送風機
容	量 m ³ /h/個	□以上□
原	動機出力 kW/個	□
個	数	— 1 (予備 1)

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時に、放射線管理施設のうち換気設備として使用する緊急時対策所非常用送風機は以下の機能を有する。

緊急時対策所非常用送風機は、重大事故等が発生した場合においても当該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に設置する。

系統構成は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所内への放射性物質の侵入を低減するとともに、緊急時対策所の気密性に対して十分な余裕を考慮した換気を行うため、緊急時対策所非常用送風機を使用し、高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを内蔵した緊急時対策所非常用フィルタ装置を介して緊急時対策所内へ外気を供給することで緊急時対策所内の正圧を維持し、緊急時対策所の気密性及び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7日間で100mSvを超えない設計とする。

1. 容量の設定根拠

緊急時対策所非常用送風機を重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、緊急時対策所にとどまる要員の線量限度が7日間で100mSvを下回ることができる容量とする。このため、添付書類「VI-1-9-3-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書」の被ばく評価に用いられる外気取り込み量□m³/h及び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□m³/hを基に、□m³/h/個以上とする。

公称値については、要求される容量□m³/hと同じ□m³/h/個とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 原動機出力の設定根拠

緊急時対策所非常用送風機の前動機出力は、風量 m³/h 時の軸動力を基に設定する。

定格風量点における緊急時対策所非常用送風機の風量は m³/h であり、その時の同送風機の必要軸動力は、以下のとおり kW となる。

$$L = \frac{L_T}{\eta_T / 100} = \frac{\frac{\kappa}{\kappa - 1} \times \frac{P_{T1} \times Q_1}{6 \times 10^4} \times \left\{ \left(\frac{P_{T2}}{P_{T1}} \right)^{\frac{\kappa - 1}{\kappa}} - 1 \right\}}{\eta_T / 100}$$

引用文献: 日本産業規格 JIS B 8330 (2000)
「送風機の試験及び検査方法」

- L : 軸動力 (kW)
- L_T : 全圧空気動力 (kW)
- κ : 比熱比 = 1.40
- Q₁ : 吸込空気量 (m³/min) = / 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]) =
- η_T : 全圧効率 (%) (設計値) =

$$L = \frac{1.40}{1.40 - 1} \times \frac{\left(\text{} \times \frac{\text{}}{60} \right)}{6 \times 10^4} \times \frac{\left\{ \left(\frac{\text{}}{\text{}} \right)^{\frac{1.40 - 1}{1.40}} - 1 \right\}}{\text{} / 100}$$

= = kW

上記より、緊急時対策所非常用送風機の前動機出力は、必要軸動力 kW を上回る kW/個とする。

3. 個数の設定根拠

緊急時対策所非常用送風機は、緊急時対策所内にとどまる要員の線量を低減し、かつ、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がないよう維持するために必要な個数として1個とし、予備1個を加えて、合計2個設置する。

VI-1-1-4-6-2-2-3 設定根拠に関する説明書
(緊急時対策所換気空調系 緊急時対策所非常用フィルタ装置)

名 称		緊急時対策所非常用フィルタ装置	
種 類	—	高性能エアフィルタ	チャコールエアフィルタ
効 率	%	単体 99.97 以上 (0.15 μm PAO 粒子に対して) 総合 99.9 以上 (0.5 μm PAO 粒子に対して) 系統総合 99.99 以上 (0.5 μm PAO 粒子に対して)	単体 以上 (相対湿度 70%以下, 温度 10°C 以上において) 総合 95 以上 (相対湿度 70%以下, 温度 10°C 以上において) 系統総合 99.75 以上 (相対湿度 70%以下, 温度 10°C 以上において)
個 数	—	1 (予備1)	
<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として使用する緊急時対策所非常用フィルタ装置は、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所非常用フィルタ装置は、重大事故等が発生した場合においても当該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十分な余裕を考慮した換気を行うため、緊急時対策所非常用送風機を使用し、高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを内蔵した緊急時対策所非常用フィルタ装置を介して緊急時対策所内へ外気を供給することで緊急時対策所内の正圧を維持し、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所遮蔽の性能とあいまって、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。</p> <p>1. 効率の設定根拠</p> <p>1.1 単体除去効率</p> <p>(1) 高性能エアフィルタ</p> <p>高性能エア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」JIS Z 4812 (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 PAO 粒子に対して) とする。</p>			

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) チャコールエアフィルタ

チャコールエアフィルタの単体除去効率は、チャコールエアフィルタに要求される総合除去効率を確保するため、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、%以上（相対湿度 70%以下，温度 10℃以上において）とする。

1.2 総合除去効率

(1) 高性能エアフィルタ

高性能エアフィルタの総合除去効率は、高性能エアフィルタを緊急時対策所非常用フィルタ装置に装着した使用状態において、高性能エア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%以上（0.5 μm PAO 粒子に対して）とする。

(2) チャコールエアフィルタ

チャコールエアフィルタの総合除去効率は、供用中のチャコールエアフィルタ単体の劣化傾向及びチャコールエアフィルタを緊急時対策所非常用フィルタ装置に装着した使用状態におけるバイパスリーク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（相対湿度 70%以下，温度 10℃以上において）とする。

1.3 系統総合除去効率

(1) 高性能エアフィルタ

高性能エアフィルタの系統総合除去効率は総合除去効率から計算により求め、99.99%以上（0.5 μm PAO 粒子に対して）*1とする。

(2) チャコールエアフィルタ

チャコールエアフィルタの系統総合除去効率は総合除去効率から計算により求め、99.75%以上（相対湿度 70%以下，温度 10℃以上において）*2とする。

注記 *1：高性能エアフィルタ直列 2 段時の総合除去効率

$$(1 - (1 - 0.999) \times ((1 - 0.999) \times 5)) \times 100 = 99.99\%$$

*2：よう素用チャコールフィルタ直列 2 段時の総合除去効率

$$(1 - (1 - (\text{input} \times (1 - 0.01)) / 100)) \times$$

$$(1 - (\text{input} \times (1 - 0.01)) / 100) \times 100 = 99.75\%$$

2. 個数の設定根拠

緊急時対策所非常用フィルタ装置は、緊急時対策所にとどまる要員の線量を低減するために必要な個数として各系列に 1 個とし、合計 2 個とする。

VI-1-1-4-6-2-3 中央制御室待避所加圧空気供給系

目 次

- VI-1-1-4-6-2-3-1 中央制御室待避所加圧設備（空気ポンベ）
- VI-1-1-4-6-2-3-2 中央制御室待避所加圧空気供給系 主配管（常設）
- VI-1-1-4-6-2-3-3 中央制御室待避所加圧空気供給系 主配管（可搬型）

VI-1-1-4-6-2-3-1 設定根拠に関する説明書
(中央制御室待避所加圧設備(空気ボンベ))

名 称	中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）	
容 量	L/個	46.7 以上（46.7）
最高使用圧力	MPa	19.6
最高使用温度	℃	40
個 数	—	40（予備 40）

【設定根拠】

（概要）

重大事故等時に、放射線管理施設のうち換気設備として使用する中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）は、以下の機能を有する。

中央制御室待避所加圧設備は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員が中央制御室待避所にとどまることができるよう設置する。

系統構成は、重大事故等が発生した場合において、空気ボンベから配管を介し中央制御室待避所に空気を供給することにより、中央制御室待避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中央制御室待避所加圧設備（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。このため、本ボンベの容量は、一般汎用型の空気ボンベの標準容量 46.7L/個以上とする。

中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）の総容量は、10 時間の正圧維持を行うために必要な容量を確保しており、根拠は以下のとおり。

1.1 必要ボンベ個数

①正圧維持に必要な空気ボンベ個数

中央制御室待避所を 10 時間正圧化する必要最低限のボンベの個数は、中央制御室待避所の設計漏えい量である 162m³ 以上（中央制御室待避所の容積 162 m³ に対し部屋容積比 0.1 回/h の漏えい×10 時間分）に余裕を考慮した 300m³ とする。ボンベ使用可能量を 7.5m³/個とした場合（実容積量約 9 m³/個に対し、外気温度-4.9℃での容量を保守的に評価した値）、必要ボンベ個数は下記のとおり 40 個となる。

- ・ ボンベ初期充填圧力 : 19.6 MPa
- ・ ボンベ内容積 : 46.7 L
- ・ 圧力調整弁最低制御圧力 : 2.0 MPa
- ・ ボンベ供給可能空気量 : 7.5 m³/個 (at -4.9℃)

以上より、必要ポンベ個数は下記のとおり 40 個となる。

$$300 \text{ m}^3 \div 7.5 \text{ m}^3/\text{個} = 40 \text{ 個}$$

②酸素濃度及び二酸化炭素濃度維持に必要なポンベ個数

中央制御室待避所における加圧設備使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度並びに空気ポンベ個数について評価を行った。中央制御室待避所への空気の流入はないものとし、放射性雲通過中に収容する人数 12 名による 10 時間後の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の変化は、許容酸素濃度 18%以上及び許容二酸化炭素濃度 1.0%以下を満足する結果となった。したがって、許容酸素濃度及び許容二酸化炭素濃度を維持するのに必要な空気ポンベ個数は、正圧維持に必要な 40 個となる。

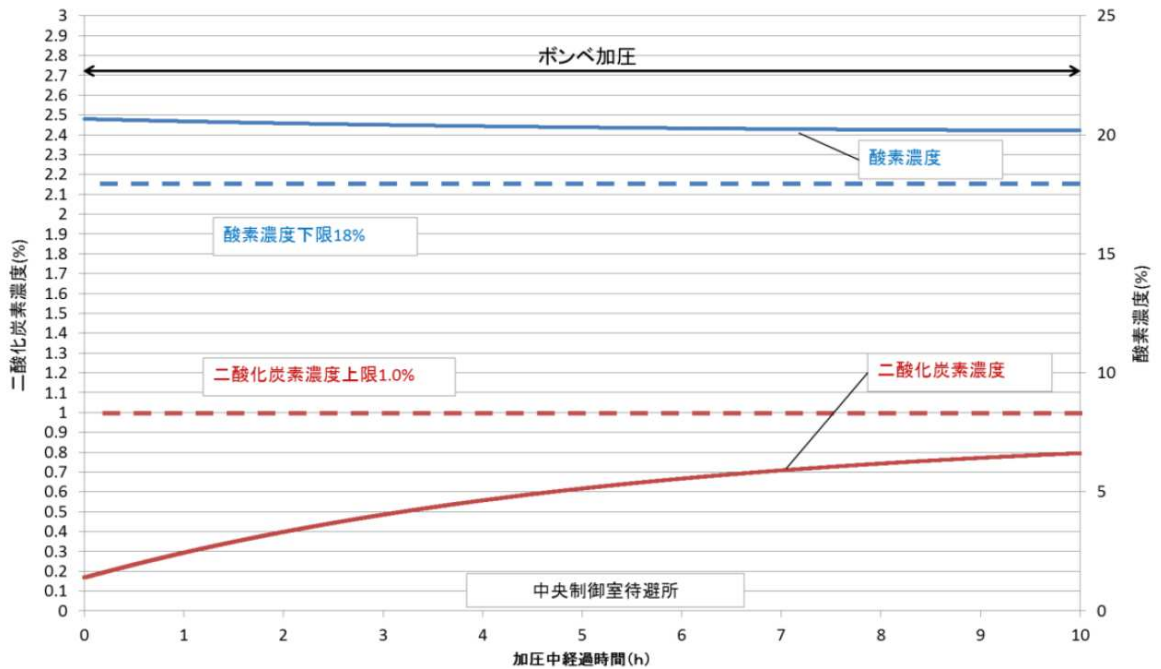
a. 評価条件

- ・ 在室人員：12 名
- ・ 中央制御室待避所内容積：162 m³
- ・ 空気流入はないものとする。
- ・ 許容酸素濃度：18%以上（労働安全衛生規則）
- ・ 許容二酸化炭素濃度：1.0%以下
（労働安全衛生規則の許容二酸化炭素濃度 1.5%以下に余裕を見た値）
- ・ 酸素消費量：0.022 m³/h/人
（「空気調和・衛生工学便覧」の作業強度分類の「静座」の作業強度に対する酸素消費量）
- ・ 呼吸による炭酸ガス排出量：0.022 m³/h/人
（「空気調和・衛生工学便覧」の労働強度別二酸化炭素吐出し量の「極軽作業」の作業程度に対する二酸化炭素吐出し量の値）
- ・ 加圧開始時酸素濃度：20.65%（中央制御室待避所内酸素濃度）
- ・ 加圧開始時二酸化炭素濃度：0.166%（中央制御室待避所内二酸化炭素濃度）
- ・ 空気ポンベ加圧時間：10 時間

b. 評価結果

10 時間加圧の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の時間変化を第 1 図に示す。酸素濃度の最小値及び二酸化炭素濃度の最大値は以下のとおりであり、いずれも許容値を満たしている。

	酸素濃度 (%)	二酸化炭素濃度 (%)
加圧 10 時間後	20.16	0.793



第1図 中央制御室待避所待避期間中の酸素濃度及び二酸化炭素濃度変化

2. 最高使用圧力の根拠

中央制御室待避所加圧設備（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

中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）を重大事故等時において使用する場合は、
 高圧ガス保安法に基づき 40℃ とする。

4. 個数の設定根拠

中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）の必要個数は、中央制御室待避所に待避した運
 転員の窒息を防止及び給気ライン以外から中央制御室待避所内への外気の流入を 10 時間遮断
 するために必要な個数である 40 個とする。また、加圧時間の余裕並びに故障時及び保守点検
 による待機除外時のバックアップ用として予備 40 個を保管する。

VI-1-1-4-6-2-3-2 設定根拠に関する説明書
(中央制御室待避所加圧設備 主配管(常設))

名	称	フレキシブル配管／恒設配管取合点 ～ 中央制御室待避所
最高使用圧力	MPa	22, 0.86
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	21.7, 34.0, 60.5
—		
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、フレキシブル配管／恒設配管取合点から中央制御室待避所までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、中央制御室待避所加圧設備（空気ポンベ）の空気を中央制御室待避所に送気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 22MPa</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における中央制御室待避所加圧設備（空気ポンベ）の最高使用圧力 19.6MPa を上回る 22MPa とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 0.86MPa</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、加圧空気供給ライン圧力調整弁の制御範囲を考慮した 0.86MPa 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は、重大事故等時における中央制御室待避所加圧設備（空気ポンベ）の最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、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、21.7mm, 34.0mm, 60.5mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
21.7	3.7	15	0.00016			
34.0	4.5	25	0.00049			
34.0	3.4	25	0.00058			
60.5	3.9	50	0.00218			

注記 * : 大気圧, かつ重大事故等時の空気温度 (40℃) における流速を示す。

流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C} \times \frac{0.101325}{P + 0.101325} \times \frac{273.15 + T}{273.15 + 20}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称	中央制御室待避所 ～ 中央制御室	
最高使用圧力	MPa	0.86
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	89.1
—		

【設定根拠】

(概要)

本配管は、中央制御室待避所から中央制御室に接続する配管であり、重大事故等対処設備として、中央制御室待避所加圧時に圧力を調整するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「フレキシブル配管／恒設配管取合点～中央制御室待避所」のうち、加圧空気供給ライン圧力調整弁～中央制御室までの最高使用圧力と同じ0.86MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における中央制御室待避所の環境条件を考慮した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は、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。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
89.1	5.5	80	0.00479			

注記 *：大気圧、かつ重大事故等時の空気温度（40℃）における流速を示す。

流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C} \times \frac{0.101325}{P + 0.101325} \times \frac{273.15 + T}{273.15 + 20}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-6-2-3-3 設定根拠に関する説明書
(中央制御室待避所加圧設備 主配管(可搬型))

名 称		中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ） ～ フレキシブル配管／恒設配管取合点
最高使用圧力	MPa	22
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	8.0, 21.7, 9.53
個 数	—	80, 8
—		
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）からフレキシブル配管／恒設配管取合点までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）の空気を中央制御室待避所に送気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）の最高使用圧力 19.6MPa を上回る 22MPa 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、重大事故等時における中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）の最高使用温度と同じ 40℃ とする。</p>		

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、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、8.0mm、21.7mm、9.53mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
8.0	1.5	—	0.00002			
21.7	3.7	15	0.00016			
9.53	1.5	—	0.00003			

注記 * : 大気圧, かつ重大事故等時の空気温度 (40℃) における流速を示す。

流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C} \times \frac{0.101325}{P + 0.101325} \times \frac{273.15 + T}{273.15 + 20}$$

4. 個数の設定根拠

本配管は、重大事故等対処設備として中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）の空気を中央制御室待避所に送気するために必要な個数として、中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）と接続する配管（連結管）は、中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）と同じ 80 台を保管する。

また、配管（集合管）及び配管（フレキシブル配管）は、中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）（10 個）ごとに 1 台使用する設計とすることから、合計 8 台を保管する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-6-2-4 緊急時対策所加圧空気供給系

目 次

- VI-1-1-4-6-2-4-1 緊急時対策所加圧設備（空気ポンプ）
- VI-1-1-4-6-2-4-2 緊急時対策所加圧空気供給系 主配管（常設）
- VI-1-1-4-6-2-4-3 緊急時対策所加圧空気供給系 主配管（可搬型）

VI-1-1-4-6-2-4-1 設定根拠に関する説明書
(緊急時対策所加圧空気供給系 緊急時対策所加圧設備(空気ポンペ))

名	称	緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）
容	量	L/個
		46.7 以上（46.7）
最	高	使用
圧	力	MPa
		19.6
最	高	使用
温	度	℃
		40
個	数	—
		415（予備 125）

【設定根拠】

（概要）

重大事故等時に、放射線管理施設のうち換気設備として使用する緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）は、以下の機能を有する。

緊急時対策所加圧設備は、重大事故等が発生した場合においても当該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設置する。

系統構成は、重大事故等が発生した場合において、空気ポンベから配管を介し緊急時対策所に空気を供給することにより、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加圧設備（空気ポンベ）は、高压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。このため、本ポンベの容量は、一般汎用型の空気ポンベの標準容量 46.7L/個以上とする。

緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）の総容量は、10 時間の運転を行うために必要な容量を確保しており、根拠は以下のとおり。

1.1 必要ポンベ個数

①正圧維持に必要なポンベ個数

緊急時対策所を 10 時間正圧化する必要最低限のポンベ個数は、緊急時対策所の設計漏えい量である 282m³/h 以上の空気ポンベ給気量 290m³/h を考慮すると、ポンベ供給可能空気量である 7.0m³/個から下記の通り 415 個となる。

- ・ポンベ初期充填圧力 : 19.6MPa (at 35℃)
- ・ポンベ内容積 : 46.7L
- ・圧力調整弁最低制御圧力 : 3.0MPa
- ・ポンベ供給可能空気量 : 7.0m³/個 (at -4.9℃)

以上より、必要ポンベ個数は下記の通り 415 個以上となる。

$$290 \text{ m}^3/\text{h} \div 7.0 \text{ m}^3/\text{個} \times 10 \text{ 時間} \approx 415 \text{ 個}$$

②酸素濃度及び二酸化炭素濃度維持に必要なポンベ個数

緊急時対策所における加圧設備使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度並びに空気ポンベ個数について評価を行った。緊急時対策所内への空気の流入はないものとし、プルーム通過中に収容する対策要員 83 名による 10 時間後の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の変化は、許容酸素濃度 18% 以上及び許容二酸化炭素濃度 1.0% 以下を満足する結果となった。したがって、許容酸素濃度及び許容二酸化炭素濃度を維持するのに必要な空気ポンベ個数は正圧維持に必要な 415 個で十分となる。

(a) 評価条件

- ・ 在室人員：83 名
- ・ 加圧バウンダリ内体積：2,811.6m³
- ・ 空気流入はないものとする。
- ・ 許容酸素濃度：18%以上（労働安全衛生規則）
- ・ 許容炭酸ガス濃度：1.0%以下
（労働安全衛生規則の許容炭酸ガス濃度 1.5%に余裕を見た値）
- ・ 酸素消費量：0.066m³/h/人
（「空気調和・衛生工学便覧」の作業強度分類の「歩行」の作業強度に対する酸素消費量）
- ・ 呼吸による炭酸ガス排出量：0.03m³/h/人
（「空気調和・衛生工学便覧」の労働強度別二酸化炭素吐出し量の「軽作業」の作業程度に対する二酸化炭素吐出し量の値）
- ・ 加圧開始時酸素濃度：20.40%（緊急時対策所内酸素濃度）
- ・ 加圧開始時二酸化炭素濃度：0.2760%（緊急時対策所内二酸化炭素濃度）
- ・ 空気ボンベ加圧時間：10 時間

(b) 評価結果

10 時間加圧の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の時間変化を図 1 に示す。酸素濃度の最小値及び二酸化炭素濃度の最大値は以下のとおりであり、いずれも許容値を満足している。

	酸素濃度 (%)	二酸化炭素濃度 (%)
加圧 10 時間後	19.54	0.6703

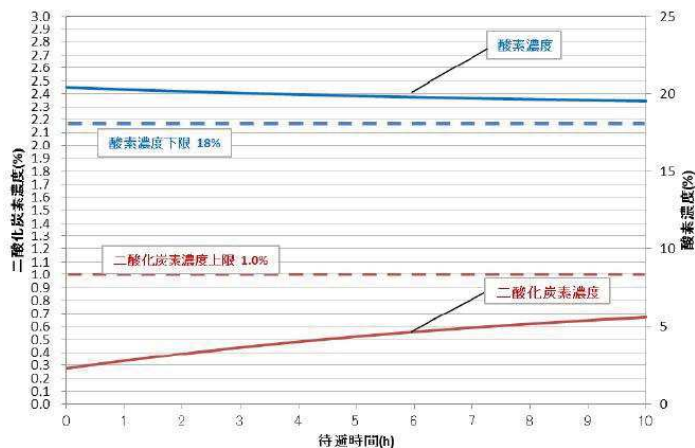


図 1 緊急時対策所 プルーフ放出期間中の酸素濃度及び二酸化炭素濃度変化

2. 最高使用圧力の設定根拠

緊急時対策所加圧設備（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、高圧ガス保安法に基づき 40℃ とする。

4. 個数の設定根拠

緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）の必要個数は、緊急時対策所等内へ希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な個数である 415 個とする。また、加圧時間の余裕並びに故障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 125 個を保管する。

VI-1-1-4-6-2-4-2 設定根拠に関する説明書
(緊急時対策所加圧空気供給系 主配管(常設))

名	称	フレキシブル配管／恒設配管取合点 ～ 緊急対策室及び SPDS 室
最高使用圧力	MPa	22, 0.86
最高使用温度	℃	66
外	径	mm 34.0, 60.5, 76.3, 89.1, 165.2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、フレキシブル配管／恒設配管取合点から緊急対策室及び SPDS 室までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）による空気の供給により、緊急時対策所内を加圧するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 22 MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）の使用圧力 19.6 MPa を上回る 22 MPa とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 0.86 MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、加圧空気供給ライン圧力調整弁の制御範囲を考慮した 0.86 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）の使用温度 40 ℃を上回る 66 ℃とする。</p>		

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時に使用する場合の外径は、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、34.0 mm, 60.5 mm, 76.3 mm, 89.1 mm, 165.2 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)□	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
34.0	6.4	25	0.00035			
34.0	6.4	25	0.00035			
60.5	8.7	50	0.00146			
60.5	3.9	50	0.00218			
34.0	3.4	25	0.00058			
34.0	3.4	25	0.00058			
76.3	5.2	65	0.00341			
165.2	7.1	150	0.01791			
89.1	5.5	80	0.00479			

注記 * : 大気圧, かつ重大事故等時の空気温度 (66℃) における流速を示す。
流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C} \times \frac{0.101325}{P + 0.101325} \times \frac{273.15 + T}{273.15 + 20}$$

名	称	緊急対策室 ～ 資機材保管エリア
最高使用圧力	MPa	0.86
最高使用温度	℃	40
外	径	mm
		267.4

【設定根拠】

(概要)

