

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7 添-1-012-4 改1
提出年月日	2020年6月11日

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料  
計測制御系統施設のうち  
ほう酸水注入設備

(添付書類)

2020年6月

東京電力ホールディングス株式会社

## V-1 説明書

### V-1-1 各発電用原子炉施設に共通の説明書

#### V-1-1-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

##### V-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設）

## V-5 図面

### 5.3 ほう酸水注入設備

#### 5.3.1 ほう酸水注入系

- ・第 5-3-1-1-1 図 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）に係る機器の配置を明示した図面（その 1）
- ・第 5-3-1-1-2 図 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）に係る機器の配置を明示した図面（その 2）
- ・第 5-3-1-1-3 図 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）に係る機器の配置を明示した図面（その 3）
- ・第 5-3-1-2-1 図 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）に係る主配管の配置を明示した図面（その 1）
- ・第 5-3-1-2-2 図 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）に係る主配管の配置を明示した図面（その 2）
- ・第 5-3-1-3-1 図 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）の系統図（その 1）（設計基準対象施設）
- ・第 5-3-1-3-2 図 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）の系統図（その 2）（重大事故等対処設備）
- ・第 5-3-1-3-3 図 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）の系統図（その 3）（高圧炉心注水系）（重大事故等対処設備）
- ・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）の構造図 ほう酸水注入系ポンプ  
【平成 4 年 10 月 13 日付け 4 資庁第 8733 号にて認可された工事計画の第 4-2-2 図「ほう酸水注入系ポンプ構造図」による。】
- ・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）の構造図 ほう酸水注入系貯蔵タンク  
【平成 4 年 10 月 13 日付け 4 資庁第 8733 号にて認可された工事計画の第 4-2-3 図「ほう酸水注入系貯蔵タンク構造図」による。】
- ・第 5-3-1-4-1 図 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）の構造図 C41-F014
- ・第 5-3-1-4-2 図 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）の構造図 C41-F003A
- ・第 5-3-1-4-3 図 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）の構造図 C41-F003B
- ・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）の構造図 C41-F007

【平成4年10月13日付け4資庁第8733号にて認可された工事計画の第4-2-4図「主要  
弁構造図」による。】

4 ほう酸水注入設備

4.1 ポンプ

名 称		ほう酸水注入系ポンプ
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	□以上(11.4)
吐 出 圧 力	MPa	□以上(8.43)
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37/吐出側 10.8
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	□
個 数	—	2
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設</li> </ul> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重大事故等対処設備</li> </ul> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水注入系ポンプは、以下の機能を有する。</p> <p>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。</p> <p>系統構成は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源として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し、発電用原子炉を未臨界に移行できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に、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。</p> <p>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。</p> <p>系統構成は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源として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、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。</p>		

K7 ① V-1-1-5-4 R0

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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源として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、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

### 1. 容量

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有効容積  m<sup>3</sup> \*1 全てを  min 以上  min\*2 以内で注入する必要があることから、 m<sup>3</sup>/h/個\*3 を上回るものとし、 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

ほう酸水注入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、設計基準対象施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<sup>3</sup>/h/個以上とする。なお、同容量において十分な反応度制御能力を有する事を重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）にて確認している。

公称値については  11.4m<sup>3</sup>/h/個とする。

注記 \*1：ほう酸水注入系貯蔵タンクの有効容積は、ほう酸水の必要貯蔵量  m<sup>3</sup> を上回る  m<sup>3</sup> とする。

\*2：ほう酸水の注入時間について

ほう酸水の注入時間は、炉水中のボロン濃度変化限度を基に設定する。

ボロン濃度変化限度は、最低反応度印加速度0.001 Δk/minを上回るボロン注入速度として8ppm/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20ppm/min以下に設定する。

実効増倍率  以下にするために必要なボロン濃度は、平成23年8月9日付平成23・08・09原第1号にて認可された工事計画のIV-3-2「制御能力についての計算書」より、 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  min以上  min以内となる。

\*3：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  min, ほう酸水注入系貯蔵タンクの有効容量が  m<sup>3</sup>であることから、以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} & \frac{\text{}}{\text{}} \text{ m}^3/\text{min} \\ & = \text{} \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

上記より、ほう酸水注入系ポンプによる原子 圧力容器への注入の必要容量は  m<sup>3</sup>/h/個となる。

## 2. 吐出圧力

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、施設時と系統構成を含めて変わらないため、実揚程、原子炉圧力、静水頭及び配管・弁類圧力損失を基に設定する。

実揚程	約-0.10MPa
原子炉圧力	約 7.92MPa
静水頭	約 0.03MPa
配管・弁類圧力損失	約 0.37MPa

---

合計 約 8.22MPa

以上より、ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力は  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、要求される  MPa を上回る 8.43MPa とする。

## 3. 最高使用圧力

### 3.1 吸込側

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系ポンプの最高使用圧力は、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 1.37MPa 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圧力は、設計基準対象施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。

### 3.2 吐出側

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系ポンプの最高使用圧力は、ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力を上回る圧力とし、10.8MPa 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圧力は、設計基準対象施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、10.8MPaとする。

#### 4. 最高使用温度

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。

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温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃とする。

#### 5. 原動機出力

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、定格流量点での軸動力を基に、容量及び吐出圧力を考慮して決定する。

$$P_u = \frac{10^3}{60} \cdot Q \cdot p$$

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

$$P = \frac{10^3 \cdot Q \cdot p}{60 \cdot \eta / 100}$$

(引用文献：日本工業規格 J I S B 8 3 1 1 (2002)「往復ポンプー試験法」)

P : 軸動力(kW)

P<sub>u</sub> : 水動力(kW)

Q : 容量(m<sup>3</sup>/min) = 0.19

p : 吐出圧力(MPa) = 9.81 (ピーク値)

η : ポンプ効率(%)

$$\eta = \eta_m \cdot \eta_g \cdot \eta_v \cdot 10^{-4} = \square \div \square$$

η<sub>m</sub> : ポンプ機械効率(%) =

η<sub>g</sub> : 減速機効率(%) =

η<sub>v</sub> : ポンプ容積効率(%) =

$$P = \frac{10^3 \times 0.19 \times 9.81}{60 \times \square / 100} = \square \div \square \text{ kW}$$

上記から、公称値については要求される  kW を上回る  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

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個に、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。



## 4.2 容器

名 称		ほう酸水注入系貯蔵タンク
容 量	m <sup>3</sup>	□以上(31.7)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
個 数	—	1
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>・設計基準対象施設</p> <p>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。</p> <p>・重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水注入系貯蔵タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>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。</p> <p>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し、発電用原子炉を未臨界に移行できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に、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。</p> <p>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。</p> <p>系統構成は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源として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、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。</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（水の供給設備）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。</p> <p>ほう酸水注入系貯蔵タンクは、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</p>		

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。

系統構成は、ほう酸水注入系の水源として、ほう酸水注入系貯蔵タンクを使用することで重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、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、熔融炉心の原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）への落下を遅延又は防止できる設計とする。

#### 1. 容量

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  m<sup>3</sup> \* を上回るタンク有効容積  m<sup>3</sup> にタンク無効容積  m<sup>3</sup> を加味した  m<sup>3</sup> 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、 m<sup>3</sup> 以上とする。

公称値については要求される容量である  m<sup>3</sup> を上回る 31.7m<sup>3</sup> とする。

注記 \* : ほう酸水の貯蔵量について

ほう酸水の貯蔵量は、ほう酸水を注入して原子炉を冷温停止に至らせ、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23年8月9日付平成23・08・09原第1号にて認可された工事計画のIV-3-2「制御能力についての計算書」より、実効増倍率  以下にするのに必要なボロン濃度  ppm に不完全混合に対する余裕をとって  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  kg であるため、  
 × 1000 × 10<sup>-6</sup> =  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  wt% であることから、五ほう酸ナトリウムの量に換算すると、必要五ほう酸ナトリウム量は、以下の

通りである。

$$\begin{aligned} \text{必要五ほう酸ナトリウム量} &= \boxed{\phantom{00}} \times \frac{100}{\boxed{\phantom{00}}} \\ &= \boxed{\phantom{000}} \div \boxed{\phantom{00}} \text{ kg} \end{aligned}$$

また、五ほう酸ナトリウムの設計飽和温度15℃における溶解度は  $\boxed{\phantom{00}}$  wt%で、溶液の比重約  $\boxed{\phantom{00}}$  である。したがって、ほう酸水の貯蔵量は、

$$\begin{aligned} \text{貯蔵量} &= \frac{\text{必要五ほう酸ナトリウム量 (kg)}}{\text{五ほう酸ナトリウム飽和溶解度} \cdot \text{密度 (kg/m}^3\text{)}} \\ &= \frac{\boxed{\phantom{000}}}{\boxed{\phantom{000}} \times 10^3} \\ &= \boxed{\phantom{00}} \text{ m}^3 \end{aligned}$$

上記から、ほう酸水の必要貯蔵量は  $\boxed{\phantom{00}}$  m<sup>3</sup> とする。

## 2. 最高使用圧力

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の圧力は、設計基準対象施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

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、ほう酸の析出防止のため保温用ヒータによりほう酸水を 27±3℃\*に維持していることから、これを上回る 66℃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の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃とする。

注記 \*：保温用ヒータの電源は非常用電源から供給されるため、事故時における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

