

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-添1-012-14
提出年月日	2022年9月8日

島根原子力発電所第2号機 工事計画審査資料  
原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備  
(原子炉隔離時冷却系)

(添付書類)

2022年9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。

## VI-1 説明書

### VI-1-1 各発電用原子炉施設に共通の説明書

#### VI-1-1-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

##### VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）

## VI-6 図面

### 4.5 原子炉冷却材補給設備

#### 4.5.1 原子炉隔離時冷却系

- ・第4-5-1-1-1図 原子炉冷却材補給設備に係る主配管の配置を明示した図面（原子炉隔離時冷却系）（その1）
- ・第4-5-1-1-2図 原子炉冷却材補給設備に係る主配管の配置を明示した図面（原子炉隔離時冷却系）（その2）
- ・第4-5-1-1-3図 原子炉冷却材補給設備に係る主配管の配置を明示した図面（原子炉隔離時冷却系）（その3）
- ・第4-5-1-1-4図 原子炉冷却材補給設備に係る主配管の配置を明示した図面（原子炉隔離時冷却系）（その4）
- ・第4-5-1-1-5図 原子炉冷却材補給設備に係る主配管の配置を明示した図面（原子炉隔離時冷却系）（その5）
- ・第4-5-1-1-6図 原子炉冷却材補給設備に係る主配管の配置を明示した図面（原子炉隔離時冷却系）（その6）
- ・第4-5-1-2-1図 原子炉冷却材補給設備系統図（原子炉隔離時冷却系）（設計基準対象施設）
- ・原子炉隔離時冷却ポンプ構造図

【昭和60年4月27日付け59資庁第17250号にて認可された工事計画の添付書類「第3-5-2図 原子炉隔離時冷却ポンプ構造図」による。】

6. 原子炉冷却材補給設備

6.1 原子炉隔離時冷却系

名 称		原子炉隔離時冷却ポンプ
容 量	m <sup>3</sup> /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、全交流動力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 [ ] m<sup>3</sup>/h に原子炉隔離時冷却系補機への冷却水量 [ ] m<sup>3</sup>/h を加えた [ ] m<sup>3</sup>/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、 [ ] m<sup>3</sup>/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、 [ ] m<sup>3</sup>/h 以上とする。

公称値については、 [ ] , 99m<sup>3</sup>/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 [ ] m<sup>3</sup>/h の注水と、原子炉隔離時冷却系補機に [ ] m<sup>3</sup>/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

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

[ ] 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/m<sup>3</sup> (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/m<sup>3</sup> (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/cm<sup>2</sup> : 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)

$\rho$  : 密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1000

$g$  : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量 (m<sup>3</sup>/s) = 99/3600

H : 揚程 (m) = 918

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

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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

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

注記\*：原子炉圧力容器低圧時における蒸気供給配管の設計流量

名	称	高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）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 (8.98)
最高使用温度	℃	302 (304)
外	径	mm 114.3
<p><b>【設定根拠】</b> (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 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>原子炉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は、重大事故等時における原子炉圧力容器の使用圧力に合わせ、8.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 302℃ (304℃)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T 1は、原子炉圧力容器の最高使用温度に合わせ、302℃とする。</p>		

【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原子炉压力容器の使用温度に合わせ、304℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する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 <sup>2</sup> )	流量 (m <sup>3</sup> /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	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 (8.98) / 8.62
最高使用温度	℃	302 (304) / 302
外 径	mm	114.3

### 【設 定 根 拠】

#### (概 要)

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。

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。

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

P 1 : 8.62MPa (8.98MPa)

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 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。

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圧力に合わせ、8.98MPa とする。

P 2 : 8.62MPa

設計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。

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、8.62MPa とする。

## 【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 <sup>2</sup> )	流量 (m <sup>3</sup> /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	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><b>【設 定 根 拠】</b> (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 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 10px; vertical-align: middle;"></span> 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は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、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 <sup>2</sup> )	流量 (m <sup>3</sup> /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><b>【設 定 根 拠】</b> (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°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 <sup>2</sup> )	流量 (m <sup>3</sup> /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	267.4	9.3	250	0.04862	□*1	□*2	□

注記\*1：蒸気排気管の設計流量

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

名 称	高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部 ～ サプレッションチェンバ内排気管	
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	184
外 径	mm	267.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>本主配管は、高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部からサ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。</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プレッションチェンバに排出するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 3，最高使用温度の設定根拠をT 3，外径の設定根拠をD 2として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 3 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 3は、原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン排気圧力高（タービントリップ）設定値 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span> MPa を上回る圧力とし、0.98MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 3 : 184℃</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度T 3は、最高使用圧力の飽和温度以上とし、184℃とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、184℃とする。</p>		

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m <sup>2</sup> )	流量 (m <sup>3</sup> /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><b>【設 定 根 拠】</b> (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P 4、P 5、最高使用温度の設定根拠をT 4、T 5、外径の設定根拠をD 3として下記に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様を表5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 4 : 0.427MPa (0.853MPa)</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 4は、原子炉格納容器の最高使用圧力に合わせ、0.427MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の限界圧力に合わせ、0.853MPaとする。</p> <p><u>P 5 : 1.37MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 5は、主配管「弁 MV221-1～復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）」の最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「弁 MV221-1～復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）」の使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 4 : 104°C

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

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

T 5 : 66°C (100°C)

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

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

【設定根拠】(続き)

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

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

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m <sup>2</sup> )	流量 (m <sup>3</sup> /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><b>【設 定 根 拠】</b> (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 <sup>2</sup> )	流量 (m <sup>3</sup> /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><b>【設定根拠】</b> (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 <sup>2</sup> )	流量 (m <sup>3</sup> /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><b>【設 定 根 拠】</b> (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 <sup>2</sup> )	流量 (m <sup>3</sup> /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	—				
					114.3	D 1				
					114.3	—				
					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 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	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 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	114.3	—				
					8.62	P 2	302	T 2	114.3	—
					8.62 (8.98*)	P 1	302 (304*)	T 1	114.3	D 1
					8.62	P 2	302	T 2	114.3 /114.3 /—	D 1 —
原子炉隔離時冷却ポンプ駆 動用蒸気タービン ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ駆 動用蒸気タービン出口側ド レンポット入口ライン分岐 部	0.98	P 3	184	T 3	267.4	D 2				
					267.4 /— /267.4	—				

