

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-他-145
提出年月日	2022年6月15日

工事計画審査資料 設定根拠に関する説明書
(高圧炉心スプレイ系, 原子炉隔離時冷却系)

2022年6月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

本資料では、以下の設定根拠に関する説明書を示す。

施設	設備	系統	頁
原子炉冷却系統施設	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	1
		原子炉隔離時冷却系	16
	原子炉冷却材補給設備	原子炉隔離時冷却系	19

5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備

5.1 高圧炉心スプレイ系

名 称	高圧炉心スプレイポンプ	
容 量	m ³ /h/個	高圧時 <input type="text"/> 以上 (342) / 低圧時 <input type="text"/> 以上 (1074)
揚 程	m	高圧時 <input type="text"/> 以上 (907) / 低圧時 <input type="text"/> 以上 (288)
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37 / 吐出側 12.2
最高使用温度	℃	100 (110)
原 動 機 出 力	kW/個	2380
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

・ 設計基準対象施設

高圧炉心スプレイポンプは、設計基準対象施設として原子炉冷却材喪失時に炉心を減圧・スプレイ冷却（非常用炉心冷却系機能）すること、及び原子炉停止後何らかの原因で復水・給水が停止した場合に、原子炉隔離時冷却系（原子炉冷却材補給水機能）のバックアップとして原子炉水位を維持することを目的に設置する。

・ 重大事故等対処設備

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

高圧炉心スプレイポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を水源として高圧炉心スプレイポンプにより冷却水を原子炉圧力容器へ注水し、炉心を冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

(1) 高圧時

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイポンプの高圧時の容量は、原子炉冷却材喪失時に原子炉を減圧（非常用炉心冷却系機能）するために必要な容量として、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の流量 m³/h を上回る m³/h/個以上とする。

また、復水・給水停止時に原子炉隔離時冷却系が起動しなかった場合において、原子炉隔離時冷却系のバックアップとして、高圧炉心スプレイ系が原子炉水位低（レベル 1H）で起

【設定根拠】(続き)

動し原子炉水位を維持(原子炉冷却材補給水機能)するために必要な容量は \square m³/h/個であるが、非常用炉心冷却機能の必要容量と同じ \square m³/h/個以上とする。

高圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様で有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において確認している \square m³/h を上回る \square m³/h/個以上とする。

公称値については、 \square 342m³/h/個とする。

(2) 低圧時

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイポンプの低圧時の容量は、原子炉冷却材喪失時に原子炉をスプレイ冷却(非常用炉心冷却系機能)するために必要な容量は、安全評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)の流量 \square m³/h を上回る \square m³/h/個以上とする。

また、復水・給水停止時に原子炉隔離時冷却系が起動しなかった場合において、原子炉隔離時冷却系のバックアップとして、高圧炉心スプレイ系が原子炉水位低(レベル 1H)で起動し原子炉水位を維持(原子炉冷却材補給水機能)するために必要な容量は \square m³/h/個であるが、非常用炉心冷却機能の必要容量と同じ \square m³/h/個以上とする。

高圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様で有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において確認している \square m³/h を上回る \square m³/h/個以上とする。

公称値については、 \square 1074m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

(1) 高圧時

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイポンプの高圧時の揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に、原子炉と水源の差圧が \square MPa のときに原子炉に \square m³/h の注水ができるように設計する。

原子炉圧力容器とサプレッションチェンバの圧力差： \square m

$$\square \times 10^6 / (983 \times 9.80665) = \square \div \square \text{ m}$$

密度：983kg/m³ (60℃, 飽和圧力)

【設定根拠】(続き)

② 静水頭		:	□ m
	ドローダウン後のサブプレッションチェンバ最低水位 EL		□ ~
	原子炉水位高 (レベル 8) EL		□
③ 配管・機器圧力損失		:	□ m
	機器圧力損失	:	□ m
	配管・弁類圧力損失	:	□ m
	合計		□ m