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。

#### 4.3 安全弁及び逃がし弁

名 称	C41-F014	
吹 出 圧 力	MPa	1.37
個 数	—	1
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>C41-F014 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り、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> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に主配管「ほう酸水注入系貯蔵タンク～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ために設置する。</p> <p>1. 吹出圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する C41-F014 の吹出圧力は、当該逃がし弁が接続する主配管「ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ」の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。</p> <p>C41-F014 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仕様で設計し、1.37MPa とする。</p> <p>2. 個数</p> <p>C41-F014 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>C41-F014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		C41-F003A, B
吹 出 圧 力	MPa	10.8
個 数	—	2
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>C41-F003A, B は、主配管「ほう酸水注入系ポンプ～ほう酸水注入系合流部」上に設置する逃がし弁であり、設計基準対象施設として、主配管「ほう酸水注入系ポンプ～ほう酸水注入系合流部」の圧力が最高使用圧力になった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に主配管「ほう酸水注入系ポンプ～ほう酸水注入系合流部」の圧力が最高使用圧力になった場合に開動作して設計基準対象施設の最高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</p> <p>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主配管「ほう酸水注入系ポンプ～ほう酸水注入系合流部」の最高使用圧力と同じ 10.8 MPa とする。</p> <p>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、設計基準対象施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、10.8MPa とする。</p> <p>2. 個数</p> <p>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～ほう酸水注入系合流部」の圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である各系列に 1 個とし、合計 2 個設置する。</p> <p>C41-F003A, 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>		

#### 4.4 主要弁

名 称		C41-F007
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
個 数	—	1
<p><b>【設 定 根 拠】</b>            (概要)            C41-F007 は、主配管「ほう酸水注入系ポンプ～ほう酸水注入系合流部」上に設置する原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁であり、設計基準対象施設としてほう酸水注入系ポンプよりほう酸水を原子炉圧力容器へ注入するための流路として設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力            設計基準対象施設として使用する C41-F007 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>2. 最高使用温度            設計基準対象施設として使用する C41-F007 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>3. 個数            C41-F007 は、設計基準対象施設として原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁として使用するために 1 個設置する。</p>		

#### 4.5 主配管

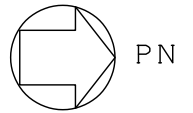
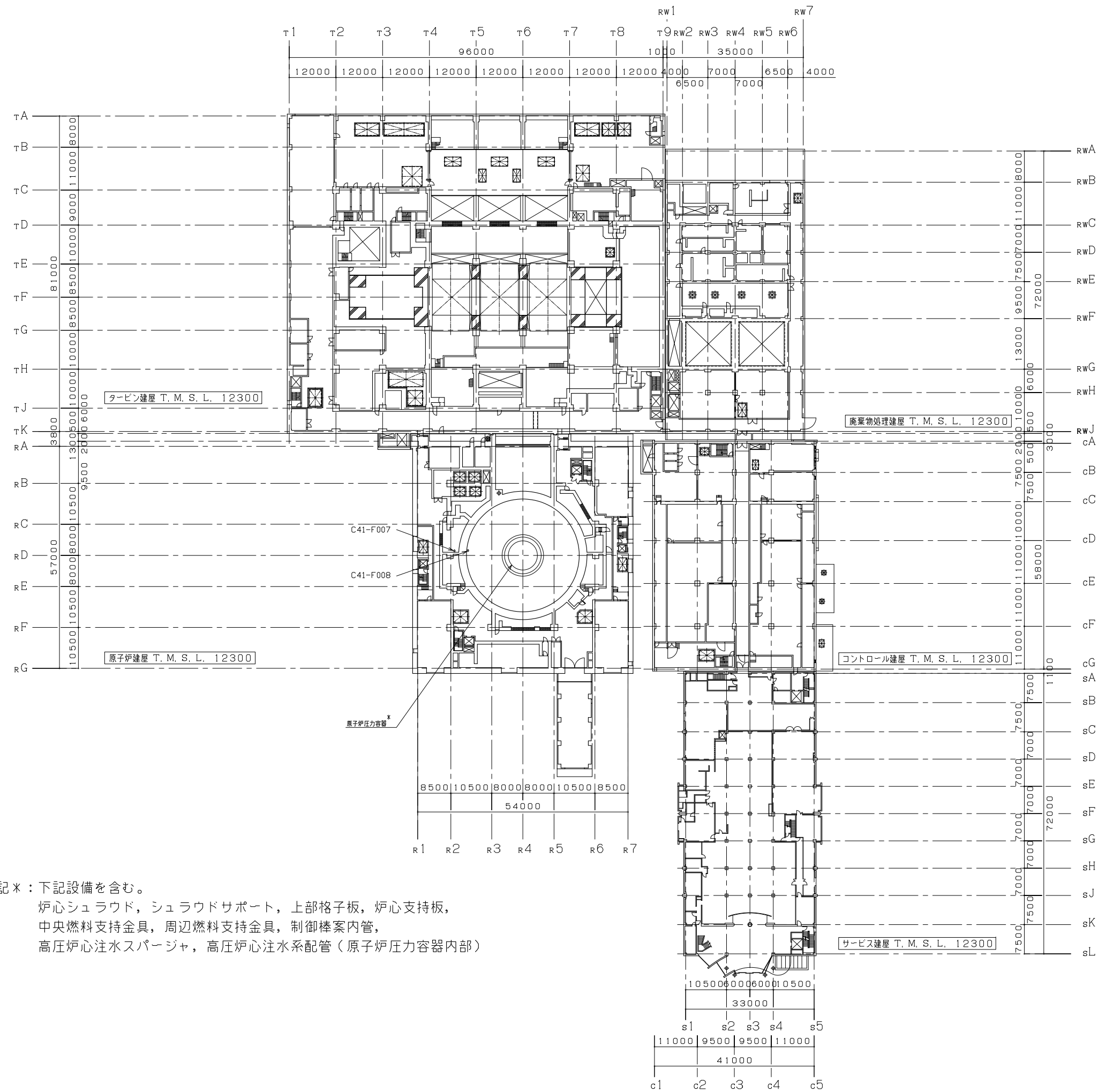
名 称		ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、ほう酸水注入系貯蔵タンクとほう酸水注入系ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水をほう酸水注入系ポンプに供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、ほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用圧力（静水頭）を上回る 1.37MPa 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</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、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。</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、66℃ とする。</p> <p>3. 外径</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、配管外径に対する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>		

名 称		ほう酸水注入系ポンプ～ほう酸水注入系合流部
最高使用圧力	MPa	8.62, 10.8, 9.22
最高使用温度	℃	302, 66, 306
外 径	mm	48.6
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、ほう酸水注入系ポンプとほう酸水注入系合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、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</p> <p>1.1 最高使用圧力 8.62MPa 設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>1.2 最高使用圧力 10.8MPa 設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10.8MPaとする。</p> <p>1.3 最高使用圧力 9.22MPa 本配管を重大事故等時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、9.22MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 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。</p> <p>2.2 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。</p> <p>2.3 最高使用温度 306℃ 本配管を重大事故等時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、306℃とする。</p>		



### 3. 外径

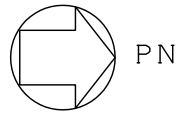
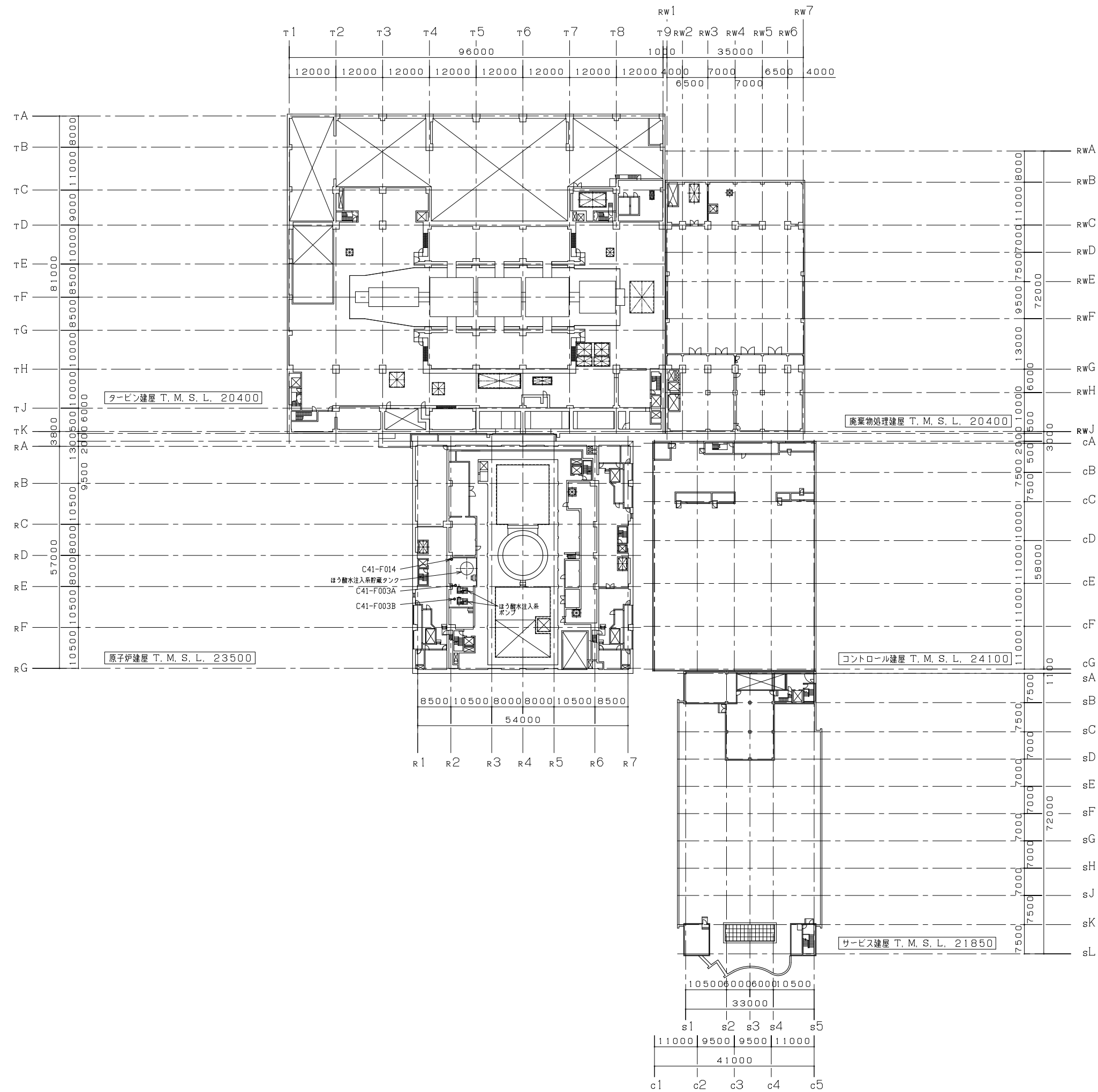
本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するほう酸水注入系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用するほう酸水注入系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、配管外径に対する標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、48.6mmとする。



