

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-1-015-16 改3
提出年月日	2020年8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  
原子炉格納施設のうち  
圧力低減設備その他の安全設備  
(可燃性ガス濃度制御設備 耐圧強化ベント系)

(添付書類)

2020年8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-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）

## V-5 図面

### 8.3.5.4 耐圧強化ベント系

- ・第 8-3-5-4-1-1 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）に係る機器の配置を明示した図面（その 1）
- ・第 8-3-5-4-1-2 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）に係る機器の配置を明示した図面（その 2）
- ・第 8-3-5-4-1-3 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）に係る機器の配置を明示した図面（その 3）
- ・第 8-3-5-4-1-4 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）に係る機器の配置を明示した図面（その 4）
- ・第 8-3-5-4-1-5 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）に係る機器の配置を明示した図面（その 5）
- ・第 8-3-5-4-1-6 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）に係る機器の配置を明示した図面（その 6）
- ・第 8-3-5-4-1-7 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）に係る機器の配置を明示した図面（その 7）
- ・第 8-3-5-4-1-8 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）に係る機器の配置を明示した図面（その 8）
- ・第 8-3-5-4-1-9 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）に係る機器の配置を明示した図面（その 9）
- ・第 8-3-5-4-1-10 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）に係る機器の配置を明示した図面（その 10）
- ・第 8-3-5-4-1-11 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベ

ント系)に係る機器の配置を明示した図面(その11)

- ・第8-3-5-4-2-1 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(耐圧強化ベント系)に係る主配管の配置を明示した図面(その1)
- ・第8-3-5-4-2-2 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(耐圧強化ベント系)に係る主配管の配置を明示した図面(その2)
- ・第8-3-5-4-2-3 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(耐圧強化ベント系)に係る主配管の配置を明示した図面(その3)
- ・第8-3-5-4-2-4 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(耐圧強化ベント系)に係る主配管の配置を明示した図面(その4)
- ・第8-3-5-4-2-5 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(耐圧強化ベント系)に係る主配管の配置を明示した図面(その5)
- ・第8-3-5-4-2-6 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(耐圧強化ベント系)に係る主配管の配置を明示した図面(その6)
- ・第8-3-5-4-2-7 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(耐圧強化ベント系)に係る主配管の配置を明示した図面(その7)
- ・第8-3-5-4-3-1 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(耐圧強化ベント系)の系統図(その1)(不活性ガス系)(重大事故等対処設備)
- ・第8-3-5-4-3-2 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(耐圧強化ベント系)の系統図(その2)(格納容器圧力逃がし装置)(重大事故等対処設備)
- ・第8-3-5-4-3-3 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(耐圧強化ベント系)の系統図(その3)(非常用ガス処理系)(重大事故等対処設備)
- ・第8-3-5-4-3-4 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(耐圧強化ベント系)の系統図(その4)(重大事故等対処設備)
- ・第8-3-5-4-3-5 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(耐圧強化ベント系)の系統図(その5)(重大事故等対処設備)
- ・第8-3-5-4-4-1 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(耐圧強化ベ

ント系) の構造図 可搬型窒素供給装置

#### 4.4.4 耐圧強化ベント系

##### 4.4.4.1 圧縮機

名 称		可搬型窒素供給装置 (6,7号機共用)
容 量	m <sup>3</sup> /h/個 [normal]	70 以上 (70) [窒素純度 99%において]
吐 出 圧 力	MPa	0.5 以上 (0.5)
原 動 機 出 力	kW/個	□
個 数	—	2 (予備 1)
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用する可搬型窒素供給装置は、以下の機能を有する。</p> <p>可搬型窒素供給装置は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、可搬型窒素供給装置によりスクラバ水 pH 制御設備用ポンプを駆動させ、水酸化ナトリウム水溶液をフィルタ装置に注入できる設計とする。</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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）として使用する可搬型窒素供給装置は、以下の機能を有する。</p> <p>可搬型窒素供給装置は、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内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために設置する。</p> <p>系統構成は、可搬型窒素供給装置と耐圧強化ベント窒素パージライン接続口を可搬型ホースで接続し、耐圧強化ベント系の系統内に窒素を注入することにより、耐圧強化ベント系の系統内を不活性化できる設計とする。</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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用する可搬型窒素供給装置は、以下の機能を有する。</p>		

可搬型窒素供給装置は、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内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために設置する。

系統構成は、格納容器圧力逃がし装置のベント停止後において、可搬型窒素供給装置と格納容器フィルタベント窒素パージライン接続口又はドレン移送ライン窒素パージライン接続口を可搬型ホースで接続し、格納容器圧力逃がし装置の系統内に窒素を注入することにより、格納容器圧力逃がし装置の系統内を不活性化できる設計とする。また、可搬型窒素供給装置によりスクラバ水 pH 制御設備用ポンプを駆動させ、水酸化ナトリウム水溶液をフィルタ装置に注入できる設計とする。

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圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用する可搬型窒素供給装置は、以下の機能を有する。

可搬型窒素供給装置は、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過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために設置する。

系統構成は、格納容器圧力逃がし装置のベント停止後において、可搬型窒素供給装置と格納容器フィルタベント窒素パージライン接続口又はドレン移送ライン窒素パージライン接続口を可搬型ホースで接続し、格納容器圧力逃がし装置の系統内に窒素を注入することにより、格納容器圧力逃がし装置の系統内を不活性化できる設計とする。また、可搬型窒素供給装置によりスクラバ水 pH 制御設備用ポンプを駆動させ、水酸化ナトリウム水溶液をフィルタ装置に注入できる設計とする。

## 1. 容量

可搬型窒素供給装置を重大事故等時に使用する場合の容量は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち水素濃度及び酸素濃度上昇が一番厳しい事故シナリオ（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失）において有効性が確認されている窒素注入量が窒素純度 99%において  $70\text{m}^3/\text{h}$  [normal] であることから、 $70\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$  [normal] 以上とする。

公称値については、要求される容量以上である  $70\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$  [normal] とする。

## 2. 吐出圧力

可搬型窒素供給装置の重大事故等時における吐出圧力は、必要圧力が最大となる、スクラバ水 pH 制御設備用ポンプの駆動源として可搬型窒素供給装置を使用する場合のホース吐出端圧力\*1、流路圧損並びに機器圧損を基に設定する。

ホース吐出端圧力\*<sup>1</sup>  MPa  
 流路\*<sup>2</sup> 圧損並びに機器圧損  MPa  
 MPa

以上より，可搬型窒素供給装置の吐出圧力は， MPa 以上である 0.5MPa とする。

公称値については，要求される吐出圧力以上である 0.5MPa とする。

注記\*1：スクラバ水 pH 制御設備用ポンプ定格運転時におけるポンプ駆動側必要供給圧力。

注記\*2：スクラバ水 pH 制御設備用ポンプの駆動源として可搬型窒素供給装置を使用する場合は以下の流路を使用する。

- ・可搬型窒素供給装置用 20m ホース（6, 7 号機共用）

なお，耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置の系統内への窒素注入で使用する流路は以下の通りであり，必要となる吐出圧力 0.44MPa を下回る。

- ・耐圧強化ベント窒素パージライン接続口～T22-F202A 及び T22-F202B
- ・T22-F202A 及び T22-F202B～非常用ガス処理系窒素パージライン(A)合流部及び非常用ガス処理系窒素パージライン(B)合流部
- ・可搬型窒素供給装置用 20m ホース（6, 7 号機共用）
- ・格納容器フィルタベント窒素パージライン接続口～格納容器フィルタベントライン窒素パージライン合流部
- ・ドレン移送ライン窒素パージライン接続口～ドレン移送ポンプ窒素パージライン合流部

### 3. 原動機出力

可搬型窒素供給装置の原動機出力は，定格流量点である 70Nm<sup>3</sup>/h 時の軸動力を基に設定する。

可搬型窒素供給装置の流量が 70Nm<sup>3</sup>/h，供給圧力が 0.5MPa，その時の当該圧縮機の必要軸動力は，メーカー設定値より  kW となる。

以上より，可搬型窒素供給装置の原動機出力は  kW を上回る  kW/個とする。

### 3. 個数

可搬型窒素供給装置（原動機含む。）は，重大事故等対処設備として原子炉格納容器内，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の系統内を不活性化するため，またスクラバ水 pH 制御設備用ポンプを駆動させるために必要な個数である 6, 7 号機でそれぞれ 1 セット 1 個に，

故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を分散して保管する。



4.4.4.2 主配管

名 称		耐圧強化ベント バイパスライン分岐部 ～ T31-F072
最高使用圧力	kPa	620
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	558.8
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、耐圧強化ベントバイパスライン分岐部と T31-F072 を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を経由して外部に放出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原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa 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原子炉格納容器の使用温度と同じ 200℃ 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、圧力損失が許容できる外径を選定する。 原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を経由して外部に放出する場合については、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の系統設計流量並びに格納容器圧力逃がし装置のよう素フィルタ吸着性能の設計確認時における配管圧損算出条件である 558.8 mm を本配管の外径とする。</p>		

名 称		T31-F072 ～ 耐圧強化ベント バイパスライン合流部
最高使用圧力	kPa	620
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	559.0, 558.8
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、T31-F072 と耐圧強化ベントバイパスライン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、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を経由して外部に放出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原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPa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原子炉格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 559.0mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。 原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を経由して外部に放出する場合については、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の系統設計流量並びに格納容器圧力逃がし装置のよう素フィルタ吸着性能の設計確認時における配管圧損算出条件である559.0mmを本配管の外径とする。</p> <p>3.2 外径 558.8mm 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、550Aの管と接続するため、接続する管の外径に合わせ、558.8mmとする。</p>		

名 称		耐圧強化ベントライン分岐部 ～ 耐圧強化ベント バイパスライン合流部	
最高使用圧力	kPa	620	
最高使用温度	℃	200	
外 径	mm	559.0, 558.8	
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、耐圧強化ベントライン分岐部と耐圧強化ベントバイパスライン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、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を経由して外部に放出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原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPa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原子炉格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 559.0mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。 原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を経由して外部に放出する場合については、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の系統設計流量並びに格納容器圧力逃がし装置のよう素フィルタ吸着性能の設計確認時における配管圧損算出条件である559.0mmを本配管の外径とする。</p> <p>3.2 外径 558.8mm 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、550Aの管と接続するため、接続する管の外径に合わせ、558.8mmとする。</p>			

名 称		耐圧強化ベント バイパスライン合流部 ～ 格納容器フィルタ ベントライン分岐部
最高使用圧力	kPa	620
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	558.8, 559.0
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、耐圧強化ベントバイパスライン合流部と格納容器フィルタベントライン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、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を経由して外部に放出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原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ620kPa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原子炉格納容器の使用温度と同じ200℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 559.0mm 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。 原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を経由して外部に放出する場合については、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の系統設計流量並びに格納容器圧力逃がし装置のよう素フィルタ吸着性能の設計確認時における配管圧損算出条件である559.0mmを本配管の外径とする。</p> <p>3.2 外径 558.8mm 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、550Aの管と接続するため、接続する管の外径に合わせ、558.8mmとする。</p>		

名 称		格納容器フィルタベントライン分岐部 ～ T61-F002
最高使用圧力	kPa	620
最高使用温度	℃	200
外 径	mm	558.8
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、格納容器フィルタベントライン分岐部と T61-F002 を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを耐圧強化ベント系を経由して外部に放出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原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa 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原子炉格納容器の使用温度と同じ 200℃ 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、圧力損失が許容できる外径を選定する。 原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを耐圧強化ベント系を経由して外部に放出する場合については、耐圧強化ベント系の系統設計流量の設計確認時における配管圧損算出条件である 558.8mm を本配管の外径とする。</p>		

名 称		T61-F002 ～ 耐圧強化ベントライン合流部
最高使用圧力	kPa	620
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	558.8, 457.2, 318.5
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、T61-F002 と耐圧強化ベントライン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、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを耐圧強化ベント系を經由して外部に放出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最高使用圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa 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、炉心損傷前及び炉心損傷後に耐圧強化ベント系を使用する場合の原子炉格納容器の温度を基に設定する。</p> <p>炉心損傷前に耐圧強化ベント系を使用するの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）における全交流動力電源喪失シナリオであり、原子炉格納容器の温度が 171℃を上回ることがないことを確認している。</p> <p>また炉心損傷後に耐圧強化ベント系を使用するのは、代替循環冷却系を長期使用した際に、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止する場合であり、この場合も代替循環冷却系により原子炉格納容器は十分に冷却されているため、原子炉格納容器の温度が 171℃を上回ることはない。</p> <p>よって本配管を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、耐圧強化ベント系を使用する場合の原子炉格納容器の温度以上である 171℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 558.8mm, 318.5mm</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、圧力損失が許容できる外径を選定する。</p> <p>原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを耐圧強化ベント系を經由して外部に放出する場合については、耐圧強化ベント系の系統設計流量の設計確認時における配管圧損算出条件である 558.8mm 及び 318.5mm を本配管の外径とする。</p>		

### 3.2 外径 457.2mm

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、450Aの継手と接続するため、接続する継手の外径に合わせ、457.2mmとする。

名 称		耐圧強化ベント窒素パージライン接続口 ～ T22-F202A 及び T22-F202B
最高使用圧力	kPa	500, 620
最高使用温度	℃	66, 171
外 径	mm	34.0, 34.5
<p>(概要)</p> <p>本配管は、耐圧強化ベント窒素パージライン接続口と T22-F202A 及び T22-F202B を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に耐圧強化ベント系を窒素置換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 500kPa</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可搬型窒素供給装置の吐出圧力と同じ 500kPa とする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 620kPa</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa 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>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可搬型窒素供給装置の供給窒素ガス温度*を上回る 66℃とする。</p> <p>注記*：可搬型窒素供給装置より供給される窒素ガスの温度は、外気の温度と同等である。 なお、外気の温度は、柏崎市の過去最高気温（37.6℃）を上回る、柏崎市の観測記録に基づく年超過確率 <math>10^{-4}</math> の気温である 38.8℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 171℃</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、炉心損傷前及び炉心損傷後に耐圧強化ベント系を使用する場合の原子炉格納容器の温度を基に設定する。</p> <p>炉心損傷前に耐圧強化ベント系を使用するの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）における全交流動力電源喪失シナリオであり、原子炉格納容器の温度が 171℃を上回ることがないことを確認している。</p> <p>また炉心損傷後に耐圧強化ベント系を使用するのは、代替循環冷却系を長期使用した際に、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止する場合であり、この場合も代替循環冷却系により原</p>		



子炉格納容器は十分に冷却されているため、原子炉格納容器の温度が 171℃を上回ることはない。

よって本配管を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、耐圧強化ベント系を使用する場合の原子炉格納容器の温度以上である 171℃とする。

### 3. 外径

#### 3.1 外径 34.0mm

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。

可搬型窒素供給装置により耐圧強化ベント系の系統内に窒素を供給する場合については、可搬型窒素供給装置の 2. 吐出圧力設定根拠の配管圧損算出条件である 34.0 mm を本配管の外径とする。

#### 3.2 外径 34.5mm

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、25A の管と接続するため、接続する管の外径に合わせ、34.5mm とする。

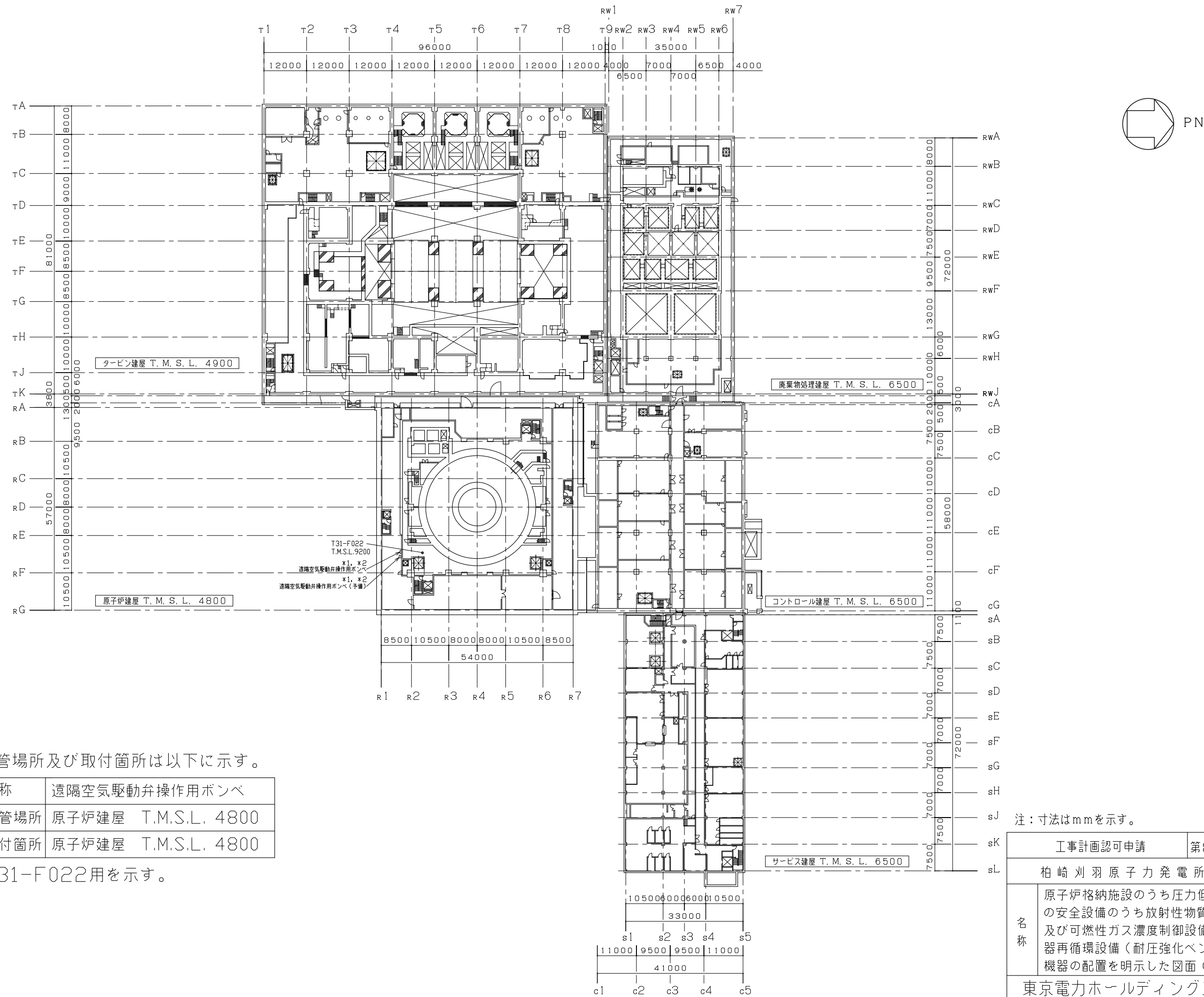
名 称		T22-F202A 及び T22-F202B ～ 非常用ガス処理系窒素パーシライン(A)合流部及び 非常用ガス処理系窒素パーシライン(B)合流部
最高使用圧力	kPa	620
最高使用温度	℃	171
外 径	mm	34.0, 34.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>本配管は、T22-F202A 及び T22-F202B と非常用ガス処理系窒素パーシライン(A)合流部及び非常用ガス処理系窒素パーシライン(B)合流部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に耐圧強化ベント系を窒素置換するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <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、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）と同じ 620kPa 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、炉心損傷前及び炉心損傷後に耐圧強化ベント系を使用する場合の原子炉格納容器の温度を基に設定する。</p> <p>炉心損傷前に耐圧強化ベント系を使用するの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）における全交流動力電源喪失シナリオであり、原子炉格納容器の温度が 171℃を上回ることがないことを確認している。</p> <p>また炉心損傷後に耐圧強化ベント系を使用するのは、代替循環冷却系を長期使用した際に、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止する場合であり、この場合も代替循環冷却系により原子炉格納容器は十分に冷却されているため、原子炉格納容器の温度が 171℃を上回ることはない。</p> <p>よって本配管を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、耐圧強化ベント系を使用する場合の原子炉格納容器の温度以上である 171℃とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 34.0mm</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、圧力損失が許容できる外径を選定する。</p> <p>可搬型窒素供給装置により耐圧強化ベント系の系統内に窒素を供給する場合については、可搬型窒素供給装置の 2. 吐出圧力設定根拠の配管圧損算出条件である 34.0 mm を本配管の外径とする。</p>		

