

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-1-011-10 改1
提出年月日	2020年7月14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  
(低圧代替注水系)

(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

### 4.3.5 低圧代替注水系

- ・ 第 4-3-5-1-1 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（低圧代替注水系）に係る機器の配置を明示した図面（その 1）
- ・ 第 4-3-5-1-2 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（低圧代替注水系）に係る機器の配置を明示した図面（その 2）
- ・ 第 4-3-5-1-3 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（低圧代替注水系）に係る機器の配置を明示した図面（その 3）
- ・ 第 4-3-5-1-4 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（低圧代替注水系）に係る機器の配置を明示した図面（その 4）
- ・ 第 4-3-5-1-5 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（低圧代替注水系）に係る機器の配置を明示した図面（その 5）
- ・ 第 4-3-5-1-6 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（低圧代替注水系）に係る機器の配置を明示した図面（その 6）
- ・ 第 4-3-5-1-7 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（低圧代替注水系）に係る機器の配置を明示した図面（その 7）
- ・ 第 4-3-5-1-8 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（低圧代替注水系）に係る機器の配置を明示した図面（その 8）
- ・ 第 4-3-5-1-9 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（低圧代替注水系）に係る機器の配置を明示した図面（その 9）
- ・ 第 4-3-5-1-10 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（低圧代替注水系）に係る機器の配置を明示した図面（その 10）
- ・ 第 4-3-5-1-11 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（低圧代替注水系）に係る機器の配置を明示した図面（その 11）
- ・ 第 4-3-5-1-12 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（低圧代替注水系）に係る機器の配置を明示した図面（その 12）
- ・ 第 4-3-5-2-1 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 1）
- ・ 第 4-3-5-2-2 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 2）
- ・ 第 4-3-5-2-3 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 3）
- ・ 第 4-3-5-2-4 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 4）

- ・第 4-3-5-2-5 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 5）
- ・第 4-3-5-2-6 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 6）
- ・第 4-3-5-2-7 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 7）
- ・第 4-3-5-2-8 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 8）
- ・第 4-3-5-2-9 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 9）
- ・第 4-3-5-2-10 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 10）
- ・第 4-3-5-2-11 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 11）
- ・第 4-3-5-2-12 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 12）
- ・第 4-3-5-2-13 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 13）
- ・第 4-3-5-2-14 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 14）
- ・第 4-3-5-2-15 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（低圧代替注水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 15）
- ・第 4-3-5-3-1 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（低圧代替注水系）の系統図（その 1）（補給水系）（重大事故等対処設備）
- ・第 4-3-5-3-2 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（低圧代替注水系）の系統図（その 2）（補給水系）（重大事故等対処設備）
- ・第 4-3-5-3-3 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（低圧代替注水系）の系統図（その 3）（高圧炉心注水系）（重大事故等対処設備）
- ・第 4-3-5-3-4 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（低圧代替注水系）の系統図（その 4）（残留熱除去系）（重大事故等対処設備）
- ・第 4-3-5-3-5 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（低圧代替注水系）の系統図（その 5）（残留熱除去系）（重大事故等対処設備）
- ・第 4-3-5-3-6 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（低圧代替注水系）の系統図（その 6）（復水給水系）（重大事故等対処設備）
- ・第 4-3-5-3-7 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（低圧代替注水系）の系統図（その 7）（代替給水設備）（重大事故等対処設備）

#### 4.4 低圧代替注水系

##### 4.4.1 主配管

名 称		高压炉心注水系集合管 ～ P13-F019
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	517.6, 508.0, 355.6, 267.4
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要) 本配管は、高压炉心注水系集合管と P13-F019 を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水貯蔵槽又はサプレッションプールから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 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、サプレッションプールを水源とした、復水移送ポンプによる代替循環冷却系運転時の使用圧力を基に設定し、代替循環冷却系運転時の圧力 <input type="text"/> を上回る 1.37MPa 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 517.6mm 主管部の管台取付部の外径。本主管部の管台取付部を重大事故等時において使用する場合の外径は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、517.6mm とする。</p> <p>3.2 外径 508.0mm 主管部の外径。本主管部を重大事故等時において使用する場合の外径は、500A の継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、508.0mm とする。</p> <p>3.3 外径 355.6mm 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、350A の継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、355.6mm とする。</p> <p>3.4 外径 267.4mm 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、250A の弁と接続する</p>		

ため、接続する弁の外径と同じとし、267.4mm とする。

名 称		P13-F019 ～ 低压代替注水系合流部
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、P13-F019 と低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、復水貯蔵槽又はサプレッションプールから復水等を復水移送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の圧力は、サプレッションプールを水源とした復水移送ポンプによる代替循環冷却系運転時の使用圧力を基に設定する。代替循環冷却系運転時の圧力  を上回る圧力として 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。

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、267.4mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A (mm)	B (mm)	(A)	C (m <sup>2</sup> )	D (m <sup>3</sup> /h)	E (m/s)	(m/s)
267.4	9.3	250	0.04862	<input type="text"/> *2	1.9	<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水流量で運転する際のポンプ最大流量 :  m<sup>3</sup>/h

名 称		補給水系復水移送ポンプ出口分岐部 ～ 低圧代替注水系 (A), (B) 分岐部
最高使用圧力	MPa	1.70
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、補給水系復水移送ポンプ出口分岐部と低圧代替注水系 (A), (B) 分岐部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプにより復水等を原子炉圧力容器へ注水又は原子炉格納容器内へスプレイ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。

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。

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、267.4mm 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*1 E (m/s)	標準流速 (m/s)
267.4	9.3	250	0.04862	<input type="text"/> *2	1.7	<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水流量 :  m<sup>3</sup>/h

名 称		低圧代替注水系(A), (B)分岐部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、補給水系復水移送ポンプ出口分岐部～低圧代替注水系(A), (B)分岐部と低圧代替注水系(A), (B)分岐部～復水補給水系可搬式注水配管合流部を接続する継手であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水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、<input type="text"/> <input type="text"/> 2.0MPa 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 本配管は継手であり重大事故等時において使用する場合の外径は、250A, 150A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、267.4mm, 165.2mm とする。</p>		



名 称		低圧代替注水系 (A), (B) 分岐部 ~ 復水補給水系可搬式注水配管合流部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	165.2

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、低圧代替注水系 (A), (B) 分岐部と復水補給水系可搬式注水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、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水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、

2.0MPa 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。

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	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	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)
165.2	7.1	150	0.01791	□*2	1.4	□

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

K7 ① V-1-1-5-3 R0

器への注水流量： m<sup>3</sup>/h

名 称		復水補給水系可搬式注水配管合流部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	165.2, 76.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、低圧代替注水系 (A), (B) 分岐部～復水補給水系可搬式注水配管合流部と復水補給水系可搬式注水配管合流部～復水補給水系 (A) 外部注水配管合流部を接続する継手であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</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、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 150px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span>  <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 250px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span> 2.0MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</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>継手の外径。本継手を重大事故等において使用する場合の外径は、150A, 65A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、165.2mm, 76.3mm とする。</p>		

K7 ① V-1-1-5-3 R0

名 称		復水補給水系可搬式注水配管合流部 ～ 復水補給水系(A)外部注水配管合流部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	165.2

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、復水補給水系可搬式注水配管合流部と復水補給水系(A)外部注水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、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水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、

2.0MPa 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。

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	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A (mm)	B (mm)	(A)	C (m <sup>2</sup> )	D (m <sup>3</sup> /h)	E (m/s)	(m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	□*2	1.4	□

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

K7 ① V-1-1-5-3 R0

器への注水流量： m<sup>3</sup>/h

名 称		復水補給水系(A)外部注水配管合流部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、復水補給水系可搬式注水配管合流部～復水補給水系(A)外部注水配管合流部及び復水補給水系接続口(北)～復水補給水系(A)外部注水配管合流部と復水補給水系(A)外部注水配管合流部～E11-F060Aを接続する継手であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、<input type="text"/> <input type="text"/> 2.0MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</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>継手の外径。本継手を重大事故等において使用する場合は、150Aの管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、165.2mmとする。</p>		

K7 ① V-1-1-5-3 R0

名 称		復水補給水系(A)外部注水配管合流部 ～ E11-F060A
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	165.2, 114.3

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、復水補給水系(A)外部注水配管合流部と E11-F060A を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により復水等を原子炉圧力容器へ注水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、

2.0MPa 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。

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, 114.3mm 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*1 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	<input style="width: 30px; height: 20px; border: 1px solid black;" type="text"/> *2	1.4	<input style="width: 60px; height: 20px; border: 1px solid black;" type="text"/>
114.3	6.0	100	0.00822	<input style="width: 30px; height: 20px; border: 1px solid black;" type="text"/> *2	3.0	<input style="width: 60px; height: 20px; border: 1px solid black;" 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

K7 ① V-1-1-5-3 R0

への注水流量： m<sup>3</sup>/h



名 称		E11-F060A ～ E11-F033A
最高使用圧力	MPa	2.0, 3.43
最高使用温度	℃	85, 182
外 径	mm	114.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、E11-F060A と E11-F033A を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により復水等を原子炉圧力容器へ注水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 2.0MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合は、<input type="text"/> <input type="text"/> 2.0MPa とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 3.43MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合は、<input type="text"/> <input type="text"/> を上回る 3.43MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 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>2.2 最高使用温度 182℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合は、復水移送ポンプの重大事故等時における使用温度 85℃ を上回る 182℃ 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、114.3mm 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)
114.3	6.0	100	0.00822	<input type="text"/> *2	3.0	<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水流量： m<sup>3</sup>/h

名 称		E11-F033A ～ 低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部
最高使用圧力	MPa	3.43
最高使用温度	℃	182
外 径	mm	114.3

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、E11-F033A と低圧代替注水配管残留熱除去系(A)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、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水等を原子炉圧力容器へ注水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、  を上回る 3.43MPa 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、復水移送ポンプの重大事故等時における使用温度 85℃を上回る 182℃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、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、114.3mm 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*1 E (m/s)	標準流速 (m/s)
114.3	6.0	100	0.00822	<input type="text"/> *2	3.0	<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水流量 :  m<sup>3</sup>/h

名 称		復水補給水系可搬式接続口（東） ～ 復水補給水系可搬式接続口（屋内東）
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	76.3

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、復水補給水系可搬式接続口（東）と復水補給水系可搬式接続口（屋内東）を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、淡水又は海水を可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水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、

2.0MPa 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、

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、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの実績に基づいた標準流速及び最高流速を目安に選定し、76.3mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A (mm)	B (mm)	(A)	C (m <sup>2</sup> )	D (m <sup>3</sup> /h)	E (m/s)	(m/s)
76.3	5.2	65	0.00341	<input style="width: 20px; height: 20px;" type="text"/> *2	7.3*3	<input style="width: 40px; height: 20px;" 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格納容器

下部への注入流量： m<sup>3</sup>/h

\*3 : 標準流速を超えるが、内部流体が水の場合の最高流速 7.5m/s を下回っているため問題ない。

名 称		復水補給水系可搬式接続口（屋内北） ～ 復水補給水系可搬式注水配管合流部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	76.3

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、復水補給水系可搬式接続口（屋内北）と復水補給水系可搬式注水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、淡水又は海水を可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水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、

2.0MPa 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、

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、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの実績に基づいた標準流速及び最高流速を目安に選定し、76.3mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	標準流速
A (mm)	B (mm)	(A)	C (m <sup>2</sup> )	D (m <sup>3</sup> /h)	E (m/s)	(m/s)
76.3	5.2	65	0.00341	<input style="width: 20px; height: 20px;" type="text"/> *2	7.3*3	<input style="width: 40px; height: 20px;" 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格納容器

下部への注入流量： m<sup>3</sup>/h

\*3 : 標準流速を超えるが、内部流体が水の場合の最高流速 7.5m/s を下回っているため問題ない。

名 称		復水補給水系接続口（北） ～ 復水補給水系(A)外部注水配管合流部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3, 165.2

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、復水補給水系接続口（北）と復水補給水系(A)外部注水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、淡水又は海水を可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水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、

2.0MPa 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、

66℃ とする。

3. 外径

3.1 外径 114.3mm

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、114.3mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	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)
114.3	6.0	100	0.00822	<input style="width: 20px; height: 20px;" type="text"/> *2	3.0	<input style="width: 40px; height: 20px;" 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格納容器  
下部への注入流量： m<sup>3</sup>/h

3.2 外径 165.2mm

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、150Aの継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、165.2mmとする。

名 称		低圧代替注水系 (A), (B) 分岐部 ~ 格納容器下部注水系分岐部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、低圧代替注水系 (A), (B) 分岐部と格納容器下部注水系分岐部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水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、

2.0MPa 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。

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、267.4mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	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)
267.4	9.3	250	0.04862	<input style="width: 30px; height: 15px;" type="text"/> *2	1.7	<input style="width: 50px; height: 15px;" 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水流量 :  m<sup>3</sup>/h

名 称		格納容器下部注水系分岐部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4, 114.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、低圧代替注水系(A), (B)分岐部～格納容器下部注水系分岐部と格納容器下部注水系分岐部～低圧代替注水系分岐部を接続する継手であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水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、<input type="text"/> <input type="text"/> 2.0MPa 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 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、250A, 100A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、267.4mm, 114.3mm とする。</p>		

名 称		格納容器下部注水系分岐部 ～ 低圧代替注水系分岐部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、格納容器下部注水系分岐部と低圧代替注水系分岐部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により復水等を原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水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、

2.0MPa 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。

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、267.4mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	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)
267.4	9.3	250	0.04862	<input style="width: 30px; height: 20px;" type="text"/> *2	1.7	<input style="width: 60px; height: 20px;" 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水流量 :  m<sup>3</sup>/h

名 称		低压代替注水系分岐部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	267.4, 165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、格納容器下部注水系分岐部～低压代替注水系分岐部と低压代替注水系分岐部～E11-F060B を接続する継手であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により復水等を原子炉圧力容器へ注水，原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水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、<input type="text"/> <input type="text"/> 2.0MPa 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 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、250A, 150A の管と接続するため、接続する管の外径同じとし、267.4mm, 165.2mm とする。</p>		

名 称		低压代替注水系分岐部 ~ E11-F060B
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	85
外 径	mm	165.2

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、低压代替注水系分岐部と E11-F060B を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により復水等を原子炉圧力容器へ注水又は原子炉格納容器内へスプレイ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、

2.0MPa 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。

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*1 E (m/s)	標準流速 (m/s)
165.2	7.1	150	0.01791	<input style="width: 40px;" type="text"/> *2	4.7	<input style="width: 60px;" 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水流量： m<sup>3</sup>/h

名 称		E11-F060B ～ E11-F033B
最高使用圧力	MPa	2.0, 3.43
最高使用温度	℃	85, 182
外 径	mm	165.2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、E11-F060B と E11-F033B を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により復水等を原子炉圧力容器へ注水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 2.0MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合は、<input type="text"/> <input type="text"/> 2.0MPa とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 3.43MPa 本配管を重大事故等時において使用する場合は、<input type="text"/> <input type="text"/> を上回る 3.43MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 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は、復水移送ポンプの重大事故等時における使用温度と同じ 85℃ とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 182℃ 本配管を重大事故等時において使用する場合は、復水移送ポンプの重大事故等時における使用温度 85℃ を上回る 182℃ 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	4.7	<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水流量 :  m<sup>3</sup>/h



名 称		E11-F033B ～ 低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部				
最高使用圧力	MPa	3.43				
最高使用温度	℃	182				
外 径	mm	165.2				
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、E11-F033B と低圧代替注水配管残留熱除去系(B)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、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により復水等を原子炉圧力容器へ注水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>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 150px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span>  <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 150px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span> を上回る 3.43MPa とする。</p>						
<p>2. 最高使用温度</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、復水移送ポンプの重大事故等時における使用温度 85℃を上回る 182℃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、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	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 30px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span> *2	4.7	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span>
<p>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。</p> $C = \pi \cdot \left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{(A-2 \cdot B)}{1000} \right\}^2$ $E = \frac{D}{3600 \cdot C}$						
<p>*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水流量 : <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 30px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span> m<sup>3</sup>/h</p>						

名 称		復水補給水系接続口（南） ～ 復水補給水系(B)外部注水配管合流部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	114.3, 165.2

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、復水補給水系接続口（南）と復水補給水系(B)外部注水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、淡水又は海水を可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水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、

2.0MPa 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、

66℃ とする。

3. 外径

3.1 外径 114.3mm

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、114.3mm とする。

外径	厚さ	呼び径	流路面積	流量	流速*1	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)
114.3	6.0	100	0.00822	<input style="width: 20px; height: 20px;" type="text"/> *2	3.0	<input style="width: 50px; height: 20px;" 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格納容器

下部への注入流量： m<sup>3</sup>/h

### 3.2 外径 165.2mm

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、150A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、165.2mm する。

名 称		復水補給水系 (B) 外部注水配管合流部 ～ 低压代替注水系分岐部
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	165.2, 267.4

**【設 定 根 拠】**

(概要)

本配管は、復水補給水系 (B) 外部注水配管合流部と低压代替注水系分岐部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、淡水又は海水を可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水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、

2.0MPa 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、

66℃ とする。

3. 外径

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。

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
165.2	7.1	150	0.01791	<input style="width: 20px; height: 15px;" type="text"/> *2	1.4	<input style="width: 50px; height: 15px;" 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。

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

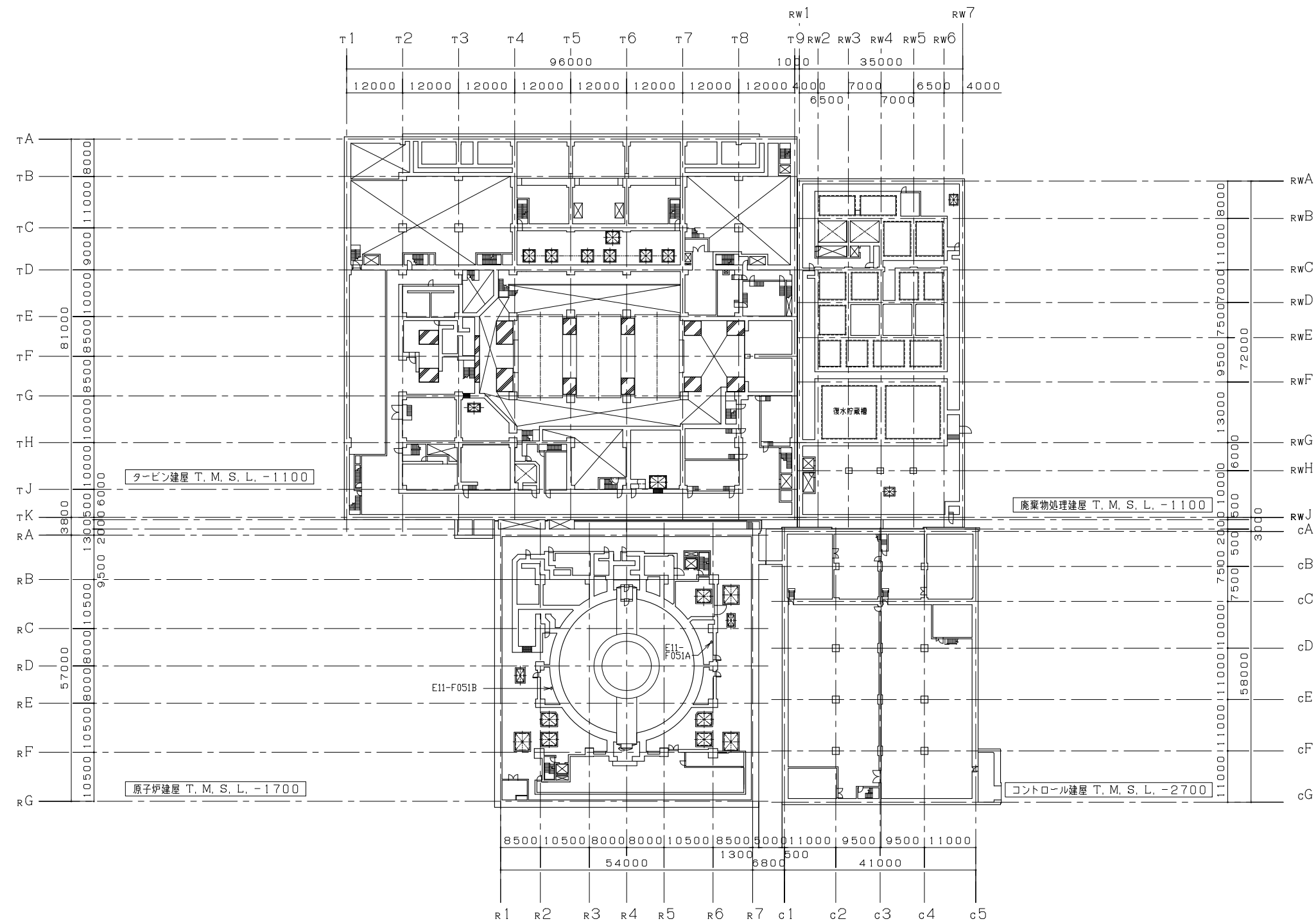
$$E = \frac{D}{3600 \cdot C}$$

\*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格納容器

下部への注入流量： m<sup>3</sup>/h

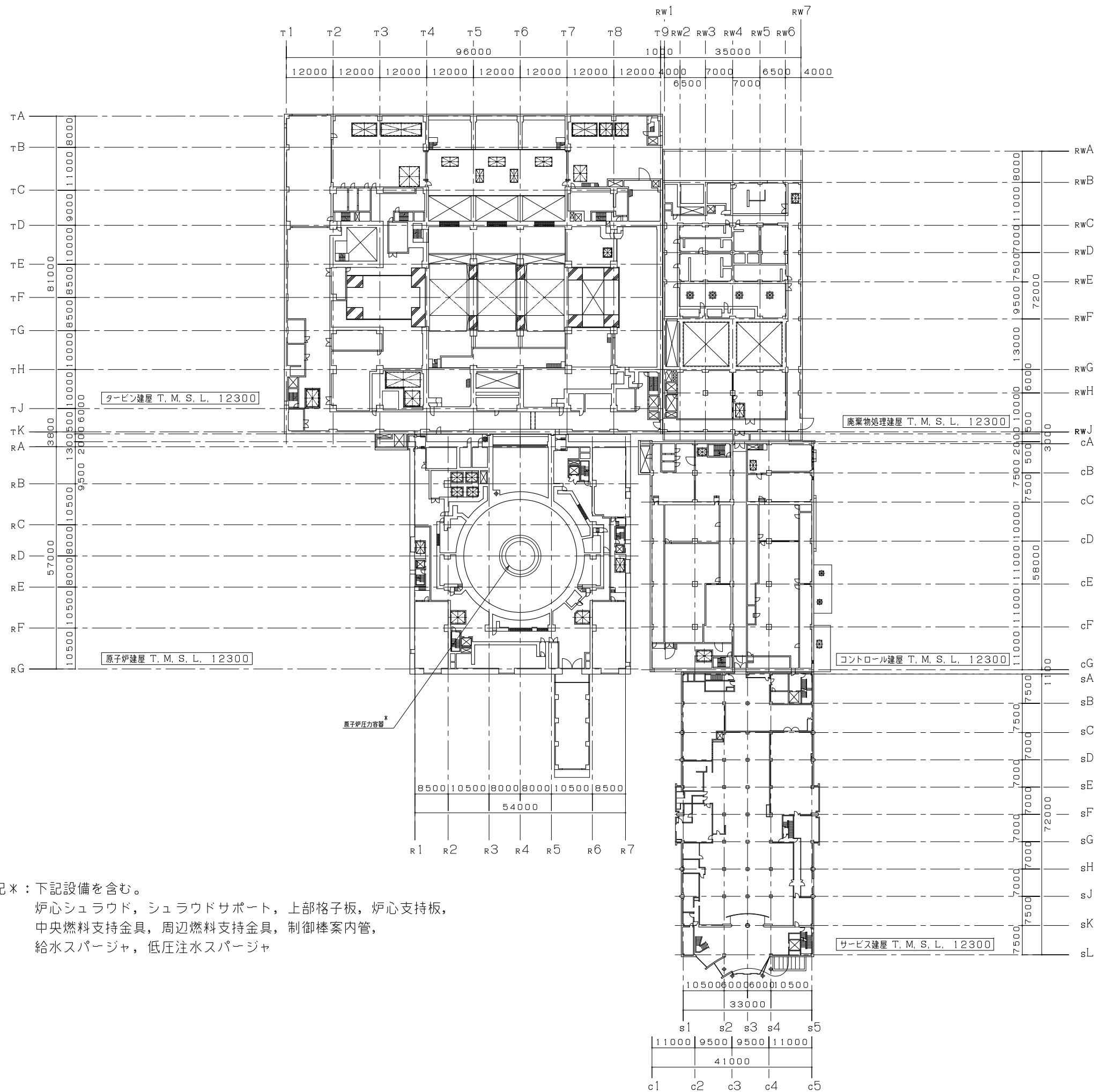
### 3.2 外径 267.4mm

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、250Aの継手と接続するため、接続する継手の外径と同じとし、267.4mmとする。



