

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-1-011-8 改2
提出年月日	2020年7月22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  
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)

(添付書類)

2020年7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

### 4.3.3 高压代替注水系

- ・ 第 4-3-3-1-1 図 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（高压代替注水系）に係る機器の配置を明示した図面（その 1）
- ・ 第 4-3-3-1-2 図 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（高压代替注水系）に係る機器の配置を明示した図面（その 2）
- ・ 第 4-3-3-1-3 図 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（高压代替注水系）に係る機器の配置を明示した図面（その 3）
- ・ 第 4-3-3-1-4 図 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（高压代替注水系）に係る機器の配置を明示した図面（その 4）
- ・ 第 4-3-3-2-1 図 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（高压代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 1）
- ・ 第 4-3-3-2-2 図 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（高压代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 2）
- ・ 第 4-3-3-2-3 図 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（高压代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 3）
- ・ 第 4-3-3-2-4 図 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（高压代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 4）
- ・ 第 4-3-3-2-5 図 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（高压代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 5）
- ・ 第 4-3-3-2-6 図 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（高压代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 6）
- ・ 第 4-3-3-2-7 図 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（高压代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 7）
- ・ 第 4-3-3-2-8 図 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（高压代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 8）
- ・ 第 4-3-3-3-1 図 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（高压代替注水系）の系統図（その 1）（主蒸気系）（重大事故等対処設備）
- ・ 第 4-3-3-3-2 図 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（高压代替注水系）の系統図（その 2）（原子炉隔離時冷却系）（重大事故等対処設備）
- ・ 第 4-3-3-3-3 図 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（高压代替注水系）の系統図（その 3）（重大事故等対処設備）
- ・ 第 4-3-3-3-4 図 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（高压代替注水系）の系統図（その 4）（補給水系）（重大事故等対処設備）

- 第 4-3-3-3-5 図 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）の系統図（その 5）（高圧炉心注水系）（重大事故等対処設備）
- 第 4-3-3-3-6 図 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）の系統図（その 6）（残留熱除去系）（重大事故等対処設備）
- 第 4-3-3-3-7 図 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）の系統図（その 7）（復水給水系）（重大事故等対処設備）
- 第 4-3-3-4-1 図 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）の構造図 高圧代替注水系ポンプ

### 4.3 高压代替注水系

#### 4.3.1 ポンプ

名 称		高压代替注水系ポンプ
容 量	m <sup>3</sup> /h	182 以上(182)
揚 程	m	900 以上(958)
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37, 吐出側 11.8
最高使用温度	℃	77
原 動 機 出 力	kW	—
個 数	—	1

#### 【設 定 根 拠】

##### (概要)

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（高压代替注水系）として使用する高压代替注水系ポンプは、以下の機能を有する。

高压代替注水系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、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、全交流動力電源及び設計基準事故対処設備である常設直流電源が喪失した場合において、復水貯蔵槽の冷却材を復水給水系等を経由して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。

また、常設代替直流電源設備が機能しない場合でも、現場での人力による弁の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。

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（高压代替注水系）として使用する高压代替注水系ポンプは、以下の機能を有する。

高压代替注水系ポンプは、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、炉心の著しい損傷が発生した場合において、復水貯蔵槽の冷却材を復水給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の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止することにより原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

#### 1. 容量

高压代替注水系ポンプの容量は、炉心の著しい損傷防止の事故シーケンスグループのうち、全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+RCIC 失敗及び全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+直流電源喪失において、復水貯蔵槽から冷却材を原子炉圧力容器に注水する

場合に、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注入量が  $182\text{m}^3/\text{h}$  ( $8.12\text{MPa}[\text{dif}]$  において)  $\sim 114\text{m}^3/\text{h}$  ( $1.03\text{MPa}[\text{dif}]$  において) のため  $182\text{m}^3/\text{h}$  以上とする。

公称値については要求される容量と同じ、 $182\text{m}^3/\text{h}$  とする。

## 2. 揚程

高圧代替注水系ポンプの揚程は、冷却材を原子炉圧力容器へ注水する場合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	<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"/>

上記から、高圧代替注水系ポンプの揚程は約  m を上回る  $900\text{m}$  以上とする。

公称値については要求される揚程を上回る  $958\text{m}$  とする。

## 3. 最高使用圧力

### 3.1 最高使用圧力（吸込側） $1.37\text{MPa}$

高圧代替注水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、主配管「E22-F023～高圧代替注水系ポンプ」の圧力と同じ  $1.37\text{MPa}$  とする。

### 3.2 最高使用圧力（吐出側） $11.8\text{MPa}$

高圧代替注水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、水源圧力  MPa（大気圧）、静水頭  MPa、高圧代替注水系ポンプの縮切運転時の揚程  MPa であることから、合計  MPa であるため、これを上回る圧力として  $11.8\text{MPa}$  とする。

## 4. 最高使用温度

高圧代替注水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、主配管「E22-F023～高圧代替注水系ポンプ」の温度と同じ  $77^\circ\text{C}$  とする。

## 5. 原動機出力

高圧代替注水系ポンプはタービン及びポンプが1つのケーシングに収まる一体型ケーシング構造であり、ポンプと原動機が1つの機器として設計されたものであるため、原動機が単体機器として構成されているものではない。よって、高圧代替注水系ポンプの原動機出力は設定しない。

6. 個数

高圧代替注水系ポンプ（原動機含む。）は、重大事故等対処設備とし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炉心の著しい損傷を防止するため等に必要な個数である 1 個設置する。

4.3.2 主配管

名 称		蒸気入口配管分岐部 ～ E51-F065																																	
最高使用圧力	MPa	8.62																																	
最高使用温度	℃	302																																	
外 径	mm	165.2																																	
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、蒸気入口配管分岐部とE51-F065を接続する配管であり、重大事故等対処設備として原子炉圧力容器より駆動蒸気を高圧代替注水系ポンプへ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力 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主配管「蒸気入口配管分岐部～原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン」の使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度 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主配管「蒸気入口配管分岐部～原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン」の使用温度と同じ 302℃ とする。</p> <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、蒸気入口配管分岐部から高圧代替注水系ポンプ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、先行プラントの自由膨張蒸気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。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>外径</th> <th>厚さ</th> <th>呼び径</th> <th>流路面積</th> <th>流量</th> <th>比容積</th> <th>流速*</th> <th>標準流速</th> </tr> <tr> <th>A</th> <th>B</th> <th>(A)</th> <th>C</th> <th>D</th> <th>E</th> <th>F</th> <th>(m/s)</th> </tr> <tr> <th>(mm)</th> <th>(mm)</th> <th></th> <th>(m<sup>2</sup>)</th> <th>(t/h)</th> <th>(m<sup>3</sup>/kg)</th> <th>(m/s)</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>165.2</td> <td>14.3</td> <td>150</td> <td>0.01466</td> <td>16.4</td> <td>0.023160</td> <td>7.2</td> <td><input type="text"/></td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *：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。</p> $C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A - 2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$ $F = \frac{D \cdot E \cdot 1000}{3600 \cdot C}$				外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	比容積	流速*	標準流速	A	B	(A)	C	D	E	F	(m/s)	(mm)	(mm)		(m <sup>2</sup> )	(t/h)	(m <sup>3</sup> /kg)	(m/s)		165.2	14.3	150	0.01466	16.4	0.023160	7.2	<input type="text"/>
外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	比容積	流速*	標準流速																												
A	B	(A)	C	D	E	F	(m/s)																												
(mm)	(mm)		(m <sup>2</sup> )	(t/h)	(m <sup>3</sup> /kg)	(m/s)																													
165.2	14.3	150	0.01466	16.4	0.023160	7.2	<input type="text"/>																												

名 称		E51-F065 ～ 高压代替注水系ポンプ
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外 径	mm	165.2, 89.1

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、E51-F065と高压代替注水系ポンプを接続する配管であり、重大事故等対処設備として原子炉圧力容器より駆動蒸気を高压代替注水系ポンプへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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主配管「蒸気入口配管分岐部～原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン」の使用圧力と同じ 8.62MPa とする。

2. 最高使用温度

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主配管「蒸気入口配管分岐部～原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン」の使用温度と同じ 302℃ とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合は、蒸気入口配管分岐部から高压代替注水系ポンプ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、先行プラントの自由膨張蒸気配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、165.2mm, 89.1mm 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* F (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	14.3	150	0.01466	16.4	0.023160	7.2	
89.1	11.1	80	0.00352	16.4	0.023160	30.0	

注記 \*：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。

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

$$F = \frac{D \cdot E \cdot 1000}{3600 \cdot C}$$



名 称		高压代替注水系ポンプ ~ E51-F066
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	184
外 径	mm	267.4, 216.3, 355.6

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、高压代替注水系ポンプとE51-F066を接続する配管であり、重大事故等対処設備として高压代替注水系ポンプからの排気蒸気をサプレッションチェンバへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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主配管「蒸気出口配管合流部～サプレッションチェンバ」の使用圧力と同じ0.98MPaとする。

2. 最高使用温度

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主配管「蒸気出口配管合流部～サプレッションチェンバ」の使用温度と同じ184℃とする。

3. 外径

3.1 外径 267.4mm, 355.6mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、高压代替注水系ポンプから蒸気出口配管合流部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、先行プラントの自由膨張蒸気配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、267.4mm, 355.6mm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* F (m/s)	標準流速 (m/s)
267.4	9.3	250	0.04862	16.4	1.6733	156.8	
355.6	11.1	350	0.08731	16.4	1.6733	87.3	

注記 \* : 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。

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

$$F = \frac{D \cdot E \cdot 1000}{3600 \cdot C}$$

### 3.2 外径 216.3mm

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、200A の高圧代替注水系ポンプ（蒸気側）吐出部と接続するため、接続する吐出部の外径と同じとし、216.3mm とする。

名 称		E51-F066 ～ 蒸気出口配管合流部
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	184
外 径	mm	355.6

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、E51-F066と蒸気出口配管合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として高圧代替注水系ポンプからの排気蒸気をサプレッションチェンバへ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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主配管「蒸気出口配管合流部～サプレッションチェンバ」の使用圧力と同じ0.98MPaとする。

2. 最高使用温度

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主配管「蒸気出口配管合流部～サプレッションチェンバ」の使用温度と同じ184℃とする。

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、高圧代替注水系ポンプから蒸気出口配管合流部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、先行プラントの自由膨張蒸気配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、355.6mm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* F (m/s)	標準流速 (m/s)
355.6	11.1	350	0.08731	16.4	1.6733	87.3	

注記 \*：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。

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

$$F = \frac{D \cdot E \cdot 1000}{3600 \cdot C}$$

名 称		高压代替注水系分岐部 ~ E22-F023
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	216.3

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、高压代替注水系分岐部とE22-F023を接続する配管であり、重大事故等対処設備として復水貯蔵槽より冷却水を高压代替注水系ポンプに供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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主配管「高压炉心注水系(B), (C)分岐部～高压代替注水系分岐部」の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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槽の使用温度と同じ66℃とする。

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、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、216.3mm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* E (m/s)	標準流速 (m/s)
216.3	8.2	200	0.03138	182	1.6	

注記 \* : 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		E22-F023 ～ 高压代替注水系ポンプ
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	77
外 径	mm	216.3

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、E22-F023と高压代替注水系ポンプを接続する配管であり、重大事故等対処設備として復水貯蔵槽より冷却水を高压代替注水系ポンプに供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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主配管「高压炉心注水系(B), (C)分岐部～高压代替注水系分岐部」の使用圧力と同じ1.37MPaとする。

2. 最高使用温度

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槽の使用温度の66℃を上回る77℃とする。

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、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、216.3mmとする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*	標準流速
A	B		C	D	E	
(mm)	(mm)	(A)	(m <sup>2</sup> )	(m <sup>3</sup> /h)	(m/s)	(m/s)
216.3	8.2	200	0.03138	182	1.6	

注記 \* : 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		高压代替注水系ポンプ ～ E11-F065
最高使用圧力	MPa	11.8, 8.62
最高使用温度	℃	77, 302
外 径	mm	165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要) 本配管は、高压代替注水系ポンプとE11-F065を接続する配管であり、重大事故等対処設備として高压代替注水系ポンプから冷却水を原子炉圧力容器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 11.8MPa 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高压代替注水系ポンプ吐出側の最高使用圧力と同じ11.8MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 8.62MPa 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主配管「高压代替注水系合流部～代替注水系配管B21-F056A出口合流部」の使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 77℃ 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主配管「E22-F023～高压代替注水系ポンプ」の使用温度と同じ77℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 302℃ 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主配管「高压代替注水系合流部～代替注水系配管B21-F056A出口合流部」の使用温度と同じ302℃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，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。

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* E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	18.2	150	0.01303	182	3.9	<input type="text"/>
165.2	14.3	150	0.01466	182	3.4	<input type="text"/>

注記 \*：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		E11-F065 ～ 高压代替注水系合流部
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度	℃	302
外 径	mm	165.2

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、E11-F065と高压代替注水系合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として高压代替注水系ポンプから冷却水を原子炉圧力容器へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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主配管「高压代替注水系合流部～代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部」の使用圧力と同じ 8.62MPa とする。

2. 最高使用温度

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主配管「高压代替注水系合流部～代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部」の使用温度と同じ 302℃とする。

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、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。