注記\* : 重大事故等時における使用時の値

表 5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表（その2）

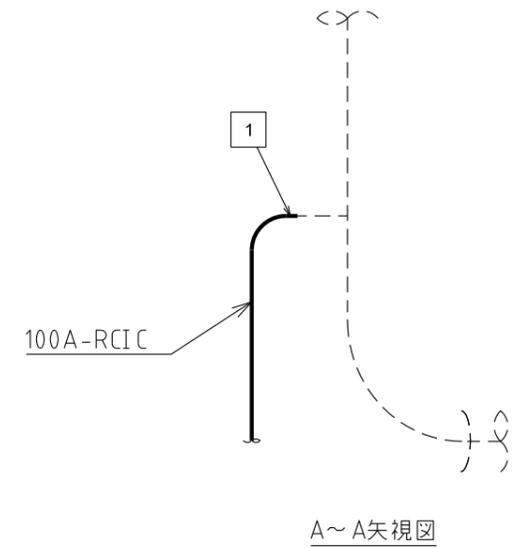
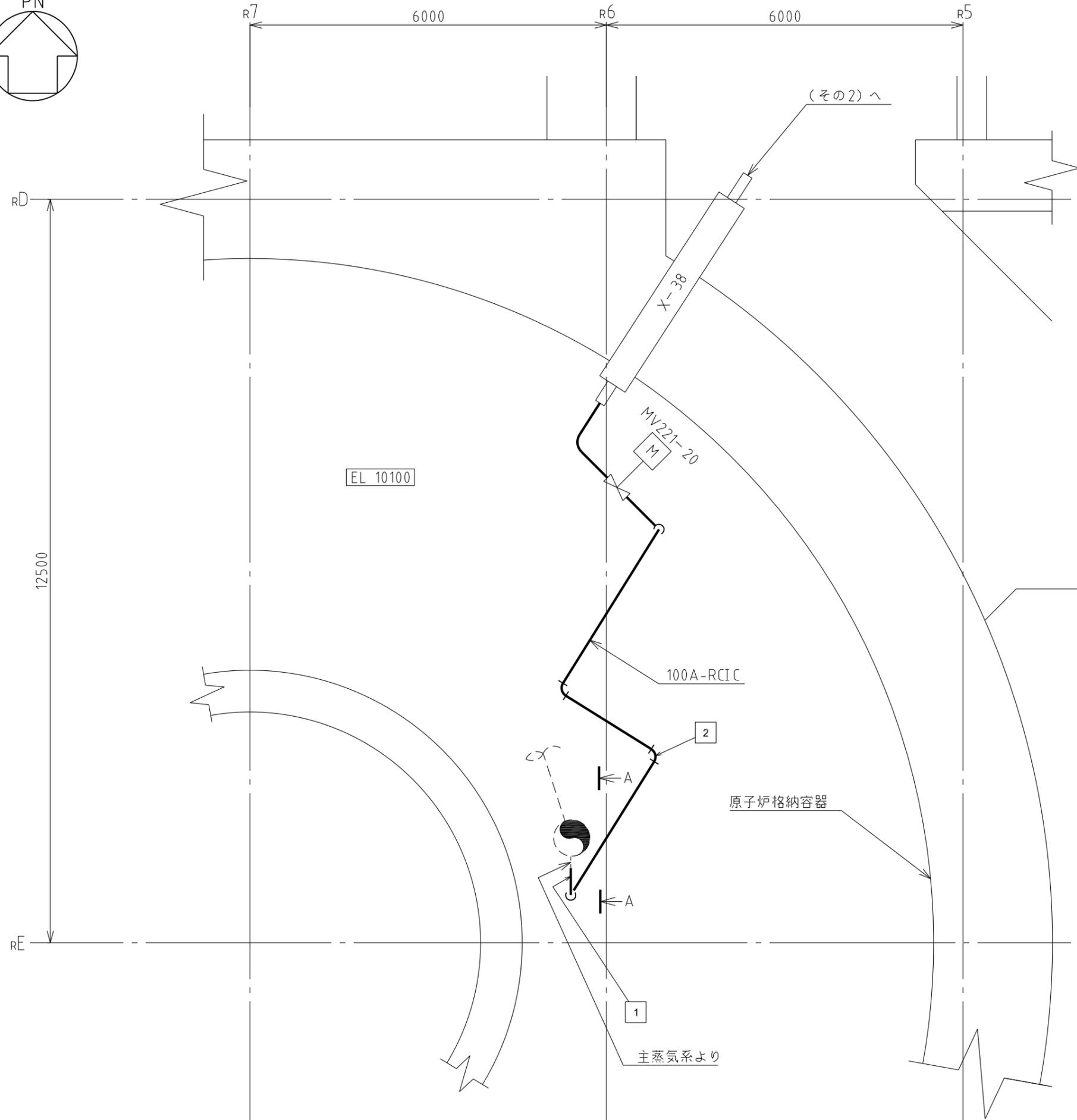
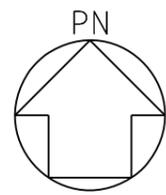
名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却ポンプ駆 動用蒸気タービン出口側ド レンポット入口ライン分岐 部	0.98	P 3	184	T 3	267.4	D 2
	～					267.4	—
	高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 出 口ライン合流部					267.4 /267.4 /—	—
	高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 出 口ライン合流部	0.98	P 3	184	T 3	267.4 /267.4 /267.4	—
	～					267.4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

注記\* : 重大事故等時における使用時の値

表 5.1-1 原子炉隔離時冷却系主配管の設計仕様表 (その3)

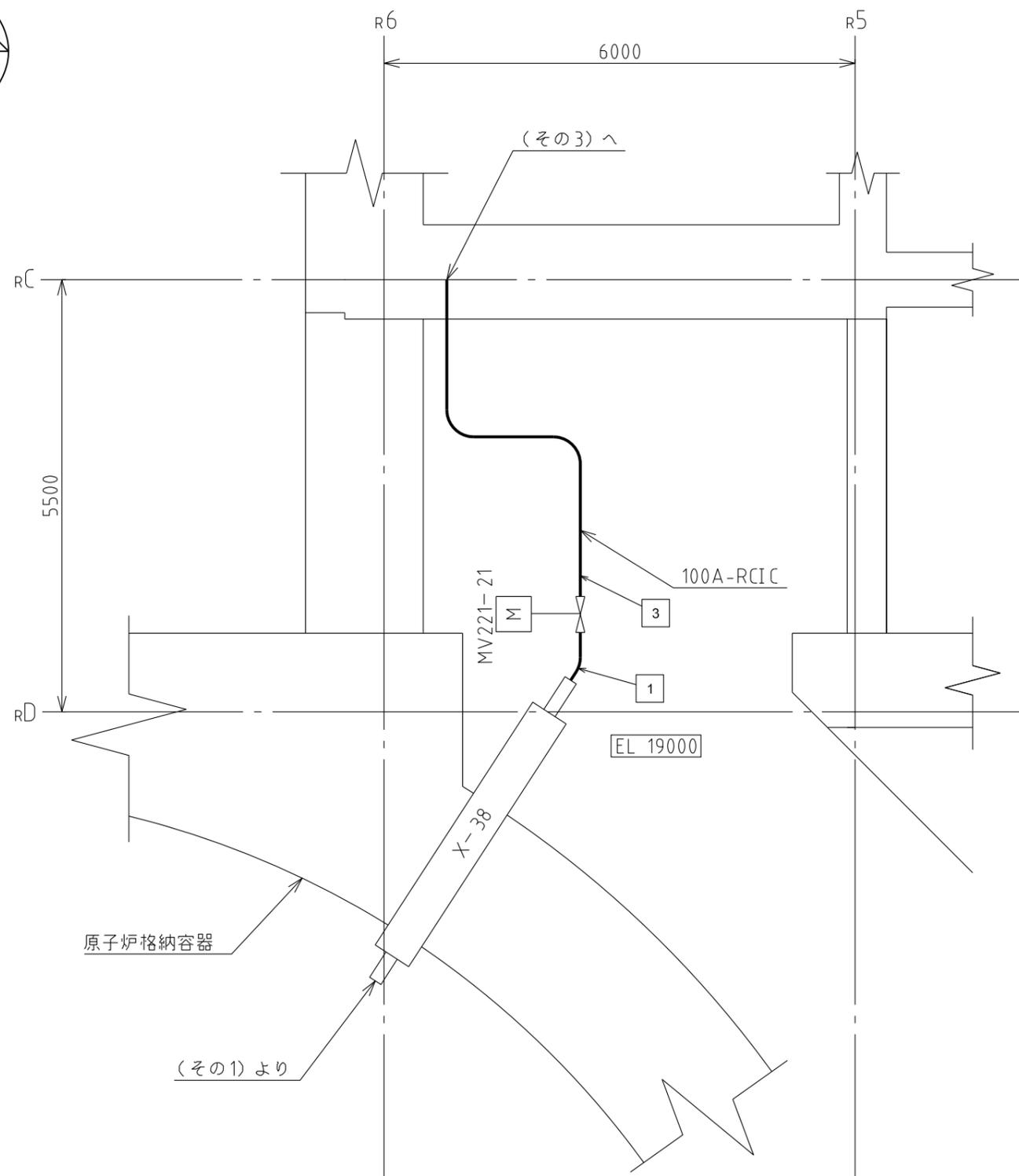
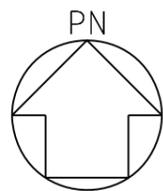
名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却ポンプ ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ 出口ライン合流部	11.3	P 6	66 (100*)	T 5	114.3	D 1
						114.3	D 1
						114.3 /114.3	—
						/—	—
	高圧原子炉代替注水ポンプ 出口ライン合流部	8.62	P 2	302	T 2	114.3	—
						114.3	D 1
	高圧原子炉代替注水ポンプ 出口ライン合流部 ～ 原子炉隔離時冷却系合流部	8.62	P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