注記＊：下記設備を含む。  
 炉心シュラウド，シュラウドサポート，上部格子板，炉心支持板，  
 中央燃料支持金具，周辺燃料支持金具，制御棒案内管，  
 高圧炉心注水スパーチャ，高圧炉心注水系配管（原子炉压力容器内部）

注：寸法はmmを示す。

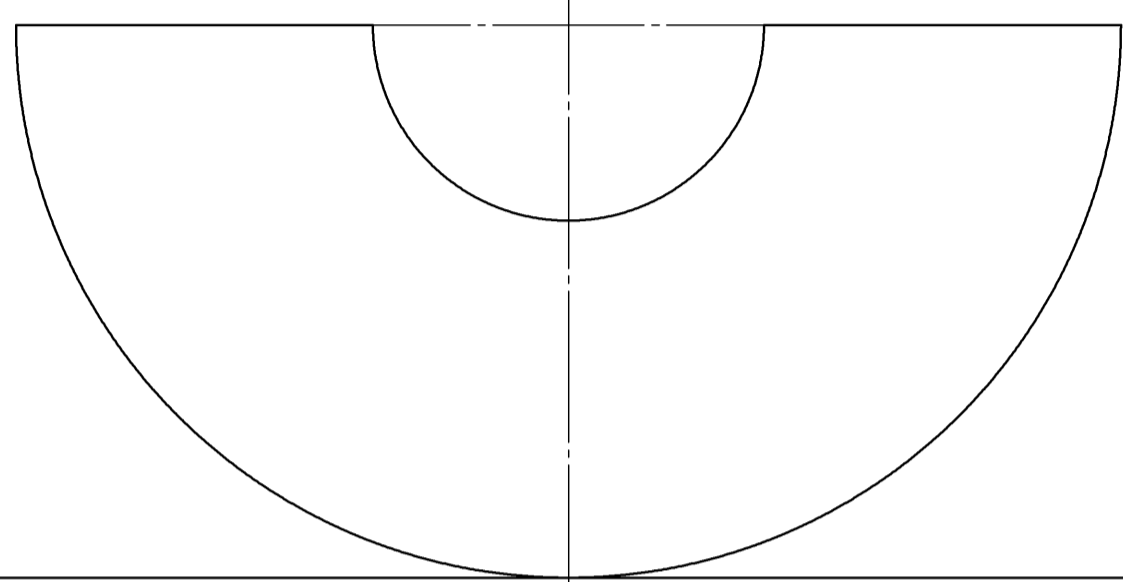
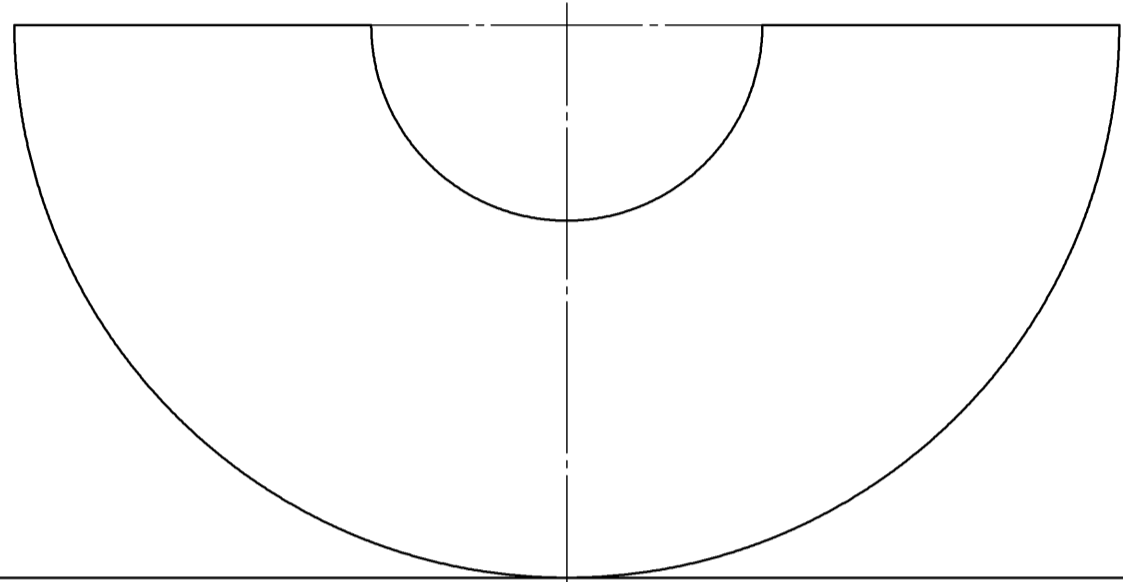
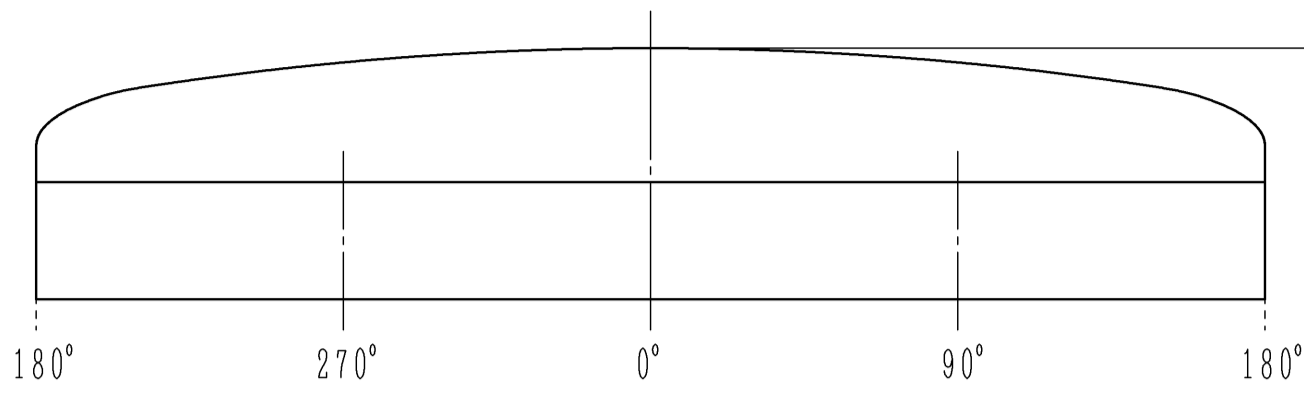
工事計画認可申請	第5-3-1-1-1図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	計測制御系統施設のうほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）に係る機器の配置を明示した図面（その1）
東京電力ホールディングス株式会社	