④ ①~③の合計 : □ m

上記から、高圧時の高圧炉心スプレイポンプの揚程は、□ m を上回る □ m 以上とする。

高圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、□ m 以上とする。

公称値については、要求される揚程を上回る 907m とする。

(2) 低圧時

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイポンプの低圧時の揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に、原子炉と水源の差圧が □ MPa の原子炉に □ m³/h の注水ができるように設計する。

① 原子炉圧力容器とサブプレッションチェンバの圧力差		:	□ m
	$\square \times 10^6 / (958 \times 9.80665) = \square \div \square$		□ m
	密度 : 958kg/m ³ (100℃, 飽和圧力)		
② 静水頭		:	□ m
	ドローダウン後のサブプレッションチェンバ最低水位 EL		□ ~
	高圧炉心スプレイノズル EL		□
③ 配管・機器圧力損失		:	□ m
	機器圧力損失	:	□ m
	配管・弁類圧力損失	:	□ m
	合計		□ m
④ ①~③の合計		:	□ m

【設 定 根 拠】（続き）

上記から、低圧時の高圧炉心スプレイポンプの揚程は、mを上回る260m以上とする。

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

公称値については、要求される揚程を上回る288mとする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 吸込側

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイポンプの最高使用圧力は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部～高圧炉心スプレイポンプ」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。

高圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部～高圧炉心スプレイポンプ」の使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。

(2) 吐出側

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイポンプの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力0.427MPa、高圧炉心スプレイポンプの締切揚程MPaの合計がMPaとなることから、これを上回る圧力とし、12.2MPaとする。

- | | | | |
|---|----------------|---|--------------------------|
| ① | 原子炉格納容器の最高使用圧力 | : | 0.427MPa |
| ② | 締切揚程 | : | <input type="text"/> MPa |
| ③ | ①～②の合計 | : | <input type="text"/> MPa |

高圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、12.2MPaとする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイポンプの最高使用温度は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部～高圧炉心スプレイポンプ」の最高使用温度に合わせ、100℃とする。

【設定根拠】(続き)

高圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部～高圧炉心スプレイポンプ」の使用温度に合わせ、110℃とする。

6. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイポンプの原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

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

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 342/3600

H : 揚程 (m) = 907

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{342}{3600} \right) \times 907}{\text{} / 100} = \text{} = \text{} \text{ kW}$$

上記から、高圧炉心スプレイポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、2380kW/個とする。

高圧炉心スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、2380kW/個とする。

4. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイポンプ(原動機含む)は、設計基準対象施設として原子炉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。

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

名 称	高圧炉心スプレイ系ストレーナ	
容 量	m ³ /h/組	□以上 (1074)
最高使用圧力	MPa	-[0.427](-[0.853])
最高使用温度	℃	104 (178)
個 数	—	2 (1組)

【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のプール水内の異物による高圧炉心スプレイ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。

なお、設計基準対象施設の高圧炉心スプレイ系ストレーナの容量、最高使用圧力及び最高使用温度の設定根拠については平成19年5月23日付き平成19・04・27原第14号にて認可された工事計画のIV-1「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書」による。

・重大事故等対処設備

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

重大事故等時に使用する高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において炉心の著しい損傷を防止するために、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水内の異物を高圧炉心スプレイ系ストレーナによりろ過し、高圧炉心スプレイポンプにより原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

高圧炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、□m³/h/組以上とする。公称値については、□ 1074 m³/h/組とする。

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原子炉格納容器の限界圧力0.853MPaとし、[]内に示している。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用温度の設定根拠

高圧炉心スプレイ系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において高圧炉心スプレイ系の使用時におけるサプレッションチェンバのプール水の温度が最大となる事故シーケンスグループ（原子炉停止機能喪失）により °Cであり、これを上回る温度とし、178°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プレッションプール内の異物をろ過するために必要な個数である2個1組を設置する。

