

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-工-B-04-0019_改1
提出年月日	2021年10月28日

## 工事計画に係る説明資料

### 原子炉冷却系統施設のうち

#### 原子炉冷却材補給設備（3.7.1 原子炉隔離時冷却系）

（添付書類）

2021年10月

東北電力株式会社

女川原子力発電所第2号機  
工事計画認可申請書本文及び添付書類

目 録

VI 添付書類

VI-1 説明書

VI-1-1 各発電用原子炉施設に共通の説明書

VI-1-1-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

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）

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-1-1-4-3-5-1 原子炉隔離時冷却系

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-6 図面

4. 原子炉冷却系統施設

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4-5-1-2-1 図 原子炉隔離時冷却系 機器の配置を明示した図面（その1）

第4-5-1-2-2 図 原子炉隔離時冷却系 機器の配置を明示した図面（その2）

第4-5-1-3-1 図 原子炉隔離時冷却系 主配管の配置を明示した図面（その1）

第4-5-1-3-2 図 原子炉隔離時冷却系 主配管の配置を明示した図面（その2）

第4-5-1-3-3 図 原子炉隔離時冷却系 主配管の配置を明示した図面（その3）

第4-5-1-3-4 図 原子炉隔離時冷却系 主配管の配置を明示した図面（その4）

第4-5-1-3-5 図 原子炉隔離時冷却系 主配管の配置を明示した図面（その5）

第4-5-1-3-6 図 原子炉隔離時冷却系 主配管の配置を明示した図面（その6）

第4-5-1-3-7 図 原子炉隔離時冷却系 主配管の配置を明示した図面（その7）

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 <sup>3</sup> /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□m<sup>3</sup>/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、□m<sup>3</sup>/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）において確認されている原子炉への注入量が□m<sup>3</sup>/hであることから、それを上回る□m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については□96.5 m<sup>3</sup>/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  m<sup>3</sup>/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：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/個)

P<sub>w</sub> : 水動力 (kW/個)

ρ : 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/個) = 96.5/3600

H : 揚程 (m) = 882

η : ポンプ効率 (%) =  (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{96.5}{3600}\right) \times 882}{\text{} / 100}$$

≒  kW/個

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。

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。			
<b>【設定根拠】</b> (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 <b>ポンプ</b> 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><b>【設定根拠】</b>          (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 <b>ポンプ</b> 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は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	*1
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*1：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。			
<b>【設定根拠】</b> （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ポンプ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 <sup>2</sup> )	流量 D (t/h)	比容積 E (m <sup>3</sup> /kg)	流速* <sup>2</sup> F (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	11.1	100	0.00666				

注記\*<sup>2</sup>：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。			
<b>【設定根拠】</b> (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	
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。			
<b>【設定根拠】</b> (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、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。  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。			
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。  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。			
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。  本配管を重大事故等時におい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、メーカー内基準に基づき定めた標準流速を考慮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。			

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)	*1
最高使用圧力	MPa	0.98	
最高使用温度	℃	184, 200	
外 径	mm	216.3, 318.5	
<p>注記*1：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><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <p>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ポンプ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 設計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。</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。</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「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。</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。</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，318.5 mmとする。</p> <p>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。</p>			



外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (t/h)	比容積 E (m <sup>3</sup> /kg)	流速*2 F (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		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	
<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><b>【設定根拠】</b> (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<b>ポンプ</b>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 設計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 設計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 本配管を重大事故等時に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>			