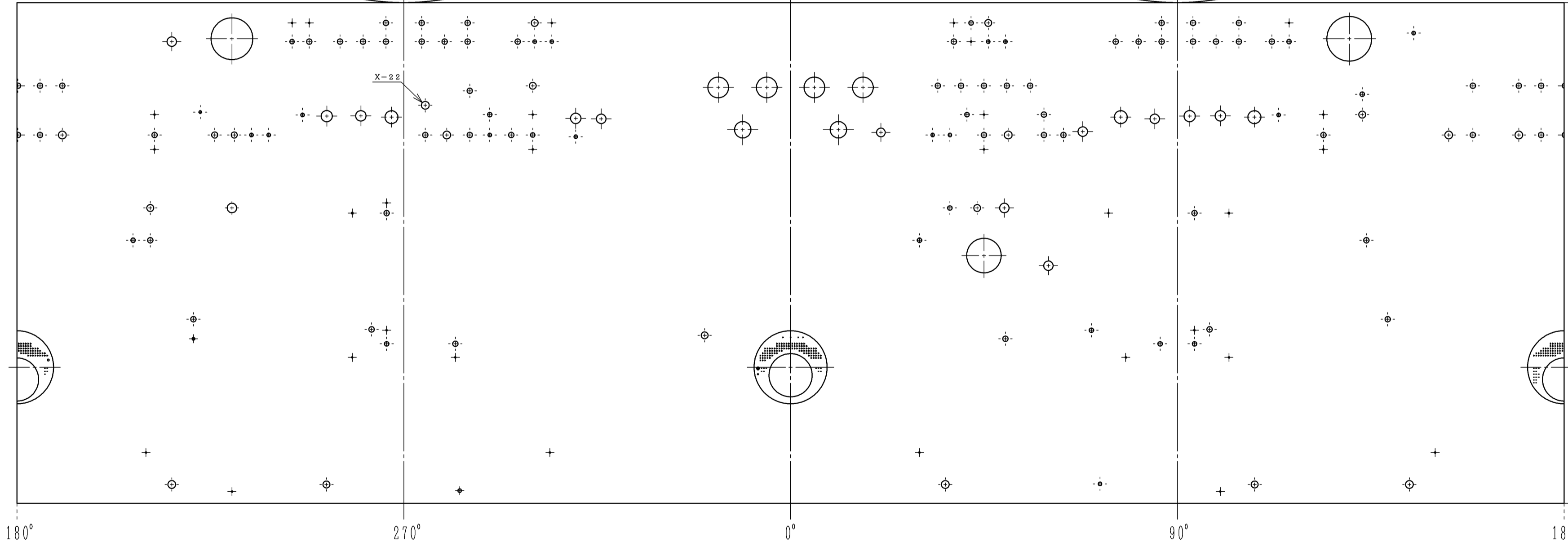
注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請	第5-3-1-1-2図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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)に係る機器の配置を明示した図面(その2)
東京電力ホールディングス株式会社	

T. M. S. L. 27940



T. M. S. L. 21300

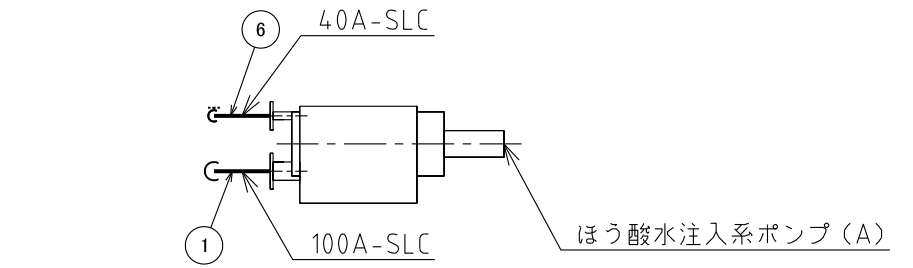
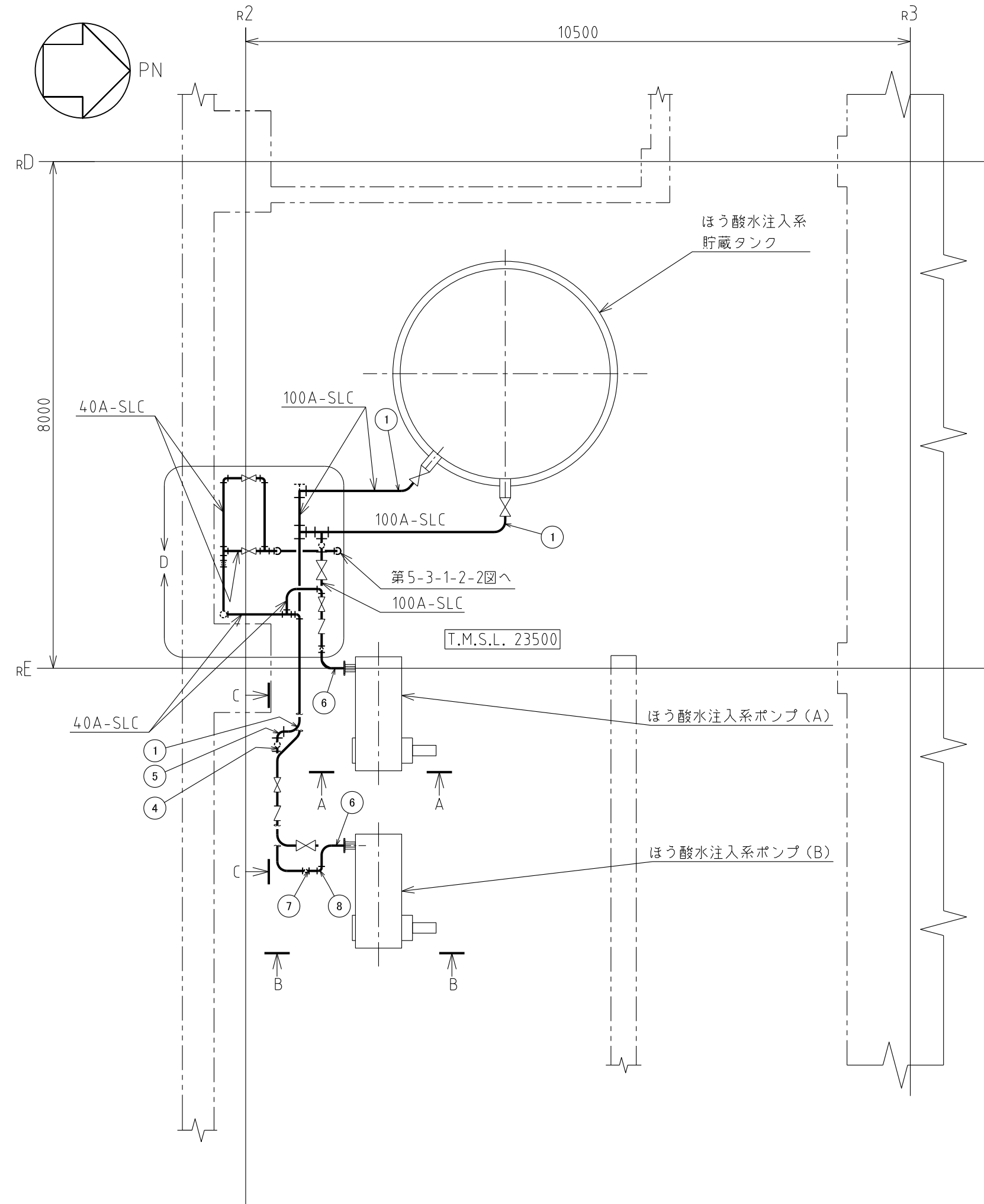


T. M. S. L. -8200

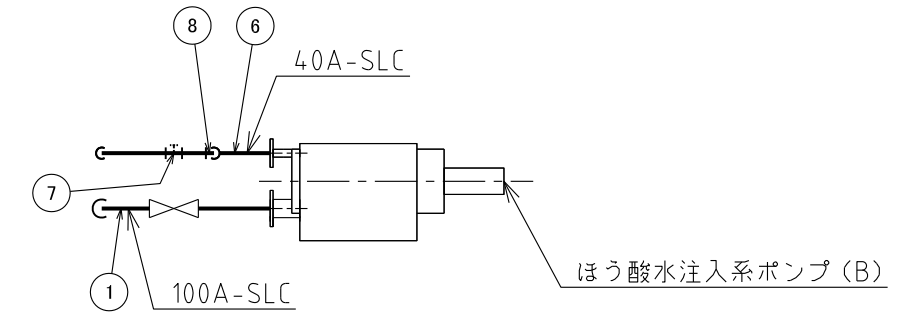
注：寸法はmmを示す。

原子炉格納容器 内側展開図

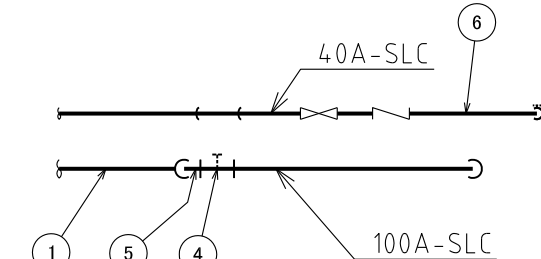
工事計画認可申請	第5-3-1-1-3図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	計測制御系統施設のうちはう酸水注入設備（ほう酸水注入系）に係る機器の配置を明示した図面（その3）
東京電力ホールディングス株式会社	



