

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-1-011-13 改2
提出年月日	2020年9月1日

柏崎刈羽原子力発電所第7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（補給水系）

（添付書類）

2020年9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-1-1-5-3 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）

## V-5 図面

### 4.4 原子炉冷却材補給設備

#### 4.4.1 補給水系

- ・第 4-4-1-1-1 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（補給水系）に係る機器の配置を明示した図面（その 1）
- ・第 4-4-1-1-2 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（補給水系）に係る機器の配置を明示した図面（その 2）
- ・第 4-4-1-1-3 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（補給水系）に係る機器の配置を明示した図面（その 3）
- ・第 4-4-1-2-1 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（補給水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 1）
- ・第 4-4-1-2-2 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（補給水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 2）
- ・第 4-4-1-2-3 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（補給水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 3）
- ・第 4-4-1-3-1 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（補給水系）の系統図（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（補給水系）の構造図 復水移送ポンプ  
【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 3-3-4 図「復水移送ポンプ構造図」による。】
- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（補給水系）の構造図 復水貯蔵槽  
【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 3-3-5 図「復水貯蔵槽構造図」による。】

5. 原子炉冷却材補給設備

5.1 補給水系

5.1.1 ポンプ

名 称		復水移送ポンプ	
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	□以上(125), □以上, □以上, □以上, □以上	
揚 程	m	□以上(85), □以上, □以上, □以上, □以上	
最高使用圧力	MPa	1.37, 1.70	
最高使用温度	℃	66, 85	
原 動 機 出 力	kW/個	55	
個 数	—	3	
<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  復水移送ポンプは、設計基準対象施設として復水貯蔵槽に貯蔵されている復水を各使用系統先へ供給するために設置する。</li> <li>・重大事故等対処設備  重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。</li> </ul> <p>復水移送ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失した場合において、復水貯蔵槽を水源とした復水移送ポンプにより残留熱除去系等を経由して、復水等を原子炉圧力容器へ注水することで、発電用原子炉を冷却できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。</p> <p>復水移送ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。</p> <p>系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とした復水移送ポンプにより残留熱除去系等を経由して、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで発電用原子炉を冷却できる設計とする。</p>			

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、設計基準対象施設が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するために設置する。

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

系統構成は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能喪失した場合において、復水貯蔵槽を水源とした復水移送ポンプにより残留熱除去系等を経由して、復水等をドライウェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を補給水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

## 1. 容量

### 1.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの容量は、施設時と系統構成を含めて変わらないため、連続使用負荷と間欠使用負荷を考慮した復水移送ポンプ1個当たりの復水流量である  m<sup>3</sup>/h/個を上回る容量として、 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については  125m<sup>3</sup>/h/個とする。

## 1.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

### 1.2.1 低圧代替注水系使用時の容量 m<sup>3</sup>/h/個以上

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）又は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（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、事故シーケンスグループ（高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失、LOCA時注水機能喪失）及び格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ2個で最大 m<sup>3</sup>/hのため、1個あたり m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

### 1.2.2 代替循環冷却系使用時の容量 m<sup>3</sup>/h/個以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）において、有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ2個で m<sup>3</sup>/h（原子炉圧力容器への注水流量が m<sup>3</sup>/h、原子炉格納容器へのスプレイ流量が m<sup>3</sup>/h又は、原子炉格納容器下部への注水流量が m<sup>3</sup>/h、原子炉格納容器へのスプレイ流量が m<sup>3</sup>/h）のため、1個あたり m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

### 1.2.3 代替格納容器スプレイ冷却系使用時の容量 m<sup>3</sup>/h/個以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、事故シーケンスグループ（高圧・低圧注水機能喪失、LOCA時注水機能喪失）及び格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ2個で m<sup>3</sup>/hのため、1個あたり m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

### 1.2.4 格納容器下部注水系使用時の容量 m<sup>3</sup>/h/個以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、格納容器破損モード（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量が約時間で m<sup>3</sup>のため、1個あたり m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

上とする。

## 2. 揚程

### 2.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として復水移送ポンプを使用する場合の揚程は、定格運転時の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差 約  m  
静水頭 約  m  
機器及び配管・弁類圧損 約  m

---

合計 約  m

以上より、復水移送ポンプの揚程は、 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 85m とする。

### 2.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

#### 2.2.1 低圧代替注水系 m 以上

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）又は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（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送の揚程は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、事故シーケンスグループ（高圧・低圧注水機能喪失）において残留熱除去系(B)配管から原子炉圧力容器に復水移送ポンプ 2 個で  m<sup>3</sup>/h で注水する場合の水源と移送先との圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差 約  m  
静水頭 約  m  
機器及び配管・弁類圧損 約  m

---

合計 約  m

以上より、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）又は、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（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は  m 以上とする。

2.2.2 代替循環冷却系  m 以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において水源と移送先の圧力差（サプレッションプールと原子炉圧力容器の圧力差）、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差 約  m  
 静水頭 約  m  
 機器及び配管・弁類圧損 約  m

---

合計 約  m

以上より、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は  m 以上とする。

2.2.3 代替格納容器スプレイ冷却系  m 以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と移送先の圧力差（大気開放である復水貯蔵槽と原子炉格納容器の圧力約  MPa の圧力差）、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差 約  m  
 静水頭 約  m  
 機器及び配管・弁類圧損 約  m

---

合計 約  m

以上より、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は  m 以上とする。

#### 2.2.4 格納容器下部注水系 m 以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、格納容器破損モード（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）において格納容器下部に注水する場合の水源と移送先の圧力差（大気開放である復水貯蔵槽と原子炉格納容器の圧力約  MPa との圧力差）、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約 <input type="text"/> m
静水頭	約 <input type="text"/> m
機器及び配管・弁類圧損	約 <input type="text"/> m
-----	
合計	約 <input type="text"/> m

以上より、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は  m 以上とする。

### 3. 最高使用圧力

#### 3.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約  MPa となり、静水頭約  MPa との合計が  MPa となることから、これを上回る圧力として 1.37MPa とする。

#### 3.2 重大事故等対処設備

復水移送ポンプを重大事故等時ににおいて使用する場合の圧力は、代替循環冷却系で使用する場合の圧力を基に設定しており、ポンプ締切運転時の揚程約  MPa、静水頭約  MPa 及び原子炉格納容器圧力  MPa の合計である約  MPa を上回る 1.70MPa とする。

### 4. 最高使用温度

#### 4.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として復水移送ポンプを使用する場合の最高使用温度は、復水貯蔵槽の最高使用温度と同じ 66℃ とする。

#### 4.2 重大事故等対処設備

復水移送ポンプを重大事故等時ににおいて使用する場合の温度は、水源が原子炉格納容器内にあることから、代替循環冷却系運転時の原子炉格納容器の重大事故等時における使用温度を基に設定する。



復水移送ポンプによる代替循環冷却系運転時の原子炉格納容器の重大事故等時における使用温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の格納容器破損モード（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」又は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」）より約  °C となることから、これを上回る温度として 85°C とする。