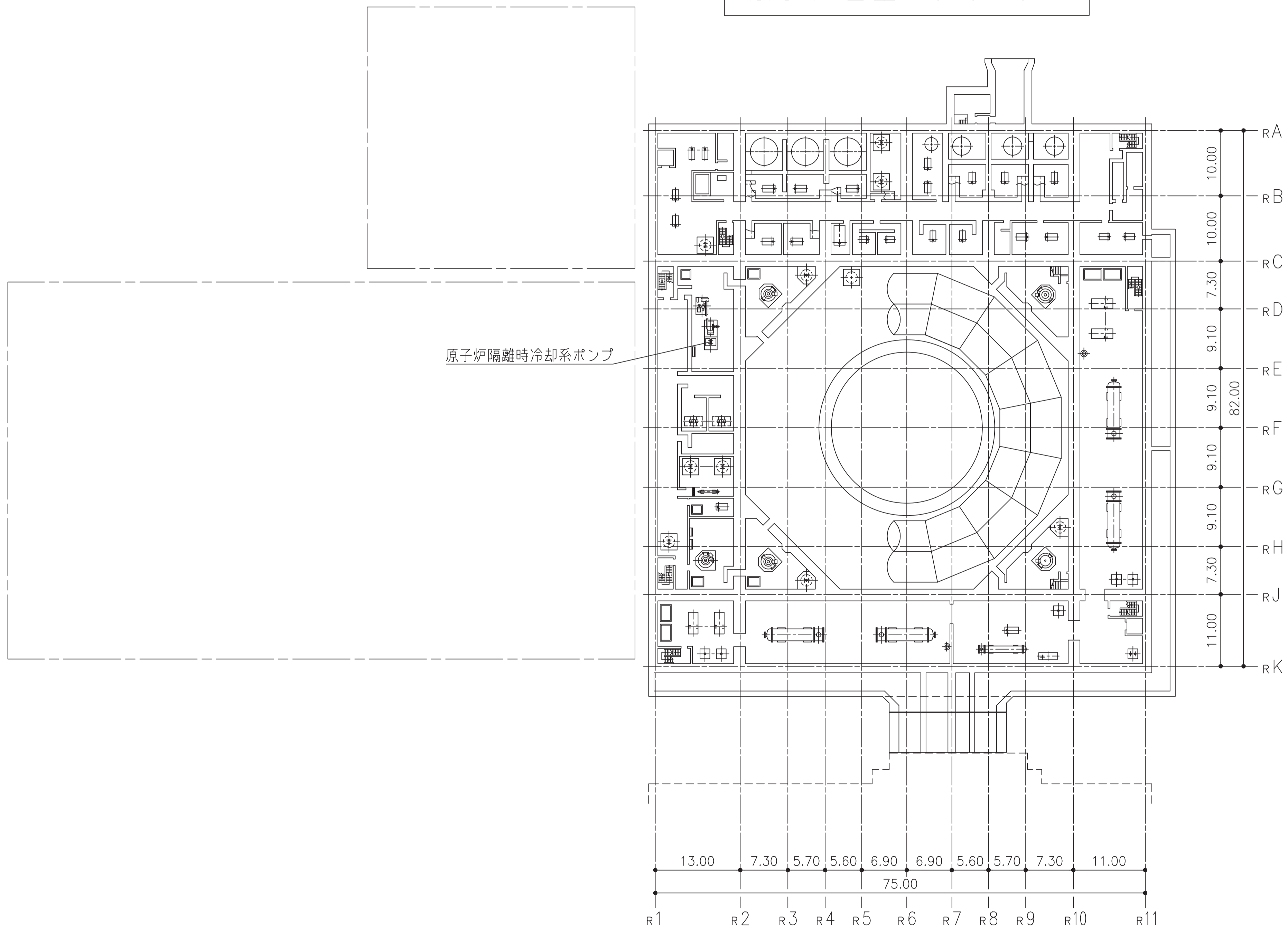
名 称		E51-F001 ～ 原子炉隔離時冷却系ポンプ	*
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	66	
外 径	mm	165.2	
<p>注記*：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）と兼用。</p> <p><b>【設定根拠】</b>            (概要)            本配管は、E51-F001 から原子炉隔離時冷却系ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉隔離時冷却系ポンプへ復水貯蔵タンクの貯蔵水又はサプレッションチェンバのプール水を供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠            設計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            設計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。			
<b>【設定根拠】</b> (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、サプレッションチェンバ又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。