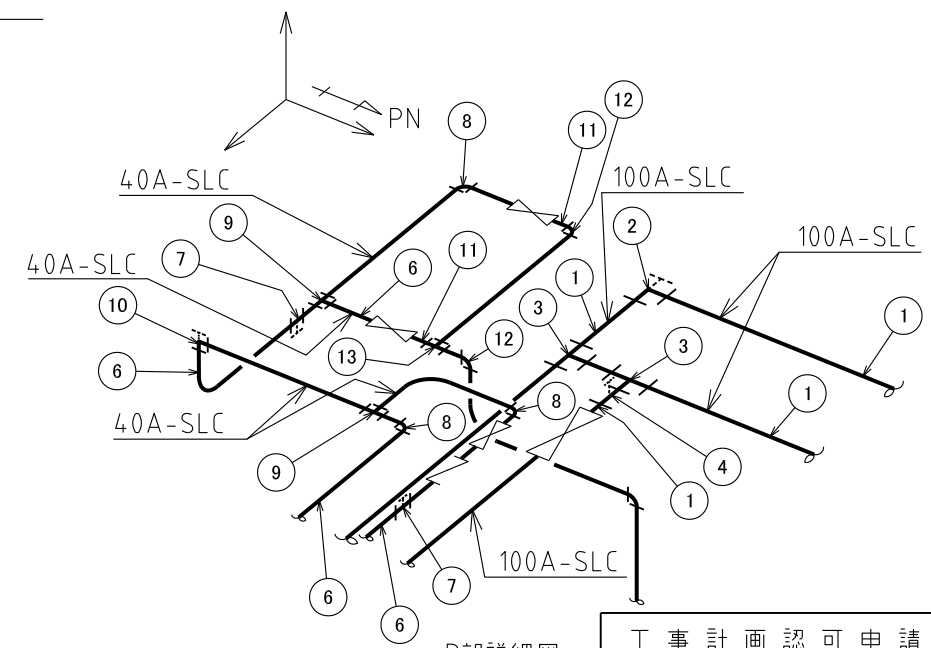
A~A矢視図



B~B矢視図



C~C矢視図

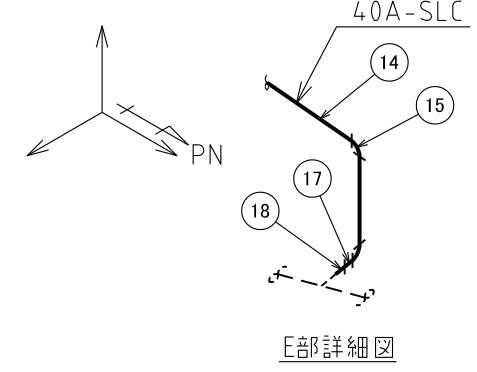
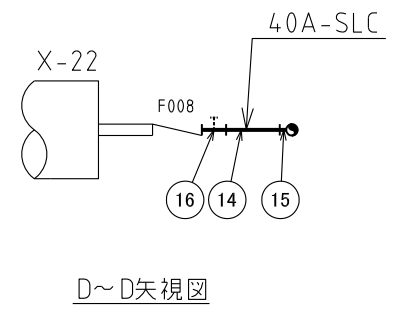
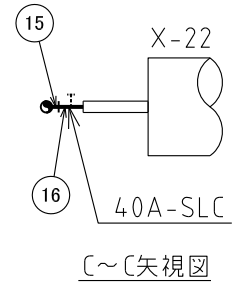
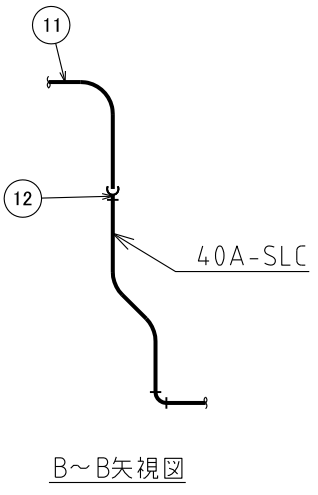
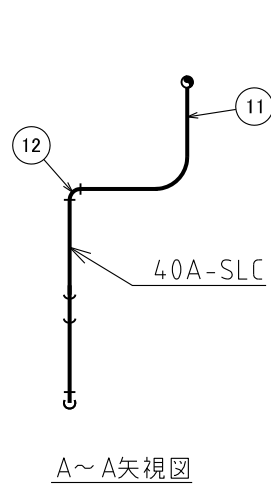
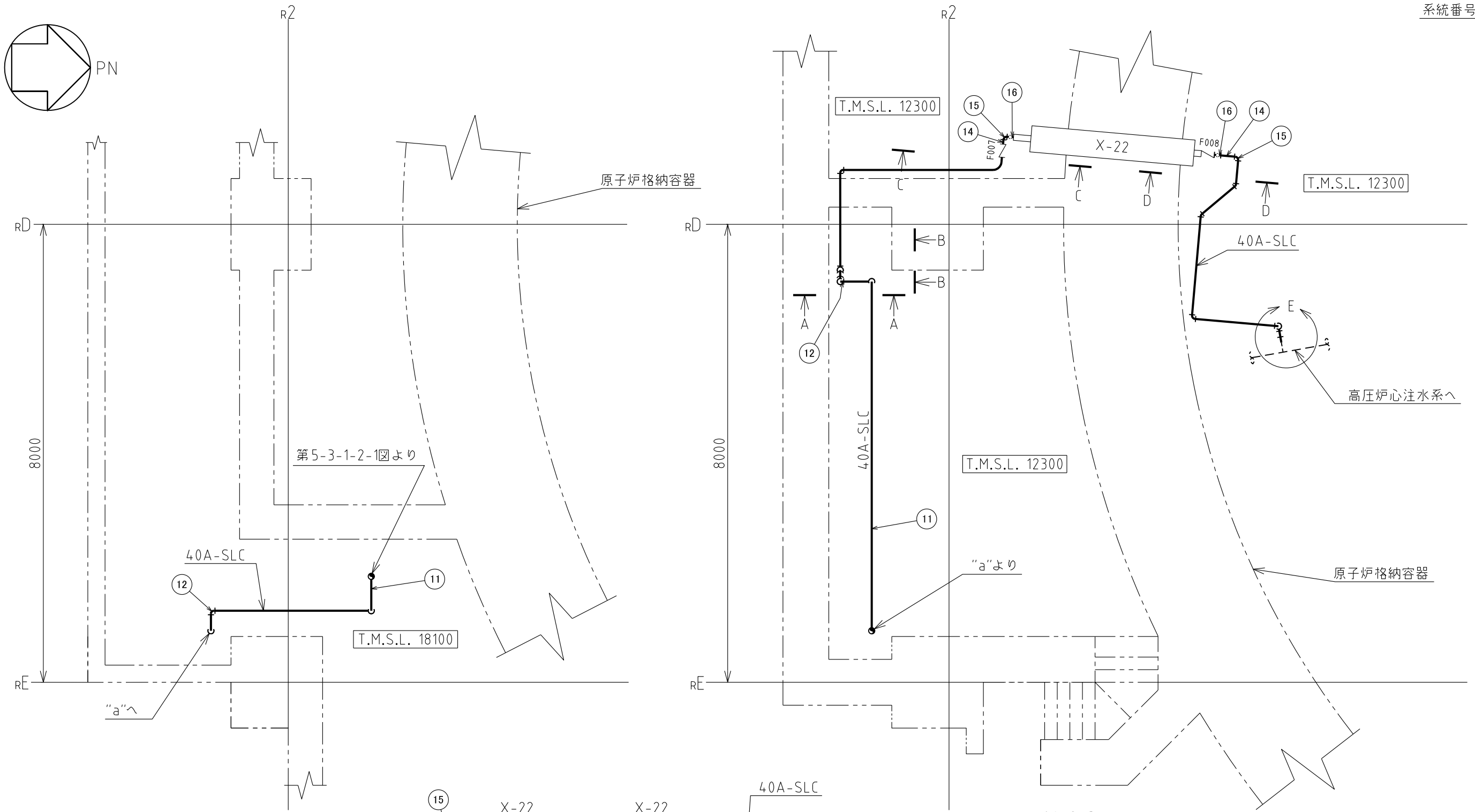


D部詳細図

原子炉建屋

工事計画認可申請	第5-3-1-2-1図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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）に係る 主配管の配置を明示した図面（その1）
東京電力ホールディングス株式会社	

注1：寸法はmmを示す。  
注2：図中の丸番号は別紙1のNOを示す。



注1：寸法はmmを示す。  
注2：図中の丸番号は別紙1のNOを示す。

原子炉建屋	
工事計画認可申請	第5-3-1-2-2図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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）に係る 主配管の配置を明示した図面（その2）
東京電力ホールディングス株式会社	

第 5-3-1-2-1~2 図 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）に係る主配管の配置を明示した図面 別紙 1

工事計画抜粋

変 更 前						変 更 後					NO. *11		
名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)		材 料	
ほう 酸 水 注 入 系	ほう酸水注入系貯蔵タンク ～ ほう酸水注入系ポンプ	1.37*1	66	114.3*2	6.0*2	SUS304TP	ほう酸水注入系貯蔵タンク ～ ほう酸水注入系ポンプ	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	1	
				*2, *4 114.3 / — /114.3	*2, *4 6.0 / — / 6.0	SUS304TP*4						2	
				*2, *4 114.3 /114.3 /114.3	*2, *4 6.0 / 6.0 / 6.0	SUS304TP*4						3	
				*2, *4 114.3 /114.3 / —	*2, *4 6.0 / 6.0 / —	SUS304TP*4						4	
				114.3*2, *5	6.0*2, *5	SUS304TP*5						5	
	ほう酸水注入系ポンプ ～ ほう酸水注入系合流部	10.8*1	66	48.6*2	5.1*2	SUS304TP	ほう酸水注入系ポンプ ～ ほう酸水注入系合流部	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	6
				*2, *4, *7 49.1 /49.1 / —	*4, *8 6.4 / 6.4 / —	SUS304*4							7
				49.1*2, *4, *5, *7	6.4*4, *5, *8	SUS304*4, *5							8
				*2, *4, *7 49.1 /49.1 /49.1	*4, *8 6.4 / 6.4 / 6.4	SUS304*4							9
				*2, *4, *7 49.1 / — /49.1	*4, *8 6.4 / — / 6.4	SUS304*4							10
(次頁へ続く)	8.62*1	302	48.6*2	5.1*2	SUS304TP	(次頁へ続く)	変更なし 9.22*9	変更なし 306*9	変更なし	変更なし	11		