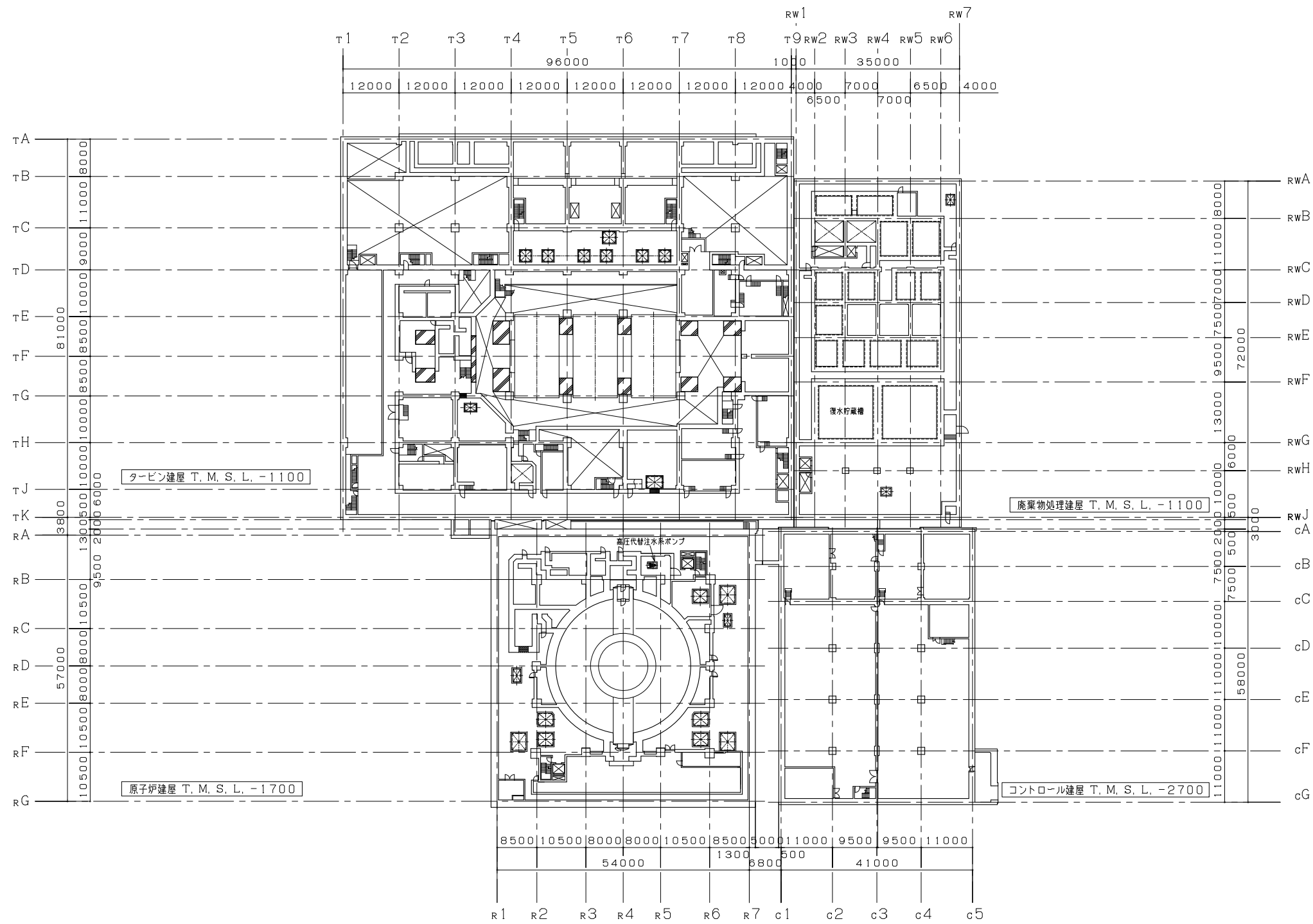
外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m <sup>2</sup> )	流量 D (m <sup>3</sup> /h)	流速* E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	14.3	150	0.01466	182	3.4	

注記 \* : 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。

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

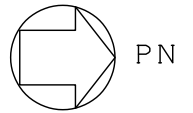
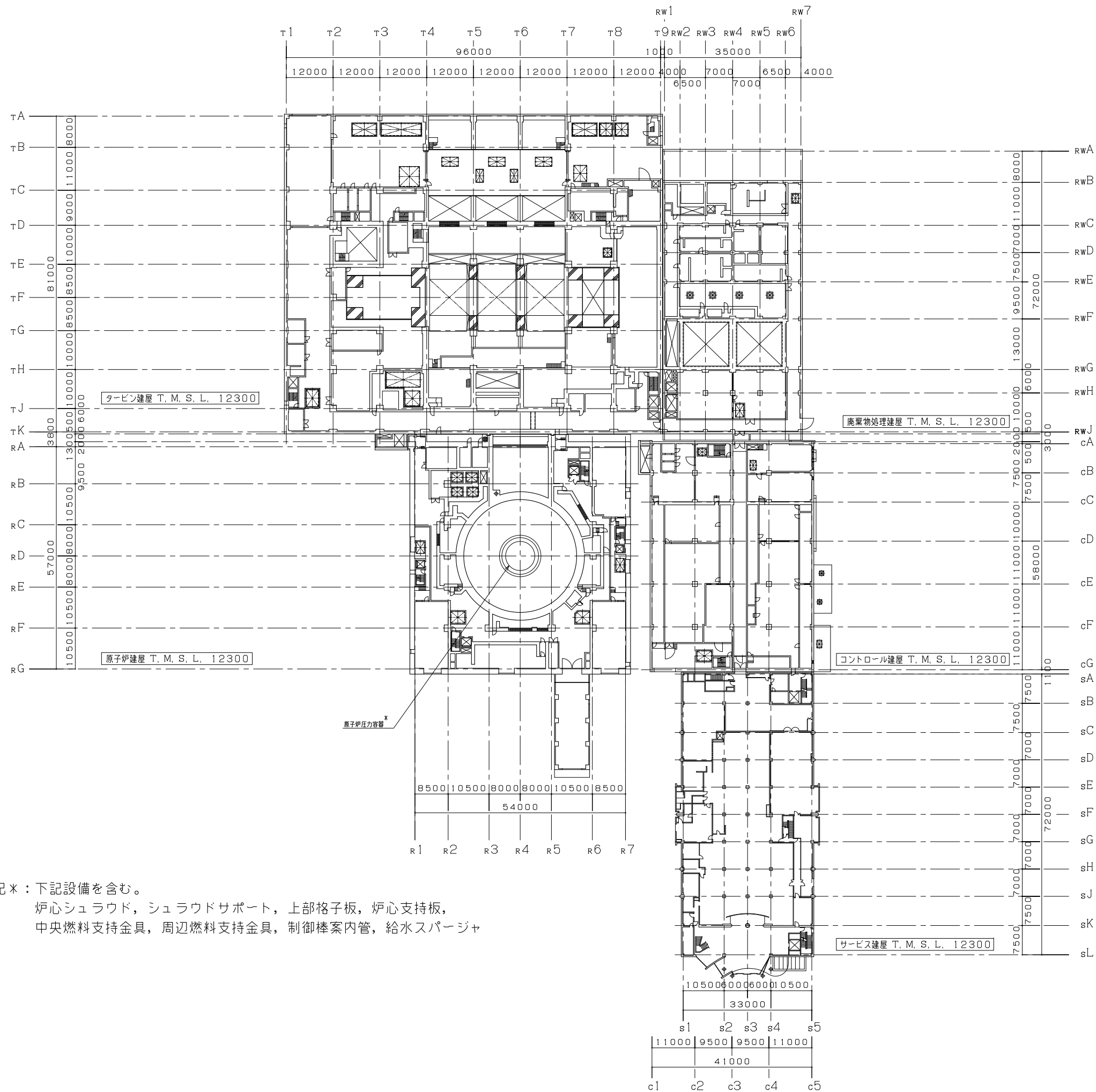
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$





注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請	第4-3-3-1-1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）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	

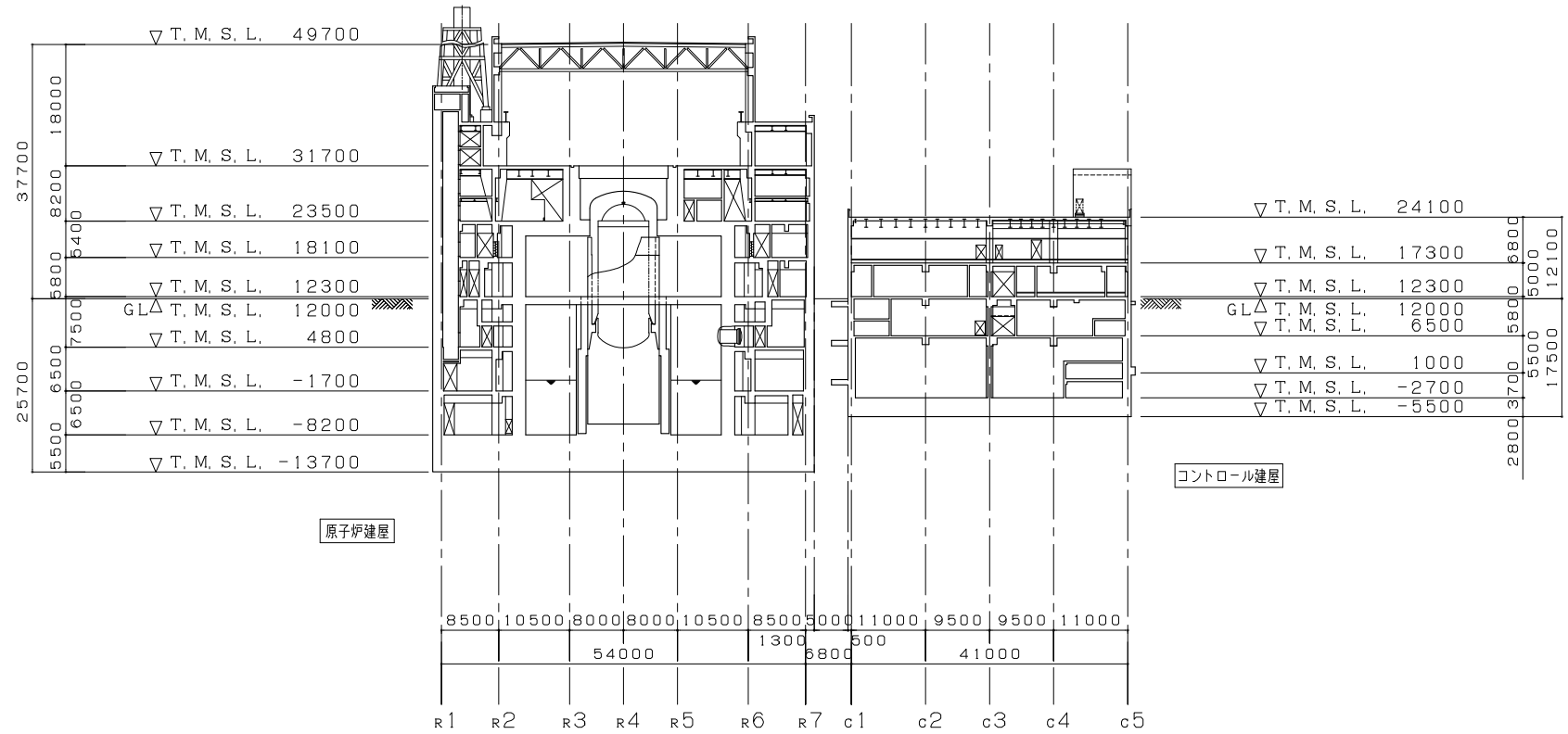


注記\*：下記設備を含む。

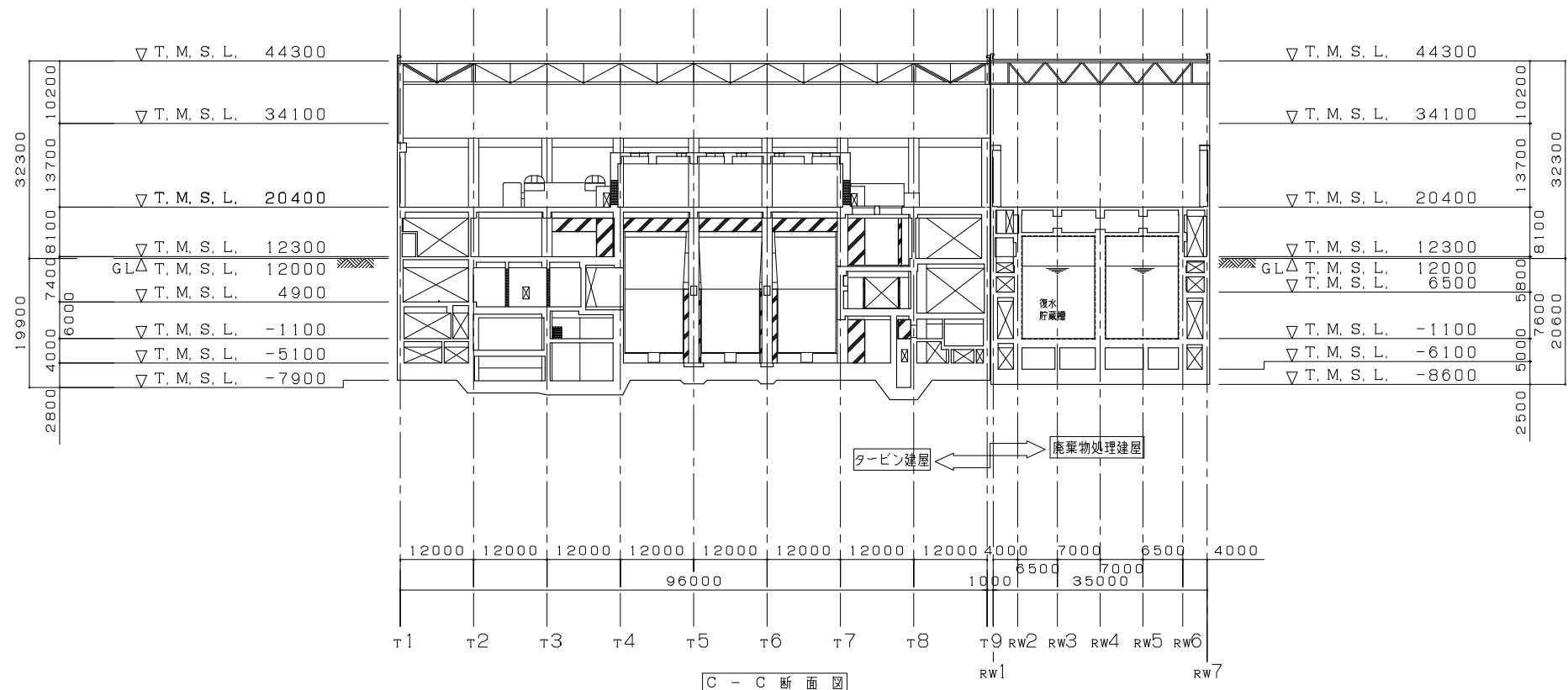
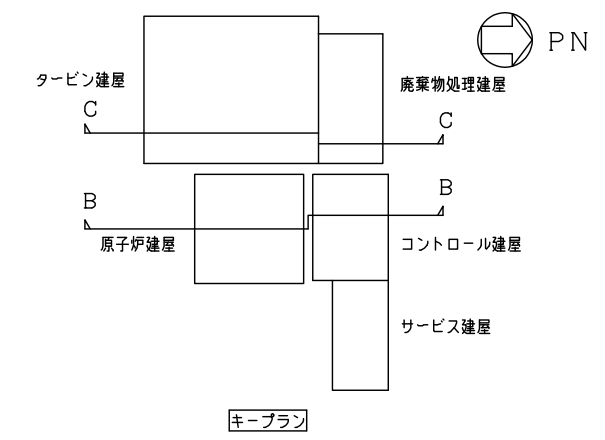
炉心シュラウド，シュラウドサポート，上部格子板，炉心支持板，  
中央燃料支持金具，周辺燃料支持金具，制御棒案内管，給水スパーチャ