原子炉建屋 O. P. -8. 10



原子炉隔離時冷却系ポンプ

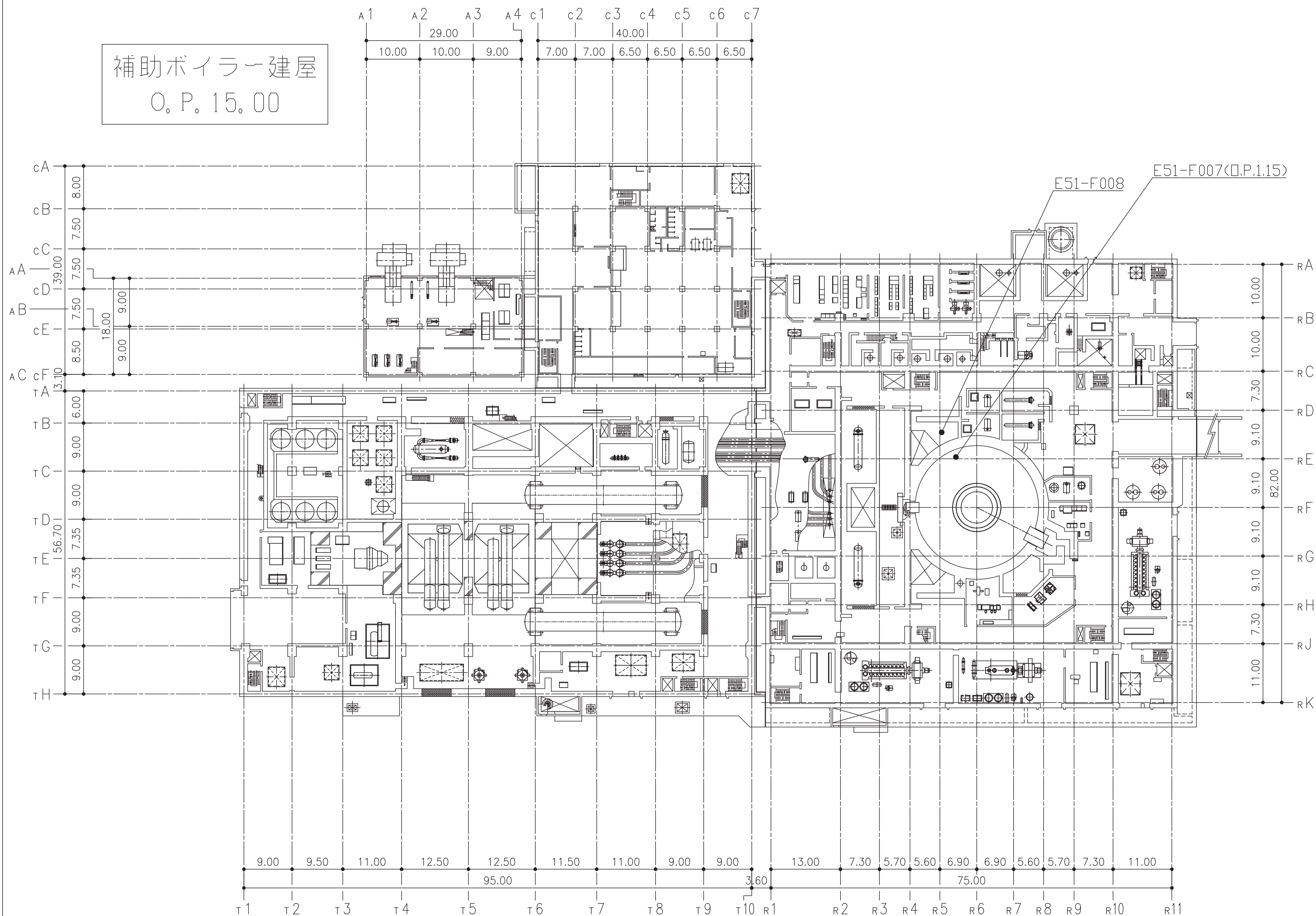
海水ポンプ室

注：寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-5-1-2-1 図
女川原子力発電所	第2号機
名称	原子炉隔離時冷却系 機器の配置を明示した図面（その1）
東北電力株式会社	