#### 5. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力は、定格流量点での軸動力を基に設定する。

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

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

P<sub>w</sub> : 水動力 (kW)

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) = 125/3600

H : 揚程 (m) = 85

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{125}{3600}\right) \times 85}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記より、設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力は必要軸動力  kW を上回る 55kW/個とする。

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、重大事故等時の容量が最も高くなる低压代替注水系において使用する場合の軸動力を基に設定する。

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

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

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

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

P	: 軸動力 (kW)	
P <sub>w</sub>	: 水動力 (kW)	
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)	= □ <sup>*</sup> /3600
H	: 揚程 (m)	= 78
η	: ポンプ効率 (%) (設計計画値)	= □

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{\square}{3600}\right) \times 78}{\square / 100} = \square \div \square \text{ kW}$$

注記\* : 重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注入流量□ m<sup>3</sup>/h/個にミニマムフロー流量□ m<sup>3</sup>/h/個を考慮した値。

以上より、重大事故等対処設備として使用する場合の原動機出力は必要軸動力□ kWを上回る値として、設計基準対象施設と同仕様で設計し、55kW/個とする。

#### 6. 個数

復水移送ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設として復水貯蔵槽に貯蔵されている復水を各使用系統へ供給するために必要な個数である3個設置し、内1個を常時運転とする。

復水移送ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設として3個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

5.1.2 貯蔵槽

名 称		復水貯蔵槽	
容 量	m <sup>3</sup>	□以上(2100)	
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> (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 復水貯蔵槽は、設計基準対象施設として、原子炉隔離時における高圧炉心注水系又は原子炉隔離時冷却系へ供給する非常用水、プラント起動停止時及び通常運転時における各使用系統へ供給する常用水を貯蔵するために設置する。</li> <li>・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心注水系）として使用する復水貯蔵槽は、以下の機能を有する。  復水貯蔵槽は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、高圧炉心注水系ポンプにより復水貯蔵槽の冷却水を炉心上部より燃料集合体上に注水し、炉心を冷却できる設計とする。  重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）として使用する復水貯蔵槽は、以下の機能を有する。  復水貯蔵槽は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、原子炉隔離時冷却系ポンプにより復水貯蔵槽の冷却水を復水給水系を經由して原子炉圧力容器へ注水し、炉心を冷却できる設計とする。  重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系）として使用する復水貯蔵槽は、以下の機能を有する。  復水貯蔵槽は、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。</li> </ul>			

系統構成は、高圧代替注水系ポンプにより復水貯蔵槽の冷却水を高圧炉心注水系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として使用する復水貯蔵槽は、以下の機能を有する。

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

系統構成は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の冷却水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に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）として使用する復水貯蔵槽は、以下の機能を有する。

復水貯蔵槽は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高圧代替注水系、低圧代替注水系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源として使用できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系）として使用する復水貯蔵槽は、以下の機能を有する。

復水貯蔵槽は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の冷却水を補給水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する復水貯蔵槽は、以下の機能を有する。

復水貯蔵槽は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合に

において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の冷却水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（高圧代替注水系）として使用する復水貯蔵槽は、以下の機能を有する。

復水貯蔵槽は、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、高圧代替注水系ポンプにより復水貯蔵槽の冷却水を高圧炉心注水系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する復水貯蔵槽は、以下の機能を有する。

復水貯蔵槽は、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の冷却水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。

#### 1. 容量

設計基準対象施設として使用する復水貯蔵槽の必要容量は、有効容量  m<sup>3</sup> と無効容量  m<sup>3</sup> を考慮した容量である  m<sup>3</sup> を上回る  m<sup>3</sup> 以上とする。

復水貯蔵槽を重大事故等時において高圧炉心注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧代替注水系ポンプ、復水移送ポンプ（低圧代替注水系、代替格納容器スプレイ冷却系、格納容器下部注水系）による炉心注入等の水源として使用する場合の容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、格納容器破損モードである「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、事故発生前に必要となる容量  m<sup>3</sup> に無効容量  m<sup>3</sup> を考慮した容量である  m<sup>3</sup> を上回る  m<sup>3</sup> 以上であることから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、設計基準対象施設として要求される容量  m<sup>3</sup> 及び重大事故等に要求される  m<sup>3</sup> を上回る 2100m<sup>3</sup> とする。

## 2. 最高使用圧力

復水貯蔵槽を重大事故等時において使用する場合は、復水貯蔵槽が開放型タンクであることから、静水頭とする。

## 3. 最高使用温度

復水貯蔵槽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）において有効性を確認している代替淡水源の温度 40℃及び海水の温度 30℃を上回る 66℃とする。

## 4. 個数

復水貯蔵槽は、設計基準対象施設として原子炉隔離時における高圧炉心注水系又は原子炉隔離時冷却系へ供給及び、プラント起動停止時及び通常運転時における各使用系統へ供給するために必要な個数である 1 個設置する。

復水貯蔵槽は、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。

### 5.1.3 主配管

名 称		復水貯蔵槽 ～ 低圧代替注水系合流部
最高使用圧力	MPa	静水頭, 1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	267.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、復水貯蔵槽と低圧代替注水系合流部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槽より復水を復水移送ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、復水貯蔵槽より復水等を復水移送ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 静水頭</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、復水貯蔵槽が開放型タンクであることから、静水頭とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、復水貯蔵槽の重大事故等時における使用圧力と同じ静水頭とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.37MPa</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、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、復水貯蔵槽の設計温度が66℃であることから、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、復水貯蔵槽の重大事故等時における使用温度と同じ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、低圧代替注水系運転時の最大流量が</p>		

□ m<sup>3</sup>/h であり，設計基準対象施設としての復水移送ポンプ 3 台運転時の最大流量 □ m<sup>3</sup>/h を下回るため，標準流速を目安に設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。



名 称		低压代替注水系合流部 ～ 復水移送ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66, 85
外 径	mm	267.4, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、低压代替注水系合流部と復水移送ポンプを接続する配管であり、設計基準対象施設として復水貯蔵槽に貯蔵されている復水を復水移送ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、復水貯蔵槽又はサプレッションプールより復水等を復水移送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、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、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>2.1 最高使用温度 66℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、主配管「復水貯蔵槽～低压代替注水系合流部」の最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 85℃</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、代替循環冷却系運転時の水源であるサプレッションプールが原子炉格納容器内に設置されることから復水移送ポンプによる代替循環冷却系運転時の原子炉格納容器の重大事故等時における使用温度を基に設定する。</p> <p>復水移送ポンプによる代替循環冷却系運転時の原子炉格納容器の重大事故等時における使用温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」及び「高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」より約□℃となることから、これを上回る温度として85℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 267.4mm</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、低压代替注水系運転時の最大流量</p>		

が  m<sup>3</sup>/h であり、設計基準対象施設としての復水移送ポンプ 3 台運転時の最大流量  m<sup>3</sup>/h を下回るため、標準流速を目安に設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。