K7 ① 5-3-1-2-1~2 R0

変 更 前						変 更 後						NO. *11		
名 称	最高使用 圧 (MPa)	最高使用 温 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最高使用 圧 (MPa)	最高使用 温 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料			
ほう 酸 水 注 入 系	(前頁からの続き)		49.1 <sup>*2, *4, *5, *7</sup>	6.4 <sup>*4, *5, *8</sup>	SUS304 <sup>*4, *5</sup>	ほう 酸 水 注 入 系	(前頁からの続き)		変更なし			12		
			49.1 <sup>*2, *4, *7</sup> /49.1	6.4 <sup>*4, *8</sup> / 6.4	SUS304 <sup>*4</sup>				変更なし			13		
			48.6 <sup>*2</sup>	5.1 <sup>*2</sup>	SUS316LTP				変更なし			14		
			48.6 <sup>*2, *5</sup>	5.1 <sup>*2, *5</sup>	SUS316LTP <sup>*5</sup>		変更なし 9.22 <sup>*9</sup>		変更なし 306 <sup>*9</sup>		変更なし			15
			48.6 <sup>*2, *4</sup> /48.6 / —	5.1 <sup>*2, *4</sup> / 5.1 / —	SUS316LTP <sup>*4</sup>				変更なし			16		
			48.6 <sup>*2</sup>	<input type="text"/> <sup>*10</sup> (7.1 <sup>*2</sup> )	SUSF316L				変更なし			17		
			48.6 <sup>*2</sup>	<input type="text"/> <sup>*10</sup> (7.1 <sup>*2</sup> )	SFVC2B				変更なし			18		

注記\*1 : SI 単位に換算したものである。

\*2 : 公称値を示す。

\*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（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うち原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）と兼用。

\*4 : 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。

\*5 : エルボを示す。

\*6 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「ほう酸水注入系ポンプから高圧炉心注水系へ」と記載。

\*7 : 差込み継手の差込み部内径を示す。

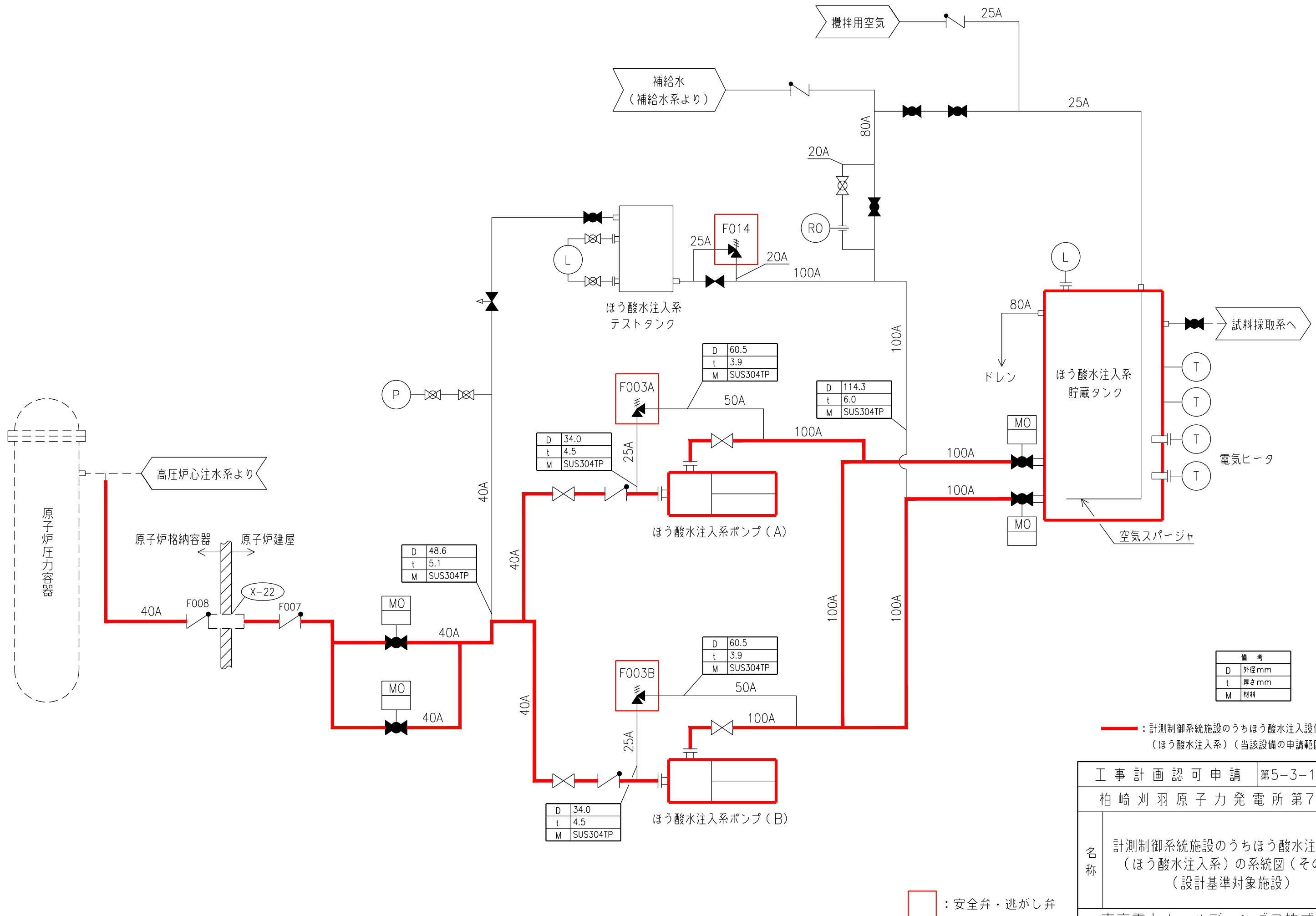
\*8 : 差込み継手の最小厚さを示す。

\*9 : 重大事故等時における使用時の値。

\*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、平成4年10月13日付け4資庁第8733号にて認可された工事計画のIV-3-2-2-2-1「管の基本板厚計算書」による。

\*11 : 第5-3-1-2-1~2 図 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）に係る主配管の配置を明示した図面に記載の丸番号を示す。





D	60.5
t	3.9
M	SUS304TP

D	114.3
t	6.0
M	SUS304TP

D	34.0
t	4.5
M	SUS304TP

D	48.6
t	5.1
M	SUS304TP

D	60.5
t	3.9
M	SUS304TP

D	34.0
t	4.5
M	SUS304TP

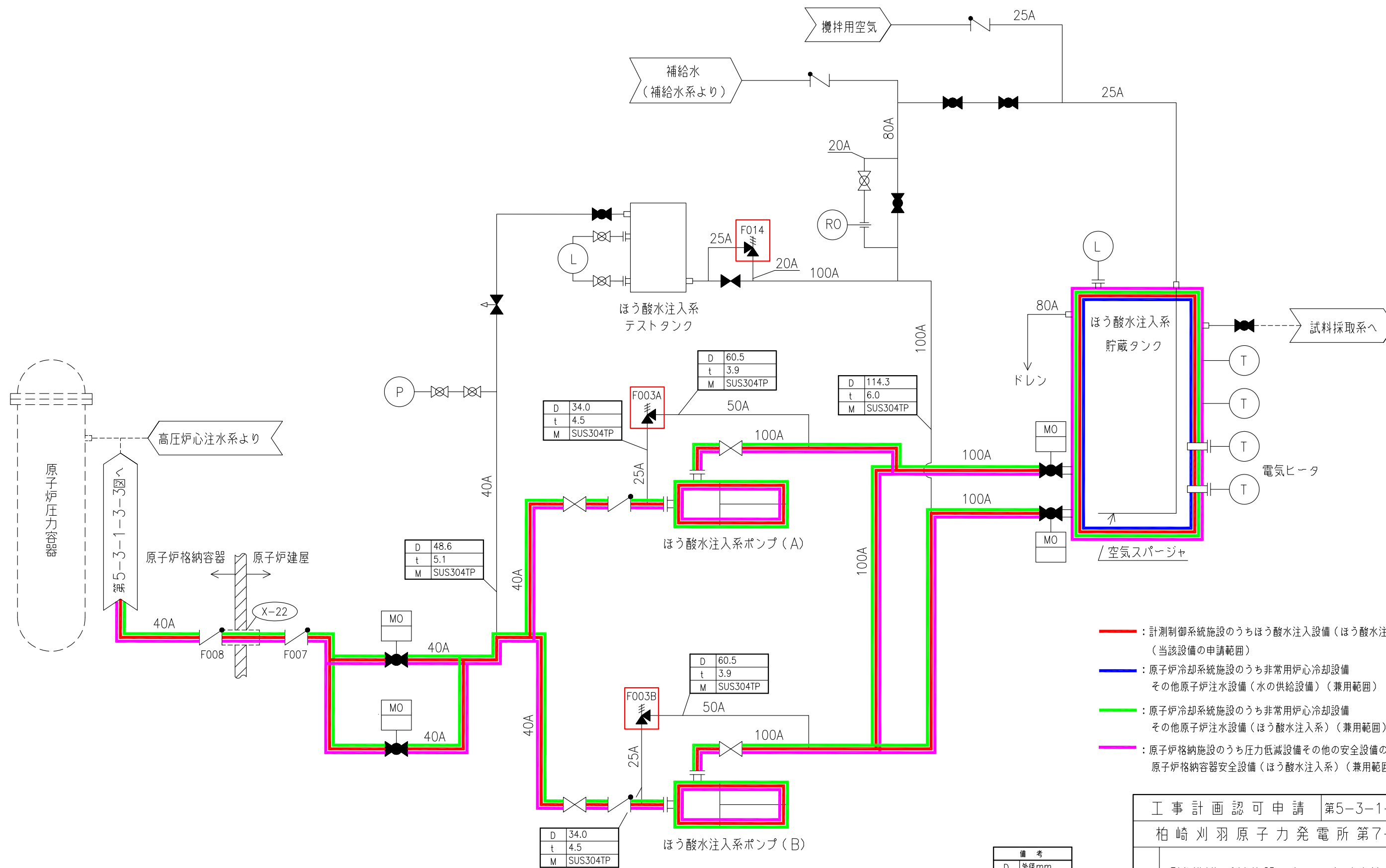
備考	
D	外径mm
t	厚さmm
M	材料

— : 計測制御系統施設のうちはう酸水注入設備 (はう酸水注入系) (当該設備の申請範囲)