### 3.2 外径 34.5mm

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、25A の管と接続するため、接続する管の外径に合わせ、34.5mm とする。

名 称		可搬型窒素供給装置用 20m ホース (6, 7 号機共用)
最高使用圧力	MPa	0.5
最高使用温度	℃	50
外 径	mm	37.5
個 数	—	12 (予備 1)
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本ホースは可搬型窒素供給装置と格納容器フィルタベント窒素パージライン接続口又はドレン移送ライン窒素パージライン接続口又は耐圧強化ベント窒素パージライン接続口を接続するホースであり、重大事故等対処設備として、重大事故等時に可搬型窒素供給装置から格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系の系統内に窒素を注入することにより、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系の系統内を不活性化するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>本ホース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可搬型窒素供給装置の吐出圧力と同じ 0.5MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>本ホース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可搬型窒素供給装置の供給窒素ガス温度*を上回る 50℃ とする。</p> <p>注記*：可搬型窒素供給装置より供給される窒素ガスの温度は、外気の温度と同等である。  なお、外気の温度は、柏崎市の過去最高気温 (37.6℃) を上回る、柏崎市の観測記録に基づく年超過確率 <math>10^{-4}</math> の気温である 38.8℃ とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失が許容できる外径を選定する。</p> <p>可搬型窒素供給装置を用いて格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系の系統内に窒素を供給する場合については、可搬型窒素供給装置の 2. 吐出圧力設定時のホース圧損算出条件である 37.5mm を本ホースの外径とする。</p> <p>4. 個数</p> <p>本ホースの保有数は、重大事故等対処設備として可搬型窒素供給装置により窒素を格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系の系統内に注入するために必要な本数であり、6, 7 号機共用で 1 プラントあたり 1 セットの合計 2 セットの 12 本 (6 号機必要本数：6 本, 7 号機必要本数：6 本) に加え、故障時のバックアップ用として予備 1 本の合計 13 本とする。なお、本ホースは保守点検中にも使用可能であるため、保守点検による待機除外時バックアップは考慮しな</p>		

い。



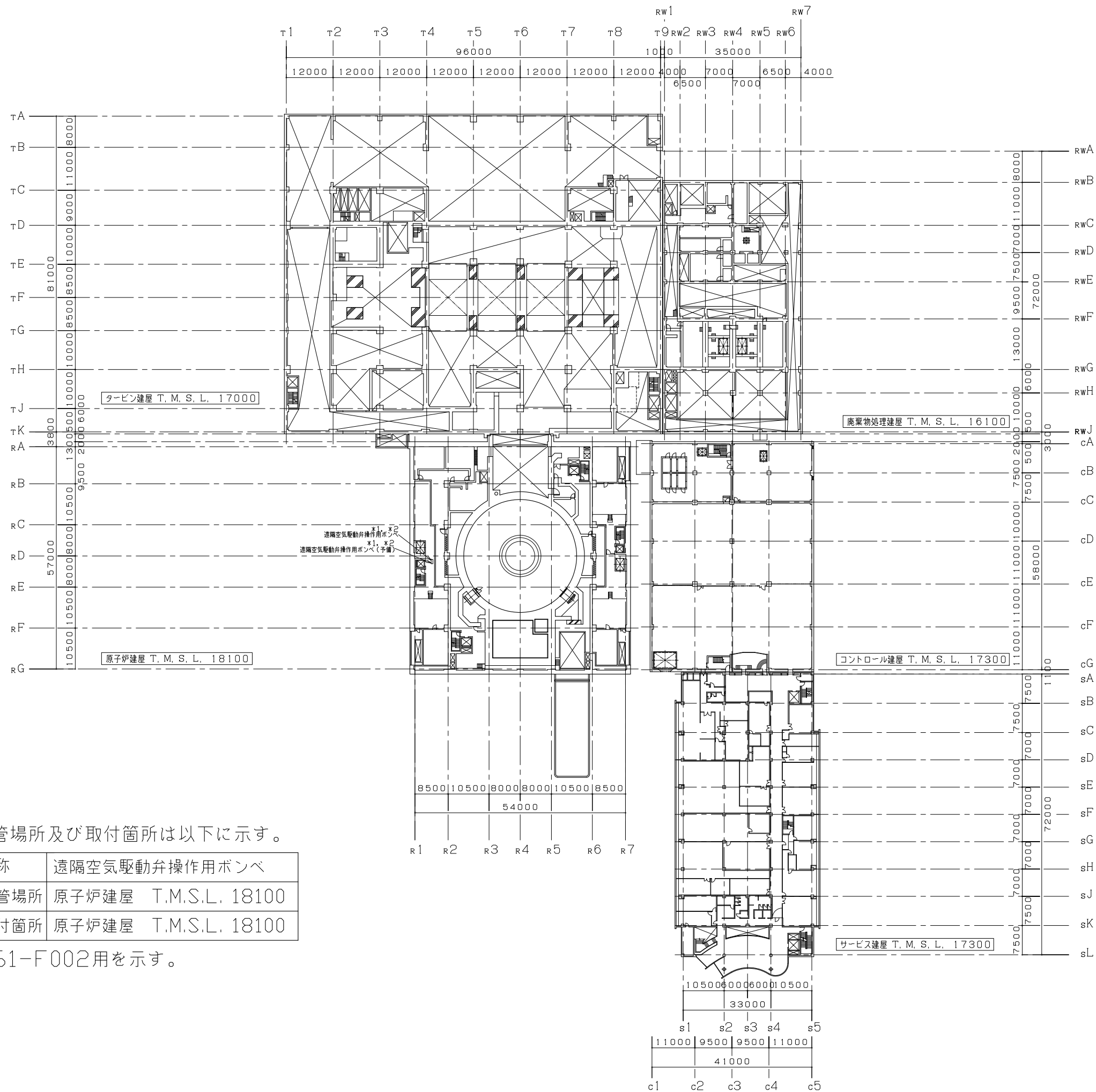
注記\*1：保管場所及び取付箇所は以下に示す。

名称	遠隔空気駆動弁操作ポンペ
保管場所	原子炉建屋 T.M.S.L. 4800
取付箇所	原子炉建屋 T.M.S.L. 4800

\*2：T31-F022用を示す。

注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請	第8-3-5-4-1-1図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(耐圧強化ベント系)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	



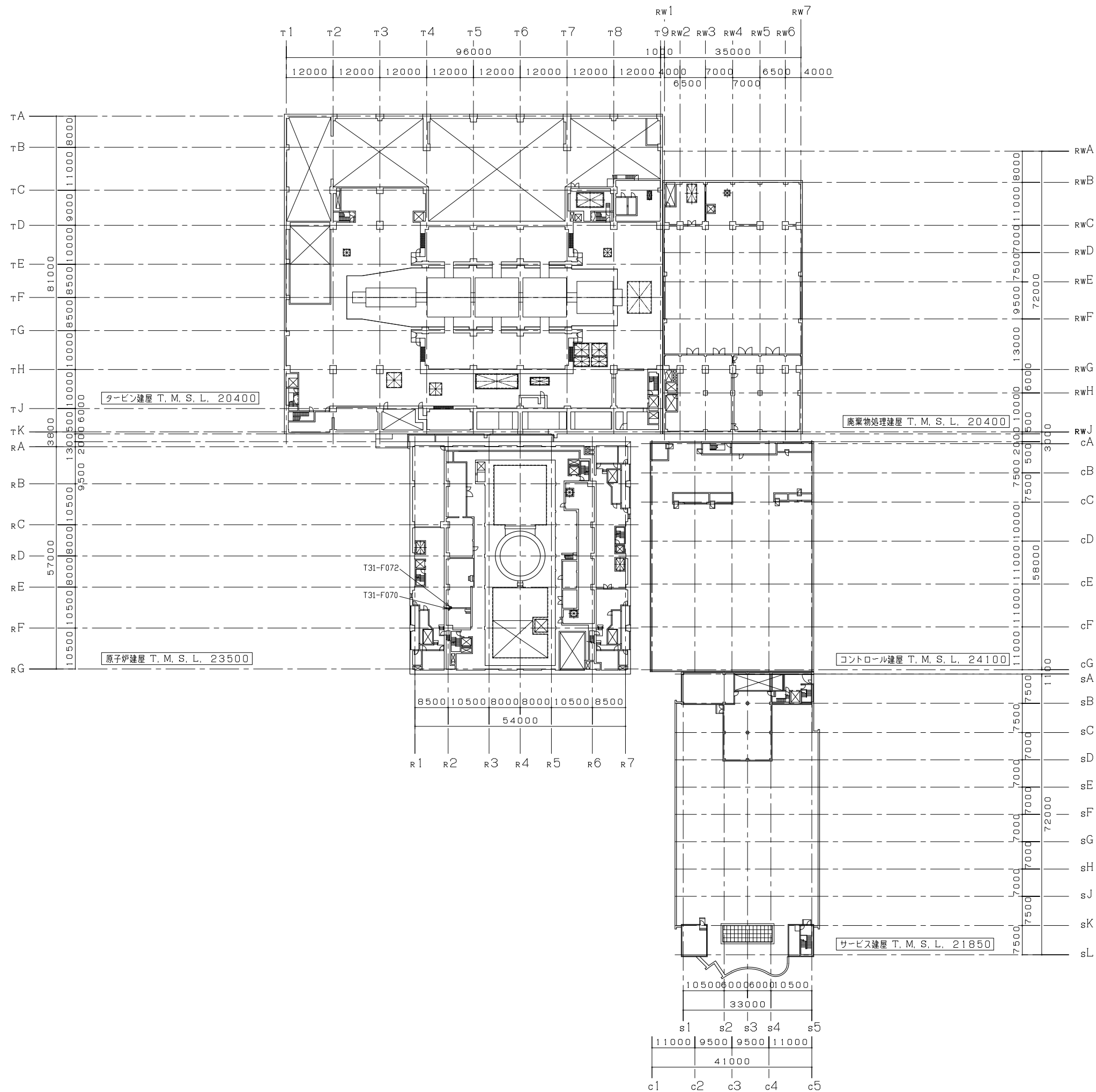
注記\*1：保管場所及び取付箇所は以下に示す。

名称	遠隔空気駆動弁操作ポンベ
保管場所	原子炉建屋 T.M.S.L. 18100
取付箇所	原子炉建屋 T.M.S.L. 18100

\*2：T61-F002用を示す。

注：寸法はmmを示す。

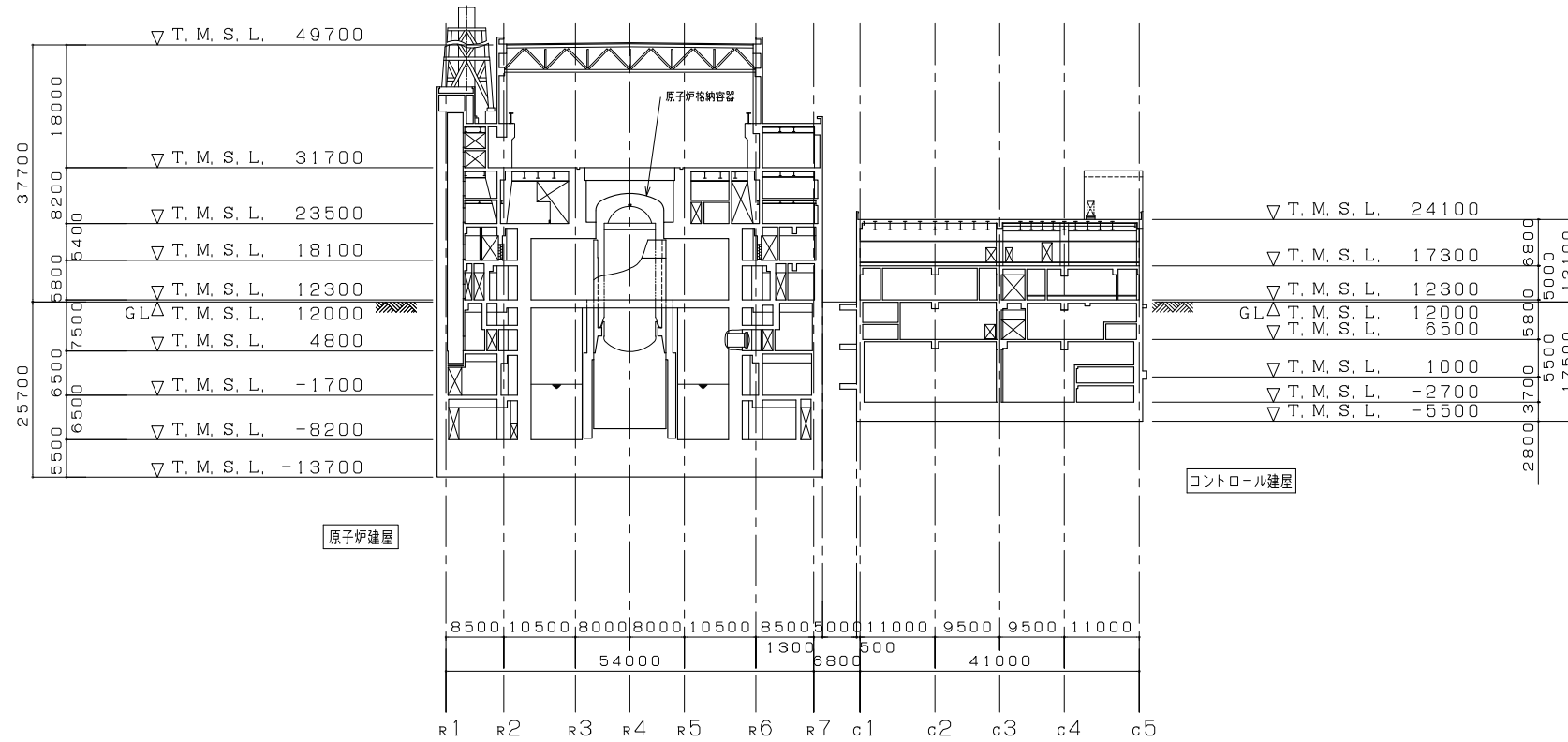
工事計画認可申請	第8-3-5-4-1-2図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(耐圧強化ベント系)に係る機器の配置を明示した図面(その2)
東京電力ホールディングス株式会社	



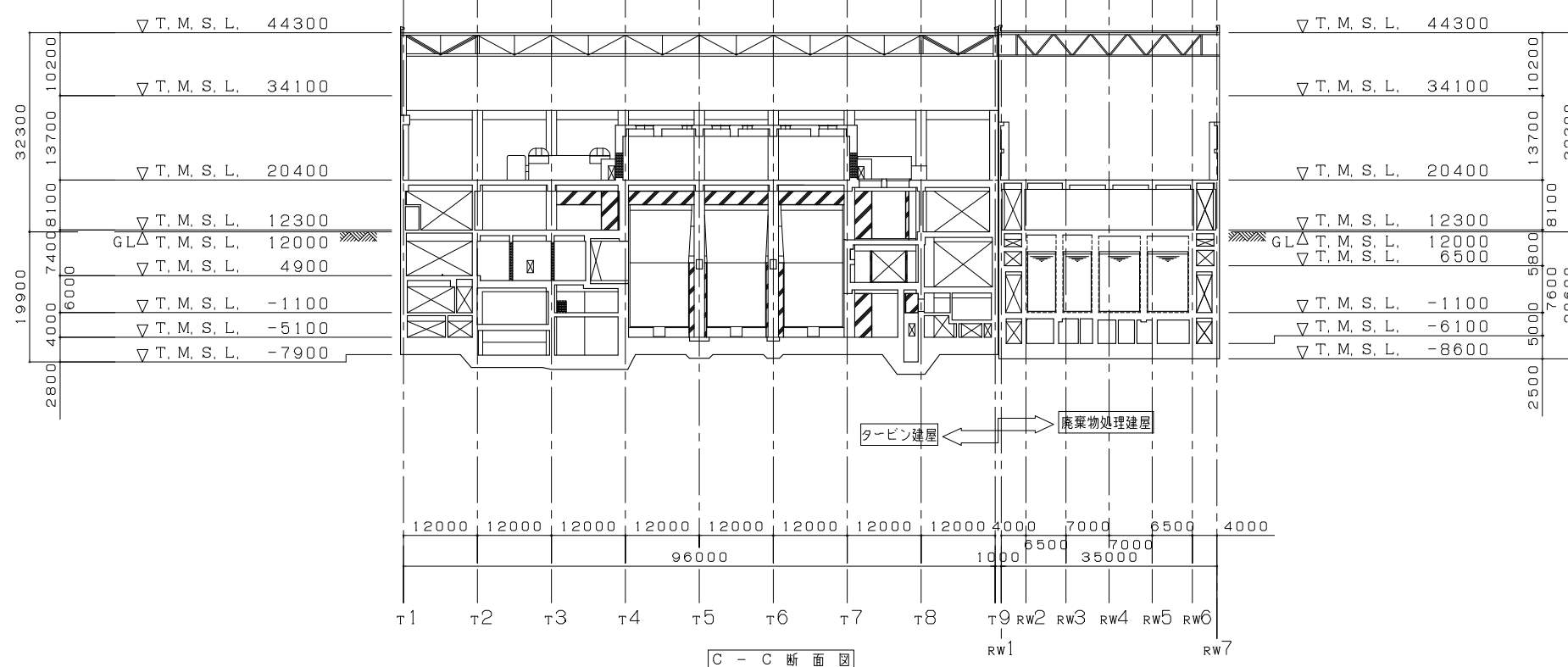
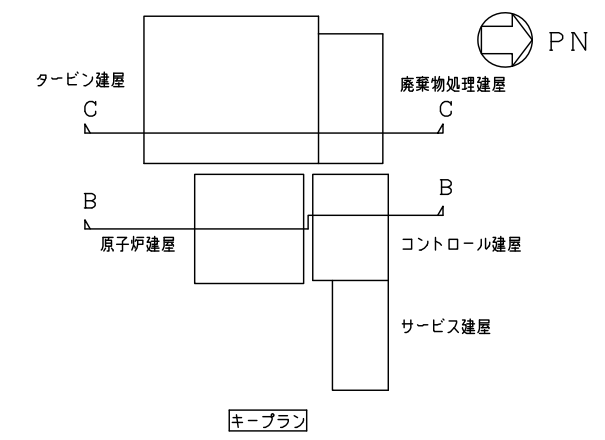
注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請	第8-3-5-4-1-3図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）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	