注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請	第4-3-3-1-2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）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

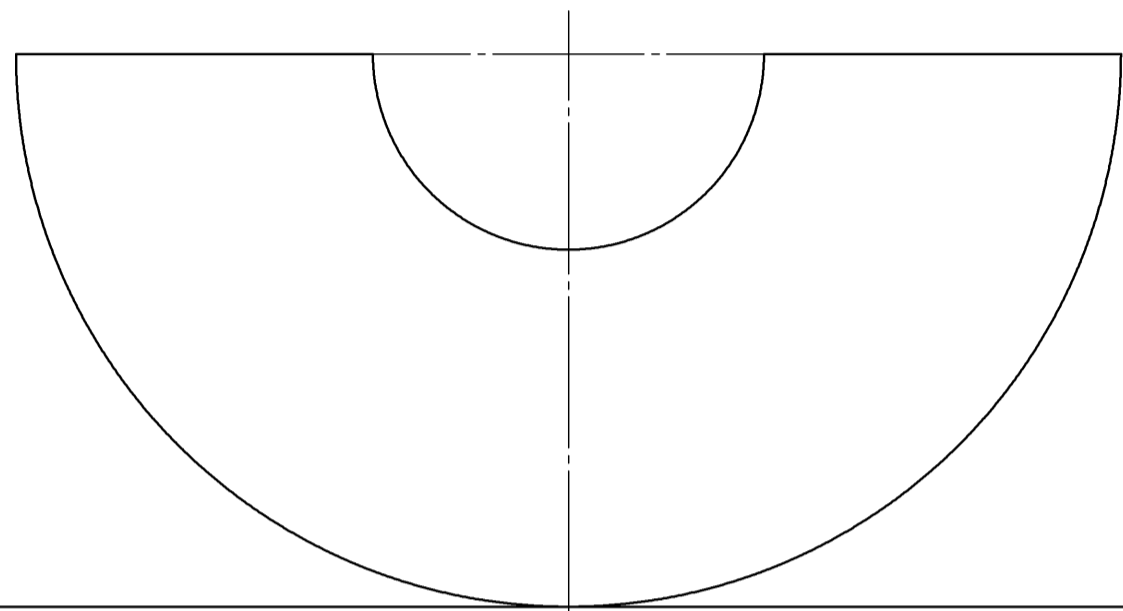
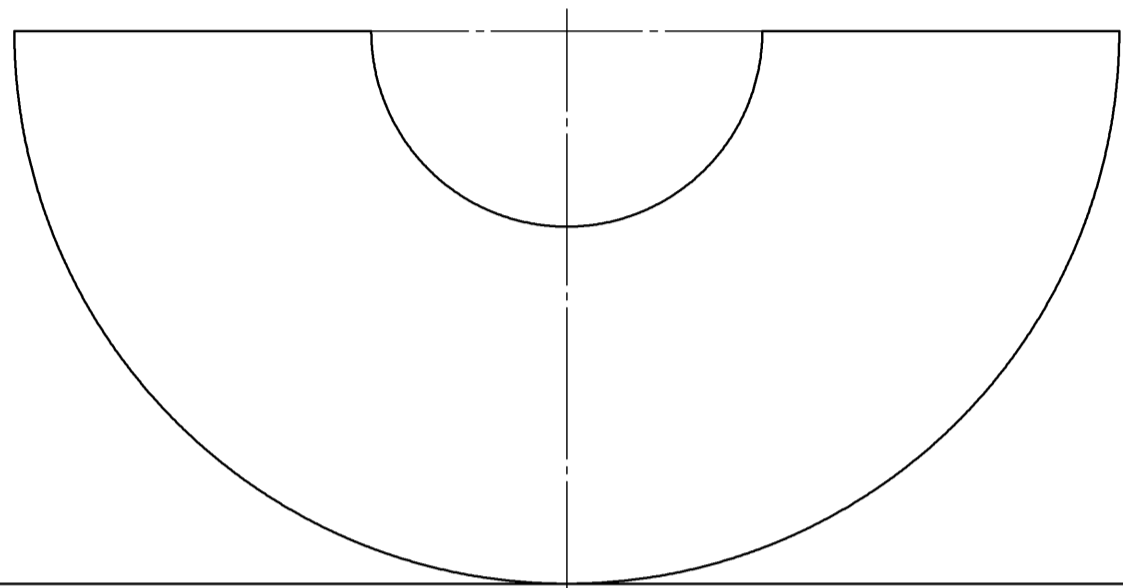
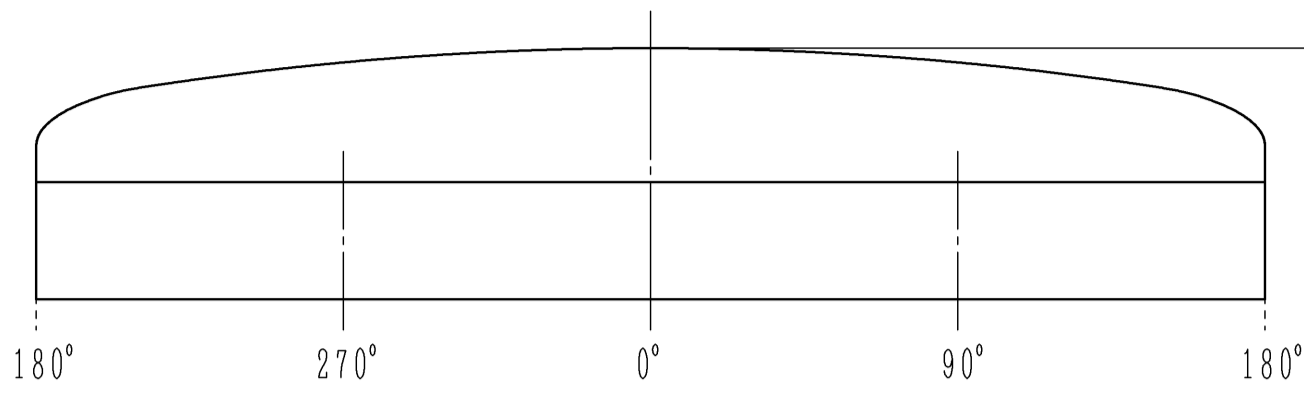


C - C 断面図

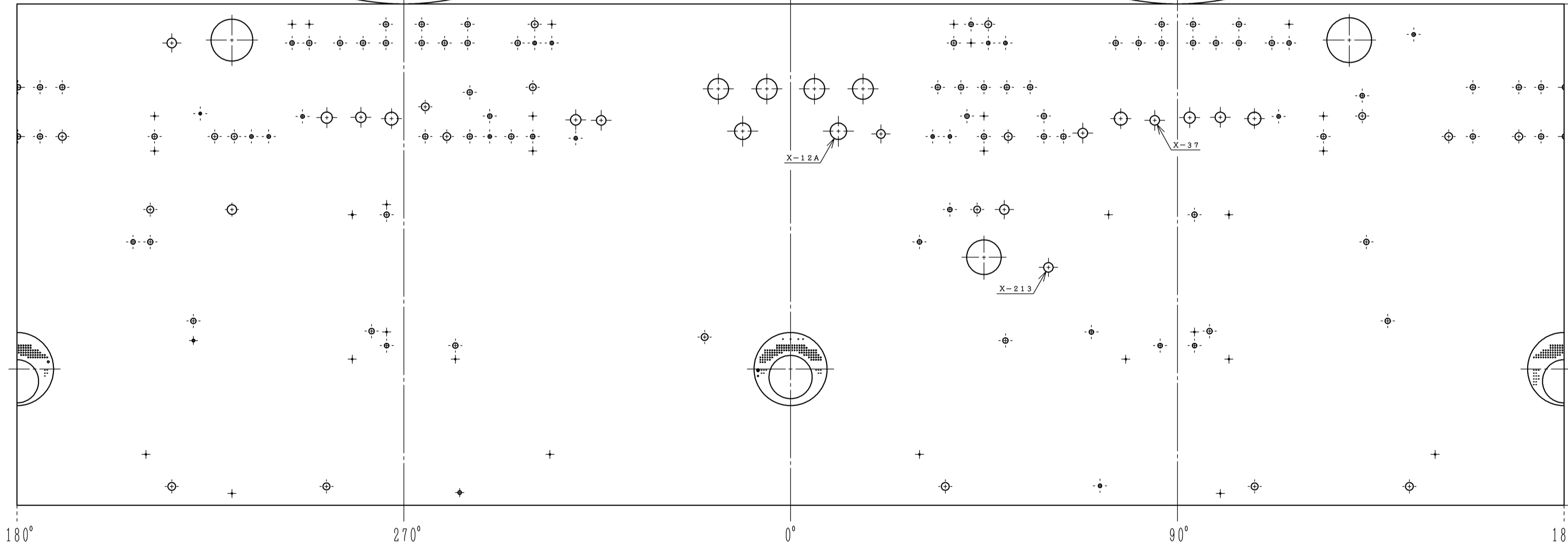
注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請	第4-3-3-1-3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）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	