制御建屋 O. P. 15.00

補助ボイラー建屋  
O. P. 15.00



タービン建屋 O. P. 15.00

原子炉建屋 O. P. 15.00

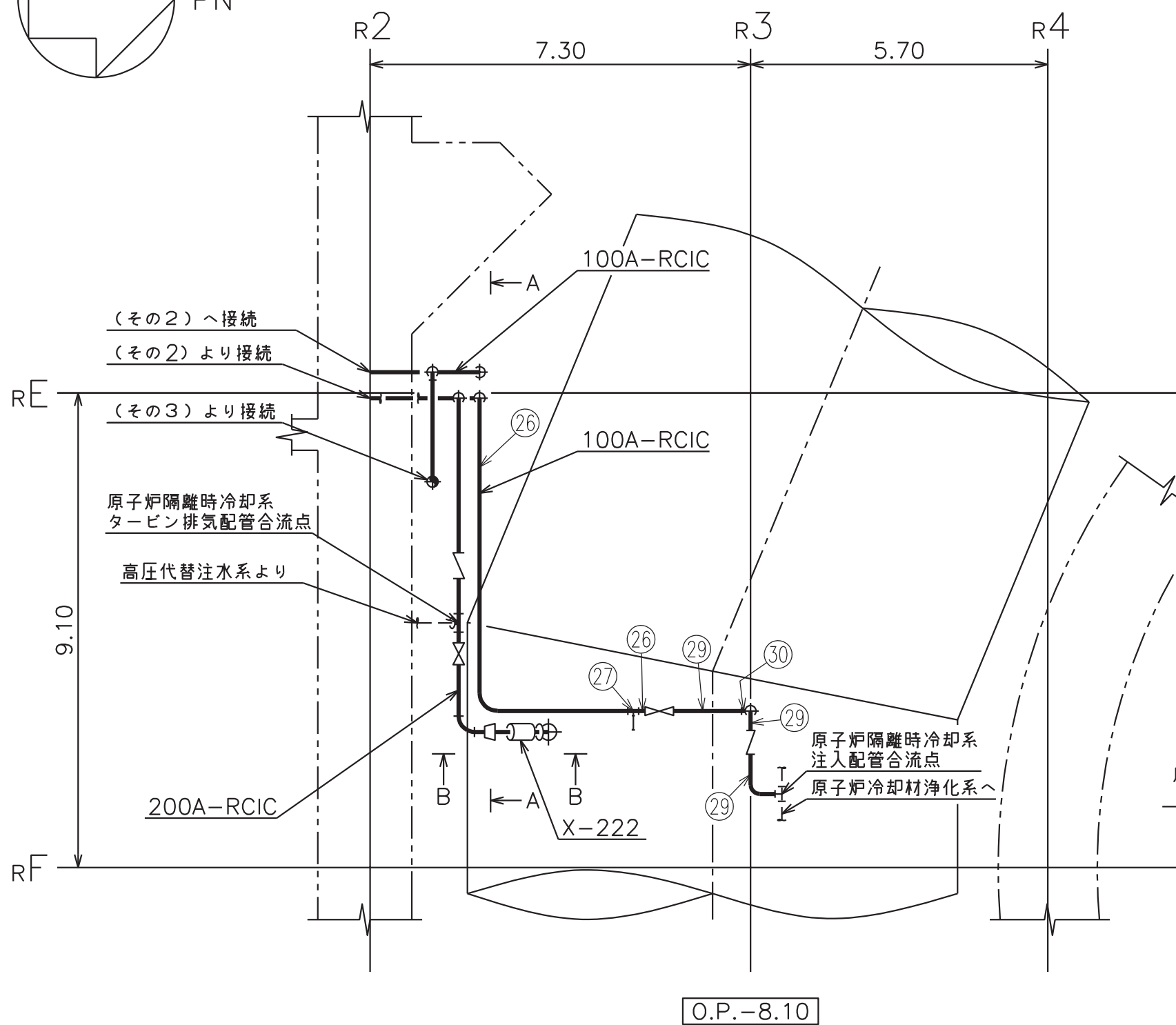
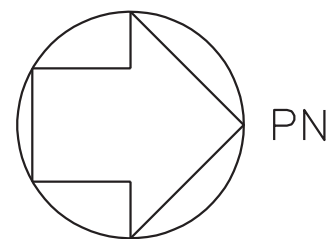
注：寸法はmを示す。

