

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-1-015-18 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
(原子炉格納容器調気設備 不活性ガス系)

(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

8.3.6 原子炉格納容器調気設備

8.3.6.1 不活性ガス系

- ・ 第 8-3-6-1-1-1 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原子炉格納容器調気設備（不活性ガス系）に係る機器の配置を明示した図面（その 1）
- ・ 第 8-3-6-1-1-2 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原子炉格納容器調気設備（不活性ガス系）に係る機器の配置を明示した図面（その 2）
- ・ 第 8-3-6-1-2-1 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原子炉格納容器調気設備（不活性ガス系）に係る主配管の配置を明示した図面
- ・ 第 8-3-6-1-3-1 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原子炉格納容器調気設備（不活性ガス系）の系統図（設計基準対象施設）
- ・ 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調気設備（不活性ガス系）の構造図 T31-F019, F022

【平成 4 年 10 月 13 日付け 4 資庁第 8733 号にて認可された工事計画の第 7-2-2 図「主要弁構造図（その 1）」による。】

4.5 原子炉格納容器調気設備

4.5.1 不活性ガス系

4.5.1.1 主要弁

名 称		T31-F019
最高使用圧力	kPa	310, 620
最高使用温度	℃	171, 200
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>T31-F019 は、主配管「ドライウエル～ドライウエル・サプレッションチェンバ合流部」上に設置される原子炉格納容器隔離弁であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内の窒素及び空気を外部へ排出する際の流路として設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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際の流路として使用する。</p> <p>T31-F019 は、重大事故等時において、遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する T31-F019 の最高使用圧力は、主配管「ドライウエル～ドライウエル・サプレッションチェンバ合流部」の最高使用圧力と同じ 310kPa とする。</p> <p>T31-F019 を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「ドライウエル～ドライウエル・サプレッションチェンバ合流部」の使用圧力と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する T31-F019 の最高使用温度は、主配管「ドライウエル～ドライウエル・サプレッションチェンバ合流部」の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>T31-F019 を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「ドライウエル～ドライウエル・サプレッションチェンバ合流部」の使用温度と同じ 200℃ とする。</p> <p>3. 個数</p> <p>T31-F019 は、設計基準対象施設として原子炉格納容器バウンダリを形成する隔離弁として必要な個数である 1 個設置する。</p> <p>T31-F019 は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名 称		T31-F022
最高使用圧力	kPa	310, 620
最高使用温度	℃	171, 200
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>T31-F022 は、主配管「サプレッションチェンバ〜ドライウエル・サプレッションチェンバ合流部」上に設置される原子炉格納容器隔離弁であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内の窒素及び空気を外部へ排出する際の流路として設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、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際の流路として使用する。</p> <p>T31-F022 は、重大事故等時において、遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する T31-F022 の最高使用圧力は、主配管「サプレッションチェンバ〜ドライウエル・サプレッションチェンバ合流部」の最高使用圧力と同じ 310kPa とする。</p> <p>T31-F022 を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「サプレッションチェンバ〜ドライウエル・サプレッションチェンバ合流部」の使用圧力と同じ 620kPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>設計基準対象施設として使用する T31-F022 の最高使用温度は、主配管「サプレッションチェンバ〜ドライウエル・サプレッションチェンバ合流部」の最高使用温度と同じ 171℃とする。</p> <p>T31-F022 を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における主配管「サプレッションチェンバ〜ドライウエル・サプレッションチェンバ合流部」の使用温度と同じ 200℃とする。</p> <p>3. 個数</p> <p>T31-F022 は、設計基準対象施設として原子炉格納容器バウンダリを形成する隔離弁として必要な個数である 1 個設置する。</p> <p>T31-F022 は、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

4.5.1.2 主配管

名 称		ドライウエル ～ ドライウエル・サブプレッション チェンバ合流部
最高使用圧力	kPa	310, 620
最高使用温度	℃	171, 200
外 径	mm	558.8
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、ドライウエルとドライウエル・サブプレッションチェンバ合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素で置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に排出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に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</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ310kPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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>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、設計基準対象施設と同仕様の558.8mmを本配管の外径とする。</p>		