B - B 断面図

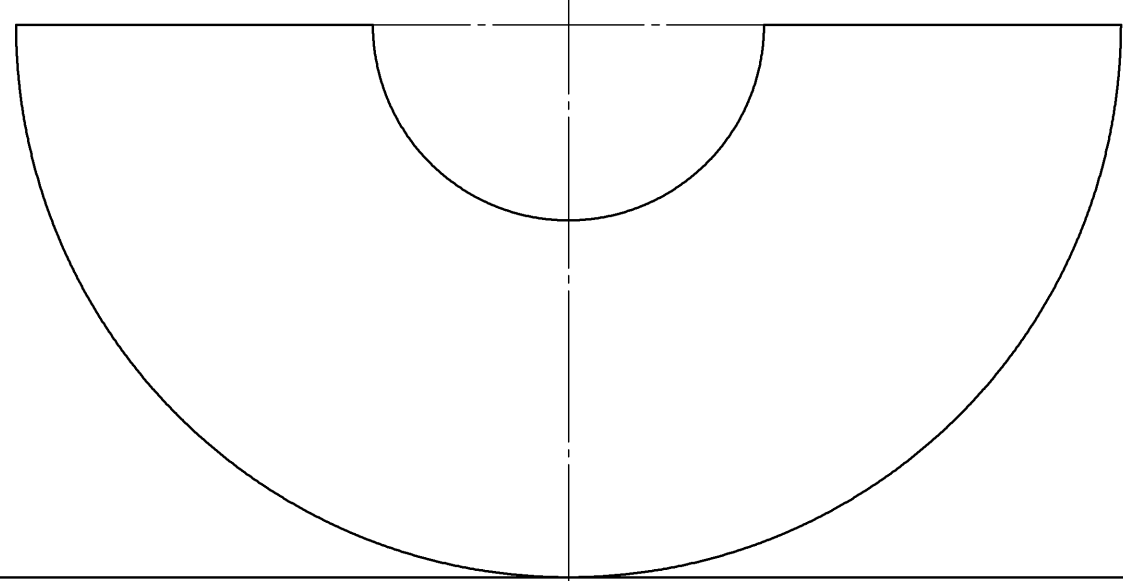
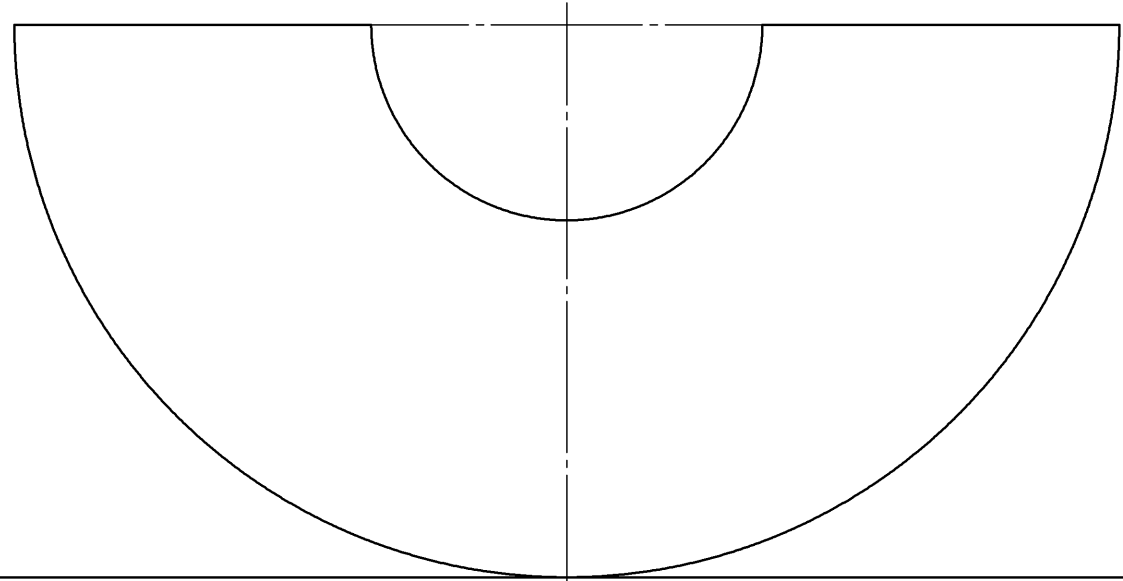
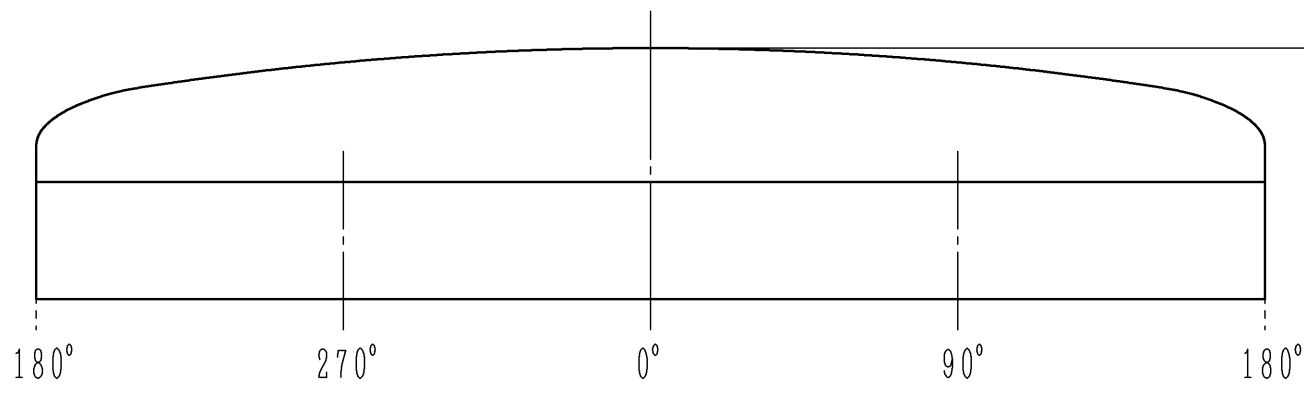


C - C 断面図

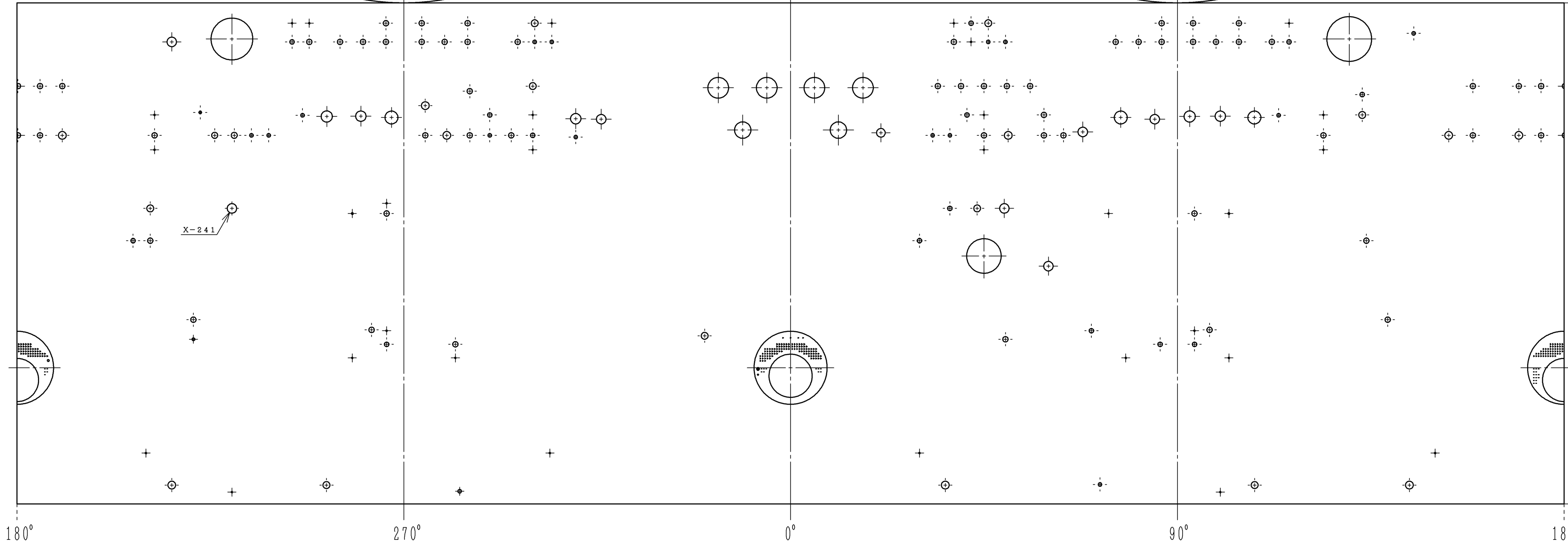
注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請	第8-3-5-4-1-4図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）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

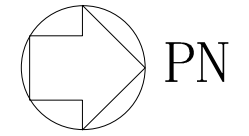


T. M. S. L. -8200

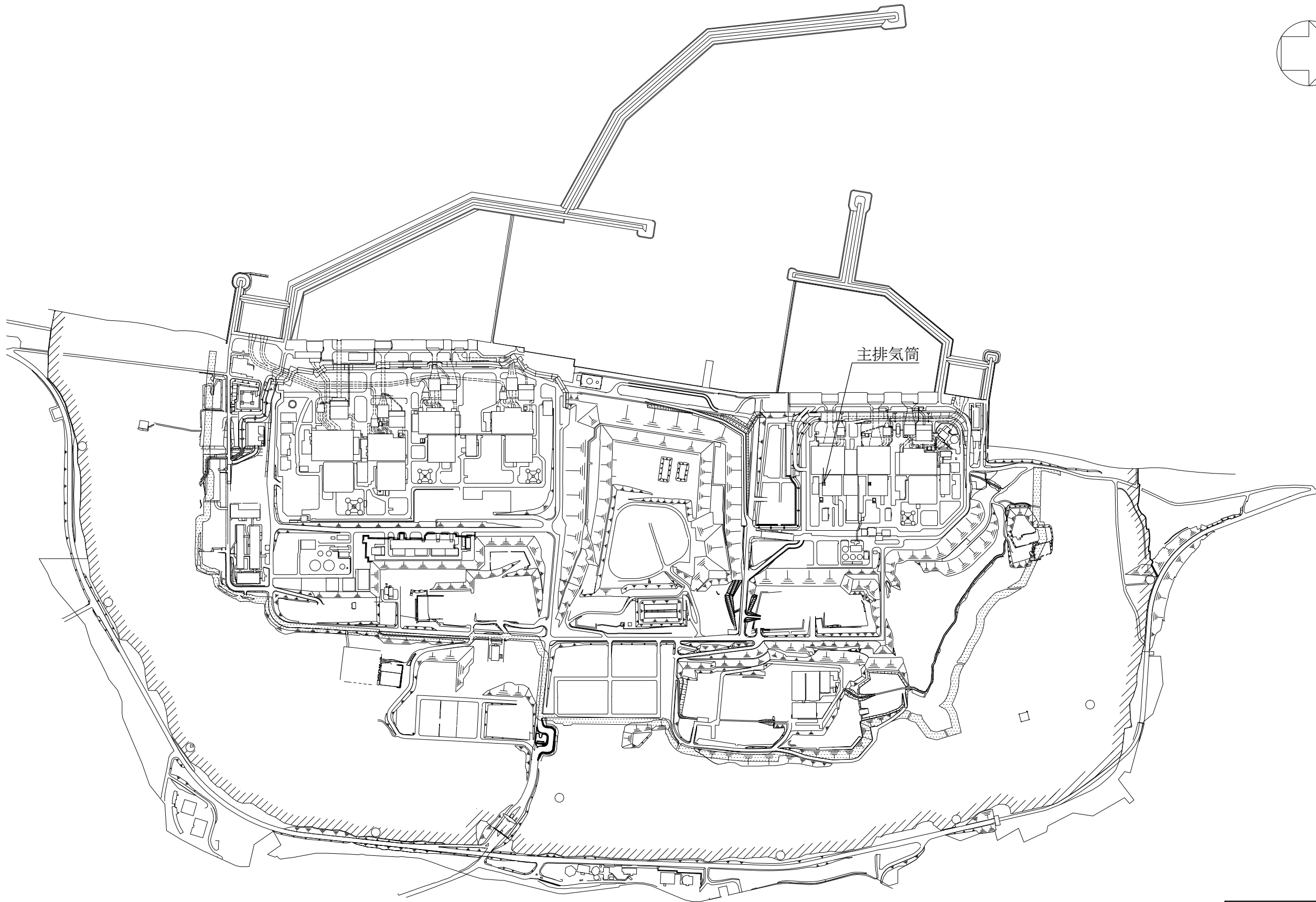
注：寸法はmmを示す。

原子炉格納容器 内側展開図

工事計画認可申請	第8-3-5-4-1-5図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(耐圧強化ベント系)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	



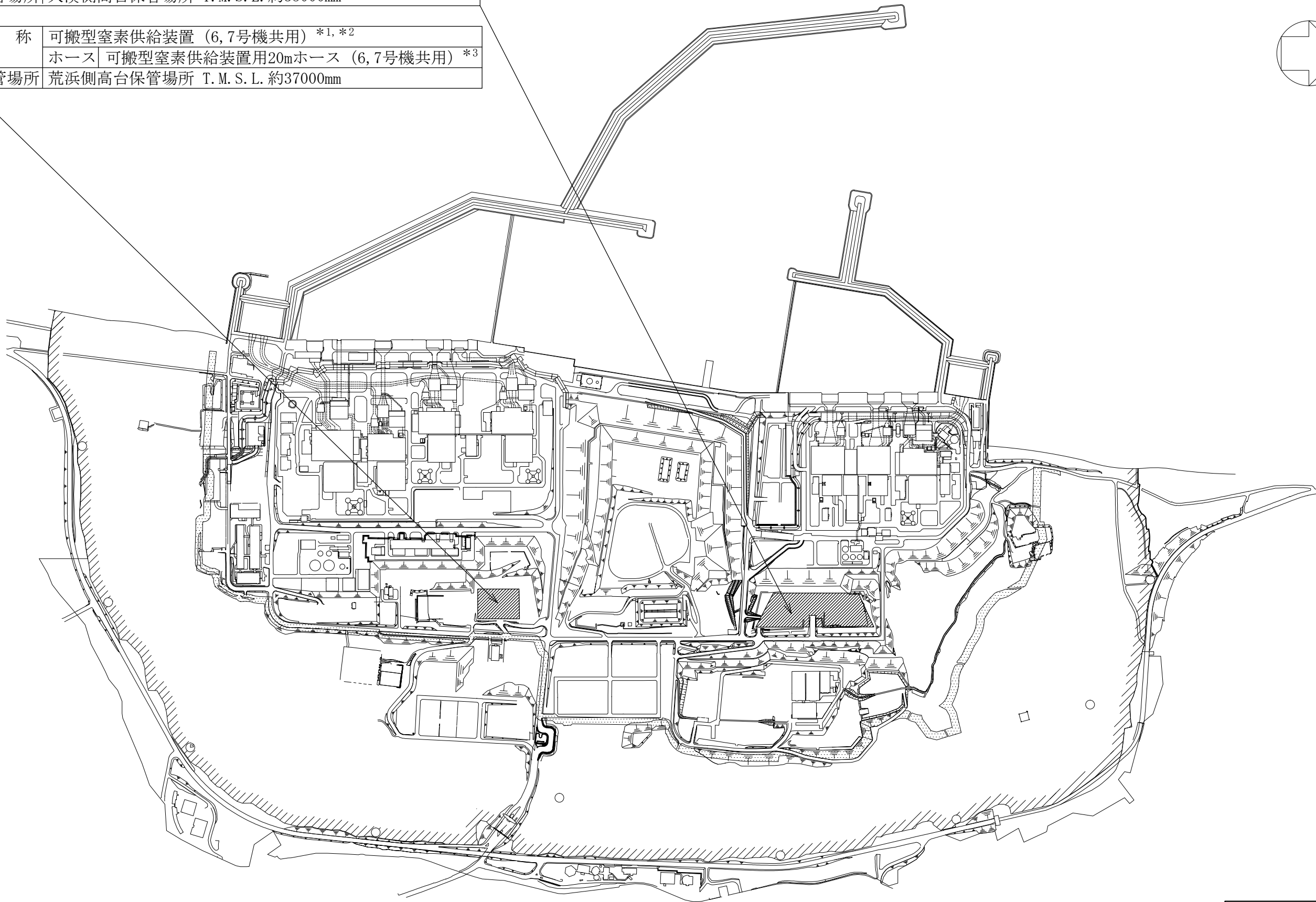
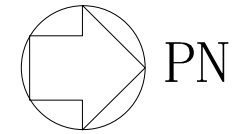
主排気筒



工事計画認可申請	第8-3-5-4-1-6図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(耐圧強化ベント系)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	可搬型窒素供給装置 (6,7号機共用) *1,*2
ホース	可搬型窒素供給装置用20mホース (6,7号機共用) *3
保管場所	大湊側高台保管場所 T.M.S.L. 約35000mm

名称	可搬型窒素供給装置 (6,7号機共用) *1,*2
ホース	可搬型窒素供給装置用20mホース (6,7号機共用) *3
保管場所	荒浜側高台保管場所 T.M.S.L. 約37000mm