注：寸法はmmを示す。

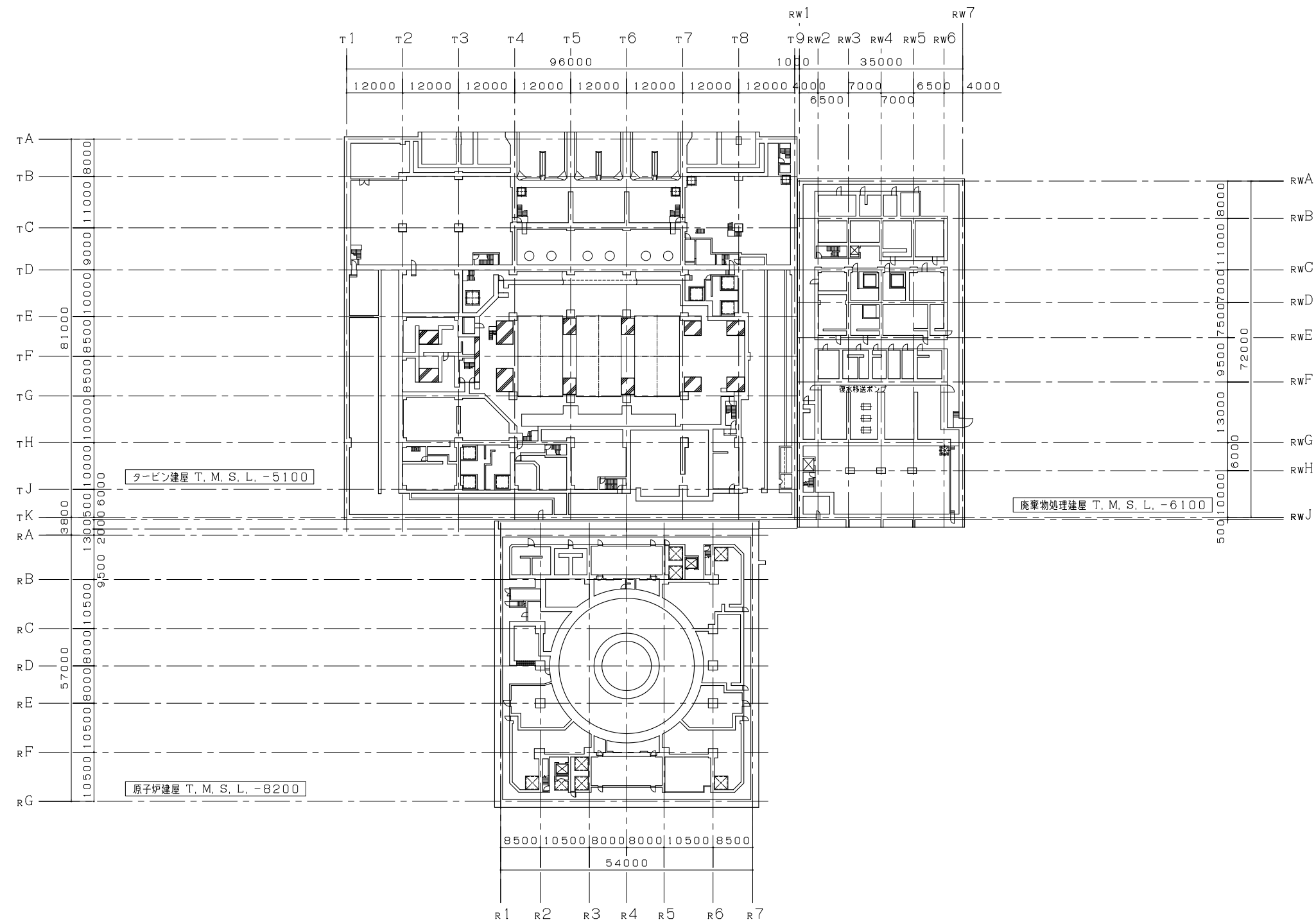
工事計画認可申請	第4-3-5-1-1図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）に係る機器の配置を明示した図面（その1）
東京電力ホールディングス株式会社	



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，  
 給水スパージャ，低圧注水スパージャ

注：寸法はmmを示す。

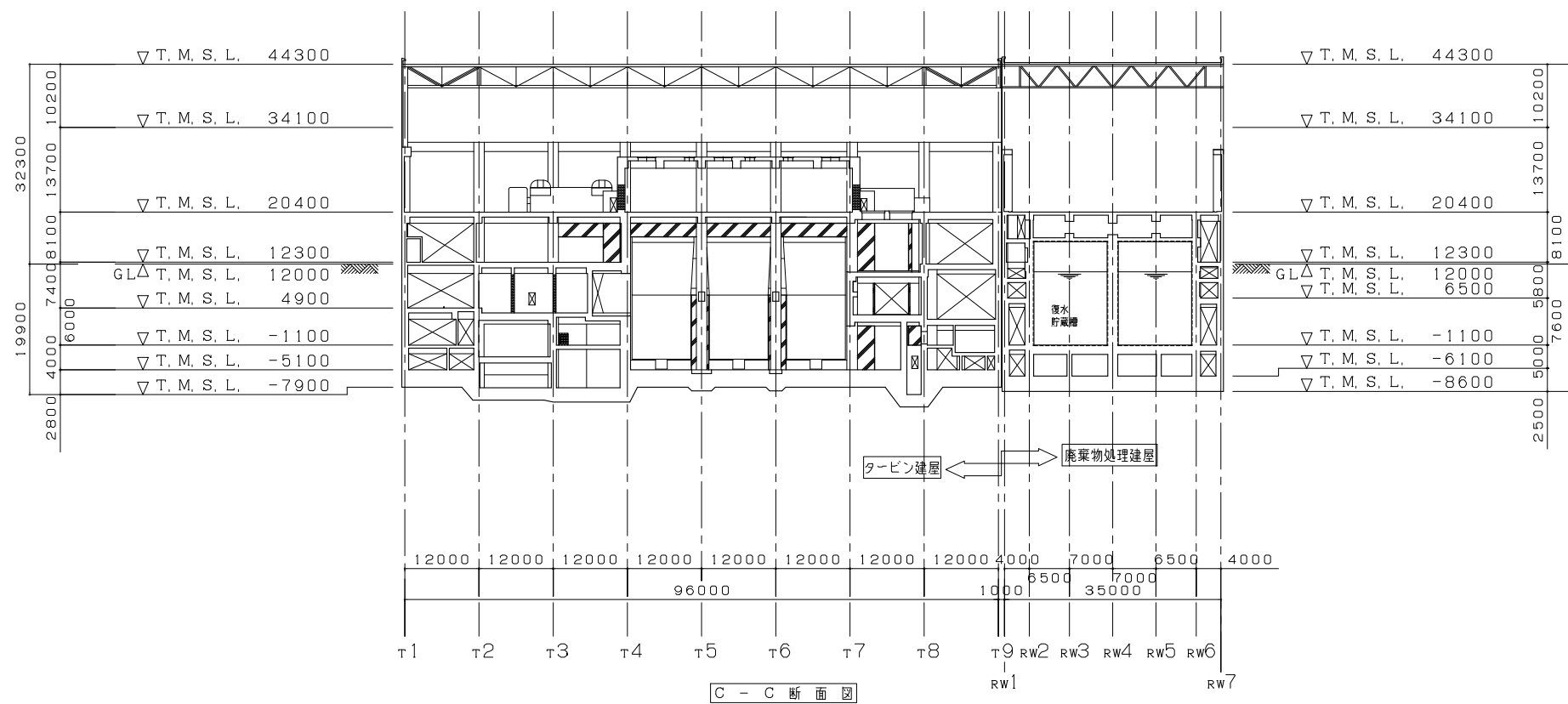
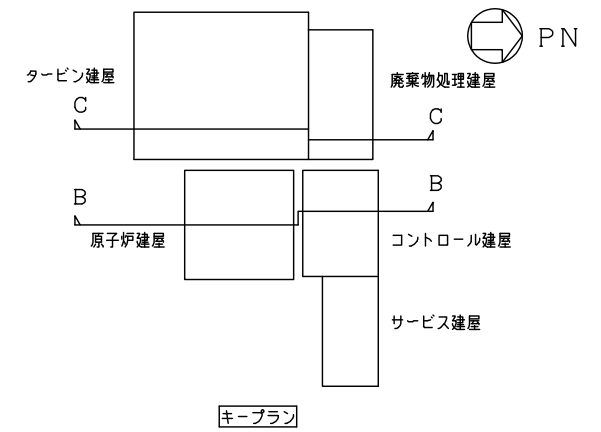
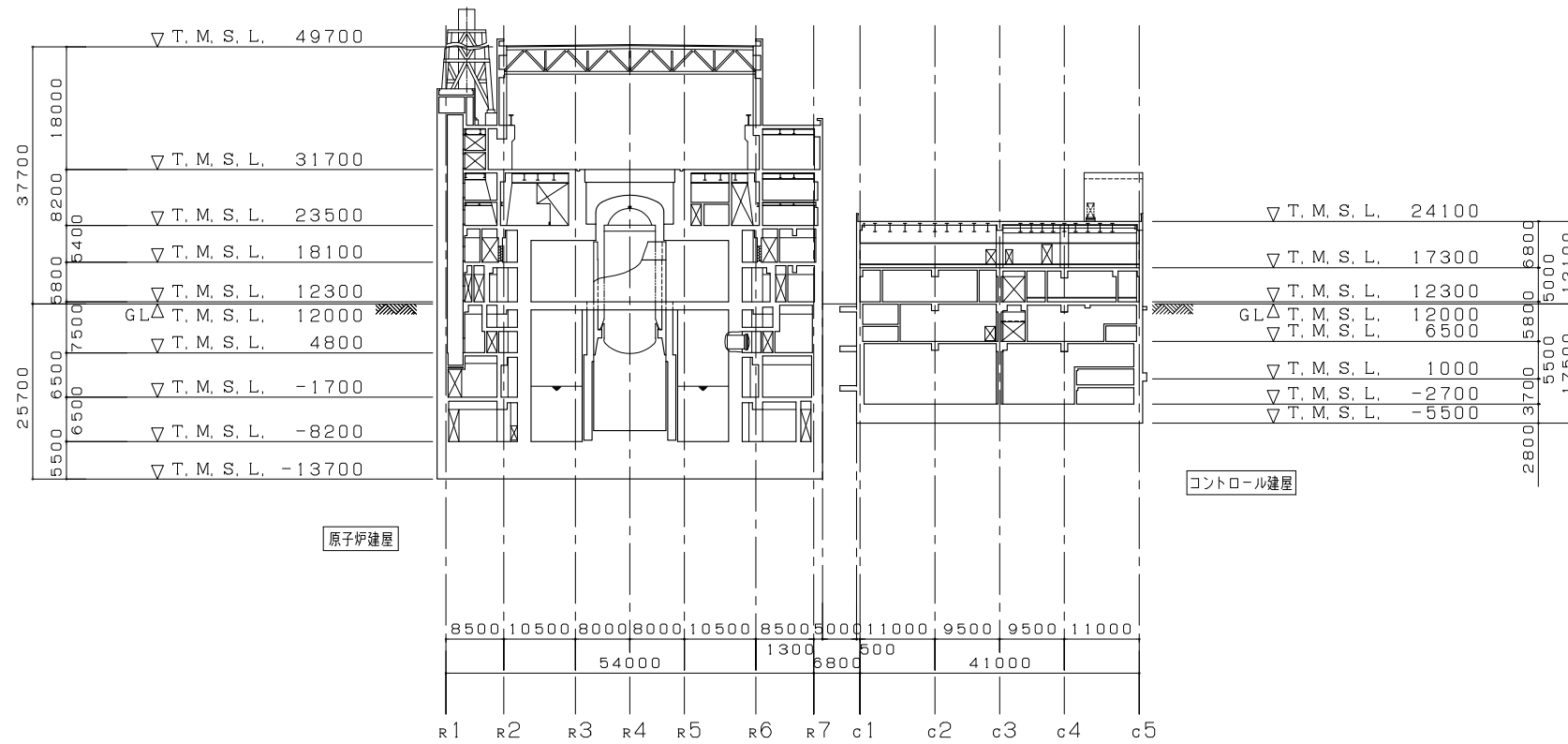
工事計画認可申請	第4-3-5-1-2図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系)に係る機器の配置を明示した図面(その2)
東京電力ホールディングス株式会社	



注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請	第4-3-5-1-3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(低圧代替注水系)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	

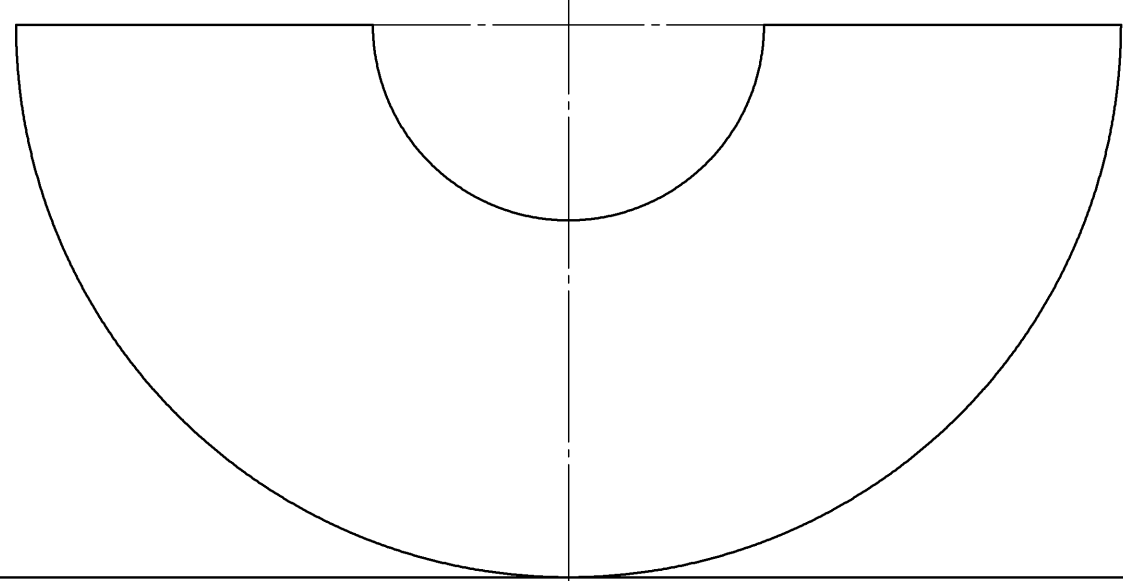
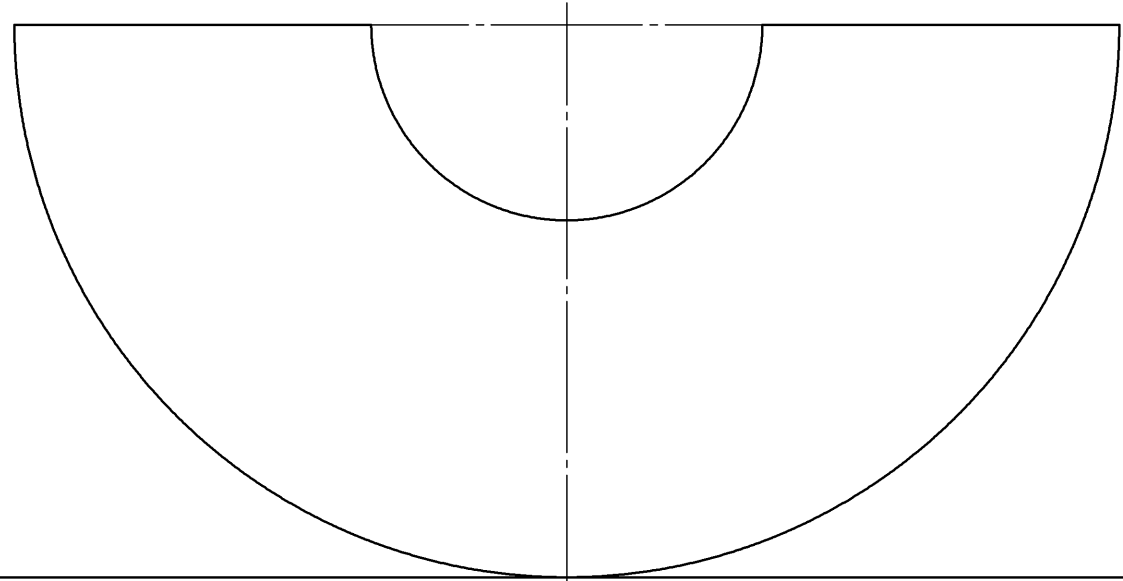
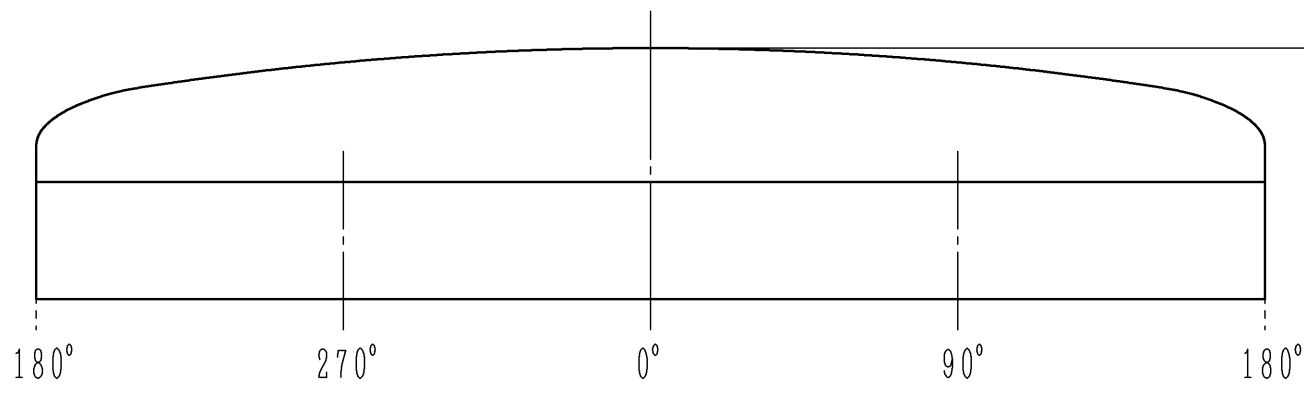




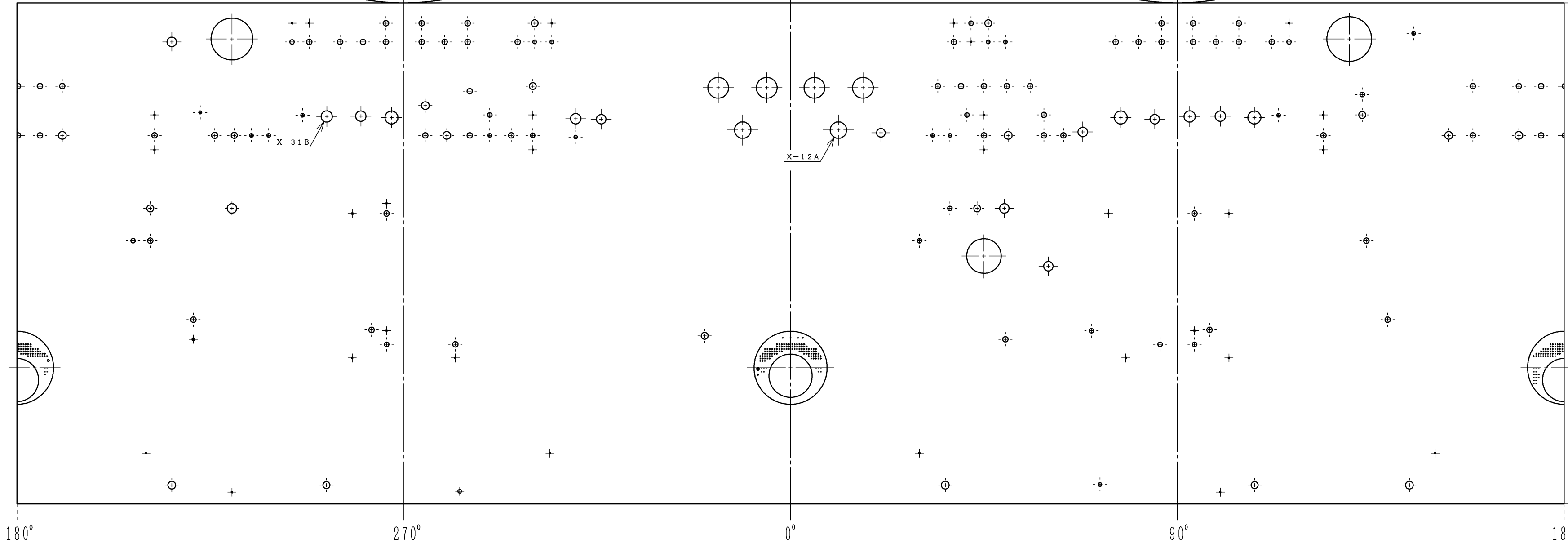
注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請	第4-3-5-1-4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(低圧代替注水系)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	

T. M. S. L. 27940



T. M. S. L. 21300



T. M. S. L. -8200

注：寸法はmmを示す。

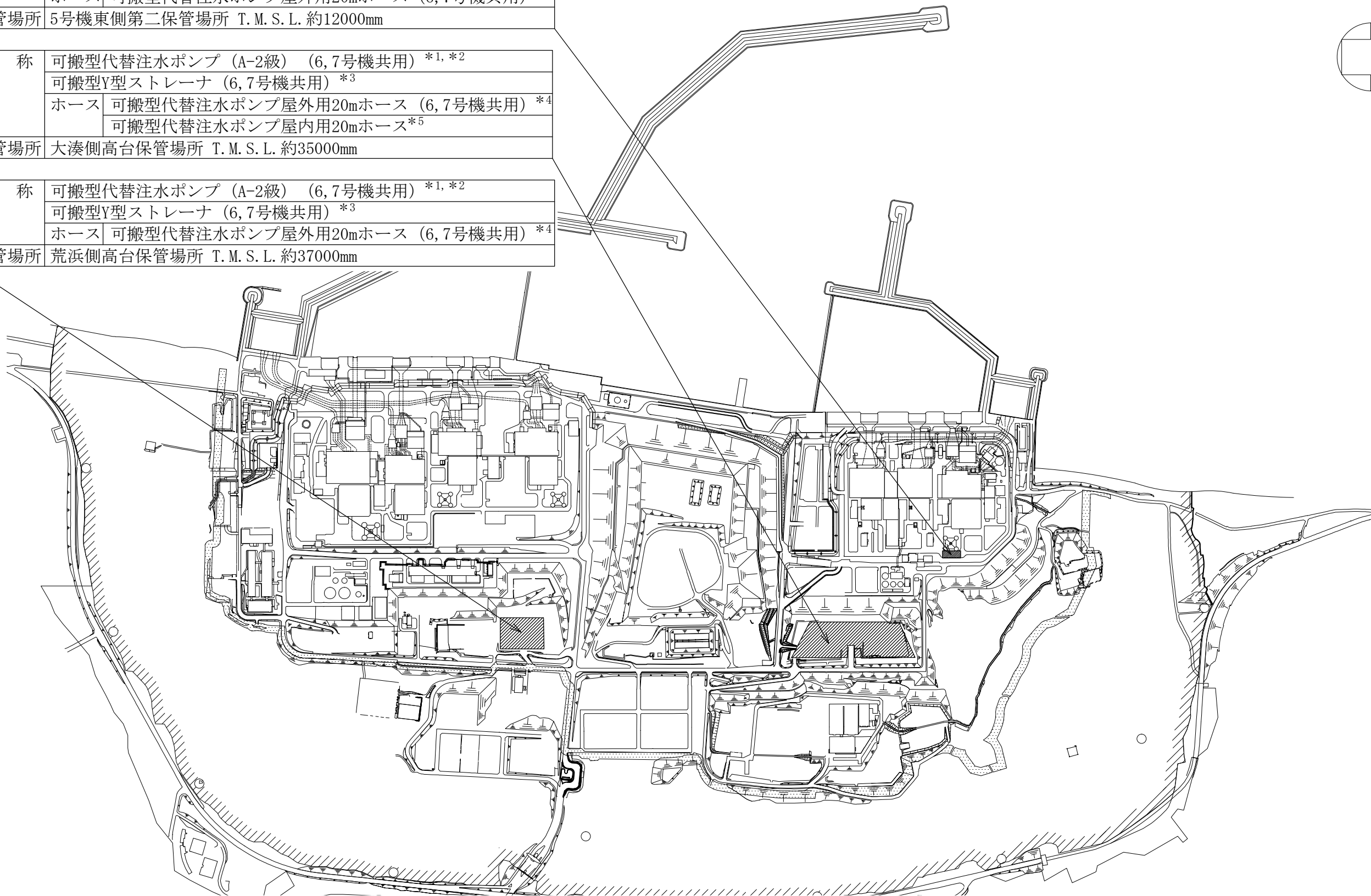
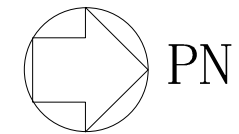
原子炉格納容器 内側展開図