工事計画認可申請 第4-5-1-2-2図

女川原子力発電所 第2号機

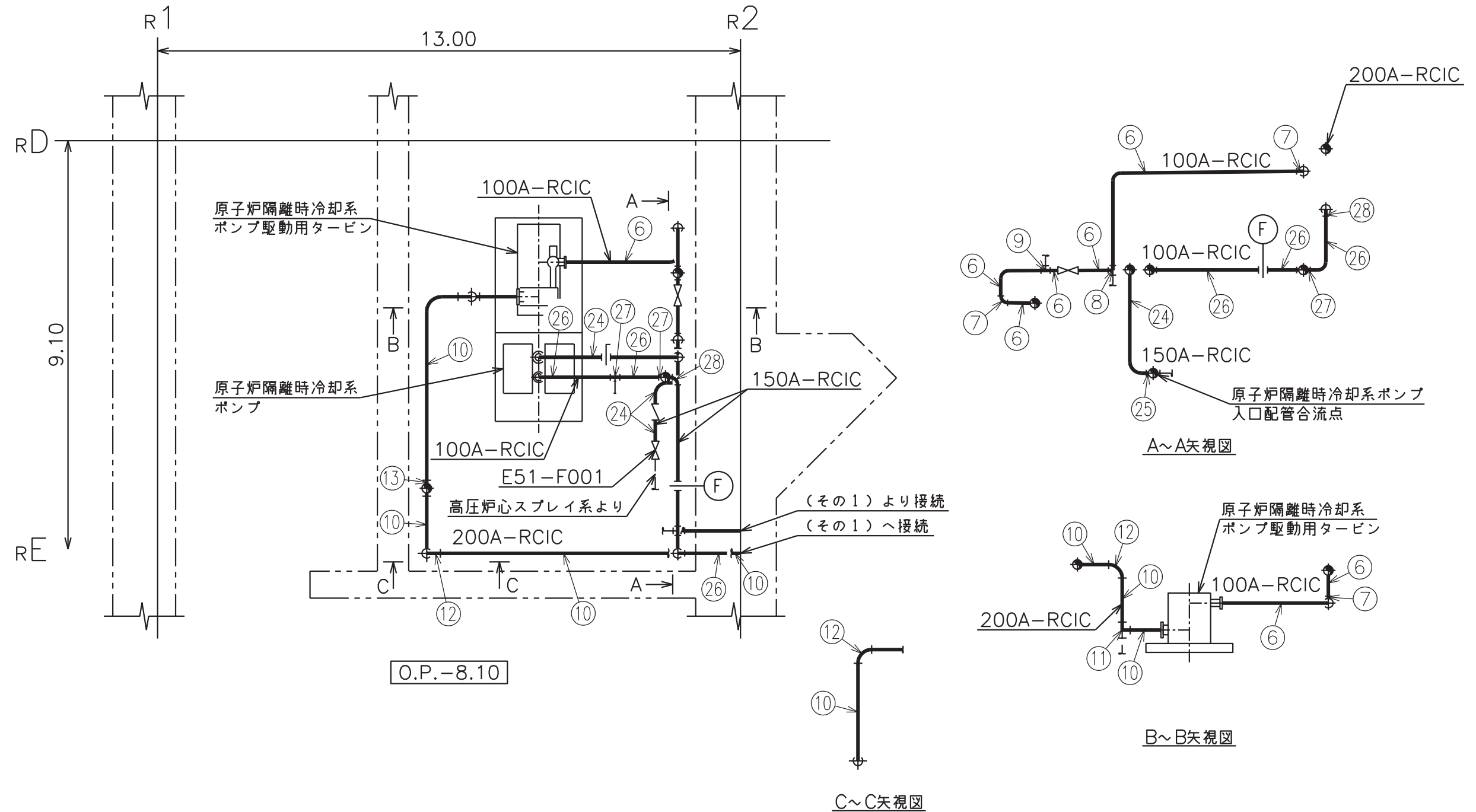
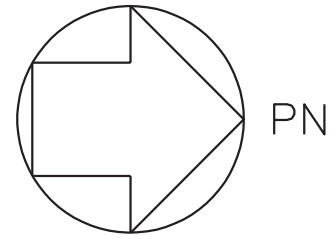
名 原子炉隔離時冷却系  
称 機器の配置を明示した図面(その2)