□ : 安全弁・逃がし弁

工事計画認可申請	第5-3-1-3-1図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	計測制御系統施設のうちはう酸水注入設備 (はう酸水注入系)の系統図(その1) (設計基準対象施設)

東京電力ホールディングス株式会社

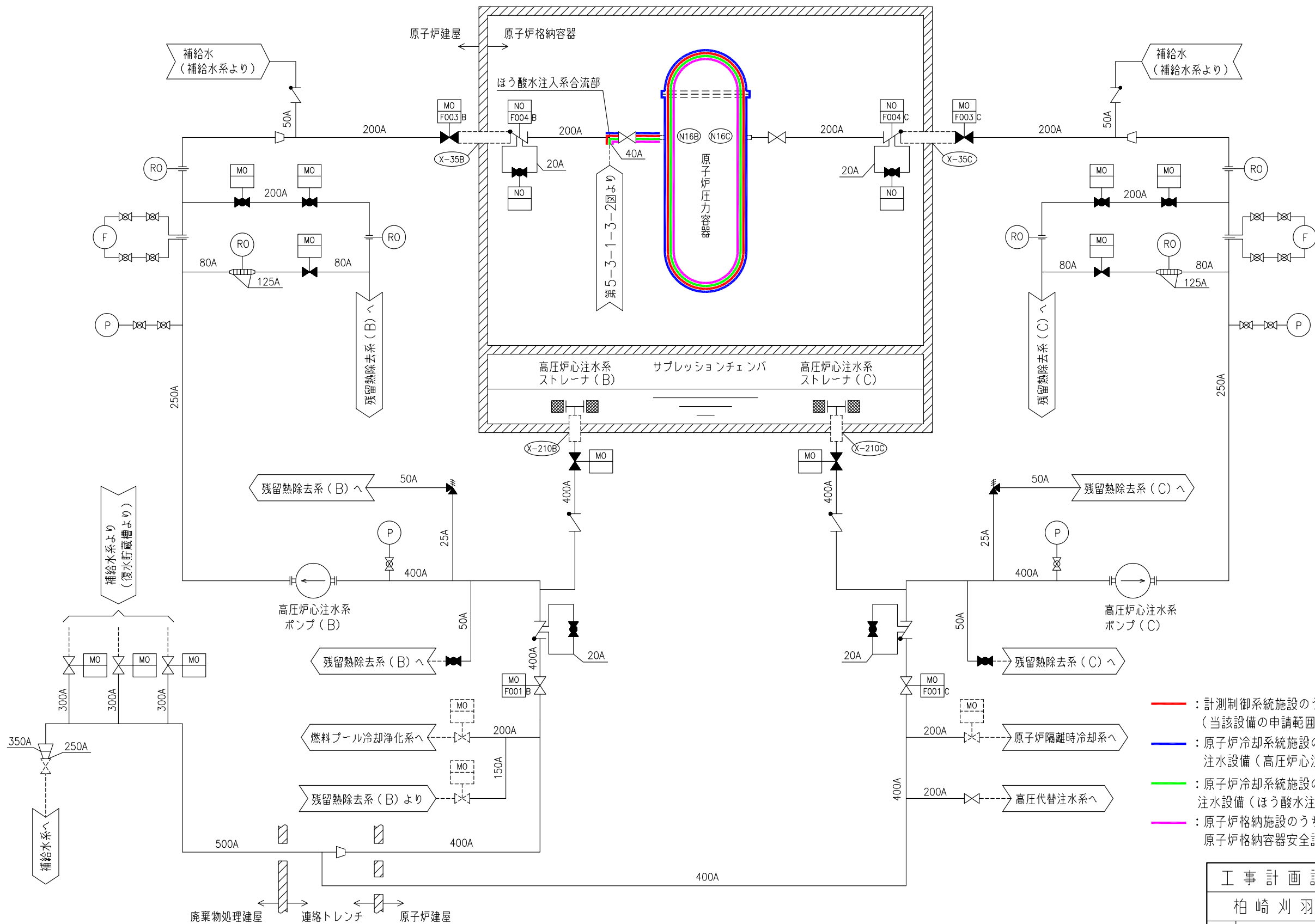


- : 計測制御系統施設のうちのほう酸水注入設備 (ほう酸水注入系) (当該設備の申請範囲)
- : 原子炉冷却系統施設のうちの非常用炉心冷却設備  
その他原子炉注水設備 (水の供給設備) (兼用範囲)
- : 原子炉冷却系統施設のうちの非常用炉心冷却設備  
その他原子炉注水設備 (ほう酸水注入系) (兼用範囲)
- : 原子炉格納施設のうちの圧力低減設備その他の安全設備のうち  
原子炉格納容器安全設備 (ほう酸水注入系) (兼用範囲)

備考	
D	外径mm
t	厚さmm
M	材料

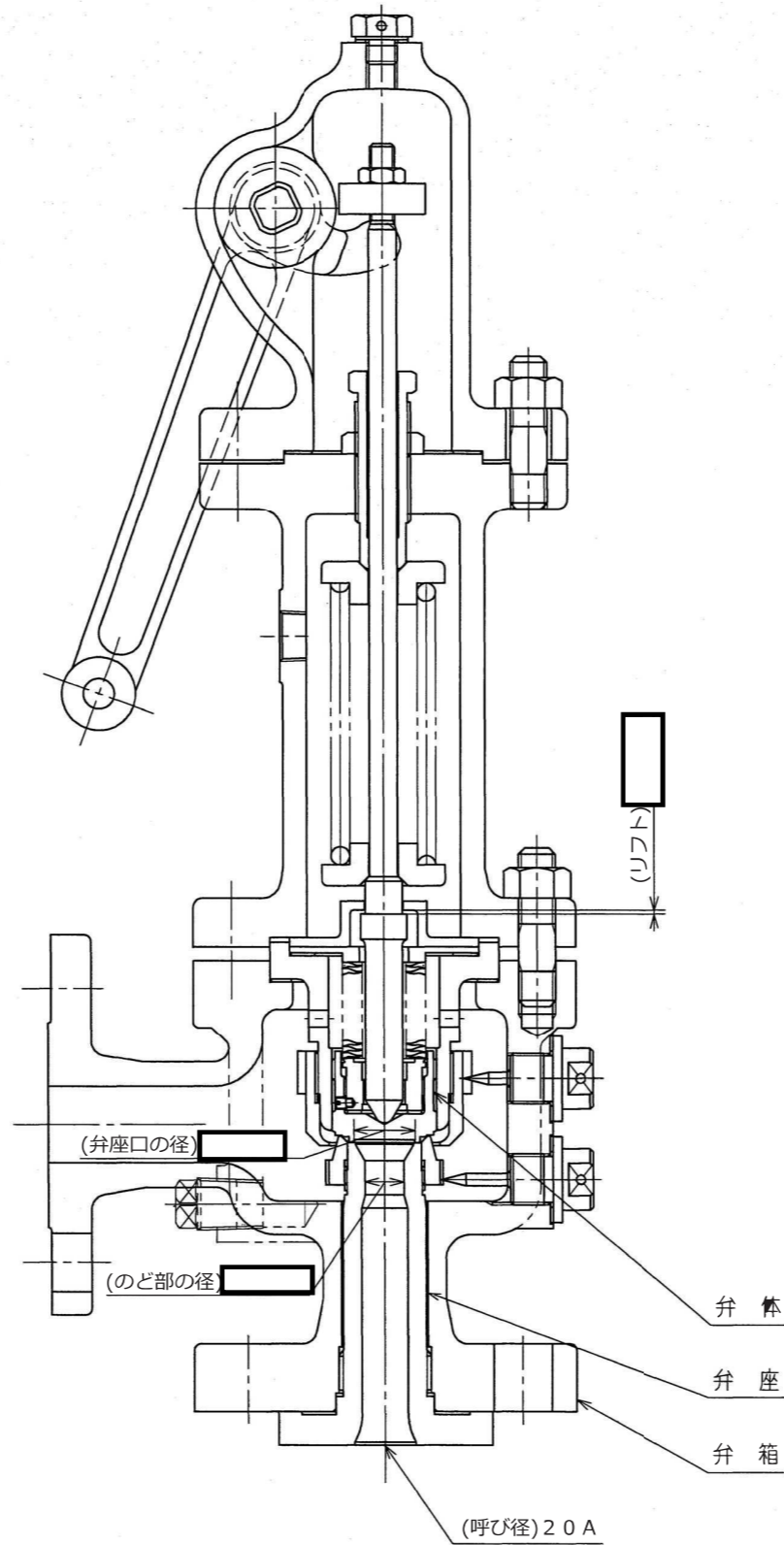
□ : 安全弁・逃がし弁

工事計画認可申請	第5-3-1-3-2図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	計測制御系統施設のうちのほう酸水注入設備 (ほう酸水注入系)の系統図(その2) (重大事故等対処設備)
	東京電力ホールディングス株式会社