工事計画認可申請	第4-3-5-1-5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（低圧代替注水系）に係る機器の配置を 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	

名 称	可搬型代替注水ポンプ (A-2級) (6,7号機共用) *1,*2
	可搬型Y型ストレーナ (6,7号機共用) *3
	ホース 可搬型代替注水ポンプ屋外用20mホース (6,7号機共用) *4
保管場所	5号機東側第二保管場所 T.M.S.L. 約12000mm

名 称	可搬型代替注水ポンプ (A-2級) (6,7号機共用) *1,*2
	可搬型Y型ストレーナ (6,7号機共用) *3
	ホース 可搬型代替注水ポンプ屋外用20mホース (6,7号機共用) *4 可搬型代替注水ポンプ屋内用20mホース*5
保管場所	大湊側高台保管場所 T.M.S.L. 約35000mm

名 称	可搬型代替注水ポンプ (A-2級) (6,7号機共用) *1,*2
	可搬型Y型ストレーナ (6,7号機共用) *3
	ホース 可搬型代替注水ポンプ屋外用20mホース (6,7号機共用) *4
保管場所	荒浜側高台保管場所 T.M.S.L. 約37000mm



注記\*1 : 下記設備は、可搬型代替注水ポンプ (A-2級) の附属機器である。附属機器は「機器本体」と同一の取付箇所である。  
可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 燃料タンク (6,7号機共用)

\*2 : 予備を含めた17個を荒浜側高台保管場所、大湊側高台保管場所及び5号機東側第二保管場所のうち荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所にそれぞれ6個、5号機東側第二保管場所に5個を保管する。

\*3 : 予備を含めた9個を荒浜側高台保管場所、大湊側高台保管場所及び5号機東側第二保管場所のうち荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所にそれぞれ2個、5号機東側第二保管場所に5個を保管する。

\*4 : 予備を含めた1097本を荒浜側高台保管場所、大湊側高台保管場所及び5号機東側第二保管場所のうち荒浜側高台保管場所に468本、大湊側高台保管場所に469本及び5号機東側第二保管場所に160本を保管する。

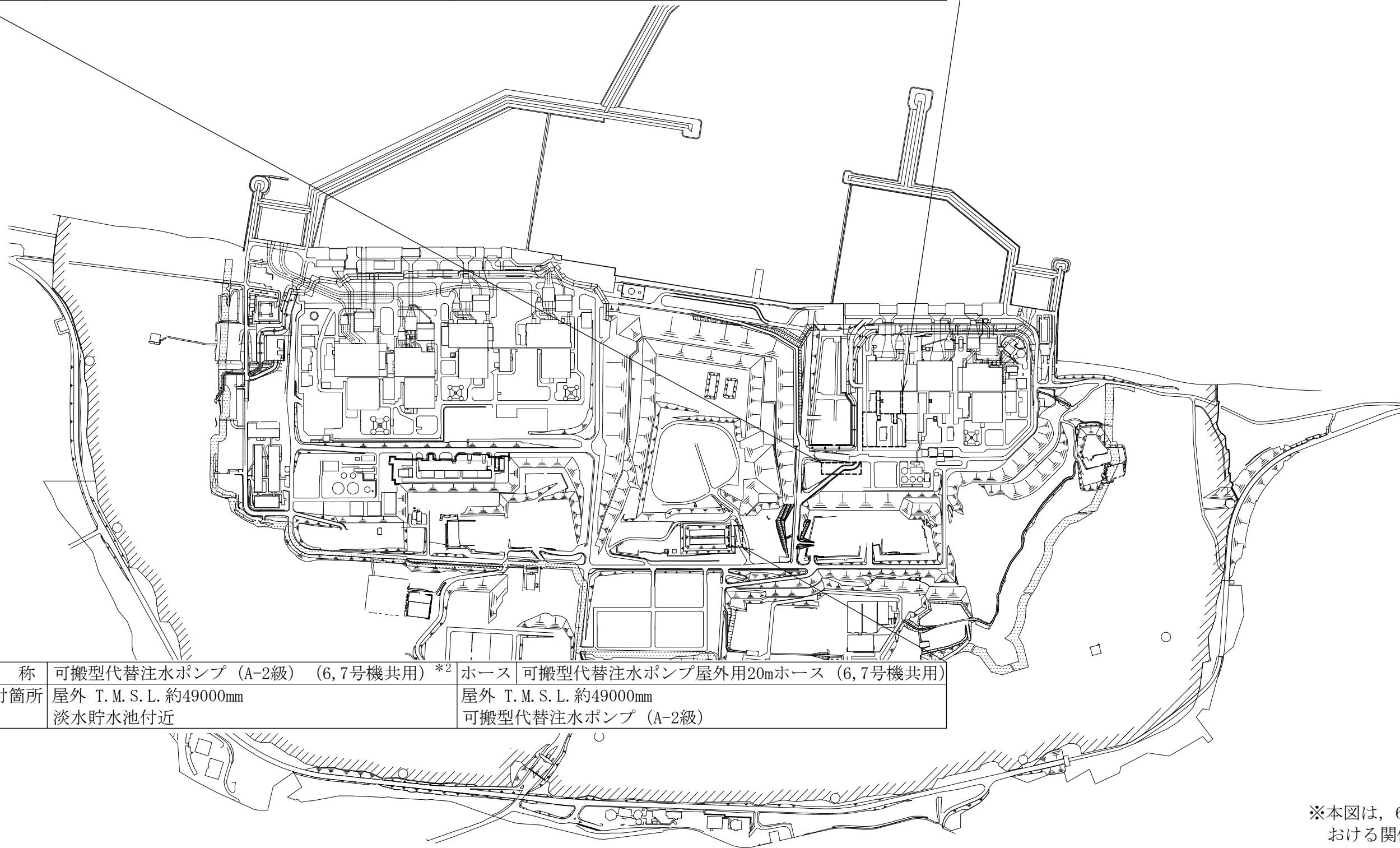
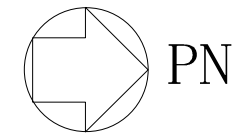
\*5 : 予備を含めた33本を原子炉建屋T.M.S.L. 約23500mm、原子炉建屋T.M.S.L. 約12300mm及び大湊側高台保管場所のうち原子炉建屋T.M.S.L. 約12300mmに9本、原子炉建屋T.M.S.L. 約23500mmに8本及び大湊側高台保管場所に16本保管する。

▨ : 保管場所

工事計画認可申請	第4-3-5-1-6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 (低圧代替注水系) に係る機器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	

名称	可搬型代替注水ポンプ (A-2級) (6,7号機共用) *2 可搬型Y型ストレーナ (6,7号機共用)	ホース	可搬型代替注水ポンプ屋外用20mホース (6,7号機共用) *1
取付箇所	屋外 T.M.S.L. 約12000mm 7号機建屋付近	屋外 T.M.S.L. 約12000mm 可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	

名称	可搬型代替注水ポンプ (A-2級) (6,7号機共用) *2	ホース	可搬型代替注水ポンプ屋外用20mホース (6,7号機共用)
取付箇所	屋外 T.M.S.L. 約15000mm 弥彦通り及び佐渡通り交差点付近	屋外 T.M.S.L. 約15000mm 可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	



名称	可搬型代替注水ポンプ (A-2級) (6,7号機共用) *2	ホース	可搬型代替注水ポンプ屋外用20mホース (6,7号機共用)
取付箇所	屋外 T.M.S.L. 約49000mm 淡水貯水池付近	屋外 T.M.S.L. 約49000mm 可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	

----- : 取付箇所

注記\*1: 可搬型代替注水ポンプ屋外用20mホース (6,7号機共用) の復水補給水系接続口 (南) (北) 又は復水補給水系可搬式接続口 (東) の取付箇所は第4-3-5-1-9図参照。

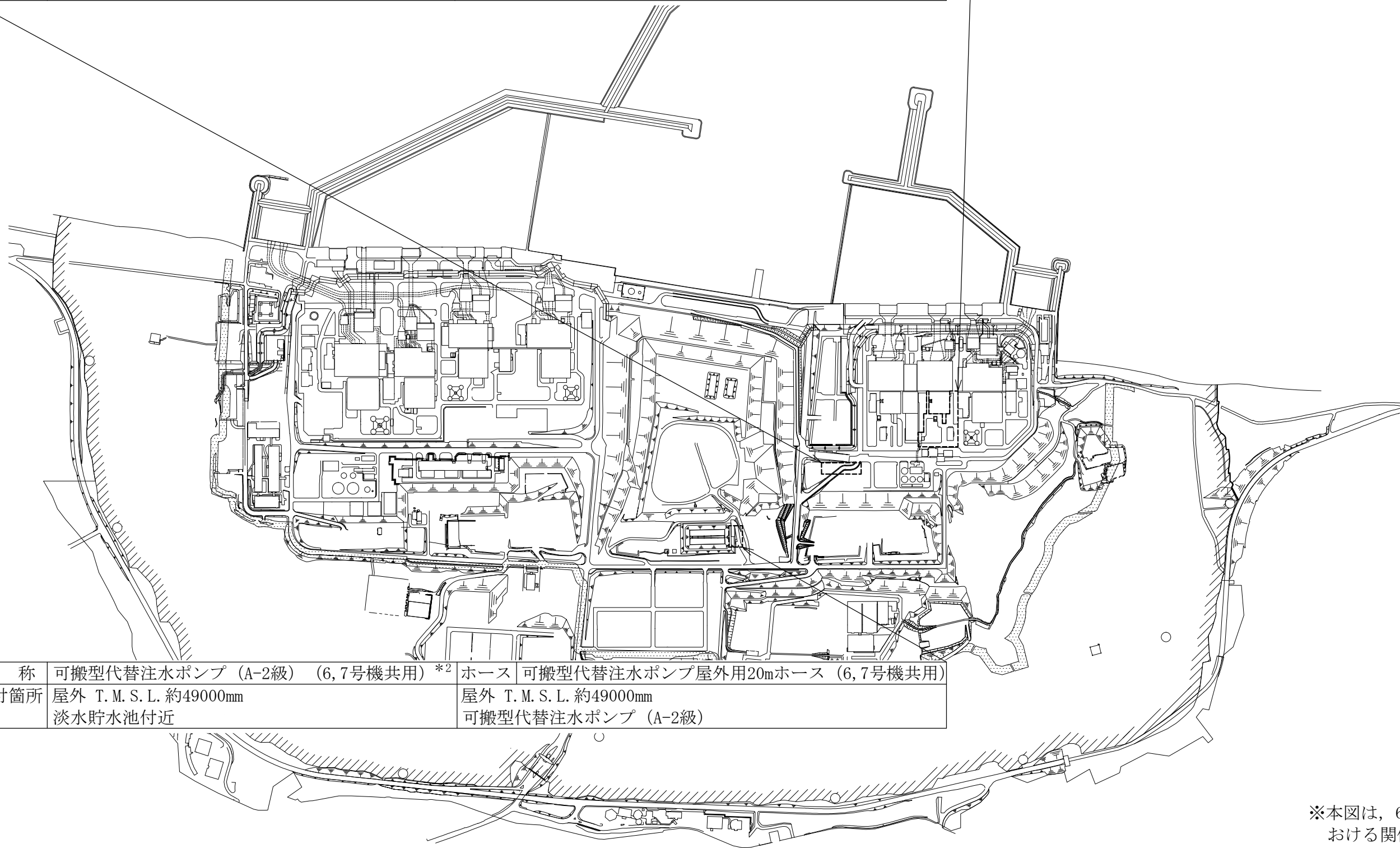
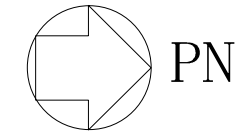
\*2: 下記設備は、可搬型代替注水ポンプ (A-2級) の附属機器である。附属機器は「機器本体」と同一の取付箇所である。  
可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 燃料タンク (6,7号機共用)

※本図は、6,7号機共用設備の取付箇所における関係性を示すため、7号機側への取付箇所を示す。

工事計画認可申請	第4-3-5-1-7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 (低圧代替注水系) に係る機器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	

名称	可搬型代替注水ポンプ (A-2級) (6,7号機共用) *2 可搬型Y型ストレーナ (6,7号機共用)	ホース	可搬型代替注水ポンプ屋外用20mホース (6,7号機共用) *1
取付箇所	屋外 T.M.S.L. 約12000mm 6号機建屋付近	屋外 T.M.S.L. 約12000mm 可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	

名称	可搬型代替注水ポンプ (A-2級) (6,7号機共用) *2	ホース	可搬型代替注水ポンプ屋外用20mホース (6,7号機共用)
取付箇所	屋外 T.M.S.L. 約15000mm 弥彦通り及び佐渡通り交差点付近	屋外 T.M.S.L. 約15000mm 可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	



名称	可搬型代替注水ポンプ (A-2級) (6,7号機共用) *2	ホース	可搬型代替注水ポンプ屋外用20mホース (6,7号機共用)
取付箇所	屋外 T.M.S.L. 約49000mm 淡水貯水池付近	屋外 T.M.S.L. 約49000mm 可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	

----- : 取付箇所

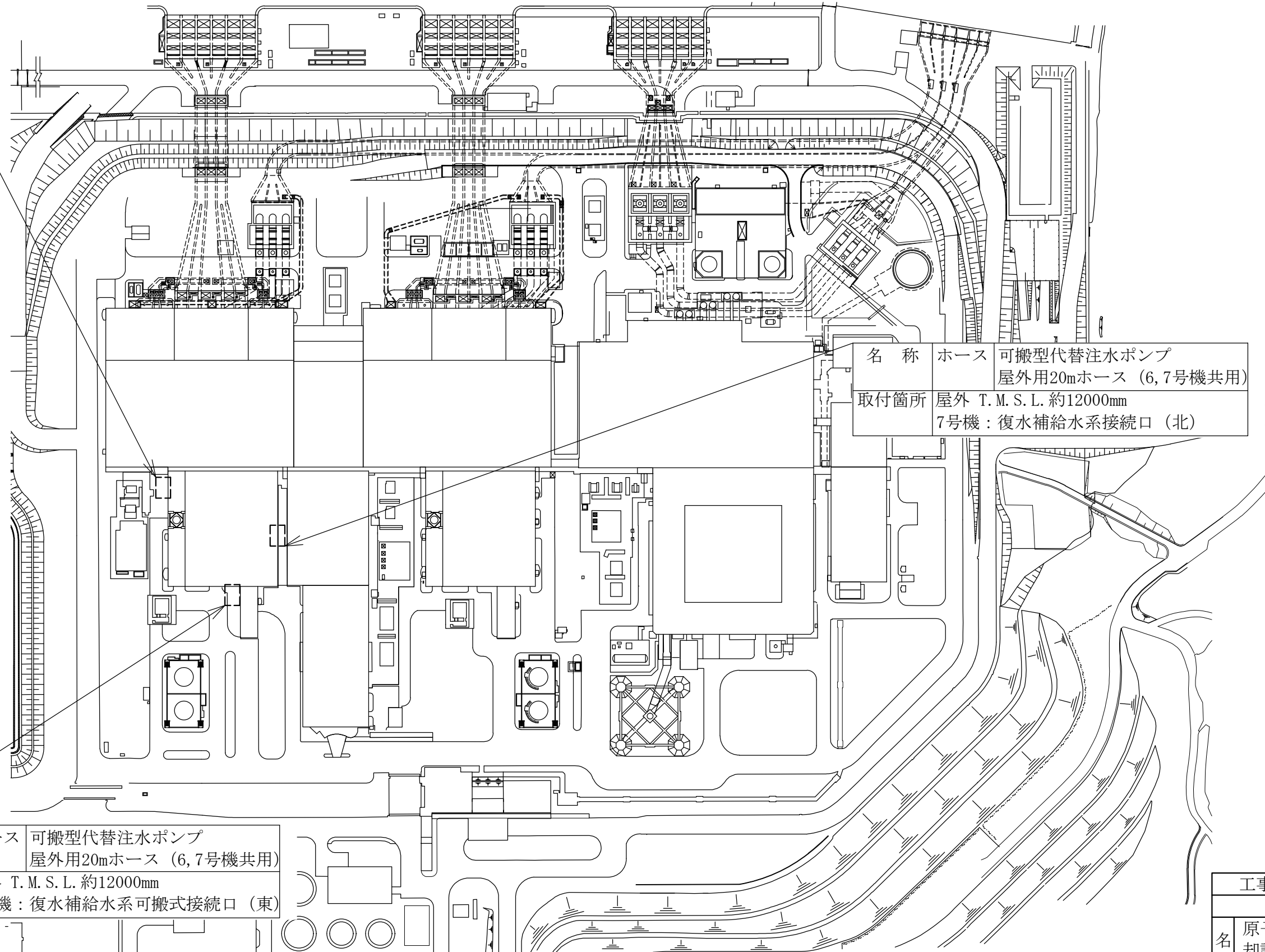
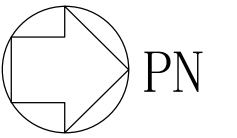
注記\*1: 可搬型代替注水ポンプ屋外用20mホース (6,7号機共用) の復水補給水系接続口 (東) (南) 又は復水補給水系可搬式接続口 (東) の取付箇所は第4-3-5-1-10図参照。

\*2: 下記設備は、可搬型代替注水ポンプ (A-2級) の附属機器である。附属機器は「機器本体」と同一の取付箇所である。  
可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 燃料タンク (6,7号機共用)

※本図は、6,7号機共用設備の取付箇所における関係性を示すため、6号機側への取付箇所を示す。

工事計画認可申請		第4-3-5-1-8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 (低圧代替注水系) に係る機器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		

名称	ホース	可搬型代替注水ポンプ 屋外用20mホース (6, 7号機共用)
取付箇所	屋外 T. M. S. L. 約12000mm	7号機：復水補給水系接続口 (南)



名称	ホース	可搬型代替注水ポンプ 屋外用20mホース (6, 7号機共用)
取付箇所	屋外 T. M. S. L. 約12000mm	7号機：復水補給水系接続口 (北)

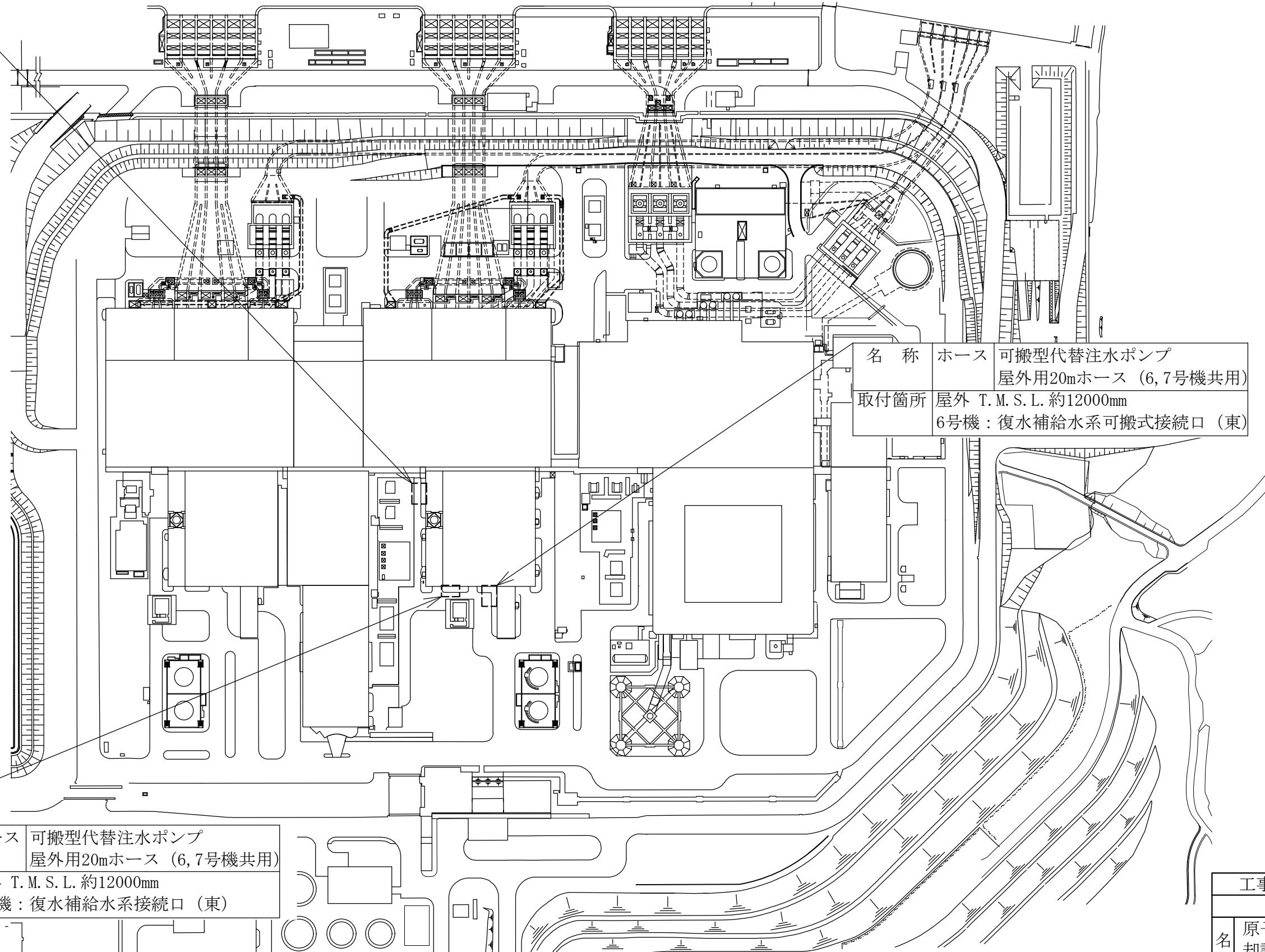
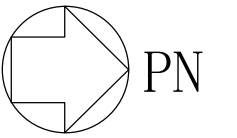
名称	ホース	可搬型代替注水ポンプ 屋外用20mホース (6, 7号機共用)
取付箇所	屋外 T. M. S. L. 約12000mm	7号機：復水補給水系可搬式接続口 (東)

工事計画認可申請	第4-3-5-1-9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 (低圧代替注水系) に係る機器の配置を明示した図面 (その9)
東京電力ホールディングス株式会社	

----- : 取付箇所

※本図は、6, 7号機共用設備の取付箇所における関係性を示すため、7号機側への取付箇所を示す。

名称	ホース	可搬型代替注水ポンプ 屋外用20mホース (6, 7号機共用)
取付箇所	屋外 T. M. S. L. 約12000mm	6号機：復水補給水系接続口 (南)