東北電力株式会社



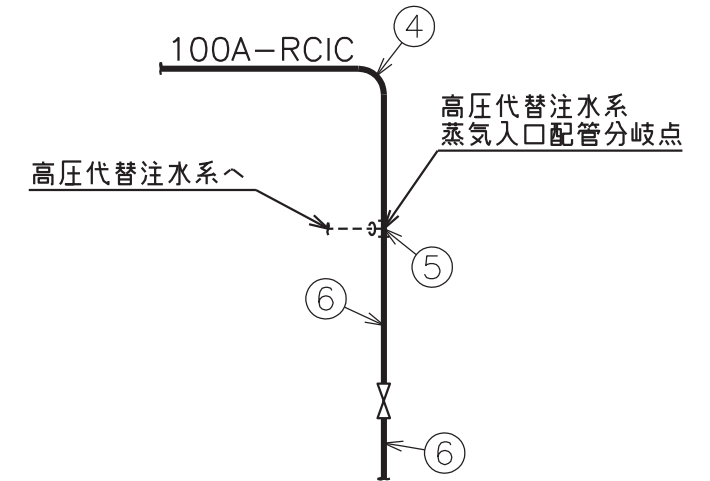
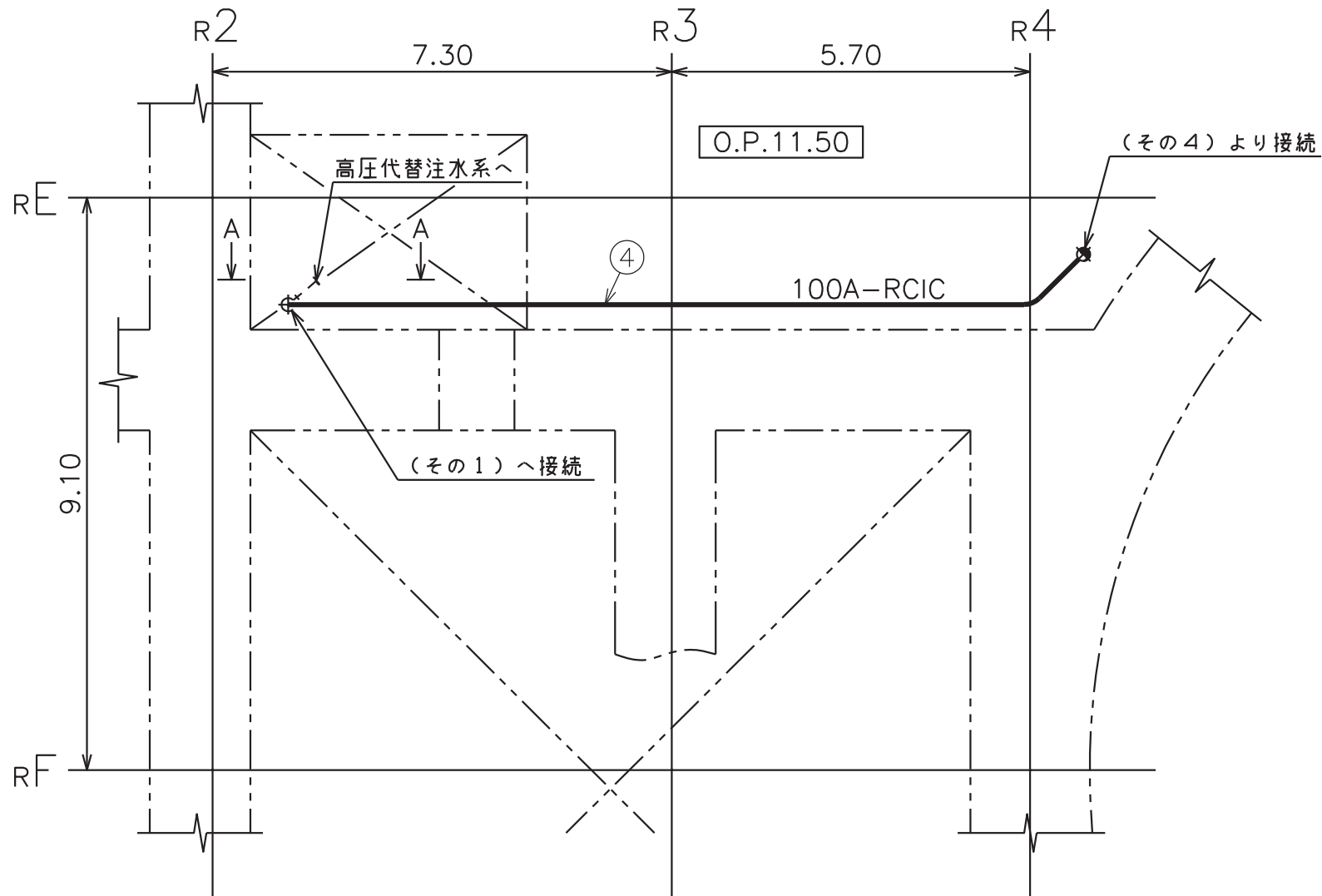
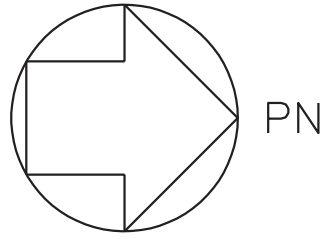
工事計画認可申請	第4-5-1-3-1図
女川原子力発電所 第2号機	
名	原子炉隔離時冷却系
称	主配管の配置を明示した図面(その1)
東北電力株式会社	
RCIC	0512