注1: 寸法はmmを示す。  
 注2: 図中の四角内番号は別紙1のNOを示す。

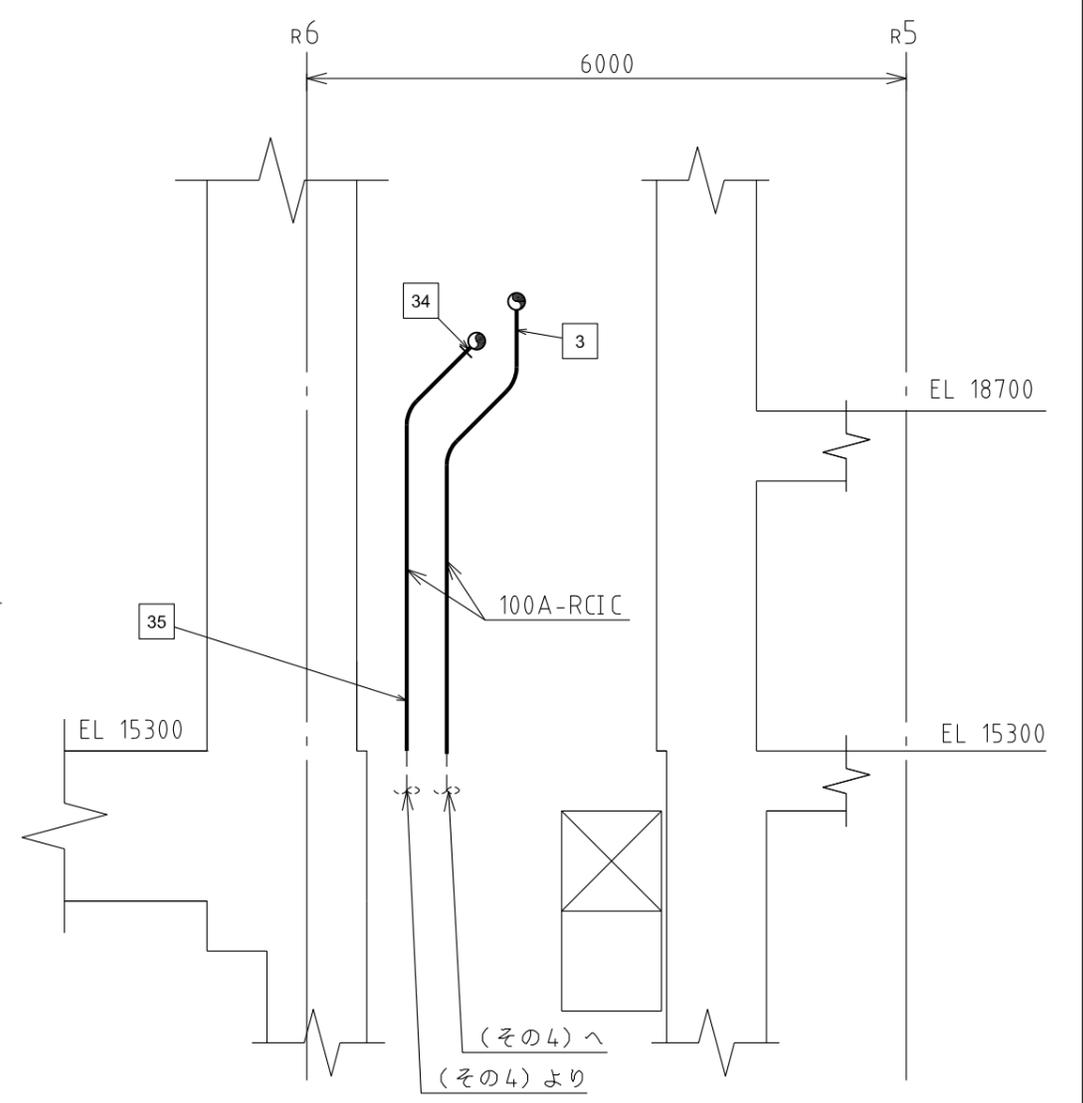
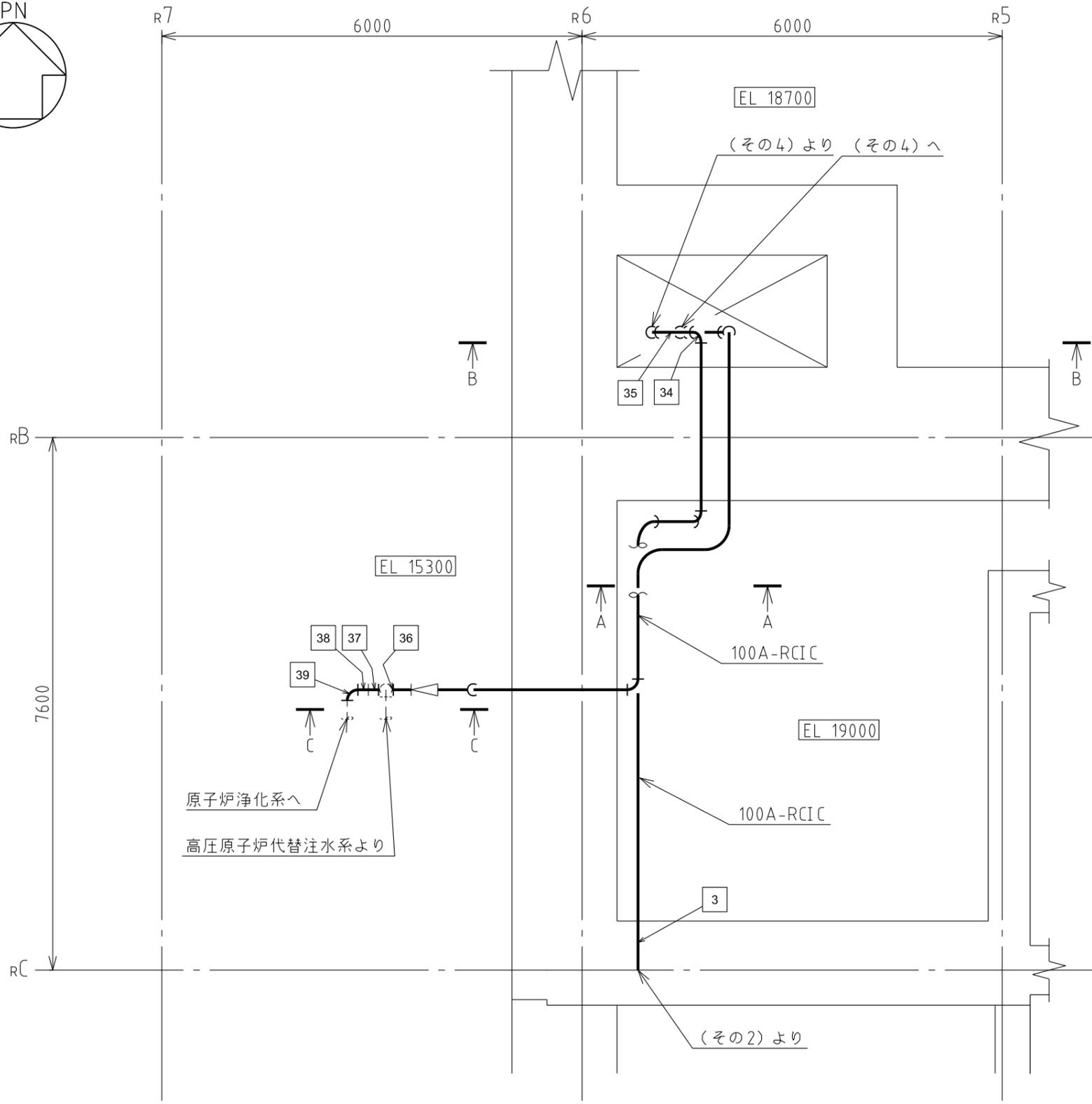
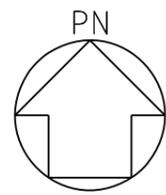
原子炉建物	
工事計画認可申請	第4-5-1-1-1図
島根原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉冷却材補給設備に係る 主配管の配置を明示した図面 (原子炉隔離時冷却系) (その1)
中国電力株式会社	