### 3.2 外径 165.2mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントのポンプ吸込配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2mm 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 (m <sup>3</sup> /h)	流速* <sup>1</sup> E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	<input type="text"/> * <sup>2</sup>	2.6* <sup>3</sup>	<input type="text"/>

注記\*1：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。

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

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

\*2：重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉压力容器への注入流量で運転する際のポンプ最大流量： m<sup>3</sup>/h

\*3：標準流速を超えるが、低圧水配管の標準流速  m/s を下回っているため問題ない。

名 称		復水移送ポンプ ～ 補給水系復水移送ポンプ出口分岐部
最高使用圧力	MPa	1.37, 1.70
最高使用温度	℃	66, 85
外 径	mm	165.2, 114.3, 267.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、復水移送ポンプと補給水系復水移送ポンプ出口分岐部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槽に貯蔵されている復水を復水移送ポンプにより各使用系統先へ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、復水移送ポンプにより復水等を原子炉圧力容器へ注水するため又は原子炉格納容器内へスプレイするために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>1.1 最高使用圧力 1.37MPa 設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、復水移送ポンプの最高使用圧力と同じ1.37MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 1.70MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用圧力と同じ1.70MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>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、復水移送ポンプの最高使用温度と同じ、66℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 85℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における復水移送ポンプの代替循環冷却系としての使用温度と同じ85℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 165.2mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、水源から供給される水は淡水であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2mm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 (m <sup>3</sup> /h)	流速*1 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	<input type="text"/> *2	2.6	<input type="text"/>

注記\*1：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。

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

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

\*2：重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注入流量で運転する際のポンプ最大流量：m<sup>3</sup>/h

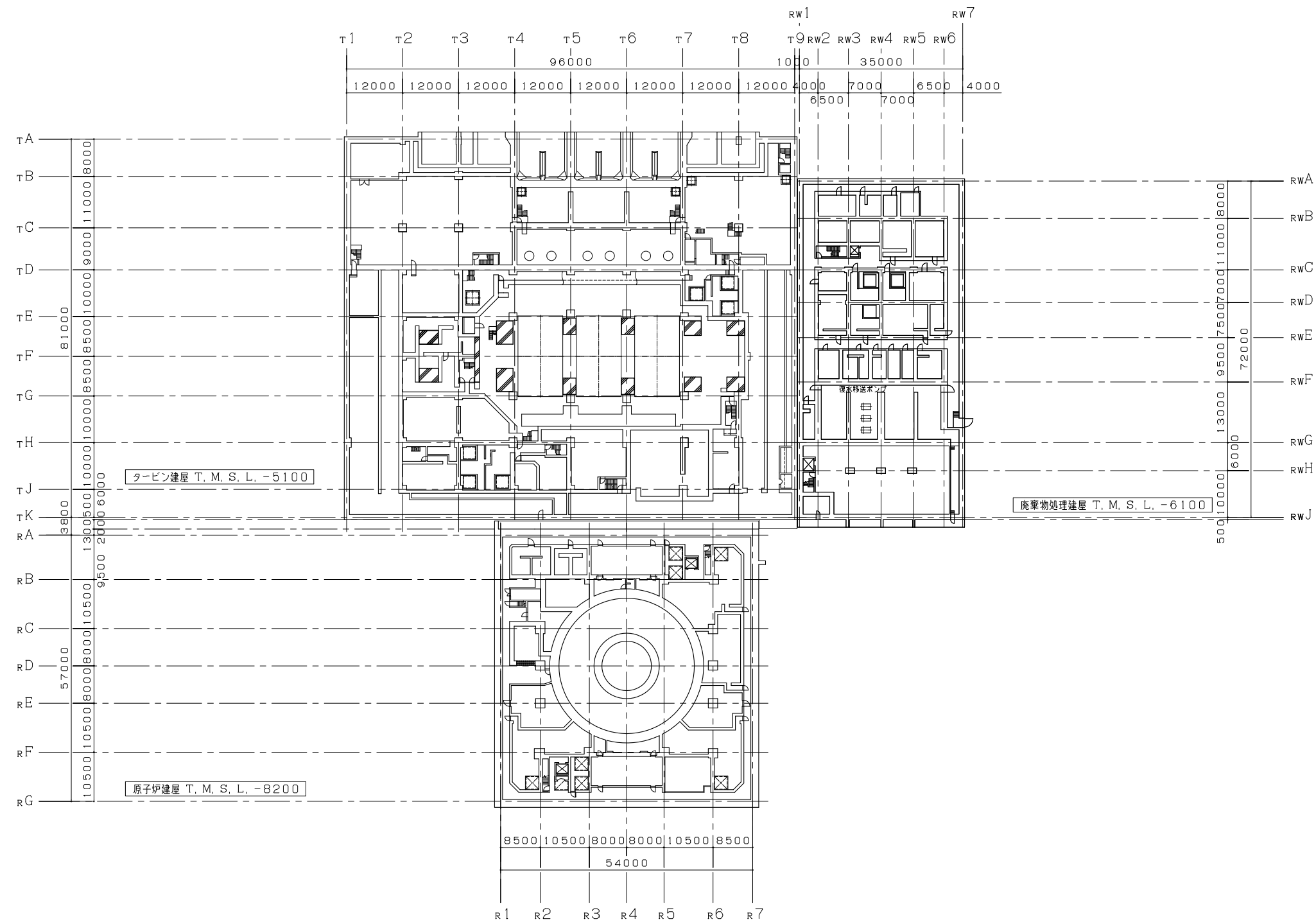
### 3.2 外径 114.3mm

継手の外径。本継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、100Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、114.3mmとする。