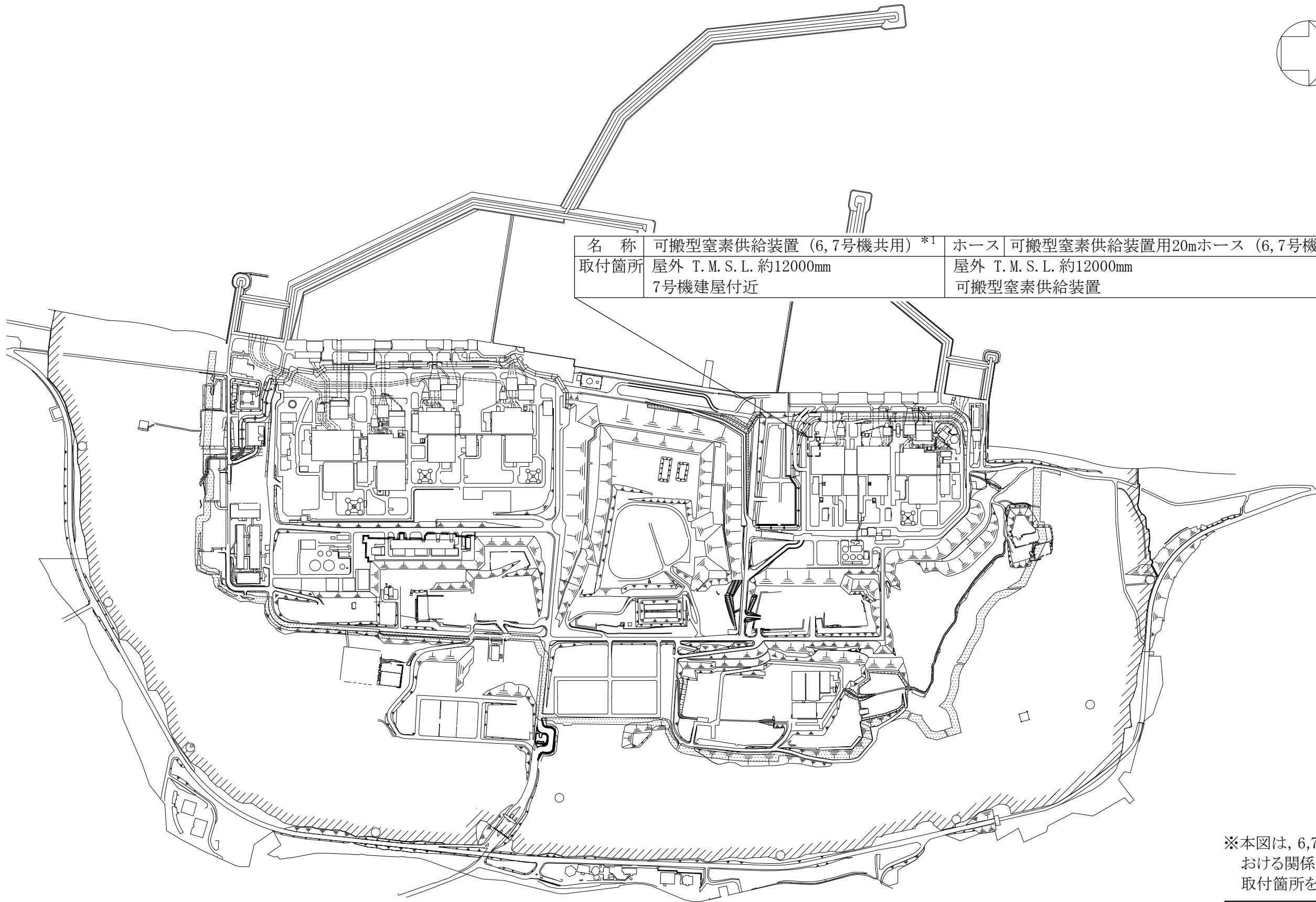
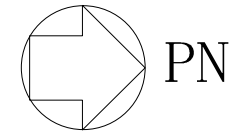
■ : 保管場所

注記\*1 : 下記設備は、可搬型窒素供給装置の附属機器である。附属機器は「機器本体」と同一の取付箇所である。  
可搬型窒素供給装置用可搬型電源設備 (6,7号機共用)

\*2 : 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1個ずつ保管するとともに、予備1個を保管場所2箇所のうちいずれかに保管する。

\*3 : 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本ずつ保管するとともに、予備1本を保管場所2箇所のうちいずれかに保管する。

工事計画認可申請	第8-3-5-4-1-7図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 (耐圧強化ベント系) 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	可搬型窒素供給装置 (6,7号機共用) *1	ホース	可搬型窒素供給装置用20mホース (6,7号機共用) *2
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 可搬型窒素供給装置

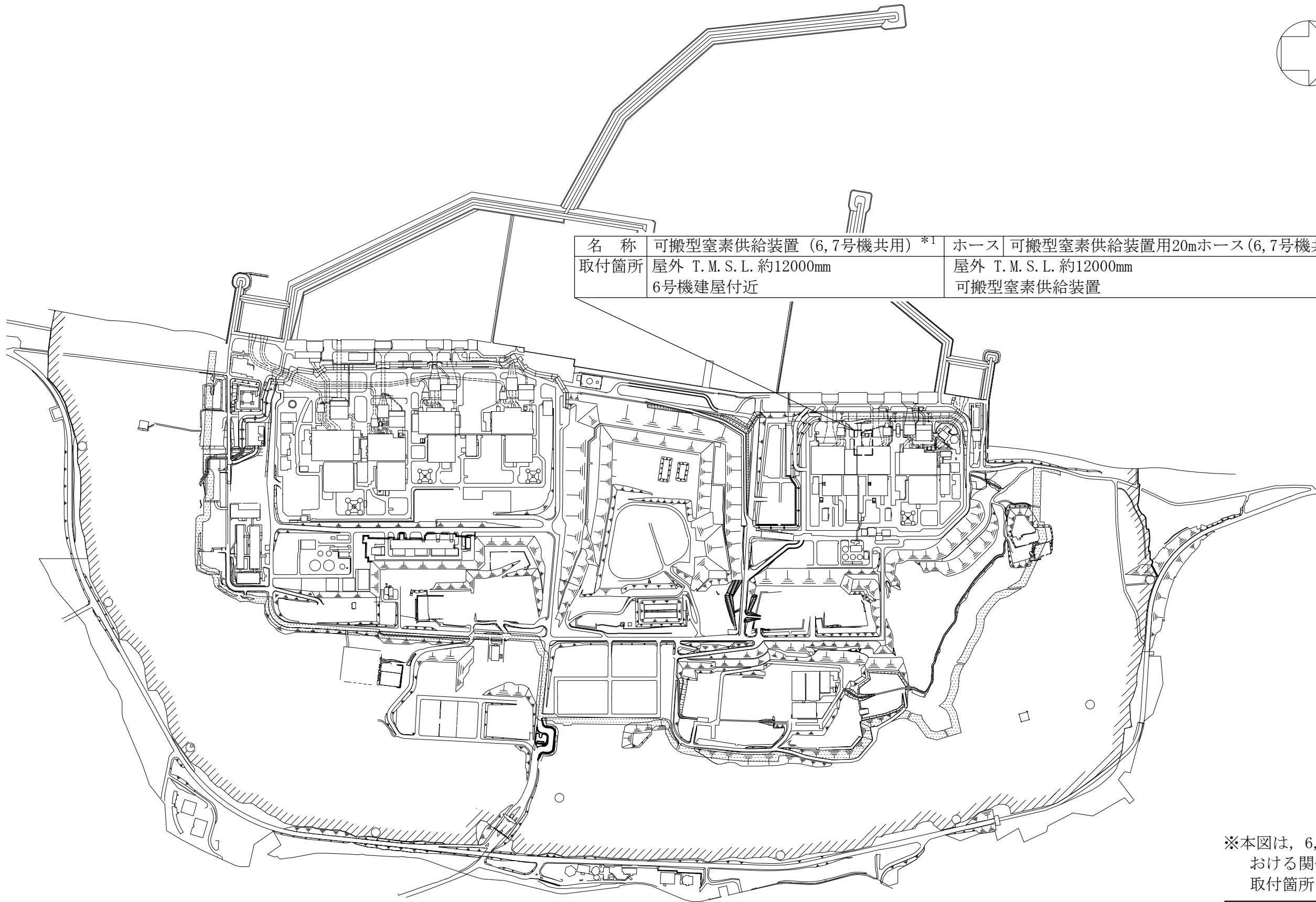
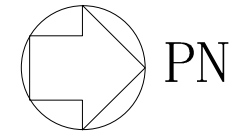
※本図は、6,7号機共用設備の取付箇所における関係性を示すため、7号機側への取付箇所を示す。

工事計画認可申請	第8-3-5-4-1-8図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名 称	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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 (耐圧強化ベント系) 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	

注記\*1 : 下記設備は、可搬型窒素供給装置の附属機器である。附属機器は「機器本体」と同一の取付箇所である。  
可搬型窒素供給装置用可搬型電源設備 (6,7号機共用)

\*2 : 可搬型窒素供給装置用20mホース (6,7号機共用) の窒素パーズライン接続口の取付箇所は第8-3-5-4-1-10図参照。

[- - -]:取付箇所



名 称	可搬型窒素供給装置 (6,7号機共用) *1	ホース	可搬型窒素供給装置用20mホース (6,7号機共用)*2
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 可搬型窒素供給装置

※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。

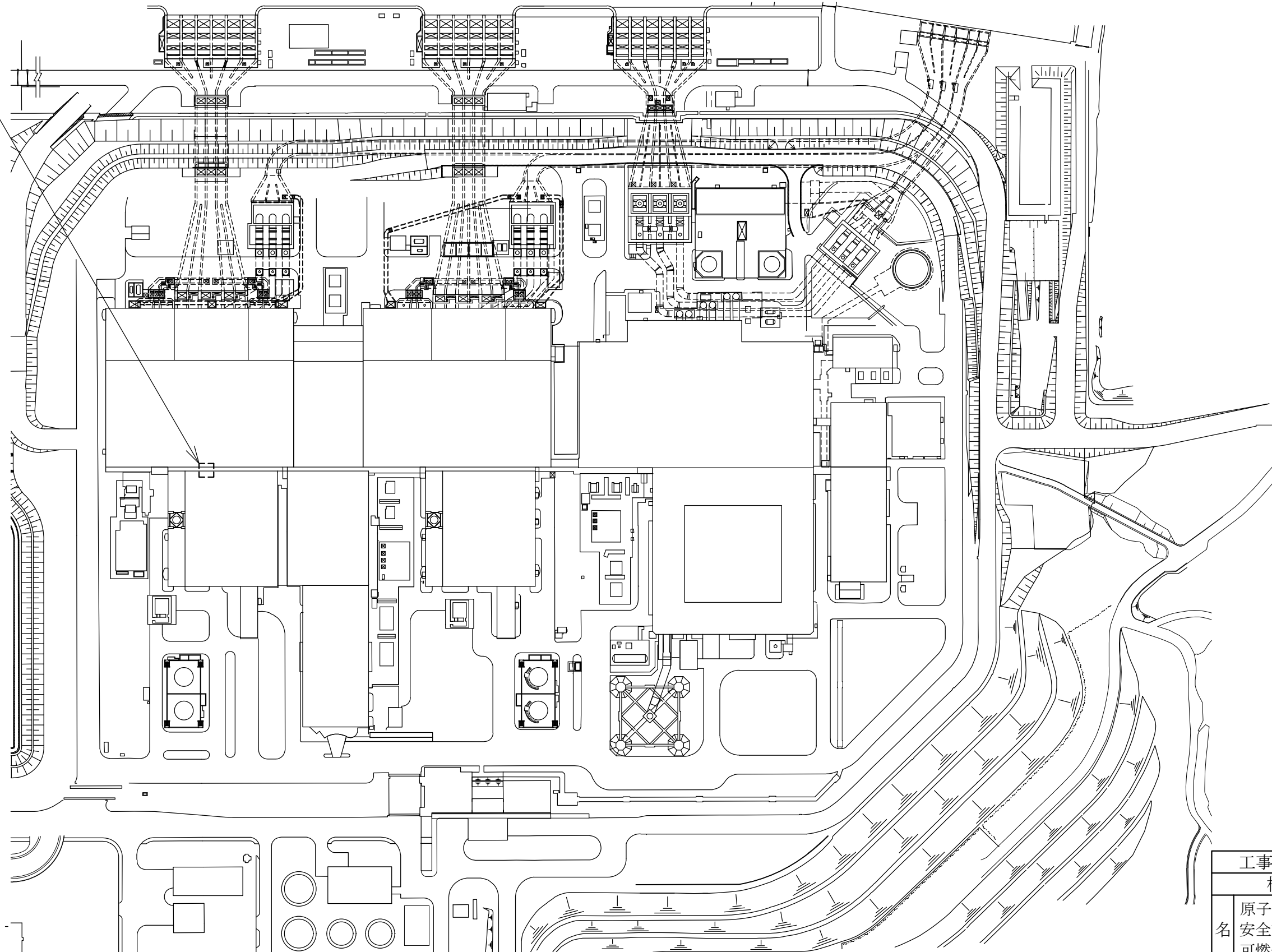
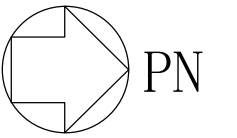
工事計画認可申請	第8-3-5-4-1-9図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名 称	原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 (耐圧強化ベント系) に係る機器の配置を明示した図面 (その9)
東京電力ホールディングス株式会社	

注記\*1 : 下記設備は、可搬型窒素供給装置の附属機器である。附属機器は「機器本体」と同一の取付箇所である。  
可搬型窒素供給装置用可搬型電源設備 (6,7号機共用)

\*2 : 可搬型窒素供給装置用20mホース (6,7号機共用) の窒素パーズライン接続口の取付箇所は第8-3-5-4-1-11図参照。

[- - -]:取付箇所

名称	ホース 可搬型窒素供給装置用20mホース (6,7号機共用)
取付箇所	原子炉建屋 T.M.S.L. 約12300mm 7号機：耐圧強化ベント窒素パーズライン接続口

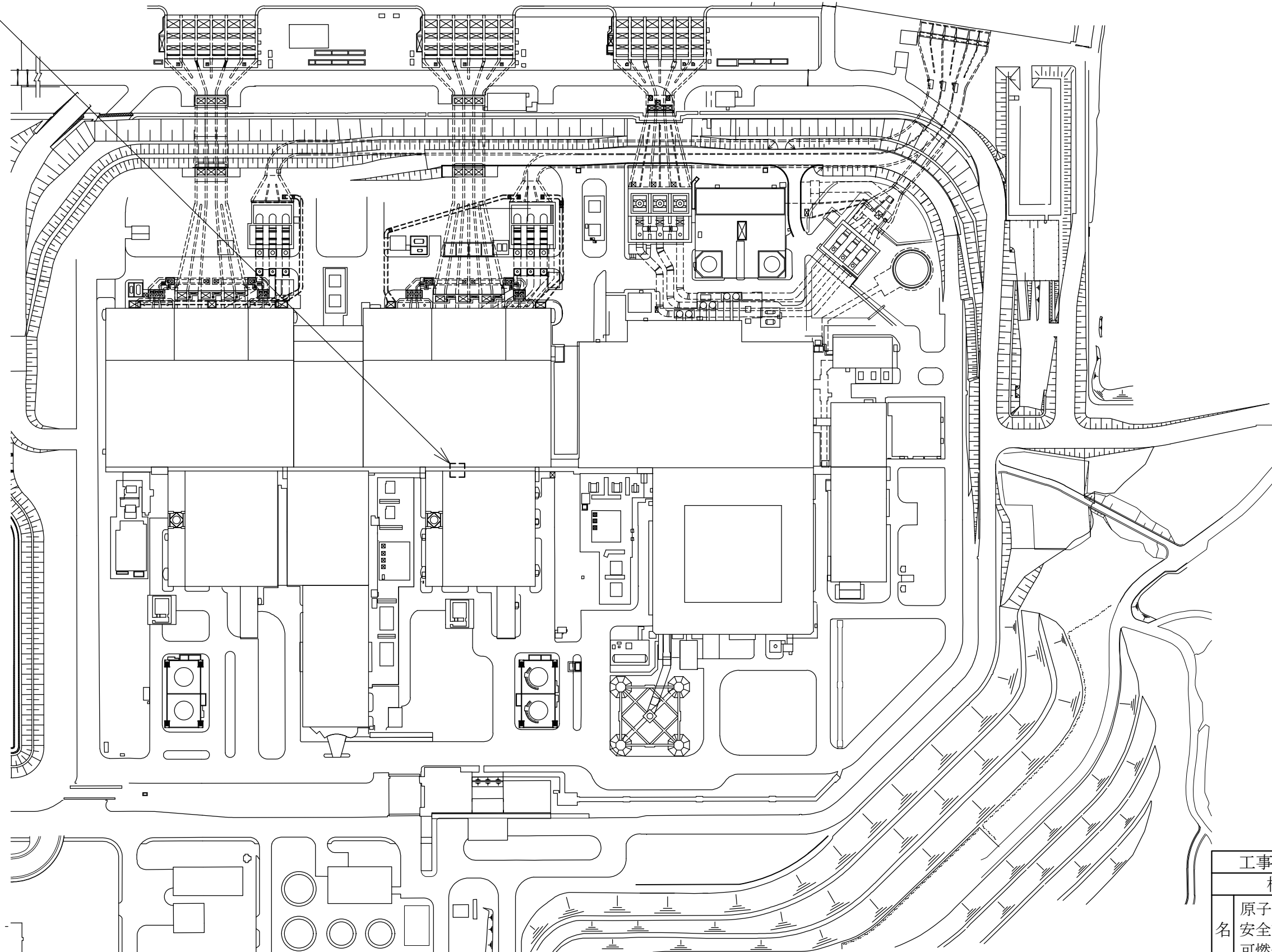
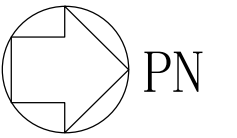


--- : 取付箇所

※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。

工事計画認可申請	第8-3-5-4-1-10図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）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 可搬型窒素供給装置用20mホース (6,7号機共用)
取付箇所	原子炉建屋 T.M.S.L. 約12300mm 6号機：耐圧強化ベント窒素パーズライン接続口