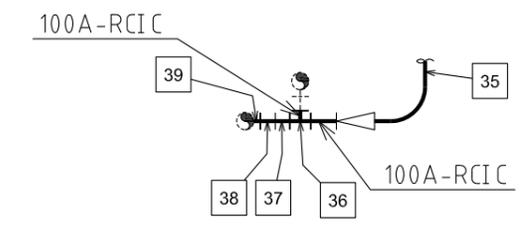
注1：寸法はmmを示す。  
 注2：図中の四角内番号は別紙1のNOを示す。

原子炉建物

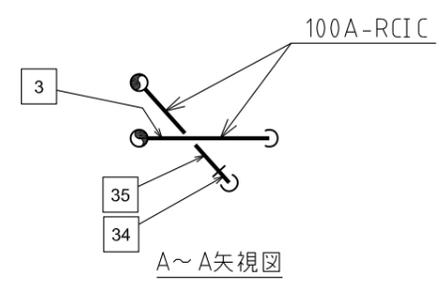
工事計画認可申請		第4-5-1-1-2図
島根原子力発電所 第2号機		
名称	原子炉冷却材補給設備に係る 主配管の配置を明示した図面 (原子炉隔離時冷却系)(その2)	
中国電力株式会社		



B~B矢視図



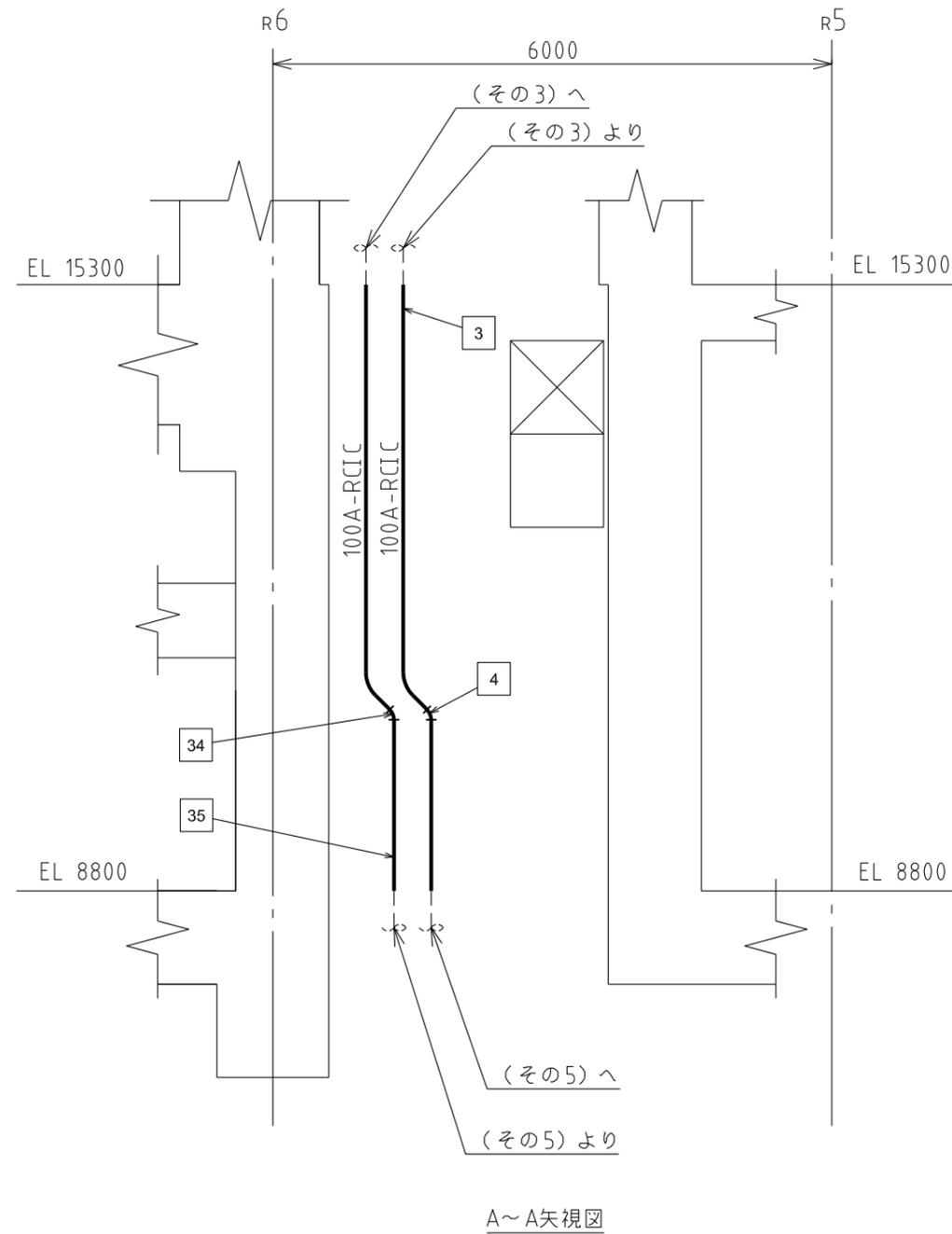
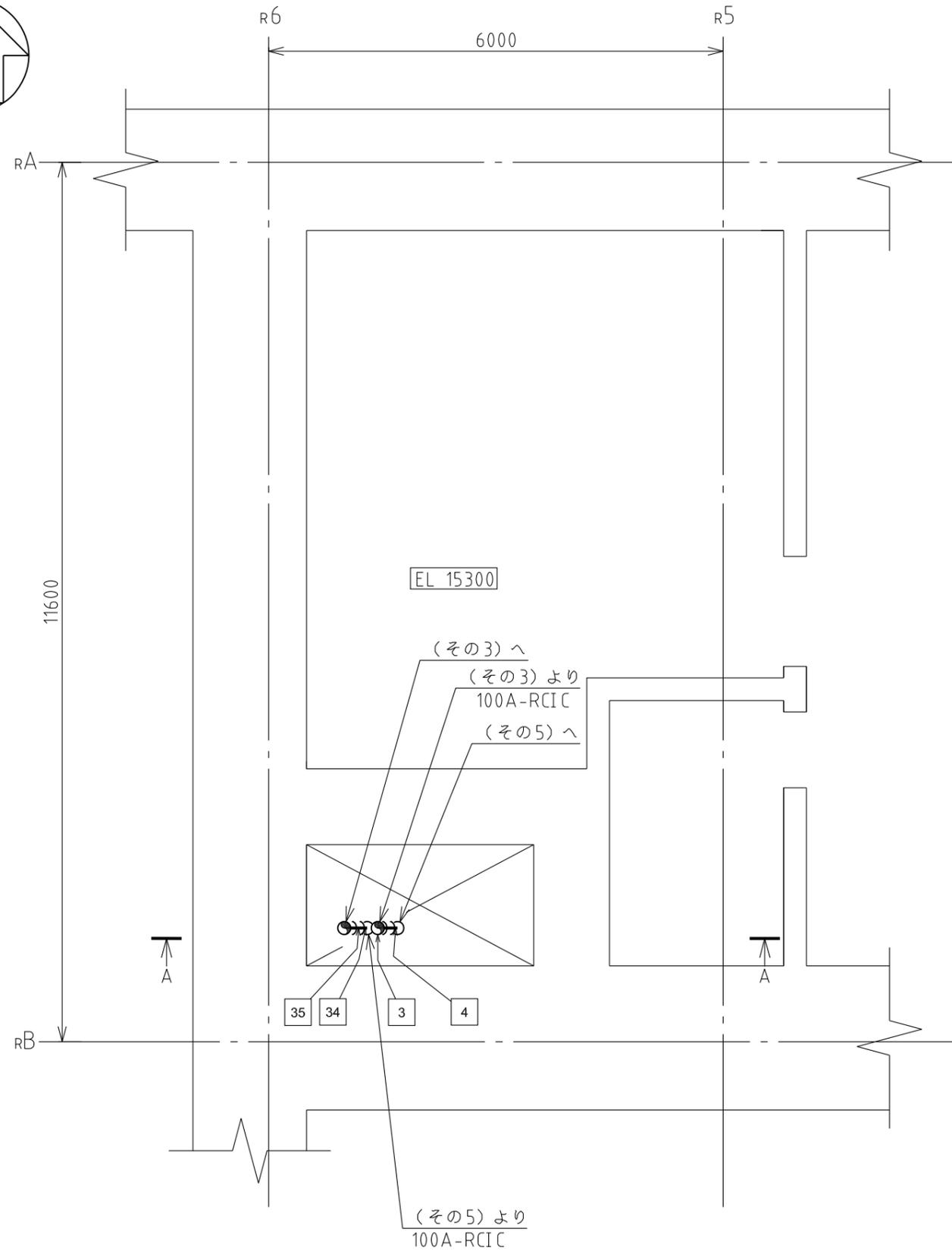
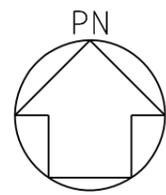
C~C矢視図