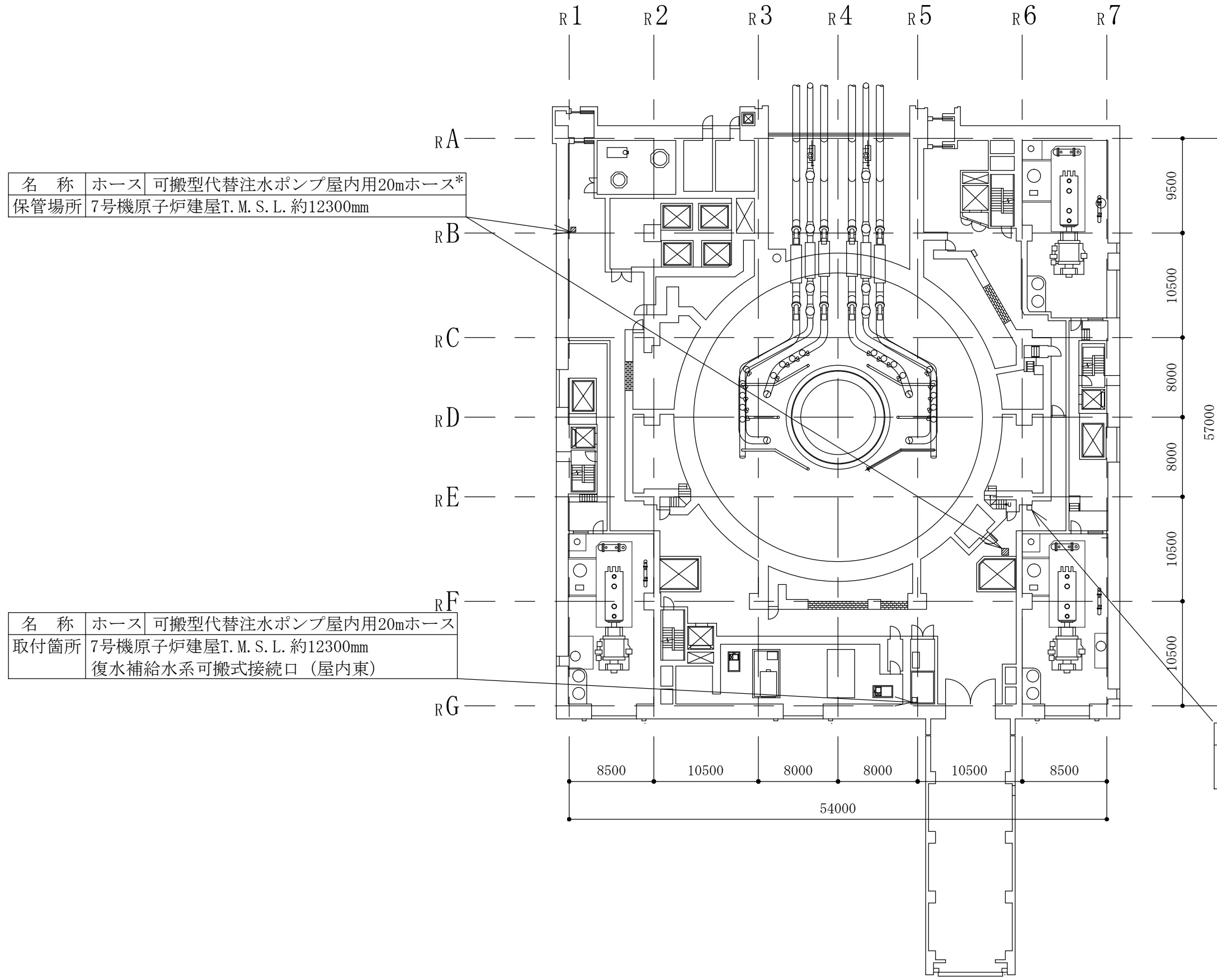
名称	ホース	可搬型代替注水ポンプ 屋外用20mホース (6, 7号機共用)
取付箇所	屋外 T. M. S. L. 約12000mm	6号機：復水補給水系可搬式接続口 (東)

名称	ホース	可搬型代替注水ポンプ 屋外用20mホース (6, 7号機共用)
取付箇所	屋外 T. M. S. L. 約12000mm	6号機：復水補給水系接続口 (東)

----- : 取付箇所

※本図は、6, 7号機共用設備の取付箇所における関係性を示すため、6号機側への取付箇所を示す。

工事計画認可申請	第4-3-5-1-10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 (低圧代替注水系) に係る機器の配置を明示した図面 (その10)
東京電力ホールディングス株式会社	



名称	ホース	可搬型代替注水ポンプ屋内用20mホース*
保管場所	7号機原子炉建屋T. M. S. L. 約12300mm	

名称	ホース	可搬型代替注水ポンプ屋内用20mホース
取付箇所	7号機原子炉建屋T. M. S. L. 約12300mm 復水補給水系可搬式接続口 (屋内東)	

名称	ホース	可搬型代替注水ポンプ屋内用20mホース
取付箇所	7号機原子炉建屋T. M. S. L. 約12300mm 復水補給水系可搬式接続口 (屋内北)	

: 保管場所  
 : 取付箇所

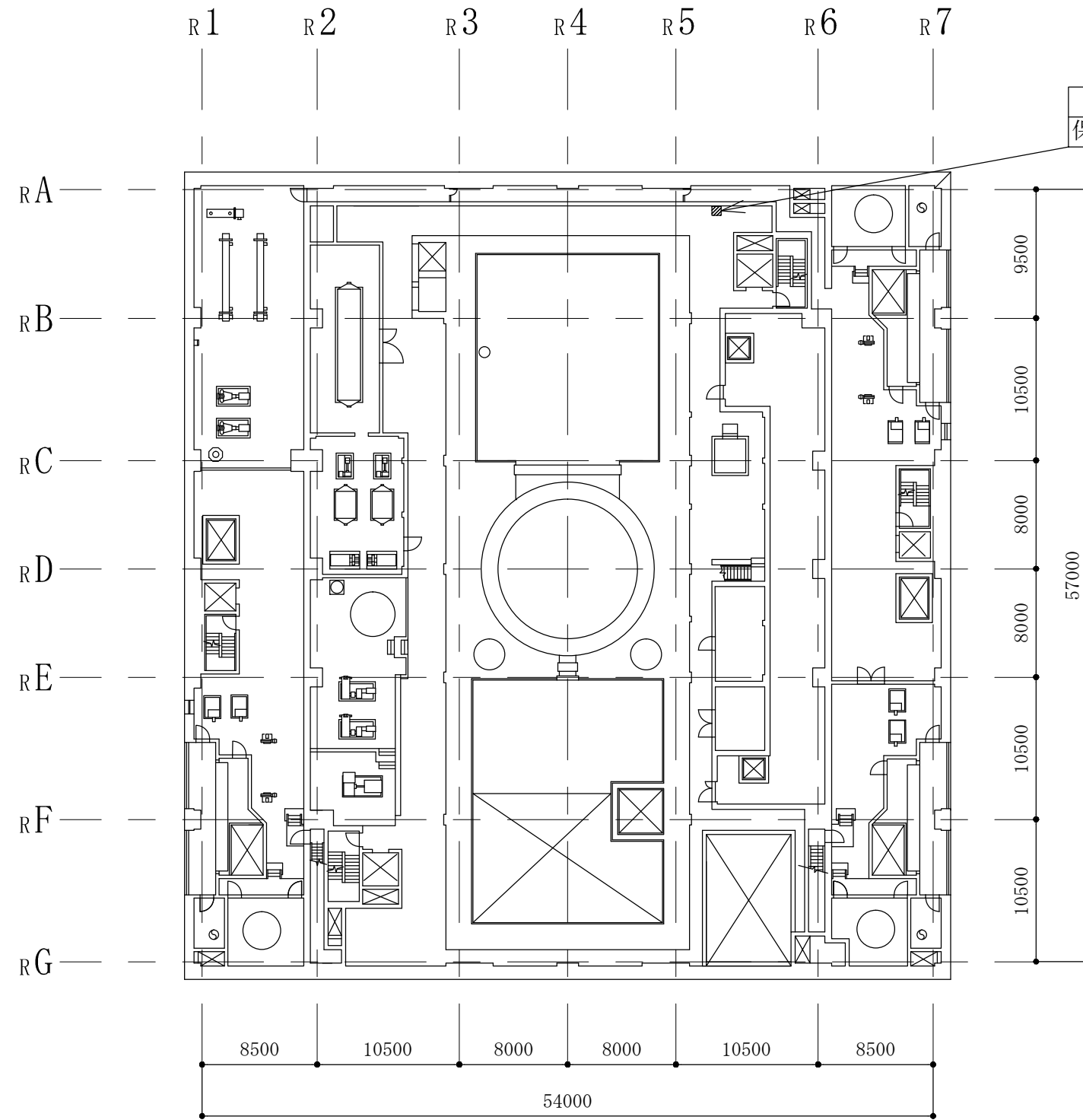
原子炉建屋 T. M. S. L. 12300

注記\* : 予備を含めた33本を原子炉建屋T. M. S. L. 約23500mm, 原子炉建屋T. M. S. L. 約12300mm及び大湊側高台保管場所のうち原子炉建屋T. M. S. L. 約12300mmに9本, 原子炉建屋T. M. S. L. 約23500mmに8本及び大湊側高台保管場所に16本保管する。

注 : 寸法はmmを示す。

工事計画認可申請	第4-3-5-1-11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 (低圧代替注水系) に係る機器の配置を明示した図面 (その11)
東京電力ホールディングス株式会社	





名 称	ホース	可搬型代替注水ポンプ屋内用20mホース*
保管場所	7号機原子炉建屋T. M. S. L. 約23500mm	

■:保管場所

原子炉建屋 T. M. S. L. 23500

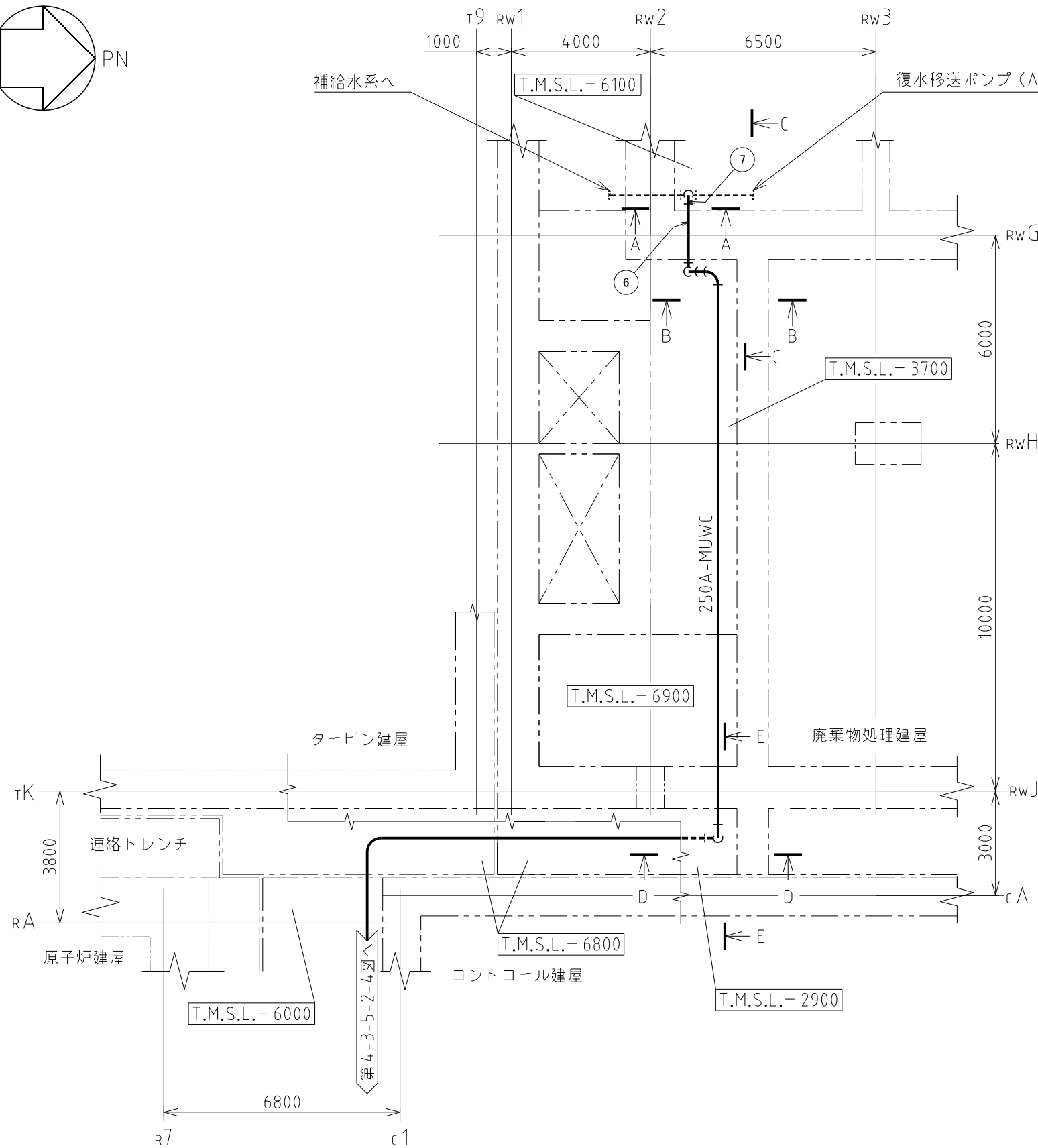
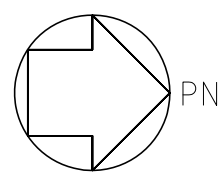
注記\* : 予備を含めた33本を原子炉建屋T. M. S. L. 約23500mm, 原子炉建屋T. M. S. L. 約12300mm及び大湊側高台保管場所のうち原子炉建屋T. M. S. L. 約12300mmに9本, 原子炉建屋T. M. S. L. 約23500mmに8本及び大湊側高台保管場所に16本保管する。

注: 寸法はmmを示す。

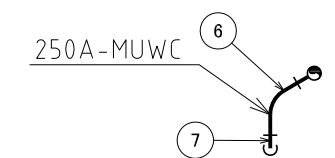
工事計画認可申請	第4-3-5-1-12図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名 称	原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系)に係る機器の配置を明示した図面(その12)
東京電力ホールディングス株式会社	

工事計画認可申請		第4-3-5-2-1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 (低圧代替注水系)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		
HPCF	K7HPCF-FLSR01	9111

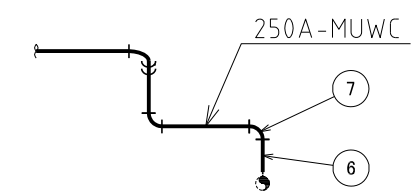
工事計画認可申請		第4-3-5-2-2図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機		
名称	原子炉冷却系統施設のうち 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧代替注水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その2)	
東京電力ホールディングス株式会社		
MUWC	K7MUWC-FLSR02	9111



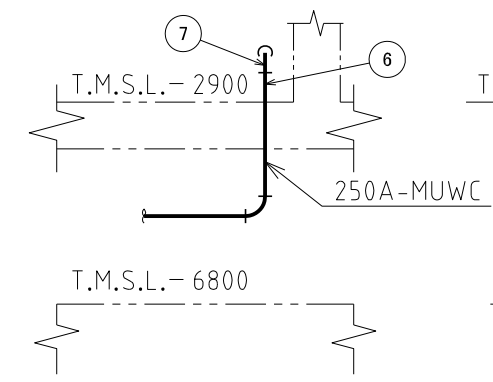
A~A矢視図



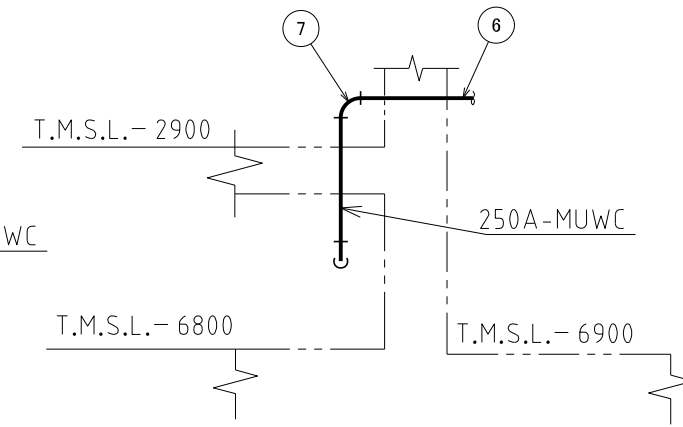
B~B矢視図



C~C矢視図



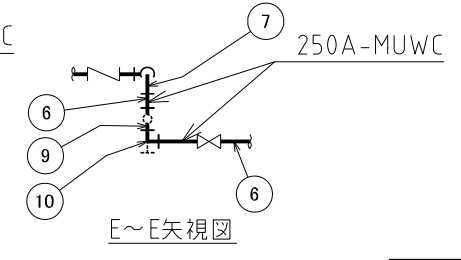
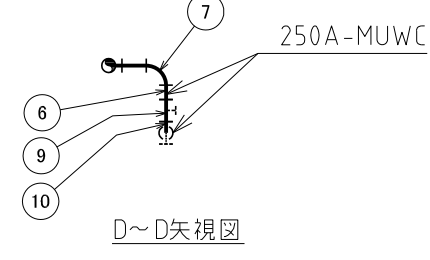
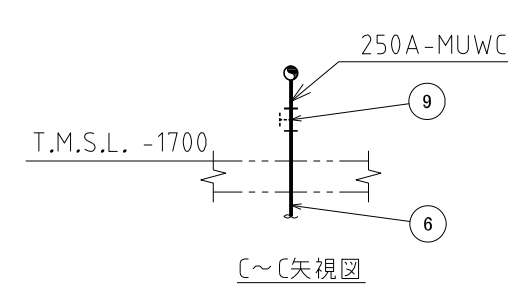
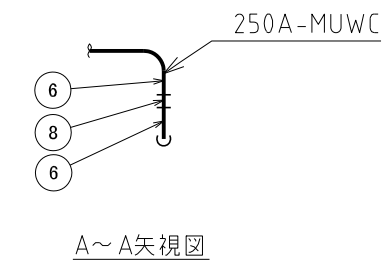
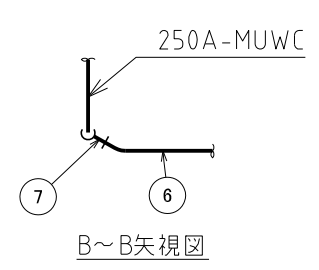
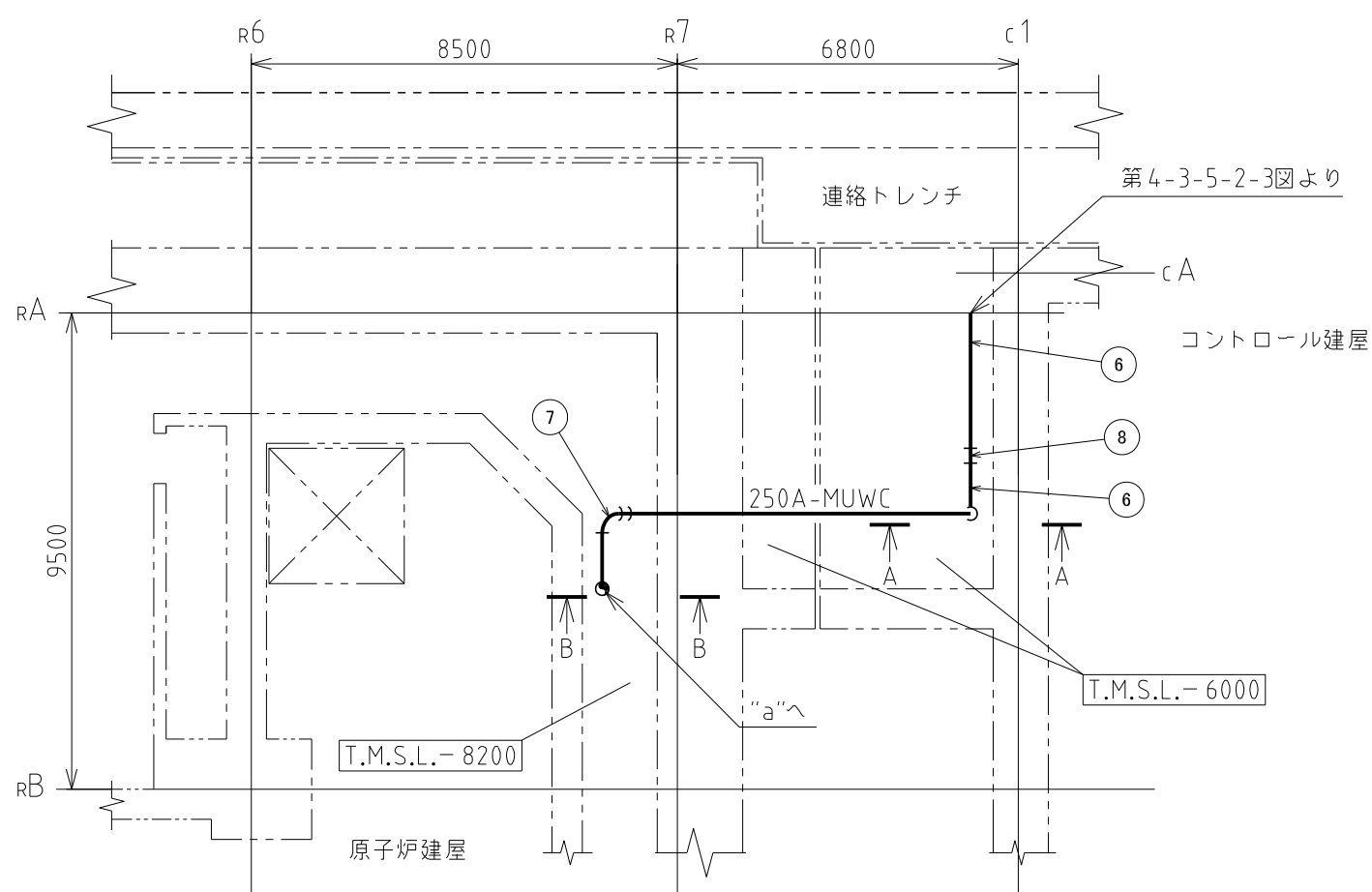
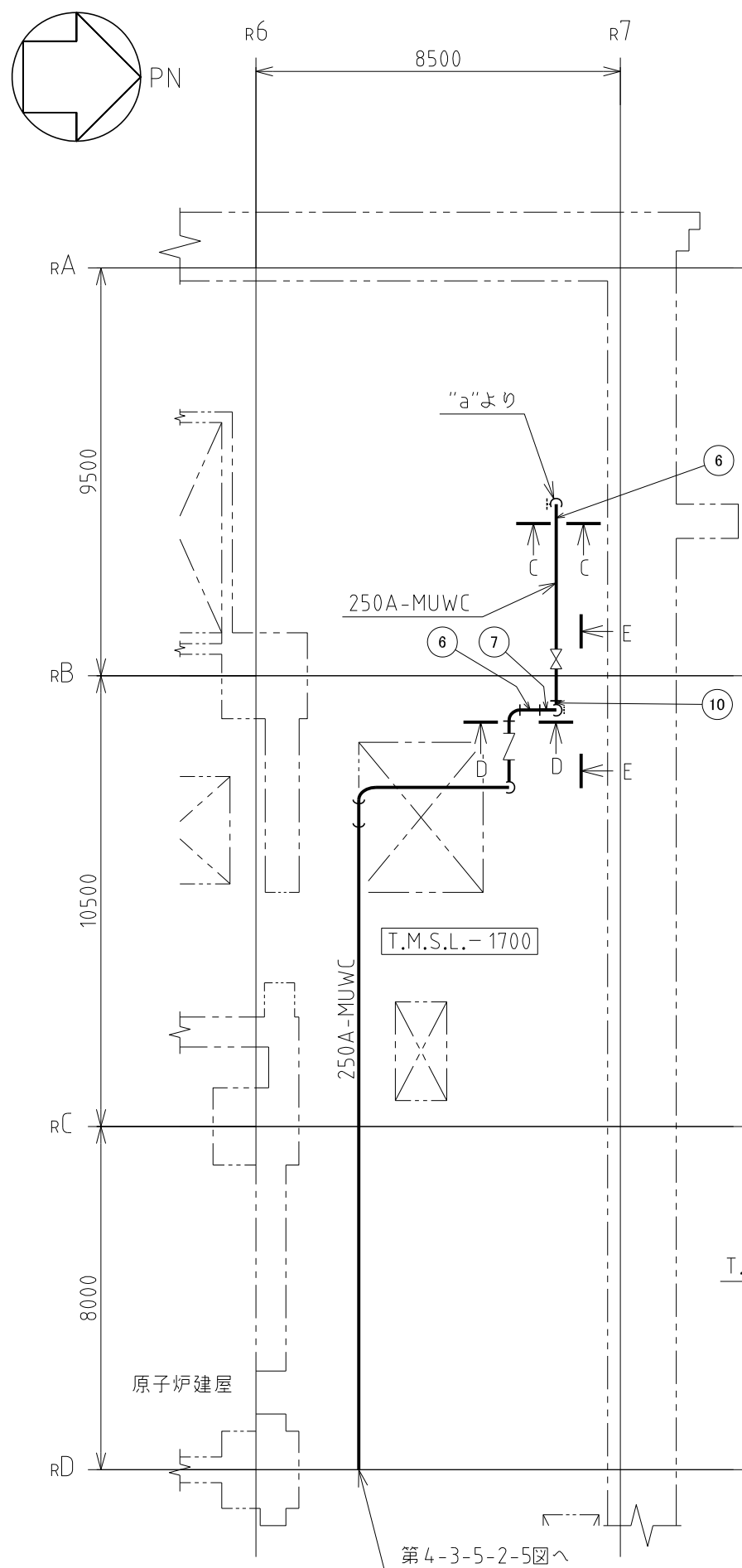
D~D矢視図