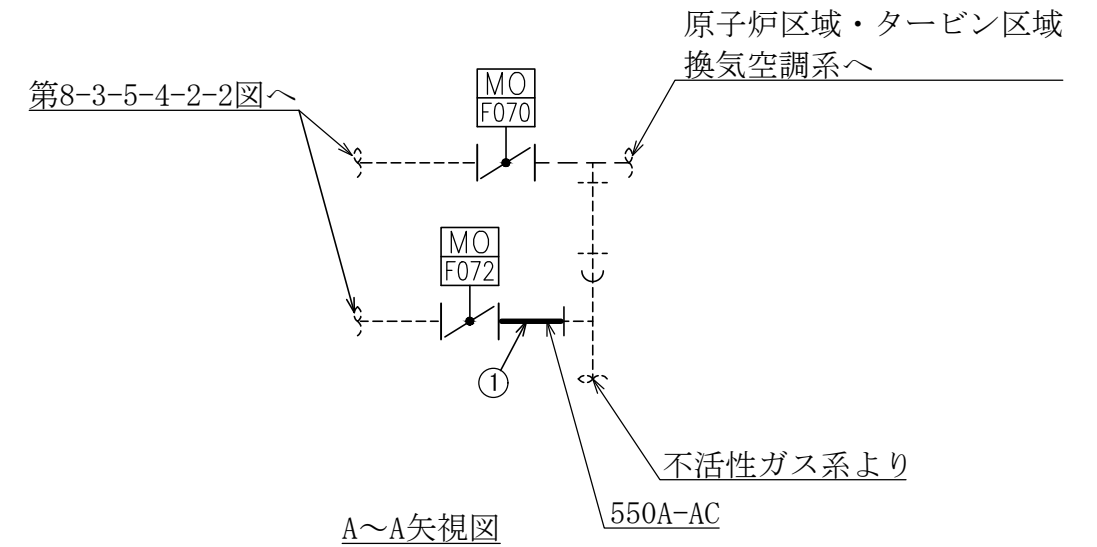
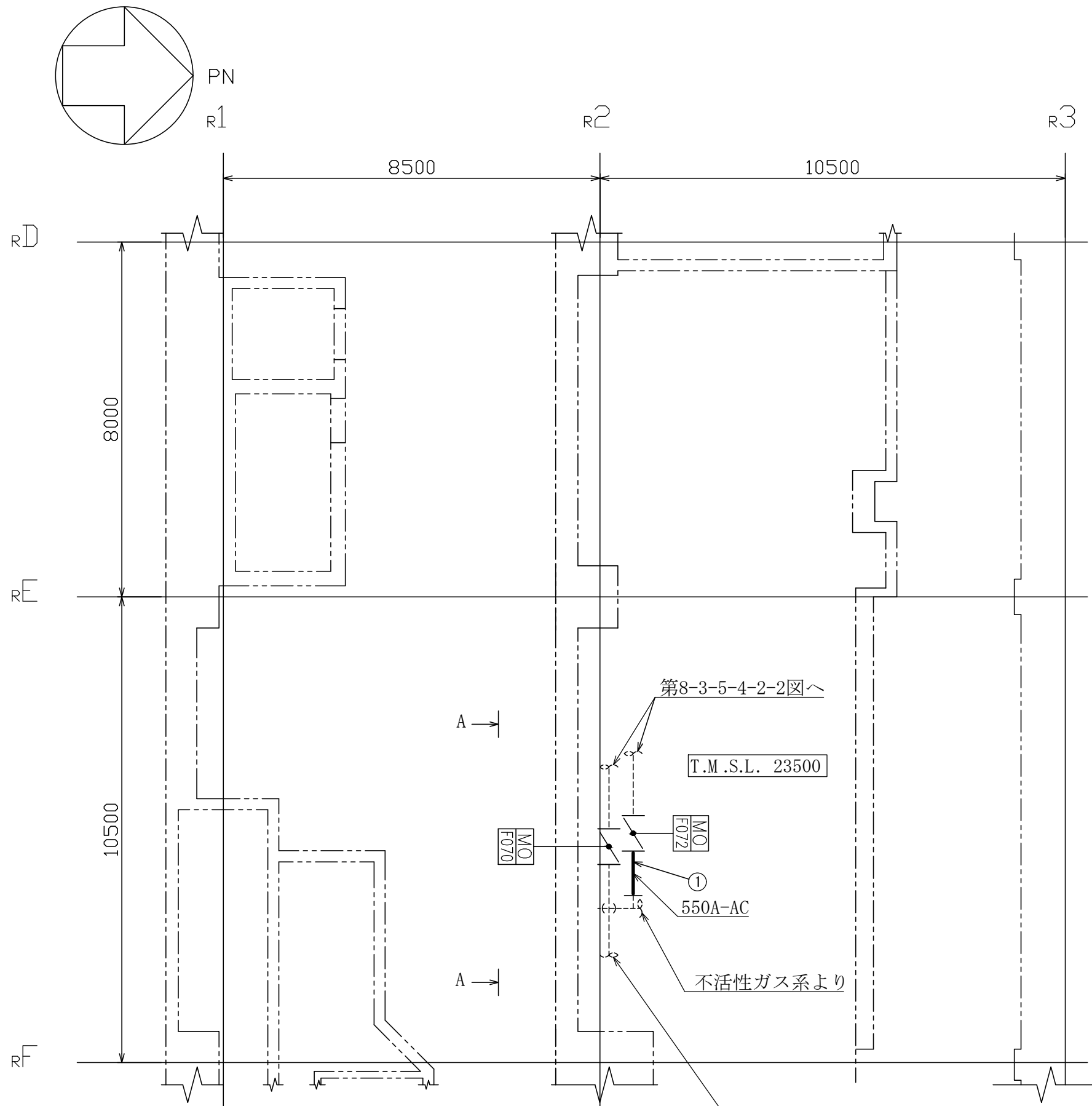


----- : 取付箇所

※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8-3-5-4-1-11図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）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	

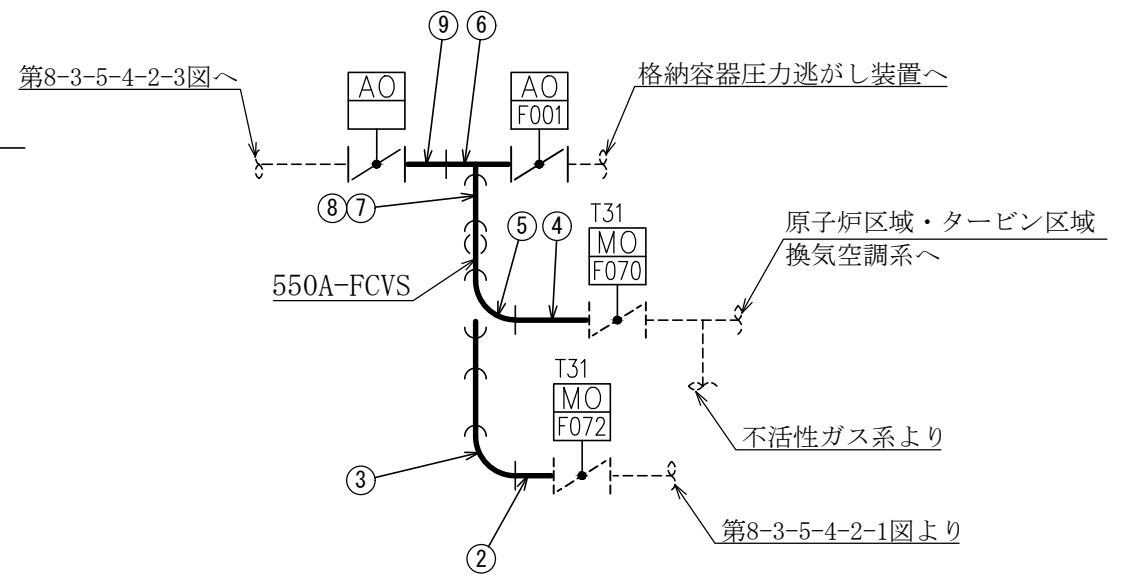
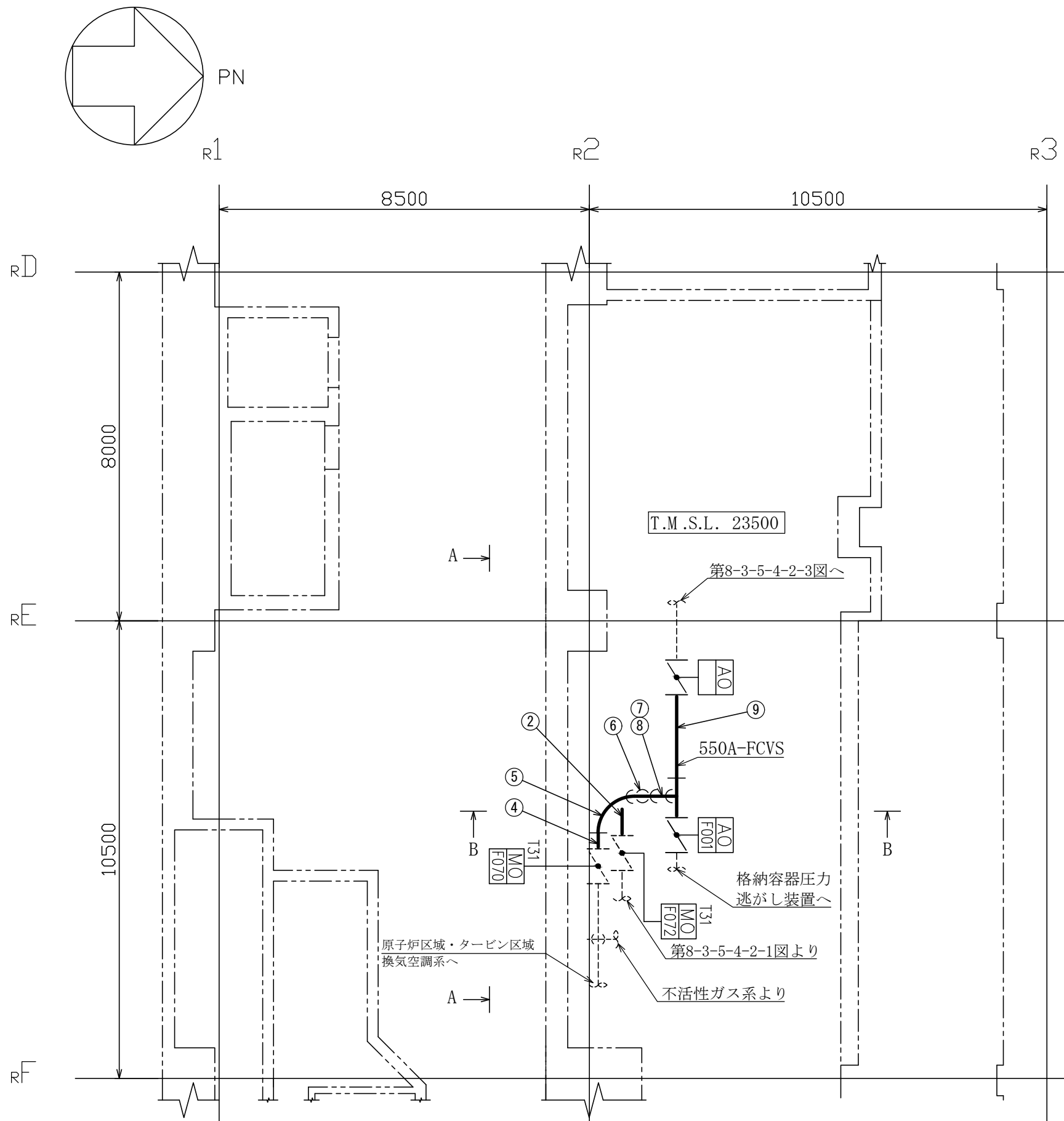




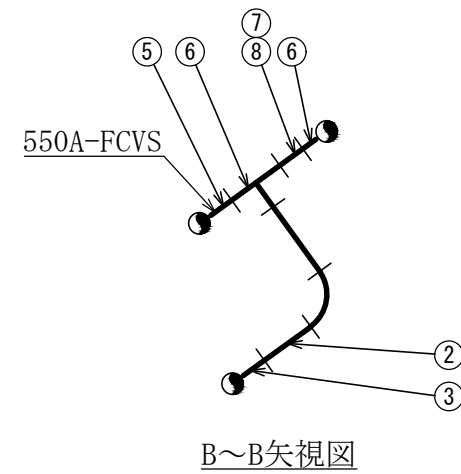
原子炉建屋

工事計画認可申請	第8-3-5-4-2-1図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）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	
AC	9Y12

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

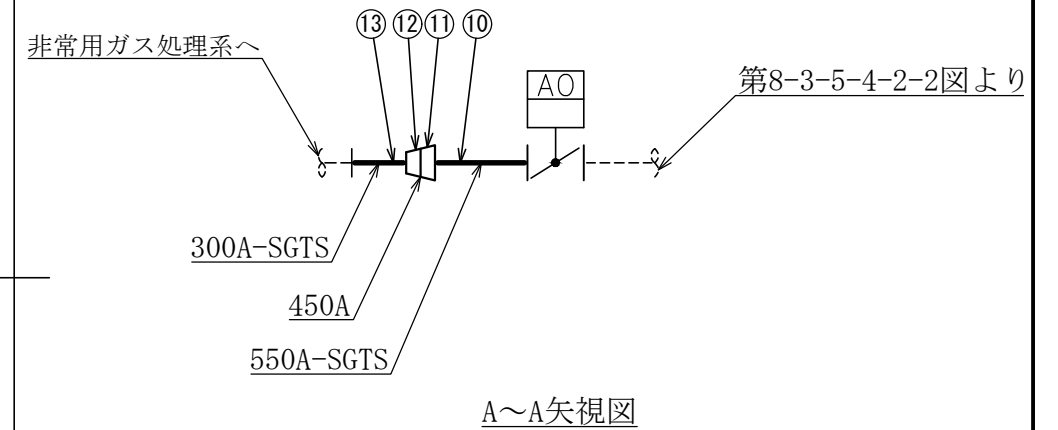
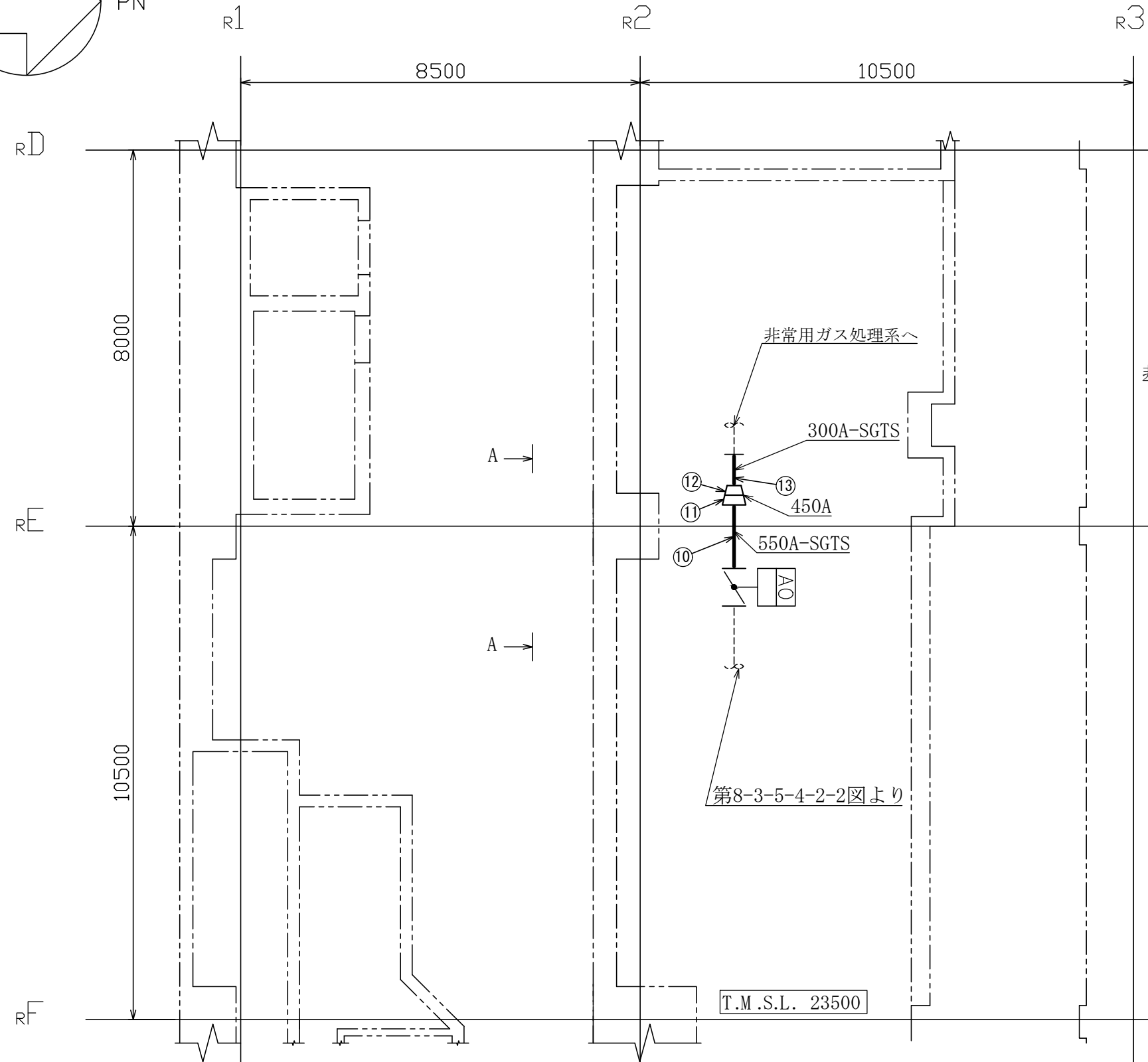
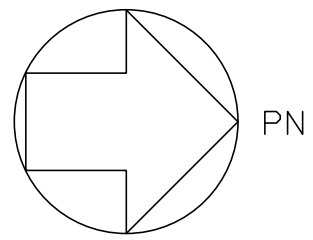


B~B矢視図

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8-3-5-4-2-2図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）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	