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

名	称	RV224-1
吹出圧力	MPa	1.37
個数	—	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>安全弁 RV224-1 は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（高圧炉心スプレイ系）～高圧炉心スプレイポンプ」上に設置する逃がし弁である。</p> <p>安全弁 RV224-1 は、設計基準対象施設として主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（高圧炉心スプレイ系）～高圧炉心スプレイポンプ」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（高圧炉心スプレイ系）～高圧炉心スプレイポンプ」の圧力が、設計基準対象施設の最高使用圧力になった場合に開動作して設計基準対象施設の最高使用圧力以下に維持する。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する安全弁 RV224-1 の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（高圧炉心スプレイ系）～高圧炉心スプレイポンプ」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>安全弁 RV224-1 を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>安全弁 RV224-1 は、設計基準対象施設として主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（高圧炉心スプレイ系）～高圧炉心スプレイポンプ」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個設置する。</p> <p>安全弁 RV224-1 は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	復水貯蔵タンク出口ライン合流部(高圧炉心スプレイ系) ～ 高圧炉心スプレイポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	100 (110)
外	径	mm 517.6 / 508.0
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、復水貯蔵タンク出口ライン合流部から高圧炉心スプレイポンプまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、復水貯蔵タンク出口ライン合流部から高圧炉心スプレイポンプへサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、復水貯蔵タンク出口ライン合流部から高圧炉心スプレイポンプへサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を F 1，D 1 として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様を表 4.1-1 高圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、配管洗浄時における復水輸送系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 100°C (110°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉冷却材喪失時のサプレッションプール最高使用温度 90°C を上回る温度とし、100°C とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ系を使用時のサプレッションチェンバのプール水温に合わせ、110°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	508.0	9.5	500	0.18781	□*	□	□

注記*：高圧炉心スプレイ系の設計流量

(2) 継手

F 1 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		高圧炉心スプレイ系ストレーナ ～ 復水貯蔵タンク出口ライン合流部（高圧炉心スプレイ系）
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.427 (0.853) / 1.37
最 高 使 用 温 度	℃	104 (178) / 100 (110)
外 径	mm	508.0 / 517.6
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、高圧炉心スプレイ系ストレーナから復水貯蔵タンク出口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、高圧炉心スプレイ系ストレーナから復水貯蔵タンク出口ライン合流部へサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高圧炉心スプレイ系ストレーナから復水貯蔵タンク出口ライン合流部へサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2, P 1, 最高使用温度の設定根拠をT 2, T 1, 外径の設定根拠をD 1, F 1として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様を表 4.1-1 高圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.427MPa(0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、サプレッションチェンバの最高使用圧力に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界圧力に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p><u>P 1 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、配管洗浄時における復水輸送系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPaとする。</p>		

【設定根拠】(続き)

2. 最高使用温度の設定根拠

T 2 : 104°C (178°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、サブプレッションチェンバの最高使用温度に合わせ、104°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ系ストレーナの使用温度に合わせ、178°Cとする。

T 1 : 100°C (110°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉冷却材喪失時のサブプレッションプール最高使用温度 90°Cを上回る温度とし、100°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における高圧炉心スプレイ系使用時のサブプレッションチェンバのプール水温に合わせ、110°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、508.0mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	508.0	9.5	500	0.18781	□*	□	□

注記* : 高圧炉心スプレイ系の設計流量

(2) 継手

F 1 : 517.6mm

分岐補強部の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称		高圧炉心スプレイポンプ ～ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	12.2 / 8.62 (8.98)
最高使用温度	℃	100 (110) / 302 (304)
外 径	mm	355.6 / 267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、高圧炉心スプレイポンプから原子炉压力容器までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、高圧炉心スプレイポンプから原子炉压力容器へサブプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、高圧炉心スプレイポンプから原子炉压力容器へサブプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3、P 4、最高使用温度の設定根拠をT 1、T 3、外径の設定根拠をD 2、D 3として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様を表 4.1-1 高圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 12.2MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、高圧炉心スプレイポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、12.2MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、12.2MPaとする。</p> <p><u>P 4 : 8.62MPa(8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 4は、原子炉压力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 100°C (110°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は, 原子炉冷却材喪失時のサプレッションチェンバのプール水の最高使用温度 90°C を上回る温度とし, 100°C とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は, 重大事故等時における高圧炉心スプレイ系使用時のサプレッションチェンバのプール水温に合わせ, 110°C とする。