- (Red line) : 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）（当該設備の申請範囲）
- (Blue line) : 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（高圧炉心注水系）（兼用範囲）
- (Green line) : 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）（兼用範囲）
- (Magenta line) : 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）（兼用範囲）

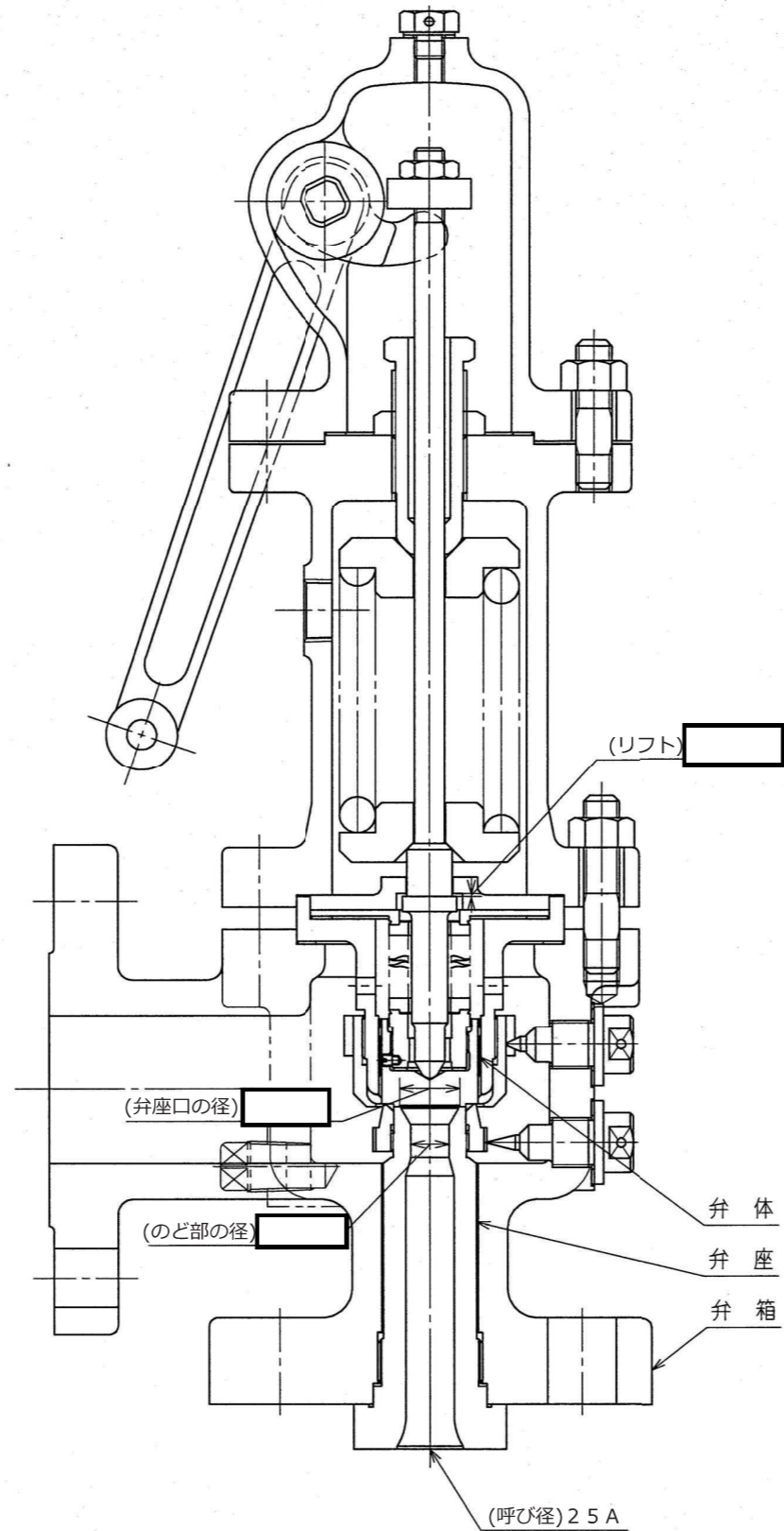
工事計画認可申請	第5-3-1-3-3 図
柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	
名称	計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）の系統図（その3） （高圧炉心注水系） （重大事故等対処設備）
東京電力ホールディングス株式会社	



注1：寸法はmmを示す。

注2：特記なき寸法は公称値を示す。

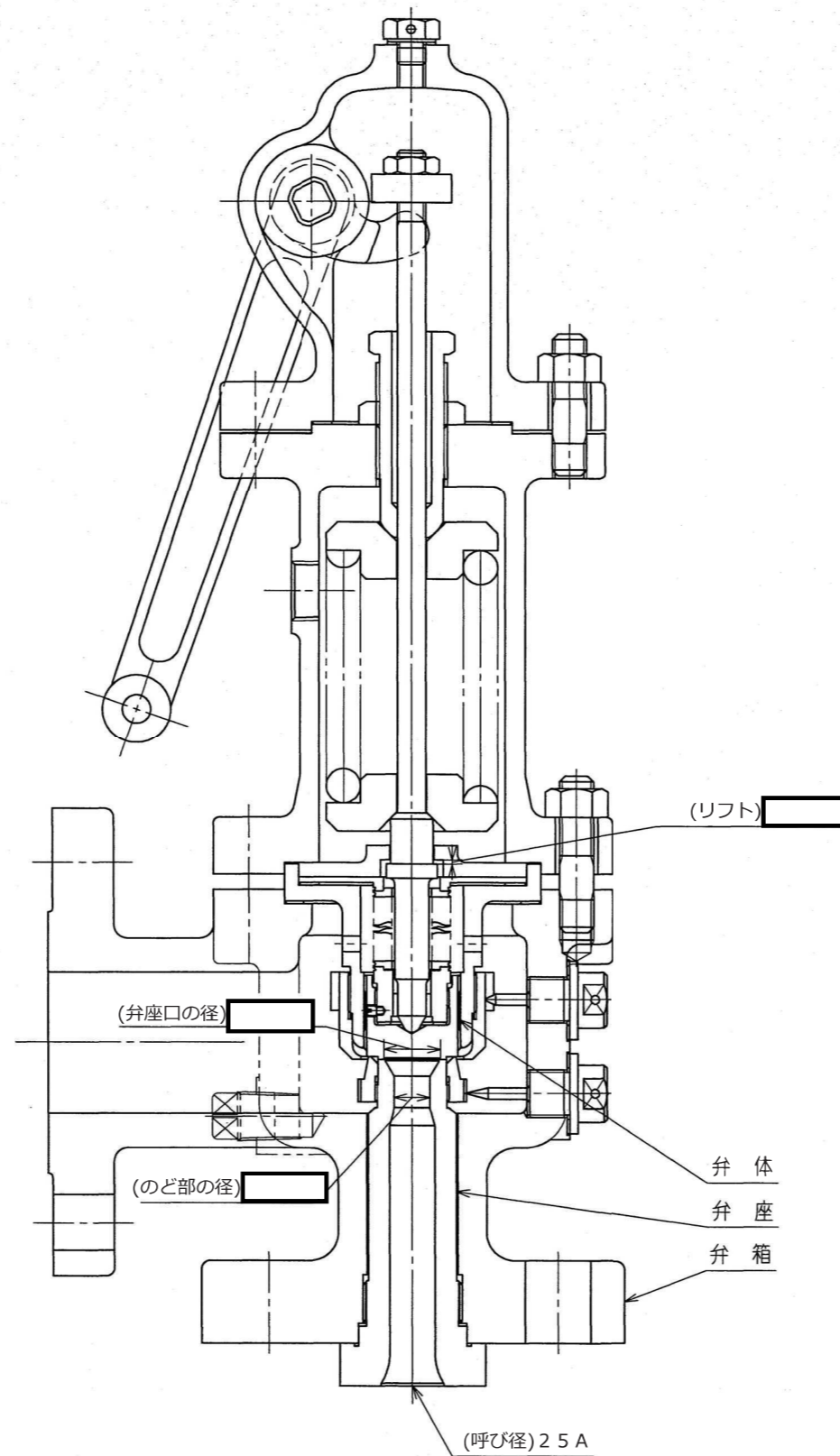
工事計画認可申請	第5-3-1-4-1図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	計測制御系統施設のうちはう酸水 注入設備 (ほう酸水注入系) の構造図 C41-F014
東京電力ホールディングス株式会社	
SLC	N3-002-385 9405



注1：寸法はmmを示す。

注2：特記なき寸法は公称値を示す。

工事計画認可申請	第5-3-1-4-2図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	計測制御系統施設のうちはう酸水 注入設備（ほう酸水注入系）の構造図 C41-F003A
東京電力ホールディングス株式会社	
SLC	N3-002-383 9405



注1：寸法はmmを示す。

注2：特記なき寸法は公称値を示す。

工事計画認可申請	第5-3-1-4-3図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	計測制御系統施設のうちはう酸水 注入設備（ほう酸水注入系）の構造図 C41-F003B
東京電力ホールディングス株式会社	
SLC	N3-002-384 9405