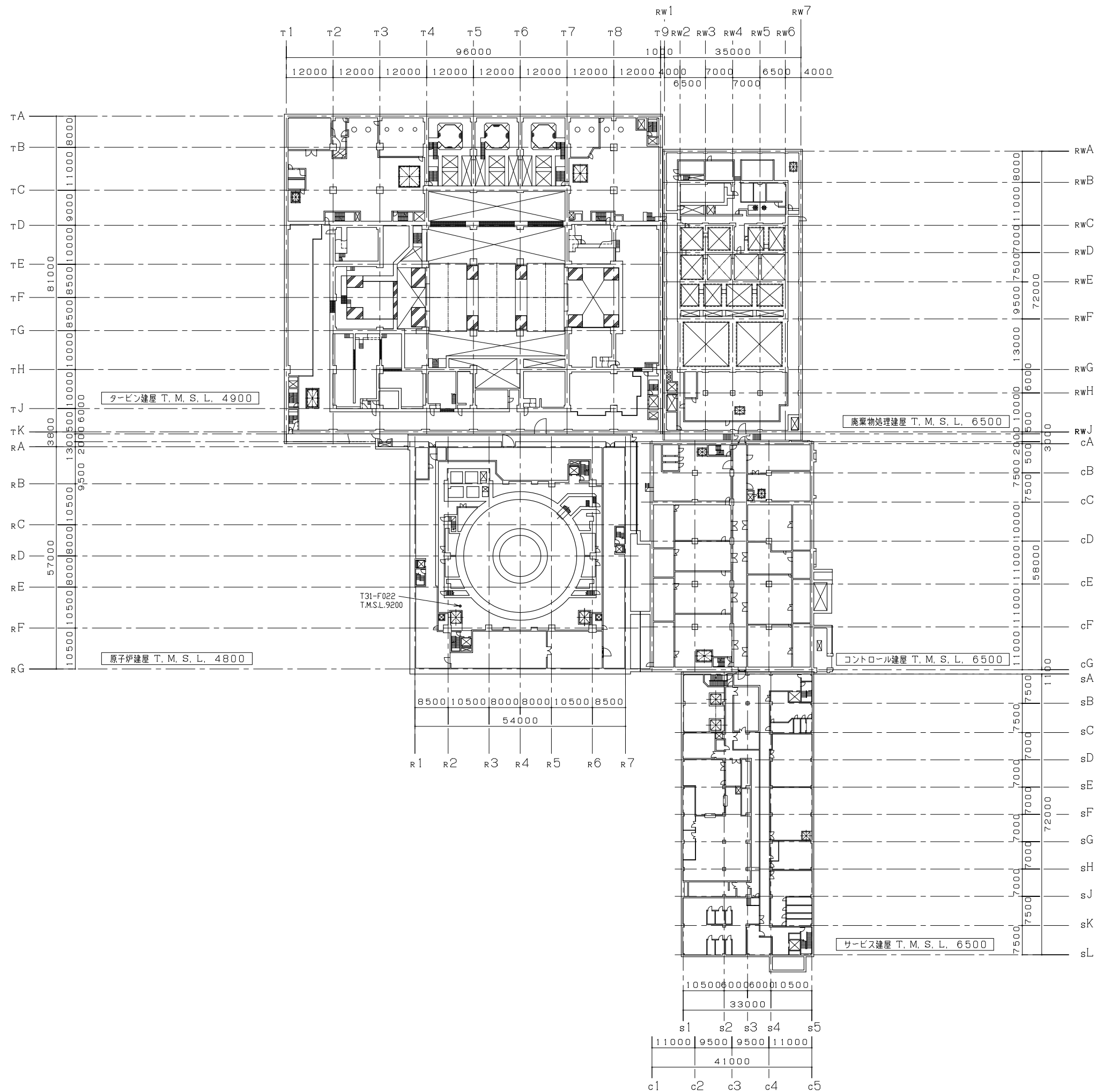
名 称		サプレッションチェンバ ～ ドライウエル・サプレッション チェンバ合流部
最高使用圧力	kPa	310, 620
最高使用温度	℃	104, 171, 200
外 径	mm	558.8
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、サプレッションチェンバとドライウエル・サプレッションチェンバ合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素で置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に排出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化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</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ310kPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、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 104℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）の最高使用温度と同じ104℃とする。</p> <p>2.2 最高使用温度 171℃</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p>2.3 最高使用温度 200℃</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>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>		