本配管は、緊急対策室から資機材保管エリアに接続する配管であり、重大事故等対処設備として、緊急時対策所加圧時に圧力を調整するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「フレキシブル配管／恒設配管取合点～緊急対策室及び SPDS 室」のうち、加圧空気供給ライン圧力調整弁から緊急時対策所までの使用圧力と同じ 0.86 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における緊急時対策所の環境条件を考慮した 40 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時に使用する場合の外径は、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)□	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
267.4	9.3	250	0.04862	□	□	□

注記 * : 大気圧、かつ重大事故等時の空気温度 (40℃) における流速を示す。
流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C} \times \frac{0.101325}{P + 0.101325} \times \frac{273.15 + T}{273.15 + 20}$$

VI-1-1-4-6-2-4-3 設定根拠に関する説明書
(緊急時対策所加圧空気供給系 主配管 (可搬型))

名 称	緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ） ～ フレキシブル配管／恒設配管取合点	
最高使用圧力	MPa	22
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	8.0, 21.7, 9.53
個 数	—	

【設定根拠】

(概要)

本配管は、緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）からフレキシブル配管／恒設配管取合点までを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）による空気供給により、緊急時対策所内を加圧するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）の使用圧力 19.6 MPa を上回る 22 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）の使用温度 40 ℃ を上回る 66 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、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、8.0 mm, 21.7 mm, 9.53 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)□	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
8.0	1.5	—	0.00002			
21.7	2.8	15	0.00020			
9.53	1.5	—	0.00003			

注記 * : 大気圧、かつ重大事故等時の空気温度（66℃）における流速を示す。
流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C} \times \frac{0.101325}{P + 0.101325} \times \frac{273.15 + T}{273.15 + 20}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

4. 個数の設定根拠

本配管は、重大事故等対処設備として緊急時対策所加圧設備（空気ポンプ）の空気を緊急時対策所に送気するために必要な個数として、緊急時対策所加圧設備（空気ポンプ）と接続する配管（連結管）は、

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-7 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

- VI-1-1-4-7-1 原子炉格納容器に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-7-2 原子炉建屋に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-7-3 圧力低減設備に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-7-4 原子炉格納容器安全設備に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-7-5 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に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-7-6 原子炉格納容器調気設備に係る設定根拠に関する説明書
- VI-1-1-4-7-7 圧力逃がし装置に係る設定根拠に関する説明書

VI-1-1-4-7-1 原子炉格納容器に係る設定根拠に関する説明書

目 次

- VI-1-1-4-7-1-1 原子炉格納容器
- VI-1-1-4-7-1-2 機器搬出入用ハッチ
- VI-1-1-4-7-1-3 逃がし安全弁搬出入口
- VI-1-1-4-7-1-4 制御棒駆動機構搬出入口
- VI-1-1-4-7-1-5 サプレッションチェンバ出入口
- VI-1-1-4-7-1-6 所員用エアロック
- VI-1-1-4-7-1-7 ベローズ付貫通部
- VI-1-1-4-7-1-8 直結型
- VI-1-1-4-7-1-9 二重管型
- VI-1-1-4-7-1-10 計装用
- VI-1-1-4-7-1-11 電気配線貫通部

VI-1-1-4-7-1-1 設定根拠に関する説明書
(原子炉格納容器)

名			称	原子炉格納容器*1
最高使用圧力	内圧	ドライウエル	kPa	427, 854
		サプレッションチェンバ		
	外圧	ドライウエル	kPa	13.7
		サプレッションチェンバ		
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
	ボックスサポート			32
<p>注記*1：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，原子炉格納容器フィルタベント系，耐圧強化ベント系）及び非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，代替循環冷却系，残留熱除去系），圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））及び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（可搬型窒素ガス供給系，原子炉格納容器フィルタベント系）及び圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。</p>				
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 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，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。 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。 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、格納容器スプレイ冷却モードとして使用する場合には、サブプレッションチェンバを水源とした残留熱除去系ポンプにより残留熱除去系熱交換器を介してサブプレッションチェンバのプール水をドライウエル及びサブプレッションチェンバ内へスプレイすることにより、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。また、サブプレッションプール水冷却モードとして使用する場合には、残留熱除去系ポンプにより水源である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で冷却した後にサブプレッションチェンバ内に戻すことにより、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用する原子炉格納容器は、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、原子炉格納容器内の気体を原子炉格納容器フィルタベント系を介して大気へ放出することにより、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（耐圧強化ベント系）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、原子炉格納容器内の気体を耐圧強化ベント系を介して大気へ放出することにより、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系）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（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する高圧炉心スプレイ系ポンプにより、高圧炉心スプレイ系配管を介して原子炉圧力容器へ注水することにより、原子炉圧力容器を冷却できる設計とする。

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する低圧炉心スプレイ系ポンプにより、低圧炉心スプレイ系配管を介して原子炉圧力容器へ注水することにより、原子炉圧力容器を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系）として使用する原子炉格納容器は、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代替循環冷却ポンプにより、残留熱除去系配管を介して原子炉圧力容器へ注水することにより、原子炉圧力容器内に残存する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残留熱除去系ポンプにより残留熱除去系配管を介して原子炉圧力容器へ注水することにより、原子炉圧力容器を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する原子炉格納容器は、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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプにより補給水系配管等を介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。また、サブプレッションチェンバを水源とした代替循環冷却ポンプにより残留熱除去系配管等を介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。また、代替淡水源を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により補給水系配管を介して原子炉格納容器下部へ注水し、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（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）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、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプにより残留熱除去系配管等を介してドライウェルスプレイ管からドライウェル内へスプレイすることにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。また、代替淡水源を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により残留熱除去系配管等を介してドライウェルスプレイ管からドライウェル内へスプレイすることにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）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代替循環冷却ポンプにより残留熱除去系配管等を介して原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイすることにより、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

原子炉格納容器は、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、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした代替循環冷却ポンプにより残留熱除去系配管を介して原子炉格納容器内へスプレイすることでスプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を介して原子炉格納容器下部へ流入することにより、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））として使用する原子炉格納容器は、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、サプレッションチェンバを水源とした残留熱除去系ポンプにより残留熱除去系熱交換器を介してサプレッションチェンバのプール水をドライウェル内及びサプレッションチェンバ内へスプレイすることにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード））として使用する原子炉格納容器は、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、残留熱除去系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により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の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（可搬型窒素ガス供給系）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。

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。

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による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

これらの系統構成は、窒素ガス供給装置と接続口を可搬型ホースで接続し、原子炉格納容器調気系を介して原子炉格納容器へ窒素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（原子炉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内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を介してフィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、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、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及び酸素を大気に排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（原子炉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。

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必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

これらの系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を介してフィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、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. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 内圧（ドライウェル，サブプレッションチェンバ）

1.1.1 最高使用圧力 427kPa

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、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている原子炉格納容器の最高圧力が 324kPa であることから、324kPa を上回る 427kPa とする。

1.1.2 最高使用圧力 854kPa^(*2)

原子炉格納容器を重大事故等時に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）（代替循環冷却系を使用できない場合）において 640kPa であることから、640kPa を上回る 854kPa とする。

1.2 外圧（ドライウエル，サブ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「3.1 設計基準事故時における設計条件」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いることから，BWR プラント標準の 13.7kPa 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，13.7kPa 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，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ドライウエルの温度が 146℃となることから，146℃を上回る 171℃とする。

2.2 最高使用温度 200℃（ドライウエル）^(*2)

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書添付書類十）で原子炉格納容器（ドライウエル）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）（代替循環冷却系を使用できない場合）において 178℃であることから，178℃を上回る 200℃とする。

2.3 最高使用温度 104℃（サブ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（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度は，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サブプレッションチェンバの温度が 97℃となることから，97℃を上回る 104℃とする。

2.4 最高使用温度 200℃（サブプレッションチェンバ）^(*2)

原子炉格納容器（サブ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（サブプレッションチェンバ）温度が最大となる LOCA 時注水機能喪失において 155℃であることから，155℃を上回る 200℃とする。

3. 設計漏えい率の設定根拠^(*2)

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，安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の環境への放射性物質の異常な放出において，原子炉格納容器の漏えい率は 0.5%/d を用いて評価しており，判断基準（実効線量 5mSv 以下）を満足することが確認されている設計漏えい率 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設計漏えい率は，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，最高使用圧力の 0.9 倍において）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象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添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 別添 2 格納容器圧力逃がし装置の設計」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

設計基準対象施設としての原子炉格納容器は，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

するために必要な個数としてドライウエル1個、サプレッションチェンバ1個及びボックスサポート32個設置する。

重大事故等時に使用する原子炉格納容器は、設計基準対象施設としてドライウエル1個、サプレッションチェンバ1個及びボックスサポート32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。

注記*2：重大事故等対処設備については、重大事故等時において使用する場合の圧力、温度及び設計漏えい率を記載する。
以降の重大事故等時の最高使用圧力および最高使用温度についても同様の記載とする。

VI-1-1-4-7-1-2 設定根拠に関する説明書
(機器搬出入用ハッチ)

名 称		機器搬出入用ハッチ	
最 高 使 用 圧 力	内 圧	kPa	427, 854
	外 圧	kPa	13.7
最 高 使 用 温 度		℃	171, 200
個 数		—	2

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

機器搬出入用ハッチは、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出入用ハッチは以下の機能を有する。

機器搬出入用ハッチは、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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 内圧

設計基準対象施設として使用する機器搬出入用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）と同じ427kPaとする。

機器搬出入用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）と同じ854kPaとする。

1.2 外圧

設計基準対象施設として使用する機器搬出入用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）と同じ13.7kPaとする。

機器搬出入用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）と同じ13.7kPa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機器搬出入用ハッチの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウェル）の最高使用温度と同じ171℃とする。

機器搬出入用ハッチを重大事故等時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（ドライウェル）の使用温度と同じ200℃とする。

3. 個数の設定根拠

機器搬出入用ハッチは、設計基準対象施設として2個設置する。

重大事故等時に使用する機器搬出入用ハッチは、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。

VI-1-1-4-7-1-3 設定根拠に関する説明書
(逃がし安全弁搬出入口)

名 称		逃がし安全弁搬出入口	
最 高 使 用 圧 力	内 圧	kPa	427, 854
	外 圧	kPa	13.7
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200	
個 数	—	1	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

逃がし安全弁搬出入口は、原子炉格納容器内へ主蒸気逃がし安全弁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）として使用する逃がし安全弁搬出入口は以下の機能を有する。

逃がし安全弁搬出入口は、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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 内圧

設計基準対象施設として使用する逃がし安全弁搬出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（内圧）と同じ427kPaとする。

逃がし安全弁搬出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（内圧）と同じ854kPaとする。

1.2 外圧

設計基準対象施設として使用する逃がし安全弁搬出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（外圧）と同じ13.7kPaとする。

逃がし安全弁搬出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（外圧）と同じ13.7kPa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逃がし安全弁搬出入口の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ171℃とする。

逃がし安全弁搬出入口を重大事故等時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）の使用温度と同じ200℃とする。

3. 個数の設定根拠

逃がし安全弁搬出入口は、設計基準対象施設として1個設置する。

重大事故等時に使用する逃がし安全弁搬出入口は、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。

VI-1-1-4-7-1-4 設定根拠に関する説明書
(制御棒駆動機構搬出入口)

名		称	制御棒駆動機構搬出入口
最 高 使 用 圧 力	内 圧	kPa	427, 854
	外 圧	kPa	13.7
最 高 使 用 温 度		℃	171, 200
個		数	1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

制御棒駆動機構搬出入口は、原子炉格納容器内へ制御棒駆動機構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入口は以下の機能を有する。

制御棒駆動機構搬出入口は、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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

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（内圧）と同じ427kPaとする。

制御棒駆動機構搬出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（内圧）と同じ854kPaとする。

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（外圧）と同じ13.7kPaとする。

制御棒駆動機構搬出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（外圧）と同じ13.7kPa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制御棒駆動機構搬出入口の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウェル）の最高使用温度と同じ171℃とする。

制御棒駆動機構搬出入口を重大事故等時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（ドライウェル）の使用温度と同じ200℃とする。

3. 個数の設定根拠

制御棒駆動機構搬出入口は、設計基準対象施設として1個設置する。

重大事故等時に使用する制御棒駆動機構搬出入口は、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。

VI-1-1-4-7-1-5 設定根拠に関する説明書
(サプレッションチェンバ出入口)

名 称		サプレッションチェンバ出入口	
最 高 使 用 圧 力	内 圧	kPa	427, 854
	外 圧	kPa	13.7
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"> ・ 設計基準対象施設 サプレッションチェンバ出入口は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けられている。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 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）として使用するサプレッションチェンバ出入口は以下の機能を有する。 サプレッションチェンバ出入口は，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。 <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プレッションチェンバ出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（内圧）と同じ427kPaとする。 サプレッションチェンバ出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（内圧）と同じ854kPa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プレッションチェンバ出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（外圧）と同じ13.7kPaとする。 サプレッションチェンバ出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（外圧）と同じ13.7kPa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サプレッションチェンバ出入口の最高使用温度は，原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ104℃とする。 サプレッションチェンバ出入口を重大事故等時において使用する場合の温度は，重大事故等時における原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 個数の設定根拠 サプレッションチェンバ出入口は，設計基準対象施設として2個設置する。 重大事故等時に使用するサプレッションチェンバ出入口は，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。</p>			

VI-1-1-4-7-1-6 設定根拠に関する説明書
(所員用エアロック)

名 称		所員用エアロック	
最 高 使 用 圧 力	内 圧	kPa	427, 854
	外 圧	kPa	13.7
最 高 使 用 温 度		℃	171, 200
個 数		—	1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

所員用エアロックは、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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

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）と同じ427kPa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）と同じ854kPaとする。

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）と同じ13.7kPa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）と同じ13.7kPa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）の最高使用温度と同じ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）の使用温度と同じ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。

重大事故等時に使用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。

VI-1-1-4-7-1-7 設定根拠に関する説明書
(ベローズ付貫通部)

名 称	X-10A, X-10D, X-10B, X-10C					
最高使用圧力	—	427, 854 (kPa)				8.62, 10.34 (MPa)
最高使用温度	℃	171, 200			302, 315	
外 径	mm	1066.8		1195.0	1066.8	609.6
構 成	—	スリーブ	短管	ベローズ	端板	管
個 数	—	4				

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-10A, X-10D, X-10B, X-10C) 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蒸気タービンへ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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 スリーブ、短管、ベローズ及び端板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本スリーブ、短管、ベローズ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ、短管、ベローズ及び端板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と同じ 854kPa とする。

1.2 管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。

本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 スリーブ、短管及び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本スリーブ、短管及び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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ、短管及びベローズ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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板及び管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板及び管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

本端板及び管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 スリーブ、短管及び端板の外径

本スリーブ、短管及び端板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じ目的で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、1066.8mm とする。

3.2 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は、設計基準対象施設と同じ目的で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、1195.0mm とする。

3.3 管の外径

本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じ目的で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、609.6mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-10A, X-10D, X-10B, X-10C) 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-10D, X-10B, X-10C) 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	X-11				
最高使用圧力	—	427, 854 (kPa)			8.62, 10.34 (MPa)	
最高使用温度	℃	171, 200		302, 315		
外 径	mm	457.2	554.0	457.2	89.1	
構 成	—	スリーブ	短管	ベローズ	端板	管
個 数	—	1				

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-11) は、設計基準対象施設として主蒸気系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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 スリーブ、短管、ベローズ及び端板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本スリーブ、短管、ベローズ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ、短管、ベローズ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

1.2 管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。

本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 スリーブ、短管及び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本スリーブ、短管及びベローズの最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウェル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ、短管及びベローズを重大事故等時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 (ドライウェル) の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板及び管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板及び管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

本端板及び管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 スリーブ、短管及び端板の外径

本スリーブ、短管及び端板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じ目的で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、457.2mm とする。

3.2 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は、設計基準対象施設と同じ目的で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、554.0mm とする。

3.3 管の外径

本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じ目的で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、89.1mm 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。

名 称	X-12A* ¹ , X-12B* ²					
最高使用圧力	—	427, 854 (kPa)			8.62, 10.34 (MPa)	
最高使用温度	℃	171, 200		302, 315		
外 径	mm	914.4	1045.0	914.4	457.2	
構 成	—	スリーブ	短管	ベローズ	端板	管
個 数	—	2				
<p>注記*1 : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高压代替注水系）、圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高压代替注水系）と兼用。</p> <p>*2 : 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）と兼用。</p>						
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 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 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復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器へ注水するために使用する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 スリーブ、短管、ベローズ及び端板の最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本スリーブ、短管、ベローズ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ427kPaとする。</p> <p style="margin-left: 2em;">本スリーブ、短管、ベローズ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ854kPaとする。</p> <p>1.2 管の最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本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 style="margin-left: 2em;">本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ10.34MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 スリーブ、短管及び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本スリーブ、短管及び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）の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p style="margin-left: 2em;">本スリーブ、短管及びベローズを重大事故等時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）の使用温度と同じ200℃とする。</p>						

2.2 端板及び管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板及び管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

本端板及び管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 スリーブ、短管及び端板の外径

本スリーブ、短管及び端板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じ目的で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、914.4mmとする。

3.2 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は、設計基準対象施設と同じ目的で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、1045.0mmとする。

3.3 管の外径

設計基準対象施設として使用する本管の外径は、原子炉圧力容器への給水量を基に設定している。本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時の流速が設計基準対象施設としての標準流速を超えないため、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、457.2mmとする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-12A, X-12B) 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-12A, X-12B) 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	X-31A* ¹ , X-31B* ² , X-31C* ³ , X-34* ⁴ , X-35* ⁵					
最高使用圧力	—	427, 854 (kPa)			8.62, 10.34 (MPa)	
最高使用温度	℃	171, 200		302, 315		
外 径	mm	660.4	785.0	660.4	267.4	
構 成	—	スリーブ	短管	ベローズ	端板	管
個 数	—	5				
<p>注記*1 : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系、代替循環冷却系、残留熱除去系）、圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系、低圧代替注水系）と兼用。</p> <p>*2 : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系、残留熱除去系）、圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系、低圧代替注水系）と兼用。</p> <p>*3 : 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）と兼用。</p> <p>*4 : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧炉心スプレイ系）と兼用。</p> <p>*5 : 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、低圧代替注水系）と兼用。</p>						
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 本貫通部（X-31A, X-31B, X-31C, X-34, X-35）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等を原子炉圧力容器へ注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 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サブプレッションチェンバのプール水等を原子炉圧力容器へ注水するために使用する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 スリーブ、短管、ベローズ及び端板の最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本スリーブ、短管、ベローズ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ427kPaとする。</p> <p>本スリーブ、短管、ベローズ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ854kPaとする。</p> <p>1.2 管の最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本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>本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ10.34MPaとする。</p>						

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 スリーブ、短管及び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本スリーブ、短管及び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）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本スリーブ、短管及びベローズ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）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 端板及び管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板及び管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

本端板及び管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 スリーブ、短管及び端板の外径

本スリーブ、短管及び端板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じ目的で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、660.4mm とする。

3.2 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は、設計基準対象施設と同じ目的で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、785.0mm とする。

3.3 管の外径

本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中で容量が最大となるそれぞれのポンプ*6 の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用するそれぞれのポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様であるため、本管の外径は、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。

注記*6：各貫通部における容量が最大となるポンプは以下のとおり。

X-31A	： 残留熱除去系ポンプ A
X-31B	： 残留熱除去系ポンプ B
X-31C	： 残留熱除去系ポンプ C
X-34	： 低圧炉心スプレイ系ポンプ
X-35	： 高圧炉心スプレイ系ポンプ

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-31A, X-31B, X-31C, X-34, X-35）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-31A, X-31B, X-31C, X-34, X-35）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。

名 称	X-32A*, X-32B*					
最高使用圧力	—	427, 854 (kPa)			10.4 (MPa)	
最高使用温度	℃	171, 200			302, 315	
外 径	mm	711.2		835.0	711.2	318.5
構 成	—	スリーブ	短管	ベローズ	端板	管
個 数	—	2				

注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-32A, X-32B) は、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器で冷却した原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ注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

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熱交換器で冷却した原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ注水するために使用する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 スリーブ、短管、ベローズ及び端板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本スリーブ、短管、ベローズ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ、短管、ベローズ及び端板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と同じ 854kPa とする。

1.2 管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本管の最高使用圧力は、接続する原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用圧力と同じ 10.4MPa とする。

本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して使用する原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用圧力と同じ 10.4MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 スリーブ、短管及び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本スリーブ、短管及び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）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ、短管及びベローズ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）の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板及び管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板及び管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

本端板及び管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 スリーブ、短管及び端板の外径

本スリーブ、短管及び端板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じ目的で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、711.2mm とする。

3.2 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は、設計基準対象施設と同じ目的で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、835.0mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様であるため、本管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-32A, X-32B) 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-32A, X-32B) 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	X-33A*, X-33B*				
最高使用圧力	—	427, 854 (kPa)			8.62, 10.34 (MPa)	
最高使用温度	℃	171, 200		302, 315		
外 径	mm	762.0	885.0	762.0	355.6	
構 成	—	スリーブ	短管	ベローズ	端板	管
個 数	—	2				

注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部（X-33A, X-33B）は、設計基準対象施設として残留熱除去系熱交換器で冷却した原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ注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

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熱交換器で冷却した原子炉冷却材を原子炉圧力容器へ注水するために使用する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 スリーブ、短管、ベローズ及び端板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本スリーブ、短管、ベローズ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ427kPaとする。

本スリーブ、短管、ベローズ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ854kPaとする。

1.2 管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。

本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ10.34MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 スリーブ、短管及び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本スリーブ、短管及び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）の最高使用温度と同じ171℃とする。

本スリーブ、短管及びベローズを重大事故等時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）の使用温度と同じ200℃とする。

2.2 端板及び管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板及び管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

本端板及び管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 スリーブ、短管及び端板の外径

本スリーブ、短管及び端板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じ目的で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、762.0mm とする。

3.2 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は、設計基準対象施設と同じ目的で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、885.0mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様であるため、本管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、355.6mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-33A, X-33B) 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-33A, X-33B) 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	X-36*				
最高使用圧力	—	427, 854 (kPa)			8.62, 10.34 (MPa)	
最高使用温度	℃	171, 200		302, 315		
外 径	mm	508.0	604.0	508.0	114.3	
構 成	—	スリーブ	短管	ベローズ	端板	管
個 数	—	1				

注記* : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高压代替注水系、原子炉隔離時冷却系）、圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高压代替注水系）と兼用。

【設定根拠】

（概要）

・設計基準対象施設

本貫通部（X-36）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ポンプ駆動用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。

・重大事故等対処設備

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圧力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン又は高压代替注水系タービンポンプへ導くために使用する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 スリーブ、短管、ベローズ及び端板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本スリーブ、短管、ベローズ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ427kPaとする。

本スリーブ、短管、ベローズ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ854kPaとする。

1.2 管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。

本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ10.34MPaとする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 スリーブ、短管及び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本スリーブ、短管及び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）の最高使用温度と同じ171℃とする。

本スリーブ、短管及びベローズを重大事故等時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）の使用温度と同じ200℃とする。

2.2 端板及び管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板及び管の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

本端板及び管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 スリーブ、短管及び端板の外径

本スリーブ、短管及び端板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じ目的で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、508.0mm とする。

3.2 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は、設計基準対象施設と同じ目的で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、604.0mm とする。

3.3 管の外径

本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蒸気タービンの蒸気使用量を基に設定しており、重大事故等時に使用する蒸気タービンの蒸気使用量が設計基準対象施設として使用する場合は、蒸気使用量と同仕様であるため、本管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-36) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-36) 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	X-37				
最高使用圧力	—	427, 854 (kPa)			8.62, 10.34 (MPa)	
最高使用温度	℃	171, 200		302, 315		
外 径	mm	508.0	604.0	508.0	114.3	
構 成	—	スリーブ	短管	ベローズ	端板	管
個 数	—	1				

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-37) 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等を原子炉圧力容器へ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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 スリーブ、短管、ベローズ及び端板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本スリーブ、短管、ベローズ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ、短管、ベローズ及び端板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と同じ 854kPa とする。