### 3.3 外径 267.4mm

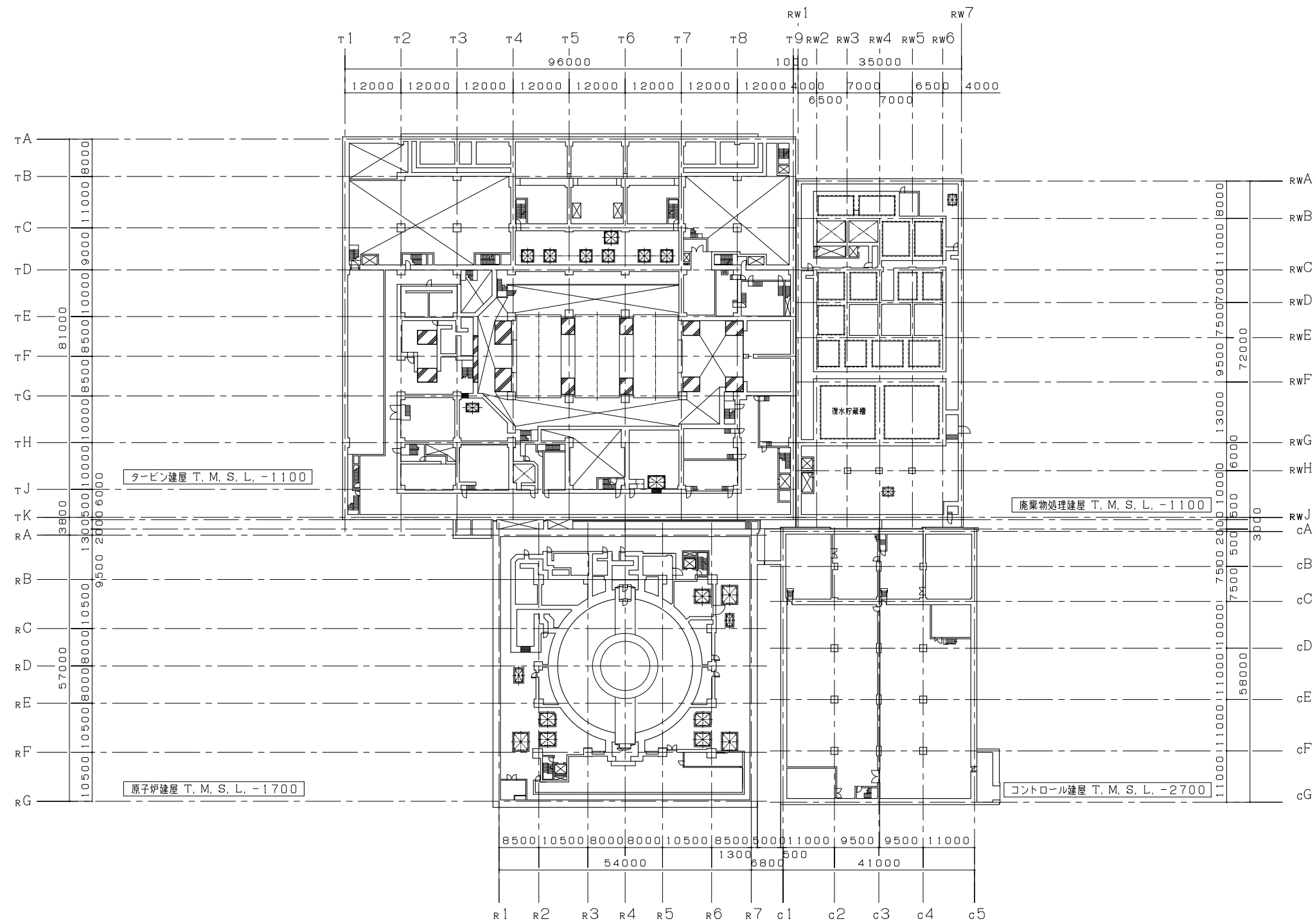
本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、低圧代替注水系運転時の原子炉圧力容器への注入流量がm<sup>3</sup>/hであり、設計基準対象施設としての復水移送ポンプ3台運転時の最大流量m<sup>3</sup>/hを下回るため、標準流速を目安に設定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mmとする。

名 称		復水貯蔵槽 ～ E22-F028, F029, F030
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	318.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、復水貯蔵槽と E22-F028, F029, F030 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槽から復水を高圧炉心注水系ポンプ (B), (C) 又は原子炉隔離時冷却系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、復水貯蔵槽から復水を復水移送ポンプ、高圧炉心注水系ポンプ (B), (C), 原子炉隔離時冷却系ポンプ又は高圧代替注水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、復水貯蔵槽が開放型タンクであることから、静水頭とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、復水貯蔵槽の重大事故等時における使用圧力と同じ静水頭とする。</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、復水貯蔵槽の設計温度が 66℃であることから、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、復水貯蔵槽の重大事故等時における使用温度と同じ 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、低圧代替注水系運転時の最大流量が <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h であり、設計基準対象施設として高圧炉心注水系ポンプ 2 台、原子炉隔離時冷却系ポンプ 1 台運転時の最大流量 <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h を下回るため、標準流速を目安に設定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し 318.5mm とする。</p>		



注：寸法はmmを示す。

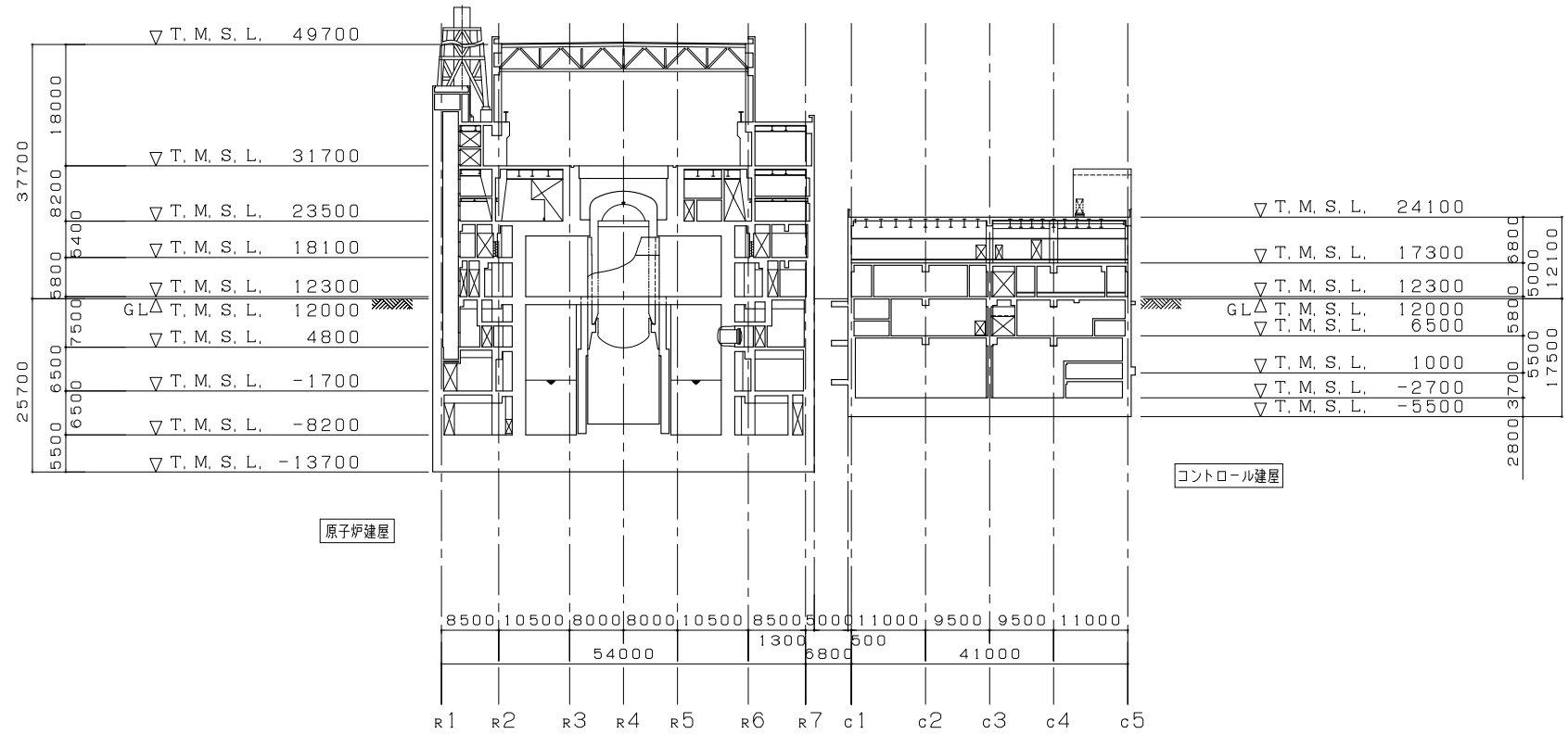
工事計画認可申請		第4-4-1-1-1図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機		
名称	原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（補給水系）に係る機器の配置を明示した図面（その1）	
東京電力ホールディングス株式会社		