A~A矢視図

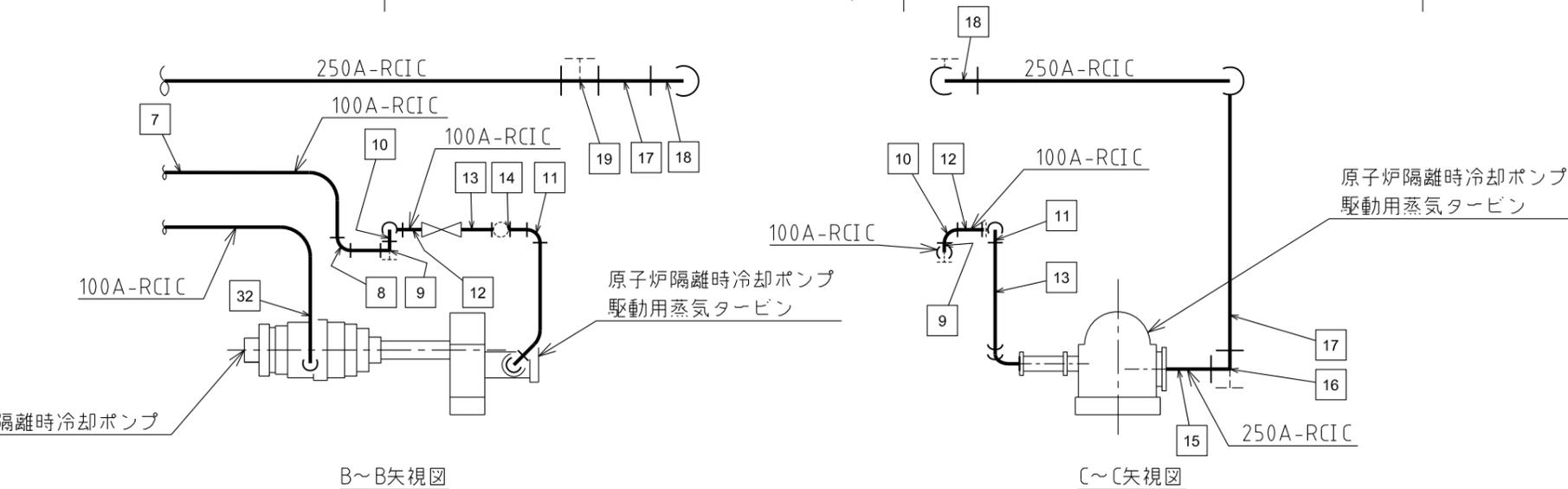
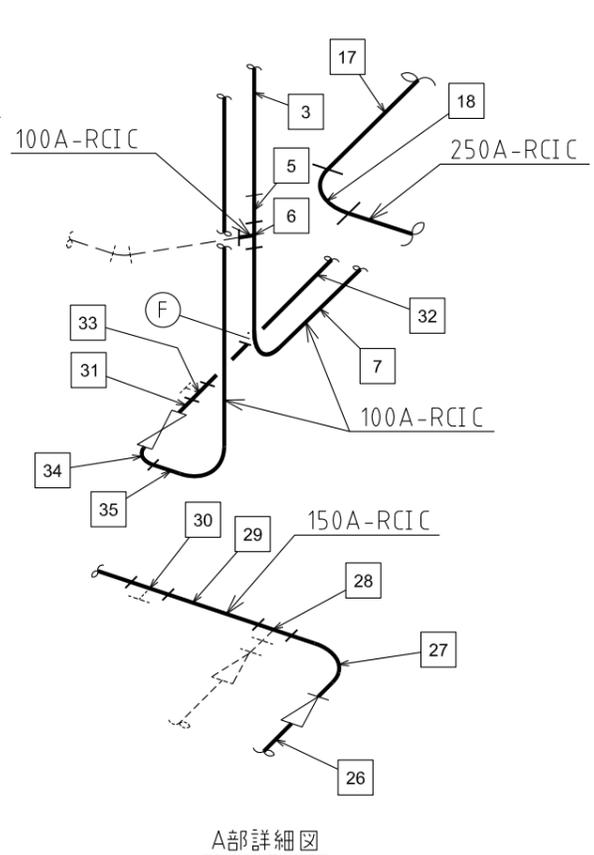
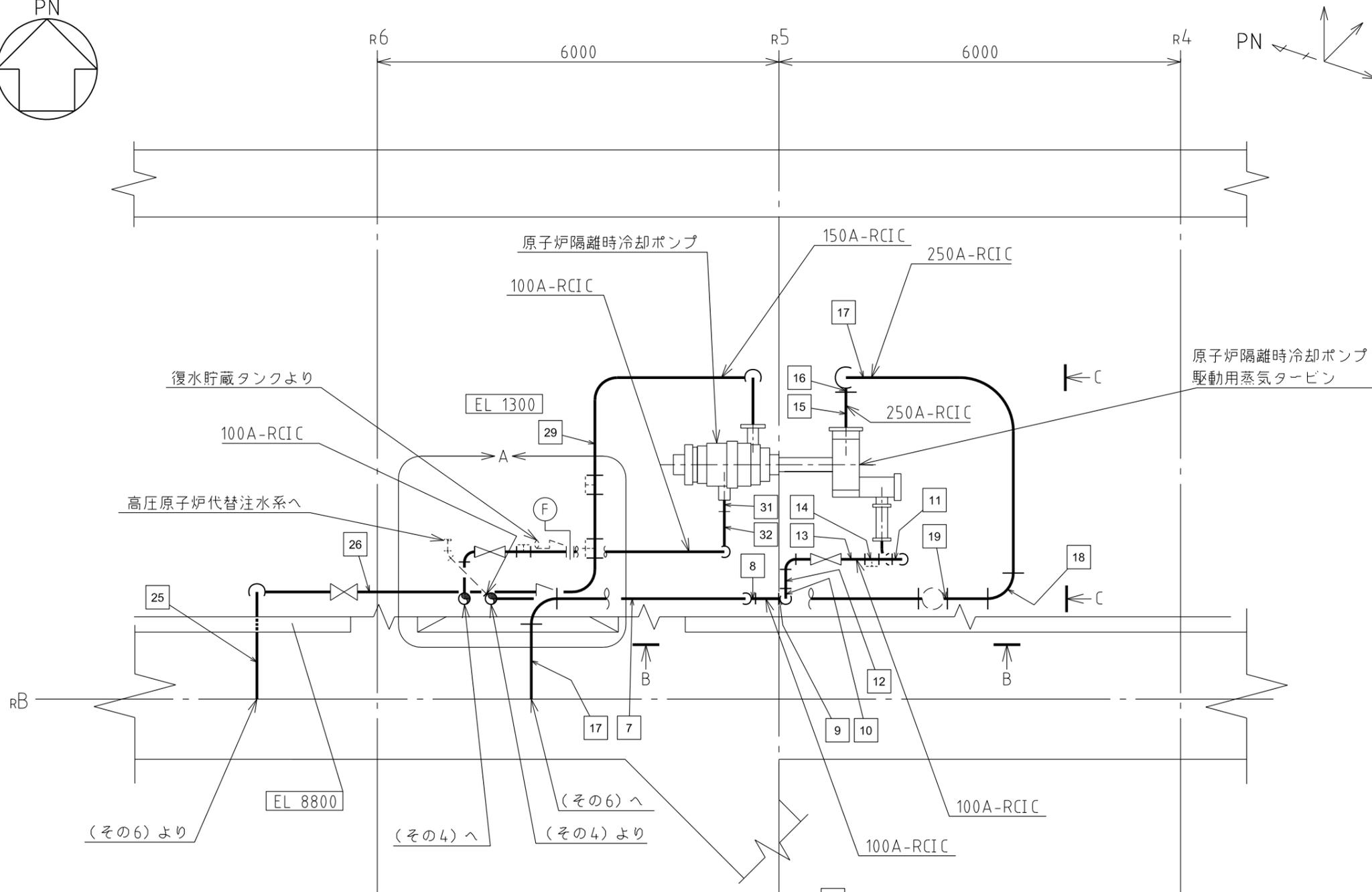
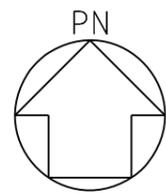
注1：寸法はmmを示す。  
 注2：図中の四角内番号は別紙1のNOを示す。