T. M. S. L. 27940



T. M. S. L. 21300



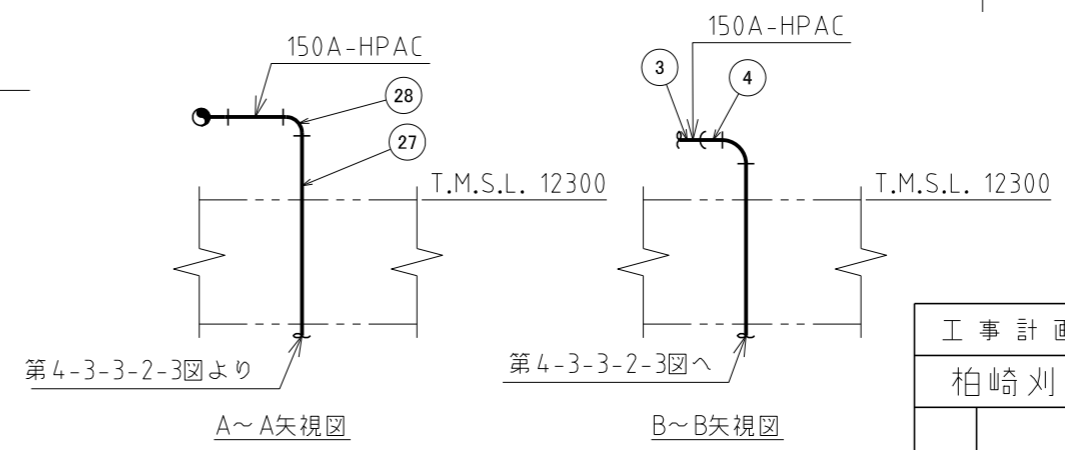
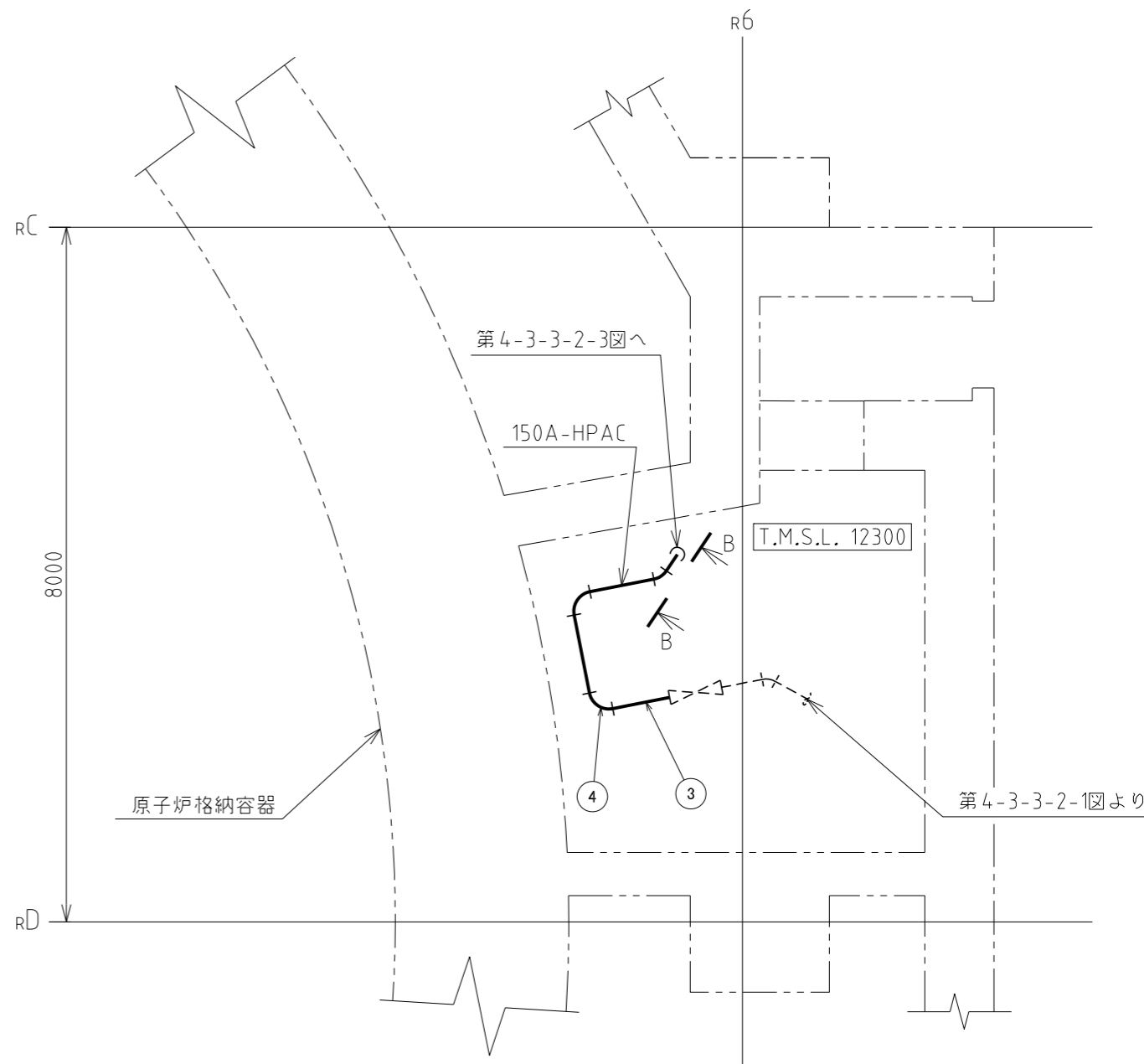
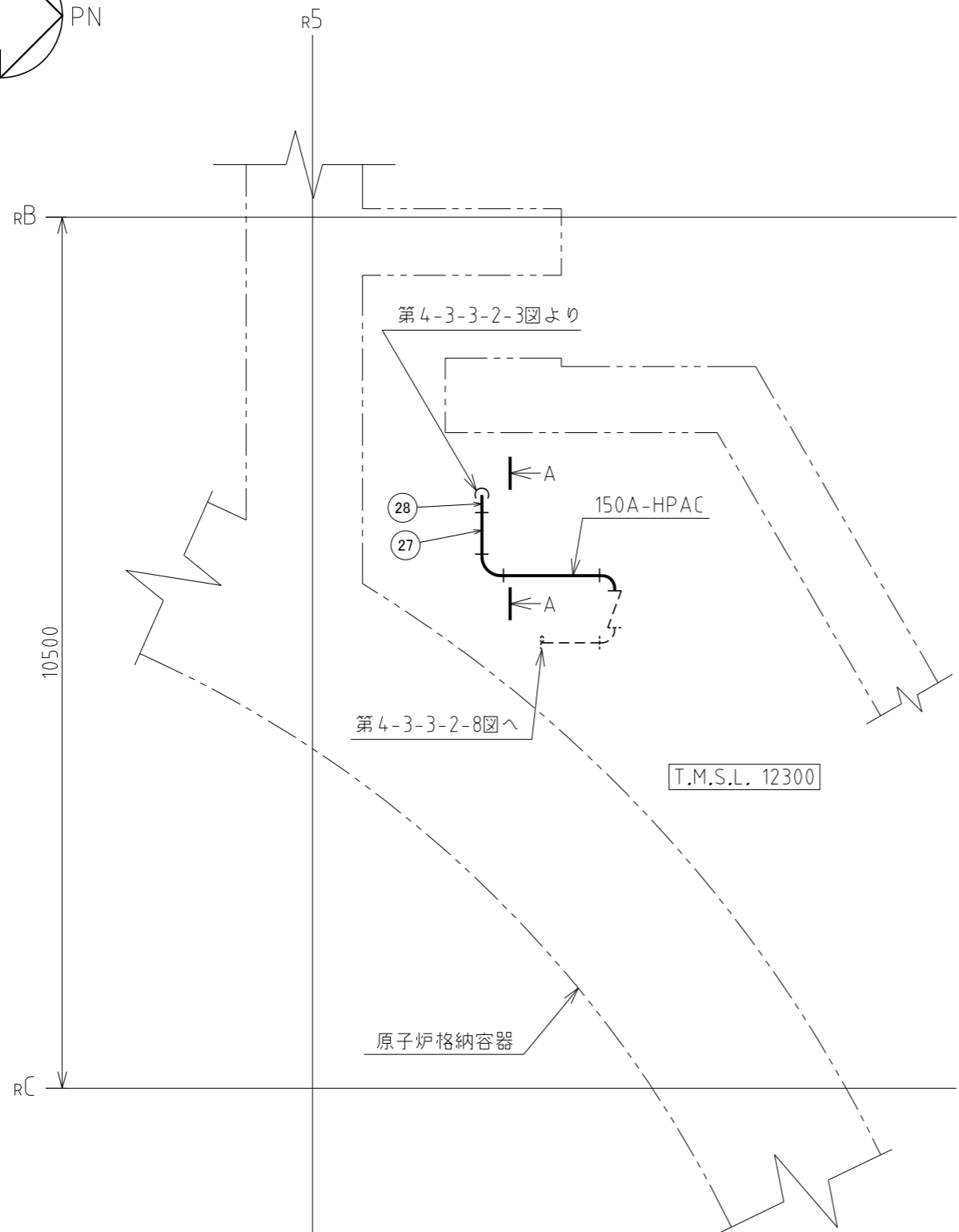
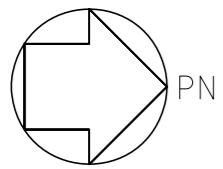
T. M. S. L. -8200

注：寸法はmmを示す。

原子炉格納容器 内側展開図

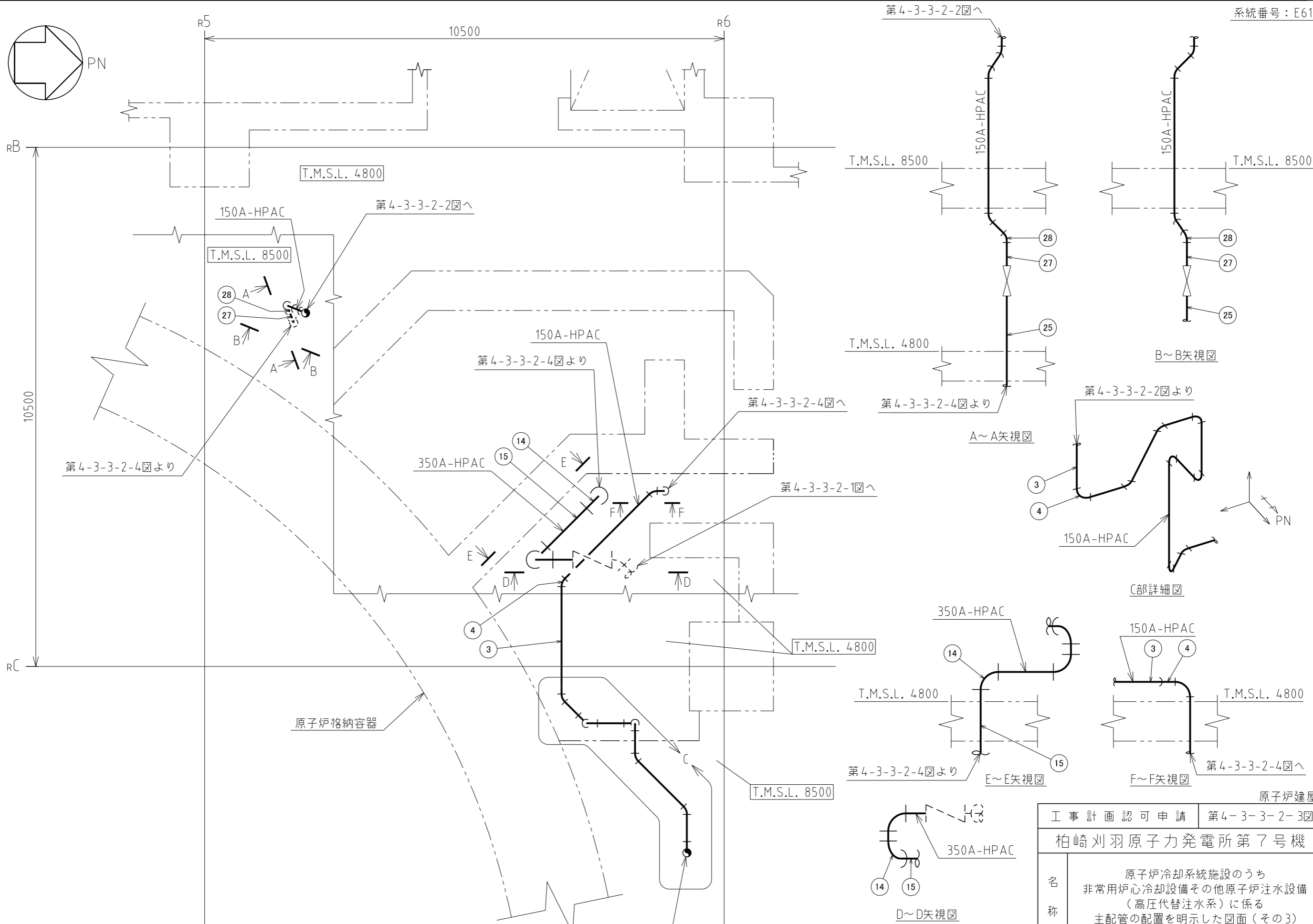
工事計画認可申請	第4-3-3-1-4図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他 原子炉注水設備（高圧代替注水系）に係る機器の配置を 明示した図面（その4）
東京電力ホールディングス株式会社	

工事計画認可申請		第4-3-3-2-1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 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)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			
RCIC	K7HPAC-RCIC-R008	8Y21	

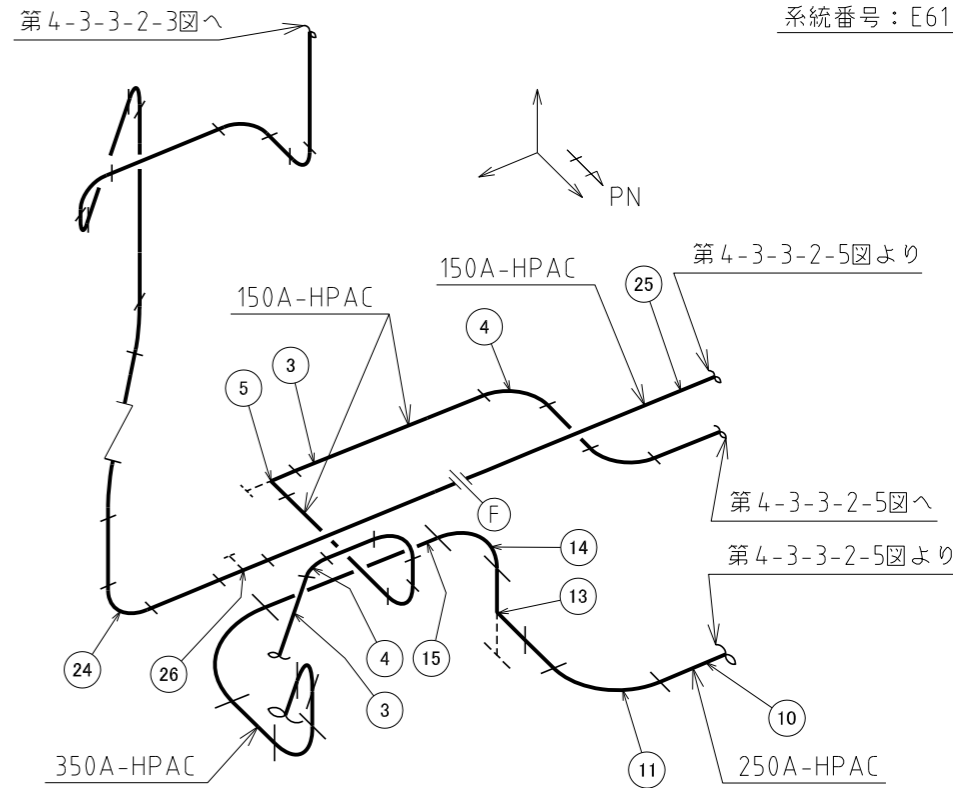
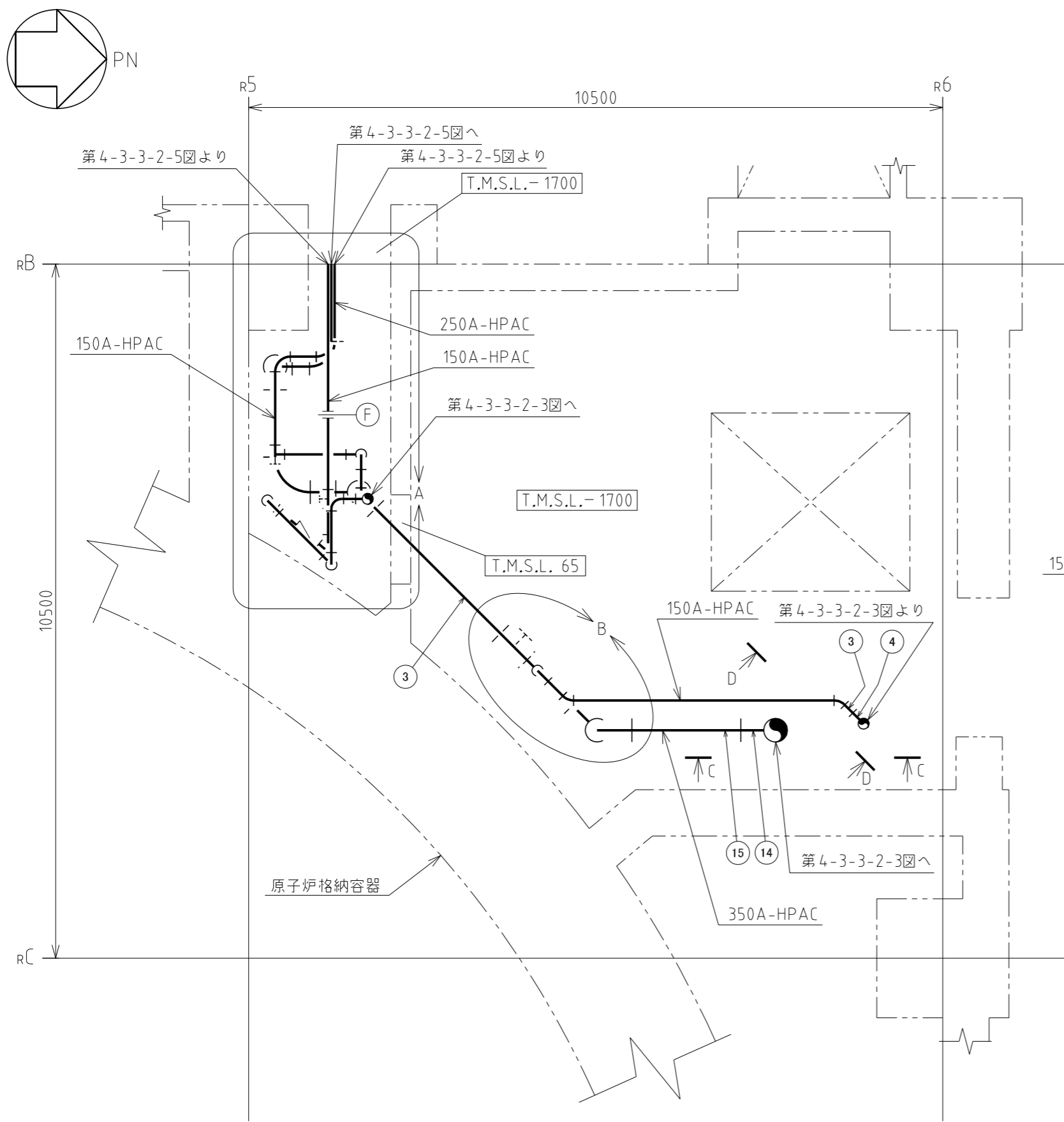