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經由して外部に放出する場合には、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、設計基準対象施設と同仕様の 558.8mm を本配管の外径とする。

名 称		ドライウエル・サプレッションチェンバ合流部 ～ 耐圧強化ベントバイパスライン分岐部
最高使用圧力	kPa	310, 620
最高使用温度	℃	171, 200
外 径	mm	558.8, 568.4
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、ドライウエル・サプレッションチェンバ合流部と耐圧強化ベントバイパスライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素で置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に排出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に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</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ310kPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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>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、設計基準対象施設と同仕様の558.8mm及び568.4mmを本配管の外径とする。</p>		

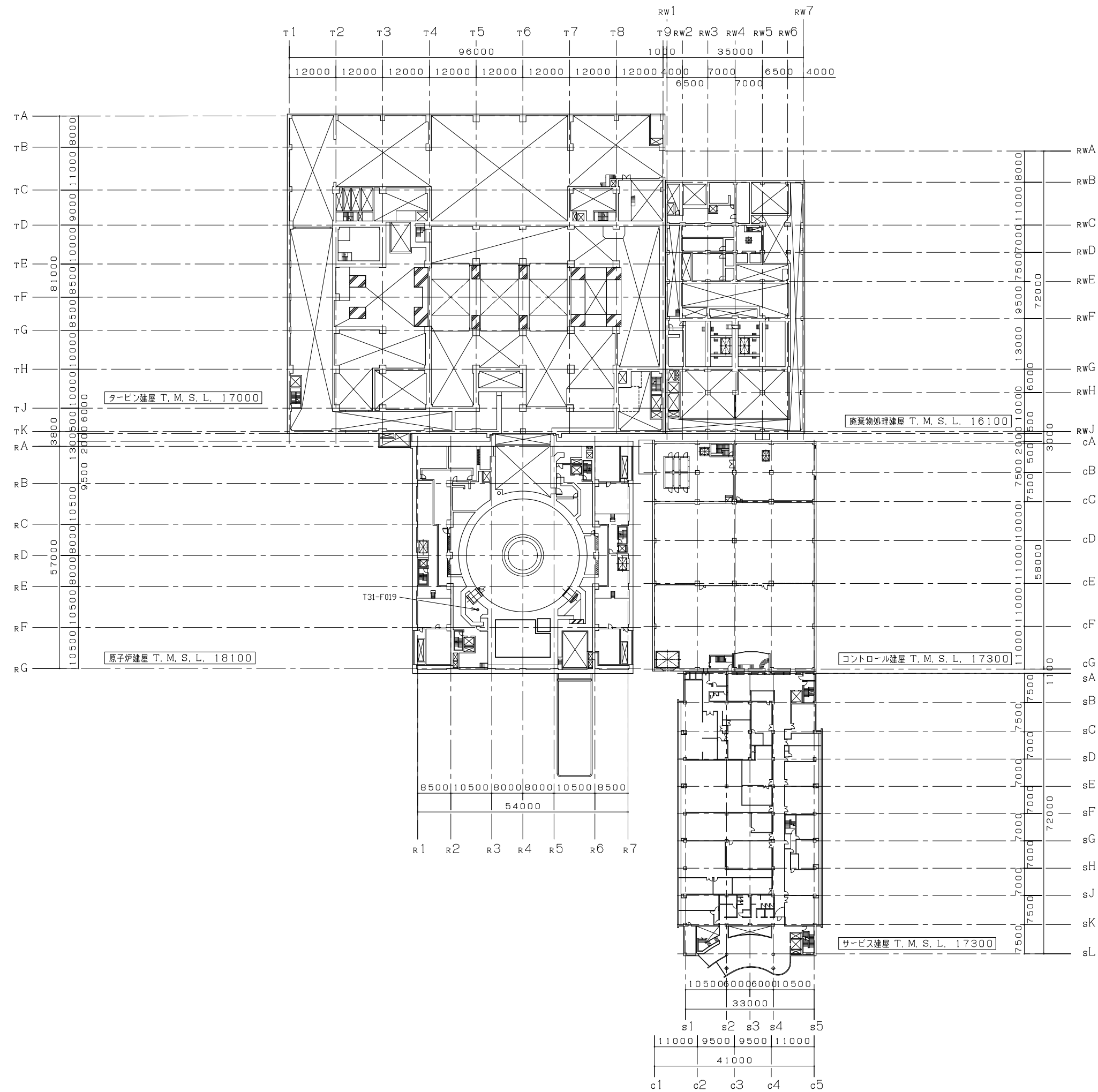
名 称		耐圧強化ベントバイパスライン分岐部 ～ 不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部
最高使用圧力	kPa	310, 620
最高使用温度	℃	171, 200
外 径	mm	558.8, 568.4
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、耐圧強化ベントバイパスライン分岐部と不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素で置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に排出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に原子炉格納容器内の蒸気及び非凝縮性ガスを格納容器圧力逃がし装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</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ310kPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ171℃とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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>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、設計基準対象施設と同仕様の558.8mm及び568.4mmを本配管の外径とする。</p>		