1.2 管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。

本管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 スリーブ、短管及び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本スリーブ、短管及び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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ、短管及びベローズ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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板及び管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板及び管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

本端板及び管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 スリーブ、短管及び端板の外径

本スリーブ、短管及び端板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じ目的で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、508.0mm とする。

3.2 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は、設計基準対象施設と同じ目的で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、604.0mm とする。

3.3 管の外径

本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じ目的で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、114.3mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-37) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-37) 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	X-50				
最高使用圧力	—	427, 854 (kPa)			8.62, 10.34 (MPa)	
最高使用温度	℃	171, 200		302, 315		
外 径	mm	609.6	735.0	609.6	216.3	
構 成	—	スリーブ	短管	ベローズ	端板	管
個 数	—	1				

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

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圧力容器へ注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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 スリーブ、短管、ベローズ及び端板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本スリーブ、短管、ベローズ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ、短管、ベローズ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

1.2 管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。

本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 スリーブ、短管及び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本スリーブ、短管及び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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ、短管及びベローズを重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板及び管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板及び管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

本端板及び管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 スリーブ、短管及び端板の外径

本スリーブ、短管及び端板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じ目的で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、609.6mm とする。

3.2 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は、設計基準対象施設と同じ目的で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、735.0mm とする。

3.3 管の外径

本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じ目的で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、216.3mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-50) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-50) は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-7-1-8 設定根拠に関する説明書
(ベローズなし貫通部[直結型])

名	称	X-5	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	
外	径	mm	
		318.5	501.0
構	成	—	
		スリーブ	端板
個	数	—	
		1	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-5) は、設計基準対象施設として供用期間中検査において検査対象を確認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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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、318.5mm とする。

3.2 端板の外径

本端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、501.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-5）は、設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-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		X-20* ¹		X-21* ¹	
最高使用圧力	—	13.8 (MPa)	427, 854 (kPa)	13.8 (MPa)	427, 854 (kPa)
最高使用温度	℃	171, 200			
外 径	mm	42.7	63.0	34.0	54.0
構 成	—	スリーブ	端板	スリーブ	端板
個 数	—	137	7* ²	137	7* ²
注記*1 : 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) と兼用。 *2 : 予備部である。					
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 本貫通部 (X-20, X-21) は、設計基準対象施設として通常時に制御棒の挿入、引抜きを行うため又は緊急時に原子炉スクラム (原子炉緊急停止) を行うため、制御棒駆動機構へ制御棒駆動水を供給又は排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 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使用する。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 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本スリーブの最高使用圧力は、制御棒駆動水圧系の最高使用圧力と同じ 13.8MPa とする。</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圧力は、重大事故等時における制御棒駆動水圧系の最高使用圧力と同じ 13.8MPa とする。</p> <p>1.2 スリーブ及び端板 (予備部) の最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板 (予備部) の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。</p> <p>本スリーブ及び端板 (予備部) を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。</p>					

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板（予備部含む）の最高使用温度は，原子炉格納容器（ドライウェル）の最高使用温度と同じ171℃とする。

本スリーブ及び端板（予備部含む）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（ドライウェル）の使用温度と同じ200℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-20 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は容量と同仕様であるため，本スリーブの外径は，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，42.7mmとする。

3.2 X-20（予備部）のスリーブの外径

本スリーブ（予備部）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じ目的で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，42.7mmとする。

3.3 X-20（予備部）の端板の外径

本端板（予備部）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じ目的で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，63.0mmとする。

3.4 X-21 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は容量と同仕様であるため，本スリーブの外径は，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とする。

3.5 X-21（予備部）のスリーブの外径

本スリーブ（予備部）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じ目的で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，34.0mmとする。

3.6 X-21（予備部）の端板の外径

本端板（予備部）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じ目的で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，54.0mmとする。

4. 個数の設定根拠

4.1 X-20 の個数

本貫通部（X-20）は，設計基準対象施設として制御棒駆動水を供給または排出するための137個及び将来の設備増加あるいは設置変更等による追加に備えた予備部の7個を含めて合計144個設置する。

本貫通部（X-20）は，設計基準対象施設として144個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

4.2 X-21 の個数

本貫通部 (X-21) は, 設計基準対象施設として制御棒駆動水を供給または排出するための 137 個及び将来の設備増加あるいは設置変更等による追加に備えた予備部の 7 個を含めて合計 144 個設置する。

本貫通部 (X-21) は, 設計基準対象施設として 144 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	X-30A* ¹ , X-30B* ²
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	171, 200
外	径	mm
		267.4
構	成	—
		スリーブ
個	数	—
		2
<p>注記*1：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）、圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、代替循環冷却系、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。</p> <p>*2：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）、圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 本貫通部（X-30A, X-30B）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原子炉格納容器内にスプレイするため設置する。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サブプレッションチェンバのプール水等を原子炉格納容器内にスプレイするために使用する。 <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本スリーブの最高使用圧力は、残留熱除去系の最高使用圧力と同じ3.73MPaとする。</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圧力は、重大事故等時における残留熱除去系の最高使用圧力と同じ3.73MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本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）の最高使用温度と同じ171℃とする。</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）の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 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、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本スリーブの外径は、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。</p>		

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。

名	称	X-51
最高使用圧力	kPa	981
最高使用温度	℃	171, 200
外	径	mm
		89.1
構	成	—
		スリーブ
個	数	—
		1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-51) は、設計基準対象施設としてドライウェル機器ドレンサンプから廃液収集槽へドレン水を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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブの最高使用圧力は、放射性ドレン移送系の最高使用圧力と同じ 981kPa とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設として使用する放射性ドレン移送系の最高使用圧力と同じ 981kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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 (ドライウェル) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

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、89.1mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-51) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-51) 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	X-60
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	171, 200
外	径	mm
		89.1
構	成	—
		スリーブ
個	数	—
		1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-60) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内のホースコネクションへ復水補給水を補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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブの最高使用圧力は、復水補給水系の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

本スリーブ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復水補給水系の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本スリーブ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じ目的で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、89.1mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-60) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-60) 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	X-61A, X-61B, X-62A, X-62B
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	171, 200
外	径	mm
構	成	スリーブ
個	数	4

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-61A, X-61B, X-62A, X-62B) は、設計基準対象施設として原子炉補機冷却水系熱交換器から原子炉格納容器内にある原子炉補機冷却水系の負荷へ補機冷却水を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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブの最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系の最高使用圧力と同じ 1.18MPa とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設として使用する原子炉補機冷却水系の最高使用圧力と同じ 1.18MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

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、165.2mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-61A, X-61B, X-62A, X-62B) 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-61A, X-61B, X-62A, X-62B) 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	X-70
最高使用圧力	kPa	863
最高使用温度	℃	171, 200
外	径	mm
		89.1
構	成	—
		スリーブ
個	数	—
		1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-70) は、設計基準対象施設として所内用圧縮空気系から原子炉格納容器へ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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブの最高使用圧力は、所内用圧縮空気系の最高使用圧力と同じ 863kPa とする。

本スリーブ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所内用圧縮空気系の最高使用圧力と同じ 863kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本スリーブ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じ目的で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、89.1mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-70) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-70) 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		X-80* ¹ , X-81* ²	X-230* ² , X-231
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	104, 200
外 径	mm	609.6	
構 成	—	スリーブ	
個 数	—	4	
<p>注記*1 : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）、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（可搬型窒素ガス供給系、原子炉格納容器フィルタベント系）及び圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。</p> <p>*2 : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系、耐圧強化ベント系）、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（原子炉格納容器フィルタベント系）、圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。</p>			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 本貫通部（X-80, X-81, X-230, X-231）は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内へ空気や窒素を供給又は排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 重大事故等対象設備として本貫通部（X-80）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可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガスを供給するために使用する。 重大事故等対処設備として本貫通部（X-81, X-230）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格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するために使用する。 重大事故等対処設備として本貫通部（X-231）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。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本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と同じ427kPaとする。 本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ854kPaとする。</p>			

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 X-80, X-81 の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本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）の最高使用温度と同じ 171℃とする。

本スリーブ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）の使用温度と同じ 200℃とする。

2.2 X-230, X-231 の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本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）の最高使用温度と同じ 104℃とする。

本スリーブ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）の使用温度と同じ 200℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-80 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は、重大事故等時に使用する可搬型窒素ガス供給装置の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する可搬型窒素ガス供給装置の容量が設計基準対象施設として使用するパージ用排風機を流れる空気の容量に包絡されるため、本スリーブ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。

3.2 X-81, X-230 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は、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントのスリーブ実績に基づいた標準流速を目安に選定し、609.6mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (kg/s)	比容積 E (m ³ /kg)	流速* ³ F (m/s)	標準流速 (m/s)
609.6		600					

注記*3：ベント開始圧力（427kPa）時の飽和蒸気条件における流速を示す。

流速及びその他パラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$F = \frac{D \cdot E}{C}$$

3.3 X-231 の設定根拠

本スリーブ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じ目的で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、609.6mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-80, X-81, X-230, X-231）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-80, X-81, X-230, X-231）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	X-82A, X-82B
最高使用圧力	kPa	427, 854
最高使用温度	℃	171, 200
外	径	mm
		114.3
構	成	—
		スリーブ
個	数	—
		2

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-82A, X-82B) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の可燃性ガス (水素, 酸素) を可燃性限界未満に制御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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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と同じ 427kPa とする。

本スリーブ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と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本スリーブ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じ目的で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、114.3mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-82A, X-82B) 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-82A, X-82B) 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	X-90	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	
外	径	mm	406.4 407.0
構	成	—	スリーブ 端板
個	数	—	1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-90) 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端板により閉止しており、将来の設備増加あるいは設備変更等により新設配管の敷設に備えて設置する。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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウェル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時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 (ドライウェル) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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、406.4mm とする。

3.2 端板の外径

本端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、407.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-90）は、設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-90）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	X-205A, X-205B	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	104, 200	
外	径	mm	
		216.3	217.0
構	成	—	
		スリーブ	端板
個	数	—	
		2	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-205A, X-205B) 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排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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端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) の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時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 (サブプレッションチェンバ) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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、216.3mm とする。

3.2 端板の外径

本端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、217.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-205A, X-205B）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-205A, X-205B）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	X-212
最高使用圧力	kPa	427, 854
最高使用温度	℃	104, 200
外	径	mm
		60.5
構	成	—
		スリーブ
個	数	—
		1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-212) は、設計基準対象施設として主蒸気第二隔離弁の弁グランドからの漏えい水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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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と同じ 427kPa とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器 (サプレッションチェンバ) の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器 (サプレッションチェンバ) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

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、60.5mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-212) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-212) 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	X-213A*, X-213B*
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	104, 200
外	径	mm
		114.3
構	成	—
		スリーブ
個	数	—
		2
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）、圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 本貫通部（X-213A, X-213B）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 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サブプレッションチェンバのプール水をサブプレッションチェンバ内にスプレイするために使用する。 <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本スリーブの最高使用圧力は、残留熱除去系の最高使用圧力と同じ3.73MPaとする。</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圧力は、重大事故等時における残留熱除去系の使用圧力と同じ3.73MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本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）の最高使用温度と同じ104℃とする。</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）の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 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、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本スリーブの外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mmとする。</p>		

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-213A, X-213B）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-213A, X-213B）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	X-214A* ¹ , X-214B* ² , X-214C* ³ , X-217* ⁴ , X-219* ⁵	
最高使用圧力	kPa	427, 854
最高使用温度	℃	104, 200
外 径	mm	508.0
構 成	—	スリーブ
個 数	—	5
<p>注記*1 : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）及び非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（代替循環冷却系, 残留熱除去系）, 圧力低減設備その他の安全 設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系, 代替循環冷却系, 残留 熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）, 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷 却モード））と兼用。</p> <p>*2 : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）及び非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備（残留熱除去系）, 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納 容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）, 残留熱除去系（サブプレ ッションプール水冷却モード））と兼用。</p> <p>*3 : 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） と兼用。</p> <p>*4 : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧炉心スプレ イ系）と兼用。</p> <p>*5 : 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）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>・設計基準対象施設 本貫通部（X-214A, X-214B, X-214C, X-217, X-219）は、設計基準対象施設として残留熱除 去設備又は非常用炉心冷却設備の各ポンプへサブプレッションチェンバのプール水を供給する ために設置する。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 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サブプレッションチェンバのプール水を各ポンプ*⁶ に供給するた めに使用する。</p> <p>注記*6 : 各貫通部とポンプの組み合わせは以下のとおり。 X-214A : 残留熱除去系ポンプ A, 代替循環冷却ポンプ X-214B : 残留熱除去系ポンプ B X-214C : 残留熱除去系ポンプ C X-217 : 低圧炉心スプレイ系ポンプ X-219 : 高圧炉心スプレイ系ポンプ</p>		

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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と同じ 427kPa とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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）の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本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、重大事故等時において使用するポンプの中で容量が最大となるそれぞれのポンプ*7の容量を基に設定されており、重大事故等時に使用するそれぞれの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等であるため、本スリーブの外径は、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、508.0mm とする。

注記*7：各貫通部における容量が最大となるポンプは以下のとおり。

- X-214A：残留熱除去系ポンプ A
- X-214B：残留熱除去系ポンプ B
- X-214C：残留熱除去系ポンプ C
- X-217：低圧炉心スプレー系ポンプ
- X-219：高圧炉心スプレー系ポンプ

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-214A, X-214B, X-214C, X-217, X-219）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-214A, X-214B, X-214C, X-217, X-219）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。

名	称	X-215A*, X-215B*
最高使用圧力	kPa	427, 854
最高使用温度	℃	104, 200
外	径	mm
		318.5
構	成	—
		スリーブ
個	数	—
		2
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）、圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 本貫通部（X-215A, X-215B）は、設計基準対象施設として残留熱除去系の試験運転時にサブプレッションチェンバへサブプレッションチェンバのプール水を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 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ポンプにより水源である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で冷却した後にサブプレッションチェンバに戻すために使用する。 <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本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と同じ427kPaとする。</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圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ854kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本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）の最高使用温度と同じ104℃とする。</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）の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 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、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本スリーブの外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mmとする。</p>		

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-215A, X-215B）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-215A, X-215B）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	X-218, X-220
最高使用圧力	kPa	427, 854
最高使用温度	℃	104, 200
外	径	mm
		267.4
構	成	—
		スリーブ
個	数	—
		2

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-218, X-220) は、設計基準対象施設として低圧炉心スプレイ系及び高圧炉心スプレイ系の試験運転時にサブプレッションチェンバへサブプレッションチェンバのプール水を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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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と同じ 427kPa とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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) の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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 (サブプレッションチェンバ) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本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、267.4mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-218, X-220) 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-218, X-220) 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	X-221
最高使用圧力	kPa	427, 854
最高使用温度	℃	104, 200
外	径	mm
		165.2
構	成	—
		スリーブ
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 本貫通部 (X-221) は、設計基準対象施設として原子炉隔離時冷却系ポンプへサブプレッションチェンバのプール水を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 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。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本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と同じ 427kPa とする。</p> <p>本スリーブ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と同じ 854kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本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) の最高使用温度と同じ 104℃ とする。</p> <p>本スリーブ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) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本スリーブ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じ目的で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、165.2mm とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 本貫通部 (X-221) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。</p> <p>本貫通部 (X-221) 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	X-222*
最高使用圧力	kPa	981
最高使用温度	℃	184, 200
外 径	mm	318.5
構 成	—	スリーブ
個 数	—	1
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系、原子炉隔離時冷却系）、圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高圧代替注水系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 本貫通部（X-222）は、設計基準対象施設として原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの排気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 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ポンプ駆動用タービン及び高圧代替注水系タービンポンプの排気蒸気をサブプレッションチェンバに導くために使用する。 <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本スリーブの最高使用圧力は、原子炉隔離時冷却系の主配管「原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-222)」の最高使用圧力と同じ981kPaとする。</p> <p>本スリーブ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の主配管「原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-222)」の使用圧力と同じ981kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本スリーブの最高使用温度は、原子炉隔離時冷却系の主配管「原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-222)」の最高使用温度と同じ184℃とする。</p> <p>本スリーブ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の主配管「原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-222)」の使用温度と同じ200℃とする。</p>		

3. 外径の設定根拠

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、重大事故等時に使用する蒸気タービンの蒸気使用量を基に設定しており、重大事故等時に使用する蒸気タービンの蒸気使用量が設計基準対象施設として使用する場合の蒸気使用量と同仕様であるため、本スリーブの外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-222）は、設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-222）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	X-223
最高使用圧力	kPa	427, 854
最高使用温度	℃	104, 200
外	径	mm
		60.5
構	成	—
		スリーブ
個	数	—
		1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-223) は、設計基準対象施設として原子炉隔離時冷却系で発生した凝縮水をサブプレッションチェンバに移送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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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と同じ 427kPa とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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) の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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 (サブプレッションチェンバ) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本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、60.5mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-223) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-223) 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	X-232A, X-232B
最高使用圧力	kPa	427, 854
最高使用温度	℃	104, 200
外	径	mm
165.2		
構	成	—
スリーブ		
個	数	—
2		

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-232A, X-232B) は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の可燃性ガス (水素, 酸素) が再結合装置内で結合して生じた水をサブプレッションチェンバに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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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と同じ 427 kPa とする。

本スリーブ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と同じ 854 kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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) の最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。

本スリーブ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) の使用温度と同じ 200 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本スリーブ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じ目的で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、165.2 mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-232A, X-232B) 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-232A, X-232B) 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	X-233, X-240		X-241, X-242		
最高使用圧力	kPa	427, 854				
最高使用温度	℃	104, 200				
外	径	mm	114.3	115.0	165.2	166.0
構	成	—	スリーブ	端板	スリーブ	端板
個	数	—	4			

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-233, X-240, X-241, X-242) 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端板により閉止しており、将来の設備増加あるいは設備変更等により新設配管の敷設に備えて設置する。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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端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) の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時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 (サブプレッションチェンバ) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-233, X-240 の外径

3.1.1 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、114.3mm とする。

3.1.2 端板の外径

本端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、115.0mm とする。

3.2 X-241, X-242 の外径

3.2.1 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、165.2mm とする。

3.2.2 端板の外径

本端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、166.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-233, X-240, X-241, X-242) 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-233, X-240, X-241, X-242) 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	X-243
最高使用圧力	kPa	427, 854
最高使用温度	℃	104, 200
外	径	mm
		114.3
構	成	—
		スリーブ
個	数	—
		1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-243) は、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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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と同じ 427kPa とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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) の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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 (サブプレッションチェンバ) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本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、114.3mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-243) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-243) 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	X-281* ¹
最高使用圧力	kPa	427, 854
最高使用温度	℃	104, 200
外	径	mm
		34.0
構	成	—
		スリーブ
個	数	—
		1
<p>注記*1：原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）、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（可搬型窒素ガス供給系、原子炉格納容器フィルタベント系）及び圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 （概要）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 本貫通部（X-281）は、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可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガスを供給するために使用する。 <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本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と同じ427kPaとする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ854kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本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）の最高使用温度と同じ104℃とする。</p> <p style="padding-left: 40px;">本スリーブを重大事故等時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（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 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、重大事故等時に使用する可搬型窒素ガス供給装置から窒素を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの空気・ガス配管の配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、34.0mmとする。</p>		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h[normal])	流速*2E (m/s)	標準流速 (m/s)
34.0		25				

注記*2：大気圧，かつ重大事故等時の窒素ガス温度(130℃)における流速を示す。
流速及びその他パラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C} \times \frac{273.15 + 130}{273.15}$$

*3：スリーブの標準流速を超えるが，流体は可搬型窒素ガス供給装置から供給される窒素であり，エロージョンや圧力損失の問題はない。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-281) は，設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-281) は，設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-7-1-9 設定根拠に関する説明書
(ベローズなし貫通部[二重管型])

名	称	X-13A, X-13B		
最高使用圧力	—	427, 854 (kPa)		8.62, 10.34 (MPa)
最高使用温度	℃	171, 200	302, 315	
外 径	mm	165.2		27.2
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	2		

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-13A, X-13B) は、設計基準対象施設として原子炉再循環ポンプのシールキャビティへパージ水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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 スリーブ及び端板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

1.2 管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。

本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ 10.34MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 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本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板及び管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板及び管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

本端板及び管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 スリーブ及び端板の外径

本スリーブ及び端板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じ目的で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、165.2mm とする。

3.2 管の外径

本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じ目的で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、27.2mm 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。

名	称	X-14		
最高使用圧力	—	427, 854 (kPa)		10.4 (MPa)
最高使用温度	℃	171, 200	302, 315	
外 径	mm	216.3		27.2
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-14) は、設計基準対象施設として原子炉再循環系配管から原子炉冷却材をサンプリング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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 スリーブ及び端板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

1.2 管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本管の最高使用圧力は、原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用圧力と同じ 10.4MPa とする。

本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設として使用する原子炉再循環系のポンプ吐出側配管の最高使用圧力と同じ 10.4MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 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本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板及び管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板及び管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

本端板及び管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 スリーブ及び端板の外径

本スリーブ及び端板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じ目的で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、216.3mm とする。

3.2 管の外径

本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じ目的で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、27.2mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-14) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-14) 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	X-22*		
最高使用圧力	—	427, 854 (kPa)		8.62, 10.34 (MPa)
最高使用温度	℃	171, 200	302, 315	
外 径	mm	165.2		48.6
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		
注記* : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）、計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）、圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）と兼用。				
【設定根拠】 （概要） ・設計基準対象施設 本貫通部（X-22）は、設計基準対象施設としてほう酸水注入系ポンプにより原子炉圧力容器へほう酸水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 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・防止する目的で原子炉圧力容器へほう酸水を供給するために使用する。 1. 最高使用圧力の設定根拠 1.1 スリーブ及び端板の最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ427kPaとする。 本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ854kPaとする。 1.2 管の最高使用圧力 設計基準対象施設として使用する本管の最高使用圧力は、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。 本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力と同じ10.34MPaとする。 2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 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本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）の最高使用温度と同じ171℃とする。 本スリーブを重大事故等時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）の使用温度と同じ200℃とする。				

2.2 端板及び管の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板及び管の最高使用温度は、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ 302℃とする。

本端板及び管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315℃とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 スリーブ及び端板の外径

本スリーブ及び端板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じ目的で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、165.2mm とする。

3.2 管の外径

本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系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用するほう酸水注入系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は同仕様であるため、本管の外径は、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、48.6mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-22) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-22) 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	X-52		
最高使用圧力	kPa	427, 854	981	
最高使用温度	℃	171, 200		
外	径	mm	165.2	76.3
構	成	—	スリーブ	端板
個	数	—	1	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-52) は、設計基準対象施設としてドライウエル床ドレンサンプから廃液収集槽へドレン水を導くために使用する。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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 スリーブ及び端板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

1.2 管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本管の最高使用圧力は、放射性ドレン移送系の最高使用圧力と同じ 981kPa とする。

本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設として使用する放射性ドレン移送系の最高使用圧力と同じ 981kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ、端板及び管の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ、端板及び管を重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 スリーブ及び端板の外径

本スリーブ及び端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、165.2mm とする。

3.2 管の外径

本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、76.3mmとする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-52）は、設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-52）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	X-63, X-64		
最高使用圧力	—	427, 854 (kPa)		1. 27 (MPa)
最高使用温度	℃	171, 200		
外 径	mm	457. 2		216. 3
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	2		

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-63, X-64) は、設計基準対象施設として換気空調補機常用冷却水系により、空調機へ冷却水を供給するために使用する。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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 スリーブ及び端板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板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と同じ 854kPa とする。

1.2 管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本管の最高使用圧力は、換気空調補機常用冷却水系の最高使用圧力と同じ 1. 27MPa とする。

本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して使用する換気空調補機常用冷却水系の最高使用圧力と同じ 1. 27MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ、端板及び管の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ、端板及び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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 スリーブ及び端板の外径

本スリーブ及び端板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じ目的で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、457. 2mm とする。