原子炉建物	
工事計画認可申請	第4-5-1-1-3図
島根原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉冷却材補給設備に係る 主配管の配置を明示した図面 (原子炉隔離時冷却系) (その3)
中国電力株式会社	



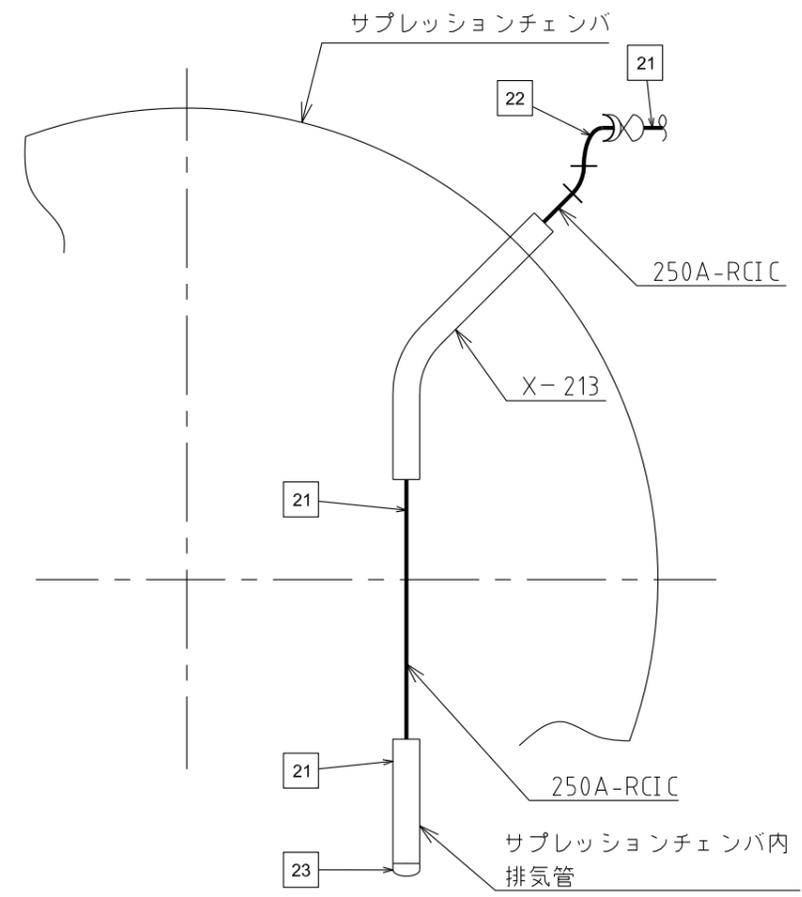
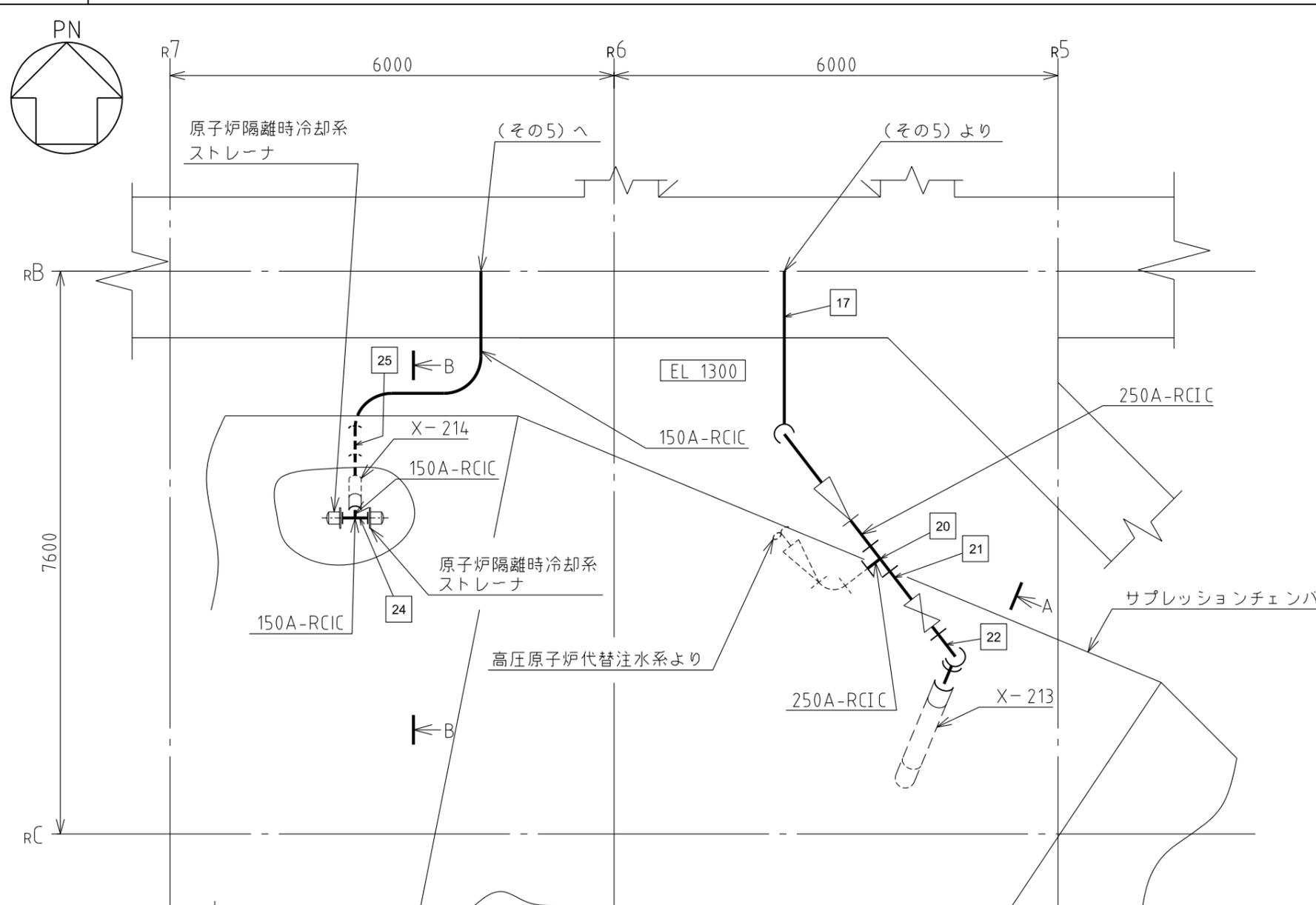
注1: 寸法はmmを示す。  
 注2: 図中の四角内番号は別紙1のNOを示す。

工事計画認可申請		原子炉建物
		第4-5-1-1-4図
島根原子力発電所 第2号機		
名称	原子炉冷却材補給設備に係る 主配管の配置を明示した図面 (原子炉隔離時冷却系) (その4)	
中国電力株式会社		