T 3 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 3 は, 原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ, 302°C とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は, 重大事故等時における原子炉圧力容器の使用温度に合わせ, 304°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は, 重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイポンプの容量を基に設定しており, 重大事故等時に使用する高圧炉心スプレイポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は, 容量と同仕様以下であるため, 本配管の外径は, メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し, 355.6mm, 267.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	355.6	35.7	350	0.06344	<input type="checkbox"/> *	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D 3	267.4	18.2	250	0.04191	<input type="checkbox"/> *	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

注記* : 高圧炉心スプレイ系の設計流量

表 4.1-1 高圧炉心スプレイ系主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
高圧炉心スプレイ系	復水貯蔵タンク出口ライン合流部 (高圧炉心スプレイ系) ～ 高圧炉心スプレイポンプ	1.37	P 1	100 (110*)	T 1	517.6	F 1
						508.0	D 1
						508.0	—
	高圧炉心スプレイ系ストレータ ～ 復水貯蔵タンク出口ライン合流部 (高圧炉心スプレイ系)	0.427 (0.853*)	P 2	104 (178*)	T 2	508.0	—
						/508.0	—
						/508.0	—
		1.37	P 1	100 (110*)	T 1	508.0	—
						517.6	F 1
						508.0	D 1
	高圧炉心スプレイポンプ ～ 原子炉圧力容器	12.2	P 3	100 (110*)	T 1	355.6	—
						355.6	D 2
						355.6	—
						/355.6	—
		355.6	—				
	8.62 (8.98*)	P 4	302 (304*)	T 3	267.4	D 3	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

5.4 原子炉隔離時冷却系

名 称	原子炉隔離時冷却系ストレーナ	
容 量	m ³ /h/組	□以上 (99)
最高使用圧力	MPa	－[0.853]
最高使用温度	℃	104
個 数	—	2(1組)

【設 定 根 拠】

(概 要)

・ 重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）として使用する原子炉隔離時冷却系ストレーナは、以下の機能を有する。

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

系統構成は、サプレッションチェンバを水源としてサプレッションチェンバのプール水内の異物を原子炉隔離時冷却系ストレーナによりろ過し、原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

原子炉隔離時冷却系ストレーナを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、原子炉隔離時冷却ポンプの容量に合わせた □m³/h/組以上とする。

公称値については、□ 99m³/h/組とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

原子炉隔離時冷却系ストレーナを重大事故等時において使用する場合の使用圧力は、その機能及び構造上耐圧機能を必要としないため設定されないが、ここでは、重大事故等時における原子炉格納容器の限界圧力 0.853MPa について[]内に示している。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用温度の設定根拠

原子炉隔離時冷却系ストレーナを重大事故等時において使用する場合の使用温度は、重大事故等時における原子炉隔離時冷却ポンプ運転時のサブプレッションチェンバのプール水温 °C を考慮し、主配管「原子炉隔離時冷却系ストレーナ～復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）」の最高使用温度に合わせ 104°C とする。

4. 個数の設定根拠

原子炉隔離時冷却系ストレーナは、サブプレッションチェンバのプール水内の異物をろ過するために必要な個数である 2 個 1 組を重大事故等対処設備として設置する。

名	称	RV221-1
吹出圧力	MPa	1.37
個数	—	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>安全弁 RV221-1 は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」上に設置する逃がし弁である。</p> <p>安全弁 RV221-1 は、設計基準対象施設として主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」の圧力が、最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」の圧力が、設計基準対象施設の最高使用圧力になった場合に開動作して設計基準対象施設の最高使用圧力以下に維持する。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する安全弁 RV221-1 の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。</p> <p>安全弁 RV221-1 を重大事故等時において使用する場合の吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、1.37MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>安全弁 RV221-1 は、設計基準対象施設として主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個設置する。</p> <p>安全弁 RV221-1 は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

6. 原子炉冷却材補給設備

6.1 原子炉隔離時冷却系

名 称		原子炉隔離時冷却ポンプ
容 量	m ³ /h/個	□以上(99)
揚 程	m	高压時 □以上(918) / 低压時 □以上(128)
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37 / 吐出側 11.3
最高使用温度	℃	66 (100)
原 動 機 出 力	kW/個	550
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