3.2 管の外径

本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、216.3mmとする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-63, X-64）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-63, X-64）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	X-71		
最高使用圧力	kPa	427, 854	863	
最高使用温度	℃	171, 200		
外	径	mm	165.2	60.5
構	成	—	スリーブ	端板
個	数	—	1	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-71) は、設計基準対象施設として計装用圧縮空気系から原子炉格納容器へ圧縮空気を供給するために使用する。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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 スリーブ及び端板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

1.2 管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本管の最高使用圧力は、計装用圧縮空気系の最高使用圧力と同じ 863kPa とする。

本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設として使用する計装用圧縮空気系の最高使用圧力と同じ 863kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ、端板及び管の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ、端板及び管を重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 スリーブ及び端板の外径

本スリーブ及び端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、165.2mm とする。

3.2 管の外径

本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、60.5mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-71) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-71) 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	X-72A*, X-72B*		
最高使用圧力	—	427, 854 (kPa)	1. 77 (MPa)
最高使用温度	℃	171, 200	
外 径	mm	165. 2	60. 5
構 成	—	スリーブ	端板 管
個 数	—	2	

注記* : 計測制御系統施設のうち制御用空気設備（高圧窒素ガス供給系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-72A, X-72B) は、設計基準対象施設として高圧窒素ガス供給系から主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータへ窒素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

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主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のアクチュエータへ窒素を供給するために使用する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1. 1 スリーブ及び端板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

1. 2 管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本管の最高使用圧力は、高圧窒素ガス供給系の最高使用圧力と同じ 1. 77MPa とする。

本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設として使用する高圧窒素ガス供給系の最高使用圧力と同じ 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本スリーブ、端板及び管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ、端板及び管を重大事故等時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）の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 スリーブ及び端板の外径

本スリーブ及び端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、165.2mm とする。

3.2 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のシリンダ駆動力を確保するための配管外径として、60.5mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-72A, X-72B）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-72A, X-72B）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	X-73		
最高使用圧力	—	427, 854 (kPa)		1. 77 (MPa)
最高使用温度	℃	171, 200		
外 径	mm	165. 2		60. 5
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-73) は、設計基準対象施設として高圧窒素ガス供給系から主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータへ窒素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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 スリーブ及び端板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板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と同じ 854kPa とする。

1.2 管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本管の最高使用圧力は、高圧窒素ガス供給系の最高使用圧力と同じ 1. 77MPa とする。

本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して使用する高圧窒素ガス供給系の最高使用圧力と同じ 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本スリーブ、端板及び管の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ、端板及び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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 スリーブ及び端板の外径

本スリーブ及び端板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じ目的で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、165. 2mm とする。

3.2 管の外径

本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、60.5mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-73) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-73) 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	X-91*		
最高使用圧力	—	427, 854 (kPa)	427 (kPa), 2.06 (MPa)	
最高使用温度	℃	171, 200		
外 径	mm	406.4	407.0	60.5
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		

注記* : 計測制御系統施設のうち制御用空気設備 (代替高圧窒素ガス供給系) と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-91) は、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主蒸気逃がし安全弁 (代替高圧窒素ガス供給系付) のアクチュエータに直接窒素を供給するために使用する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 スリーブ及び端板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

1.2 管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁 (代替高圧窒素ガス供給系付) の動作に必要な圧力 MPa に対し配管内の窒素が重大事故等時の使用温度において熱膨張で受ける圧力を考慮し、2.06MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ、端板及び管の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ、端板及び管を重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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、406.4mm とする。

3.2 端板の外径

本端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、407.0mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁(代替高圧窒素ガス供給系付)のシリンダ駆動力を確保するための管外径として、60.5mm 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。

名	称	X-92*1		
最高使用圧力	kPa	427, 854		
最高使用温度	℃	171, 200		
外	径	mm	318.5	114.3
構	成	—	スリーブ	端板 管
個	数	—	1	
注記*1 : 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）と兼用。				
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 本貫通部（X-92）は、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復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプ、サブプレッションチェンバを水源とした代替循環冷却ポンプ及び代替淡水源を水源とした大容量送水ポンプ（タイプI）により原子炉格納容器下部へ注水するために使用する。 <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本スリーブ、端板及び管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ427kPaとする。</p> <p>本スリーブ、端板及び管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ854kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本スリーブ、端板及び管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p>本スリーブ、端板及び管を重大事故等時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）の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>3.1 スリーブ及び端板の外径 本スリーブ及び端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、318.5mmとする。</p> <p>3.2 管の外径 本管を重大事故等時に使用する場合の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3mmとする。</p>				

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3		100				

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-92) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-92) 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	X-93		
最高使用圧力	—	427, 854 (kPa)	427 (kPa), 2.00 (MPa)
最高使用温度	℃	171, 200	
外 径	mm	318.5	76.3
構 成	—	スリーブ	端板 管
個 数	—	1	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-93) は、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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 スリーブ及び端板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

1.2 管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時に自主対策設備として使用する原子炉格納容器 pH 調整系の最高使用圧力と同じ 2.00MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ、端板及び管の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウェル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ、端板及び管を重大事故等時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 (ドライウェル) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 スリーブ及び端板の外径

本スリーブ及び端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、318.5mm とする。

3.2 管の外径

本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、76.3mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-93) は、設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部 (X-93) 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	X-106B*		
最高使用圧力	—	427, 854 (kPa)	427 (kPa), 2.06 (MPa)	
最高使用温度	℃	171, 200		
外 径	mm	318.5	319.0	60.5
構 成	—	スリーブ	端板	管
個 数	—	1		

注記* : 計測制御系統施設のうち制御用空気設備 (代替高圧窒素ガス供給系) と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-106B) は、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主蒸気逃がし安全弁 (代替高圧窒素ガス供給系付) のアクチュエータに直接窒素を供給するために使用する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 スリーブ及び端板の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

1.2 管の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する本管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主蒸気逃がし安全弁 (代替高圧窒素ガス供給系付) の動作に必要な圧力 MPa に対し配管内の窒素が重大事故等時の使用温度において熱膨張で受ける圧力を考慮し、2.06MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ、端板及び管の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ、端板及び管を重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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、318.5mm とする。

3.2 端板の外径

本端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、319.0mm とする。

3.3 管の外径

本管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁(代替高圧窒素ガス供給系付)のシリンダ駆動力を確保するための管外径として、60.5mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-106B) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-106B) は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-7-1-10 設定根拠に関する説明書
(ベローズなし貫通部[計装用])

名	称	X-130A, X-130B, X-130C, X-130D	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	302, 315
外	径	mm	406.4
構	成	—	スリーブ
個	数	—	4

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-130A, X-130B, X-130C, X-130D) は、複数の配管が集合した貫通部であり、設計基準対象施設として主蒸気の流量を計測するため並びに将来の設備増加あるいは設備変更等により新設配管の敷設に備えて設置する。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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 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本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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、406.4mm とする。

3.2 端板の外径

本端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、407.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-130A, X-130B, X-130C, X-130D）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-130A, X-130B, X-130C, X-130D）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	X-131	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	302, 315
外 径	mm	114.3	115.0
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	1	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-131) は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 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本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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、114.3mm とする。

3.2 端板の外径

本端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、115.0mmとする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-131）は、設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-131）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	X-132A, X-132B, X-132C, X-132D	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	302, 315
外	径	mm	114.3
構	成	—	スリーブ
個	数	—	4

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-132A, X-132B, X-132C, X-132D) は、設計基準対象施設として原子炉压力容器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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 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本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端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。

本端板を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度と同じ 315℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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、114.3mm とする。

3.2 端板の外径

本端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、115.0mmとする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-132A, X-132B, X-132C, X-132D）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-132A, X-132B, X-132C, X-132D）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	X-133A, X-133B, X-133C, X-133D	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	302, 315
外 径	mm	114.3	115.0
構 成	—	スリーブ	端板
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 本貫通部 (X-133A, X-133B, X-133C, X-133D) は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器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。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。</p> <p>本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 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本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</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) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>2.2 端板の最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本端板の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>本端板を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>3.1 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、114.3mm とする。</p>			

3.2 端板の外径

本端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、115.0mmとする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-133A, X-133B, X-133C, X-133D）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-133A, X-133B, X-133C, X-133D）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	X-134A, X-134B, X-134C, X-134D	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	302, 315
外	径	mm	114.3
構	成	—	スリーブ
個	数	—	4

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-134A, X-134B, X-134C, X-134D) は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 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本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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、114.3mm とする。

3.2 端板の外径

本端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、115.0mmとする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-134A, X-134B, X-134C, X-134D）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-134A, X-134B, X-134C, X-134D）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	X-135A, X-135B, X-135C, X-135D	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	302, 315
外	径	mm	
		406.4	407.0
構	成	—	
		スリーブ	端板
個	数	—	
		4	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-135A, X-135B, X-135C, X-135D) は、複数の配管が集合した貫通部であり、設計基準対象施設としてジェットポンプの流量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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 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本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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、406.4mm とする。

3.2 端板の外径

本端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、407.0mmとする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-135A, X-135B, X-135C, X-135D）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-135A, X-135B, X-135C, X-135D）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	X-136A	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	302, 315
外 径	mm	406.4	407.0
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	1	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-136A) は、複数の配管が集合した貫通部であり、設計基準対象施設として原子炉再循環ポンプのシールキャビティの圧力及び炉心下部格子板下圧力を計測するため並びに将来の設備増加あるいは設備変更等により新設配管の敷設に備えて設置する。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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 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本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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，406.4mm とする。

3.2 端板の外径

本端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，407.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-136A）は，設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-136A）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	X-136B	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	302, 315
外 径	mm	406.4	407.0
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	1	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-136B) は、複数の配管が集合した貫通部であり、設計基準対象施設として原子炉再循環ポンプのシールキャビティの圧力を計測するため並びに将来の設備増加あるいは設備変更等により新設配管の敷設に備えて設置する。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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 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本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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、406.4mm とする。

3.2 端板の外径

本端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、407.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-136B）は、設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-136B）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	X-137A	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	302, 315
外	径	mm	
		406.4	407.0
構	成	—	
		スリーブ	端板
個	数	—	
		1	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-137A) は、複数の配管が集合した貫通部であり、設計基準対象施設として原子炉再循環系の流量及び原子炉冷却材浄化系の流量を計測するため並びに将来の設備増加あるいは設備変更等により新設配管の敷設に備えて設置する。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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 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本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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、406.4mm とする。

3.2 端板の外径

本端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、407.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-137A）は、設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-137A）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	X-137B, X-137C	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	302, 315
外 径	mm	406.4	407.0
構 成	—	スリーブ	端板
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 本貫通部 (X-137B, X-137C) は、複数の配管が集合した貫通部であり、設計基準対象施設として原子炉再循環系の流量及び残留熱除去系の流量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 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。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。</p> <p>本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 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本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）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</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）の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>2.2 端板の最高使用温度 設計基準対象施設として使用する本端板の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <p>本端板を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>3.1 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、406.4mm とする。</p>			

3.2 端板の外径

本端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、407.0mmとする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-137B, X-137C）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-137B, X-137C）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	X-137D	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	302, 315
外 径	mm	406.4	407.0
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	1	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-137D) は、複数の配管が集合した貫通部であり、設計基準対象施設として原子炉再循環系の流量、原子炉冷却材浄化系の流量及び炉心下部格子板上圧力を計測するため並びに将来の設備増加あるいは設備変更等により新設配管の敷設に備えて設置する。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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 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本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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，406.4mm とする。

3.2 端板の外径

本端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，407.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-137D）は，設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-137D）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	X-138	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	302, 315
外 径	mm	406.4	407.0
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	1	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-138) は、複数の配管が集合した貫通部であり、設計基準対象施設として炉心下部格子板下圧力及び炉心下部格子板上圧力を計測するため並びに将来の設備増加あるいは設備変更等により新設配管の敷設に備えて設置する。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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 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本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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、406.4mm とする。

3.2 端板の外径

本端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、407.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-138）は、設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-138）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	X-139A	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	302, 315
外 径	mm	406.4	407.0
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	1	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-139A) は、複数の配管が集合した貫通部であり、設計基準対象施設として残留熱除去系 A 系 (低圧注水モード) 及び低圧炉心スプレイ系の注入ラインの差圧を計測するため並びに将来の設備増加あるいは設備変更等により新設配管の敷設に備えて設置する。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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 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本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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，406.4mm とする。

3.2 端板の外径

本端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，407.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-139A）は，設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-139A）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	X-139B	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	302, 315
外 径	mm	406.4	407.0
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	1	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-139B) は、複数の配管が集合した貫通部であり、設計基準対象施設として残留熱除去系 B 系 (低圧注水モード) 及び残留熱除去系 C 系 (低圧注水モード) の注入ラインの差圧を計測するため並びに将来の設備増加あるいは設備変更等により新設配管の敷設に備えて設置する。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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 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本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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、406.4mm とする。

3.2 端板の外径

本端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、407.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-139B）は、設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-139B）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	X-140A	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	302, 315
外	径	mm	406.4
構	成	—	スリーブ
個	数	—	1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-140A) は、複数の配管が集合した貫通部であり、設計基準対象施設として原子炉隔離時冷却系の蒸気ラインの差圧を計測するため並びに将来の設備増加あるいは設備変更等により新設配管の敷設に備えて設置する。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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 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本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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，406.4mm とする。

3.2 端板の外径

本端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，407.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-140A）は，設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-140A）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	X-140B	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	302, 315
外 径	mm	406.4	407.0
構 成	—	スリーブ	端板
個 数	—	1	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-140B) は、複数の配管が集合した貫通部であり、設計基準対象施設として RPV フランジシール漏えい圧力、原子炉隔離時冷却系の蒸気ラインの差圧及び HPCS ノズル差圧を計測するため並びに将来の設備増加あるいは設備変更等により新設配管の敷設に備えて設置する。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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 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本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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、406.4mm とする。

3.2 端板の外径

本端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、407.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-140B）は、設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-140B）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	X-150	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	
外	径	mm	
		318.5	319.0
構	成	—	
		スリーブ	端板
個	数	—	
		1	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-150) は、複数の配管が集合した貫通部であり、設計基準対象施設として原子炉格納容器内の蒸気または一次冷却材の漏えいを放射線モニタにより検出するため並びに将来の設備増加あるいは設備変更等により新設配管の敷設に備えて設置する。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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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、318.5mm とする。

3.2 端板の外径

本端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、319.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-150）は、設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-150）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	X-151A, X-151B	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	
外	径	mm	
		267.4	
構	成	—	
		スリーブ	端板
個	数	—	
		2	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-151A, X-151B) 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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウェル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時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 (ドライウェル) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本スリーブ及び端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、267.4mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-151A, X-151B) 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-151A, X-151B) 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	X-152A, X-152D	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	
外	径	mm	318.5 319.0
構	成	—	スリーブ 端板
個	数	—	2

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-152A, X-152D) は、複数の配管が集合した貫通部であり、設計基準対象施設としてドライウェル圧力を計測し、通常時の格納容器内雰囲気酸素濃度、設計基準事故後の格納容器内雰囲気水素濃度、酸素濃度、放射線レベルの監視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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウェル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時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 (ドライウェル) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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、318.5mm とする。

3.2 端板の外径

本端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、319.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-152A, X-152D）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-152A, X-152D）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	X-152B, X-152C	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	
外	径	mm	
		318.5	319.0
構	成	—	
		スリーブ	端板
個	数	—	
		2	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-152B, X-152C) は、複数の配管が集合した貫通部であり、設計基準対象施設としてドライウェル圧力を計測するため並びに将来の設備増加あるいは設備変更等により新設配管の敷設に備えて設置する。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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウェル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時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 (ドライウェル) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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、318.5mm とする。

3.2 端板の外径

本端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、319.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-152B, X-152C）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-152B, X-152C）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	X-153	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	
外	径	mm	
		318.5	319.0
構	成	—	
		スリーブ	端板
個	数	—	
			1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-153) は、複数の配管が集合した貫通部であり、設計基準対象施設としてドライウエル内及びRPVペデスタル内より採取し露点温度を監視するため並びに将来の設備増加あるいは設備変更等により新設配管の敷設に備えて設置する。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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板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と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ及び端板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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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は、設計基準対象施設と同じ目的で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、318.5mm とする。

3.2 端板の外径

本端板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じ目的で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、319.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-153）は、設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-153）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	X-154	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	302, 315
外	径	mm	
		114.3	115.0
構	成	—	
		スリーブ	端板
個	数	—	
		1	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-154) は、導電率計、pH計及び溶存酸素計により原子炉水質の連続監視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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 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本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

2.2 端板の最高使用温度

設計基準対象施設として使用する本端板の最高使用温度は、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302℃ とする。

本端板を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度と同じ 315℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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、114.3mm とする。

3.2 端板の外径

本端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、115.0mmとする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-154）は、設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-154）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	X-155	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	
外	径	mm	
		318.5	319.0
構	成	—	
		スリーブ	端板
個	数	—	
		1	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-155) は、複数の配管が集合した貫通部であり、原子炉格納容器漏洩試験時に原子炉格納容器内の圧力を計測するため並びに将来の設備増加あるいは設備変更等により新設配管の敷設に備えて設置する。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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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、318.5mm とする。

3.2 端板の外径

本端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、319.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-155）は、設計基準対象施設として1個設置する。

本貫通部（X-155）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	X-160A, X-160B, X-160C, X-160D	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	
外	径	mm	48.6
構	成	—	スリーブ
個	数	—	4

【設定根拠】
(概要)

- ・設計基準対象施設
 本貫通部 (X-160A, X-160B, X-160C, X-160D) は、局部出力系を校正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。

1. 最高使用圧力の設定根拠
 設計基準対象施設として使用する本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と同じ 427kPa とする。

 本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。
2. 最高使用温度の設定根拠
 設計基準対象施設として使用する本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

 本スリーブを重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。
3. 外径の設定根拠
 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、48.6mm とする。
4. 個数の設定根拠
 本貫通部 (X-160A, X-160B, X-160C, X-160D) 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-160A, X-160B, X-160C, X-160D) 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	X-161
最高使用圧力	kPa	427, 854
最高使用温度	℃	171, 200
外	径	mm
		48.6
構	成	—
		スリーブ
個	数	—
		1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-161) は、TIP 系機器へ窒素ガスまたは乾燥空気をパージ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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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と同じ 427kPa とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

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、48.6mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-161) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-161) 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	X-190A, X-190B, X-191A, X-191B	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	
外	径	mm	406.4 407.0
構	成	—	スリーブ 端板
個	数	—	4

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-190A, X-190B, X-191A, X-191B) 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端板により閉止しており、将来の設備増加あるいは設備変更等により新設配管の敷設に備えて設置する。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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 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、406.4mm とする。

3.2 端板の外径

本端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、407.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-190A, X-190B, X-191A, X-191B）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-190A, X-190B, X-191A, X-191B）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	X-260A, X-260B, X-261A, X-261B
最高使用圧力	kPa	427, 854
最高使用温度	℃	104, 200
外	径	mm
		27.2
構	成	—
		スリーブ
個	数	—
		4

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-260A, X-260B, X-261A, X-261B) は、設計基準対象施設として通常時の格納容器内雰囲気酸素濃度、設計基準事故後の格納容器内雰囲気の水素濃度、酸素濃度、放射線レベルの監視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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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と同じ 427kPa とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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) の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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 (サブプレッションチェンバ) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本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、27.2mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-260A, X-260B, X-261A, X-261B) 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-260A, X-260B, X-261A, X-261B) 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	X-262A, X-262B
最高使用圧力	kPa	427, 854
最高使用温度	℃	104, 200
外	径	mm
		27.2
構	成	—
		スリーブ
個	数	—
		2

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-262A, X-262B) は、設計基準対象施設として格納容器内雰囲気モニタにおいて除湿冷却した際に発生するドレンをサブプレッションチェンバ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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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と同じ 427kPa とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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) の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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 (サブプレッションチェンバ) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本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、27.2mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-262A, X-262B) 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-262A, X-262B) 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	X-263
最高使用圧力	kPa	427, 854
最高使用温度	℃	104, 200
外 径	mm	27.2
構 成	—	スリーブ
個 数	—	1

【設定根拠】
(概要)

- ・設計基準対象施設
 本貫通部 (X-263) は、設計基準対象施設として事故後サンプリング設備からサブプレッションチェンバ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
 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。

1. 最高使用圧力の設定根拠
 設計基準対象施設として使用する本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と同じ 427kPa とする。

本スリーブ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と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠
 設計基準対象施設として使用する本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) の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本スリーブ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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠
 本スリーブ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じ目的で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、27.2mm とする。

4. 個数の設定根拠
 本貫通部 (X-263) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-263) 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	X-270A, X-270B, X-270C, X-270D, X-270E, X-270F
最高使用圧力	kPa	863
最高使用温度	℃	104, 200
外 径	mm	27.2
構 成	—	スリーブ
個 数	—	6

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-270A, X-270B, X-270C, X-270D, X-270E, X-270F) 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プール水のドライウエルへの逆流及びドライウエルの破損を防止する真空破壊弁の試験のために設置する。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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブの最高使用圧力は、計装用圧縮空気系の最高使用圧力と同じ 863kPa とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設として使用する計装用圧縮空気系の最高使用圧力と同じ 863kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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) の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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 (サブプレッションチェンバ) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本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、27.2mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-270A, X-270B, X-270C, X-270D, X-270E, X-270F) 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-270A, X-270B, X-270C, X-270D, X-270E, X-270F) 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	X-271A, X-271B
最高使用圧力	kPa	427, 854
最高使用温度	℃	104, 200
外 径	mm	27.2
構 成	—	スリーブ
個 数	—	2

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-271A, X-271B) 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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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と同じ 427kPa とする。

本スリーブ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と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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) の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本スリーブ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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本スリーブ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じ目的で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、27.2mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-271A, X-271B) 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-271A, X-271B) 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	X-272A, X-272C, X-272E	X-272B, X-272D, X-272F
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	104, 200	
外 径	mm	34.0	27.2
構 成	—	スリーブ	
個 数	—	6	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-272A, X-272B, X-272C, X-272D, X-272E, X-272F) 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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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と同じ 427kPa とする。

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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) の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本スリーブを重大事故等時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 (サブプレッションチェンバ) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 X-272A, X-272C, X-272E 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、34.0mm とする。

3.2 X-272B, X-272D, X-272F 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、27.2mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-272A, X-272B, X-272C, X-272D, X-272E, X-272F）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-272A, X-272B, X-272C, X-272D, X-272E, X-272F）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	X-280
最高使用圧力	kPa	427, 854
最高使用温度	℃	104, 200
外	径	mm
		34.0
構	成	—
		スリーブ
個	数	—
		1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-280) 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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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と同じ 427kPa とする。

本スリーブ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と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本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) の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本スリーブ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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本スリーブ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じ目的で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、34.0mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-280) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-280) は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-7-1-11 設定根拠に関する説明書
(電気配線貫通部)

名	称	X-100A, X-100B, X-100C, X-100D			
最高使用圧力	kPa	427, 854			
最高使用温度	℃	171, 200			
外	径	mm	318.5	381	—
構	成	—	スリーブ	アダプタ	ヘッダ
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 本貫通部 (X-100A, X-100B, X-100C, X-100D) は、設計基準対象施設として起動領域モニタで起動領域の炉心中性子束レベルを測定するケーブルのために設置する。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。 <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール（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と同じ 427kPa とする。</p> <p>本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール（ボディ/プラグ）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と同じ 854kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール（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）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール（ボディ/プラグ）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）の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>3.1 スリーブ及びアダプタの外径 本スリーブ及びアダプタ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じ目的で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、318.5mm とする。</p> <p>3.2 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は、設計基準対象施設と同じ目的で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、381mm とする。</p>					

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。

名 称	X-101A, X-101B, X-101C, X-101D				
最高使用圧力	kPa	427, 854			
最高使用温度	℃	171, 200			
外 径	mm	457.2			—
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)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-101A, X-101B, X-101C, X-101D) は、設計基準対象施設として原子炉再循環ポンプに給電するケーブルのために設置する。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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びパイプ (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と同じ 427kPa とする。