名 称		不活性ガス系 非常用ガス処理配管分岐部 ～ 耐圧強化ベントライン分岐部
最高使用圧力	kPa	310, 620
最高使用温度	℃	171, 200
外 径	mm	558.8, 568.4
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部と耐圧強化ベントライン分岐部を接続する配管であり、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内を空気又は窒素で置換をする際に原子炉格納容器内の気体を外部に排出するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に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</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）と同じ 310kPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、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>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、原子炉格納容器（ドライウエル）の最高使用温度と同じ 171℃ とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、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>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、設計基準対象施設と同仕様の 558.8mm 及び 568.4 mm を本配管の外径とする。</p>		



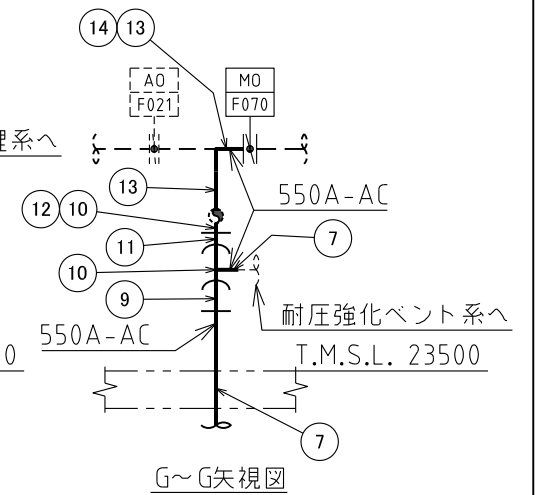
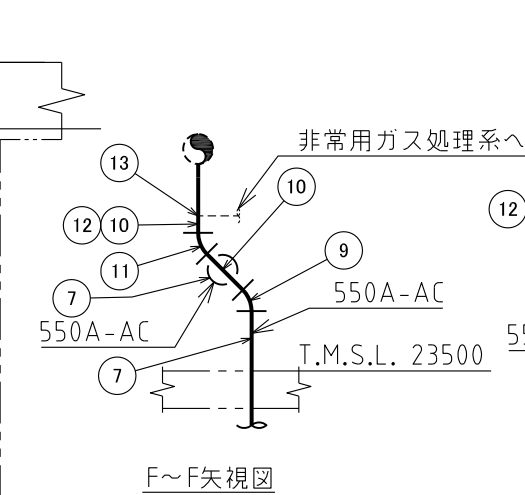