E~E矢視図

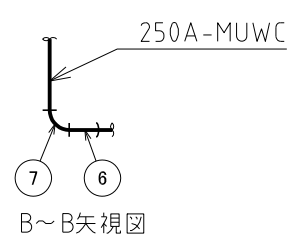
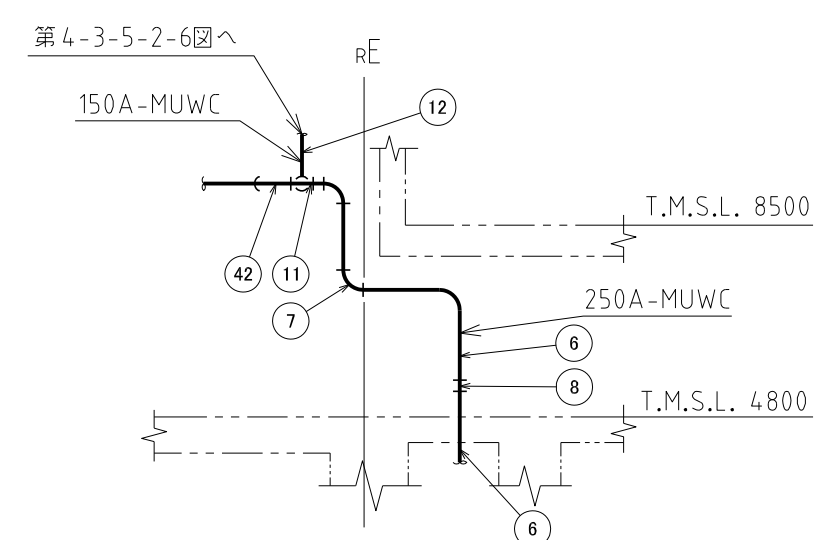
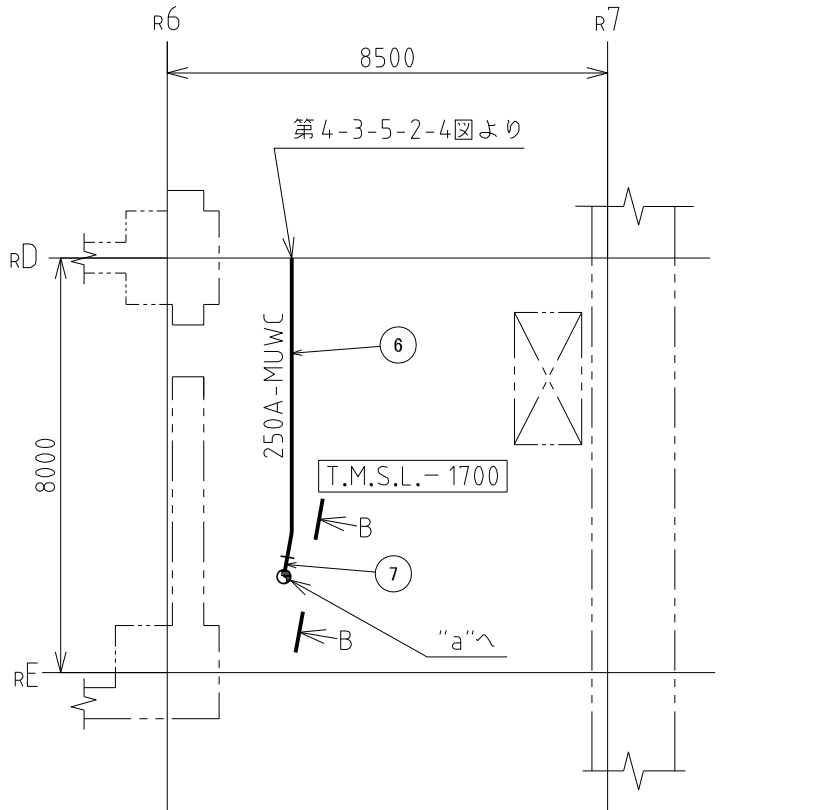
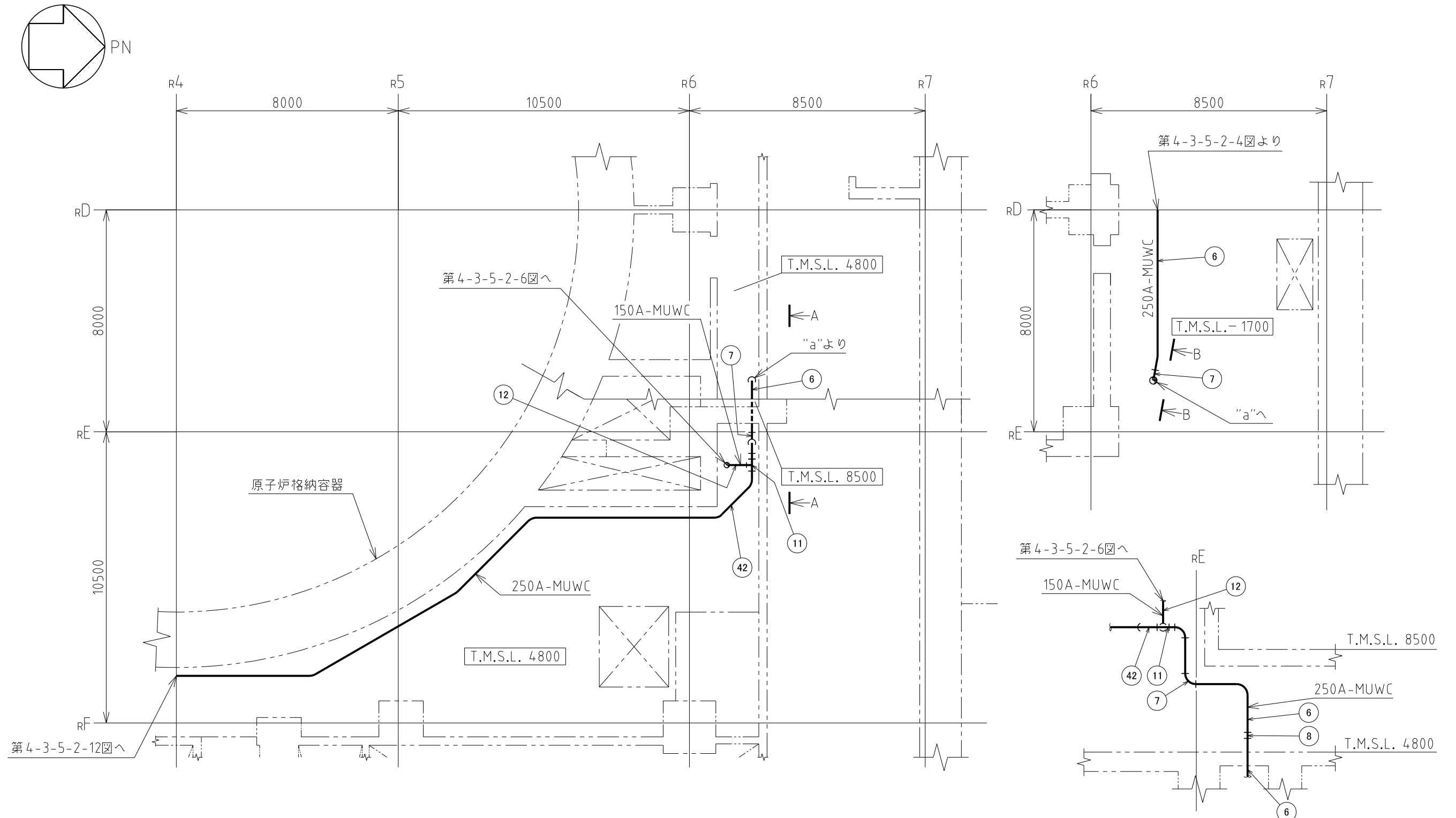
注1：寸法はmmを示す。  
注2：図中の丸番号は別紙1のNOを示す。

廃棄物処理建屋, 連絡トレンチ	
工事計画認可申請	第4-3-5-2-3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 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)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-FLSR03 9111



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。

連絡トレンチ，原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-3-5-2-4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 (低圧代替注水系)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	

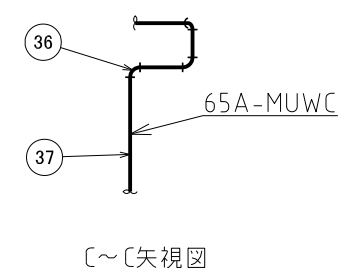
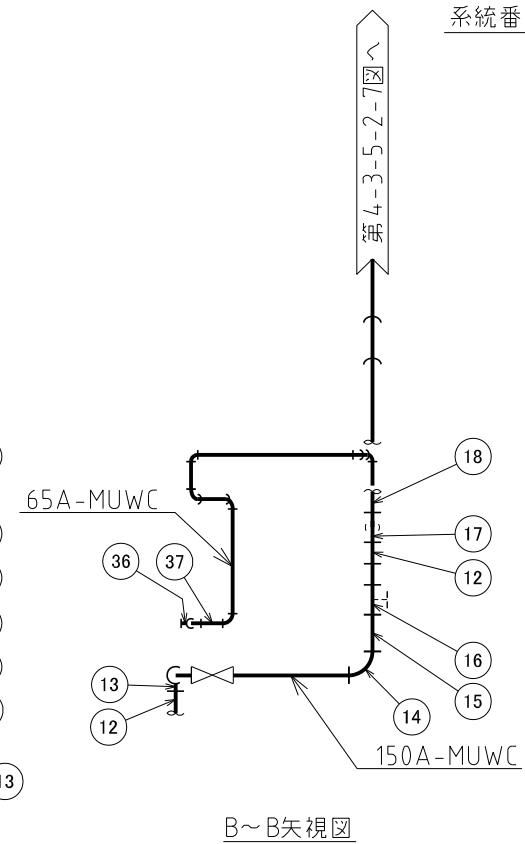
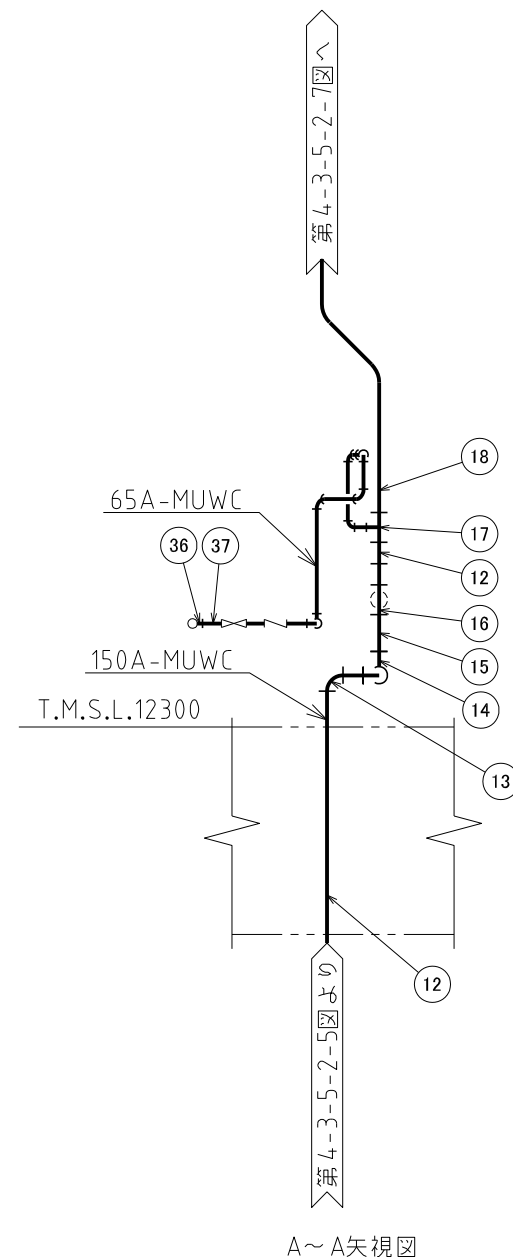
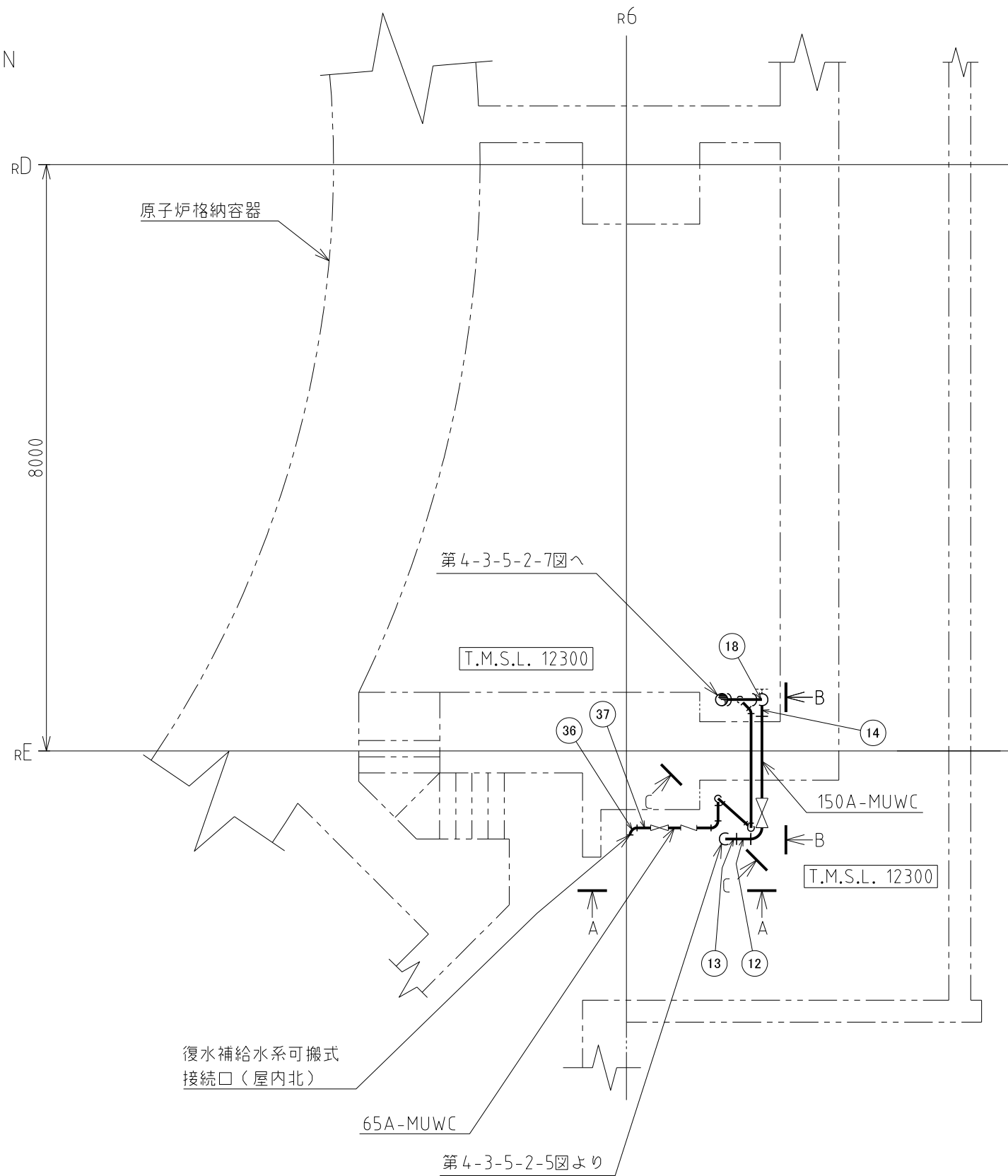
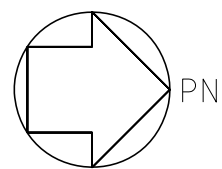


A~A矢視図

B~B矢視図

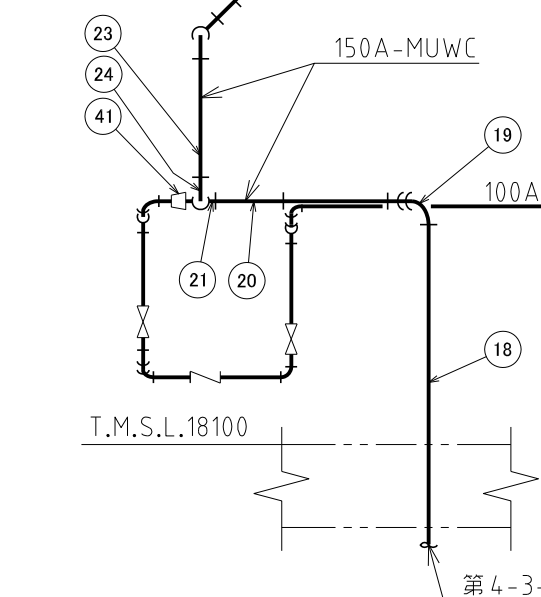
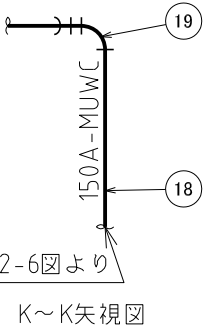
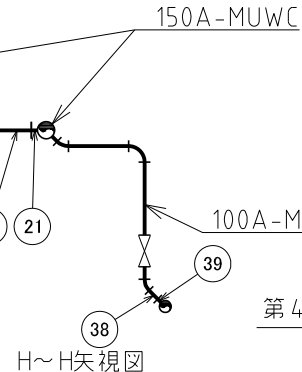
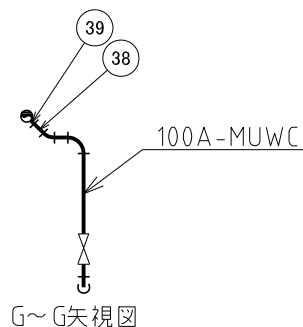
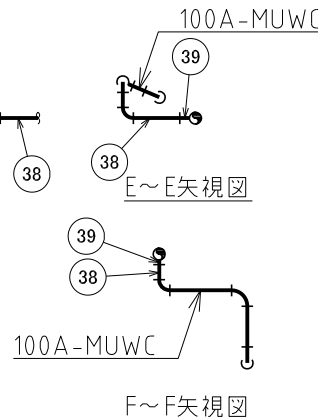
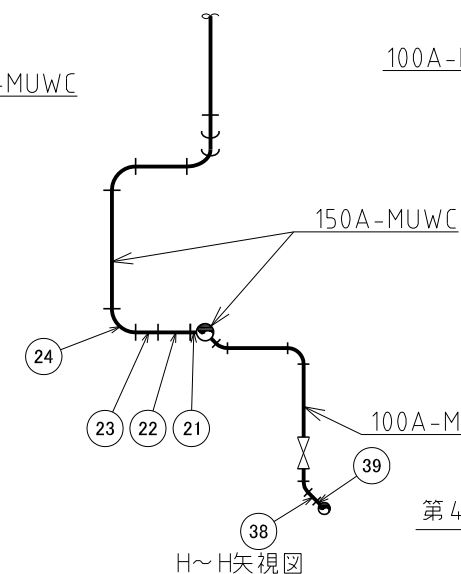
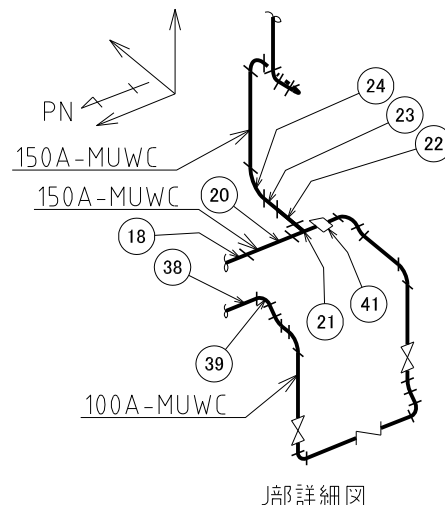
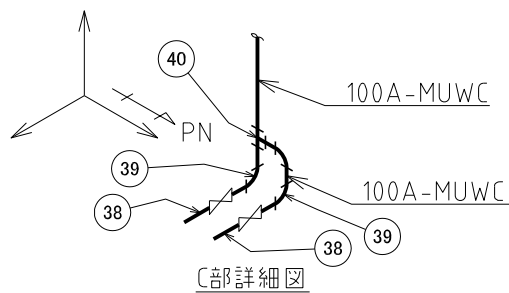
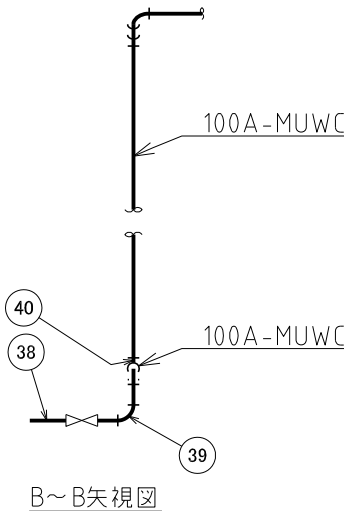
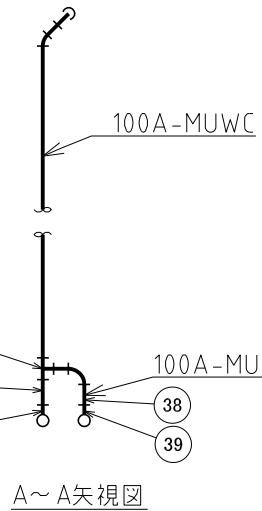
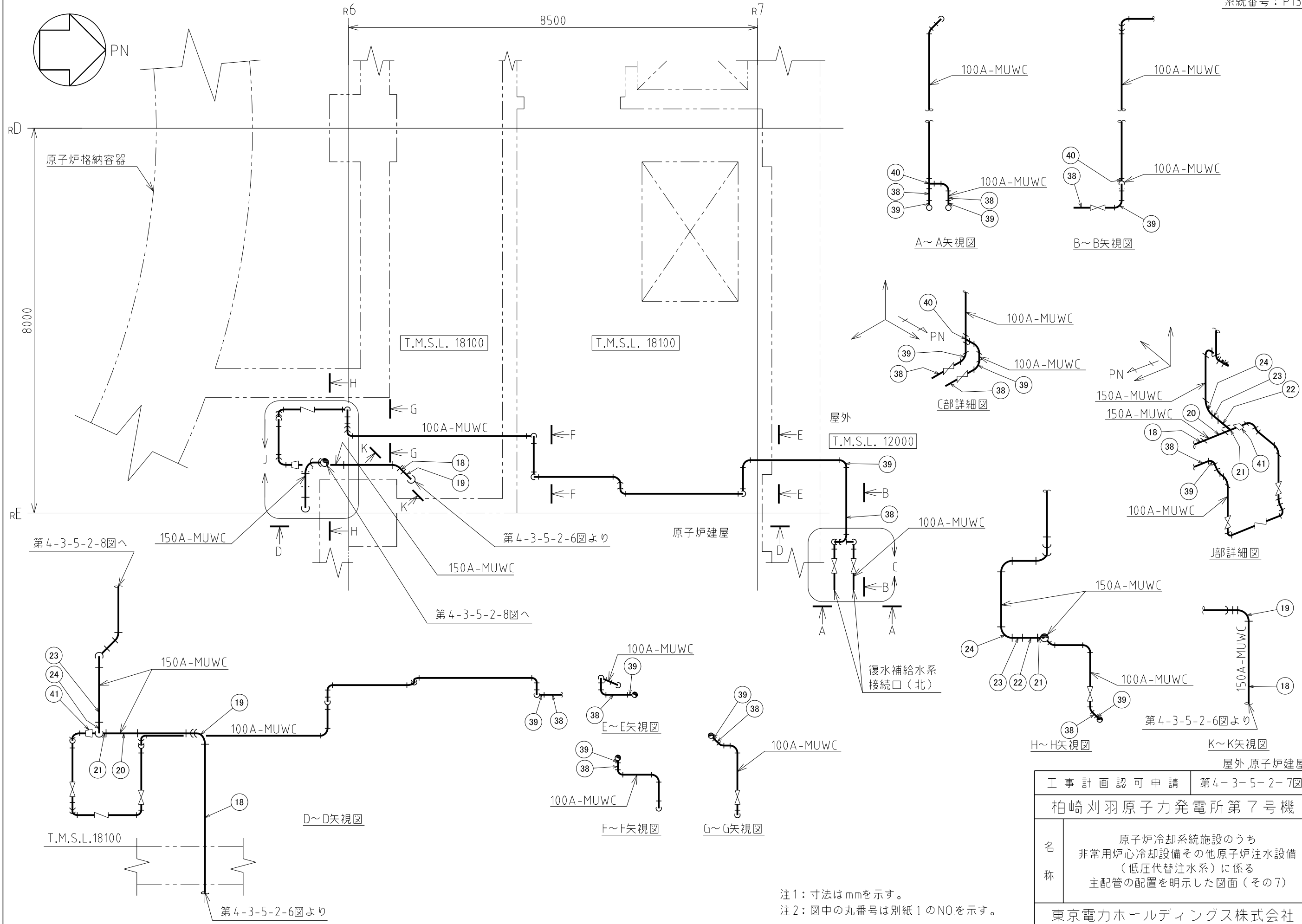
注1：寸法はmmを示す。  
注2：図中の丸番号は別紙1のNOを示す。