本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びパイプ (ハウジング) を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びパイプ (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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びパイプ (ハウジング) を重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本スリーブ、アダプタ及び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、457.2mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-101A, X-101B, X-101C, X-101D) 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-101A, X-101B, X-101C, X-101D) 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	X-102A, X-102B, X-102C, X-102D, X-102E				
最高使用圧力	kPa	427, 854			
最高使用温度	℃	171, 200			
外 径	mm	318.5	381	—	
構 成	—	スリーブ	アダプタ	ヘッダ	モジュール (ボディ/プラグ)
個 数	—	5			

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-102A, X-102B, X-102C, X-102D, X-102E) 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制御機器に給電するケーブルのために設置する。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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール (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と同じ 427kPa とする。

本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール (ボディ/プラグ) を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール (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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール (ボディ/プラグ) を重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 スリーブ及びアダプタの外径

本スリーブ及び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、318.5mm とする。

3.2 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、381mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-102A, X-102B, X-102C, X-102D, X-102E）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-102A, X-102B, X-102C, X-102D, X-102E）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。

名 称	X-103A, X-103B, X-103C				
最高使用圧力	kPa	427, 854			
最高使用温度	℃	171, 200			
外 径	mm	318.5	381	—	
構 成	—	スリーブ	アダプタ	ヘッダ	モジュール (ボディ/プラグ)
個 数	—	3			

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-103A, X-103B, X-103C) 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計装機器に給電するケーブルのために設置する。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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール (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と同じ 427kPa とする。

本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール (ボディ/プラグ) を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール (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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール (ボディ/プラグ) を重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 スリーブ及びアダプタの外径

本スリーブ及び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、318.5mm とする。

3.2 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、381mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-103A, X-103B, X-103C）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-103A, X-103B, X-103C）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	X-104A, X-104B, X-104C, X-104D				
最高使用圧力	kPa	427, 854			
最高使用温度	℃	171, 200			
外 径	mm	318.5	381	—	
構 成	—	スリーブ	アダプタ	ヘッダ	モジュール (ボディ/プラグ)
個 数	—	4			

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-104A, X-104B, X-104C, X-104D) は、設計基準対象施設として制御棒の位置情報を中央制御盤に表示するとともにプロセス計算機に入力するケーブルのために設置する。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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール (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と同じ 427kPa とする。

本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール (ボディ/プラグ) を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール (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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール (ボディ/プラグ) を重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 スリーブ及びアダプタの外径

本スリーブ及び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、318.5mm とする。

3.2 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、381mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-104A, X-104B, X-104C, X-104D）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-104A, X-104B, X-104C, X-104D）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	X-105A, X-105B, X-105C, X-105D			
最高使用圧力	kPa	427, 854			
最高使用温度	℃	171, 200			
外	径	mm	318.5	381	—
構	成	—	スリーブ	アダプタ	ヘッダ
個	数	—	4		
<p>【設定根拠】 (概要) ・設計基準対象施設 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格納容器内に設置している電力補機に給電するケーブルのために設置する。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 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。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール (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と同じ 427kPa とする。</p> <p>本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール (ボディ/プラグ) を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール (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) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール (ボディ/プラグ) を重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 3.1 スリーブ及びアダプタの外径 本スリーブ及び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、318.5mm とする。</p> <p>3.2 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、381mm とする。</p>					

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-105A, X-105B, X-105C, X-105D）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-105A, X-105B, X-105C, X-105D）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	X-106A	
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	
外	径	318.5	
構	成	スリーブ	端板
個	数	1	

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-106A) 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端板により閉止しており、将来の設備増加あるいは設備変更等により新設配管等の敷設に備えて設置する。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

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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427kPa とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ及び端板の最高使用温度は、原子炉格納容器 (ドライウエル) の最高使用温度と同じ 171℃ とする。

本スリーブ及び端板を重大事故等時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) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本スリーブ及び端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、318.5mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部 (X-106A) は、設計基準対象施設として 1 個設置する。

本貫通部 (X-106A) 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	X-250A, X-250B				
最高使用圧力	kPa	427, 854			
最高使用温度	℃	104, 200			
外 径	mm	318.5	381	—	
構 成	—	スリーブ	アダプタ	ヘッダ	モジュール (ボディ/プラグ)
個 数	—	2			

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

本貫通部 (X-250A, X-250B) 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) に設置している計装機器に給電するケーブルのために設置する。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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール (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と同じ 427kPa とする。

本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール (ボディ/プラグ) を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール (ボディ/プラグ) の最高使用温度は、原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ) の最高使用温度と同じ 104℃ とする。

本スリーブ、アダプタ、ヘッダ及びモジュール (ボディ/プラグ) を重大事故等時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 (サブプレッションチェンバ) の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 外径の設定根拠

3.1 スリーブ及びアダプタの外径

本スリーブ及び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、318.5mm とする。

3.2 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、381mm とする。

4. 個数の設定根拠

本貫通部（X-250A, X-250B）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-250A, X-250B）は、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-7-2 原子炉建屋に係る設定根拠に関する説明書

目 次

VI-1-1-4-7-2-1 原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）

VI-1-1-4-7-2-2 原子炉建屋大物搬入口

VI-1-1-4-7-2-3 原子炉建屋エアロック

VI-1-1-4-7-2-1 設定根拠に関する説明書
(原子炉建屋原子炉棟 (二次格納施設))

名 称		原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）*1
個 数	—	1
<p>注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の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，原子炉建屋水素濃度抑制系）と兼用。</p>		
<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>原子炉建屋原子炉棟（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設置する。</p> 重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に原子炉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屋原子炉棟（二次格納施設）は，以下の機能を有する。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟（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，炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟（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，原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）を流路として使用できる設計とする。</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（原子炉建屋水素濃度抑制系）として使用する原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）は，以下の機能を有する。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟（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。</p> <p>系統構成は，炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟（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再結合装置へ水素を導くため，原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）を流路として使用できる設計とする。</p> 		

1. 個数の設定根拠

原子炉建屋原子炉棟（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。

原子炉建屋原子炉棟（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。

VI-1-1-4-7-2-2 設定根拠に関する説明書

(原子炉建屋大物搬入口)

名 称		原子炉建屋大物搬入口*1
個 数	—	1
<p>注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の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，原子炉建屋水素濃度抑制系）と兼用。</p>		
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>原子炉建屋大物搬入口は、原子炉建屋内における点検、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。</p> ・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）として使用する原子炉建屋大物搬入口は、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉建屋大物搬入口は、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、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟（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屋原子炉棟(二次格納施設)の一部として原子炉建屋大物搬入口を使用できる設計とする。</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(原子炉建屋水素濃度抑制系)として使用する原子炉建屋大物搬入口は、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉建屋大物搬入口は、炉心の著しい損傷が発生し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。</p> <p>系統構成は、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟（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再結合装置へ水素を導くため、流路として使用する原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）の一部として原子炉建屋大物搬入口を使用できる設計とする。</p> 		

1. 個数の設定根拠

原子炉建屋大物搬入口は，設計基準対象施設として1個設置する。

原子炉建屋大物搬入口は，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。

VI-1-1-4-7-2-3 設定根拠に関する説明書

(原子炉建屋エアロック)

名 称		原子炉建屋エアロック*1	
個 数	—	2	
注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の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，原子炉建屋水素濃度抑制系）と兼用。			
【設定根拠】 （概要） ・設計基準対象施設 原子炉建屋エアロックは，原子炉建屋内における点検，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）として使用する原子炉建屋エアロックは，以下の機能を有する。 原子炉建屋エアロックは，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，炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟（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屋原子炉棟（二次格納施設）の一部として原子炉建屋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（原子炉建屋水素濃度抑制系）として使用する原子炉建屋エアロックは，以下の機能を有する。 原子炉建屋エアロックは，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から原子炉建屋原子炉棟（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再結合装置へ水素を導くため，流路として使用する原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）の一部として原子炉建屋エアロックを使用できる設計とする。			

1. 個数の設定根拠

原子炉建屋エアロックは、設計基準対象施設として2個設置する。

原子炉建屋エアロックは、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。

VI-1-1-4-7-3 圧力低減設備に係る設定根拠に関する説明書

目次

- VI-1-1-4-7-3-1 真空破壊弁
- VI-1-1-4-7-3-2 ダウンカマ
- VI-1-1-4-7-3-3 ベント管
- VI-1-1-4-7-3-4 ベント管ベローズ
- VI-1-1-4-7-3-5 ベントヘッド

VI-1-1-4-7-3-1 設定根拠に関する説明書
(真空破壊弁)

名	称	真空破壊弁
個	数	—
		6
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 真空破壊弁は、ドライウエル内の原子炉冷却材喪失事故後、ドライウエ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逆流並びに負圧によるドライウエルの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弁は、以下の機能を有する。 <p>真空破壊弁は、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、ドライウエ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逆流並びに負圧によるドライウエルの破損を防止できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠 真空破壊弁は、ドライウエ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、ドライウエ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エルの負圧による破損を防止するために6個設置する。</p> <p>真空破壊弁は、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。</p> <p>なお、真空破壊弁の必要個数については、添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」による。</p>		

VI-1-1-4-7-3-2 設定根拠に関する説明書
(ダウンカマ)

名	称	ダウンカマ
最 高 使 用 圧 力	内 圧	kPa
	外 圧	kPa
最 高 使 用 温 度	℃	
個	数	—

【設定根拠】

(概要)

・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内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として使用するダウンカマは、以下の機能を有する。

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内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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 内圧

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（内圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ427kPaとする。

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（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）と同じ854kPaとする。

1.2 外圧

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（外圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）と同じ13.7kPaとする。

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（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）と同じ13.7kPa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）の最高使用温度と同じ171℃とする。

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）の使用温度と同じ200℃とする。

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内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として64個設置する。

重大事故等時に使用するダウンカマは、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。

VI-1-1-4-7-3-3 設定根拠に関する説明書
(ベント管)

名	称	ベント管
最 高 使 用 圧 力	内 圧	kPa
	外 圧	kPa
最 高 使 用 温 度	℃	
個	数	—

【設定根拠】
 (概要)

- ・設計基準対象施設
 ベント管は、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内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として使用するベント管は、以下の機能を有する。

ベント管は、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内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。

1. 最高使用圧力の設定根拠
 - 1.1 内圧
 設計基準対象施設として使用するベント管の最高使用圧力（内圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ427kPaとする。

ベント管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）と同じ854kPaとする。
- 1.2 外圧
 設計基準対象施設として使用するベント管の最高使用圧力（外圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）と同じ13.7kPaとする。

ベント管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）と同じ13.7kPa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ベント管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ171℃とする。

ベント管を重大事故等時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）の使用温度と同じ200℃とする。

3. 個数の設定根拠

ベント管は，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内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として8個設置する。

重大事故等時に使用するベント管は，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。

なお，ベント管の必要個数については添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」に示す。

VI-1-1-4-7-3-4 設定根拠に関する説明書
(ベント管ベローズ)

名		称	ベント管ベローズ
最 高 使 用 圧 力	内 圧	kPa	427, 854
	外 圧	kPa	13.7
最 高 使 用 温 度		℃	104, 200
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 ベント管ベローズは、設計基準対象施設としてサブプレッションチェンバとベント管の熱膨張による相対変位や地震相対変位を吸収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として使用するベント管ベローズは、以下の機能を有する。 ベント管ベローズは、重大事故等時においてサブプレッションチェンバとベント管の熱膨張による相対変位や地震相対変位を吸収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ベント管ベローズの最高使用圧力（内圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 427 kPa とする。 ベント管ベローズ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）と同じ 854 kPa とする。</p> <p>1.2 外圧 設計基準対象施設として使用するベント管ベローズの最高使用圧力（外圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）と同じ 13.7 kPa とする。 ベント管ベローズ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）と同じ 13.7 kPa 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管ベローズの最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104 ℃ とする。 ベント管ベローズを重大事故等時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（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200 ℃ とする。</p> <p>3. 個数の設定根拠 ベント管ベローズは、サブプレッションチェンバとベント管の熱膨張による相対変位や地震相対変位を吸収するために必要な個数として 8 個設置する。 重大事故等時に使用するベント管ベローズは、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>			

VI-1-1-4-7-3-5 設定根拠に関する説明書
(ベントヘッダ)

名	称	ベントヘッド	
最 高 使 用 圧 力	内 圧	kPa	427, 854
	外 圧	kPa	13.7
最 高 使 用 温 度	℃	171, 200	
個	数	—	1

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

ベントヘッドは、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内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ム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として使用するベントヘッドは、以下の機能を有する。

ベントヘッドは、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内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ム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。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 内圧

設計基準対象施設として使用するベントヘッドの最高使用圧力（内圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ427kPaとする。

ベントヘッドを重大事故等時に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）と同じ854kPaとする。

1.2 外圧

設計基準対象施設として使用するベントヘッドの最高使用圧力（外圧）は、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）と同じ13.7kPaとする。

ベントヘッド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）と同じ13.7kPa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ベントヘッドの最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ171℃とする。

ベントヘッドを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器（ドライウエル）の使用温度と同じ200℃とする。

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内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必要な個数として1個設置する。

重大事故等時に使用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。

VI-1-1-4-7-4 原子炉格納容器安全設備に係る設定根拠に関する説明書

目 次

- VI-1-1-4-7-4-1 原子炉格納容器スプレイ冷却系
- VI-1-1-4-7-4-2 原子炉格納容器下部注水系
- VI-1-1-4-7-4-3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系
- VI-1-1-4-7-4-4 代替循環冷却系

VI-1-1-4-7-4-1 原子炉格納容器スプレイ冷却系

目 次

VI-1-1-4-7-4-1-1 原子炉格納容器スプレイ冷却系 主配管 (常設)

VI-1-1-4-7-4-1-1 設定根拠に関する説明書
(原子炉格納容器スプレイ冷却系 主配管(常設))

名	称	ドライウェルスプレイ管	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	171, 200	
外	径	mm	267.4
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）及び圧力低減設備その他の安全施設の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，代替循環冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。</p>			
<p>【設定根拠】 (概要) 本配管は，設計基準対象施設として，残留熱除去系ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水をドライウェルにスプレイするために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては，残留熱除去系ポンプ及び代替循環冷却ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水をドライウェルにスプレイするため，復水移送ポンプにより復水貯蔵タンクの水をドライウェルにスプレイするため並びに大容量送水ポンプ（タイプI）により代替水源の水をドライウェルにスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用するドライウェルスプレイ管の最高使用圧力は，残留熱除去系の最高使用圧力と同じ3.73 MPa とする。</p> <p>ドライウェルスプレイ管を重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は，重大事故等時における残留熱除去系の使用圧力と同じ3.73 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用するドライウェルスプレイ管の最高使用温度は，原子炉格納容器（ドライウェル）の最高使用温度と同じ171℃に設定する。</p> <p>ドライウェルスプレイ管を重大事故等時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（ドライウェル）の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており，重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため，本配管の外径は，メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し，267.4 mm とする。</p>			

名	称	サブプレッションチェンバスプレイ管	*
最高使用圧力	MPa	3.73	
最高使用温度	℃	104, 200	
外	径	mm	114.3
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）及び圧力低減設備その他の安全施設の原子炉格納容器安全設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））と兼用。</p>			
<p>【設定根拠】 (概要) 本配管は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、残留熱除去系ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水をサブプレッションチェンバにスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用するサブプレッションチェンバスプレイ管の最高使用圧力は、残留熱除去系の最高使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p style="padding-left: 2em;">サブプレッションチェンバスプレイ管を重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は、重大事故等時における残留熱除去系の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用するサブプレッションチェンバスプレイ管の最高使用温度は、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ 104 ℃に設定する。</p> <p style="padding-left: 2em;">サブプレッションチェンバスプレイ管を重大事故等時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（サブプレッションチェンバ）の使用温度と同じ 200 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3 mm とする。</p>			

VI-1-1-4-7-4-2 原子炉格納容器下部注水系

目 次

VI-1-1-4-7-4-2-1 原子炉格納容器下部注水系 主配管（常設）

VI-1-1-4-7-4-2-1 設定根拠に関する説明書
(原子炉格納容器下部注水系 主配管 (常設))

名 称	原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-92)	
最高使用圧力	MPa	1.37
	kPa	854
最高使用温度	℃	66, 200
外 径	mm	114.3
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-92) を接続する配管であり、重大事故等対処設備としては、復水移送ポンプにより復水、淡水又は海水を、大容量送水ポンプ (タイプ I) により淡水又は海水を、並びに代替循環冷却ポンプによりサプレッションプールの水を原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 最高使用圧力の設定根拠 <ol style="list-style-type: none"> 1.1 最高使用圧力 1.37 MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における復水移送ポンプ、大容量送水ポンプ (タイプ I) 及び代替循環冷却ポンプの使用圧力を考慮し、1.37 MPa とする。 1.2 最高使用圧力 854 kPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854 kPa とする。 2. 最高使用温度の設定根拠 <ol style="list-style-type: none"> 2.1 最高使用温度 66 ℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ 66 ℃ とする。 2.2 最高使用温度 200 ℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ 200 ℃ とする。 3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時に使用する場合の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3 mm とする。 		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822			

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		原子炉格納容器配管貫通部 (X-92) ～ 原子炉格納容器下部注水配管開放端
最高使用圧力	kPa	854
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	114.3

【設定根拠】

(概要)

本配管は、原子炉格納容器配管貫通部 (X-92) から原子炉格納容器下部注水配管開放端を接続する配管であり、重大事故等対処設備としては、復水移送ポンプにより復水、淡水又は海水を、大容量送水ポンプ (タイプ I) により淡水又は海水を、並びに代替循環冷却ポンプによりサブレーションプールの水を原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854 kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ 200 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時に使用する場合の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、114.3 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822			

注記* : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		*1 残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点 ～ E11-F088
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	165.2

注記*1：圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）と兼用。

【設定根拠】

（概要）

本配管は、残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点から E11-F088 を接続する配管であり、重大事故等対処設備として代替循環冷却ポンプによりサプレッションチェンバの水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠
本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。
2. 最高使用温度の設定根拠
本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。
3. 外径の設定根拠
本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から淡水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		*1 E11-F088 ～ 低圧代替注水系注入配管合流点 2
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2

注記*1：圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）と兼用。

【設定根拠】

（概要）

本配管は、E11-F088 から低圧代替注水系注入配管合流点 2 を接続する配管であり、重大事故等対処設備として代替循環冷却ポンプによりサプレッションチェンバの水を原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における復水移送ポンプの使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水貯蔵タンクの使用温度と同じ 66 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時に使用する場合の外径は、水源から淡水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

VI-1-1-4-7-4-3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

目 次

VI-1-1-4-7-4-3-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 主配管（常設）

VI-1-1-4-7-4-3-1 設定根拠に関する説明書
(原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 主配管(常設))

名	称	格納容器スプレイ接続口(北) ～ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入配管合流点
最高使用圧力	MPa	1.37, 3.73
最高使用温度	℃	60, 186
外	径	mm
		165.2

【設定根拠】

(概要)

本配管は、格納容器スプレイ接続口(北)から原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入配管合流点を接続する配管であり、重大事故等対処設備としては、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、淡水又は海水を原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 最高使用圧力 1.37 MPa

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプ I)の使用圧力 1.2 MPa を上回る 1.37 MPa とする。

1.2 最高使用圧力 3.73 MPa

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプ I)の使用圧力を上回り、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 最高使用温度 60 ℃

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプ I)の使用温度 50 ℃ を上回る 60 ℃ とする。

2.2 最高使用温度 186 ℃

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプ I)の使用温度を上回り、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(A)の管側の使用温度と同じ 186 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*	標準流速
A	B		C	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m ³ /h)	(m/s)	(m/s)
165.2	7.1	150	0.01791			

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名	称	格納容器スプレイ接続口(東) ~ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 B 系注入配管合流点																																
最高使用圧力	MPa	1.37, 3.73																																
最高使用温度	℃	60, 186																																
外 径	mm	165.2																																
—																																		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、格納容器スプレイ接続口(東)から原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 B 系注入配管合流点を接続する配管であり、重大事故等対処設備としては、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、淡水又は海水を原子炉格納容器内へ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>1.1 最高使用圧力 1.37 MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプ I)の使用圧力 1.2 MPa を上回る 1.37 MPa とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 3.73 MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプ I)の使用圧力を上回り、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(B)の管側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 60 ℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプ I)の使用温度 50 ℃を上回る 60 ℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 186 ℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプ I)の使用温度を上回り、重大事故等時における残留熱除去系熱交換器(B)の管側の使用温度と同じ 186 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から淡水又は海水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm とする。</p>																																		
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">外径</th> <th style="width: 10%;">厚さ</th> <th style="width: 10%;">呼び径</th> <th style="width: 10%;">流路面積</th> <th style="width: 10%;">流量</th> <th style="width: 10%;">流速*</th> <th style="width: 10%;">標準流速</th> </tr> <tr> <th style="text-align: center;">A</th> <th style="text-align: center;">B</th> <th style="text-align: center;">(A)</th> <th style="text-align: center;">C</th> <th style="text-align: center;">D</th> <th style="text-align: center;">E</th> <th style="text-align: center;">(m/s)</th> </tr> <tr> <th style="text-align: center;">(mm)</th> <th style="text-align: center;">(mm)</th> <th style="text-align: center;">(A)</th> <th style="text-align: center;">(m²)</th> <th style="text-align: center;">(m³/h)</th> <th style="text-align: center;">(m/s)</th> <th style="text-align: center;">(m/s)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">165.2</td> <td style="text-align: center;">7.1</td> <td style="text-align: center;">150</td> <td style="text-align: center;">0.01791</td> <td colspan="3" style="background-color: #cccccc;"></td> </tr> </tbody> </table>							外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*	標準流速	A	B	(A)	C	D	E	(m/s)	(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m ³ /h)	(m/s)	(m/s)	165.2	7.1	150	0.01791			
外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*	標準流速																												
A	B	(A)	C	D	E	(m/s)																												
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m ³ /h)	(m/s)	(m/s)																												
165.2	7.1	150	0.01791																															

注記*：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

VI-1-1-4-7-4-4 代替循環冷却系

目 次

- VI-1-1-4-7-4-4-1 代替循環冷却ポンプ
- VI-1-1-4-7-4-4-2 代替循環冷却系 安全弁及び逃がし弁（常設）
- VI-1-1-4-7-4-4-3 代替循環冷却系 主配管（常設）

VI-1-1-4-7-4-4-1 設定根拠に関する説明書
(代替循環冷却系 代替循環冷却ポンプ)

名	称	代替循環冷却ポンプ*
容	量 m ³ /h/個	<input type="text"/> 以上 (150)
揚	程 m	<input type="text"/> 以上 (80)
最高使用圧力	MPa	(吸込側) 1.37 / (吐出側) 3.73
最高使用温度	℃	186
原 動 機 出 力	kW/個	90
個	数	1

注記*: 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(代替循環冷却系)及び圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系)と兼用。

【設定根拠】
(概要)
・ 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(代替循環冷却系)として使用する代替循環冷却ポンプは、以下の機能を有する。

代替循環冷却ポンプは、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器に残存する溶融炉心を冷却するために設置する。
系統構成は、代替循環冷却ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、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、原子炉圧力容器に残存する溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち、圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却系)として使用する代替循環冷却ポンプは、以下の機能を有する。

代替循環冷却ポンプは、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、代替循環冷却ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を經由して原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水することで、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。

代替循環冷却ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。
系統構成は、代替循環冷却ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を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、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち、圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系)として使用する代替循環冷却ポンプは、以下の機能を有する。

代替循環冷却ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合に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するために設置する。

系統構成は、代替循環冷却ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を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格納容器下部への注水又は原子炉格納容器内へスプレーした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、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。

1. 容量の設定根拠

代替循環冷却ポンプの重大事故等時における容量は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性が確認されている流量として m³/h/個以上とする。

公称値については 150 m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

代替循環冷却ポンプの重大事故等時における揚程は、原子炉圧力容器注水経路及び原子炉格納容器スプレー経路のうち、必要揚程が最も大きくなる原子炉圧力容器注水経路において、下記を考慮して決定する。