注1：寸法はmmを示す。  
 注2：図中の丸番号は別紙1のNOを示す。

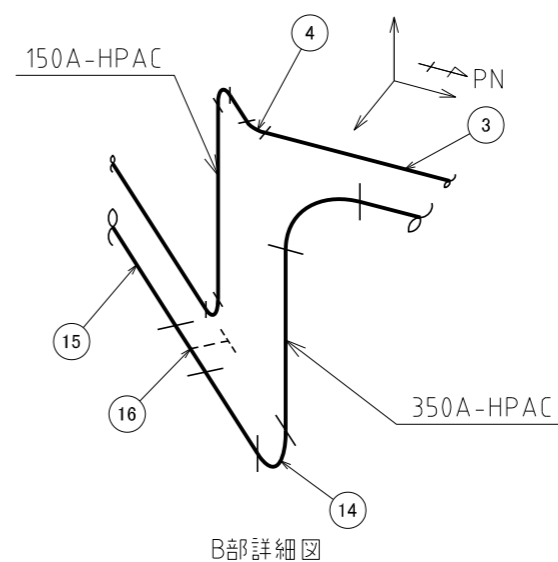
原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-3-3-2-2図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (高圧代替注水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その2)
東京電力ホールディングス株式会社	



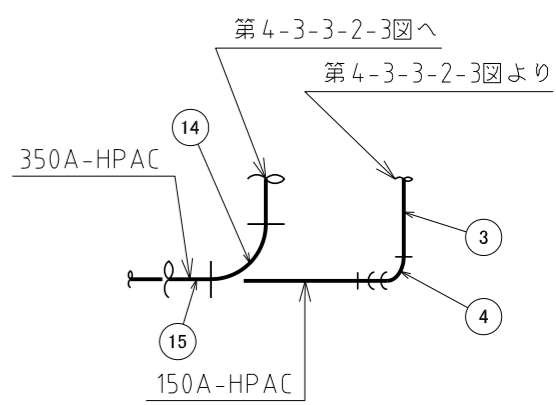
注1：寸法はmmを示す。  
注2：図中の丸番号は別紙1のNOを示す。



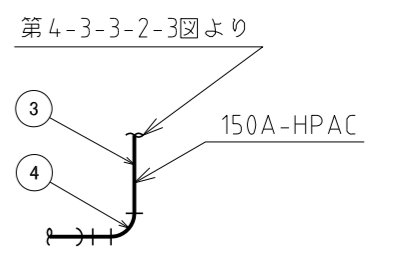
A部詳細図



B部詳細図



C~C矢視図



D~D矢視図

原子炉建屋

工事計画認可申請 第4-3-3-2-4図

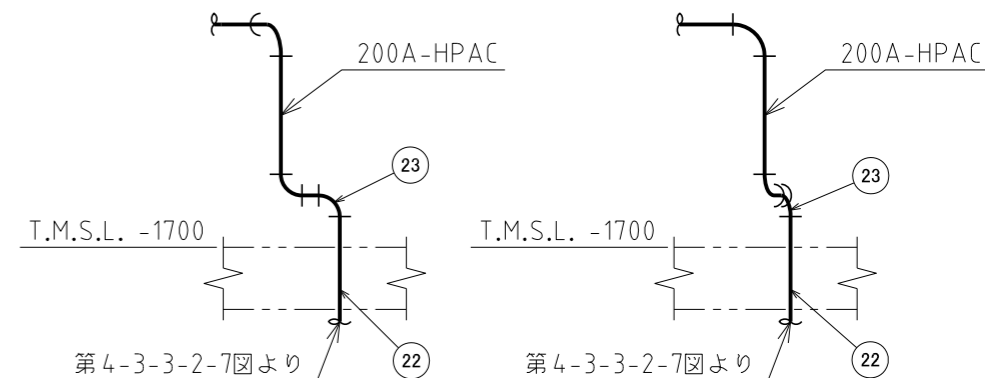
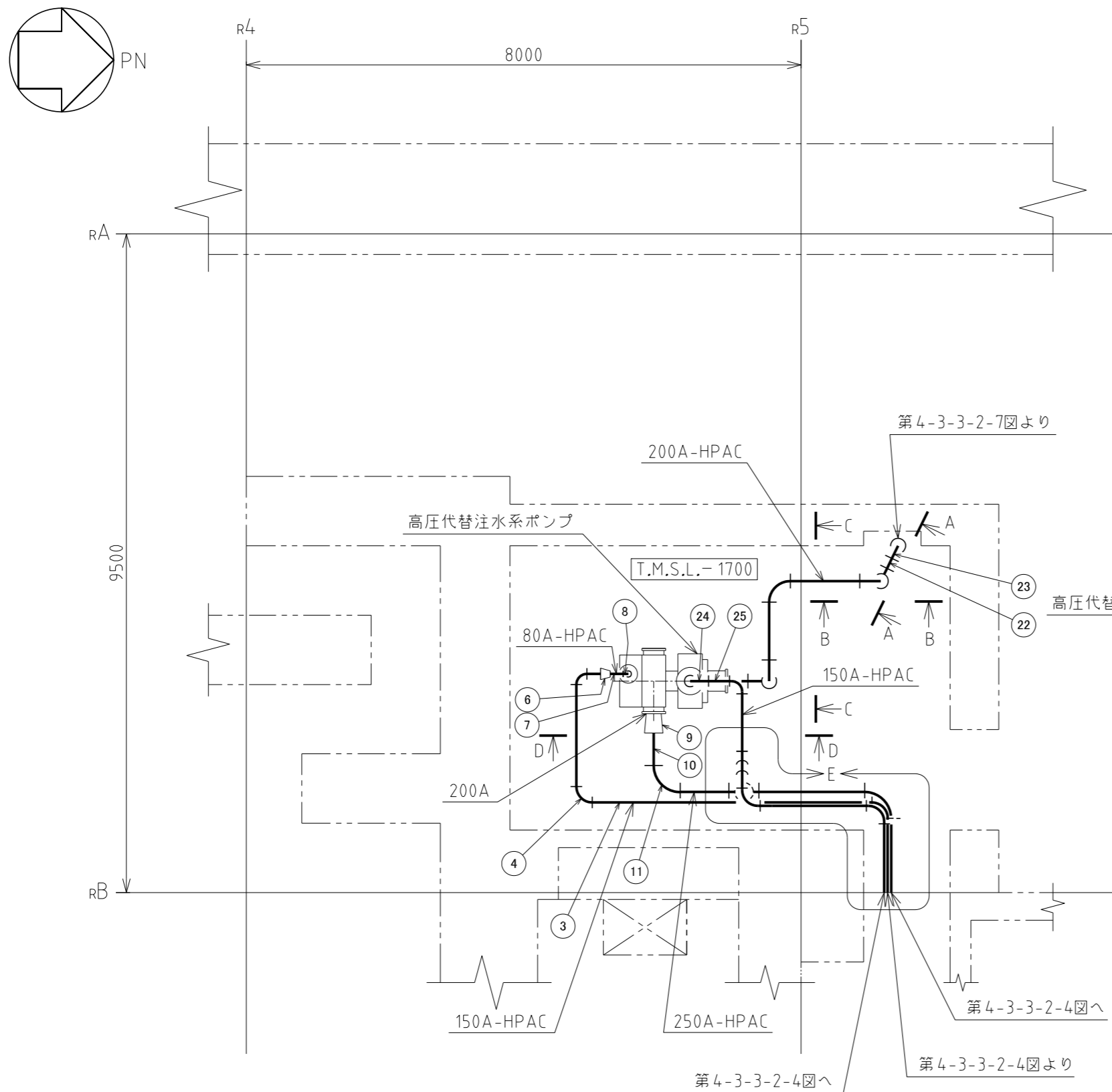
柏崎刈羽原子力発電所第7号機

名称 原子炉冷却系統施設のうち  
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)に係る  
主配管の配置を明示した図面(その4)