原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-3-5-2-5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 (低圧代替注水系)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	

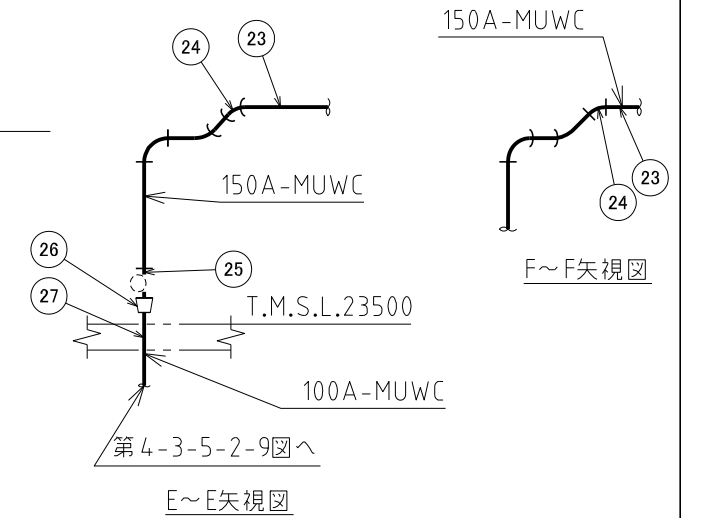
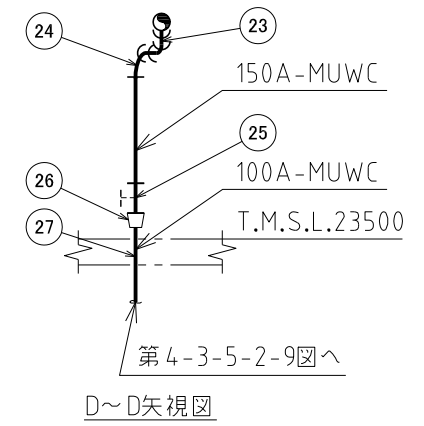
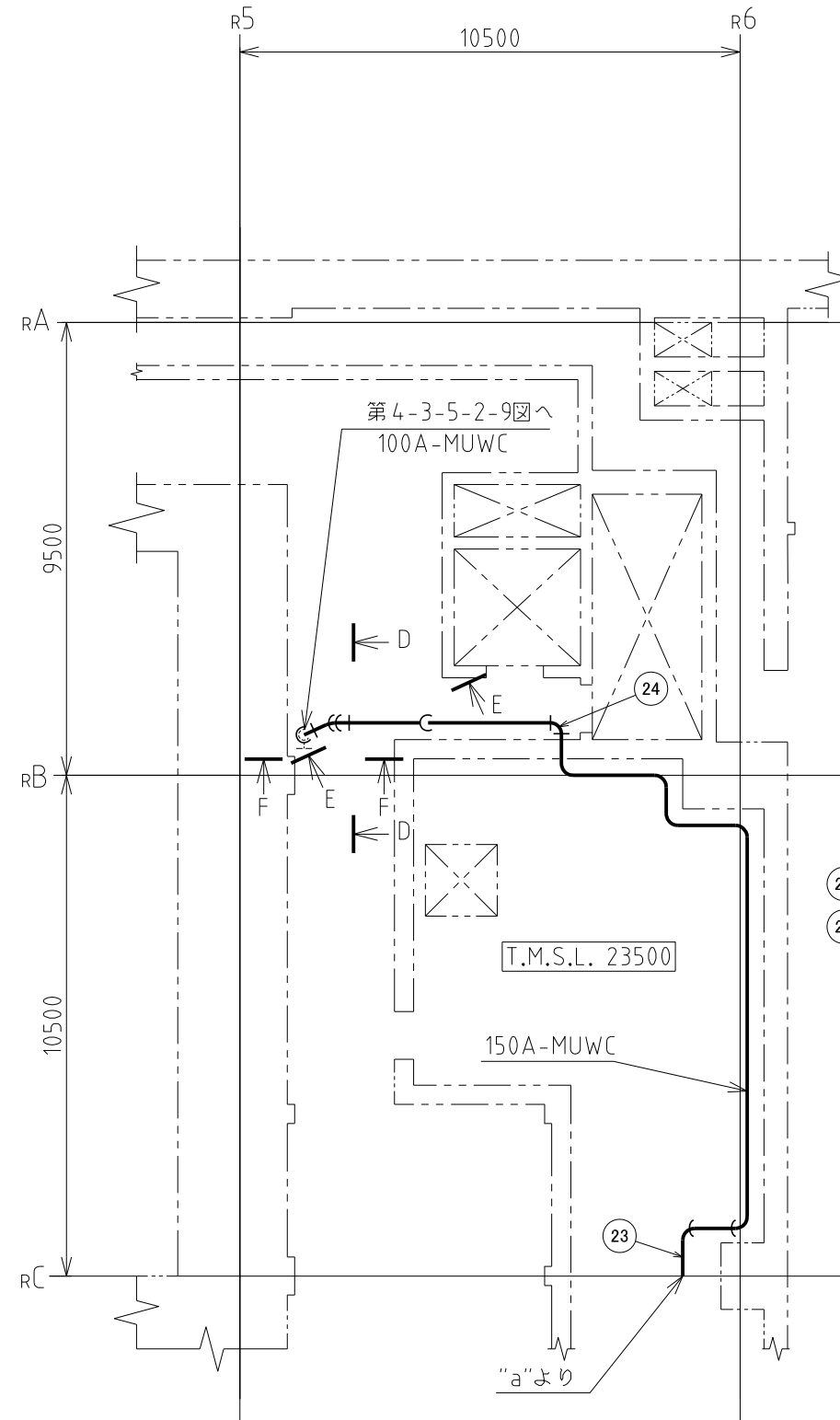
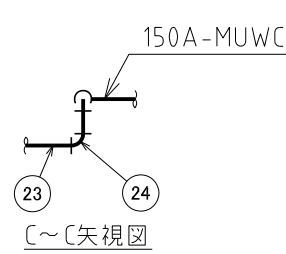
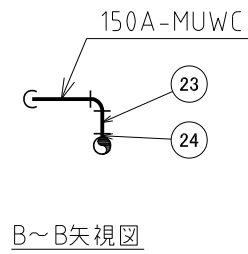
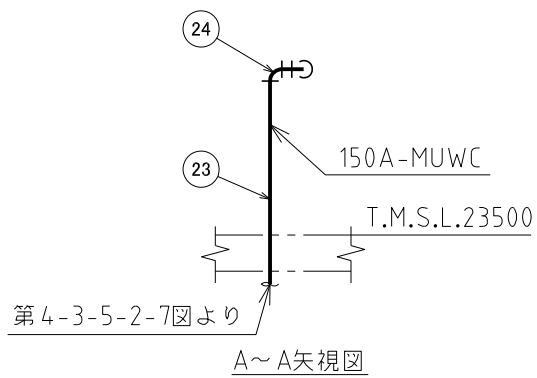
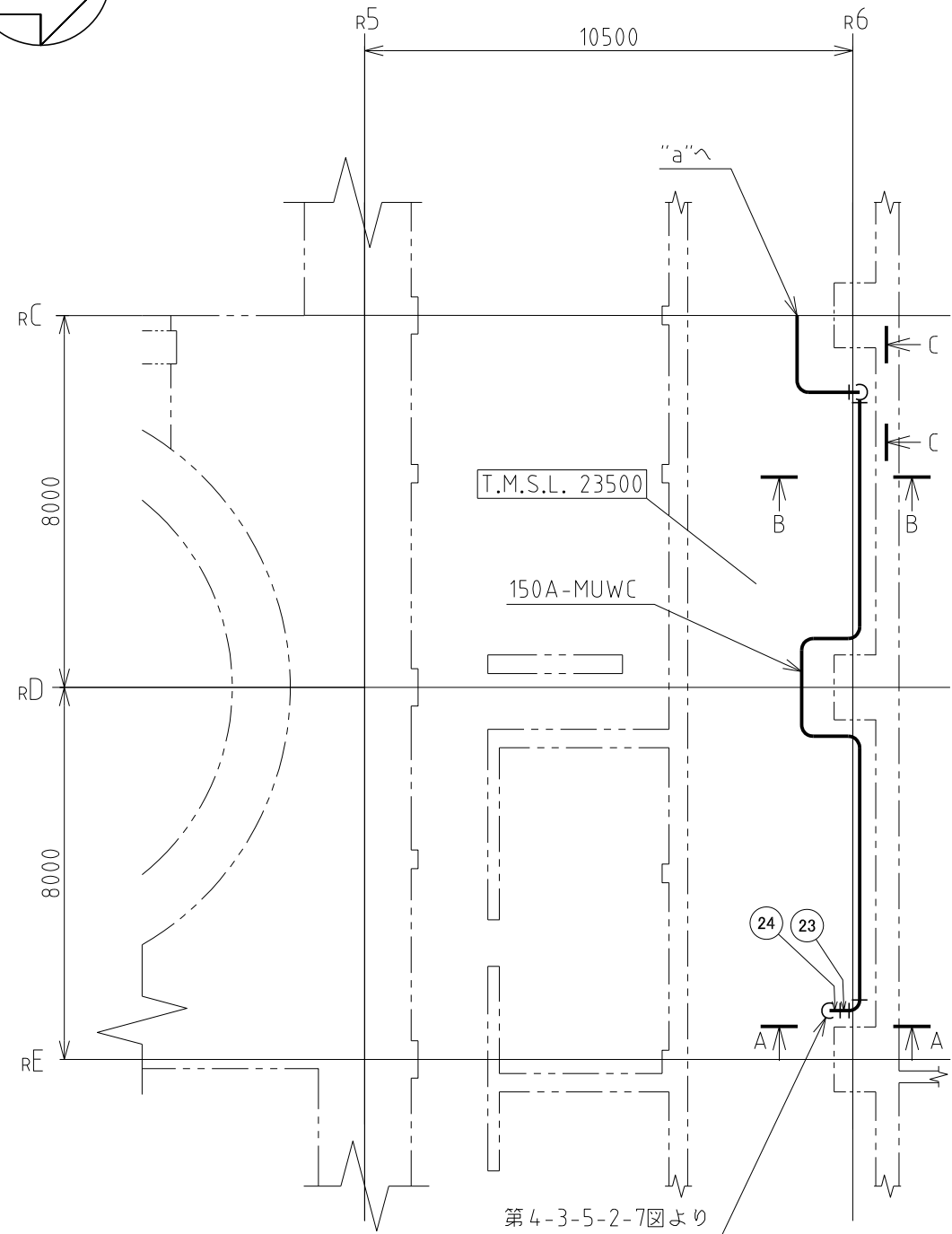
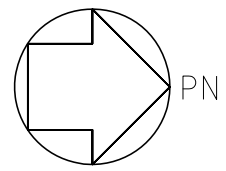


注1：寸法はmmを示す。  
注2：図中の丸番号は別紙1のNOを示す。

原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-3-5-2-6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 (低圧代替注水系)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	

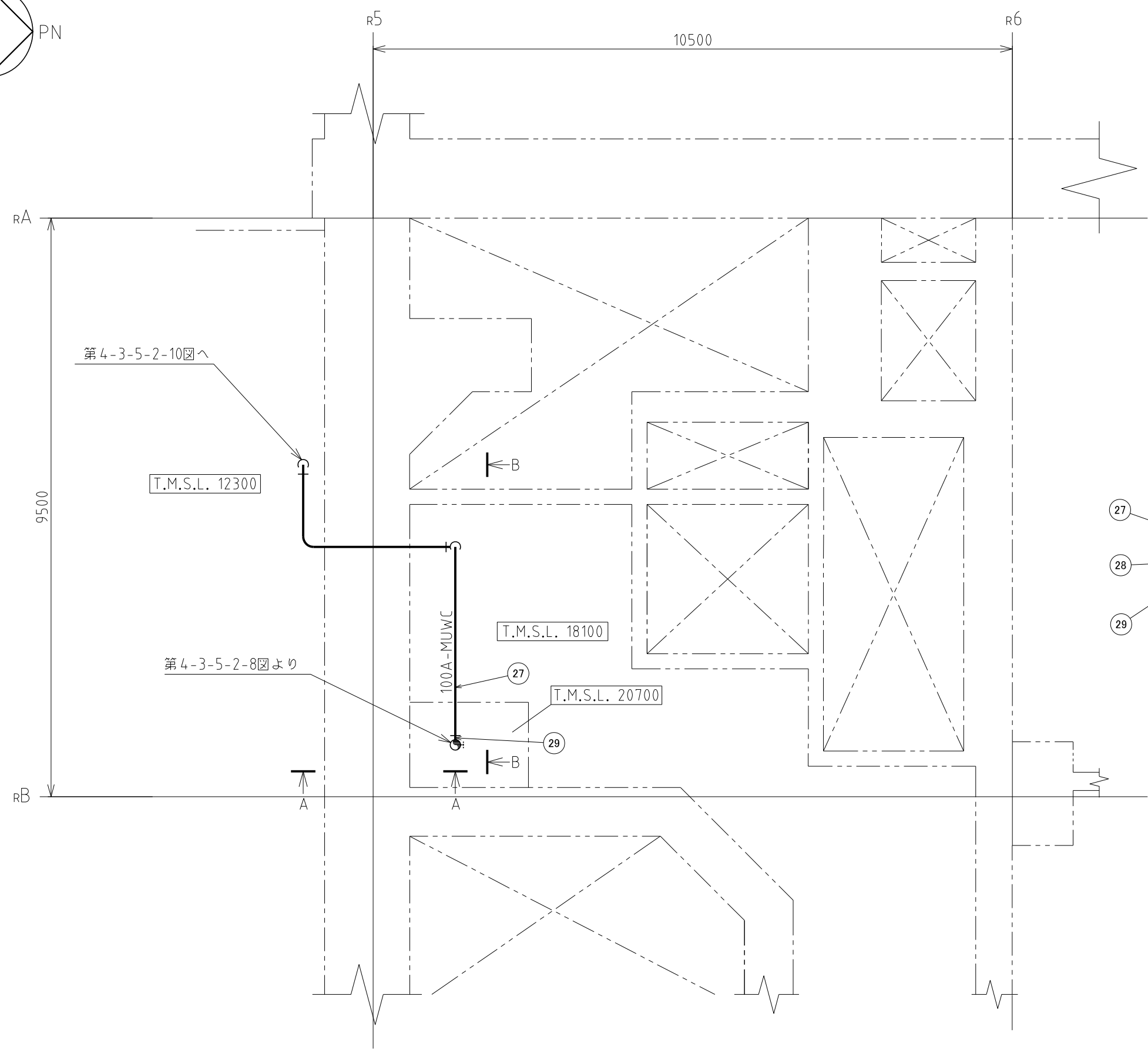
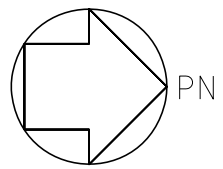




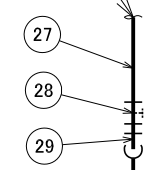


注1：寸法はmmを示す。  
注2：図中の丸番号は別紙1のNOを示す。

原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-3-5-2-8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 (低圧代替注水系)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	



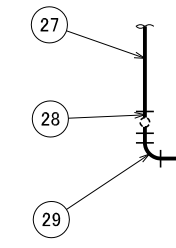
第4-3-5-2-8図より



100A-MUWC

第4-3-5-2-10図へ

A~A矢視図



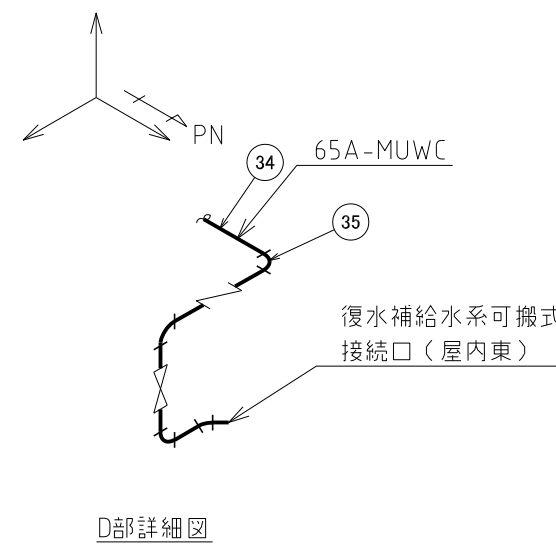
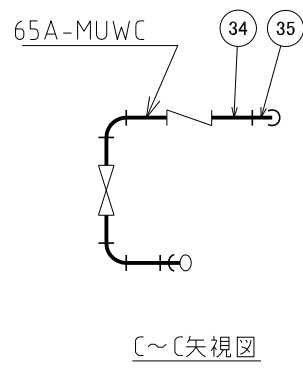
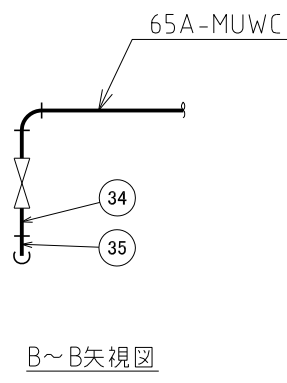
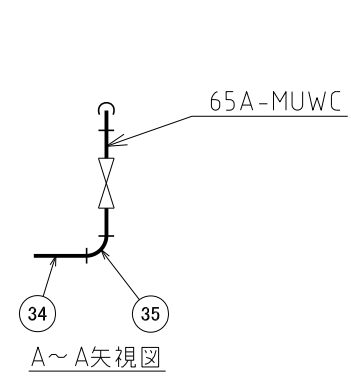
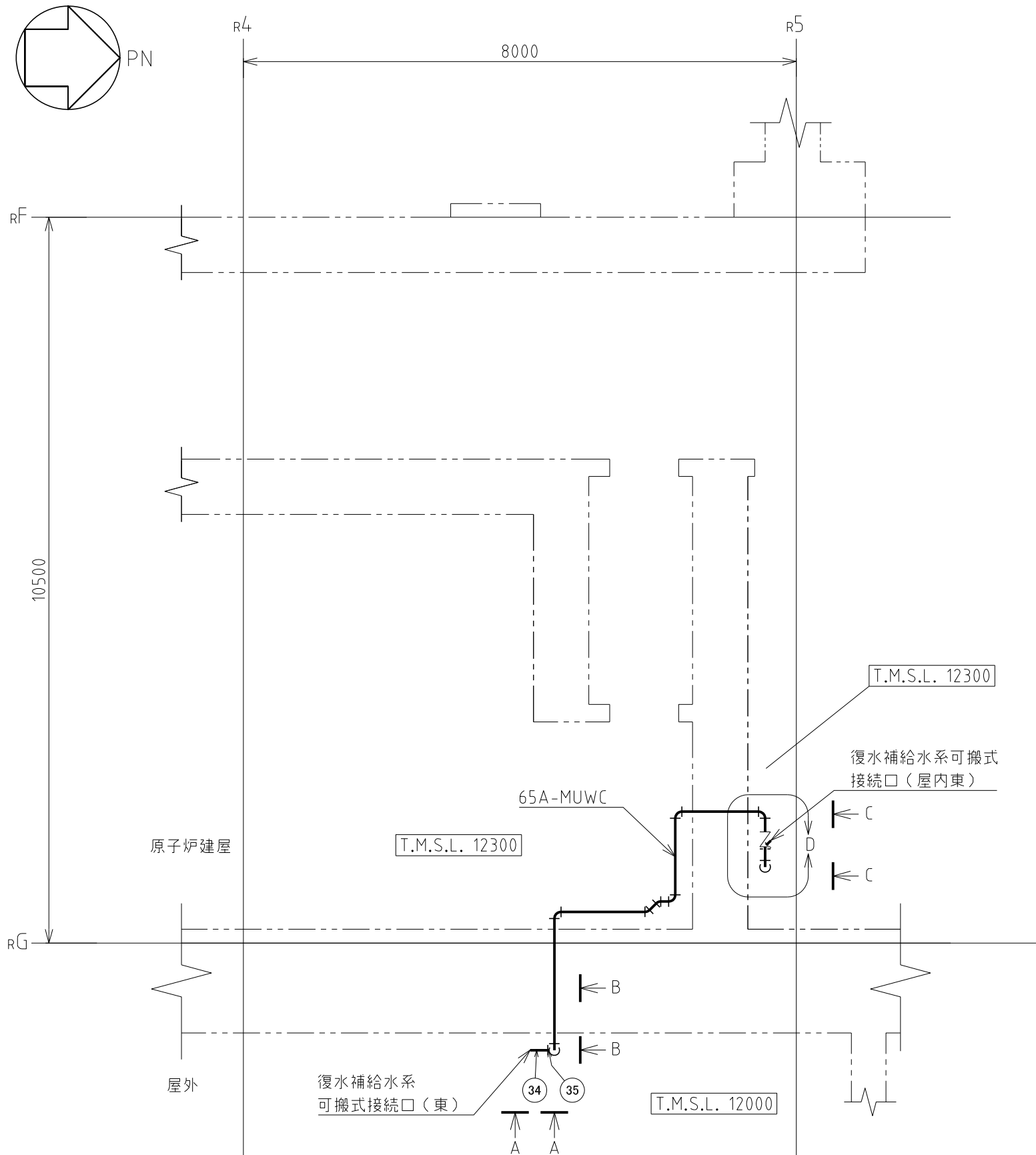
100A-MUWC

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。

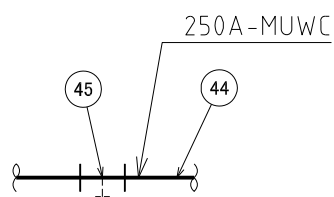
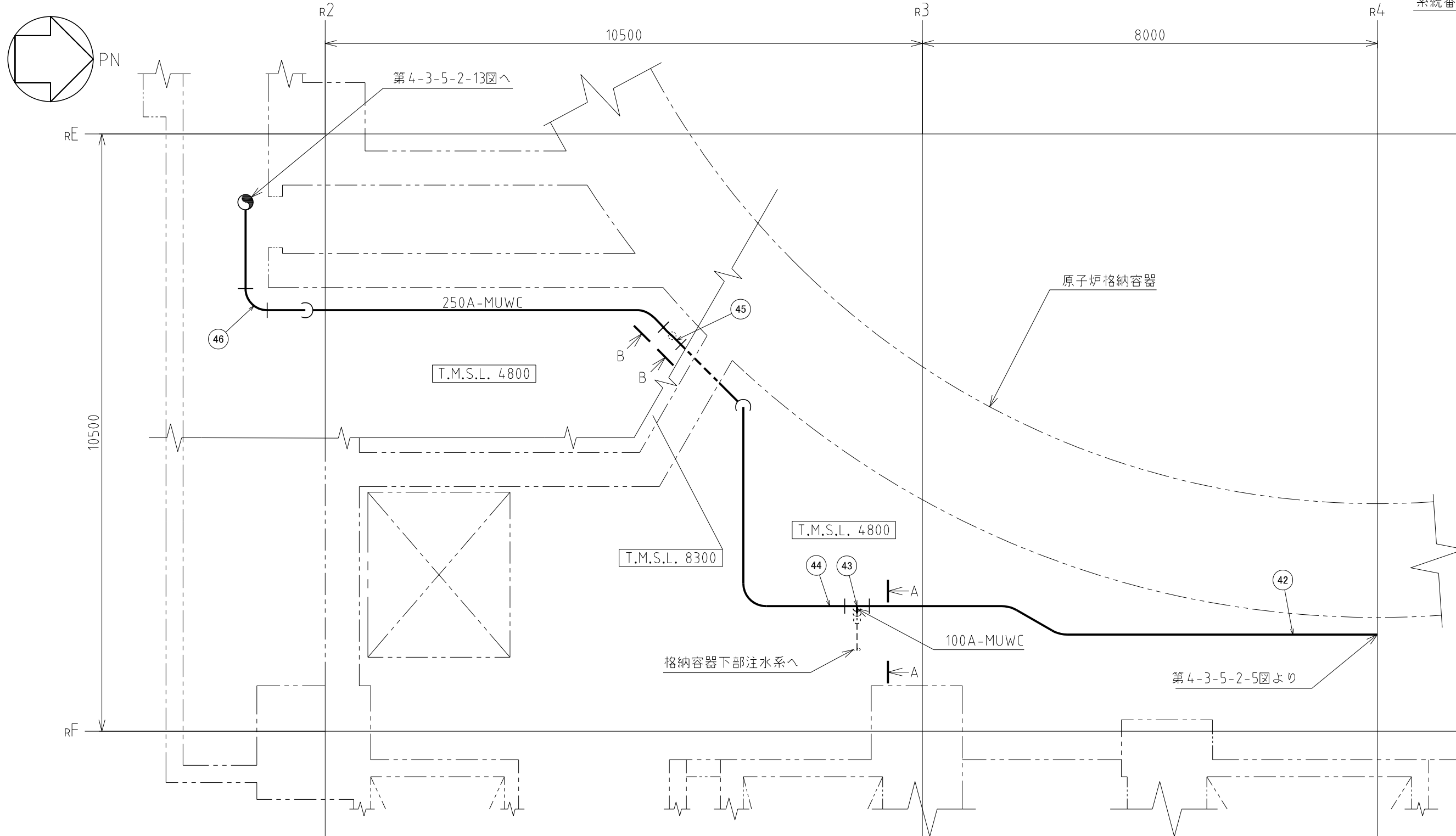
原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-3-5-2-9図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧代替注水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その9)
東京電力ホールディングス株式会社	
MUWC	K7MUWC-FLSR10 9111