- ① 水源と移送先の圧力差： m
重大事故等時のサブプレッションチェンバと原子炉の圧力差
- ② 静水頭： m
サブプレッションプール水位低と主蒸気配管ノズルのレベル差
- ③ 配管・機器圧力損失： m
- ④ 合計： m

代替循環冷却ポンプの重大事故等時における揚程は、④の合計 m 以上とする。

公称値については 80 m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 吸込側：1.37 MPa

代替循環冷却ポンプの重大事故等時における吸込側の使用圧力は、下記を考慮して決定する。

- ① 静水頭： MPa
ポンプ設置床と真空破壊装置のレベル差
- ② 重大事故等時のサブプレッションチェンバ圧力： MPa
- ③ 合計： MPa

代替循環冷却ポンプの重大事故等時における吸込側の使用圧力は、③の合計以上とし、残留熱除去系の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

3.2 吐出側：3.73 MPa

代替循環冷却ポンプの重大事故等時における吐出側の使用圧力は、下記を考慮して決定する。

- ① 静水頭： MPa
ポンプ設置床と真空破壊装置のレベル差
- ③ 重大事故等時のサブプレッションチェンバ圧力： MPa
- ④ ポンプ締切揚程： MPa
ポンプ締切揚程： m
- ⑤ 合計： MPa

代替循環冷却ポンプの重大事故等時における吐出側の使用圧力は、④の合計以上とし、残留熱除去系の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

代替循環冷却ポンプの重大事故等時における使用温度は、重大事故等時における代替循環冷却ポンプ使用時のサブプレッションプール水の最高水温 150 °C を上回る 186 °C 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代替循環冷却ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで、

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 150/3600

H : 揚程 (m) = 80

η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$\begin{aligned}
 P &= \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{150}{3600}\right) \times 80}{\text{} / 100} \\
 &= \text{} \text{ kW}
 \end{aligned}$$

上記から、代替循環冷却ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として 90 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

代替循環冷却ポンプ (原動機含む) は、重大事故等対処設備として原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ及び原子炉格納容器下部へ注水するために必要な個数である 1 個を設置する。

VI-1-1-4-7-4-4-2 設定根拠に関する説明書
(代替循環冷却系 安全弁及び逃がし弁(常設))

名	称	E11-F084*
吹出圧力	MPa	3.73
個数	—	1
<p>注記*：原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系）及び圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 （概要）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 <ul style="list-style-type: none"> E11-F084 は、主配管「代替循環冷却ポンプ～代替循環冷却系注入配管合流点」に設置する逃がし弁である。 E11-F084 は、重大事故等対処設備として主配管「代替循環冷却ポンプ～代替循環冷却系注入配管合流点」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して使用圧力以下に維持するために設置する。 <ol style="list-style-type: none"> 1. 吹出圧力の設定根拠 <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備として使用する E11-F084 の吹出圧力は、重大事故等時における主配管「代替循環冷却ポンプ～代替循環冷却系注入配管合流点」の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。 2. 個数の設定根拠 <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備として使用する E11-F084 は、主配管「代替循環冷却ポンプ～代替循環冷却系注入配管合流点」の圧力を重大事故等時における使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個設置する。 		

名	称	E11-F085*
吹 出 圧 力	MPa	1.37
個 数	—	1
<p>注記*：原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系）及び圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対処設備 E11-F085 は、主配管「代替循環冷却系吸込配管分岐点～代替循環冷却ポンプ」に設置する逃がし弁である。 <p>E11-F085 は、重大事故等対処設備として主配管「代替循環冷却系吸込配管分岐点～代替循環冷却ポンプ」の重大事故等時における圧力が使用圧力になった場合に開動作して使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 吹出圧力の設定根拠 重大事故等対処設備として使用する E11-F085 の吹出圧力は、重大事故等時における主配管「代替循環冷却系吸込配管分岐点～代替循環冷却ポンプ」の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。 2. 個数の設定根拠 重大事故等対処設備として使用する E11-F085 は、主配管「代替循環冷却系吸込配管分岐点～代替循環冷却ポンプ」の圧力を重大事故等時における使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個設置する。 		

VI-1-1-4-7-4-4-3 設定根拠に関する説明書
(代替循環冷却系 主配管(常設))

名 称		*1
		代替循環冷却系吸込配管分岐点 ～ 代替循環冷却ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	186
外 径	mm	267.4, 165.2
注記*1：原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系）及び圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）と兼用。		

【設定根拠】

(概要)

本配管は、代替循環冷却系吸込配管分岐点から代替循環冷却ポンプを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、サプレッションチェンバから代替循環冷却ポンプにサプレッションプールの水を供給するために設置する

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における残留熱除去系吸込側配管の使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における代替循環冷却ポンプ使用時のサプレッションプール水の最高水温 150 ℃を上回る 186 ℃とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、水源から淡水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントのポンプ吸込配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4 mm, 165.2 mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*2	標準流速
A	B		C	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m ³ /h)	(m/s)	(m/s)
267.4	9.3	250	0.04862	150	0.9	
165.2	7.1	150	0.01791	150	2.3	

注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称	代替循環冷却ポンプ ~ 代替循環冷却系注入配管合流点						*1
最高使用圧力	MPa	3.73					
最高使用温度	℃	186					
外 径	mm	165.2, 114.3					
注記*1：原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系）及び圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）と兼用。							
【設定根拠】 （概要） 本配管は、代替循環冷却ポンプから代替循環冷却系注入配管合流点を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、サプレッションチェンバを水源とし、代替循環冷却ポンプによりサプレッションプールの水を原子炉圧力容器、原子炉格納容器内又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。							
1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における代替循環冷却ポンプの吐出側の使用圧力と同じ 3.73 MPa とする。							
2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における代替循環冷却ポンプの使用温度と同じ 186 ℃ とする。							
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から淡水を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2 mm, 114.3 mm とする。							
外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)	
165.2	7.1	150	0.01791	150	2.3		
114.3	6.0	100	0.00822	150	5.1		
注記*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。 $C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$ $E = \frac{D}{3600 \cdot C}$							

VI-1-1-4-7-5 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に係る設定根拠に関する
説明書

目 次

- VI-1-1-4-7-5-1 非常用ガス処理系
- VI-1-1-4-7-5-2 可燃性ガス濃度制御系
- VI-1-1-4-7-5-3 原子炉建屋水素濃度抑制系
- VI-1-1-4-7-5-4 放射性物質拡散抑制系
- VI-1-1-4-7-5-5 可搬型窒素ガス供給系
- VI-1-1-4-7-5-6 原子炉格納容器フィルタベント系

VI-1-1-4-7-5-1 非常用ガス処理系

目 次

- VI-1-1-4-7-5-1-1 非常用ガス処理系空気乾燥装置
- VI-1-1-4-7-5-1-2 非常用ガス処理系 主配管（常設）
- VI-1-1-4-7-5-1-3 非常用ガス処理系排風機
- VI-1-1-4-7-5-1-4 非常用ガス処理系フィルタ装置

VI-1-1-4-7-5-1-1 設定根拠に関する説明書
(非常用ガス処理系 非常用ガス処理系空気乾燥装置)

名 称		非常用ガス処理系空気乾燥装置
容 量	—	—
最高使用圧力	kPa	13.7
最高使用温度	℃	140
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 非常用ガス処理系空気乾燥装置は、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原子炉格納容器等から漏えいした放射性物質からよう素を除去し、環境に放出される放射性よう素・粒子状放射性物質を減少させるために設置する非常用ガス処理系フィルタ装置の湿分による効率低下を防止するために設置する。 ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に、原子炉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空気乾燥装置は、以下の機能を有する。 非常用ガス処理系空気乾燥装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員の被ばく線量を低減するために設置する。 システム構成は、非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟（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屋原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系空気乾燥装置を流路として排気筒から排気することで、中央制御室にとどまる運転員を過度の被ばくから防護する設計とする <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非常用ガス処理系空気乾燥装置の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）と同じ 13.7 kPa とする。 非常用ガス処理系空気乾燥装置を重大事故等時ににおいて使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、13.7 kPa 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非常用ガス処理系空気乾燥装置の最高使用温度は、主配管「原子炉建屋内～非常用ガス処理系排風機入口配管合流点」の最高使用温度と同じ 100 ℃に電気ヒータ及び非常用ガス処理系排風機による温度上昇 40 ℃を加味した 140 ℃とする。 非常用ガス処理系空気乾燥装置を重大事故等時に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、140 ℃とする。</p> <p>3. 個数の設定根拠 非常用ガス処理系空気乾燥装置は、設計基準対象施設として放射性よう素・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、原子炉建屋原子炉棟（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系にそれぞれ1個設置し、合計2個設置する。</p>		

非常用ガス処理系空気乾燥装置は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-7-5-1-2 設定根拠に関する説明書
(非常用ガス処理系 主配管(常設))

名 称		非常用ガス処理系空気乾燥装置入口配管合流点 ～ 非常用ガス処理系排風機
最高使用圧力	kPa	13.7
最高使用温度	℃	100, 140
外 径	mm	318.5, 420.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、非常用ガス処理系空気乾燥装置入口配管合流点から非常用ガス処理系排風機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屋原子炉棟（二次格納施設）の空気を非常用ガス処理系フィルタ装置に通し、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、原子炉建屋原子炉棟（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、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を排気筒から排気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「原子炉建屋内～非常用ガス処理系排風機入口配管合流点」の最高使用圧力と同じ 13.7 kPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、13.7 kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2. 1 最高使用温度 100 ℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「原子炉建屋内～非常用ガス処理系排風機入口配管合流点」の最高使用温度と同じ 100 ℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、100 ℃ とする。</p> <p>2. 2 最高使用温度 140 ℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する伸縮接手部の最高使用温度は、主配管「原子炉建屋内～非常用ガス処理系排風機入口配管合流点」の最高使用温度と同じ 100 ℃ に非常用ガス処理系空気乾燥装置及び非常用ガス処理系排風機による温度上昇 40 ℃ を加味した 140 ℃ とする。</p> <p>伸縮接手部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、140 ℃ とする。</p>		

3. 外径の設定根拠

3. 1 外径 318.5 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非常用ガス処理系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であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。

3. 2 外径 420.6 mm

本配管は伸縮接手であり重大事故等時において使用する場合の外径は、300A の管と接続するため、施工性及びメーカー仕様に基づいて選定し、420.6 mm とする。

名	称	原子炉建屋内 ～ 非常用ガス処理系排風機入口配管合流点
最高使用圧力	kPa	13.7
最高使用温度	℃	100
外	径	mm
		318.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉建屋内から非常用ガス処理系排風機入口配管合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、放射性物質の放出を伴う事故時に原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）の空気を非常用ガス処理系フィルタ装置に通し、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、原子炉建屋原子炉棟（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、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を排気筒から排気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（外圧）を考慮し 13.7 kPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、13.7 kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）の原子炉格納容器外の最高雰囲気温度 66 ℃以上である 100 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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、100 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系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であるため、本配管の外径は、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>		

名 称		非常用ガス処理系排風機 ～ 非常用ガス処理系フィルタ装置
最高使用圧力	kPa	23.5
最高使用温度	℃	140
外 径	mm	318.5, 420.6
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、非常用ガス処理系排風機から非常用ガス処理系フィルタ装置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屋原子炉棟（二次格納施設）の空気を非常用ガス処理系フィルタ装置に通し、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、原子炉建屋原子炉棟（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、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を排気筒から排気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「原子炉建屋内～非常用ガス処理系排風機入口配管合流点」の最高使用圧力と同じ 13.7 kPa に非常用ガス処理系排風機締切静圧 9.8 kPa を加味した 23.5 kPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、23.5 kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する伸縮接手部の最高使用温度は、主配管「原子炉建屋内～非常用ガス処理系排風機入口配管合流点」の最高使用温度と同じ 100 ℃に非常用ガス処理系空気乾燥装置及び非常用ガス処理系排風機による温度上昇 40 ℃を加味した 140 ℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、140 ℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>3. 1 外径 318.5 mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系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であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>		

3. 2 外径 420.6 mm

本配管は伸縮接手であり重大事故等時において使用する場合の外径は, 300A の管と接続するため, 施工性及びメーカ仕様に基づいて選定し, 420.6 mm とする。

名 称		非常用ガス処理系フィルタ装置 ～ 非常用ガス処理系フィルタ装置出口配管合流点
最高使用圧力	kPa	23.5
最高使用温度	℃	140
外 径	mm	318.5
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、非常用ガス処理系フィルタ装置から非常用ガス処理系フィルタ装置出口配管合流点を接続する配管であり、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非常用ガス処理系フィルタ装置で処理された気体を排気筒へ導くために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内の放射性物質を含む気体を排気筒から排気するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「非常用ガス処理系排風機～非常用ガス処理系フィルタ装置」の最高使用圧力と同じ23.5 kPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、23.5 kPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「非常用ガス処理系排風機～非常用ガス処理系フィルタ装置」の最高使用温度と同じ、140℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、140℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系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であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mmとする。</p>		

名 称		非常用ガス処理系フィルタ装置出口配管合流点 ～ 排気筒	*
最高使用圧力	kPa	23.5, 854	
最高使用温度	℃	140, 171	
外 径	mm	318.5	
注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（耐圧強化ベント系）と兼用。			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、非常用ガス処理系フィルタ装置出口配管合流点から排気筒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非常用ガス処理系フィルタ装置で処理された気体を排気筒へ導くために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を含むガスを排気筒から排気することで、重大事故等対応要員の被ばく線量を低減するため及び原子炉格納容器内雰囲気ガスを耐圧強化ベント系を經由して外部に放出するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「非常用ガス処理系フィルタ装置～非常用ガス処理系フィルタ装置出口配管合流点」の最高使用圧力と同じ 23.5 kPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における耐圧強化ベント系主配管「T48-F044～非常用ガス処理系フィルタ装置出口配管合流点」の使用圧力と同じ 854 kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「非常用ガス処理系フィルタ装置～非常用ガス処理系フィルタ装置出口配管合流点」の最高使用温度と同じ 140 ℃ 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耐圧強化ベント系主配管「T48-F044～非常用ガス処理系フィルタ装置出口配管合流点」の使用温度と同じ 171 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する非常用ガス処理系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であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、318.5 mm とする。</p>			

VI-1-1-4-7-5-1-3 設定根拠に関する説明書
(非常用ガス処理系 非常用ガス処理系排風機)

名 称		非常用ガス処理系排風機
容 量	m ³ /h/個	□以上□
原 動 機 出 力	kW/個	□
個 数	—	2
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>・設計基準対象施設 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、原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するために設置する。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、原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）を隔離すると同時に起動し、原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に保ち、原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内空気の50%を1日で処理する能力を持ち、非常用所内電源に接続し、外部電源喪失時でも運転制御が可能な設計とする。</p> <p>・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、運転員の被ばく線量を低減するために設置する。</p> <p>系統構成は、非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟（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屋原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系フィルタ装置を流路として排気筒から排気することで、中央制御室にとどまる運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠 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容量は、事故時において、原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内空気容積の50%を1日に1回の割合にて処理できる容量である□ m³/h/個以上とする。</p> <p>重大事故等時において使用する非常用ガス処理系排風機の容量は、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、□ m³/h/個以上とする。</p> <p>公称値については、要求される容量と同じ□ m³/h/個とする。</p> <p>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前動機出力は、非常用ガス処理系排風機の定格風量点における軸動力を基に設定する。</p> <p>定格風量点における非常用ガス処理系排風機の容量は□ m³/h、静圧は□ kPaであり、その時の非常用ガス処理系排風機の必要軸動力は、□ kWとなる。</p> <p>以上より、非常用ガス処理系排風機の前動機出力は、必要軸動力□ kWを上回る□ kW/個とする。</p>		

重大事故等時において使用する非常用ガス処理系排風機の原動機出力は、重大事故等時の容量及び静圧が設計基準対象施設の容量及び静圧と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、kW/個とする。

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、原子炉建屋原子炉棟（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非常用ガス処理系フィルタ装置1個に対し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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-1-4-7-5-1-4 設定根拠に関する説明書
(非常用ガス処理系 非常用ガス処理系フィルタ装置)

名	称	非常用ガス処理系フィルタ装置	
効	率	—	—
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 非常用ガス処理系フィルタ装置は、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屋（二次格納施設）に漏えいした放射性よう素・粒子状放射性物質を除去するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故時に、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フィルタ装置は、以下の機能を有する。 非常用ガス処理系フィルタ装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員の被ばく線量を低減できる設計とする。 系統構成は、非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟（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屋原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系フィルタ装置を流路として排気筒から排気することで、中央制御室にとどまる運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。 <p>1. 個数の設定根拠 非常用ガス処理系フィルタ装置は、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屋（二次格納施設）に漏えいした放射性よう素・粒子状放射性物質を除去するために1個設置する。 非常用ガス処理系フィルタ装置は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>			

VI-1-1-4-7-5-2 可燃性ガス濃度制御系

目 次

VI-1-1-4-7-5-2-1 可燃性ガス濃度制御系 安全弁及び逃がし弁（常設）

VI-1-1-4-7-5-2-1 設定根拠に関する説明書
(可燃性ガス濃度制御系 安全弁及び逃がし弁(常設))

名	称	T49-F007A, B
吹 出 圧 力	kPa	196
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>T49-F007A, B は主配管「可燃性ガス濃度制御系再結合装置(A)～サブプレッションチェンバ」及び主配管「可燃性ガス濃度制御系再結合装置(B)～サブプレッションチェンバ」に設置する逃がし弁であり，設計基準対象施設として T49-F007A, B 入口圧力が，可燃性ガス濃度制御系再結合装置と T49-F007A, B の設置高さのレベル差による水頭圧になった場合に開動作して系統内の最高使用圧力以下に維持するために設置する。また，系統待機中の系統内で冷却水の漏えいが発生した場合の可燃性ガス濃度制御系再結合装置の浸水を防止するために設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 吹出圧力の設定根拠 <p>設計基準対象施設として使用する T49-F007A, B の吹出圧力は，主配管「可燃性ガス濃度制御系再結合装置～T49-F003」の最高使用圧力である 427 kPa 及び可燃性ガス濃度制御系再結合装置と T49-F007A, B の設置場所のレベル差による水頭圧を考慮し，196 kPa とする。</p> 2. 個数の設定根拠 <p>T49-F007A, B は，設計基準対象施設として必要な個数として，A 系，B 系のそれぞれに 1 個設置し，合計 2 個設置する。</p> 		

VI-1-1-4-7-5-3 原子炉建屋水素濃度抑制系

目 次

VI-1-1-4-7-5-3-1 静的触媒式水素再結合装置

VI-1-1-4-7-5-3-1 設定根拠に関する説明書
(原子炉建屋水素濃度抑制系 静的触媒式水素再結合装置)

名	称	静的触媒式水素再結合装置
容	量	—
最高使用圧力	—	—
最高使用温度	℃	300
再結合効率	kg/h/個	0.50 以上* (水素濃度 4.0 vol%, 大気圧, 温度 100 °Cにおいて)
個	数	19
—		

【設定根拠】

(概要)

・ 重大事故等対処設備

重大事故等時に使用する静的触媒式水素再結合装置（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屋その他の原子炉格納容器から漏れ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屋原子炉棟内に漏れいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。

PAR は、添付書類「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。）0.50 kg/h/個（水素濃度 4.0 vol%, 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。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{\boxed{}} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$$

DR : 再結合効率 (kg/h/個)

A : 定数 $\boxed{}$

C_{H_2} : 静的触媒式水素再結合装置入口水素濃度 (vol%)

P : 圧力 (10⁵Pa)

T : 温度 (K)

SF : スケールファクタ [=0.25]

スケールファクタについて、女川原子力発電所第2号機では 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。

PAR の性能確認は、国際的なプロジェクト試験等により、メーカー性能評価式の相関確認を含め、設置場所の環境条件を考慮した試験を行い、性能を確認している。

性能確認の詳細については添付書類「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。

注記 * : 水素処理容量を示す。

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

PAR は水素再結合反応により発熱するため、雰囲気水素濃度の上昇により温度も上昇する。PAR の設置目的は原子炉建屋の水素爆発防止であるため、水素の可燃限界濃度である 4.0 vol%時における PAR の温度を最高使用温度とする。

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 3-1、図 3-2、図 3-3 に示す。PAR の最高使用温度を設定する上では、PAR 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。また、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 3-2、図 3-3 より、ガス温度中でも高温で推移している測定点 (359 KTF gas2) において、水素濃度 4 vol%時の温度は、水素濃度低下時においても 300 °C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 °Cとする。



図 3-1 試験体の温度測定点



図 3-2 温度及び PAR 入口水素濃度の時間変化



図 3-3 温度及び PAR 入口水素濃度の関係

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屋原子炉棟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屋原子炉棟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屋原子炉棟の水素濃度低減を可燃限界未満に維持できることについては、添付書類「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 4.0 vol%，大気圧、温度 100 °C において 0.50 kg/h/個以上とする。

再結合効率設定の詳細については添付書類「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屋原子炉棟内における水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するために必要な個数である 19 個設置する。

個数設定の詳細については添付書類「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。

VI-1-1-4-7-5-4 放射性物質拡散抑制系

目 次

VI-1-1-4-7-5-4-1 大容量送水ポンプ（タイプⅡ）

VI-1-1-4-7-5-4-2 放射性物質拡散抑制系 主配管（可搬型）

VI-1-1-4-7-5-4-1 設定根拠に関する説明書
(放射性物質拡散抑制系 大容量送水ポンプ(タイプⅡ))

名 称		大容量送水ポンプ(タイプⅡ)*
容 量	m ³ /h/個	600 以上, 613 以上, 1,200 以上 (1,800)
揚 程	m	117.0 以上, 79.4 以上, 119.5 以上 (122)
最高使用圧力	MPa	1.2
最高使用温度	℃	50
原 動 機 出 力	kW/個	1,193
個 数	—	2 (予備 1)
<p>注記* : 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(放射性物質拡散抑制系), 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(代替水源移送系), 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(放射性物質拡散抑制系(航空機燃料火災への泡消火))と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時に放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(放射性物質拡散抑制系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプⅡ)は, 以下の機能を有する。</p> <p>大容量送水ポンプ(タイプⅡ)は, 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済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, 発電所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, 大容量送水ポンプ(タイプⅡ)により海水を取水し, ホース等を経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。大容量送水ポンプ(タイプⅡ)及び放水砲は, 設置場所を任意に設定し, 複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。</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(放射性物質拡散抑制系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプⅡ)は以下の機能を有する。</p> <p>大容量送水ポンプ(タイプⅡ)は, 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済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, 発電所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, 大容量送水ポンプ(タイプⅡ)により海水を取水し, ホース等を経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。大容量送水ポンプ(タイプⅡ)及び放水砲は, 設置場所を任意に設定し, 複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(代替水源移送系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプⅡ)は以下の機能を有する。</p> <p>大容量送水ポンプ(タイプⅡ)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, 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。</p> <p>系統構成は, 大容量送水ポンプ(タイプⅡ)により海水を取水し, ホース等を経由して淡水貯水槽(No. 1)及び淡水貯水槽(No. 2)へ海水を供給できる設計とする。</p>		

重大事故等時に放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火））として使用する大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により海水を取水し、泡消火薬剤混合装置を通して、海水を泡消火薬剤と混合しながらホース等を経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

1.1 放射性物質拡散抑制系として使用する場合の容量 600 m³/h/個 以上

大気への放射性物質の拡散を抑制するため、放水砲により原子炉建屋屋上へ網羅的に放水することが可能である 600m³/h 以上とする。

1.2 代替水源移送系として使用する場合の容量 613 m³/h/個 以上

淡水貯水槽に補給した海水を淡水貯水槽から大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により各系統に必要な最大流量を基に設定する。大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による「低压代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）燃料プールのスプレイ系（可搬型）及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な最大流量は合計 613m³/h 以上である。