・設計基準対象施設

原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備として使用する原子炉隔離時冷却ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、原子炉停止後何らかの原因で復水・給水が停止した場合に、サプレッションチェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水することで原子炉水位を維持することを目的に設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）として使用する原子炉隔離時冷却ポンプは、以下の機能を有する。

原子炉隔離時冷却ポンプは、重大事故等時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準対象施設が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉圧力容器にサプレッションチェンバのプール水を注水して原子炉水位を維持することを目的とする。

また、全交流電源喪失時に蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却することを目的とする。

系統構成は、サプレッションチェンバのプール水を水源とした原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器へ注水し、炉心を冷却できる設計とする。

【設定根拠】(続き)

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量は、原子炉停止 分後の崩壊熱による蒸気流出量を補うために必要となる水量 m³/h に原子炉隔離時冷却系補機への冷却水量 m³/h を加えた m³/h 以上とする。

上記から、原子炉隔離時冷却ポンプの容量は、上記を上回るものとし、 m³/h 以上とする。

原子炉隔離時冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同設計条件で有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十「3. 炉心損傷防止対策の有効性評価」)に使用しているため、 m³/h 以上とする。

公称値については、, 99m³/h とする。

2. 揚程の設定根拠

原子炉隔離時冷却ポンプは、原子炉と水源との差圧が ~ MPa のときに原子炉压力容器に m³/h の注水と、原子炉隔離時冷却系補機に m³/h の通水ができるように設計する。

(1) 高圧時

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却ポンプの高圧時の揚程は、原子炉压力容器とサプレッションチェンバの圧力差、静水頭、配管・機器圧力損失を基に設定する。

① 原子炉压力容器とサプレッションチェンバの圧力差： m

$$\text{} \times 10^6 / (983 \times 9.80665) = \text{} \div \text{} \text{ m}$$

MPa：逃がし安全弁の最低設定圧力を上回る値として設定

密度：983kg/m³ (60℃, 飽和圧力)

② 静水頭： m

ドローダウン後のサプレッションチェンバ最低水位 EL ~

原子炉水位高 (レベル8) EL

③ 配管・機器圧力損失： m

機器圧力損失： m

配管・弁類圧力損失： m

合計 m

④ ①~③の合計： m

【設定根拠】(続き)

上記から、高圧時の原子炉隔離時冷却ポンプの揚程は、m を上回る m 以上とする。

原子炉隔離時冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同設計条件で有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十「3. 炉心損傷防止対策の有効性評価」)に使用しているため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、m 以上とする。

公称値については、要求される揚程を上回る 918m とする。

(2) 低圧時

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却ポンプの低圧時の揚程は、原子炉圧力容器とドライウェルの圧力差、静水頭、配管・機器圧力損失を基に設定する。

① 原子炉圧力容器とサプレッションチェンバの圧力差 : m

$$\text{} \times 10^6 / (983 \times 9.80665) = \text{} \div \text{} \text{m}$$

MPa : 残留熱除去系停止時冷却モードの引継ぎ設定圧力

密度 : 983kg/m³ (60℃, 飽和圧力)

② 静水頭 : m

ドローダウン後のサプレッションチェンバ最低水位 EL ~

原子炉水位高 (レベル 8) EL

③ 配管・機器圧力損失 : m

機器圧力損失 : m

配管・弁類圧力損失 : m

合計 m

④ ①~③の合計 : m

上記から、低圧時の原子炉隔離時冷却ポンプの揚程は、m を上回る m 以上とする。

原子炉隔離時冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件で有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十「3. 炉心損傷防止対策の有効性評価」)に使用しているため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、m 以上とする。

公称値については、要求される揚程を上回る 128m とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用圧力の設定根拠

(1) 吸込側

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却ポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」の最高使用圧力に合わせ 1.37MPa とする。

原子炉隔離時冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の吸込側の圧力は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」の使用圧力に合わせ 1.37MPa とする。