原子炉建屋

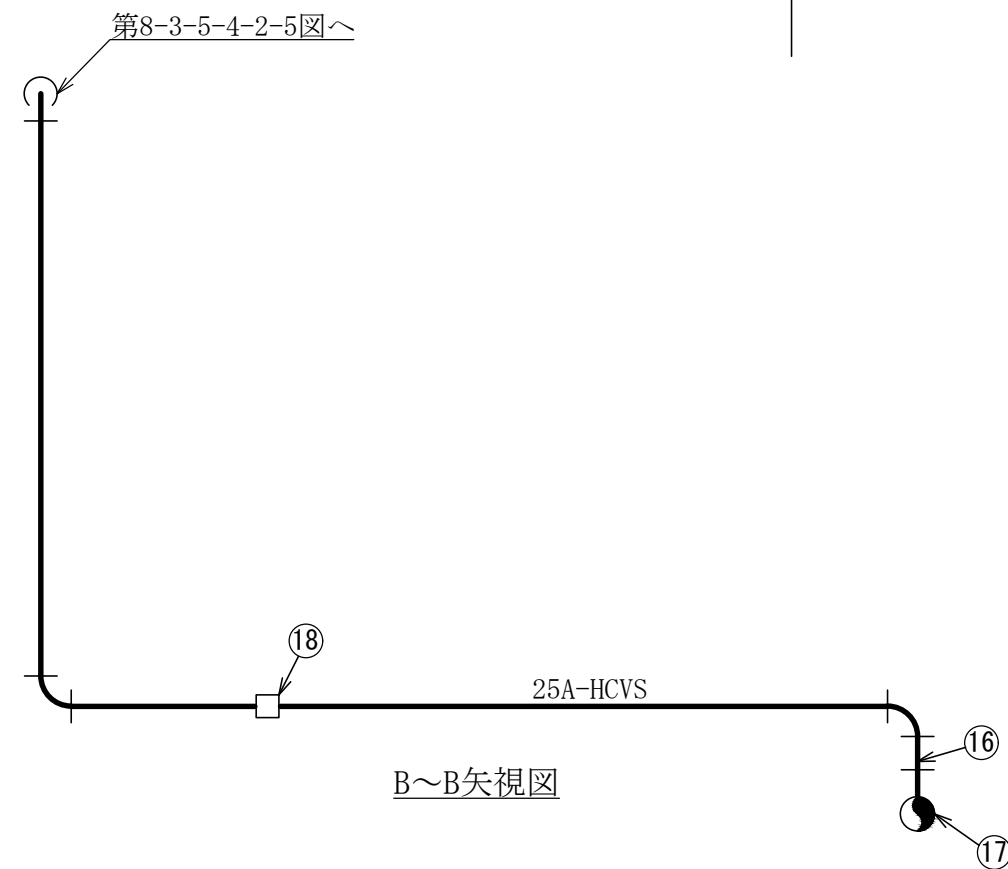
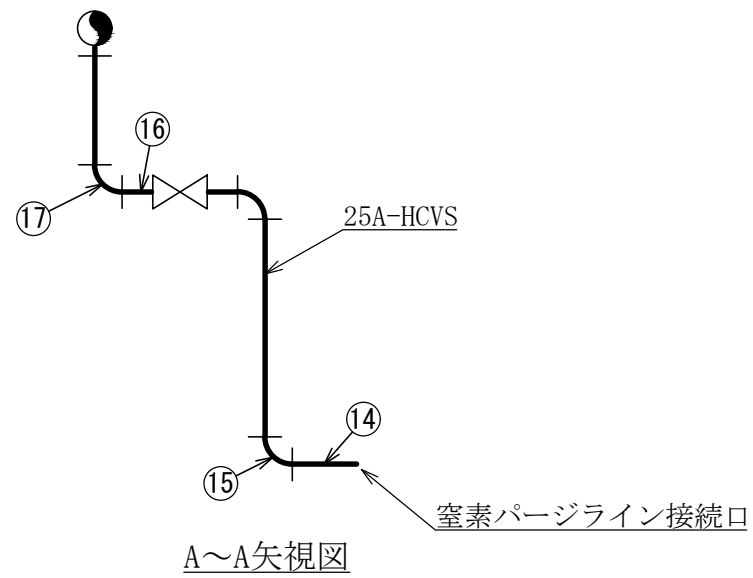
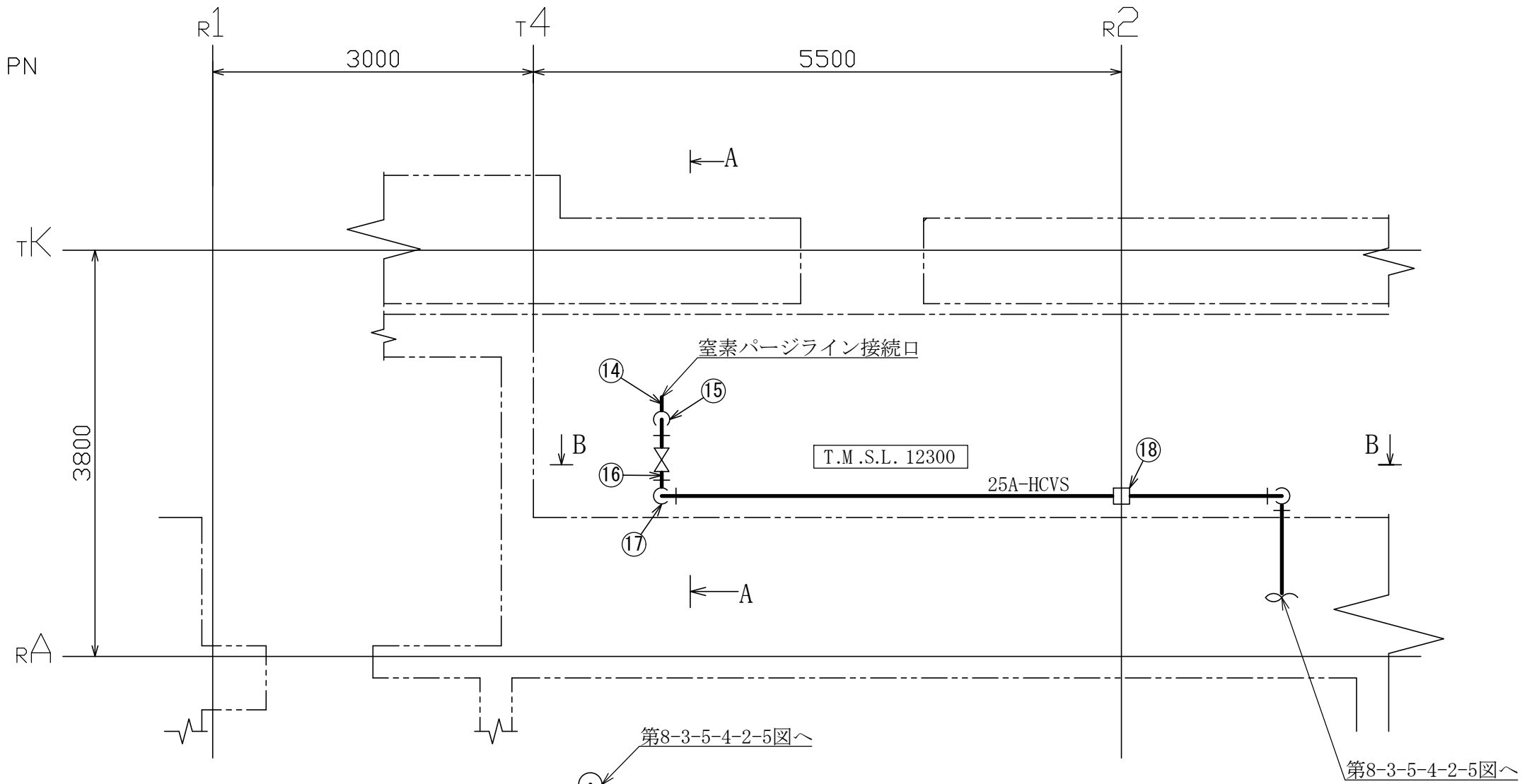
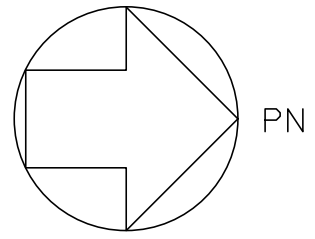
工事計画認可申請 第8-3-5-4-2-3図

柏崎刈羽原子力発電所第7号機

名 称 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）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

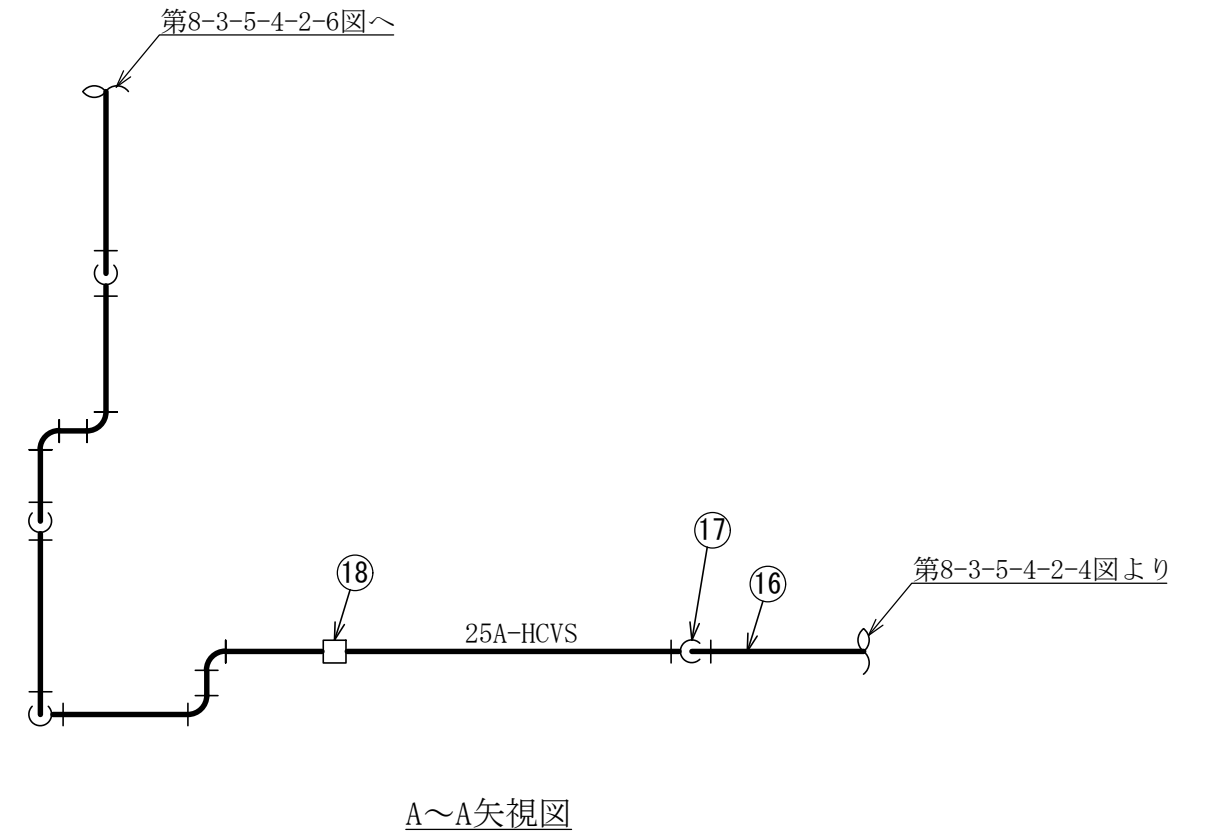
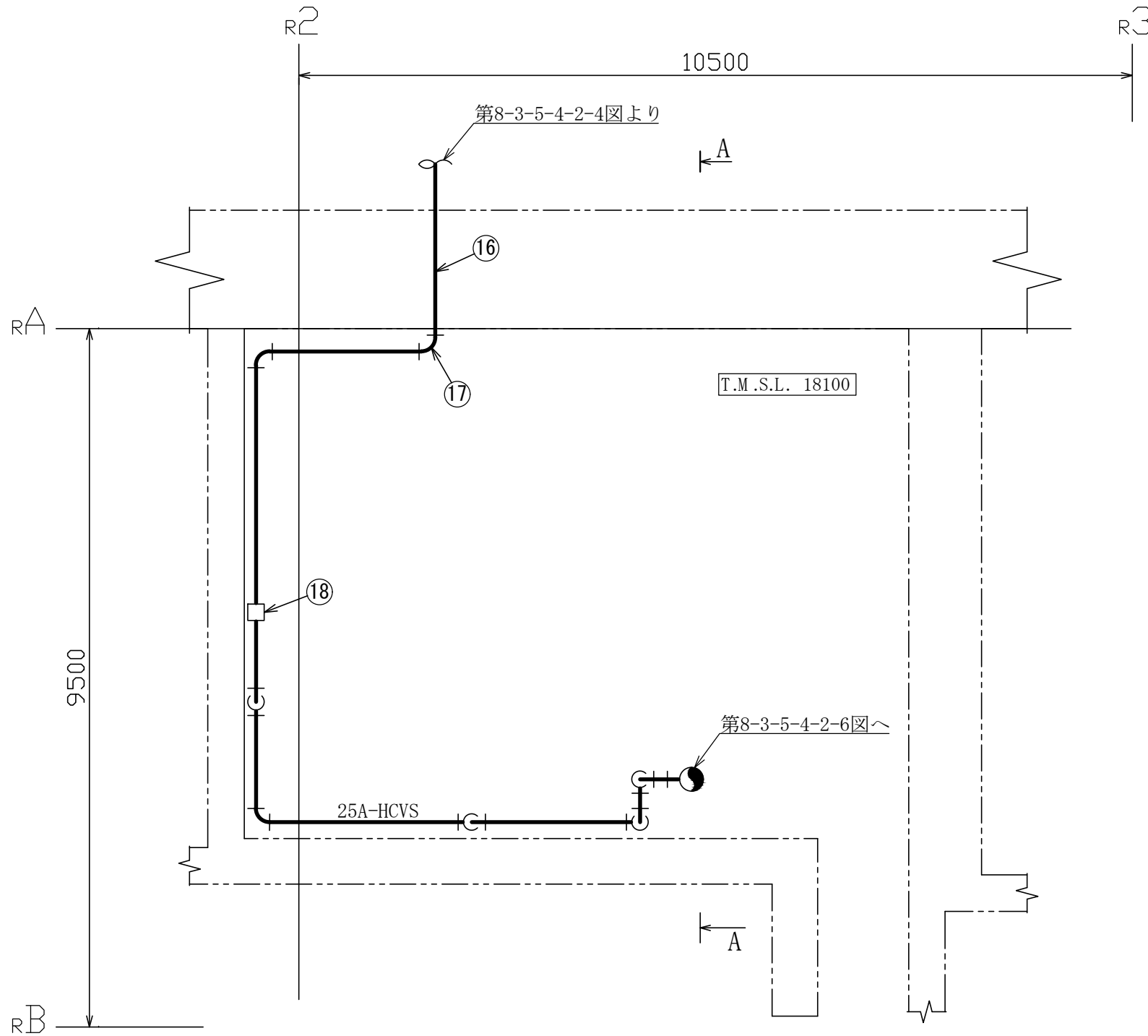
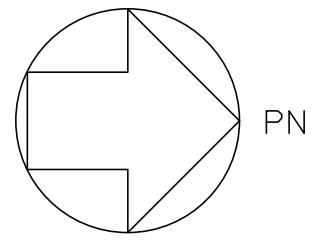
注1：寸法はmmを示す。  
注2：図中の丸番号は別紙1のNO.を示す。



注1：寸法はmmを示す。  
 注2：図中の丸番号は別紙1のNO.を示す。

原子炉建屋

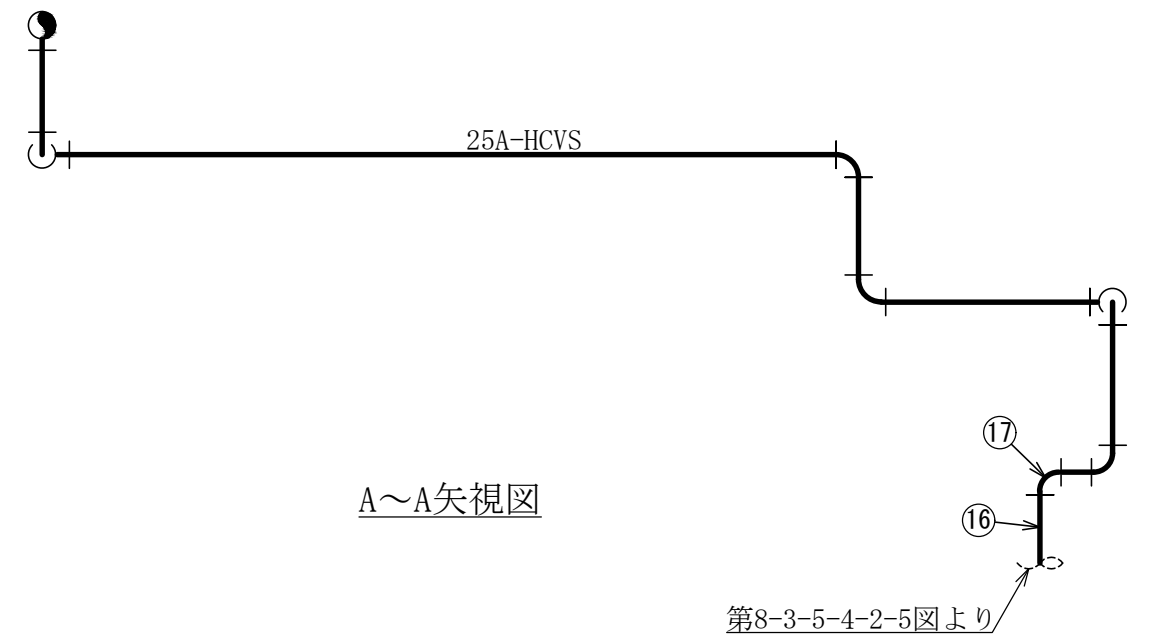
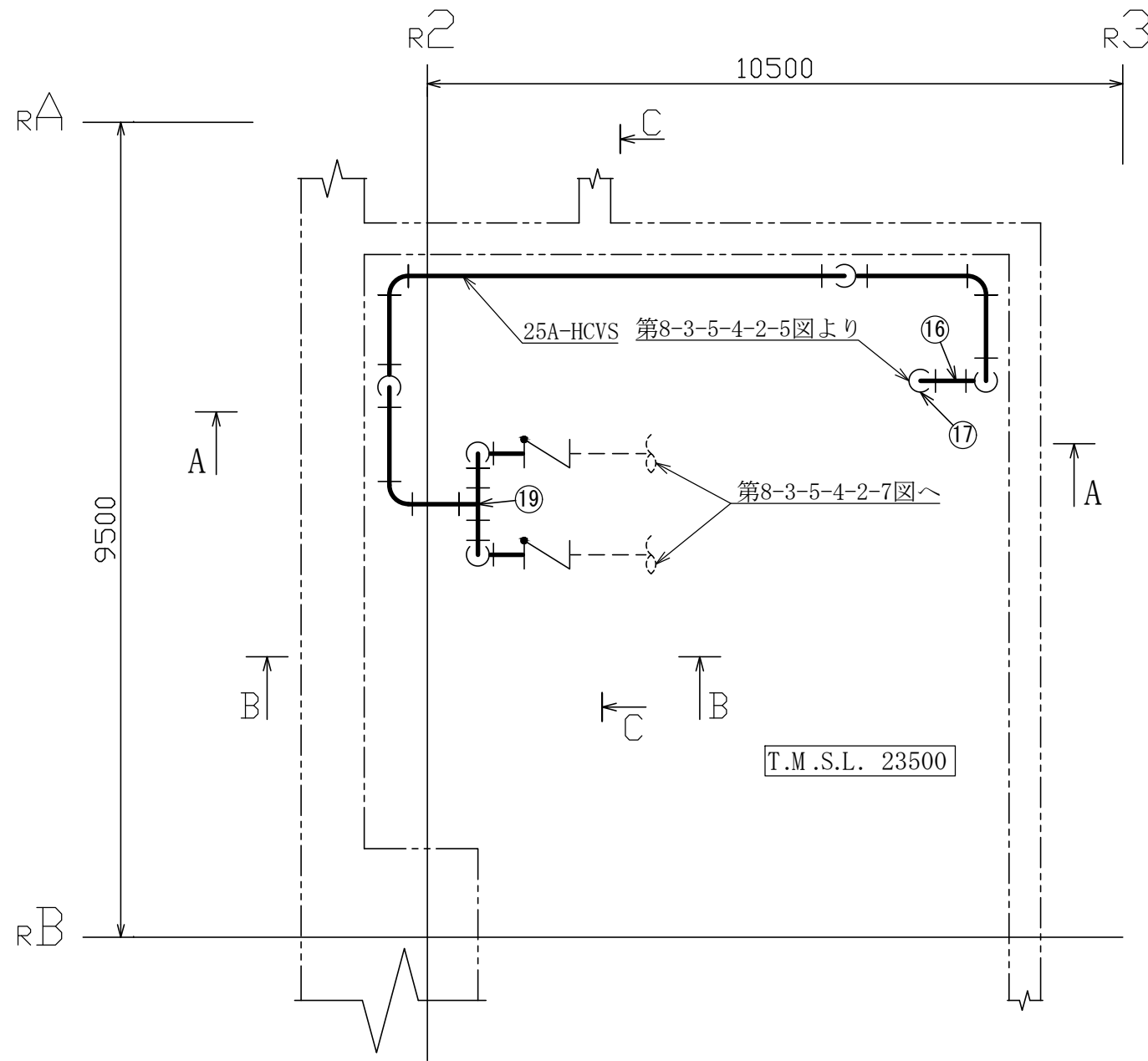
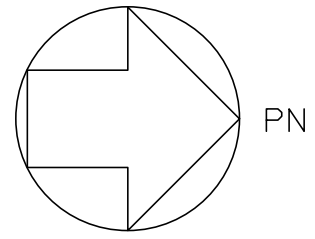
工事計画認可申請	第8-3-5-4-2-4図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）に係る主配管の配置を明示した図面（その4）
東京電力ホールディングス株式会社	
HCVS	9Y08