工事計画認可申請		第4-3-5-2-10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 (低圧代替注水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その10)	
東京電力ホールディングス株式会社		
RHR	K7RHR-FLSR11	9111

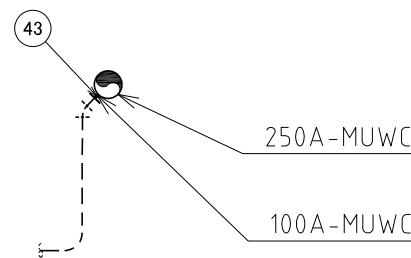


注1：寸法はmmを示す。  
注2：図中の丸番号は別紙1のNOを示す。

屋外, 原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-3-5-2-11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 (低圧代替注水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その11)
東京電力ホールディングス株式会社	
MUWC	K7MUWC-FLSR12 9111



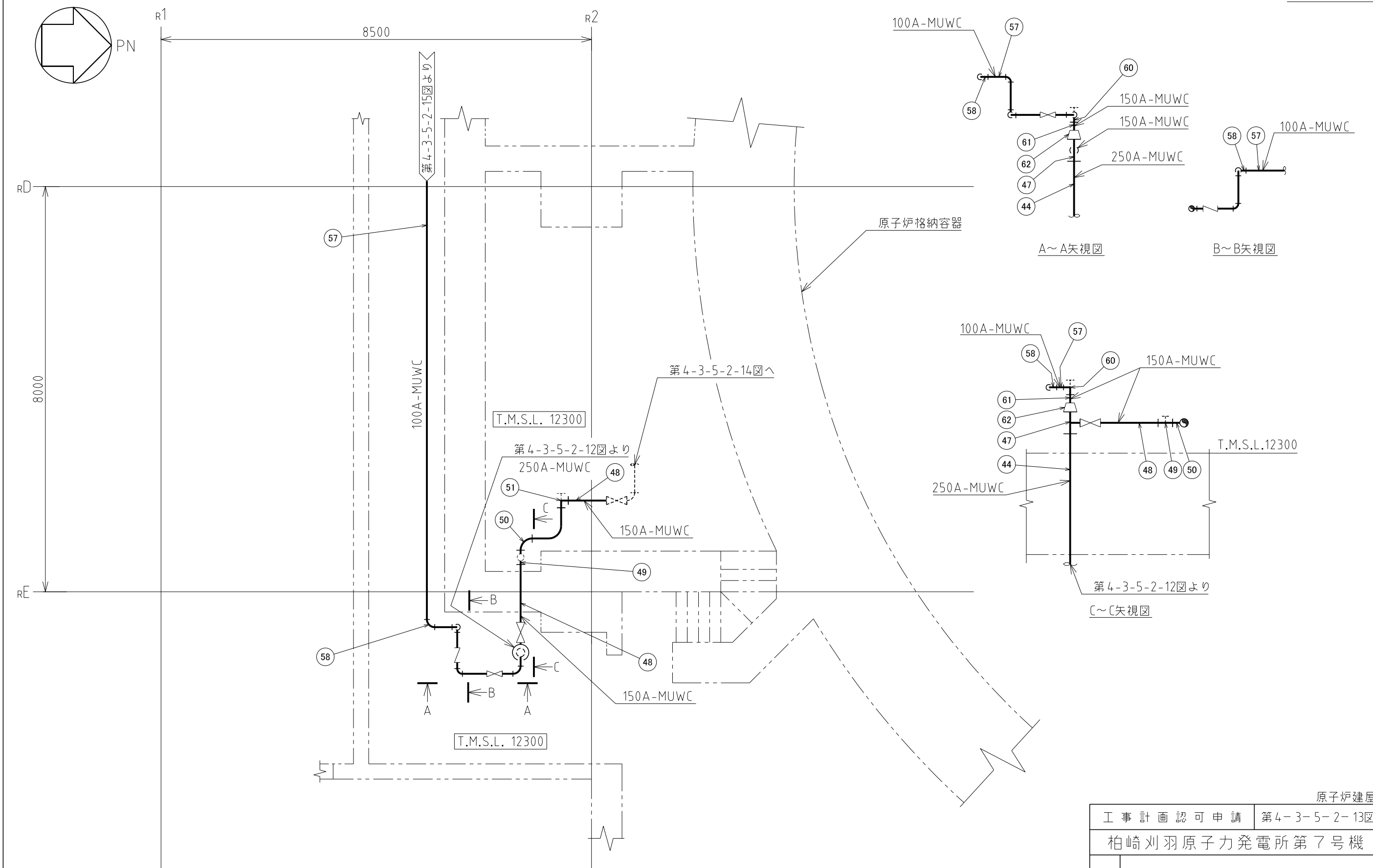
B~B矢視図



A~A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。

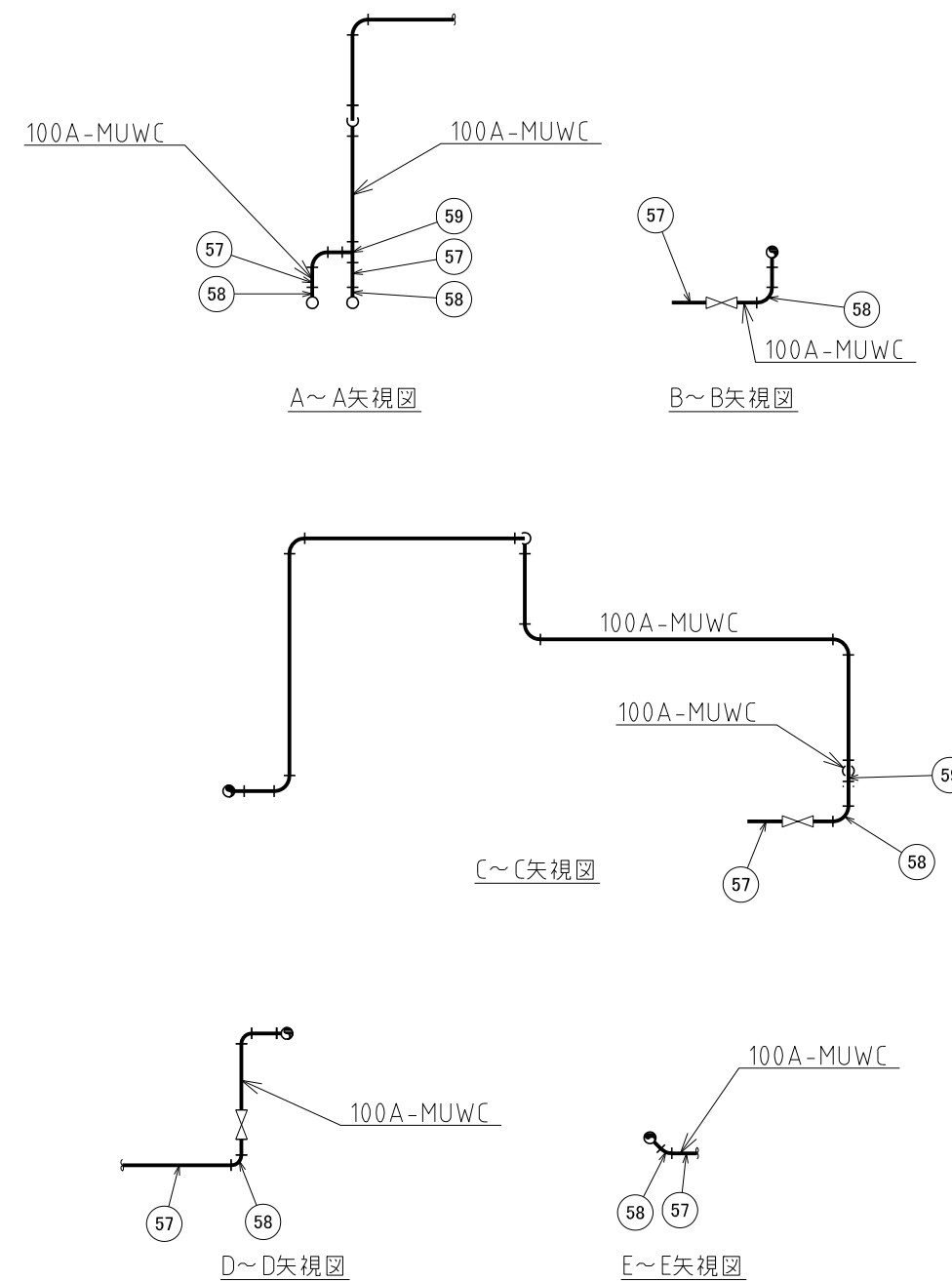
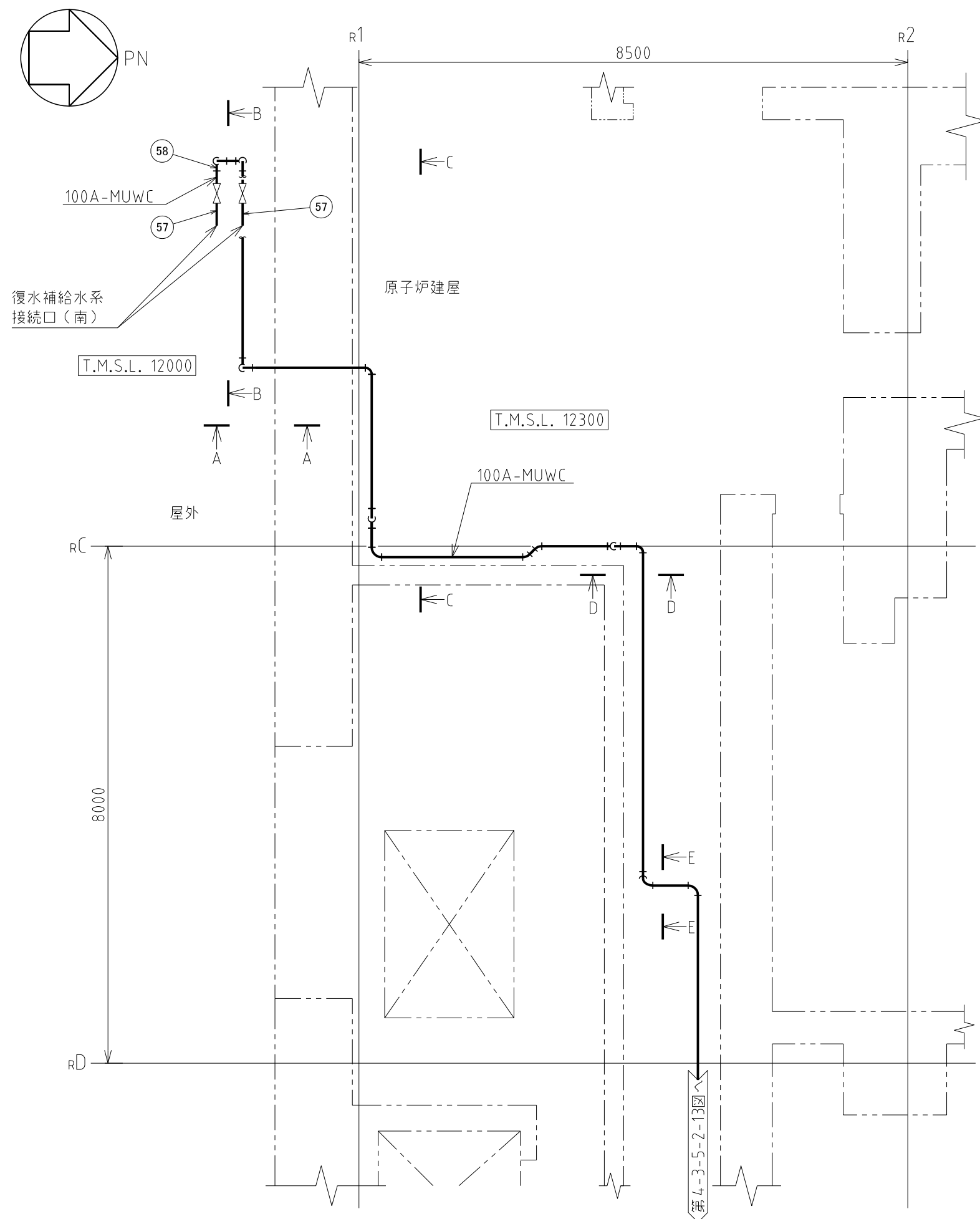
原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-3-5-2-12図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧代替注水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その12)
東京電力ホールディングス株式会社	



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。

原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-3-5-2-13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 (低圧代替注水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その13)
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4-3-5-2-14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 (低圧代替注水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その14)	
東京電力ホールディングス株式会社		
RHR	K7RHR-FLSR15	9111



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。

屋外, 原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-3-5-2-15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 (低圧代替注水系)に係る 主配管の配置を明示した図面(その15)
東京電力ホールディングス株式会社	



第 4-3-5-2-1～15 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（低圧代替注水系）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. *9			
名 称	最 高 使 用 力 (MPa)	最 高 使 用 度 温 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最 高 使 用 力 (MPa)	最 高 使 用 度 温 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料				
高圧炉心注水系						高圧炉心注水系 *1, *2 高圧炉心注水系 P13-F019	1.37*3	85*3	517.6*4	□ (14.3*4)	SUS304TP	1			
									508.0*4	□ (9.5*4)	SUS304TP	2			
									508.0 /355.6	9.5 /11.1	SUS304	3			
									355.6 /267.4	11.1 / 9.3	SUS304	4			
補給水系						補給水系 *1, *2 P13-F019 ～ 低圧代替注水系合流部	1.37*3	85*3	267.4*4	9.3*4	SUS304TP	5			
									補給水系復水移送ポンプ出口分岐部 ～ 低圧代替注水系(A), (B)分岐部 *1, *2	1.70*3	85*3	267.4*4	9.3*4	STPG370	6
												267.4*4, *5	9.3*4, *5	STPG370*5	7
												267.4*4	9.3*4	STPT410	8
												267.4 /267.4 / —	9.3 /9.3 / —	STPG370	9
									267.4 / — /267.4	9.3 / — /9.3	STPG370	10			
									低圧代替注水系(A), (B)分岐部 *1, *2	2.0*3	85*3	267.4 /267.4 /165.2	9.3 /9.3 /7.1	STPT410	11
									低圧代替注水系(A), (B)分岐部 ～ 復水補給水系可搬式注水配管合流部 *1, *2	2.0*3	85*3	165.2*4	7.1*4	STPG370	12
												165.2*4, *5	7.1*4, *5	STPG370*5	13
												165.2*4, *5	7.1*4, *5	STPT410*5	14
												165.2*4	7.1*4	STPT410	15
									165.2 /165.2 / —	7.1 /7.1 / —	STPT410	16			
									復水補給水系可搬式注水配管合流部 *2	2.0*3	85*3	165.2 /165.2 / 76.3	7.1 /7.1 /5.2	STPT410	17
									復水補給水系可搬式注水配管合流部 ～ 復水補給水系(A)外部注水配管合流部 *1, *2	2.0*3	85*3	165.2*4	7.1*4	STPG370	18
												165.2*4, *5	7.1*4, *5	STPG370*5	19
												165.2*4	7.1*4	STPT410	20

K7 ① 4-3-5-2-1～15 R0

変更前						変更後						NO. *9	
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							復水補給水系(A)外部注水配管合流部 *2	2.0*3	85*3	165.2*4 /165.2 /165.2	7.1*4 /7.1 /7.1	STPT410	21
							復水補給水系(A)外部注水配管合流部 ~ E11-F060A *1, *6	2.0*3	85*3	165.2*4	7.1*4	STPT410	22
										165.2*4	7.1*4	STPG370	23
										165.2*4,*5	7.1*4,*5	STPG370*5	24
										165.2*4 /165.2 /—	7.1*4 /7.1 /—	STPG370	25
										165.2*4 /114.3	7.1*4 /6.0	STPG370	26
										114.3*4	6.0*4	STPG370	27
										114.3*4 /114.3 /—	6.0*4 /6.0 /—	STPT410	28
										114.3*4,*5	6.0*4,*5	STPG370*5	29
							残留熱除去系	—					残留熱除去系
E11-F033A ~ E11-F033A *1, *6	3.43*3	182*3	114.3*4	6.0*4	STPT410	31							
			114.3*4,*5	6.0*4,*5	STPT410*5	32							
E11-F033A *1, *6	3.43*3	182*3	114.3*4	6.0*4	STPT410	33							
補給水系						補給水系	復水補給水系可搬式接続口(東) *7	2.0*3	66*3	76.3*4	5.2*4	STPT410	34
							復水補給水系可搬式接続口(屋内東)			76.3*4,*5	5.2*4,*5	STPT410*5	35
							復水補給水系可搬式接続口(屋内北) *7	2.0*3	66*3	76.3*4,*5	5.2*4,*5	STPT410*5	36
							復水補給水系可搬式注水配管合流部			76.3*4	5.2*4	STPT410	37
							復水補給水系接続口(北) *7	2.0*3	66*3	114.3*4	6.0*4	STPT410	38
										114.3*4,*5	6.0*4,*5	STPT410*5	39
										114.3*4 /114.3 /114.3	6.0*4 /6.0 /6.0	STPT410	40
							復水補給水系(A)外部注水配管合流部 *7	2.0*3	66*3	165.2*4 /114.3	7.1*4 /6.0	STPT410	41

変 更 前						変 更 後						NO. *9	
名 称	最 高 使 用 力 最 压 (MPa)	最 高 使 用 度 最 高 使 用 温 度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最 高 使 用 力 最 压 (MPa)	最 高 使 用 度 最 高 使 用 温 度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料		
補給水系						補給水系	*1, *2 低压代替注水系(A), (B)分岐部 ～ 格納容器下部注水系分岐部	2.0*3	85*3	267.4*4	9.3*4	STPG370	42
							*1, *2 格納容器下部注水系分岐部	2.0*3	85*3	267.4 /267.4 /114.3	9.3 /9.3 /6.0	STPG370	43
							*1, *2 格納容器下部注水系分岐部 ～ 低压代替注水系分岐部	2.0*3	85*3	267.4*4 267.4 /267.4 /—	9.3*4 9.3 /9.3 /—	STPG370	44 45
										267.4*4,*5	9.3*4,*5	STPG370*5	46
							*1, *2 低压代替注水系分岐部	2.0*3	85*3	267.4 /267.4 /165.2	9.3 /9.3 /7.1	STPG370	47
							*1, *8 低压代替注水系分岐部 ～ E11-F060B	2.0*3	85*3	165.2*4 165.2 /165.2 /—	7.1*4 7.1 /7.1 /—	STPG370	48 49
										165.2*4,*5	7.1*4,*5	STPG370*5	50
										165.2 /— /165.2	7.1 /— /7.1	STPG370	51
										165.2*4,*5 165.2*4	7.1*4,*5 7.1*4	STPT410*5 STPT410	52 53
										165.2*4 165.2*4,*5	7.1*4 7.1*4,*5	STPT410 STPT410*5	54 55
残留熱除去系						残留熱除去系	*1, *8 E11-F060B ～ E11-F033B	2.0*3	85*3	165.2*4	7.1*4	STPT410	56
							*1, *8 E11-F033B ～ 低压代替注水配管残留熱除去系(B)合流部	3.43*3	182*3	165.2*4	7.1*4	STPT410	57
										165.2*4,*5	7.1*4,*5	STPT410*5	58
										165.2*4	7.1*4	STPT410	59
補給水系						補給水系	*7 復水補給水系接続口(南) ～ 復水補給水系(B)外部注水配管合流部	2.0*3	66*3	114.3*4 114.3*4,*5 114.3 /114.3 /114.3	6.0*4 6.0*4,*5 6.0 /6.0 /6.0	STPT410 STPT410*5 STPT410	57 58 59
										165.2 /— /114.3	7.1 /— /6.0	STPT410	60
							*1, *7 復水補給水系(B)外部注水配管合流部 ～ 低压代替注水系分岐部	2.0*3	66*3	165.2*4 267.4 /165.2	7.1*4 7.1 /7.1	STPG370 STPG370	61 62
										165.2*4 267.4 /165.2	7.1*4 7.1 /7.1	STPG370 STPG370	61 62

注記\*1 : 本設備は既存の設備である。

\*2 : 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。

\*3 : 重大事故等時における使用時の値。

\*4 : 公称値を示す。

\*5 : エルボを示す。

\*6 : 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，低圧代替注水系）と兼用。

\*7 : 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 : 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，代替循環冷却系，低圧代替注水系）と兼用。

\*9 : 第 4-3-5-2-1~15 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（低圧代替注水系）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 4-3-5-2-1~15 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（低圧代替注水系）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\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	517.6	±1%	J I S G 3 4 5 9による材料公差
厚さ	14.3	<input type="text"/> mm <input type="text"/> mm	製造能力, 製造実績を考慮したメーカー基準

管NO.2\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	508.0	±1%	J I S G 3 4 5 9による材料公差
厚さ	9.5	<input type="text"/> mm <input type="text"/> mm	製造能力, 製造実績を考慮したメーカー基準

管NO.3\*- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	508.0	+6.4mm -4.8mm	J I S B 2 3 1 3による材料公差
厚さ	9.5	+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	355.6	+4.0mm -3.2mm	J I S B 2 3 1 3による材料公差
厚さ	11.1	+規定しない -12.5%	同上

工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

管NO.5\*- 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 3による材料公差
厚さ	9.3	+規定しない -12.5%	同上

管NO.6\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	267.4	±1%	J I S G 3 4 5 9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 9による材料公差

管NO.7\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	267.4	±0.8%	J I S G 3 4 5 4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 4による材料公差

管NO.7\*- 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

工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

管NO.8\*

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.9\*- 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.10\*

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	7.1	<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

管NO.10\*- 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

工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

管NO.11\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	165.2	±1.6mm	J I S G 3 4 5 4による材料公差
厚さ	7.1	<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 4による材料公差

管NO.11\*- 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.12\*- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	76.3	+1.6mm -0.8mm	J I S B 2 3 1 2による材料公差
厚さ	5.2	+規定しない -12.5%	同上

管NO.13\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	114.3	±1%	J I S G 3 4 5 4による材料公差
厚さ	6.0	<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 4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.13\*- 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

管NO.14\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	114.3	±1%	J I S G 3 4 5 6による材料公差
厚さ	6.0	<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.14\*- 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

管NO.15\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	114.3	±1%	J I S G 3 4 5 6による材料公差
厚さ	6.0	<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.15\*- 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

管NO.16\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	76.3	±1%	J I S G 3 4 5 6による材料公差
厚さ	5.2	<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

管NO.16\*- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	76.3	+1.6mm -0.8mm	J I S B 2 3 1 2による材料公差
厚さ	5.2	+規定しない -12.5%	同上

管NO.17\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	114.3	±1%	J I S G 3 4 5 6による材料公差
厚さ	6.0	<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.17\*- 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

管NO.18\*- 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.19\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	267.4	±0.8%	J I S G 3 4 5 4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基準 【マイナス側公差】 J I S G 3 4 5 4による材料公差

管NO.19\*- 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

工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

管NO.20\*

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	7.1	<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.20\*- 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.21\*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	165.2	±1.6mm	J I S G 3 4 5 4による材料公差
厚さ	7.1	<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基準 【マイナス側公差】 J I S G 3 4 5 4による材料公差