注：寸法はmを示す。

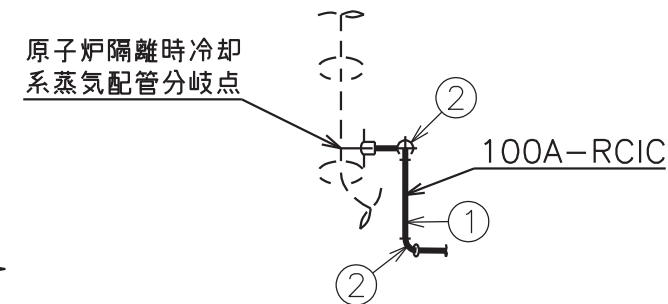
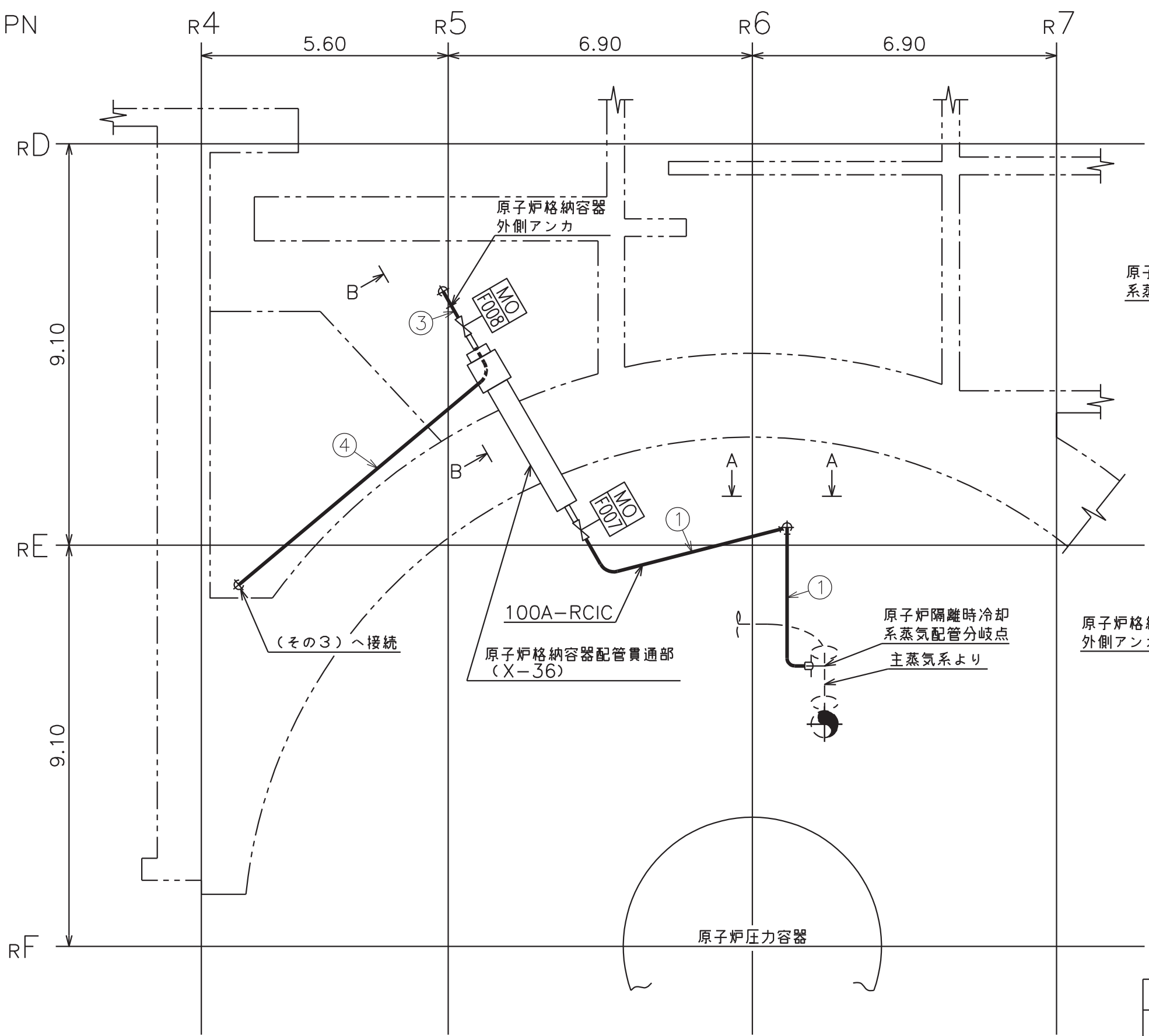
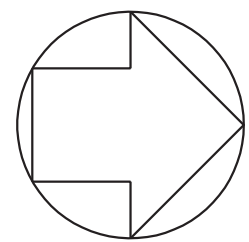
工事計画認可申請	第4-5-1-3-2図
女川原子力発電所 第2号機	
名	原子炉隔離時冷却系
称	主配管の配置を明示した図面(その2)
東北電力株式会社	
RCIC	0512



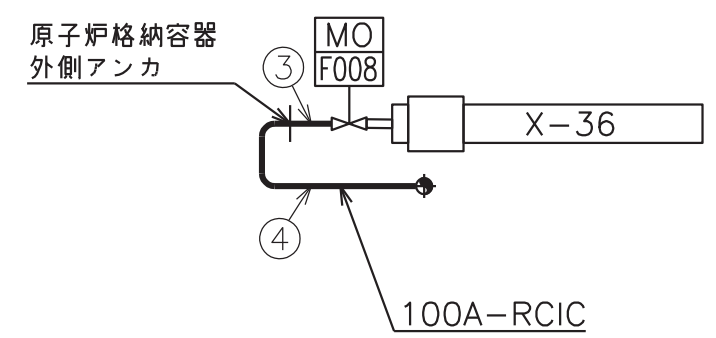
A~A矢视图

注：寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-5-1-3-3図
女川原子力発電所 第2号機	
名	原子炉隔離時冷却系
称	主配管の配置を明示した図面(その3)
東北電力株式会社	
RCIC	0512