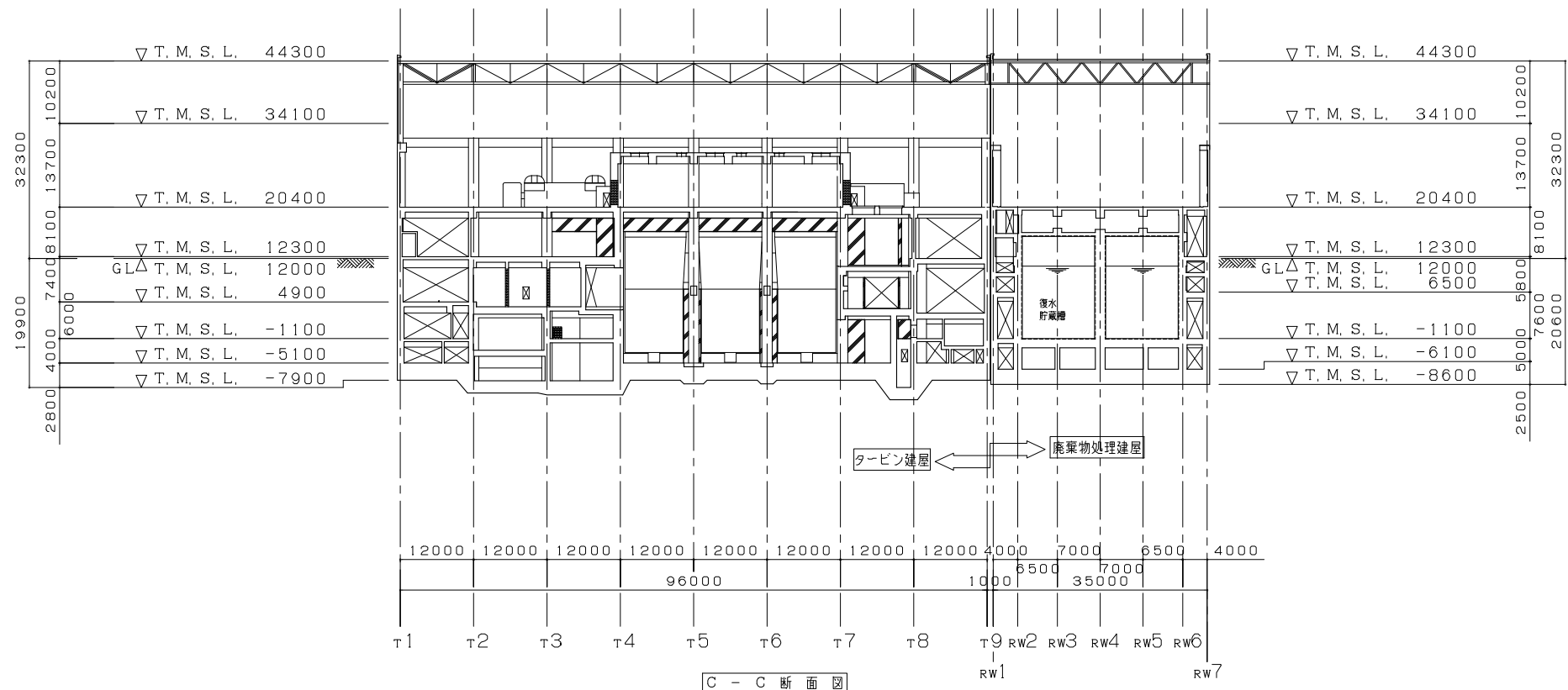
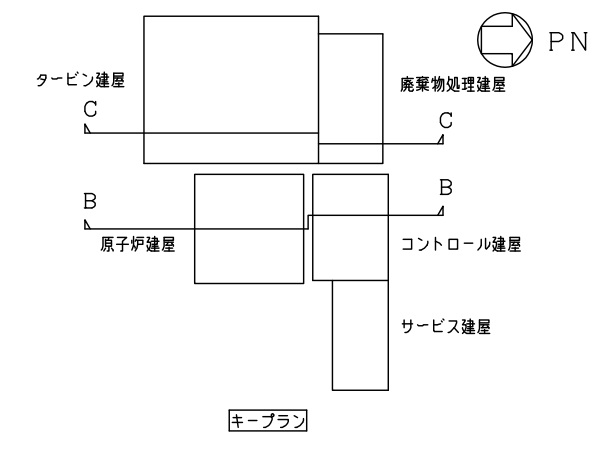
注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請		第4-4-1-1-2図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機		
名称	原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（補給水系）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