(2) 吐出側

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却ポンプの吐出側の最高使用圧力は、静水頭 MPa, 締切揚程 MPa の合計が MPa となることから、これを上回る圧力として 11.3MPa とする。

① 静水頭 : MPa

$$\text{} \times 0.00980665 = \text{} \div \text{} \text{ MPa}$$

m : 復水貯蔵タンクオーバーフロー水位 EL ～

ポンプ据付床レベル EL

② 締切揚程 : MPa

$$\text{} \times 0.0980665 = \text{} \div \text{} \text{ MPa}$$

kg/cm² : 原子炉隔離時冷却ポンプの締切揚程

③ ①～②の合計 : MPa

原子炉隔離時冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、11.3MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却ポンプの最高使用温度は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

原子炉隔離時冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、主配管「復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ」の使用温度に合わせ、100℃とする。

【設定根拠】(続き)

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する原子炉隔離時冷却ポンプの原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

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

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 99/3600

H : 揚程 (m) = 918

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{99}{3600} \right) \times 918}{\text{} / 100} = \text{} = \text{} \text{ kW}$$

上記から、原子炉隔離時冷却ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、550kW/個とする。

原子炉隔離時冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、550kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

原子炉隔離時冷却ポンプ(原動機含む)は、設計基準対象施設として原子炉压力容器へ注水し、原子炉水位を維持するために必要な個数である1個を設置する。

原子炉隔離時冷却ポンプ(原動機含む)は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		原子炉隔離時冷却系分岐部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62 (8.98) / 8.62
最高使用温度	℃	302 (304) / 302
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、原子炉隔離時冷却系分岐部から高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉圧力容器で発生した蒸気を駆動用蒸気タービンに導くために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉圧力容器で発生した蒸気を駆動用蒸気タービンに導くために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、P 2、最高使用温度の設定根拠をT 1、T 2、外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p> <p><u>P 2 : 8.62MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、8.62MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 302°C (304°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304°Cとする。

T 2 : 302°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、302°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も容量の大きい原子炉隔離時冷却ポンプの駆動に必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：原子炉压力容器低圧時における蒸気供給配管の設計流量

名	称	高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部 ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン入口側ドレンポット入口ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	8.62	
最高使用温度	℃	302	
外	径	mm	114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部から原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン入口側ドレンポット入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉圧力容器で発生した蒸気を駆動用蒸気タービンに導くために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉圧力容器で発生した蒸気を駆動用蒸気タービンに導くために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 8.62MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、8.62MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 302℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T 2は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、302℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの駆動に必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：原子炉圧力容器低圧時における蒸気供給配管の設計流量

名	称	原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン入口側ドレンポット入口ライン分岐部 ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外 径	mm	114.3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン入口側ドレンポット入口ライン分岐部から原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービンまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉圧力容器で発生した蒸気を駆動用蒸気タービンに導くために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉圧力容器で発生した蒸気を駆動用蒸気タービンに導くために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 8.62MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、8.62MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 302℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T 2は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、302℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの駆動に必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：原子炉圧力容器低圧時における蒸気供給配管の設計流量

名	称	原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン出口側ドレン ポット入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	184
外 径	mm	267.4
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービンから原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン出口側ドレンポット入口ライン分岐部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、駆動用蒸気タービンに供給した蒸気をサブプレッションチェンバに排出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、駆動用蒸気タービンに供給した蒸気をサブプレッションチェンバに排出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP3、最高使用温度の設定根拠をT3、外径の設定根拠をD2として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P3 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P3は、原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン排気圧力高（タービントリップ）設定値 MPa を上回る圧力とし、0.98MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 3 : 184°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 3 は、最高使用圧力の飽和温度以上とし、184°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、184°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの駆動に必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	267.4	9.3	250	0.04862	□*1	□*2	□