管NO.21\*- 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

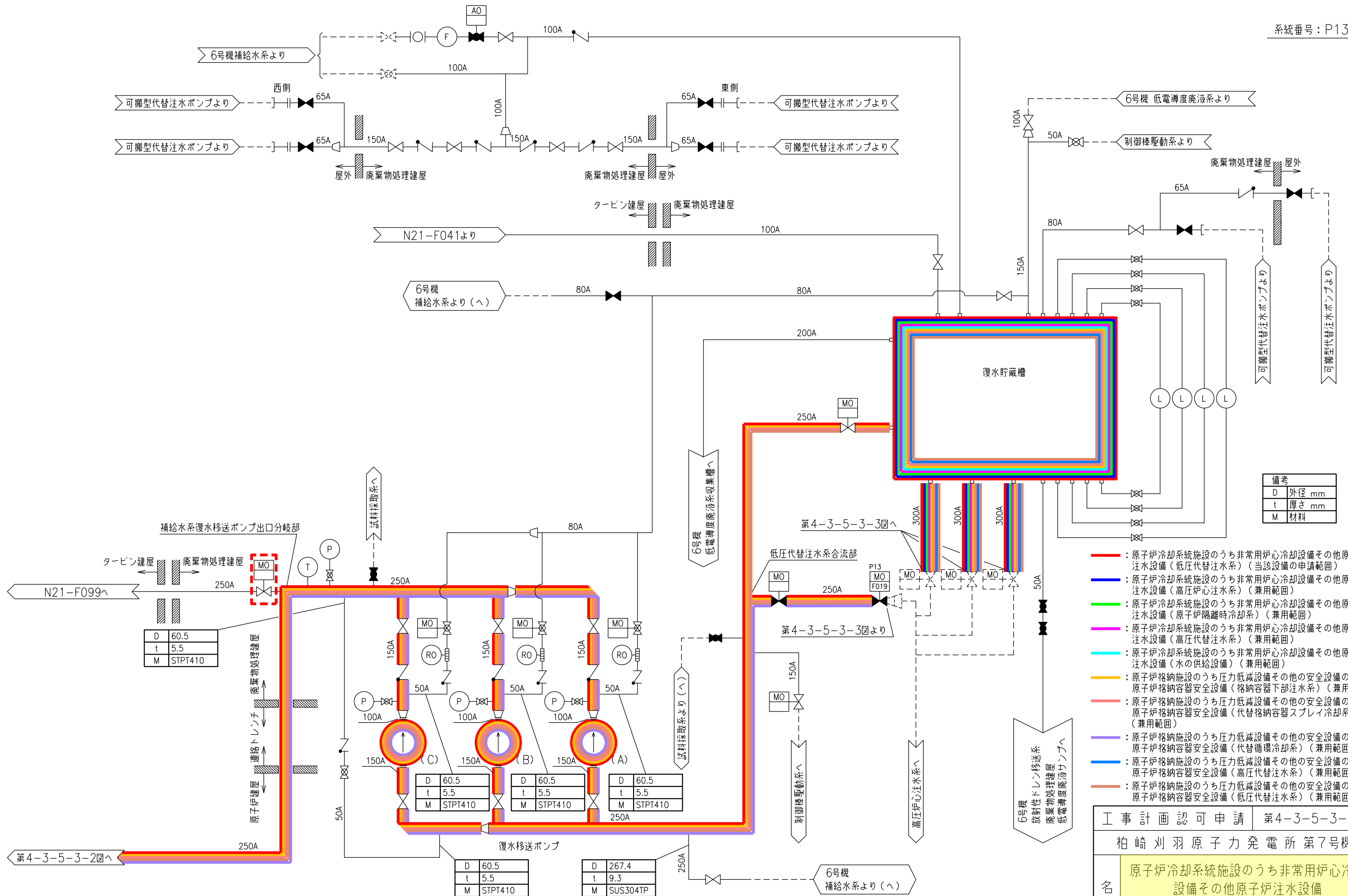
工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

管NO.22\*- 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。



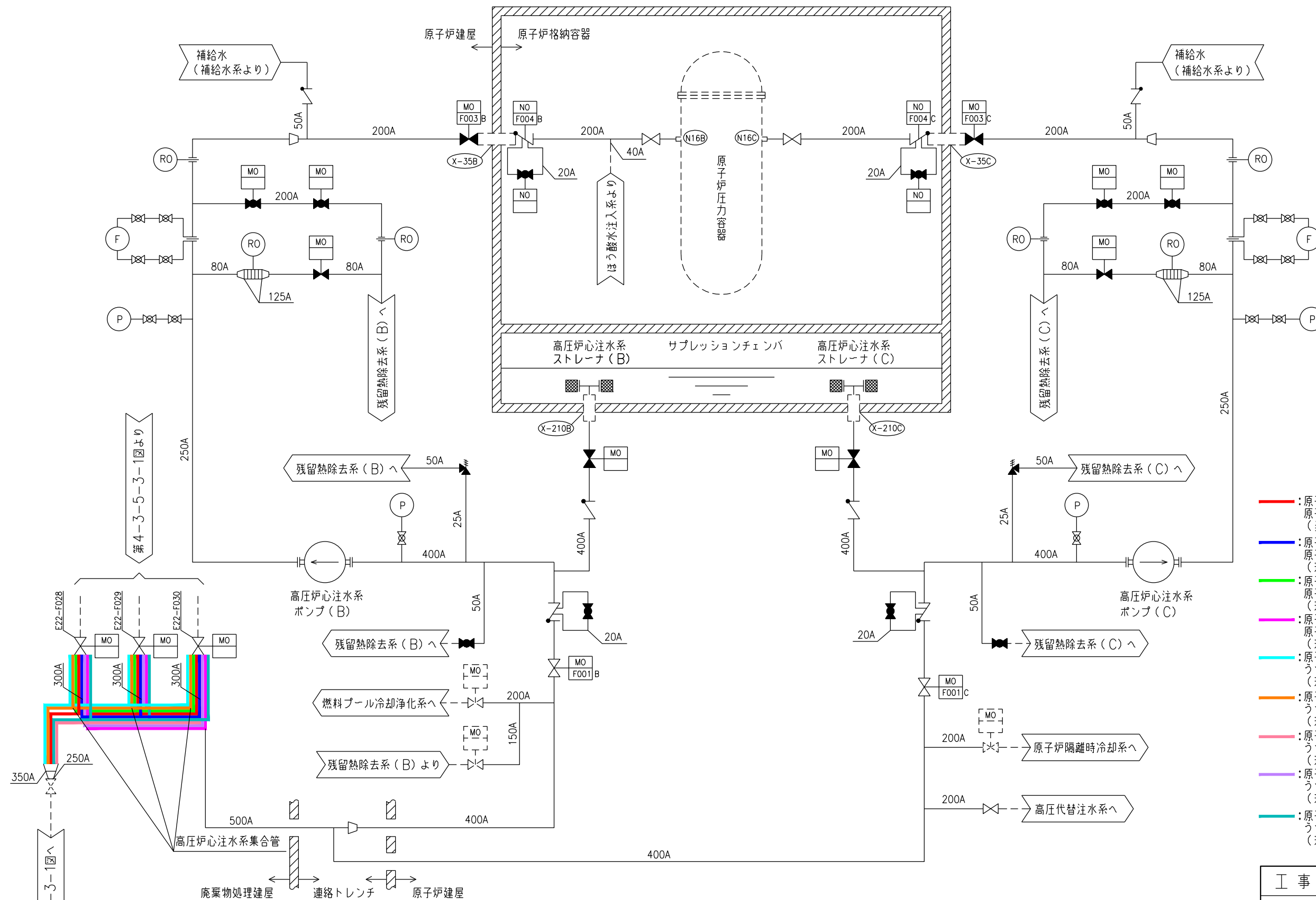
備考	
D	外径 mm
t	厚さ mm
M	材料

- 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（低圧代替注水系）（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（高圧炉心注水系）（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（高圧代替注水系）（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（水の供給設備）（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）

  ：切替対象弁

工事計画認可申請	第4-3-5-3-1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（低圧代替注水系）の系統図（その1）（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	





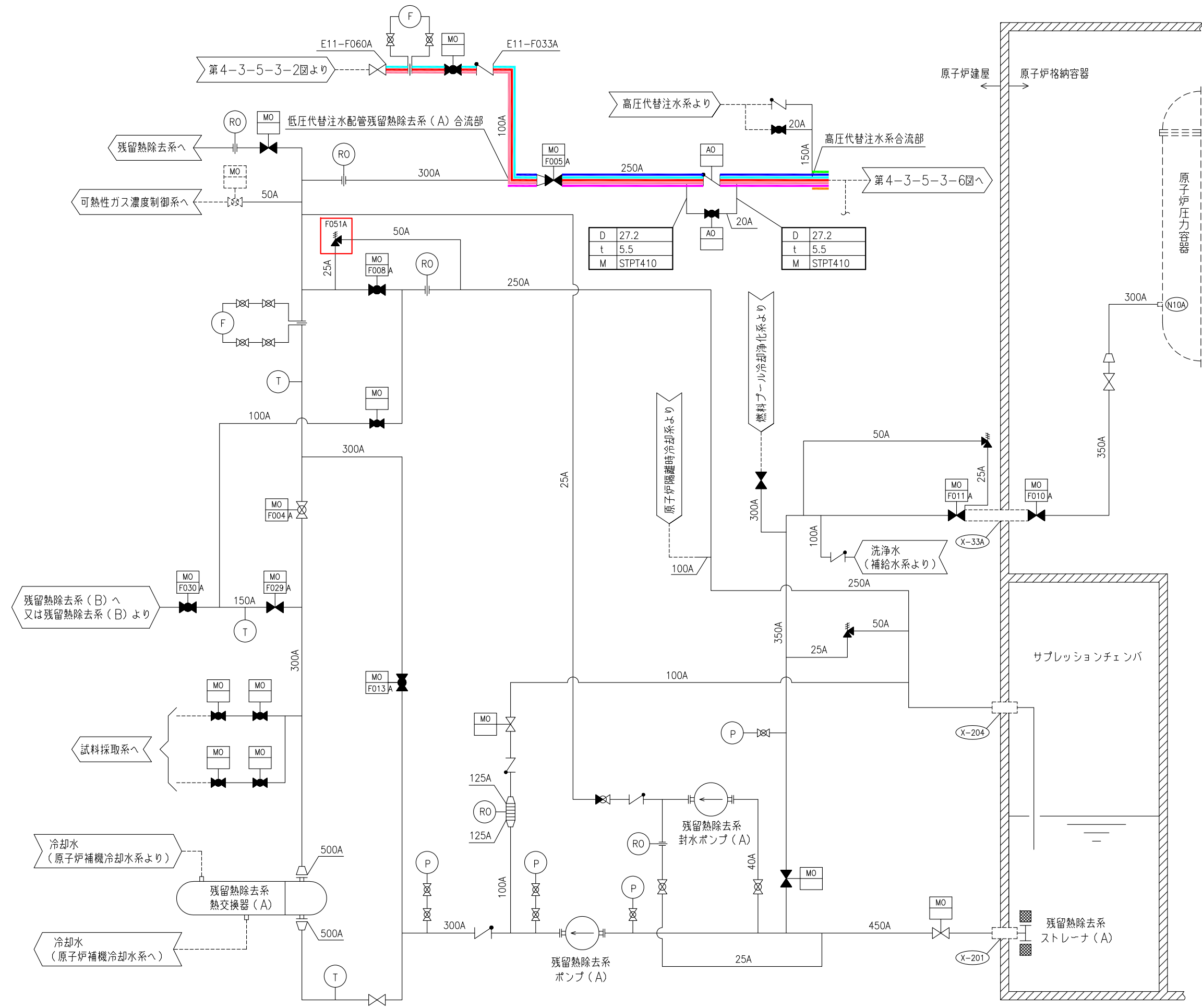
- : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）（当該設備の申請範囲）
- : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心注水系）（兼用範囲）
- : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）（兼用範囲）
- : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系）（兼用範囲）
- : 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系）（兼用範囲）
- : 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の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

第4-3-5-3-1図より

第4-3-5-3-1図へ

工事計画認可申請	第4-3-5-3-3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（低圧代替注水系）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	





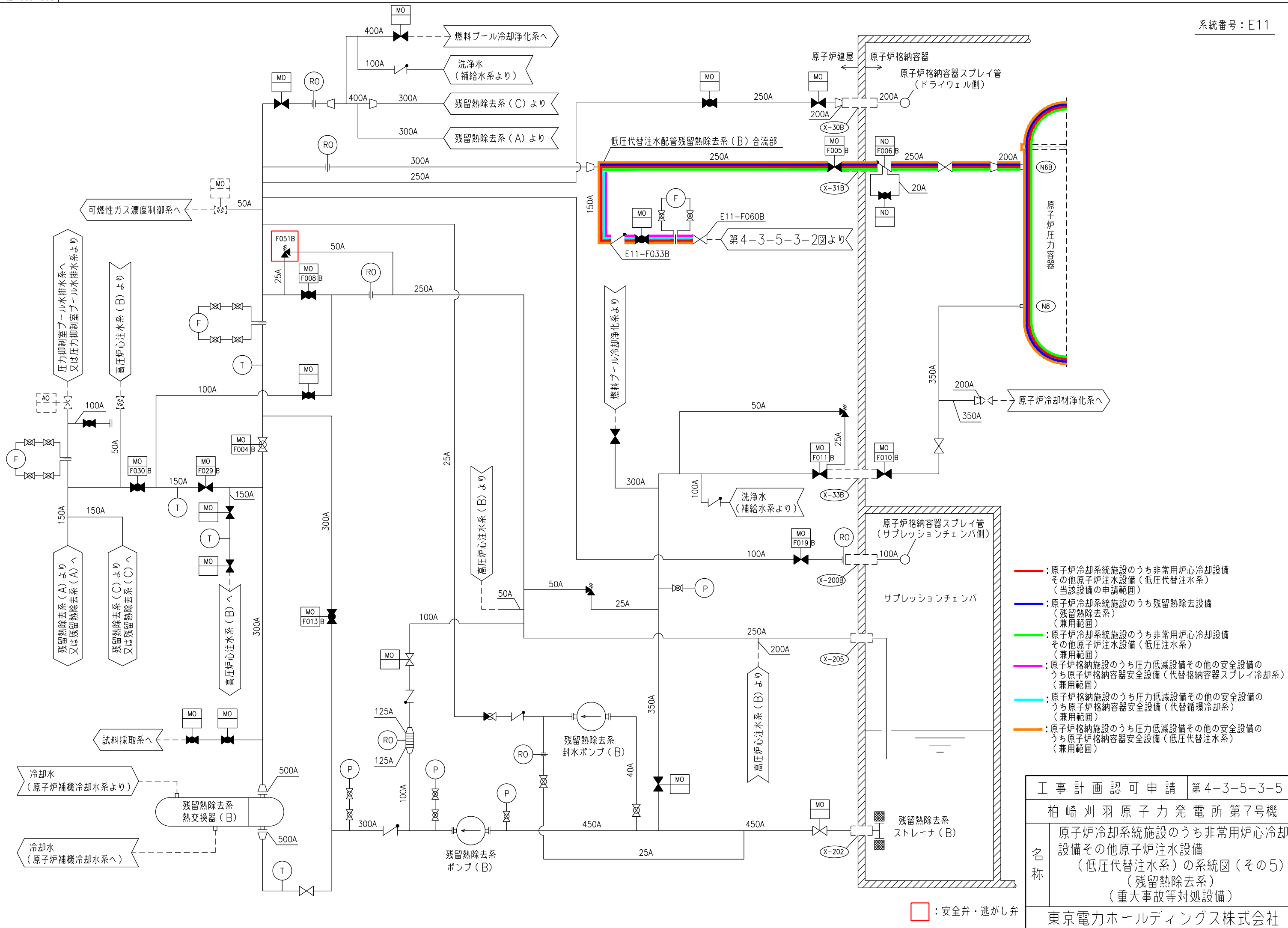
備考	
D	外径mm
t	厚さmm
M	材料

- ：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（低圧代替注水系）  
（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（高圧代替注水系）  
（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）

□：安全弁・逃がし弁

工事計画認可申請	第4-3-5-3-4 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（低圧代替注水系）の系統図（その4） （残留熱除去系） （重大事故等対処設備）

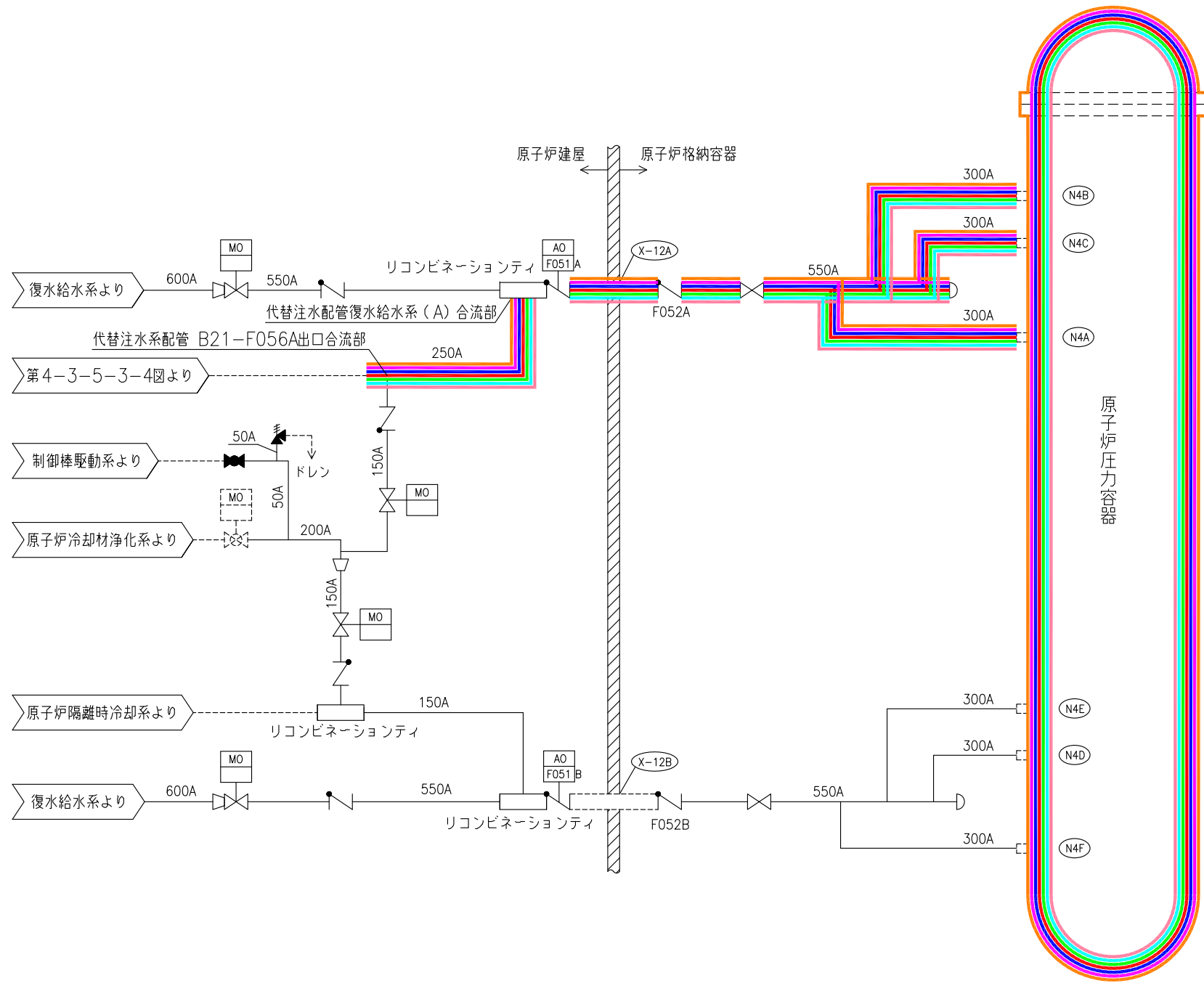
東京電力ホールディングス株式会社



- : 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（低圧代替注水系）  
（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（低圧代替注水系）  
（兼用範囲）

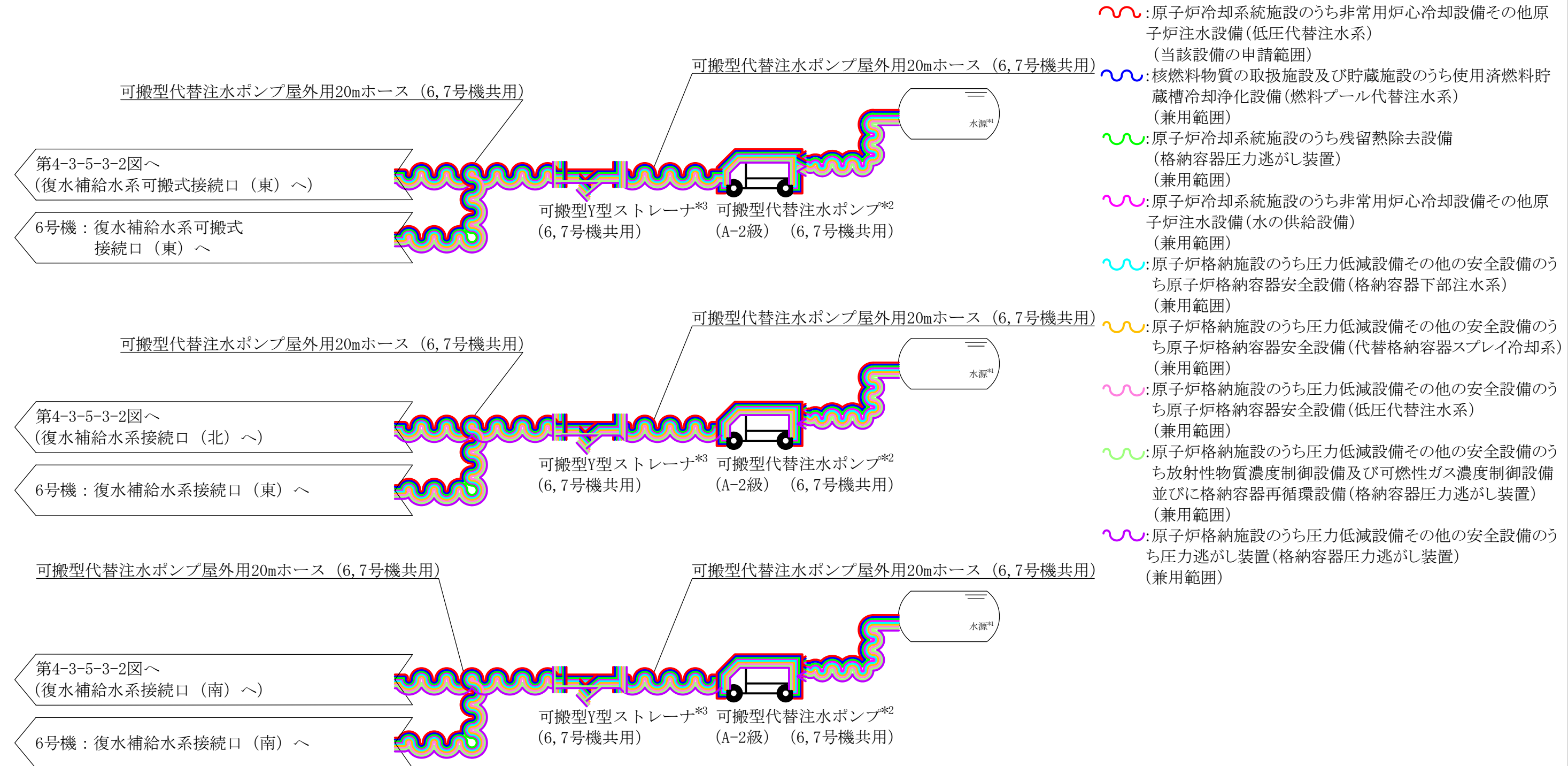
□ : 安全弁・逃がし弁

工事計画認可申請	第4-3-5-3-5 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 （低圧代替注水系）の系統図（その5） （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（低圧代替注水系）（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（高圧代替注水系）（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4-3-5-3-6 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（低圧代替注水系）の系統図（その6）（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	



注記\*1：防火水槽又は淡水貯水池を示す。  
 \*2：可搬型代替注水ポンプ (A-2級) (6,7号機共用) について、同一の機器を示す。  
 \*3：可搬型Y型ストレーナ (6,7号機共用) について、同一の機器を示す。

工事計画認可申請		第4-3-5-3-7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 (低圧代替注水系) の系統図 (その7) (代替給水設備) (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	