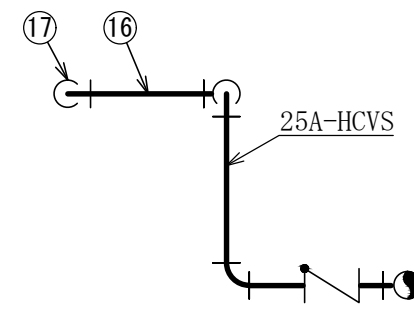
注1：寸法はmmを示す。  
注2：図中の丸番号は別紙1のNO.を示す。

原子炉建屋

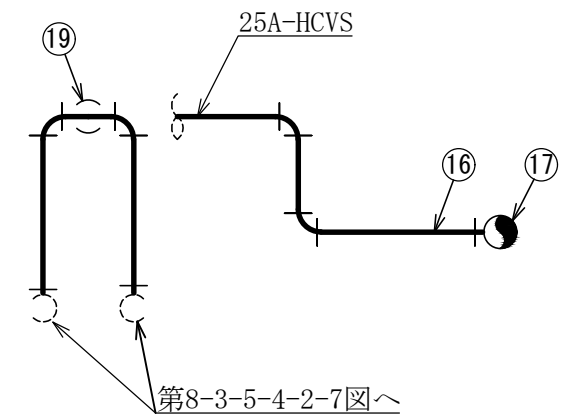
工事計画認可申請	第8-3-5-4-2-5図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名	原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）に係る主配管の配置を明示した図面（その5）
称	東京電力ホールディングス株式会社
HCVS	9/08



A~A矢視図



B~B矢視図

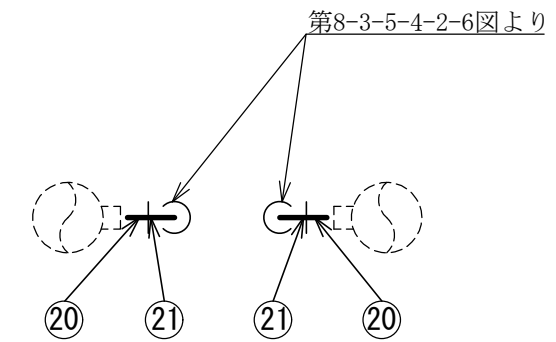
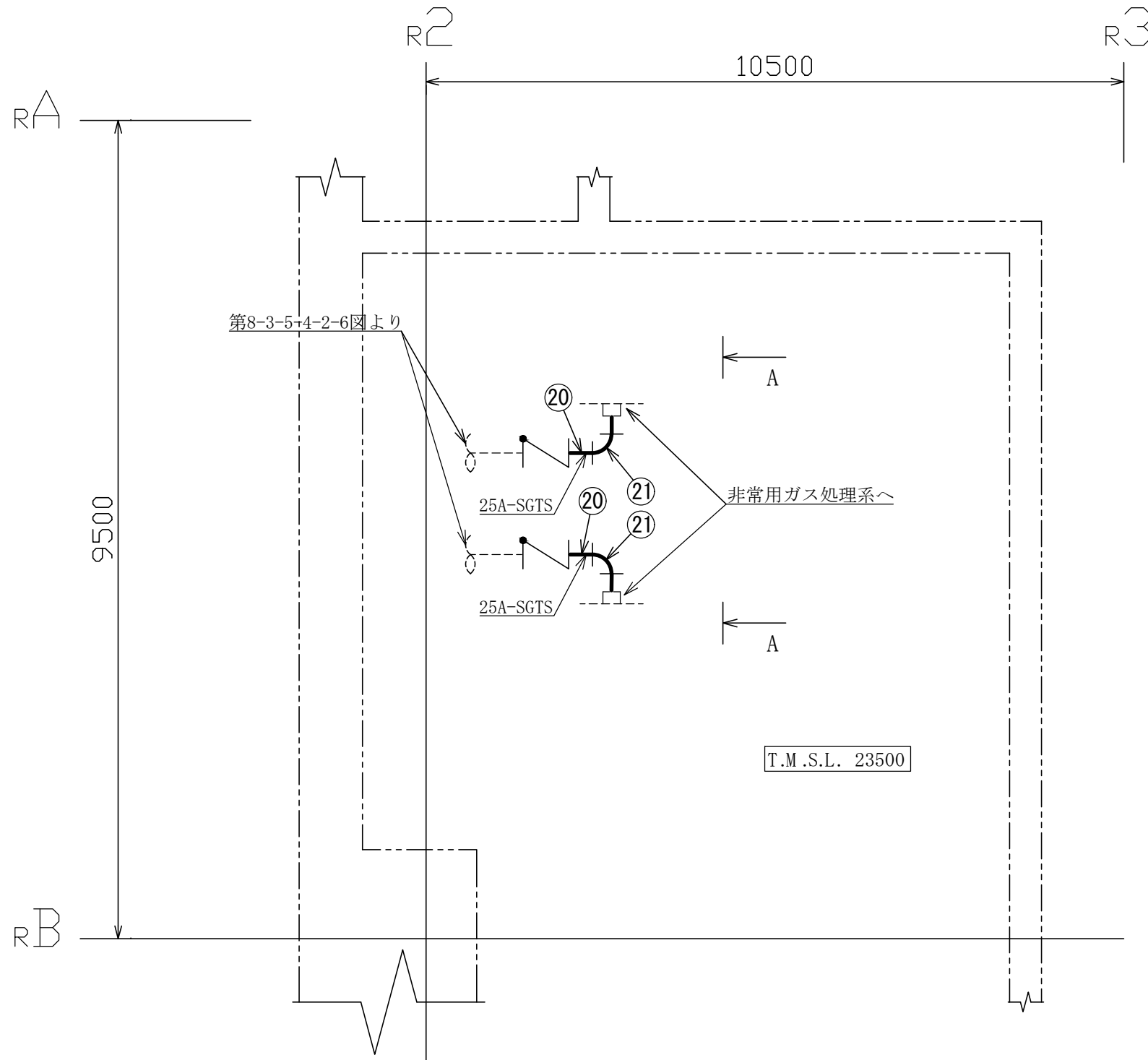
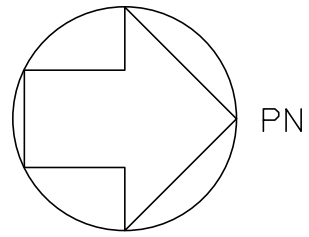


C~C矢視図

原子炉建屋

工事計画認可申請	第8-3-5-4-2-6図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）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。



A~A矢視図

原子炉建屋

工事計画認可申請	第8-3-5-4-2-7図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）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	

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。

第 8-3-5-4-2-1~7 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）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	最高使用圧 (kPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧 (kPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料						
不活性ガス系  格納容器圧力逃がし装置  非常用ガス処理系	—	—				不活性ガス系 耐圧強化ベント バイパスライン分岐部 ～ T31-F072 *1	620*2	200*2	558.8*3	8.6 (9.5*3)	SM400C	1					
						格納容器圧力逃がし装置	格納容器	T31-F072 *1 ～ 耐圧強化ベント バイパスライン合流部	620*2	200*2	559.0*3	□ (9.53*3)	STPT410 相当 (ASTM A106B)	2			
											558.8*3, *4	9.5*3, *4	STPT410*4	3			
						格納容器圧力逃がし装置	格納容器	耐圧強化ベントライン分岐部 *1 ～ 耐圧強化ベント バイパスライン合流部	620*2	200*2	559.0*3	□ (9.53*3)	STPT410 相当 (ASTM A106B)	4			
											558.8*3, *4, *5	9.5*3, *4, *5	STPT410*4, *5	5			
						格納容器圧力逃がし装置	格納容器	耐圧強化ベント バイパスライン合流部 *1 ～ 格納容器フィルタ ベントライン分岐部	620*2	200*2	558.8 *3 /558.8 /558.8	9.5 *3 /9.5 /9.5	STPT410	6			
											558.8*3, *5	□ (9.5*3) *5	SM400C*5	7			
											559.0*3	□ (9.53*3)	STPT410 相当 (ASTM A106B)	8			
						非常用ガス処理系	—	—			620*2	200*2	格納容器フィルタ ベントライン分岐部 *5, *6 ～ T61-F002	558.8*3	□ (9.5*3)	SM400C	9
													耐圧強化ベントライン合流部 *5, *6	558.8*3	□ (9.5*3)	SM400C	10
														558.8 *3 /457.2	9.5 *3 /9.5	SM400C	11
														457.2 *3 /318.5	9.5 *3 /10.3	SM400C	12
									318.5*3	10.3*3	STPT410	13					

K7 ① 8-3-5-4-2-1~7 R0



変更前						変更後						NO. *9
名称	最高使用圧 (kPa)	最高使用温度 (℃)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧 (kPa)	最高使用温度 (℃)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	
耐圧強化ベント系	—	—	—	—	—	耐圧強化ベント 窒素パージライン接続口 ～ T22-F202A 及び T22-F202B	500*2	66*2	34.0*3	3.4*3	SUS304TP	14
									34.5*3, *4, *7	5.0*3, *4, *8	SUS304*4	15
							620*2	171*2	34.0*3	3.4*3	SUS304TP	16
									34.5*3, *4, *7	5.0*3, *4, *8	SUS304*4	17
									34.5*3, *7	5.0*3, *8	SUS304	18
									34.5*3, *7 /34.5 /34.5	5.0*3, *8 /5.0 /5.0	SUS304	19
非常用ガス処理系	—	—	—	—	非常用ガス処理系 T22-F202A 及び T22-F202B ～ 非常用ガス処理系 窒素パージライン(A)合流部 及び 非常用ガス処理系 窒素パージライン(B)合流部	620*2	171*2	34.0*3	3.4*3	SUS304TP	20	
								34.5*3, *4, *7	5.0*3, *4, *8	SUS304*4	21	

注記\*1 : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置）並びに圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器圧力逃がし装置）及び圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）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 : 本設備は既存の設備である。

\*6 : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（耐圧強化ベント系）と兼用。

\*7 : 差込み継手の差込み部内径を示す。

\*8 : 差込み継手の最小厚さを示す。

\*9 : 第 8-3-5-4-2-1~7 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）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 8-3-5-4-2-1~7 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）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- 管

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	558.8	±0.5%	製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準
厚さ	9.5	+15% -10%	同上

管NO.2\*1- 管

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	559.0	+3.19mm -0.79mm	米国試験材料協会 高温配管継目無炭素鋼鋼管 (ASTM A106B) による材料公差
厚さ	9.53	+規定しない -12.5%	同上

管NO.3\*1- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	558.8	+6.4mm -4.8mm	J I S B 2 3 1 2 による材料公差
厚さ	9.5	+規定しない -12.5%	同上

管NO.4\*1- 管

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	558.8	<input type="text"/> mm	製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準
厚さ	9.5	<input type="text"/> mm <input type="text"/> mm	同上

工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

管NO.5\*1- 管

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	558.8	<input type="text"/> mm	製造能力, 製造実績を考慮したメーカー基準
厚さ	9.5	<input type="text"/> mm <input type="text"/> mm	同上

管NO.6\*1- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	558.8	+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.7\*1- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	457.2	+4.0mm -3.2mm	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.8\*1- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	318.5	+4.0mm -3.2mm	J I S B 2 3 1 3による材料公差
厚さ	10.3	+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.9\*1- 管

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	318.5	±0.8%	J I S G 3 4 5 6による材料公差
厚さ	10.3	<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.10\*1- 管

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	34.0	±1%	J I S G 3 4 5 9による材料公差
厚さ	3.4	±10%	同上

管NO.11\*1- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	34.5*2	+0.3mm 0mm	J I S B 2 3 1 6による材料公差
厚さ	5.0*2	最小 5.0mm	同上

管NO.12\*1- 管

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	34.0	±1%	J I S G 3 4 5 9による材料公差
厚さ	3.4	±10%	同上

工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

管NO.13\*1- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	34.5*2	+0.3mm 0mm	J I S B 2 3 1 6 による材料公差
厚さ	5.0*2	最小 5.0mm	同上

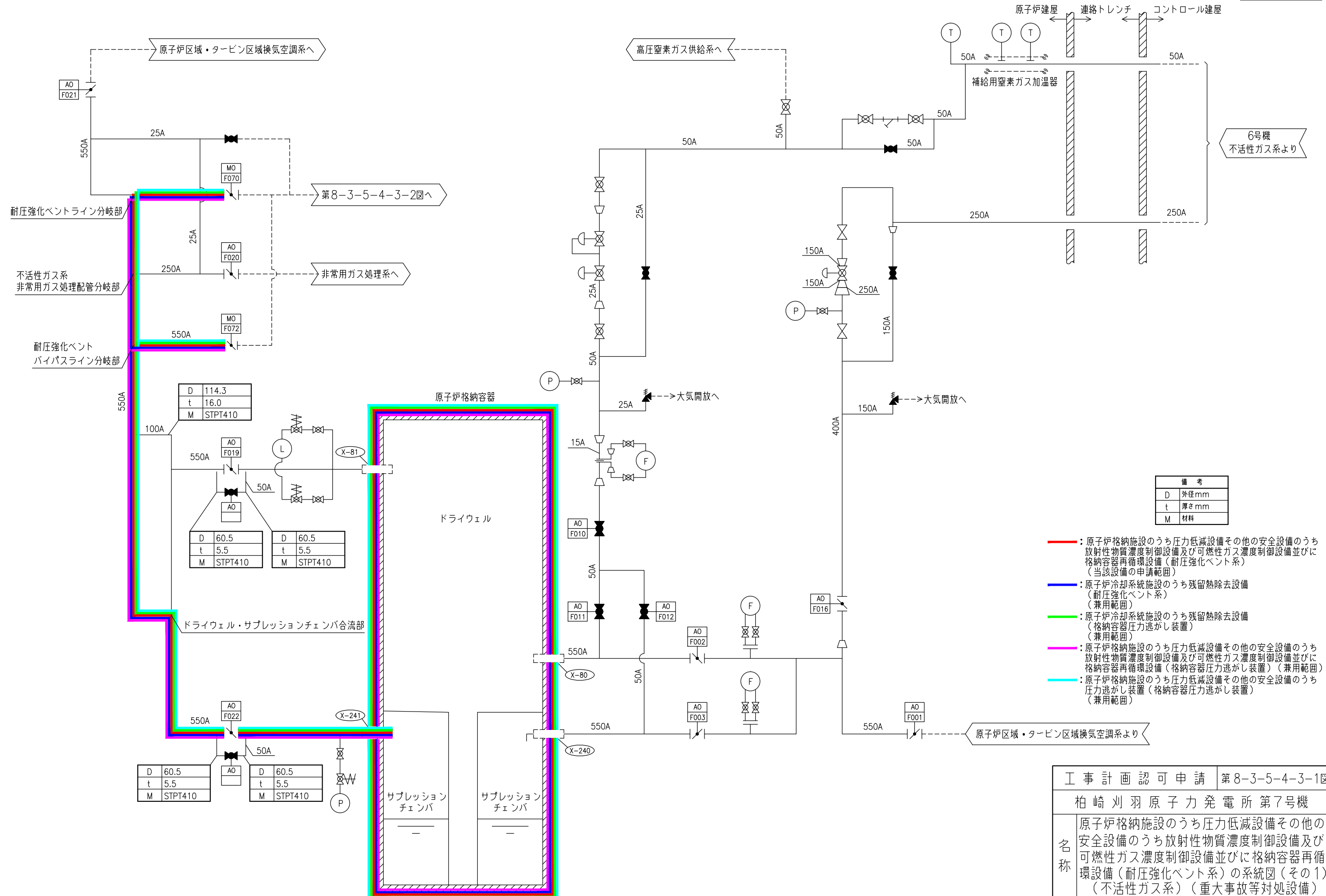
管NO.14\*1- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	34.5*2	+0.3mm 0mm	J I S B 2 3 1 6 による材料公差
厚さ	5.0*2	最小 5.0mm	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。

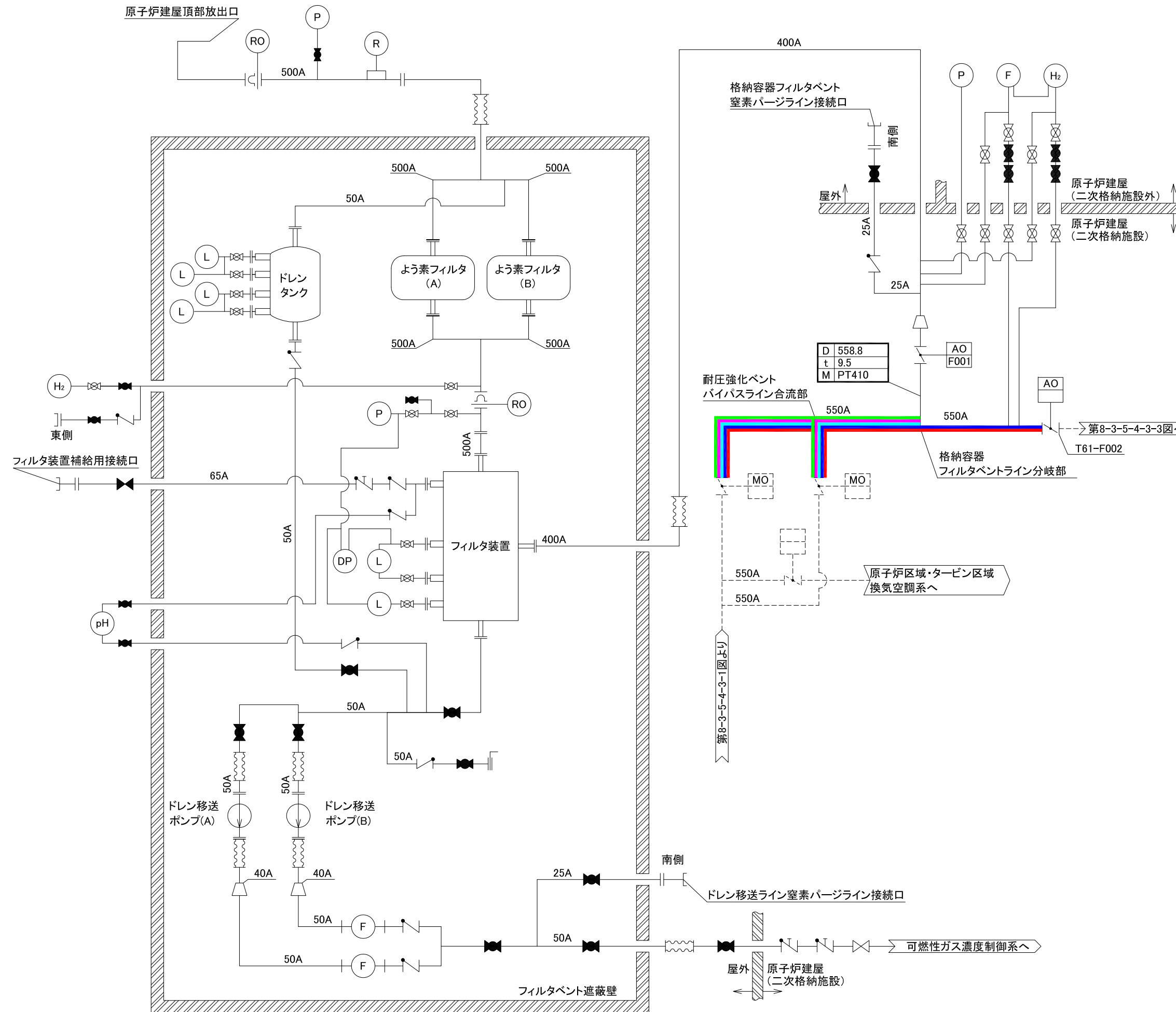
\*2：差込み継手の差込み部内径及び最小厚さ。



備考	
D	外径mm
t	厚さmm
M	材料

- 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）（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（耐圧強化ベント系）（兼用範囲）
- 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）（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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器圧力逃がし装置）（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圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）（兼用範囲）