B - B 断面図

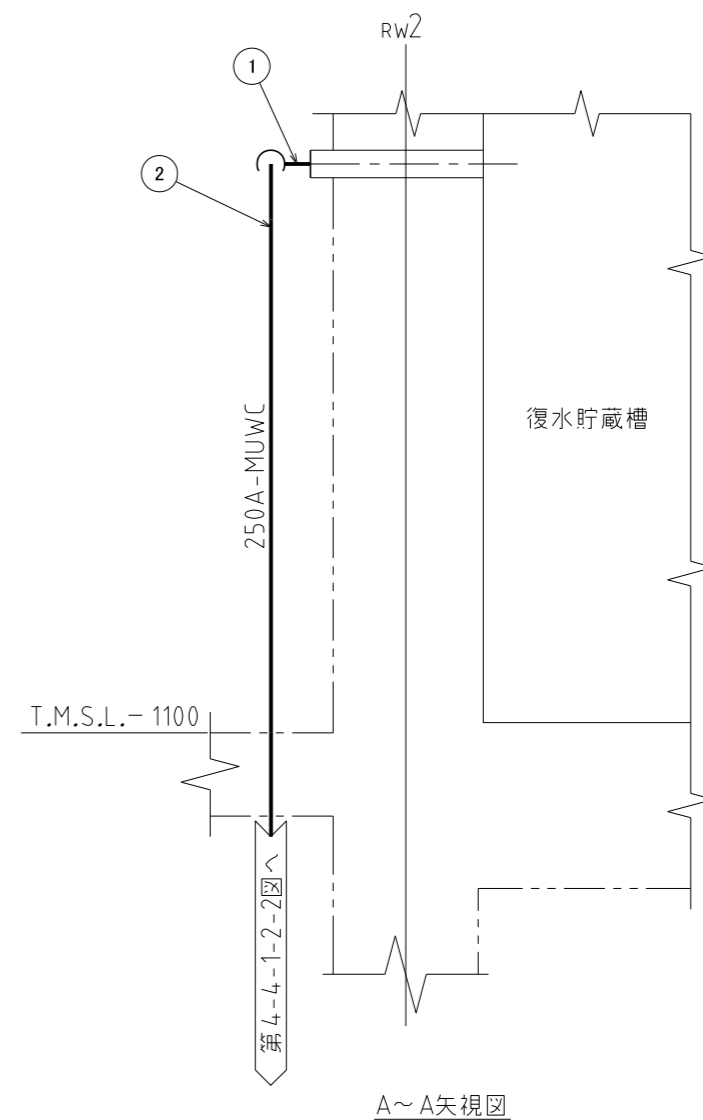
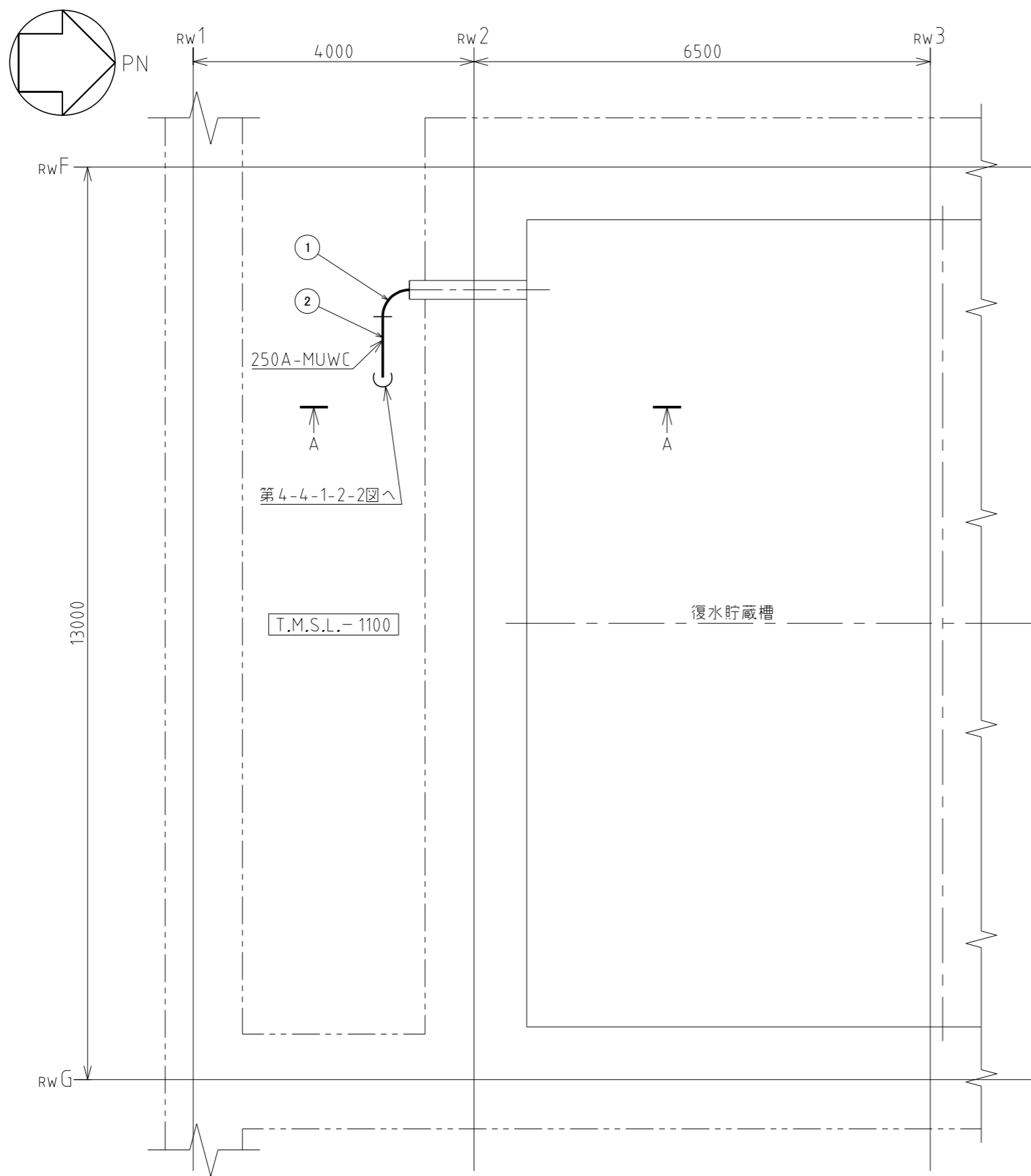


C - C 断面図

注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請	第4-4-1-1-3図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（補給水系）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	





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。

廃棄物処理建屋	
工事計画認可申請	第4-4-1-2-1図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材補給設備（補給水系）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	