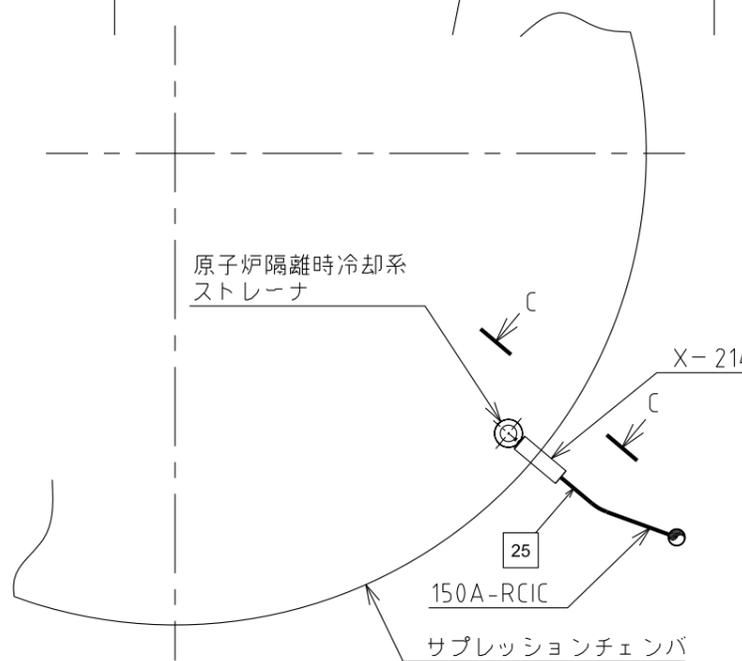


注1: 寸法はmmを示す。  
 注2: 図中の四角内番号は別紙1のNOを示す。

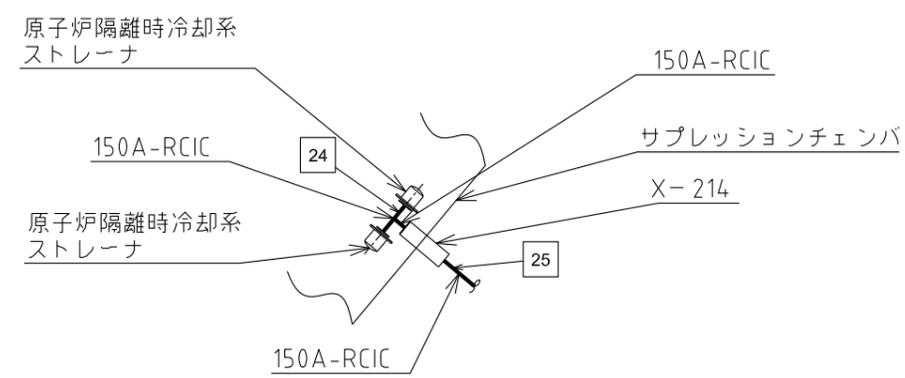
原子炉建物	
工事計画認可申請	第4-5-1-1-5図
島根原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉冷却材補給設備に係る 主配管の配置を明示した図面 (原子炉隔離時冷却系) (その5)
中国電力株式会社	



A~A矢視図



B~B矢視図



C~C矢視図

注1：寸法はmmを示す。  
注2：図中の四角内番号は別紙1のNOを示す。

原子炉建物	
工事計画認可申請	第4-5-1-1-6図
島根原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉冷却材補給設備に係る 主配管の配置を明示した図面 (原子炉隔離時冷却系) (その6)
中国電力株式会社	

第 4-5-1-1-1~6 図 原子炉冷却材補給設備に係る主配管の配置を明示した図面（原子炉隔離時冷却系） 別紙 1

工事計画抜粋

変更前						変更後						NO. *15
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径*1 (mm)	厚さ*1 (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径*1 (mm)	厚さ*1 (mm)	材料	
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*2	8.62*3	302	114.3	11.1	STS42	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*4	8.98*5	304*5	114.3 /114.3 /114.3	11.1 /11.1 /11.1	STPT410	1
			114.3*6	11.1*6	STS42*6							2
			114.3	11.1	STPT42							3
			114.3*6	11.1*6	STPT42*6							4
			114.3*7	11.1*7	STPT410*7							5
			—	—	—							6
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*2	8.62*3	302	114.3	11.1	STPT42	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	8.98*5	304*5	114.3 /—*9 /114.3	11.1 /—*9 /11.1	変 更 な し	7
			114.3*6	11.1*6	STPT42*6							8
			114.3 /114.3 /114.3	11.1 /11.1 /11.1	STPT42							9
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*2	8.62*3	302	114.3*6	11.1*6	STPT42*6	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	8.98*5	304*5	114.3 /—*9 /114.3	11.1 /—*9 /11.1	変 更 な し	10
			—	—	—							11
			114.3	11.1	STPT42							12
			114.3 /114.3 /—	11.1 /11.1 /—	STPT42							13
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 ～ ドレンポット*2	8.62*3	302	114.3	11.1	STPT42	—*9	—	—	—	—	—	14
			114.3*10	11.1*10	SB42*10							—

S2 補 4-5-1-1-1～6 R0

変更前						変更後						NO. *15
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径*1 (mm)	厚さ*1 (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径*1 (mm)	厚さ*1 (mm)	材料	
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	0.98*3	184	267.4	9.3	STPT42	原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン	変更なし	変更なし			15
	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*11			267.4 /267.4 /267.4	9.3 /9.3 /9.3	STPT42			267.4 /-*9 /267.4	9.3 /-*9 /9.3	変更なし	16
	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*3	184	267.4	9.3	STPT42	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	変更なし	変更なし			17
	～			267.4*6	9.3*6	STPT42*6			18			
	高压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*11			267.4 /267.4 /-	9.3 /9.3 /-	STPT42			19			
	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*3	184	267.4	9.3	STPT42	～	変更なし	変更なし			—
	～ ドレンポット*11			267.4*10	9.3*10	SB42*10			—*9	—		

変更前						変更後						NO. *15
名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料	名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料	
原子炉 隔離時 冷却系	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*11	0.98*3	184	—		原子炉 隔離時 冷却系	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*4	変更なし	267.4	9.3	STPT410	20
				/267.4	/9.3					21		
				/267.4	/9.3					22		
				変更なし					23			
			267.4	9.3	STPT42							
			267.4*6	9.3*6	STPT42*6							
			267.4*10	9.3*10	SB42*10							

変更前						変更後						NO. *15	
名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料	名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料		
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ストレナ ～ 復水貯蔵タンク 出口ライン合流部(原子炉隔離時冷却系) *12	0.427*3	104	165.2*7	7.1*7	STS42*7	原子炉隔離時冷却系ストレナ ～ 復水貯蔵タンク 出口ライン合流部(原子炉隔離時冷却系) *8	変更なし 0.853*5	変更なし	変 更 な し			24
				/165.2*7	/7.1*7								25
				/165.2*7	/7.1*7								26
	復水貯蔵タンク 出口ライン合流部(原子炉隔離時冷却系) *12	1.37*3	66	165.2	7.1	STPT42	100*5	変更なし	変 更 な し			27	
				165.2	7.1	SUS304TP						28	
	復水貯蔵タンク 出口ライン合流部(原子炉隔離時冷却系)	1.37*3	66	165.2	7.1	SUS304TP	100*5	変更なし	変 更 な し			29	
				/165.2	/7.1	SUS304TP						30	
	～ 原子炉隔離時冷却ポンプ*12			—			～ 原子炉隔離時冷却ポンプ*8			165.2 /165.2 /-	7.1 /7.1 /-	SUS304TP	

変更前						変更後						NO. *15	
名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料	名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料		
5 原子炉隔離時冷却系	弁V271-236 ～ 弁MV221-1*13	1.37*3	66	165.2	7.1	SUS304TP	変更なし						—
	165.2*6			7.1*6	SUS304TP*6	—							
	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) *13	1.37*3	66	165.2	7.1	SUS304TP	変更なし						—
	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*14	11.3*3	66	114.3	11.1	STPT42							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*8
	114.3			11.1	SUS304TP	32							
	114.3 /114.3			11.1 /11.1	SUS304TP	33							
	114.3*6			11.1*6	STPT42*6	34							
	114.3			11.1	STPT42	35							
	8.62*3	302	114.3*6	11.1*6	STPT42*6	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	35			