注記*1：蒸気排気管の設計流量

*2：当該配管は、内部流体が蒸気の場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名	称	原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン出口側ドレンポット入口ライン分岐部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部	
最高使用圧力	MPa	0.98	
最高使用温度	℃	184	
外	径	mm	267.4
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン出口側ドレンポット入口ライン分岐部から高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、駆動用蒸気タービンに供給した蒸気をサブプレッションチェンバに排出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、駆動用蒸気タービンに供給した蒸気をサブプレッションチェンバに排出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP3、最高使用温度の設定根拠をT3、外径の設定根拠をD2として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P3 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P3は、原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン排気圧力高（タービントリップ）設定値 <input type="text"/> MPa を上回る圧力とし、0.98MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 3 : 184℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 3 は、最高使用圧力の飽和温度以上とし、184℃とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、184℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの駆動に必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	267.4	9.3	250	0.04862	<input type="text"/> *1	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>

注記*1：蒸気排気管の設計流量

*2：当該配管は、内部流体が蒸気の場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名 称	高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部 ～ サプレッションチェンバ内排気管	
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	184
外 径	mm	267.4

【設 定 根 拠】

（概 要）

本主配管は、高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部からサプレッションチェンバ内排気管までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、駆動用蒸気タービンに供給した蒸気をサプレッションチェンバ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、駆動用蒸気タービンに供給した蒸気をサプレッションチェンバに排出するために設置する。

本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP3、最高使用温度の設定根拠をT3、外径の設定根拠をD2として下記に示す。

原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。

1. 最高使用圧力の設定根拠

P3 : 0.98MPa

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P3は、原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン排気圧力高（タービントリップ）設定値 MPa を上回る圧力とし、0.98MPa とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

T3 : 184℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T3は、最高使用圧力の飽和温度以上とし、184℃とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、184℃とする。

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も容量の大きい原子炉隔離時冷却ポンプの駆動に必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	267.4	9.3	250	0.04862	<input type="text"/> *1	<input type="text"/> *2	<input type="text"/>

注記*1：蒸気排気管の設計流量

*2：当該配管は、内部流体が蒸気の場合の配管内最高流速（音速）を下回るため問題ない。

名	称	原子炉隔離時冷却系ストレーナ ～ 復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）	
最高使用圧力	MPa	0.427 (0.853) / 1.37	
最高使用温度	℃	104 / 66 (100)	
外	径	Mm	165.2
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、原子炉隔離時冷却系ストレーナから復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）までを接続する配管であり、設計基準対象施設として、サブプレッションチェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP4、P5、最高使用温度の設定根拠をT4、T5、外径の設定根拠をD3として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P4 : 0.427MPa (0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P4は、原子炉格納容器の最高使用圧力に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界圧力に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p><u>P5 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P5は、主配管「弁 MV221-1～復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「弁 MV221-1～復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）」の使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p>			

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 4 : 104°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 4 は、サブプレッションチェンバの最高使用温度に合わせ、104°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉隔離時冷却系ストレナの使用温度に合わせ、104°Cとする。

T 5 : 66°C (100°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 5 は、復水輸送系の最高使用温度に合わせ、66°Cとする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバのプール水温に合わせ、100°Cとする。

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプに必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mmとする。

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

注記*：原子炉隔離時冷却ポンプの設計流量

名 称		復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系） ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66（100）
外 径	mm	165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>本主配管は、復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）から原子炉隔離時冷却ポンプまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、サブプレッションチェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 5，最高使用温度の設定根拠をT 5，外径の設定根拠をD 3として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 5 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 5は、主配管「弁 MV221-1～復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「弁 MV221-1～復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）」の使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 5 : 66℃（100℃）</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T 5は、復水輸送系の最高使用温度に合わせ、66℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバのプール水温に合わせ、100℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプに必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mmとする。

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

注記*：原子炉隔離時冷却ポンプの設計流量

名	称	原子炉隔離時冷却ポンプ ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部
最高使用圧力	MPa	11.3 / 8.62
最高使用温度	℃	66 (100) / 302
外	径	mm
		114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、原子炉隔離時冷却ポンプから高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サプレッションチェンバのプール水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 6，P 2，最高使用温度の設定根拠を T 5，T 2，外径の設定根拠を D1 として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表 5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 6 : 11.3MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 6 は、原子炉隔離時冷却ポンプ吐出側の最高使用圧力に合わせ、11.3MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉隔離時冷却ポンプ吐出側の使用圧力に合わせ、11.3MPa とする。</p> <p><u>P 2 : 8.62MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 2 は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、8.62MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 5 : 66°C (100°C)