東京電力ホールディングス株式会社

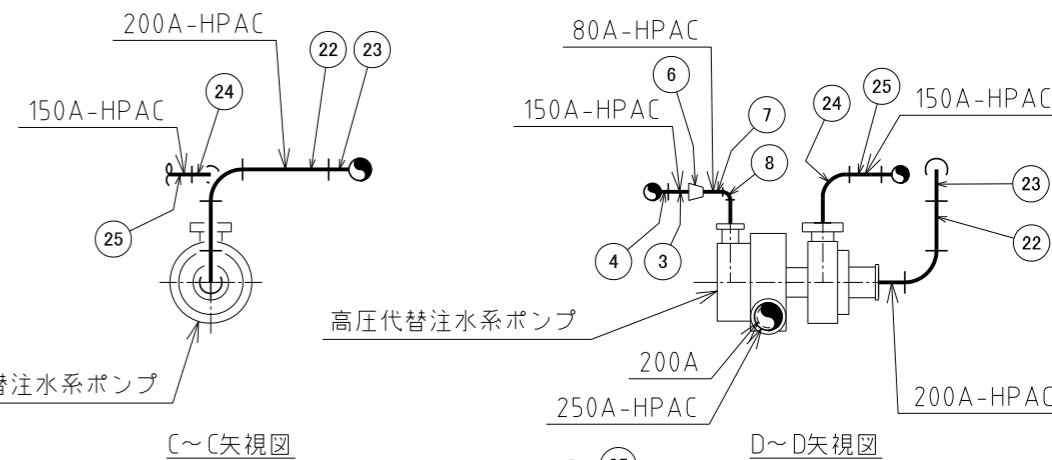
注1：寸法はmmを示す。  
注2：図中の丸番号は別紙1のNOを示す。





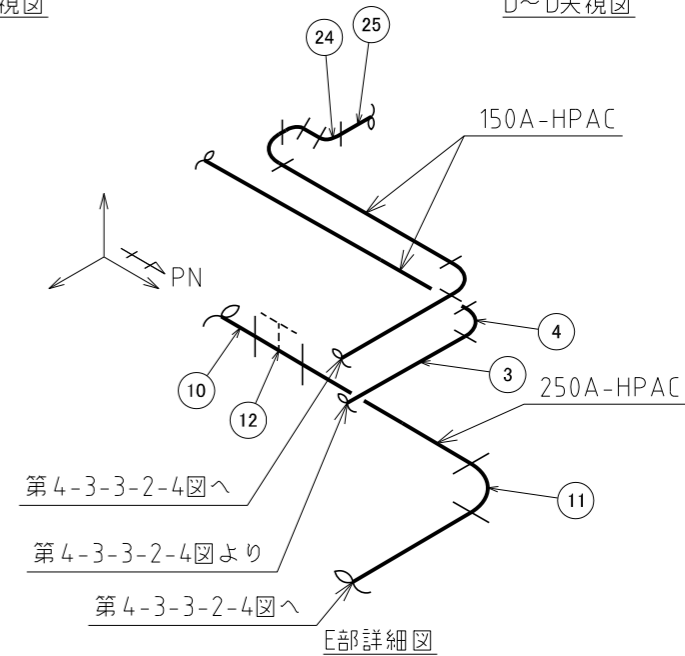
A~A矢视图

B~B矢视图



C~C矢视图

D~D矢视图

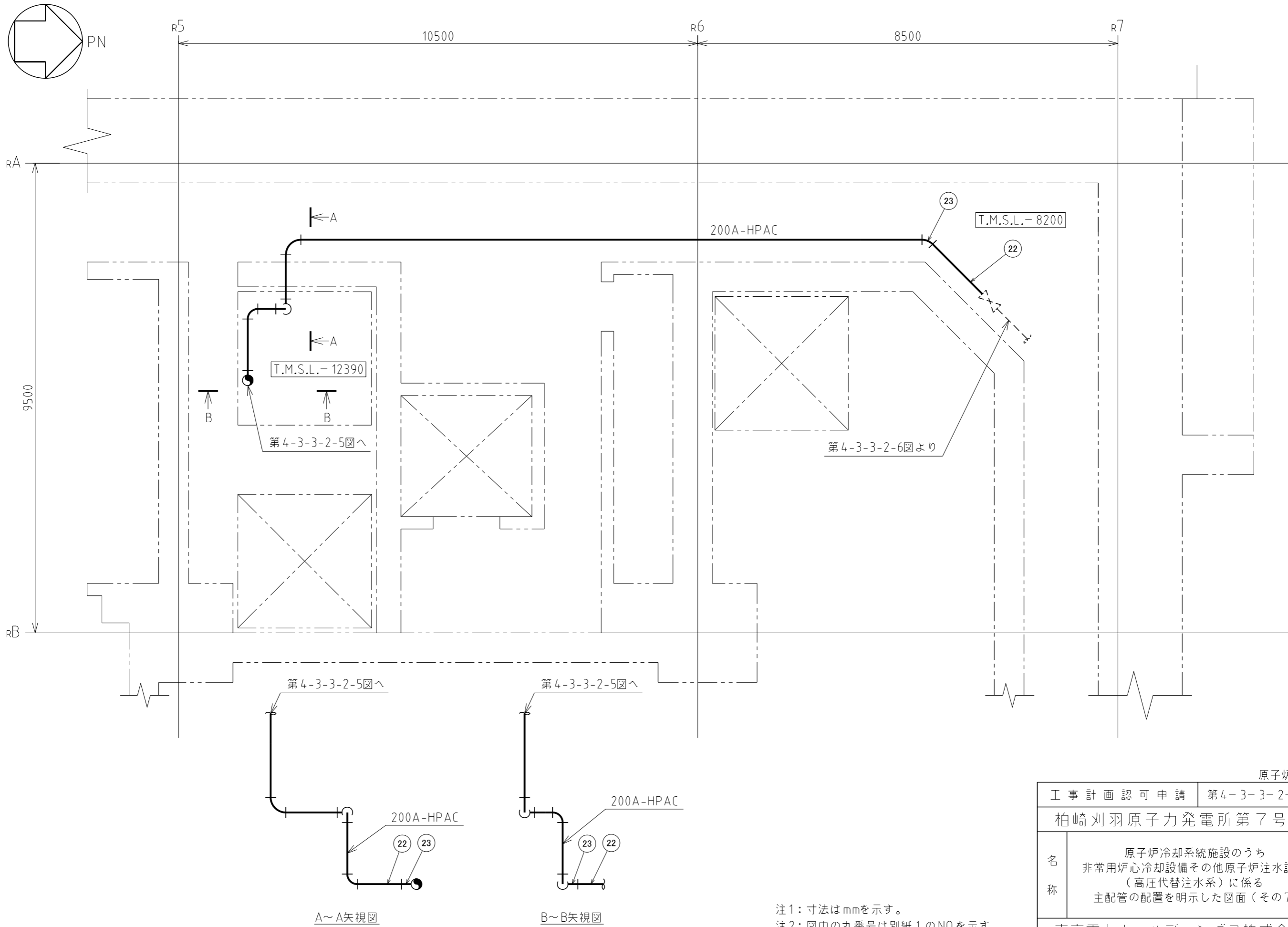


E部详细图

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4-3-3-2-5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 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)に係る 主配管の配置を明示した図面(その5)
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4-3-3-2-6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 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)に係る 主配管の配置を明示した図面(その6)		
東京電力ホールディングス株式会社			
HPCF	K7HPAC-HPCF-R006	8Y21	



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4-3-3-2-7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 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)に係る 主配管の配置を明示した図面(その7)
東京電力ホールディングス株式会社	
HPAC	K7HPAC-R001A 8Y21

工事計画認可申請 第4-3-3-2-8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  
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)に係る  
主配管の配置を明示した図面(その8)

東京電力ホールディングス株式会社

RHR K7HPAC-RHR-R007 8Y21

第 4-3-3-2-1~8 図 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（高压代替注水系）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. *5	
名 称	最 高 使 用 力 最 圧 (MPa)	最 高 使 用 度 最 温 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最 高 使 用 力 最 圧 (MPa)	最 高 使 用 度 最 温 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料		
原子炉隔離時冷却系						原子炉隔離時冷却系	蒸気入口配管分岐部 ～ E51-F065 *1	8.62*2	302*2	165.2*3	14.3*3	STPT410	1
										165.2*3,*4	14.3*3,*4	STPT410*4	2
高压代替注水系	—					高压代替注水系	E51-F065 ～ 高压代替注水系ポンプ *1	8.62*2	302*2	165.2*3	14.3*3	STPT410	3
										165.2*3,*4	14.3*3,*4	STPT410*4	4
							165.2 / — /165.2	14.3 / — /14.3	STPT410	5			
							165.2 / 89.1	14.3 /11.1	STPT410	6			
							89.1*3	11.1*3	STPT410	7			
							89.1*3,*4	11.1*3,*4	STPT410*4	8			
							高压代替注水系ポンプ ～ E51-F066 *1	0.98*2	184*2	267.4 /216.3	9.3 /8.2	STPT410	9
										267.4*3	9.3*3	STPT410	10
										267.4*3,*4	9.3*3,*4	STPT410*4	11
										267.4 /267.4 / —	9.3 /9.3 / —	STPT410	12
										355.6 / — /267.4	11.1 / — / 9.3	STPT410	13
										355.6*3,*4	11.1*3,*4	STPT410*4	14
										355.6*3	11.1*3	STPT410	15
										355.6 /355.6 / —	11.1 /11.1 / —	STPT410	16

K7 ① 4-3-3-2-1~8 R0

変更前						変更後						NO. *5	
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		
原子炉隔離時冷却系	—					原子炉隔離時冷却系	E51-F066 ～ 蒸気出口配管合流部	0.98*2	184*2	355.6*3,*4	11.1*3,*4	STPT410*4	17
										355.6*3	11.1*3	STPT410	18
高压炉心注水系						高压代替注水系分岐部 ～ E22-F023	1.37*2	66*2	216.3*3,*4	8.2*3,*4	SUS304TP*4	19	
									216.3*3	8.2*3	SUS304TP	20	
									216.3*3	8.2*3	STPT410	21	
高压代替注水系						E22-F023 ～ 高压代替注水系ポンプ	1.37*2	77*2	216.3*3	8.2*3	STPT410	22	
									216.3*3,*4	8.2*3,*4	STPT410*4	23	
						高压代替注水系ポンプ ～ E11-F065	11.8*2	77*2	165.2*3,*4	18.2*3,*4	STPT410*4	24	
									165.2*3	18.2*3	STPT410	25	
									165.2 /165.2 /—	18.2 /18.2 /—	STPT410	26	
			8.62*2	302*2	165.2*3	14.3*3	STPT410	27					
					165.2*3,*4	14.3*3,*4	STPT410*4	28					
残留熱除去系	E11-F065 ～ 高压代替注水系合流部	8.62*2	302*2	165.2*3,*4	14.3*3,*4	STPT410*4	29						
				165.2*3	14.3*3	STPT410	30						

注記\*1 : 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（高压代替注水系）と兼用。

\*2 : 重大事故等時における使用時の値。

\*3 : 公称値を示す。

\*4 : エルボを示す。

\*5 : 第 4-3-3-2-1~8 図 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（高压代替注水系）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 4-3-3-2-1~8 図 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(高压代替注水系)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.1\*1

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	165.2	±1.6mm	J I S G 3 4 5 6 による材料公差
厚さ	14.3	<input type="text" value=""/> mm -12.5%	【プラス側公差】 製造能力, 製造実績を考慮したメーカー基準 【マイナス側公差】 J I S G 3 4 5 6 による材料公差

管NO.1\*1- 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	14.3	+規定しない -12.5%	同上

管NO.2\*1

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	89.1	±1%	J I S G 3 4 5 6 による材料公差
厚さ	11.1	<input type="text" value=""/> mm -12.5%	【プラス側公差】 製造能力, 製造実績を考慮したメーカー基準 【マイナス側公差】 J I S G 3 4 5 6 による材料公差

管NO.2\*1- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	89.1	±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

K7 ① 4-3-3-2-1~8 R0

工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

管NO.3\*1- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	216.3	+2.4mm -1.6mm	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

管NO.4\*1

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	267.4	±0.8%	J I S G 3 4 5 6による材料公差
厚さ	9.3	<input type="text"/> mm -12.5%	【プラス側公差】 製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準 【マイナス側公差】 J I S G 3 4 5 6による材料公差

管NO.4\*1- 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\*1

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	355.6	±0.8%*2	J I S G 3 4 5 6による材料公差
厚さ	11.1	<input type="text"/> mm -12.5%	【プラス側公差】 製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準 【マイナス側公差】 J I S G 3 4 5 6による材料公差



工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

管NO.5\*1- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	355.6	+4.0mm -3.2mm	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.6\*1

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	216.3	±1%	J I S G 3 4 5 9による材料公差
厚さ	8.2	<input type="text"/> mm -12.5%	【プラス側公差】 製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準 【マイナス側公差】 J I S G 3 4 5 9による材料公差

管NO.6\*1- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	216.3	+2.4mm -1.6mm	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

管NO.7\*1

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	216.3	±0.8%	J I S G 3 4 5 6による材料公差
厚さ	8.2	<input type="text"/> mm -12.5%	【プラス側公差】 製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準 【マイナス側公差】 J I S G 3 4 5 6による材料公差

工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

管NO.8\*1

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	216.3	±0.8%	J I S G 3 4 5 6による材料公差
厚さ	8.2	<input type="text"/> mm -12.5%	【プラス側公差】 製造能力, 製造実績を考慮したメーカ基準 【マイナス側公差】 J I S G 3 4 5 6による材料公差

管NO.8\*1- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	216.3	+2.4mm -1.6mm	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

管NO.9\*1

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	165.2	±1.6mm	J I S G 3 4 5 6による材料公差
厚さ	18.2	<input type="text"/> mm -12.5%	【プラス側公差】 製造能力, 製造実績を考慮したメーカ基準 【マイナス側公差】 J I S G 3 4 5 6による材料公差

管NO.9\*1- 管継手

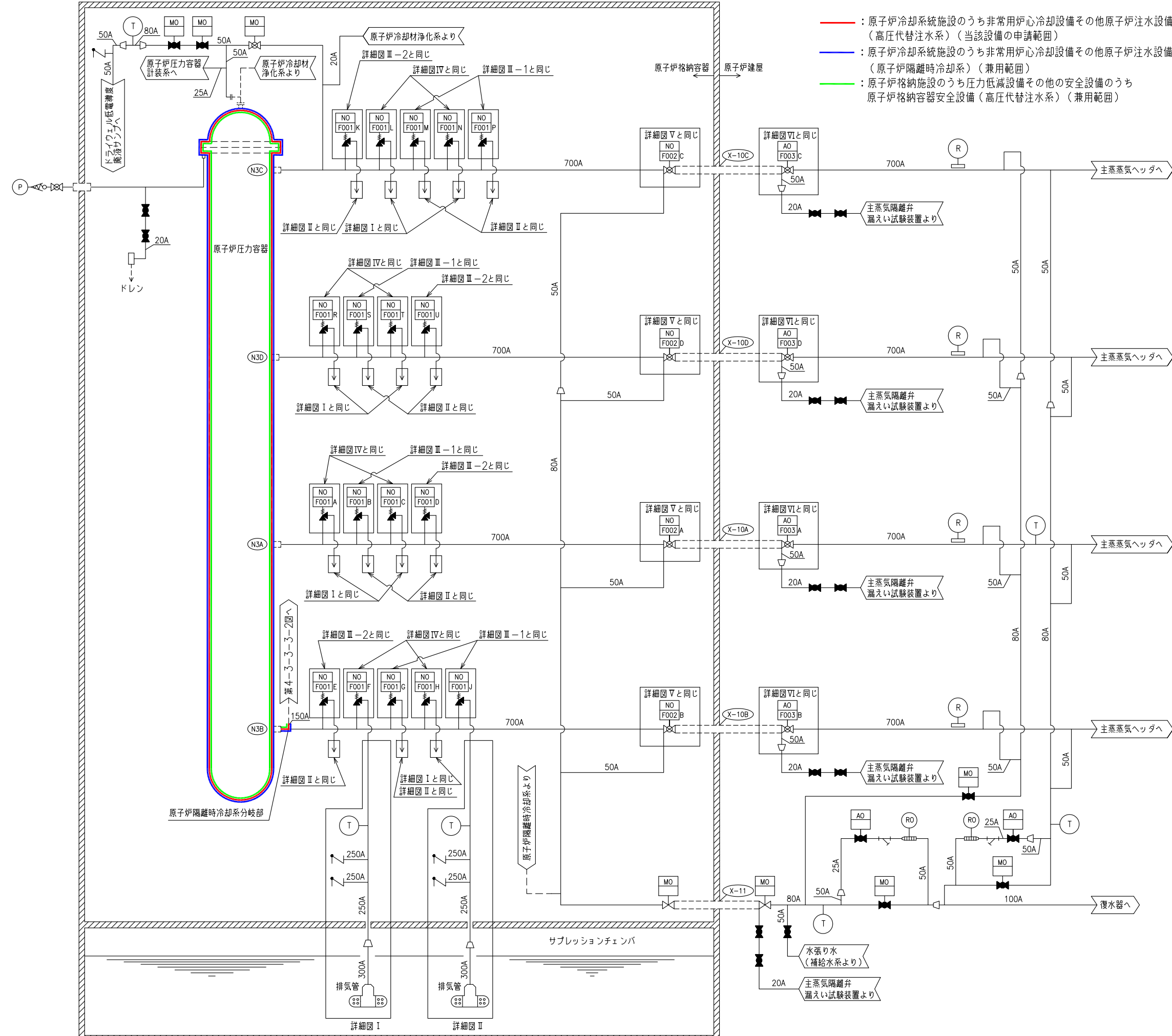
主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	165.2	+2.4mm -1.6mm	J I S B 2 3 1 2による材料公差
厚さ	18.2	+規定しない -12.5%	同上