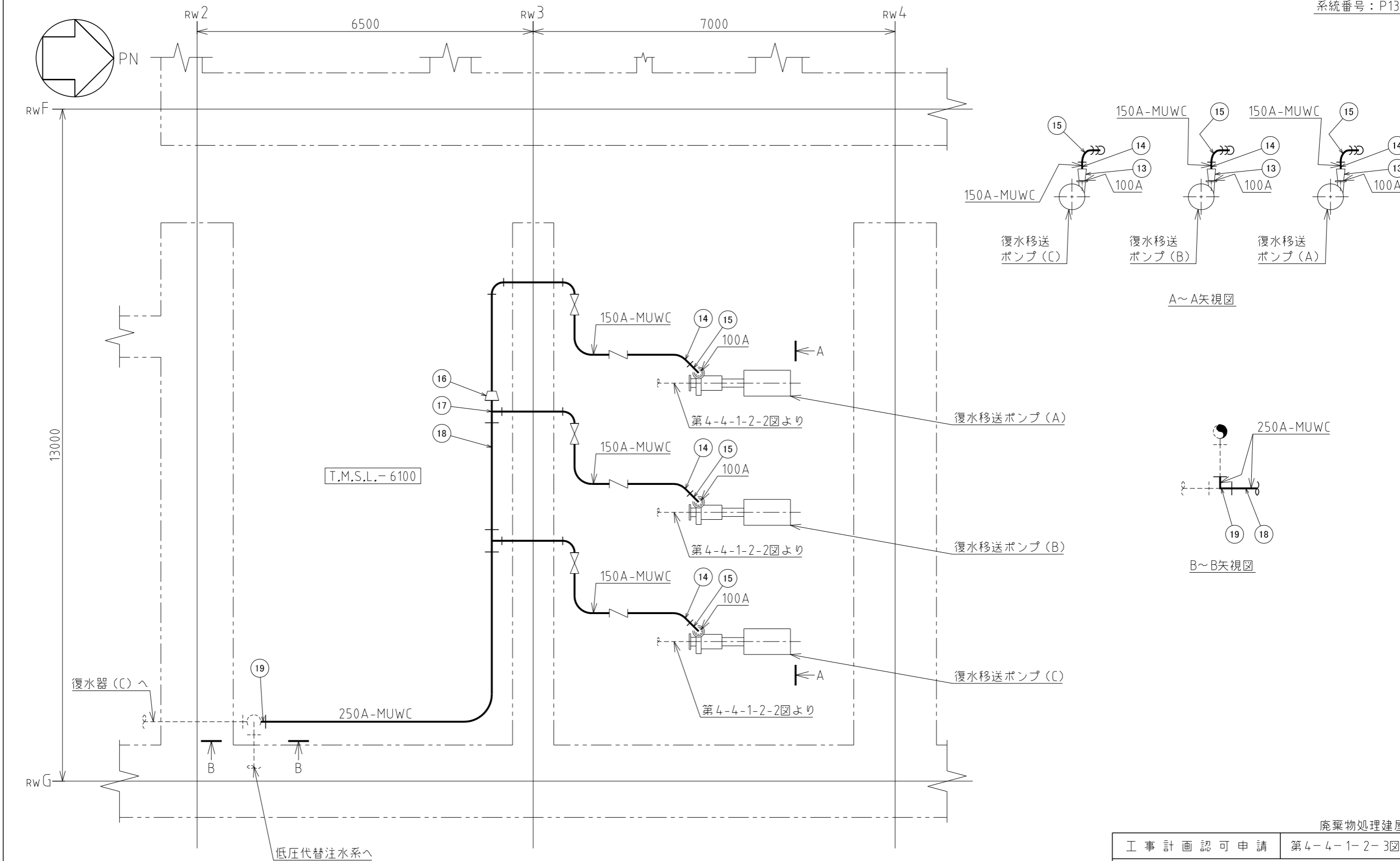
工事計画認可申請 第4-4-1-2-2図

柏崎刈羽原子力発電所第7号機

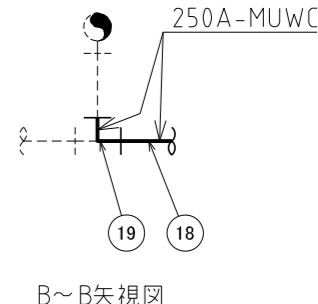
名称 原子炉冷却系統施設のうち  
原子炉冷却材補給設備（補給水系）に係る  
主配管の配置を明示した図面（その2）

東京電力ホールディングス株式会社

MUWC K7MUWC-W102 8903



A~A矢視図



B~B矢視図

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。

廃棄物処理建屋	
工事計画認可申請	第4-4-1-2-3図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材補給設備（補給水系）に係る 主配管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	
MUWC	K7MUWC-W103 8903

第 4-4-1-2-1~3 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（補給水系）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. *17			
名 称	最 高 使 用 力 (MPa)	最 高 使 用 温 度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最 高 使 用 力 (MPa)	最 高 使 用 温 度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料				
補 給 水 系	第 6 号機補給水系 ～ 復水貯蔵槽	1.37*1	66	114.3*2	6.0*2	SUS304TP	補 給 水 系	—*3					—		
		静水頭	66	114.3*2	6.0*2	SUS304TP		—							
	*4 N21-F041 ～ 復水貯蔵槽	1.94*1	66	114.3*2	6.0*2	STPT370		変 更 な し	—						
				114.3*2	6.0*2	STPT410			—						
		静水頭	66	114.3*2	6.0*2	STPG370			—						
				114.3*2	6.0*2	SUS304TP			—						
	*5 P13-F024 ～ 復水貯蔵槽	静水頭	66	165.2*2	7.1*2	SUS304TP			—						
	*6 復水貯蔵槽 ～ 低圧代替注水系合流部	—							*7 復水貯蔵槽 ～ 低圧代替注水系合流部	静水頭*8	66*8	*2, *9, *10 267.4	*2, *9, *10 9.3	*9, *10 SUS304TP	1
		静水頭	66	267.4*2	9.3*2	SUS304TP				変 更 な し					2
		—								1.37*8	66*8	*2, *9, *10 267.4	*2, *9, *10 9.3	*9, *10 SUS304TP	3
	*6 低圧代替注水系合流部 ～ 復水移送ポンプ	—							*11 低圧代替注水系合流部 ～ 復水移送ポンプ	1.37*8	85*8	*2, *9 267.4 /267.4	*2, *9 9.3 /9.3	*9, *10 SUS304TP*9	4
		1.37*1	66	267.4*2	9.3*2	SUS304TP				変 更 な し	変 更 な し 85*8	変 更 な し			5
—					1.37*8	85*8	*2, *9 267.4 /267.4			*2, *9 9.3 /9.3	*9, *10 SUS304TP*9	6			
—							*2, *9, *10 267.4			*2, *9, *10 9.3	*9, *10 SUS304TP		7		
1.37*1		66	267.4*2	9.3*2	STPG370*12	変 更 な し	変 更 な し 85*8	変 更 な し			8				
—					1.37*8	85*8	*2, *9 267.4 /267.4	*2, *9 9.3 /9.3		*9, *10 STPG370*9	9				
—							*2, *9, *10 267.4 /165.2	*2, *9, *10 9.3 /7.1		*9, *10 STPG370*9		10			
1.37*1		66	165.2*2	7.1*2	STPG370*12	変 更 な し	変 更 な し 85*8	変 更 な し			10				
—					1.37*8	85*8	*2, *9 267.4 /165.2	*2, *9 9.3 /7.1		*9, *10 STPG370*9	11				
—							*2, *9, *10 165.2	*2, *9, *10 7.1	*9, *10 STPG370	12					

K7 ① 4-4-1-2-1~3 R0

変更前						変更後						NO. *17		
名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料			
補給水系	*13 復水移送ポンプ ～ 補給水系復水移送ポンプ出口分岐部	—				STPG370 *12	*11 復水移送ポンプ ～ 補給水系復水移送ポンプ出口分岐部	1.70 *8	85 *8	*2, *9 165.2 /114.3	*2, *9 7.1 /6.0	STPG370 *9	13	
		1.37 *1	66	165.2 *2	7.1 *2			変更なし 1.70 *8	変更なし 85 *8	変更なし		14		
		—						STPG370 *9	1.70 *8	85 *8	*2, *9, *10 165.2	*2, *9, *10 7.1	*9, *10 STPG370	15
		—									*2, *9 267.4 /165.2	*2, *9 9.3 /7.1	STPG370 *9	16
		—									*2, *9 267.4 /267.4 /165.2	*2, *9 9.3 /9.3 /7.1	STPG370 *9	17
	1.37 *1	66	267.4 *2	9.3 *2	STPG370 *12	変更なし 1.70 *8	変更なし 85 *8	変更なし		18				
	—				STPG370 *9	1.70 *8	85 *8	*2, *9 267.4 / — /267.4	*2, *9 9.3 / — /9.3	STPG370 *9	19			
	—							変更なし						
	—							変更なし						
	—							変更なし						
—				変更なし										
*13 補給水系復水移送ポンプ出口分岐部 ～ N21-F099	1.37 *1	66	267.4 *2	9.3 *2	STPG370 *12	変更なし						—		
165.2 *2			7.1 *2	STPT370 *14	—									
267.4 *2			9.3 *2	STPT370 *14	—									
216.3 *2			8.2 *2	STPT370 *14	—									
114.3 *2			6.0 *2	STPT370 *14	—									
*15 復水貯蔵槽 ～ E22-F028, F029, F030	静水頭	66	318.5 *2	10.3 *2	SUS304TP	*16 復水貯蔵槽 ～ E22-F028, F029, F030	変更なし				20			