1.3 放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火）として使用する場合の容量

1,200 m³/h/個 以上

空港に配備されるべき防災レベル等について記載されている国際民間空港機関（ICAO）発行の空港業務マニュアル（第1部）（以下、「空港業務マニュアル」という。）を基に設定する。設定にあたっては、空港業務マニュアルで離発着機の大きさにより空港カテゴリーが定められており、最大であるカテゴリー10を適用する。また、保有する泡消火薬剤は、1%水成膜泡消火薬剤であり、空港業務マニュアルでは、性能レベルBに該当する。

空港カテゴリー10かつ性能レベルBの泡消火薬剤に要求される泡混合溶液の放射量は、11,200ℓ/min（672m³/h）であり、また、放水砲による直状放射によって原子炉建屋屋上に放水するために必要な流量が1,200m³/hであることから、1,200m³/h以上とする。

2. 揚程の設定根拠

2.1 放射性物質拡散抑制系として使用する場合の揚程 117.0 m 以上

放射性物質拡散抑制系に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の揚程は、海を水源として原子炉建屋へ放水する場合の放水砲の必要圧力、静水頭、ホース等の圧力損失を基に設定する。

<取水口から放水砲までの敷設（山側ルート）、原子炉建屋東側から放水する場合>

- ① 放水砲の必要圧力：約 m
- ② 静水頭：約 m
- ③ ホース敷設等の圧力損失：約 m（実施のホース敷設距離の1.1倍で評価）

合計：約 117.0 m

2.2 代替水源移送系として使用する場合の容量 79.4 m 以上

代替水源移送系に使用する大容量送水ポンプ(タイプⅡ)の揚程は、海水を淡水貯水槽へ補給する場合の水源と供給先との圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失を基に設定する。

<取水口からルート2を経由して、淡水貯水槽へ補給する場合>

- ① 水源と注入先の圧力差：約 m
- ② 静水頭：約 m
- ③ ホース敷設等の圧力損失：約 m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)

合計：約 79.4 m

2.3 放射性物質拡散抑制系(航空機燃料火災への泡消火)として使用する場合の揚程 119.5m 以上

放射性物質拡散抑制系(航空機燃料火災への泡消火)に使用する大容量送水ポンプ(タイプⅡ)の揚程は、海を水源として原子炉建屋周辺へ放水する場合の放水砲の必要圧力、静水頭、ホース等の圧力損失を基に設定する。

<海水ポンプ室より取水し、原子炉建屋西側から放水する場合>

- ① 放水砲の必要圧力：約 m
- ② 静水頭：約 m
- ③ ホース等敷設の圧力損失：約 m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)

合計：約 119.5 m

3. 最高使用圧力の設定根拠

大容量送水ポンプ(タイプⅡ)の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース敷設等の圧力損失を考慮して、1.2MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

大容量送水ポンプ(タイプⅡ)の最高使用温度は、海水取水箇所の海水温度が 40℃を下回るため、それを上回る値として 50℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

大容量送水ポンプ(タイプⅡ)の原動機出力は、流量 1,800 m³/h、揚程 122 m での軸動力を考慮し、1,193 kW とする。

6. 個数の設定根拠

大容量送水ポンプ(タイプⅡ)は、放射性物質拡散抑制系又は放射性物質拡散抑制系(航空機燃料火災への泡消火)として1台、代替水源移送系として1台使用することから、1セット2台使用する。保有数は1セット2台、故障時又は保守点検による待機除外時のバックアップで1台の合計3台を確保する。

VI-1-1-4-7-5-4-2 設定根拠に関する説明書
(放射性物質拡散抑制系 主配管(可搬型))

名 称		放水砲*
最高使用圧力	MPa	1.2
最高使用温度	℃	50
外 径	—	216.3, 220, 318.5
個 数	—	1(予備 1)
注記* : 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（放射性物質拡散抑制系）、放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（放射性物質拡散抑制系(航空機燃料火災への泡消火)）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、送水用ホース（300A：2m, 5m, 10m, 20m, 50m）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容量送水ポンプ（タイプⅡ）により海水を原子炉建屋へ放水するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉建屋屋上へ放水することを考慮し0.8MPa に調整して使用するため、調整した圧力0.8MPa を上回る1.2MPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の使用温度と同じ50℃ とする。		
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により海水を原子炉建屋へ放水するため、配管の圧力損失を考慮し、圧力損失を許容できる配管の外径として、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を目安に選定し、216.3 mm, 220 mm, 318.5 mm とする。		
4. 個数の設定根拠 本配管は、重大事故等対処設備として大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により海水を原子炉建屋へ放水するために必要な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。		

VI-1-1-4-7-5-5 可搬型窒素ガス供給系

目 次

- VI-1-1-4-7-5-5-1 可搬型窒素ガス供給装置
- VI-1-1-4-7-5-5-2 可搬型窒素ガス供給系 主配管（常設）
- VI-1-1-4-7-5-5-3 可搬型窒素ガス供給系 主配管（可搬型）

VI-1-1-4-7-5-5-1 設定根拠に関する説明書
(可搬型窒素ガス供給系 可搬型窒素ガス供給装置)

名 称		可搬型窒素ガス供給装置*
容 量	m ³ /h/個 [normal]	<input type="text"/> 以上 (220)
吐 出 圧 力	kPa	<input type="text"/> 以上 (427)
原 動 機 出 力	kW/個	<input type="text"/>
個 数	—	1 (予備 1)
注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (原子炉格納容器フィルタベント系), 並びに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 (原子炉格納容器フィルタベント系) 及び圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置 (原子炉格納容器フィルタベント系) と兼用。		
【設定根拠】 (概要) ・ 重大事故等対処設備 重大事故等時に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 (可搬型窒素ガス供給系) として使用する可搬型窒素ガス供給装置は, 以下の機能を有する。 可搬型窒素ガス供給装置は, 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。 系統構成は, 可搬型窒素ガス供給装置と接続口を可搬型ホースで接続し, 原子炉格納容器調気系を介して原子炉格納容器に窒素を注入することにより, 原子炉格納容器を不活性化及び原子炉格納容器の負圧破損防止できる設計とする。 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (原子炉格納容器フィルタベント系) として使用する可搬型窒素ガス供給装置は, 以下の機能を有する。 可搬型窒素ガス供給装置は, 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原子炉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及び温度を低下させるために設置する原子炉格納容器フィルタベント系のベント停止に向け, 可搬型窒素ガス供給装置と接続口を可搬型ホースで接続し, 原子炉格納容器調気系を介して原子炉格納容器及び原子炉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, 原子炉格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系の系統内を不活性化及び原子炉格納容器の負圧破損防止できる設計とする。 重大事故等時に圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置 (原子炉格納容器フィルタベント系) として使用する可搬型窒素ガス供給装置は, 以下の機能を有する。 可搬型窒素ガス供給装置は, 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原子炉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, 可燃性ガスが系統内に滞留し, 可燃限界に至ることを防止するため, 可搬型窒素ガス供給装置と接続口を可搬型ホースで接続し, 原子炉格納容器調気系を介して原子炉格納		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

容器及び原子炉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、原子炉格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系の系統内を不活性化及び原子炉格納容器の負圧破損防止できる設計とする。

重大事故等時に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（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用する可搬型窒素ガス供給装置は、以下の機能を有する。

可搬型窒素ガス供給装置は、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原子炉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水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にするために、可搬型窒素ガス供給装置と接続口を可搬型ホースで接続し、原子炉格納容器調気系を介して原子炉格納容器及び原子炉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、原子炉格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系の系統内を不活性化及び原子炉格納容器の負圧破損防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

可搬型窒素ガス供給装置を重大事故等時に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、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原子炉格納容器への供給量が窒素純度 vol% において m³/h[normal] であることから、 m³/h/個[normal] 以上とし、可搬型窒素ガス供給装置 1 個を使用する。

公称値については 220 m³/h/個[normal] とする。

2. 吐出圧力の設定根拠

可搬型窒素ガス供給装置の重大事故等時における吐出圧力は、重大事故等対策における有効性評価解析（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、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、可搬型窒素ガス供給装置を使用する場合の原子炉格納容器の圧力が kPa 未満であるため、それを上回る kPa 以上とする。

公称値は、 427kPa とする。

3. 原動機出力の設定根拠

可搬型窒素ガス供給装置を重大事故等時に使用する場合の原動機出力は、圧縮機メーカーによる開発段階で、 kW/個の原動機出力であれば性能上問題ないことを確認している。

以上より、可搬型窒素ガス供給装置の原動機出力は kW/個 とする。

4. 個数の設定根拠

可搬型窒素ガス供給装置（原動機含む）は、原子炉格納容器内及び原子炉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 個及び故障時又は保守点検による待機除外時のバックアップ用の予備 1 個を保管する。

VI-1-1-4-7-5-5-2 設定根拠に関する説明書
(可搬型窒素ガス供給系 主配管(常設))

名 称	可搬型窒素ガス供給装置接続口(屋外) ～ T48-F011 入口側合流点						*
最高使用圧力	kPa	854					
最高使用温度	℃	66, 200					
外 径	mm	60.5					
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）並びに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（原子炉格納容器フィルタベント系）及び圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。</p>							
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、可搬型窒素ガス供給装置接続口(屋外)から T48-F011 入口側合流点を接続する配管であり、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系の系統内の不活性化並びに原子炉格納容器の負圧破損防止のため、原子炉格納容器調気系を介して原子炉格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系の系統内への窒素供給を実施するために設置する。</p>							
<p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。</p>							
<p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 66℃</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可搬型窒素ガス供給装置の使用温度 40℃を上回る 66℃とする。</p>							
<p>2.2 最高使用温度 200℃</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使用温度と同じ 200℃とする。</p>							
<p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、可搬型窒素ガス供給装置から窒素ガスを供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの空気・ガス配管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。</p>							
外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h[normal])	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)	
60.5	5.5	50	0.00192	220	46.9*1	<div style="border: 2px solid black; width: 40px; height: 20px; margin: 0 auto;"></div>	
<p>注記*1 : 配管の標準流速を超えるが、流体は可搬型窒素ガス供給装置から供給される窒素ガスであり、エロージョンや圧力損失の問題はない。</p> <p>*2 : 大気圧、かつ重大事故等時の窒素ガス温度(130℃)における流速を示す。 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。</p>							

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C} \times \frac{273.15 + 130}{273.15}$$

名 称	可搬型窒素ガス供給装置接続口(屋内) ～ ドライウェル窒素供給配管合流点						*
最高使用圧力	kPa						854
最高使用温度	℃						66
外 径	mm						60.5
注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）並びに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（原子炉格納容器フィルタベント系）及び圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。							
【設定根拠】							
(概要)							
本配管は、可搬型窒素ガス供給装置接続口(屋内)～ドライウェル窒素供給配管合流点を接続する配管であり、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系の系統内の不活性化並びに原子炉格納容器の負圧破損防止のため、原子炉格納容器調気系を介して原子炉格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系の系統内への窒素供給を実施するために設置する。							
1. 最高使用圧力の設定根拠							
本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ854kPaとする。							
2. 最高使用温度の設定根拠							
本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における可搬型窒素ガス供給装置の使用温度40℃を上回る66℃とする。							
3. 外径の設定根拠							
本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、可搬型窒素ガス供給装置から窒素ガスを供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの空気・ガス配管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。							
外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*2	標準流速	
A	B		C	D	E		
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m ³ /h[normal])	(m/s)	(m/s)	
60.5	5.5	50	0.00192	220	36.4*1	<div style="border: 1px solid black; width: 40px; height: 20px; display: inline-block;"></div>	
注記*1 : 配管の標準流速を超えるが、流体は可搬型窒素ガス供給装置から供給される窒素ガスであり、エロージョンや圧力損失の問題はない。							
*2 : 大気圧、かつ重大事故等時の窒素ガス温度(40℃)における流速を示す。 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。							
$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$							

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C} \times \frac{273.15 + 40}{273.15}$$

名 称	* ドライウエル窒素供給配管分岐点 2 ～ 原子炉格納容器配管貫通部(X-281)					
最高使用圧力	kPa	854				
最高使用温度	℃	66, 200				
外 径	mm	34.0, 60.5				
注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）並びに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（原子炉格納容器フィルタベント系）及び圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。						
<p>【設定根拠】 （概要） 本配管は、ドライウエル窒素供給配管分岐点 2 から原子炉格納容器配管貫通部(X-281)を接続する配管であり、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系の系統内の不活性化並びに原子炉格納容器の負圧破損防止のため、原子炉格納容器調気系を介して原子炉格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系の系統内への窒素供給を実施するために設置する。</p>						
<p>1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854kPa とする。</p>						
<p>2. 最高使用温度の設定根拠</p>						
<p>2.1 最高使用圧力 66℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における可搬型窒素ガス供給装置の使用温度 40℃を上回る 66℃とする。</p>						
<p>2.2 最高使用圧力 200℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ 200℃とする。</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、可搬型窒素ガス供給装置から窒素ガスを供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの空気・ガス配管の配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、34.0mm, 60.5mm とする。</p>						
外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h[normal])	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
34.0	3.4	25	0.00058	220	155.2*1	
34.0	4.5	25	0.00049	220	183.7*1	
60.5	5.5	50	0.00192	220	46.9*1	

注記*1：配管の標準流速を超えるが、流体は可搬型窒素ガス供給装置から供給される窒素ガスであり、エロージョンや圧力損失の問題はない。

*2：大気圧、かつ重大事故等時の窒素ガス温度(130℃)における流速を示す。
流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C} \times \frac{273.15 + 130}{273.15}$$

VI-1-1-4-7-5-5-3 設定根拠に関する説明書
(可搬型窒素ガス供給系 主配管(可搬型))

名 称	窒素供給用ホース (50A : 5m) *	
最高使用圧力	kPa	854
最高使用温度	℃	50
外 径	mm	61.5
個 数	—	18 (予備 1)

注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (原子炉格納容器フィルタベント系), 並びに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 (原子炉格納容器フィルタベント系) 及び圧力逃がし装置 (原子炉格納容器フィルタベント系) と兼用。

【設定根拠】

(概要)

本ホースは、可搬型窒素ガス供給装置と窒素供給用ヘッダ及び窒素供給用ヘッダと可搬型窒素ガス供給装置接続管を接続するホースであり、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系の系統内の不活性化並びに原子炉格納容器の負圧破損防止のため、原子炉格納容器調気系を介して原子炉格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系の系統内への窒素供給を実施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、重大事故等時における主配管「可搬型窒素ガス供給装置接続口(屋外)～T48-F011 入口側合流点」の使用圧力と同じ 854kPa 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、重大事故等時における可搬型窒素ガス供給装置の使用温度 40℃を上回る 50℃とする。

3. 外径の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、可搬型窒素ガス供給装置から窒素ガスを供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの空気・ガス配管の配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、61.5mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*	標準流速
A	B		C	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m ³ /h[normal])	(m/s)	(m/s)
61.5	0.3	50	0.00291	220	24.1	

注記* : 大気圧, かつ重大事故等時の窒素ガス温度(40℃)における流速を示す。

流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C} \times \frac{273.15 + 40}{273.15}$$

4. 個数の設定根拠

本ホースは、重大事故等対処設備として窒素を可搬型窒素ガス供給装置から原子炉格納容器等へ注入するために必要な 18 本に、本ホースは保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップ用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として予備 1 本とし、19 本保管する。

名	称	窒素供給用ヘッダ	*
最高使用圧力	kPa	854	
最高使用温度	℃	50	
外 径	mm	60.5, 114.3	
個 数	—	1 (予備 1)	
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (原子炉格納容器フィルタベント系), 並びに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 (原子炉格納容器フィルタベント系) 及び圧力逃がし装置 (原子炉格納容器フィルタベント系) と兼用。</p>			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、可搬型窒素ガス供給装置から可搬型窒素ガス供給装置接続口(屋外)を接続する配管であり、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系の系統内の不活性化並びに原子炉格納容器の負圧破損防止のため、原子炉格納容器調気系を介して原子炉格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系の系統内への窒素供給を実施するために設置する。</p>			
<p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「可搬型窒素ガス供給装置接続口(屋外)～T48-F011 入口側合流点」の使用圧力と同じ 854kPa とする。</p>			
<p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における可搬型窒素ガス供給装置の使用温度 40℃を上回る 50℃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、可搬型窒素ガス供給装置から窒素ガスを供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの空気・ガス配管の配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、60.5mm, 114.3mm とする。</p>			
外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	標準流速 (m/s)
60.5	5.5	50	36.4*1
114.3	6.0	100	8.5
<p>注記*1 : 配管の標準流速を超えるが、流体は可搬型窒素ガス供給装置から供給される窒素ガスであり、エロージョンや圧力損失の問題はない。</p> <p>*2 : 大気圧、かつ重大事故等時の窒素ガス温度(40℃)における流速を示す。 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。</p>			

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

$$C = \pi \cdot \left(\frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right)^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C} \times \frac{273.15 + 40}{273.15}$$

4. 個数の設定根拠

本配管は、重大事故等対処設備として窒素を可搬型窒素ガス供給装置から原子炉格納容器等へ注入するために必要な1個に、本配管は保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップ用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として予備1個とし、2個保管する。

名 称	可搬型窒素ガス供給装置接続管*	
最高使用圧力	kPa	854
最高使用温度	℃	50
外 径	mm	60.5
個 数	—	1 (予備 1)

注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (原子炉格納容器フィルタベント系), 並びに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 (原子炉格納容器フィルタベント系) 及び圧力逃がし装置 (原子炉格納容器フィルタベント系) と兼用。

【設定根拠】

本配管は、窒素供給用ホース(50A : 5m)と可搬型窒素ガス供給装置接続口(屋外)又は可搬型窒素ガス供給装置接続口(屋内)を接続する配管であり、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系の系統内の不活性化並びに原子炉格納容器の負圧破損防止のため、原子炉格納容器調気系を介して原子炉格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系の系統内への窒素供給を実施するために設置する。

(概要)

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、重大事故等時における主配管「可搬型窒素ガス供給装置接続口(屋外)～T48-F011 入口側合流点」の使用圧力と同じ 854kPa 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、重大事故等時における可搬型窒素ガス供給装置の使用温度 40℃を上回る 50℃とする。
3. 外径の設定根拠
本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、可搬型窒素ガス供給装置から窒素ガスを供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの空気・ガス配管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。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h[normal])	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
60.5	5.5	50	0.00192	220	36.4*1	

注記*1 : 配管の標準流速を超えるが、流体は可搬型窒素ガス供給装置から供給される窒素ガスであり、エロージョンや圧力損失の問題はない。

*2 : 大気圧、かつ重大事故等時の窒素ガス温度(40℃)における流速を示す。
流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C} \times \frac{273.15 + 40}{273.15}$$

4. 個数の設定根拠

本配管は、重大事故等対処設備として窒素を可搬型窒素ガス供給装置から原子炉格納容器等へ注入するために必要な1個に、本配管は保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップ用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として予備1個とし、2個保管する。

VI-1-1-4-7-5-6 原子炉格納容器フィルタベント系

目 次

VI-1-1-4-7-5-6-1 原子炉格納容器フィルタベント系 安全弁及び逃がし弁（常設）

VI-1-1-4-7-5-6-1 設定根拠に関する説明書
(原子炉格納容器フィルタベント系 安全弁及び逃がし弁(常設))

名	称	T63-F006*
吹 出 圧 力	MPa	0.78
個 数	—	1

注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。

【設定根拠】

（概要）

・ 重大事故等対処設備

T63-F006 は、主配管「フィルタ装置～フィルタ装置出口側ラプチャディスク」に設置する安全弁である。

重大事故等時に使用する T63-F006 は、重大事故等対処設備として、フィルタ装置の重大事故等時における圧力が最高使用圧力近傍になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。

1. 吹出圧力の設定根拠

T63-F006 を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時におけるフィルタ装置の最高使用圧力にフィルタ装置の静水頭を考慮し 0.78 MPa とする。

2. 個数の設定根拠

重大事故等時に使用する T63-F006 は、フィルタ装置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 個を主配管「フィルタ装置～フィルタ装置出口側ラプチャディスク」に設置する。

VI-1-1-4-7-6 原子炉格納容器調気設備に係る設定根拠に関する説明書

目 次

VI-1-1-4-7-6-1 原子炉格納容器調気系

VI-1-1-4-7-6-1 原子炉格納容器調気系

目 次

VI-1-1-4-7-6-1-1 原子炉格納容器調気系 主要弁

VI-1-1-4-7-6-1-2 原子炉格納容器調気系 主配管

VI-1-1-4-7-6-1-1 設定根拠に関する説明書
(原子炉格納容器調気系 主要弁)

名	称	T48-F019*
最高使用圧力	kPa	427, 854
最高使用温度	℃	171, 200
個	数	1
<p>注記*：原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系，耐圧強化ベント系）並びに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（原子炉格納容器フィルタベント系）及び圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>主要弁 T48-F019 は，主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-81)～ドライウェル出口配管分岐点」上に設置される原子炉格納容器隔離弁であり，設計基準対象施設として，原子炉格納容器内の窒素及び空気を外部へ排出する際の流路として設置する。</p> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用する本主要弁は，以下の機能を有する。</p> <p>本主要弁は，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破損を防止するため，原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置を通して外部へ排出するための流路として使用する。</p> <p>本主要弁は，重大事故等時において遠隔手動弁操作設備により，人力により容易かつ確実に開閉操作ができる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用する本主要弁は，以下の機能を有する。</p> <p>本主要弁は，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，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，原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置を通して外部へ放出するための流路として使用する。</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（耐圧強化ベント系）として使用する本主要弁は，以下の機能を有する。</p> <p>本主要弁は，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，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，原子炉格納容器内雰囲気ガスを耐圧強化ベント系を経由して外部へ放出するための流路として使用する。</p> <p>重大事故等時に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（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用する本主要弁は，以下の機能を有する。</p> <p>本主要弁は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，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及び酸素をフィルタ装置を通して外部へ排出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 T48-F019 の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。
T48-F019 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と同じ 854 kPa とする。
2. 最高使用温度の設定根拠
設計基準対象施設として使用する T48-F019 の最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 °C とする。
T48-F019 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と同じ 200 °C とする。
3. 個数の設定根拠
T48-F019 は、原子炉格納容器バウンダリを形成する隔離弁として 1 個設置する。
T48-F019 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	T48-F022*
最高使用圧力	kPa	427, 854
最高使用温度	℃	171, 200
個	数	1

注記*：原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系，耐圧強化ベント系）並びに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（原子炉格納容器フィルタベント系）及び圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。

【設定根拠】

（概要）

・設計基準対象施設

主要弁 T48-F022 は，主配管「原子炉格納容器配管貫通部(X-230)～ドライウェル出口配管分岐点」上に設置される原子炉格納容器隔離弁であり，設計基準対象施設として，原子炉格納容器内の窒素及び空気を外部へ排出する際の流路として設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用する本主要弁は，以下の機能を有する。

本主要弁は，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破損を防止するため，原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置を通して外部へ排出するための流路として使用する。

本主要弁は，重大事故等時において遠隔手動弁操作設備により，人力により容易かつ確実に開閉操作ができる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用する本主要弁は，以下の機能を有する。

本主要弁は，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，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，原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置を通して外部へ放出するための流路として使用する。

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（耐圧強化ベント系）として使用する本主要弁は，以下の機能を有する。

本主要弁は，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，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，原子炉格納容器内雰囲気ガスを耐圧強化ベント系を經由して外部へ放出するための流路として使用する。

重大事故等時に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（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用する本主要弁は，以下の機能を有する。

本主要弁は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，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及び酸素をフィルタ装置を通して外部へ排出するための流路として使用する。

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 T48-F022 の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。
T48-F022 を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854 kPa とする。
2. 最高使用温度の設定根拠
設計基準対象施設として使用する T48-F022 の最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 °C とする。
T48-F022 を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ 200 °C とする。
3. 個数の設定根拠
T48-F022 は、原子炉格納容器バウンダリを形成する隔離弁として 1 個設置する。
T48-F022 は設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

VI-1-1-4-7-6-1-2 設定根拠に関する説明書
(原子炉格納容器調気系 主配管)