注：主要寸法は，工事計画記載の公称値

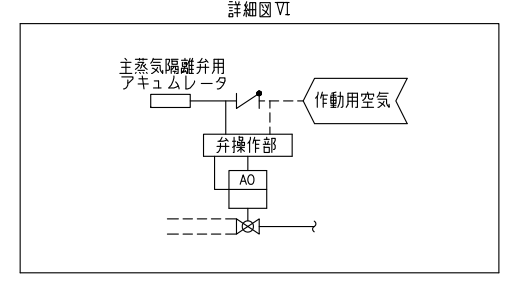
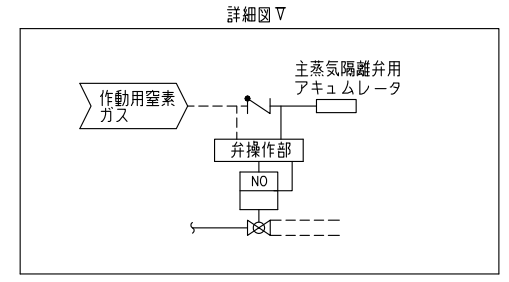
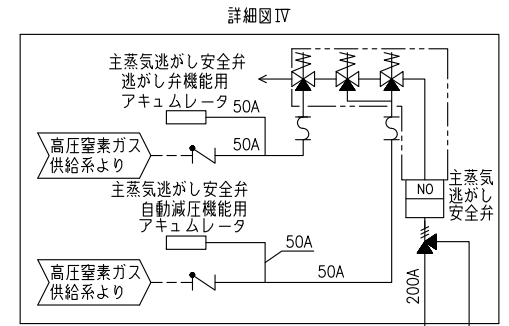
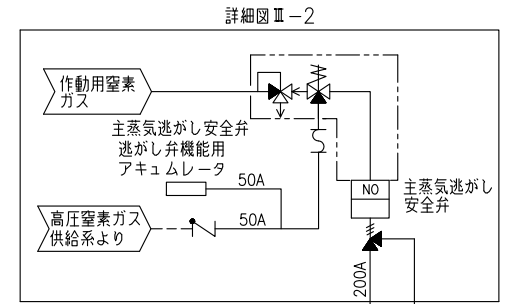
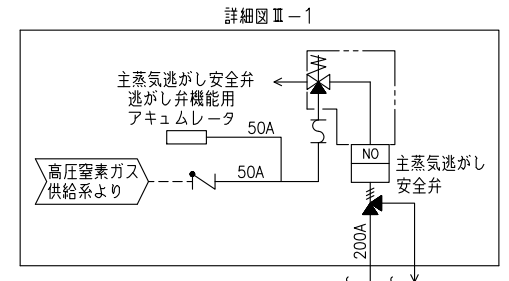
注記\*1：管の基本板厚計算書のNO.を示す。

\*2：管の外径許容差を示す。

ただし，周長による場合は，周長許容差 $\pm 0.5\%$ 又は換算外径許容差 $\pm 0.5\%$ とする。

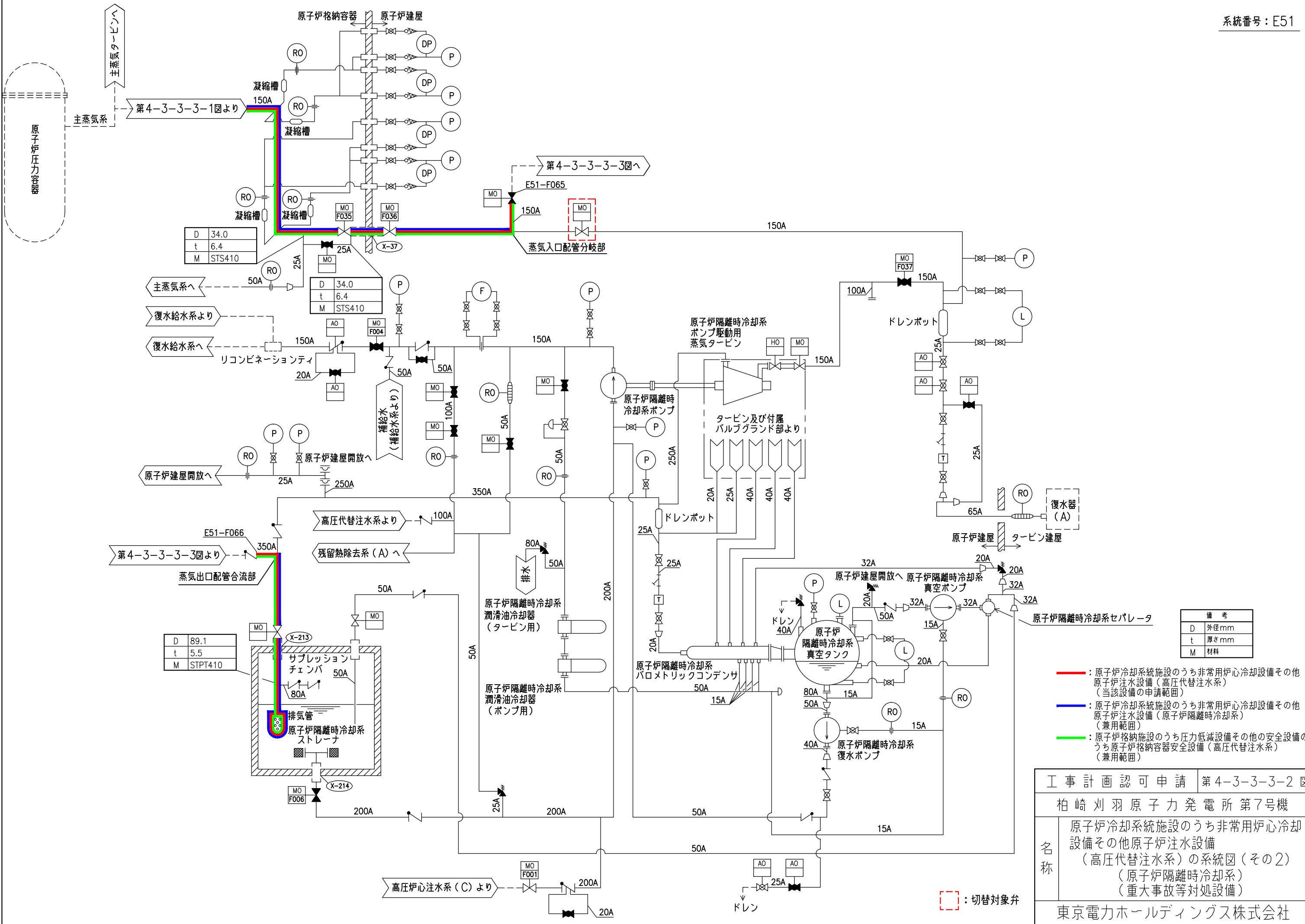


- (Red line) : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (高圧代替注水系) (当該設備の申請範囲)
- (Blue line) : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (原子炉隔離時冷却系) (兼用範囲)
- (Green line) : 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち 原子炉格納容器安全設備 (高圧代替注水系) (兼用範囲)



工事計画認可申請	第4-3-3-3-1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) の系統図 (その1) (主蒸気系) (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



D	34.0
t	6.4
M	STS410

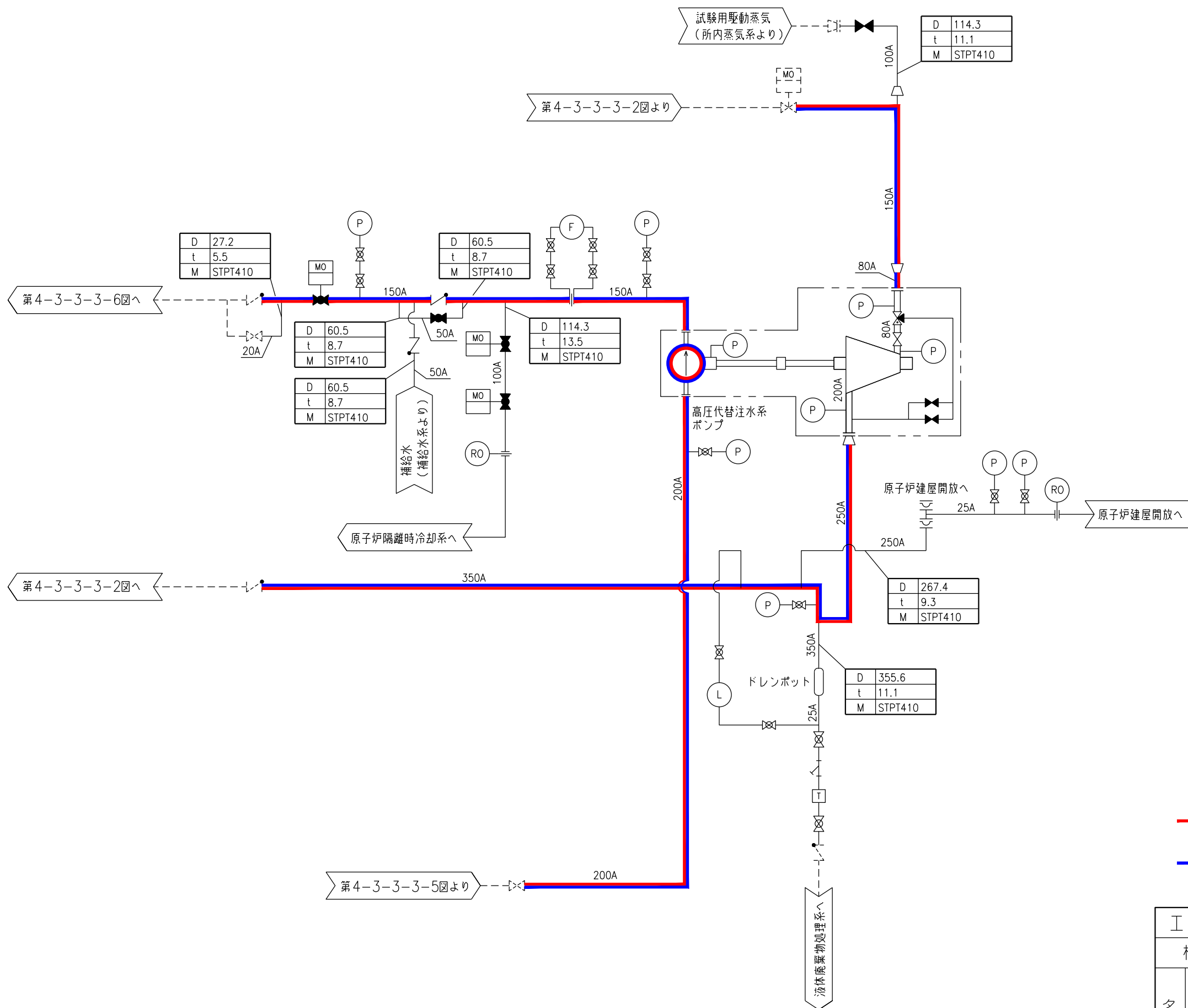
D	34.0
t	6.4
M	STS410

D	89.1
t	5.5
M	STPT410

備考	
D	外径mm
t	厚さmm
M	材料

- : 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）（当該設備の申請範囲）
- : 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）（兼用範囲）
- : 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）（兼用範囲）

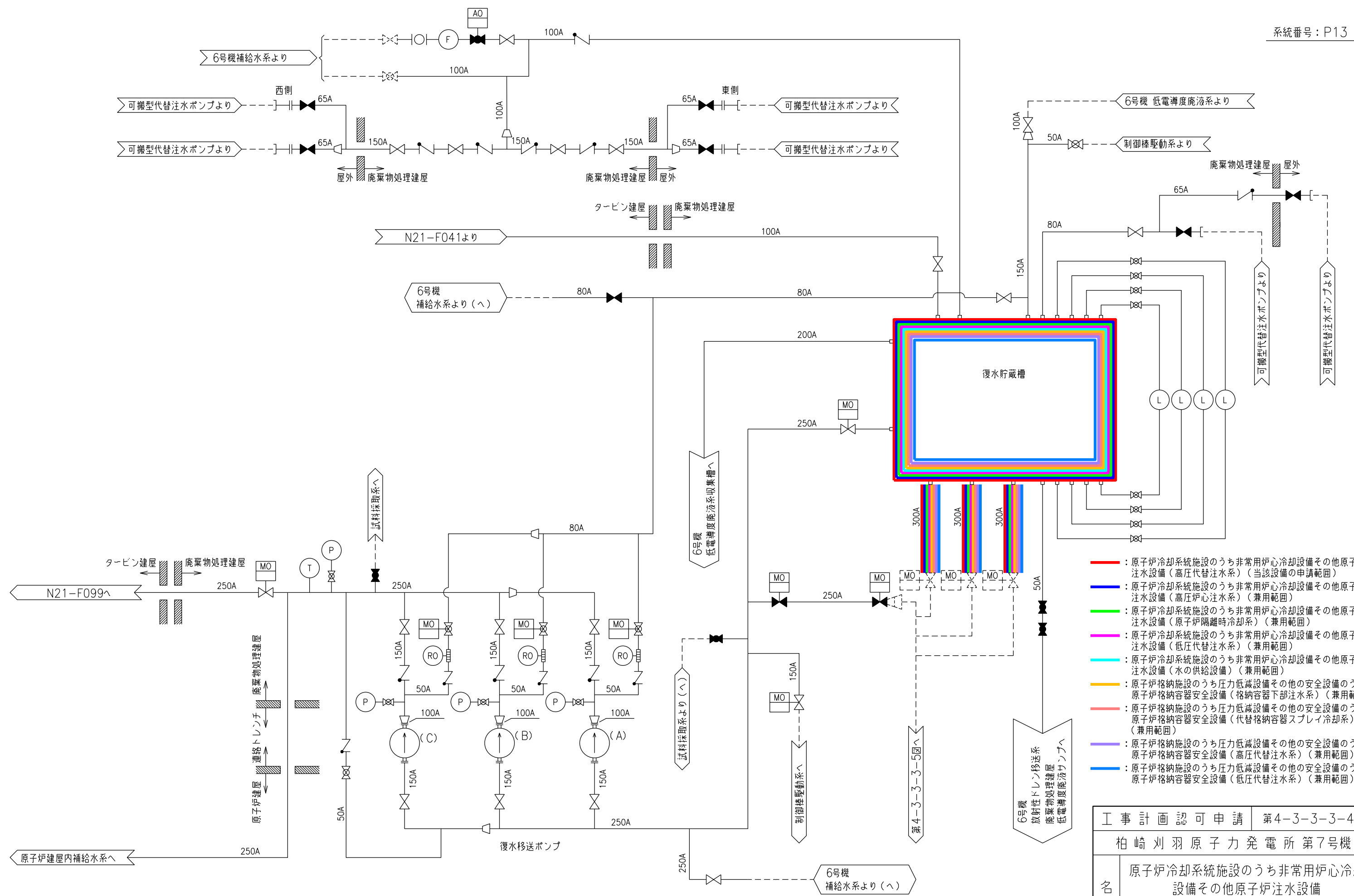
工事計画認可申請	第4-3-3-3-2 図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系）の系統図（その2）（原子炉隔離時冷却系）（重大事故等対処設備）
	東京電力ホールディングス株式会社