変更前						変更後						NO. *15	
名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料	名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料		
原子炉隔離時冷却系	8.62*3	302	—			原子炉隔離時冷却系	8.62*3	302	302	114.3	11.1	STPT410	36
			/114.3	/11.1									
			/114.3	/11.1									
			変更なし										
高圧原子炉代替注水ポンプ 出口ライン合流部			114.3*7	11.1*7	STPT410*7	高圧原子炉代替注水ポンプ 出口ライン合流部						37	
原子炉隔離時冷却系合流部			114.3	11.1	STPT42	原子炉隔離時冷却系合流部			変更なし			38	
*14			114.3*6	11.1*6	STPT42*6	*4			変更なし			39	

注：記載の適正化を行う。既工事計画書には名称欄文末に「～まで」と記載

注記\*1：公称値を示す。

\*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「主蒸気系との取合点から原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービンまで」と記載

\*3：S I 単位に換算したものである。

\*4：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧原子炉代替注水系，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（高圧原子炉代替注水系）と兼用

\*5：重大事故等時における使用時の値

\*6：エルボを示す。

\*7：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

\*8：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

\*9：当該ラインについては，主配管に該当しないため記載の適正化を行う。

- \*10：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和60年4月27日付け59資庁第17250号にて認可された工事計画の添付書類「IV-2-1-5-1-1 管の基本板厚計算書」による。
- \*11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービンからサプレッションチェンバ内の排気管まで」と記載
- \*12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「サプレッションチェンバから原子炉隔離時冷却ポンプまで」と記載
- \*13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「復水輸送系との取合点から「サプレッションチェンバから原子炉隔離時冷却ポンプまで」の合流点まで」と記載
- \*14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉隔離時冷却ポンプから原子炉浄化系との取合点まで」と記載
- \*15：原子炉冷却材補給設備に係る主配管の配置を明示した図面（原子炉隔離時冷却系）に記載の四角内番号を示す。

第 4-5-1-1-1~6 図 原子炉冷却材補給設備に係る主配管の配置を明示した図面(原子炉隔離時冷却系) 別紙 2

工事計画記載の公称値の許容範囲

[原子炉隔離時冷却系の主配管]

管 NO. 2\* - 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	114.3	±1.6mm	J I S B 2 3 1 2 による材料公差
厚さ	11.1	+規定しない -12.5%	同上

管 NO. 3\* - 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	267.4	+4.0mm -3.2mm	J I S B 2 3 1 2 による材料公差
厚さ	9.3	+規定しない -12.5%	同上

管 NO. 7\* - 管継手

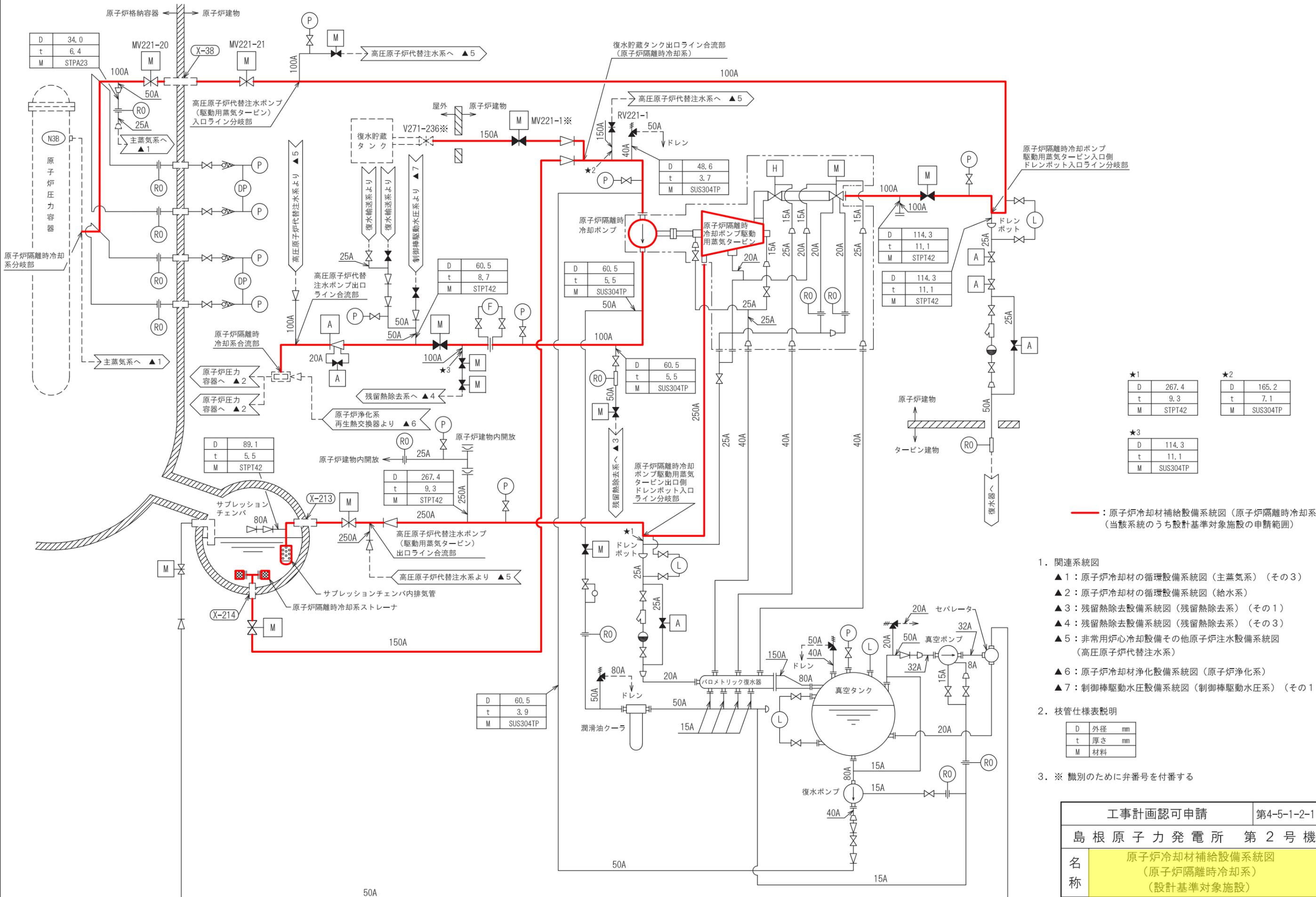
主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	165.2	+2.4mm -1.6mm	J I S B 2 3 1 2 による材料公差
厚さ	7.1	+規定しない -12.5%	同上

管 NO. 10\* - 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	114.3	±1.6mm	J I S B 2 3 1 2 による材料公差
厚さ	11.1	+規定しない -12.5%	同上

注：主要寸法は，工事計画記載の公称値

注記\*：管の基本板厚計算書の NO. を示す。



★1	D	267.4
	t	9.3
	M	STPT42

★2	D	165.2
	t	7.1
	M	SUS304TP

★3	D	114.3
	t	11.1
	M	SUS304TP

— : 原子炉冷却材補給設備系統図 (原子炉隔離時冷却系)  
(当該系統のうち設計基準対象施設の申請範囲)

1. 関連系統図
- ▲1: 原子炉冷却材の循環設備系統図 (主蒸気系) (その3)
  - ▲2: 原子炉冷却材の循環設備系統図 (給水系)
  - ▲3: 残留熱除去設備系統図 (残留熱除去系) (その1)
  - ▲4: 残留熱除去設備系統図 (残留熱除去系) (その3)
  - ▲5: 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図 (高圧原子炉代替注水系)
  - ▲6: 原子炉冷却材浄化設備系統図 (原子炉浄化系)
  - ▲7: 制御棒駆動水圧設備系統図 (制御棒駆動水圧系) (その1)
2. 枝管仕様表説明
- |   |    |    |
|---|----|----|
| D | 外径 | mm |
| t | 厚さ | mm |
| M | 材料 |    |
3. ※ 識別のために弁番号を付番する

工事計画認可申請	第4-5-1-2-1図
島根原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉冷却材補給設備系統図 (原子炉隔離時冷却系) (設計基準対象施設)

中国電力株式会社