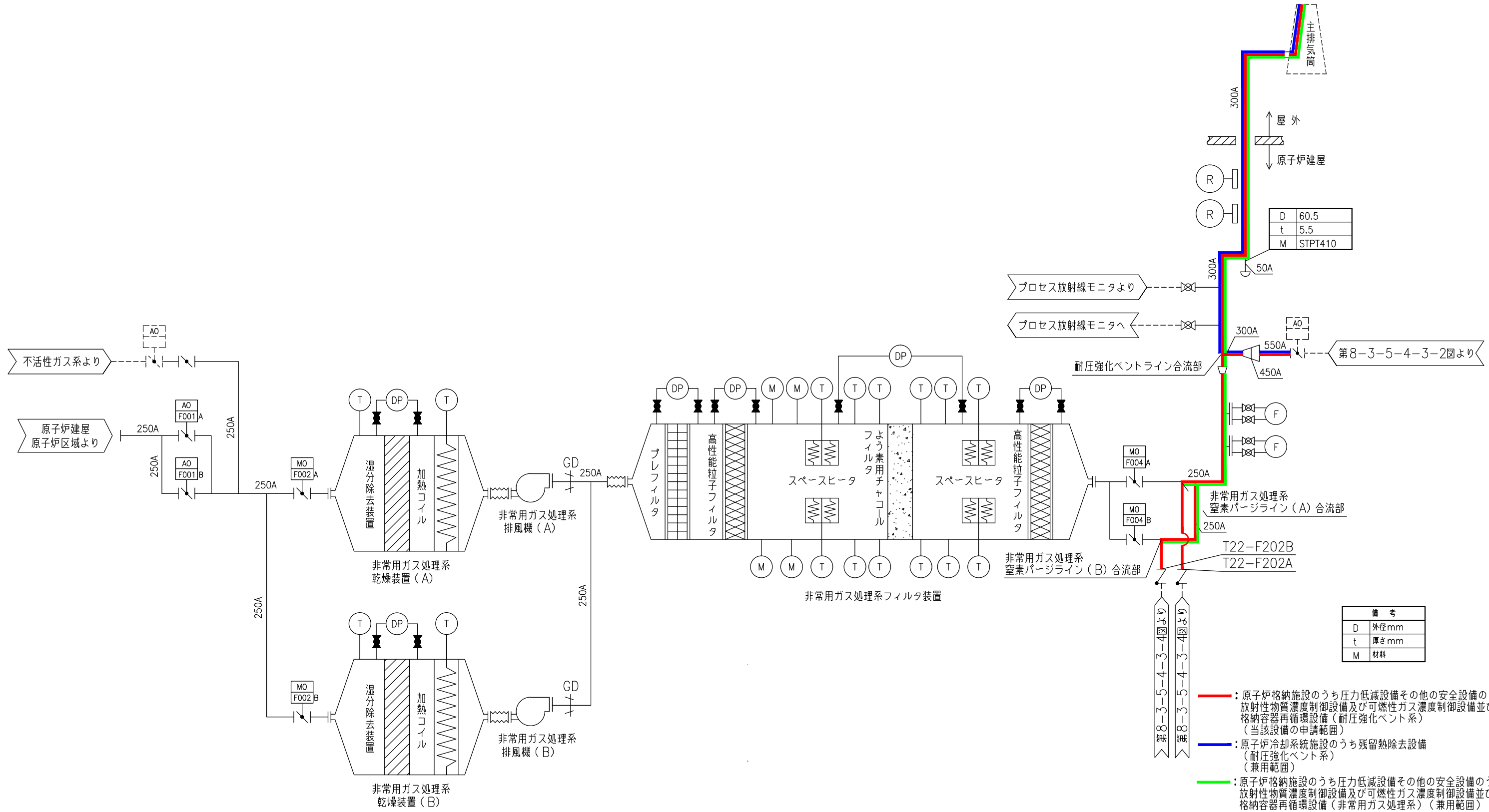
工事計画認可申請	第8-3-5-4-3-1図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）の系統図（その1）（不活性ガス系）（重大事故等対処設備）
東京電力ホールディングス株式会社	



備考	
D	外径 mm
t	厚さ mm
M	材料

- : 原子炉格納施設のうち圧力低減設備  
その他の安全設備のうち放射性物質濃度  
制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備  
並びに格納容器再循環設備  
(耐圧強化ベント系)  
(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  
(耐圧強化ベント系)  
(兼用範囲)
- : 原子炉冷却系統施設のうち  
残留熱除去設備  
(格納容器圧力逃がし装置)  
(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放射性物質濃度  
制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備  
並びに格納容器再循環設備  
(格納容器圧力逃がし装置)  
(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圧力逃がし装置  
(格納容器圧力逃がし装置)  
(兼用範囲)

工事計画認可申請	第8-3-5-4-3-2図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の 安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び 可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器 再循環設備 (耐圧強化ベント系) の系統図 (その2) (格納容器圧力逃がし装置) (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	

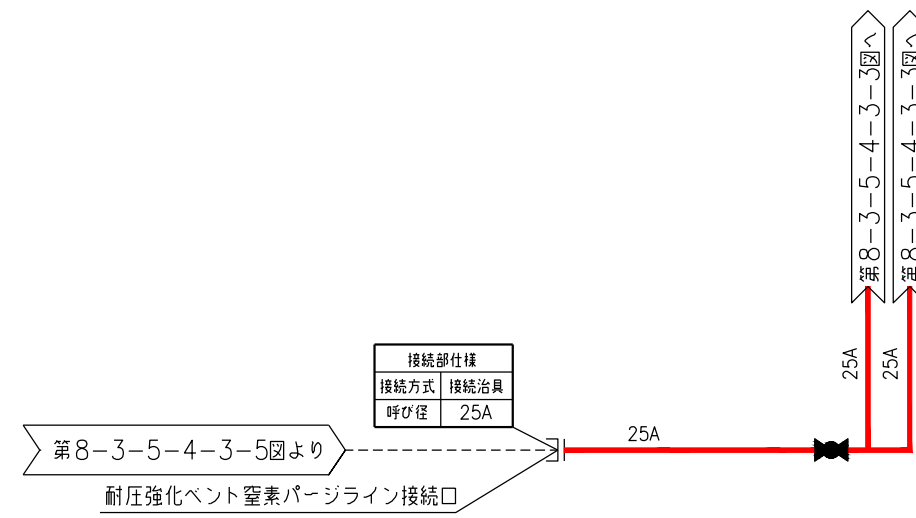


備考	
D	外径mm
t	厚さmm
M	材料

- ：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）（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（耐圧強化ベント系）（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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（非常用ガス処理系）（兼用範囲）

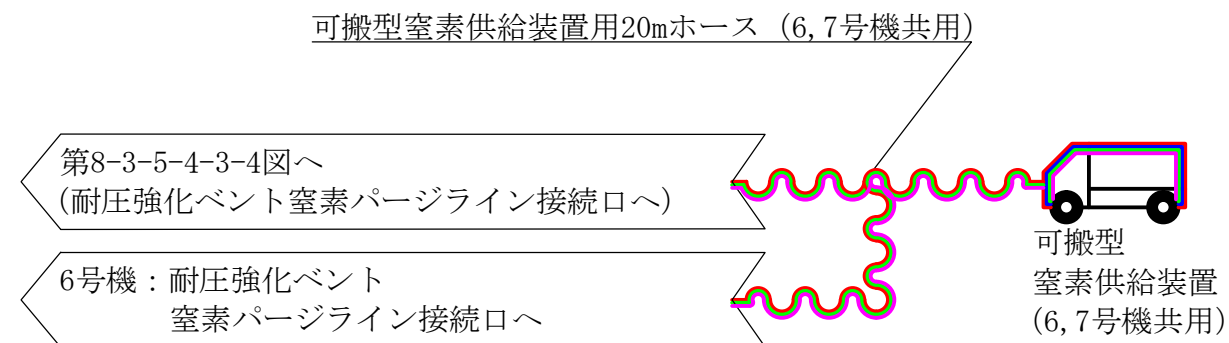
工事計画認可申請	第8-3-5-4-3-3図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）の系統図（その3）（非常用ガス処理系）（重大事故等対処設備）
東京電力ホールディングス株式会社	





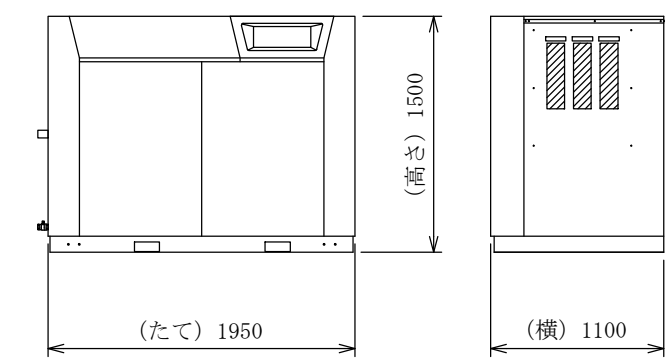
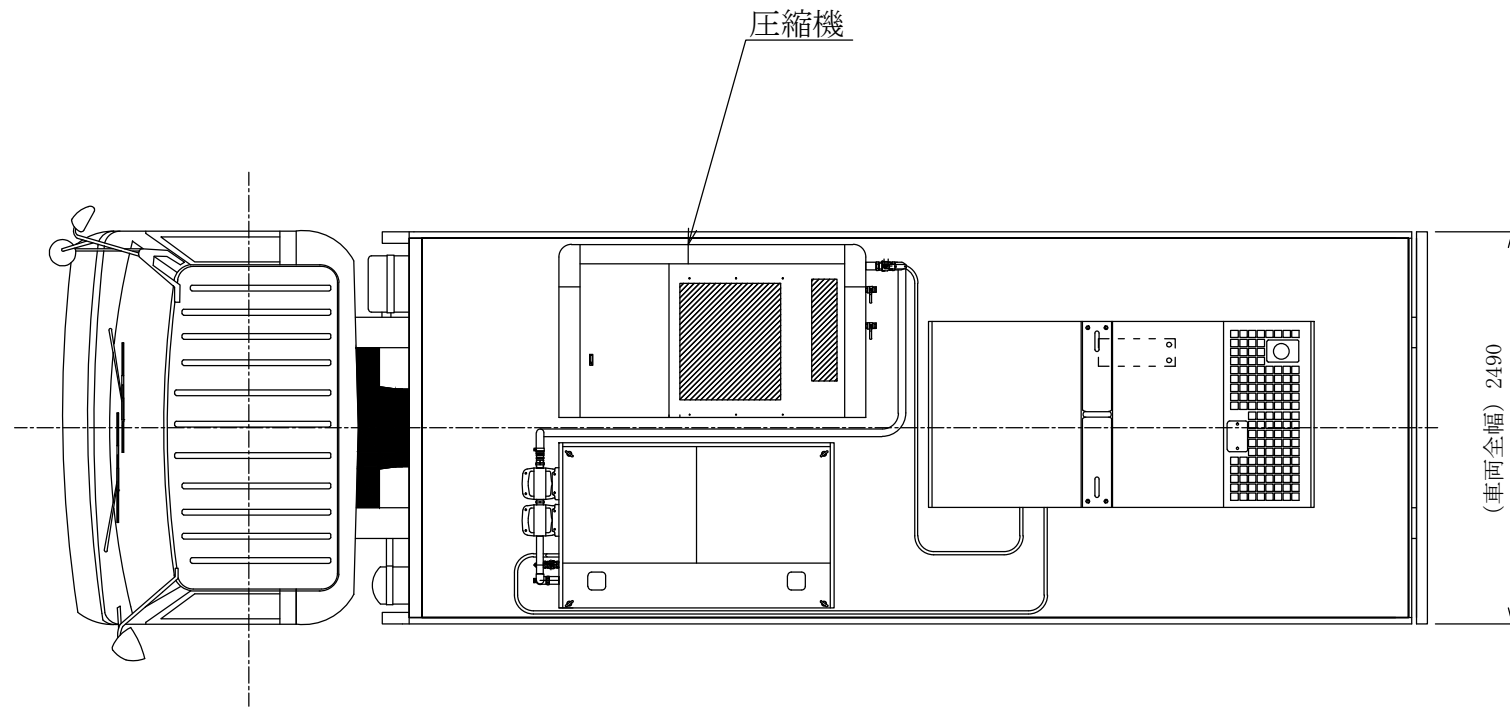
— : 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）（当該設備の申請範囲）

工事計画認可申請	第8-3-5-4-3-4図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）の系統図（その4）（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	

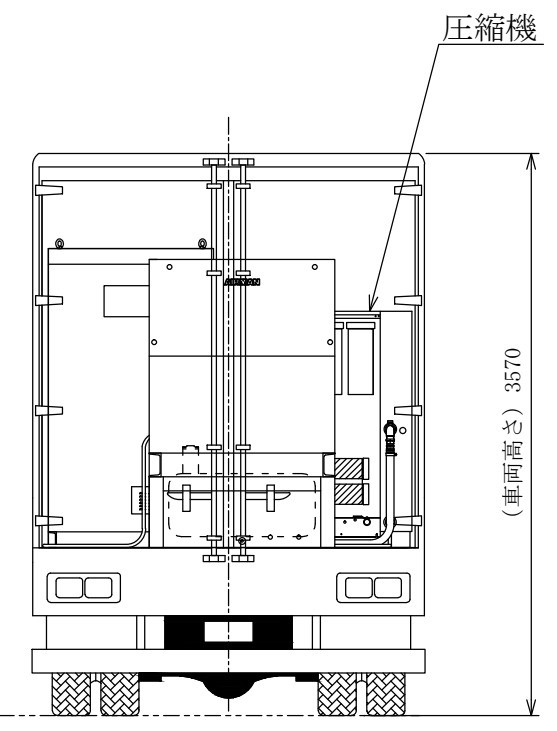
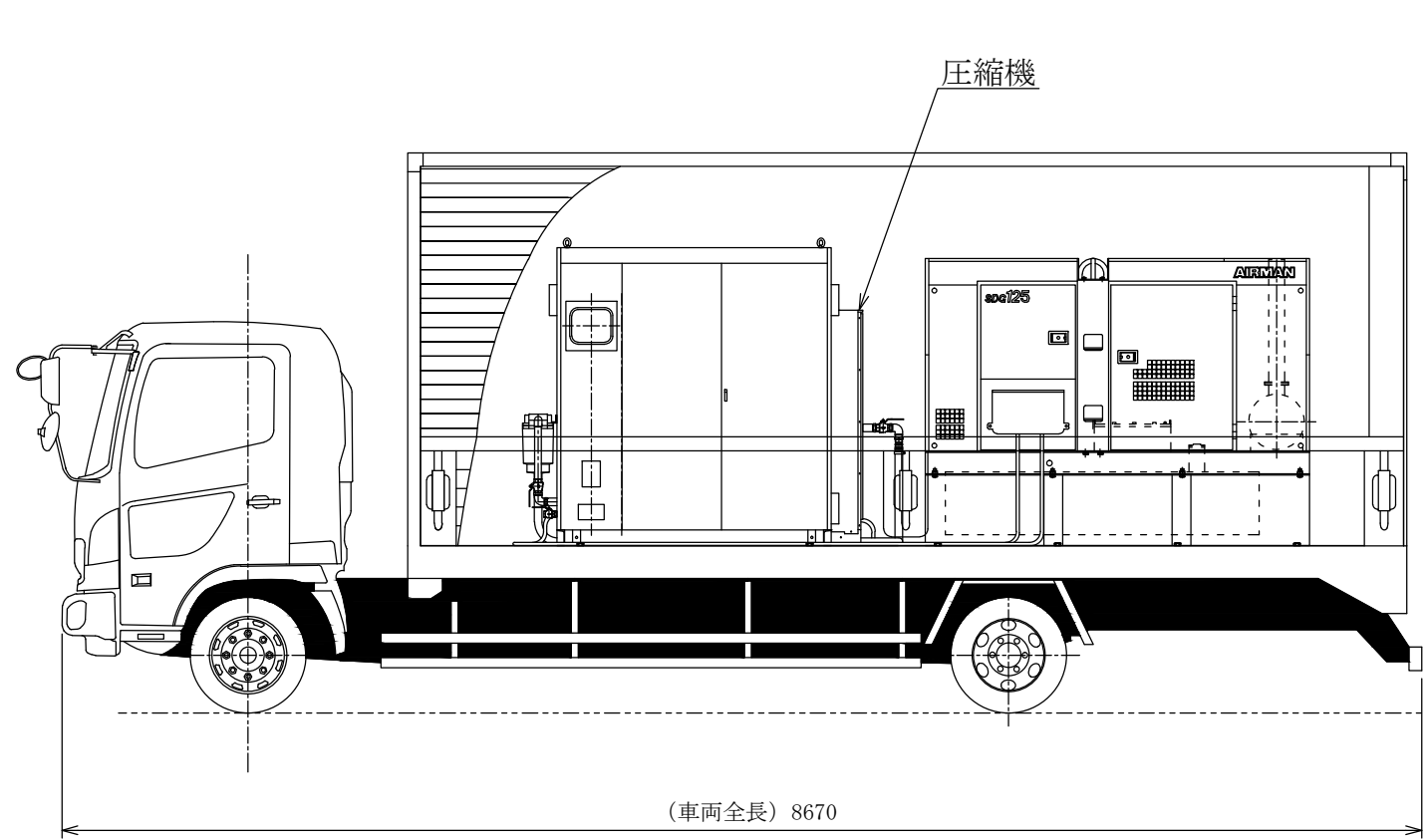


- ~~~~~：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）（当該設備の申請範囲）
- ~~~~~：原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）（兼用範囲）
- ~~~~~：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器圧力逃がし装置）（兼用範囲）
- ~~~~~：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）（兼用範囲）

工事計画認可申請	第8-3-5-4-3-5図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名	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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）の系統
称	図（その5）（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	



圧縮機詳細図



注1：寸法はmmを示す。  
 注2：特記なき寸法は公称値を示す。  
 ※6, 7号機共用

工事計画認可申請	第8-3-5-4-4-1図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名	原子炉格納施設のうち圧力低減設備その
称	他の安全設備のうち放射性物質濃度制御 設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに 格納容器再循環設備（耐圧強化ベント 系）の構造図 可搬型窒素供給装置 東京電力ホールディングス株式会社

第 8-3-5-4-4-1 図 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）の構造図 可搬型窒素供給装置 別紙

工事計画記載の公称値の許容範囲

[可搬型窒素供給装置]

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
たて	1950	—	概略寸法のため規定しない
横	1100	—	同上
高さ	1500	—	同上
車両全長	8670	—	同上
車両全幅	2490	—	同上
車両高さ	3570	—	同上

注：主要寸法は，工事計画記載の公称値