名 称		T48-F002 出口側合流点 ～ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-80)	*
最高使用圧力	kPa	427, 854	
最高使用温度	℃	171, 200	
外 径	mm	609.6	
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (原子炉格納容器フィルタベント系) 及び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 (可搬型窒素ガス供給系, 原子炉格納容器フィルタベント系), 圧力逃がし装置 (原子炉格納容器フィルタベント系) と兼用。</p>			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は, T48-F002 出口側合流点から原子炉格納容器配管貫通部 (X-80) を接続する配管であり, 設計基準対象施設として, 原子炉格納容器内に窒素を補給する際に, 原子炉格納容器内へ窒素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, 重大事故等時に可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器内へ窒素を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は, 原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は, 重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854 kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は, 原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。</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使用温度と同じ 200 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 重大事故等時に使用する窒素供給装置の容量を基に設定しており, 重大事故等時に使用する可搬型窒素ガス供給装置の容量が設計基準対象施設として使用するページ用排風機の容量に包絡されるため, 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, 609.6 mm とする。</p>			

名 称		*1 T48-F011 入口側合流点 ～ T48-F002 出口側合流点
最高使用圧力	kPa	427, 854
最高使用温度	℃	171, 200
外 径	mm	60.5
注記*1 : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）並びに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（可搬型窒素ガス供給系, 原子炉格納容器フィルタベント系）及び圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、T48-F011 入口側合流点から T48-F002 出口側合流点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内に窒素を補給する際に、原子炉格納容器内へ窒素を供給するために設置する。 重大事故等対処設備としては、重大事故等時に可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器内へ窒素を供給するために設置する。 1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854 kPa とする。 2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ 200 ℃ とする。		

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，可搬型窒素ガス供給装置から窒素を供給するため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの空気・ガス配管の配管実績に基づいた標準流速を目安に 60.5 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h[normal])	流速* ² E (m/s)	標準流速 (m/s)
60.5	5.5	50	0.00192	220	46.9* ³	

*2 : 大気圧，かつ重大事故時の窒素ガス温度 (130 °C) における流速を示す。
流速及びその他パラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C} \cdot \frac{273.15+130}{273.15}$$

*3 : 配管の標準流速を超えるが，流体は可搬型窒素ガス供給装置から供給される窒素であり，エロージョンや圧力損失の問題はない。

名 称		*1
		原子炉格納容器配管貫通部 (X-81) ~ ドライウェル出口配管分岐点
最高使用圧力	kPa	427, 854
最高使用温度	℃	171, 200
外 径	mm	609.6
注記*1 : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (原子炉格納容器フィルタベント系, 耐圧強化ベント系) 並びに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 (原子炉格納容器フィルタベント系) 及び圧力逃がし装置 (原子炉格納容器フィルタベント系) と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は, 原子炉格納容器配管貫通部 (X-81) からドライウェル出口配管分岐点を接続する配管であり, 設計基準対象施設として, 原子炉格納容器内を空気又は窒素で置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に排出するために設置する。 重大事故等対処設備としては, 重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系を経由して外部に排出するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は, 原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ 427 kPa とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は, 重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854 kPa とする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は, 原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 ℃ とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ 200 ℃ とする。		

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，原子炉格納容器配管貫通部(X-81)からドライウェル出口配管分岐点までは低圧蒸気となるため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に 609.6 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (kg/s)	比容積 E (m ³ /kg)	流速*2 F (m/s)	標準流速 (m/s)
609.6	9.5	600	0.27395	10	0.35595	13.0	

*2 : ベント開始圧力 (427 kPa) 時の飽和蒸気条件における流速を示す。
流速及びその他パラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$F = \frac{D \cdot E}{C}$$

名 称		*1
		原子炉格納容器配管貫通部(X-230) ~ ドライウェル出口配管分岐点
最高使用圧力	kPa	427, 854
最高使用温度	℃	104, 171, 200
外 径	mm	406.4, 609.6
注記*1 : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系、耐圧強化ベント系）並びに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（原子炉格納容器フィルタベント系）及び圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。		
【設定根拠】 (概要) 本配管は、原子炉格納容器配管貫通部(X-230)からドライウェル出口配管分岐点を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素で置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に排出するために設置する。 重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系を経由して外部に排出するために設置する。		
1. 最高使用圧力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ427 kPaとする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ854 kPaとする。		
2. 最高使用温度の設定根拠 本配管のうち、原子炉格納容器配管貫通部(X-230)からT48-F022までを設計基準対象施設として使用する場合の最高使用温度は、サプレッションチェンバの最高使用温度と同じ104℃とする。 本配管のうち、T48-F022からドライウェル出口配管分岐点までを設計基準対象施設として使用する場合の最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ171℃とする。 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ200℃とする。		

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、原子炉格納容器配管貫通部(X-230)からドライウェル出口配管分岐点までは低圧蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に 406.4 mm, 609.6 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (kg/s)	比容積 E (m ³ /kg)	流速*2 F (m/s)	標準流速 (m/s)
406.4	12.7	400	0.11401	10	0.35595	31.2	
609.6	9.5	600	0.27395	10	0.35595	13.0	
609.6	17.5	600	0.25931	10	0.35595	13.7	
609.6	31.0	600	0.23551	10	0.35595	15.1	

*2 : ベント開始圧力 (427 kPa) 時の飽和蒸気条件における流速を示す。
流速及びその他パラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$F = \frac{D \cdot E}{C}$$

VI-1-1-4-7-7 圧力逃がし装置に係る設定根拠に関する説明書

目次

VI-1-1-4-7-7-1 原子炉格納容器フィルタベント系

VI-1-1-4-7-7-1 原子炉格納容器フィルタベント系

目 次

- VI-1-1-4-7-7-1-1 フィルタ装置
- VI-1-1-4-7-7-1-2 原子炉格納容器フィルタベント系 主要弁（常設）
- VI-1-1-4-7-7-1-3 フィルタ装置出口側ラプチャディスク
- VI-1-1-4-7-7-1-4 原子炉格納容器フィルタベント系 主配管（常設）
- VI-1-1-4-7-7-1-5 原子炉格納容器フィルタベント系 主配管（可搬型）

VI-1-1-4-7-7-1-1 設定根拠に関する説明書
(原子炉格納容器フィルタベント系 フィルタ装置)

名	称	フィルタ装置*
容 量	m ³ /個	□以上(□)
最高使用圧力	kPa	854
最高使用温度	℃	200
効 率	%	粒子状放射性物質 99.9 以上 無機よう素 99.8 以上 有機よう素 98 以上 (原子炉格納容器圧力 427kPa 時における定格点の値)
個 数	—	3

注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）及び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（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・重大事故等対処設備

圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用するフィルタ装置は、重大事故等時に以下の機能を有する。

フィルタ装置は、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、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系を介して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後にフィルタ装置出口側ラプチャディスクを経由し、原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、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。

原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用するフィルタ装置は、重大事故等時に以下の機能を有する。

フィルタ装置は、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ために設置する。

系統構成は、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、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系を介して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後にフィルタ装置出口側ラプチャディスクを経由し、原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、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ができる設計とする。

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（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用するフィルタ装置は、重大事故等時に以下の機能を有する。

フィルタ装置は、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による爆発を防止するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系を介して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後にフィルタ装置出口側ラプチャディスクを経由し、原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、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に滞留する水素を環境へ放出できる設計とする。

なお、フィルタ装置は1基（全3個）で構成し、3個のフィルタ装置は並列に設置する。

1. 容量の設定根拠

フィルタ装置の容量は、スクラバ溶液の保有水量を基に設定する。

スクラバ溶液の保有水量は、添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納容器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最低水量を3個合計で [] t としているため、フィルタ装置の容量はスクラバ溶液のフィルタ装置1個あたりの最低水量 [] t を容積換算した [] m³/個以上とする。

公称値については [] m³/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

フィルタ装置を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854 kPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

フィルタ装置を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ 200 °C とする。

4. 効率の設定根拠

フィルタ装置の効率は、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 100 TBq を下回ることができる性能を有するものとして、粒子状放射性物質除去効率 99.9 % 以上とする。また、ガス状放射性元素の除去効率としては、無機元素に対して 99.8 % 以上、有機元素に対しては 98 % 以上の除去効率が見込まれる設計とする。

5. 個数の設定根拠

フィルタ装置は、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、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必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために、及び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、重大事故等対処設備として3個設置する。

VI-1-1-4-7-7-1-2 設定根拠に関する説明書
(原子炉格納容器フィルタベント系 主要弁(常設))

名	称	T63-F001*
最高使用圧力	kPa	854
最高使用温度	℃	200
個数	—	1
<p>注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）及び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（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>・重大事故等対処設備</p> <p>本主要弁は、主配管「サプレッションチェンバ出口配管分岐点 3～フィルタ装置」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る。</p> <p>本主要弁は、重大事故等時において遠隔手動弁操作設備により、人力により容易かつ確実に開閉操作ができる設計とする。</p> <p>重大事故等時に圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用する本主要弁は、以下の機能を有する。</p> <p>本主要弁は、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、原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置を通して外部へ排出するための流路として使用する。</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（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用する本主要弁は、以下の機能を有する。</p> <p>本主要弁は、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、原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置を通して外部へ放出するための流路として使用する。</p> <p>重大事故等時に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（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用する本主要弁は、以下の機能を有する。</p> <p>本主要弁は、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による爆発破損を防止するため、原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素をフィルタ装置を通して外部へ排出するための流路として使用する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本主要弁を重大事故等時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出口配管分岐点 3～フィルタ装置」の使用圧力に合わせ 854 kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本主要弁を重大事故等時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出口配管分岐点 3～フィルタ装置」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>本主要弁は、原子炉格納容器から原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスをフィルタ装置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	T63-F002*
最高使用圧力	kPa	854
最高使用温度	℃	200
個	数	1
<p>注記*：原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）及び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（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>・重大事故等対処設備</p> <p>本主要弁は、主配管「サプレッションチェンバ出口配管分岐点 3～フィルタ装置」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る。</p> <p>本主要弁は、重大事故等時において遠隔手動弁操作設備により、人力により容易かつ確実に開閉操作ができる設計とする。</p> <p>重大事故等時に圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用する本主要弁は、以下の機能を有する。</p> <p>本主要弁は、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、原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置を通して外部へ排出するための流路として使用する。</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（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用する本主要弁は、以下の機能を有する。</p> <p>本主要弁は、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、原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置を通して外部へ放出するための流路として使用する。</p> <p>重大事故等時に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（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用する本主要弁は、以下の機能を有する。</p> <p>本主要弁は、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による爆発破損を防止するため、原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素をフィルタ装置を通して外部へ排出するための流路として使用する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本主要弁を重大事故等時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出口配管分岐点 3～フィルタ装置」の使用圧力に合わせて 854 kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本主要弁を重大事故等時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出口配管分岐点 3～フィルタ装置」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>本主要弁は、原子炉格納容器から原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスをフィルタ装置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>		

VI-1-1-4-7-7-1-3 設定根拠に関する説明書
(原子炉格納容器フィルタベント系 フィルタ装置出口側
ラプチャディスク)

名	称	フィルタ装置出口側ラプチャディスク*
設定破裂圧力	kPa	100
個数	—	1

注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）及び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（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。

【設定根拠】

（概要）

・重大事故等対処設備

圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用するフィルタ装置出口側ラプチャディスクは、重大事故等時に以下の機能を有する。

フィルタ装置出口側ラプチャディスクは、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、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生じた場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系を介して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後にフィルタ装置出口側ラプチャディスクを経由し原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、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。

原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用するフィルタ装置出口側ラプチャディスクは、重大事故等時に以下の機能を有する。

フィルタ装置出口側ラプチャディスクは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、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、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系を介して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後にフィルタ装置出口側ラプチャディスクを経由し原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、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し場である大気へ輸送ができる設計とする。

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（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用するフィルタ装置出口側ラプチャディスクは、重大事故等時に以下の機能を有する。

フィルタ装置出口側ラプチャディスクは、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内における水素による爆発を防止するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が生じた場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系を介して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後にフィルタ装置出口側ラプチャディスクを経由し原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、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に滞留する水素を環境へ放出できる設計とする。

1. 設定破裂圧力の設定根拠

フィルタ装置出口側ラプチャディスクの設定破裂圧力は、ベント実施判断基準である原子炉格納容器の最高使用圧力 427 kPa よりも十分低い圧力とし、100 kPa とする。

2. 個数の設定根拠

原子炉格納容器フィルタベント系待機時に原子炉格納容器フィルタベント系内を不活性ガス（窒素）にて置換する際の大気との隔壁として 1 個設置する。

VI-1-1-4-7-7-1-4 設定根拠に関する説明書
(原子炉格納容器フィルタベント系 主配管(常設))

名 称		*1
		サプレッションチェンバ出口配管分岐点 3 ～ フィルタ装置
最高使用圧力	kPa	854
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	216.3, 406.4
注記*1 : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）及び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（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。		

【設定根拠】

(概要)

本配管は、サプレッションチェンバ出口配管分岐点 3 からフィルタ装置を接続する配管であり、重大事故等対処施設として炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、原子炉格納容器内に滞留する可燃性ガスを環境へ放出できる設計とする。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854 kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ 200 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、サプレッションチェンバ出口配管分岐点 3 からフィルタ装置は低圧蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、216.3 mm, 406.4 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (kg/s)	比容積 E (m ³ /kg)	流速*2 F (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138	3.3*3	0.35595	37.8	
406.4	12.7	400	0.11401	10.0	0.35595	31.2	
406.4	21.4	400	0.10383	10.0	0.35595	34.3	

*2 : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$F = \frac{D \cdot E}{C}$$

*3 : 3 個あるフィルタ装置にそれぞれ 1 本接続する配管内の 1 本あたりの流量を示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		*1 フィルタ装置 ～ フィルタ装置出口側ラプチャディスク
最高使用圧力	kPa	854
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	406.4, 508.0
注記*1 : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）及び 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（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。		

【設定根拠】

（概要）

本配管は、フィルタ装置からフィルタ装置出口側ラプチャディスクを接続する配管であり、重大事故等対処施設として炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、原子炉格納容器内に滞留する可燃性ガスを環境へ放出できる設計とする。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854 kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ 200 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、フィルタ装置からフィルタ装置出口側ラプチャディスクは自由膨張蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、406.4 mm, 508.0 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (kg/s)	比容積 E (m ³ /kg)	流速*2 F (m/s)	標準流速 (m/s)
406.4	12.7	400	0.11401	1.7*3	1.67330	24.5	
508.0	15.1	500	0.17930	10.0	1.67330	93.3	

*2 : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$F = \frac{D \cdot E}{C}$$

*3 : 3 個あるフィルタ装置にそれぞれ 2 本接続する配管内の 1 本あたりの流量を示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		フィルタ装置出口側ラプチャディスク ～ 排気管	*1
最高使用圧力	kPa	854	
最高使用温度	℃	200	
外 径	mm	508.0	
注記*1：原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）及び 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（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。			

【設定根拠】

（概要）

本配管は、フィルタ装置出口側ラプチャディスクから排気管を接続する配管であり、重大事故等対処施設として炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、原子炉格納容器内に滞留する可燃性ガスを環境へ放出できる設計とする。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854 kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ 200 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、フィルタ装置出口側ラプチャディスクから排気管は自由膨張蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、508.0 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (kg/s)	比容積 E (m ³ /kg)	流速*2 F (m/s)	標準流速 (m/s)
508.0	15.1	500	0.17930	10.0	1.67330	93.3	
508.0	26.2	500	0.16303	10.0	1.67330	102.6	

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$F = \frac{D \cdot E}{C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		*1 フィルタ装置(A) ～ フィルタ装置(B)
最高使用圧力	kPa	854
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	60.5
注記*1：原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）及び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（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。		

【設定根拠】

(概要)

本配管は、フィルタ装置(A)の気相部からフィルタ装置(B)の気相部を接続する配管であり、各フィルタ装置の液相と気相を配管で連通させることで各フィルタ装置の水位が等しくなる設計とする。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854 kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ 200 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、フィルタ装置(A)～フィルタ装置(B)は低圧蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、60.5 mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*2	標準流速
A	B		C	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m ³ /h)	(m/s)	(m/s)
60.5	5.5	50	0.00192		1.2	

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		フィルタ装置(B) ～ フィルタ装置(C)	*1
最高使用圧力	kPa	854	
最高使用温度	℃	200	
外 径	mm	60.5	
注記*1：原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）及び 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（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。			

【設定根拠】

(概要)

本配管は、フィルタ装置(B)の気相部からフィルタ装置(C)の気相部を接続する配管であり、各フィルタ装置の液相と気相を配管で連通させることで各フィルタ装置の水位が等しくなる設計とする。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854 kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ 200 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、フィルタ装置(B)～フィルタ装置(C)は低圧蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、60.5 mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*2	標準流速
A	B		C	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m ³ /h)	(m/s)	(m/s)
60.5	5.5	50	0.00192		1.2	

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名	称	*1
		フィルタ装置連結管
最高使用圧力	MPa	1.20
	kPa	854
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	60.5

注記*1：原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）及び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（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。

【設定根拠】

（概要）

本配管は、各フィルタ装置の液相部間を接続する配管であり、各フィルタ装置の液相と気相を配管で連通させることで各フィルタ装置の水位が等しくなる設計とする。

1. 最高使用圧力の設定根拠

1.1 最高使用圧力 1.20 MPa

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 854 kPa にフィルタ装置の静水頭を考慮し 1.20 MPa とする。

1.2 最高使用圧力 854 kPa

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854 kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度と同じ 200 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、フィルタ装置連結管はスクラバ溶液が流れるため、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、60.5 mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*2	標準流速
A	B		C	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m ³ /h)	(m/s)	(m/s)
60.5	5.5	50	0.00192		1.2	

*2：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		*1 ドライウエル窒素供給配管分岐点 1 ～ T48-F066
最高使用圧力	kPa	854
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5
注記*1：原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）及び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（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。		

【設定根拠】

（概要）

本配管は、ドライウエル窒素供給配管分岐点 1 から T48-F066 を接続する配管であり、重大事故等対処施設として原子炉格納容器フィルタベント系内を窒素置換するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 854 kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における可搬型窒素ガス供給装置の使用温度 40 ℃を上回る 66 ℃とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、可搬型窒素ガス供給装置から窒素を供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの空気・ガス配管の配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、60.5 mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h[normal])	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
60.5	5.5	50	0.00192	220	36.4*3	

*2：大気圧、かつ重大事故等時の窒素ガス温度(40 ℃)における流速を示す。

流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C} \cdot \frac{273.15+40}{273.15}$$

*3：配管の標準流速を超えるが、流体は可搬型窒素ガス供給装置から供給される窒素であり、エロージョンや圧力損失の問題はない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		*1 T48-F066 ～ フィルタ装置入口配管合流点
最高使用圧力	kPa	854
最高使用温度	℃	66, 200
外 径	mm	60.5
注記*1 : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）及び 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（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。		

【設定根拠】

(概要)

本配管は、T48-F066 からフィルタ装置入口配管合流点を接続する配管であり、重大事故等対
処設備として格納容器圧力逃がし装置内を窒素置換するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容
器の使用圧力と同じ 854 kPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

2.1 最高使用温度 66 ℃

本配管を重大事故等時において使用する場合は、可搬型窒素ガス供給装置の使用
温度 40 ℃を上回る 66 ℃とする。

2.2 最高使用温度 200 ℃

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格
納容器の使用温度と同じ 200 ℃とする。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合は、可搬型窒素ガス供給装置から窒素を
供給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づ
いた標準流速を目安に選定し、60.5 mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*2	標準流速
A	B		C	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m ²)	(m ³ /h[normal])	(m/s)	(m/s)
60.5	5.5	50	0.00192	220	39.4*3	

*2 : 大気圧、かつ重大事故等時の窒素ガス温度(66 ℃)における流速を示す。

流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C} \cdot \frac{273.15 + 66}{273.15}$$

*3 : 配管の標準流速を超えるが、流体は可搬型窒素ガス供給装置から供給される窒素
であり、エロージョンや圧力損失の問題はない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		*1
		フィルタ装置水補給接続口（屋外） ～ フィルタ装置
最高使用圧力	MPa	2.00
	kPa	854
最高使用温度	℃	66, 200
外 径	mm	60.5, 76.3
<p>注記*1：原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）及び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（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本配管は、フィルタ装置水補給接続口（屋外）からフィルタ装置を接続する配管であり、重大事故等対処設備としてフィルタ装置へスクラバ溶液を補給するために設置する。</p>		
<p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>1.1 最高使用圧力 2.00 MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプI）の使用圧力1.00 MPaを上回る2.00 MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 854 kPa 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるフィルタ装置の使用圧力と同じ854 kPaとする。</p>		
<p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>2.1 最高使用温度 66℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプI）の使用温度50℃を上回る66℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 200℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるフィルタ装置の使用温度と同じ200℃とする。</p>		
<p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合は、水源からスクラバ溶液を補給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、60.5 mm, 76.3 mmとする。</p>		

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
60.5	5.5	50	0.00192	10	1.4	
76.3	5.2	65	0.00341	10	0.8	

*2 : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

名 称		*1	
		フィルタ装置水補給接続口（屋内） ～ フィルタ装置	
最高使用圧力	MPa	2.00	
	kPa	854	
最高使用温度	℃	66, 200	
外 径	mm	60.5, 76.3	
注記*1：原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）及び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（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。			
【設定根拠】 （概要） 本配管は、フィルタ装置水補給接続口（屋内）からフィルタ装置を接続する配管であり、重大事故等対処設備としてフィルタ装置ヘスクラバ溶液を補給するために設置する。			
1. 最高使用圧力の設定根拠 1.1 最高使用圧力 2.00 MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用圧力 1.00 MPa を上回る 2.00 MPa とする。			
1.2 最高使用圧力 854 kPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時におけるフィルタ装置の使用圧力と同じ 854 kPa とする。			
2. 最高使用温度の設定根拠 2.1 最高使用温度 66 ℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における大容量送水ポンプ（タイプ I）の使用温度 50 ℃を上回る 66 ℃とする。			
2.2 最高使用温度 200 ℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるフィルタ装置の使用温度と同じ 200 ℃とする。			
3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源からスクラバ溶液を補給するため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、60.5 mm, 76.3 mm とする。			

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (m ³ /h)	流速*2 E (m/s)	標準流速 (m/s)
60.5	5.5	50	0.00192	10	1.4	
76.3	5.2	65	0.00341	10	0.8	

*2 : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$$

$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

VI-1-1-4-7-7-1-5 設定根拠に関する説明書
(原子炉格納容器フィルタベント系 主配管(可搬型))

名 称		*1
		送水用ホース (65A : 20m)
最高使用圧力	MPa	1.6
最高使用温度	℃	50
外 径	—	65A
個 数	—	14(予備 1)

注記*1 : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (原子炉格納容器フィルタベント系) 及び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 (原子炉格納容器フィルタベント系) と兼用。

【設定根拠】

(概要)

本ホースは、注水用ヘッダからフィルタ装置水補給接続口(屋外)又はフィルタ装置水補給接続口(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、大容量送水ポンプ(タイプ I) からスクラバ溶液をフィルタ装置へ送水するために使用する。

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、重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプ I) の使用圧力が 1.0 MPa であるため、それを上回る 1.6 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における大容量送水ポンプ(タイプ I) の使用温度と同じ 50 ℃ とする。

3. 外径の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合は、水源からスクラバ溶液を補給するため、圧力損失及び施工性等を考慮し、先行プラントの海水系配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、65 A とする。

呼び径	内径	流路面積	流量	流速*2	標準流速
(A)	A (mm)	B (m ²)	C (m ³ /h)	D (m/s)	(m/s)
65	65	0.00332	10	0.8	

*2 : 流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

$$B = \pi \cdot \left(\frac{1}{2} \cdot \frac{A}{1000} \right)^2$$

$$D = \frac{C}{3600 \cdot B}$$

4. 個数の設定根拠

本ホースは、重大事故等対処設備として大容量送水ポンプ(タイプ I) によりスクラバ溶液をフィルタ装置に補給するために必要な 14 本に、本ホースは保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除外時のバックアップ用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として予備 1 本を分散して保管する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。