A~A矢视图



B~B矢视图

注：寸法はmを示す。

工事計画認可申請	第4-5-1-3-4図
女川原子力発電所 第2号機	
名	原子炉隔離時冷却系
称	主配管の配置を明示した図面(その4)
東北電力株式会社	
RCIC	0512

O.P.15.00

- 注1：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）は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。
- 注2：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は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。
- 注3：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は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。
- 注4：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は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。
- 注5：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は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。
- 注6：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）は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。
- 注7：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は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。
- 注8：E51-F001～原子炉隔離時冷却系ポンプは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。
- 注9：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は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。

工事計画認可申請	第4-5-1-3-5図
女川原子力発電所 第2号機	
名	原子炉隔離時冷却系
称	主配管の配置を明示した図面（その5）
東北電力株式会社	
RCIC	0512

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
①	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)	管	114.3	11.1	STS410
②		エルボ	114.3	11.1	STS410
③	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	管	114.3	11.1	STS410
④	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	管	114.3	11.1	STS410
⑤		ティー	114.3 / 114.3 / 114.3	11.1 / 11.1 / 11.1	STS410
⑥		管	114.3	11.1	STS42 STS410
⑦	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	エルボ	114.3	11.1	STS42 STS410
⑧		ティー	114.3 / / 114.3	11.1 / / 11.1	STS410

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
⑨	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	ティー	114.3 / 114.3 / -	11.1 / 11.1 / -	STS410
⑩		管	216.3	8.2	STS42 STS410
⑪		ティー	216.3 / - / 216.3	8.2 / - / 8.2	STS410
⑫	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	エルボ	216.3	8.2	STS410
⑬		ティー	216.3 / 216.3 / -	8.2 / 8.2 / -	STS410
⑭		管	216.3	8.2	STS410
⑮	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)	ティー	216.3 / 216.3 / 216.3	8.2 / 8.2 / 8.2	STS410

\* 外径及び厚さは公称値 (mm) を示す。

工事計画認可申請		第4-5-1-3-6図
女川原子力発電所 第2号機		
名	原子炉隔離時冷却系	
称	主配管の配置を明示した図面 (その6)	
東北電力株式会社		
RCIC	0512	

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質
①⑥	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)	管	216.3	8.2	STS42
①⑦		エルボ	216.3	8.2	STS42
①⑧		レジューサ	318.5 / 216.3	10.3 / 8.2	STS42
①⑨		エルボ	318.5	10.3	STS42
②⑩		管	318.5	10.3	STS42
②①	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チャ	レジューサ	355.6 / 318.5	11.1 / 10.3	STS42
②②		管	355.6	11.1	STS42
②③		キャップ	355.6	11.1	SGV410

No.	名称	部品	外径*	厚さ*	材質		
②④	E51-F001 ～ 原子炉隔離時冷却系ポンプ	管	165.2	7.1	STS410		
②⑤		ティー	165.2 / 165.2	7.1 / 7.1	STS410		
			165.2	7.1			
②⑥	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	管	114.3	13.5	STS42 STS410		
②⑦		ティー	114.3 / 114.3 / -	13.5 / 13.5 / -	STS42 STS410		
			エルボ	114.3		13.5	STS410
			管	114.3		11.1	STS42
③⑩		エルボ	114.3	11.1	STS42		

\* 外径及び厚さは公称値 (mm) を示す。

工事計画認可申請		第4-5-1-3-7図
女川原子力発電所 第2号機		
名	原子炉隔離時冷却系	
称	主配管の配置を明示した図面 (その7)	
東北電力株式会社		
RCIC	0512	

第 4-5-1-3-1~7 図 原子炉隔離時冷却系 主配管の配置を明示した図面別紙

工事計画記載の公称値の許容範囲

[主配管]

管NO. 5\* 管継手 (ティー)

主要寸法 (mm)		許容範囲	根拠
外径	114.3	±1.6mm	【プラス側公差】 J I S B 2 3 1 2 による材料公差 【マイナス側公差】 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. 14\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根拠
外径	216.3	±0.8%	J I S G 3 4 5 5 による材料公差
厚さ	8.2	±12.5%	同上

管NO. 15\* 管継手 (ティー)

主要寸法 (mm)		許容範囲	根拠
外径	216.3	+2.4mm -1.6mm	【プラス側公差】 J I S B 2 3 1 2 による材料公差 【マイナス側公差】 J I S B 2 3 1 2 による材料公差
厚さ	8.2	+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\*：主配管の配置を明示した図面の管NO.を示す。