備考	
D	外径mm
t	厚さmm
M	材料

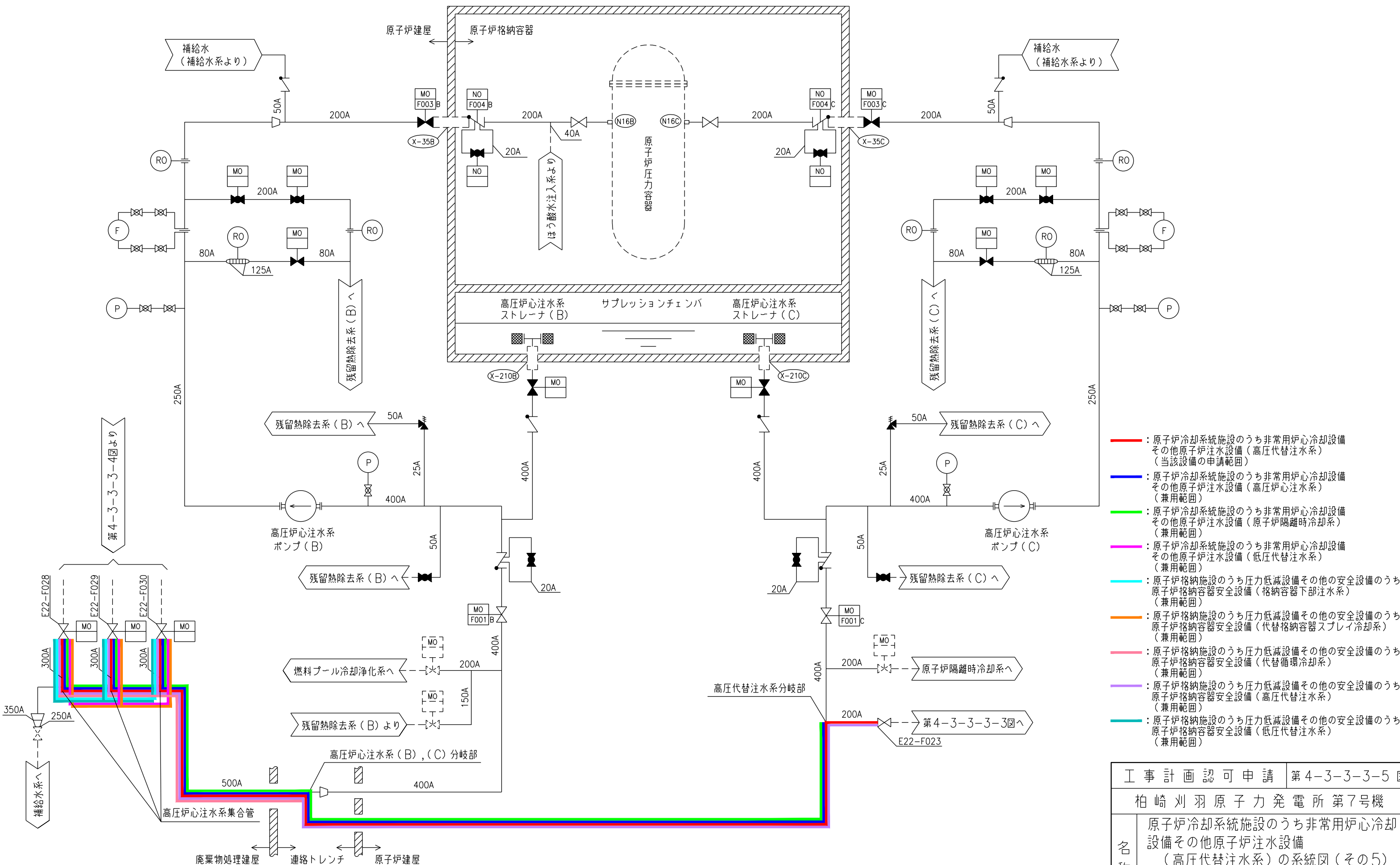
- ：原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系）（当該設備の申請範囲）
- ：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（高圧代替注水系）（兼用範囲）

工事計画認可申請	第4-3-3-3-3 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）の系統図（その3）（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	



- 赤 — : 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（高压代替注水系）（当該設備の申請範囲）
- 青 — : 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（高压炉心注水系）（兼用範囲）
- 緑 — : 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）（兼用範囲）
- 紫 — : 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（低压代替注水系）（兼用範囲）
- 水色 — : 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）（兼用範囲）
- 黄 — : 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）（兼用範囲）
- 橙 — : 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）（兼用範囲）
- 紫 — : 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（高压代替注水系）（兼用範囲）
- 紺 — : 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（低压代替注水系）（兼用範囲）

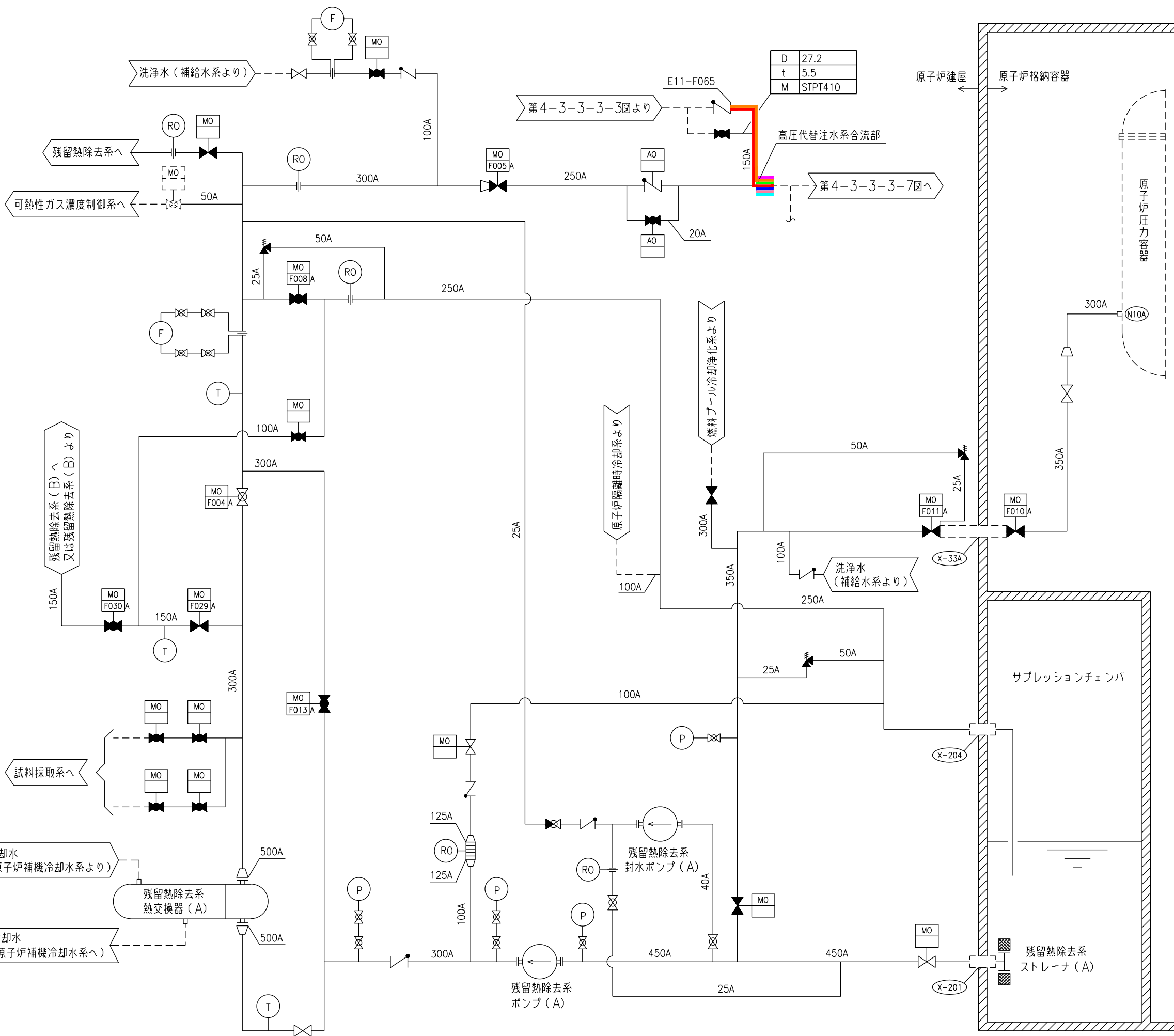
工事計画認可申請	第4-3-3-3-4図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高压代替注水系）の系統図（その4）（補給水系）（重大事故等対処設備）
東京電力ホールディングス株式会社	



- 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（高压代替注水系）  
（当該設備の申請範囲）
- 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（高压炉心注水系）  
（兼用範囲）
- 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）  
（兼用範囲）
- 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（低压代替注水系）  
（兼用範囲）
- 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）  
（兼用範囲）
- 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）  
（兼用範囲）
- 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）  
（兼用範囲）
- 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（高压代替注水系）  
（兼用範囲）
- 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（低压代替注水系）  
（兼用範囲）

工事計画認可申請	第4-3-3-3-5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）の系統図（その5） （高压炉心注水系） （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



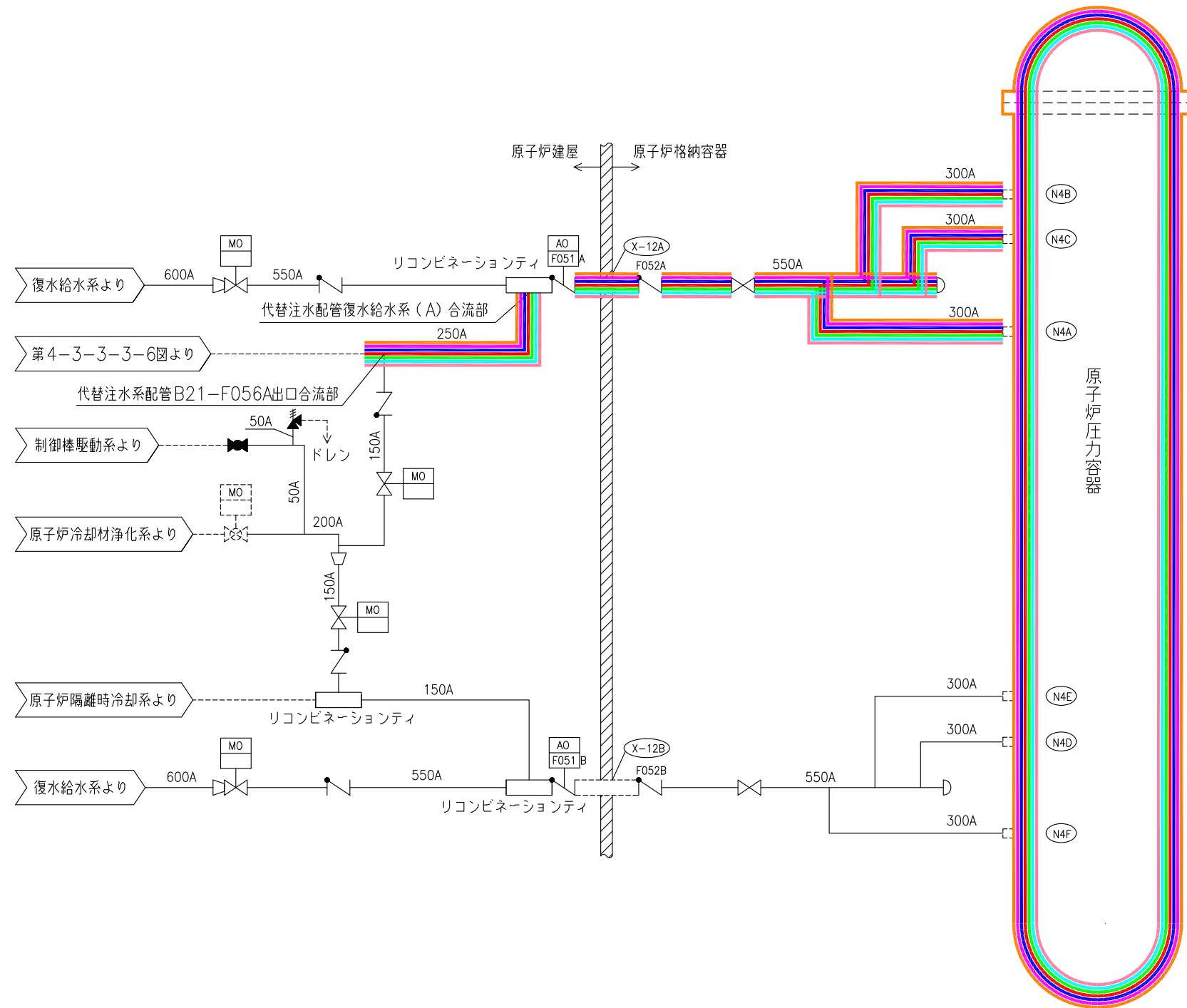


D	27.2
t	5.5
M	STPT410

備考	
D	外径mm
t	厚さmm
M	材料

- 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）  
（当該設備の申請範囲）
- 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備  
（残留熱除去系）  
（兼用範囲）
- 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（低圧注水系）  
（兼用範囲）
- 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）  
（兼用範囲）
- 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）  
（兼用範囲）
- 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）  
（兼用範囲）
- 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）  
（兼用範囲）

工事計画認可申請	第4-3-3-3-6 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）の系統図（その6） （残留熱除去系） （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	



- : 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（高压代替注水系）（当該設備の申請範囲）
- : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）（兼用範囲）
- : 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（低压注水系）（兼用範囲）
- : 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（低压代替注水系）（兼用範囲）
- : 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）（兼用範囲）
- : 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（高压代替注水系）（兼用範囲）
- : 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（低压代替注水系）（兼用範囲）

	工事計画認可申請	第4-3-3-3-7 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）の系統図（その7）（復水給水系）（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	

工事計画認可申請 | 第4-3-3-4-1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）の構造図 高压代替注水系ポンプ

東京電力ホールディングス株式会社

第 4-3-3-4-1 図 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（高压代替注水系）の構造図 高压代替注水系ポンプ 別紙

工事計画記載の公称値の許容範囲

[高压代替注水系ポンプ]

主要寸法 (mm)	許容範囲	根 拠
吸込口径	mm	製造能力，製造実績を考慮したメーカー基準
吐出口径	mm	同上
ケーシング厚さ	mm	同上
たて	mm	同上
横	mm	同上
高さ	mm	同上

注：主要寸法は，工事計画記載の公称値