注記\*1 : SI 単位に換算したものである。

\*2 : 公称値を示す。

\*3 : 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。

\*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 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「第6号機低電導度廃液系より復水貯蔵槽まで」と記載。

\*6 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「復水貯蔵槽から復水移送ポンプまで」と記載。

\*7 : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系、代替格納容器スプレイ冷却系、低圧代替注水系）と兼用。

\*8 : 重大事故等時における使用時の値。

\*9 : 本設備は既存の設備である。

\*10 : エルボを示す。

\*11 : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系、代替格納容器スプレイ冷却系、代替循環冷却系、低圧代替注水系）と兼用。

\*12 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「STPG38」と記載。記載内容は、設計図書による。

- \*13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「復水移送ポンプから復水器(C)へ」と記載。
- \*14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「STPT38」と記載。記載内容は、設計図書による。
- \*15：記載の適正化を行う。既工事計画書には「復水貯蔵槽から高圧炉心注水系へ」と記載。
- \*16：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，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系，低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系，代替格納容器スプレイ冷却系，高圧代替注水系，低圧代替注水系）と兼用。
- \*17：第 4-4-1-2-1～3 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（補給水系）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。

第 4-4-1-2-1~3 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（補給水系）に係る主配管の配置を明示した図面 別紙 2

工事計画記載の公称値の許容範囲

[主配管]

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.4\*- 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.5\*- 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.6\*- 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	6.0	+規定しない -12.5%	同上

K7 ① 4-4-1-2-1~3 R0

工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

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

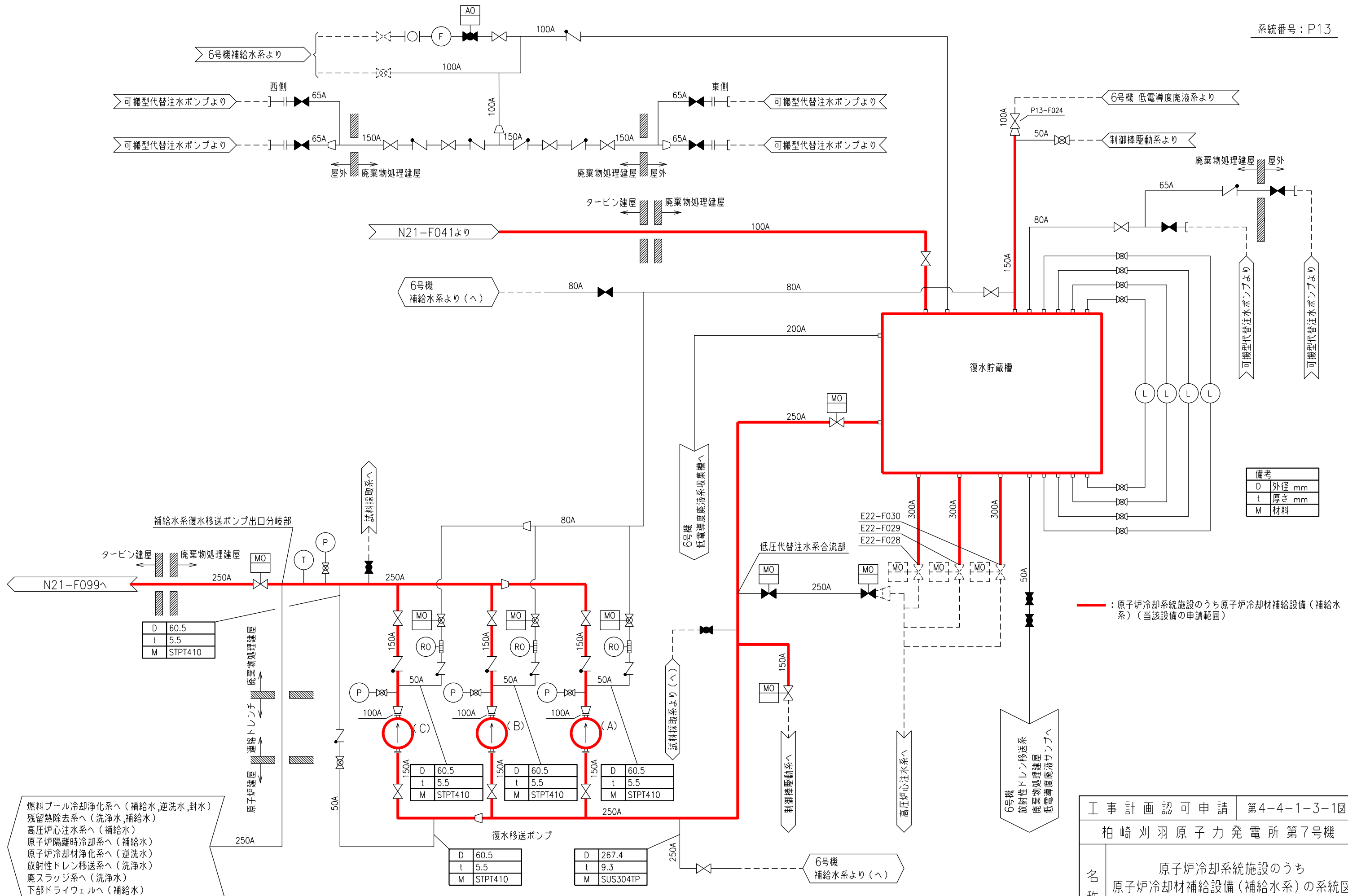
管NO.8\*- 管継手

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

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。





- 燃料プール冷却浄化系へ（補給水,逆洗水,封水）
- 残留熱除去系へ（洗浄水,補給水）
- 高圧炉心注水系へ（補給水）
- 原子炉隔離時冷却系へ（補給水）
- 原子炉冷却材浄化系へ（逆洗水）
- 放射性ドレン移送系へ（洗浄水）
- 廃スラッジ系へ（洗浄水）
- 下部ドライウェルへ（補給水）

工事計画認可申請	第4-4-1-3-1図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材補給設備（補給水系）の系統図 （設計基準対象施設）
東京電力ホールディングス株式会社	