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 5 は、原子炉隔離時冷却ポンプの最高使用温度に合わせ、66°C とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバのプール水温に合わせ、100°C とする。

T 2 : 302°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 2 は、原子炉压力容器の最高使用温度に合わせ、302°C とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、302°C とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプに必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：原子炉隔離時冷却ポンプによる原子炉压力容器への供給流量

名	称	高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部 ～ 原子炉隔離時冷却系合流部	
最高使用圧力	MPa	8.62	
最高使用温度	℃	302	
外	径	mm	114.3
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本主配管は、高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部から原子炉隔離時冷却系合流部までを接続する配管であり、設計基準対象施設としてサプレッションチェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、サプレッションチェンバのプール水を原子炉隔離時冷却ポンプにより原子炉圧力容器に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 2，外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 8.62MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に合わせ、8.62MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、8.62MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 2 : 302℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T 2は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、302℃とする。</p>			

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も容量の大きい原子炉隔離時冷却ポンプに必要な容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、114.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	114.3	11.1	100	0.00666	□*	□	□

注記*：原子炉隔離時冷却ポンプによる原子炉圧力容器への供給流量

表 5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表 (その1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系分岐部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 入 口ライン分岐部	8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	114.3	D 1
						114.3	—
	高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 入 口ライン分岐部	8.62	P 2	302	T 2	114.3	D 1
						114.3	—
						114.3	D 1
						114.3 /114.3 /114.3	—
	高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 入 口ライン分岐部 ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ駆 動用蒸気タービン入口側ド レンポット入口ライン分岐 部	8.62	P 2	302	T 2	114.3	D 1
						114.3	—
						114.3 /— /114.3	—
	原子炉隔離時冷却ポンプ駆 動用蒸気タービン入口側ド レンポット入口ライン分岐 部 ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ駆 動用蒸気タービン	8.62	P 2	302	T 2	114.3	—
114.3						D 1	
114.3 /114.3 /—						—	
原子炉隔離時冷却ポンプ駆 動用蒸気タービン ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ駆 動用蒸気タービン出口側ド レンポット入口ライン分岐 部	0.98	P 3	184	T 3	267.4	D 2	
					267.4 /— /267.4	—	

注記* : 重大事故等時における使用時の値

表 5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表（その2）

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (℃)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン出口側ドレンポット入口ライン分岐部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部	0.98	P 3	184	T 3	267.4	D 2
						267.4	—
						267.4 /267.4 /—	—
	高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部 ～ サプレッションチェンバ内排気管	0.98	P 3	184	T 3	267.4 /267.4 /267.4	—
						267.4	D 2
						267.4	—
						267.4	—
	原子炉隔離時冷却系ストレーナ ～ 復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）	0.427 (0.853*)	P 4	104	T 4	165.2 /165.2 /165.2	—
						165.2	D 3
		1.37	P 5	66 (100*)	T 5	165.2 165.2	D 3 D 3
	復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系） ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ	1.37	P 5	66 (100*)	T 5	165.2 /165.2 /165.2	—
						165.2	D 3
						165.2 /165.2 /—	—

注記*：重大事故等時における使用時の値

表 5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表 (その3)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却ポンプ ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ 出口ライン合流部	11.3	P 6	66 (100*)	T 5	114.3	D 1
						114.3	D 1
						114.3 /114.3	—
						/—	—
		8.62	P 2	302	T 2	114.3	—
						114.3	D 1
	高圧原子炉代替注水ポンプ 出口ライン合流部 ～ 原子炉隔離時冷却系合流部	8.62	P 2	302	T 2	114.3	—
						/114.3	—
						/114.3	—
						114.3	D 1
					114.3	D 1	
					114.3	D 1	
					114.3	—	

注記* : 重大事故等時における使用時の値