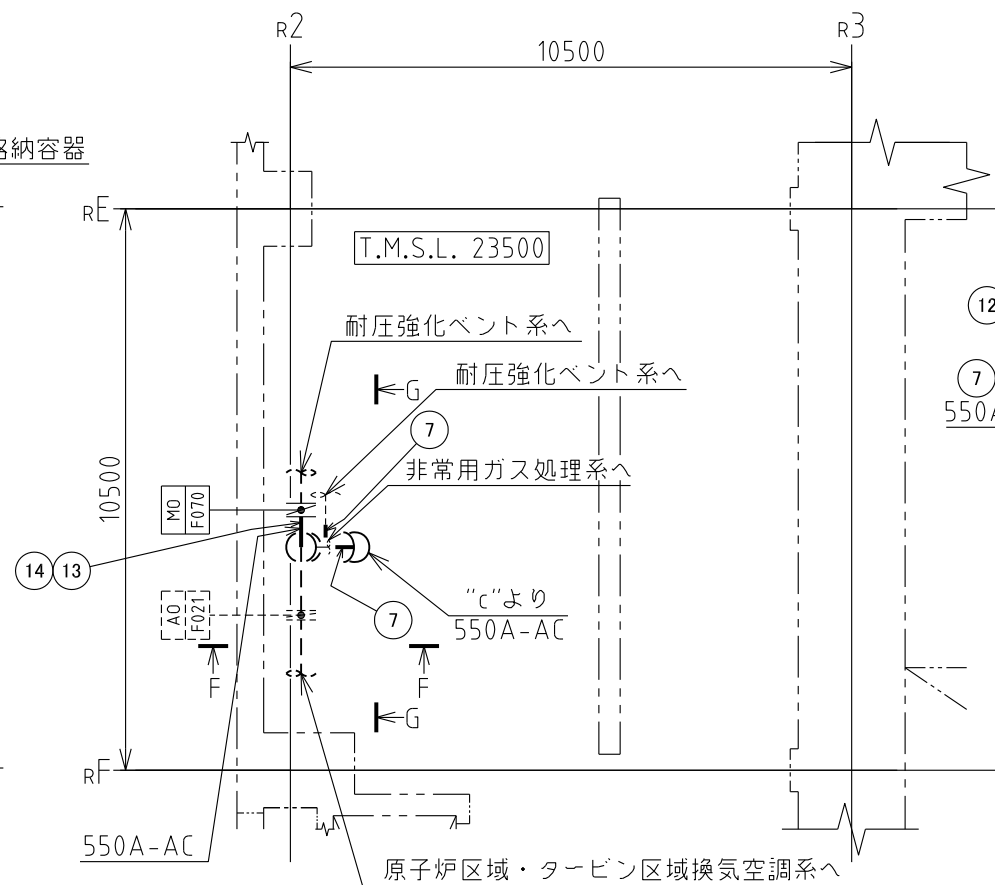
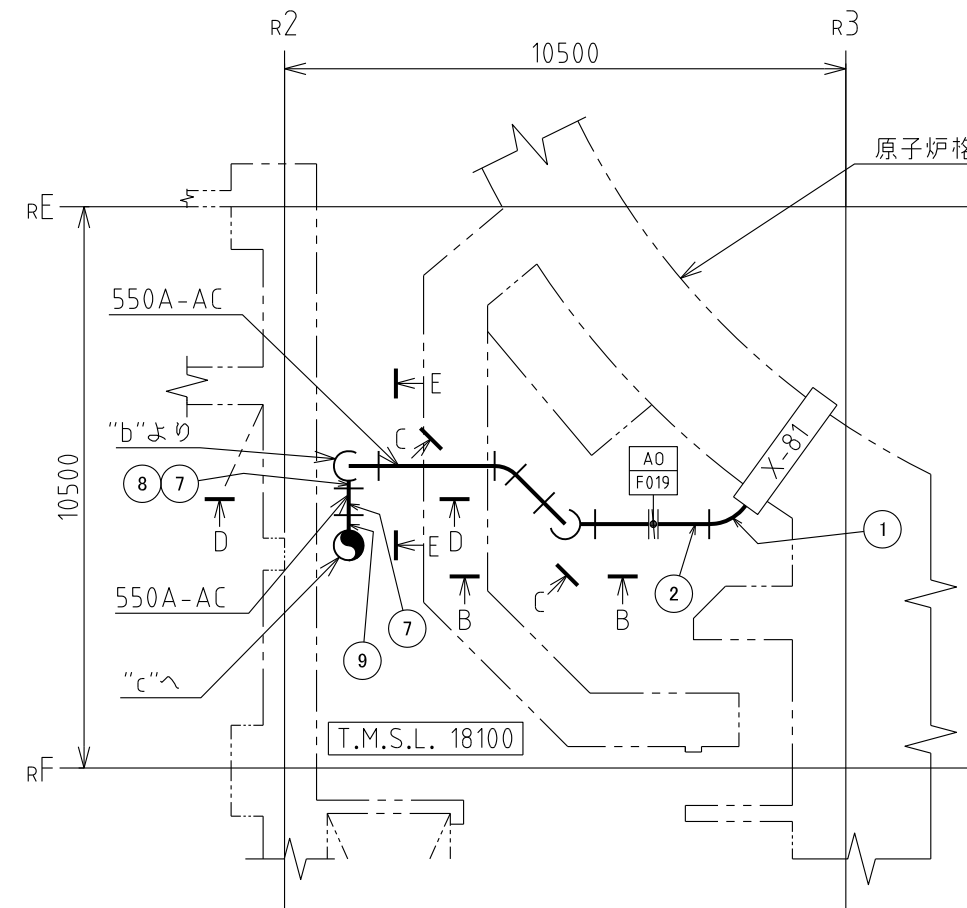
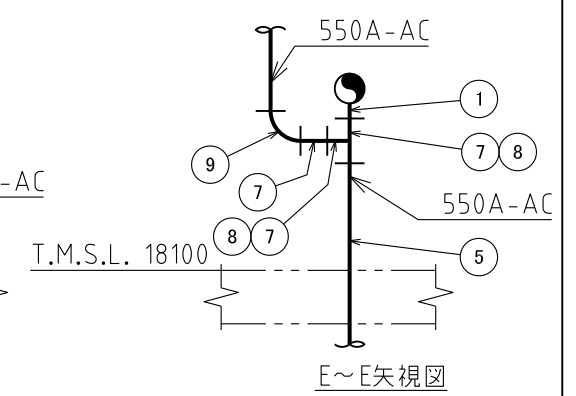
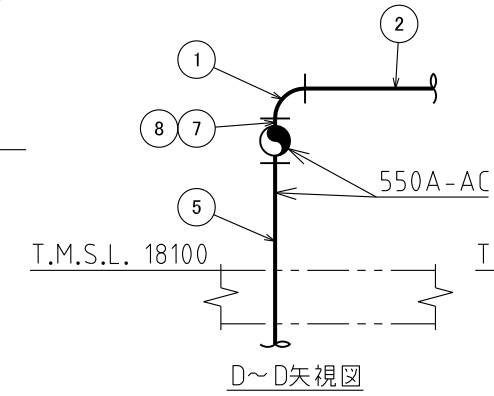
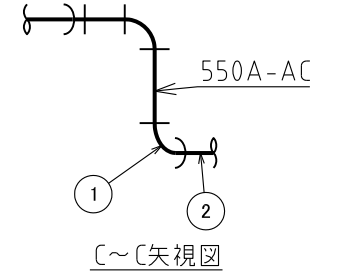
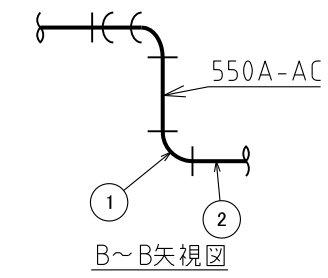
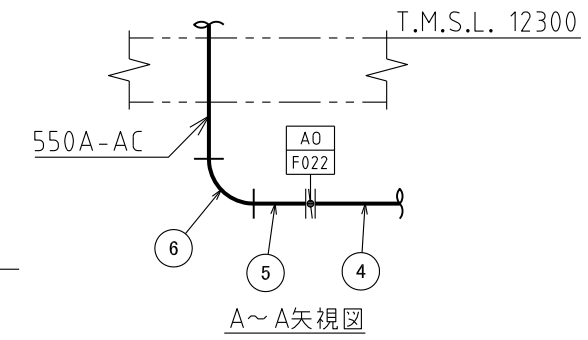
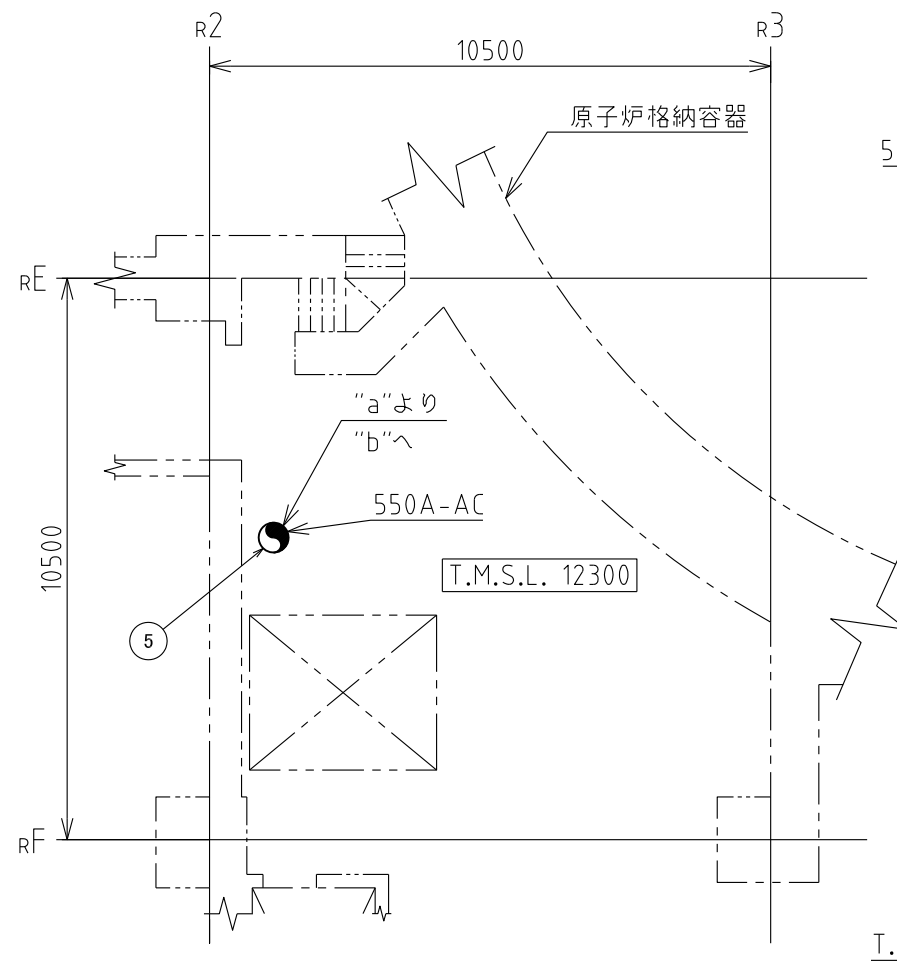
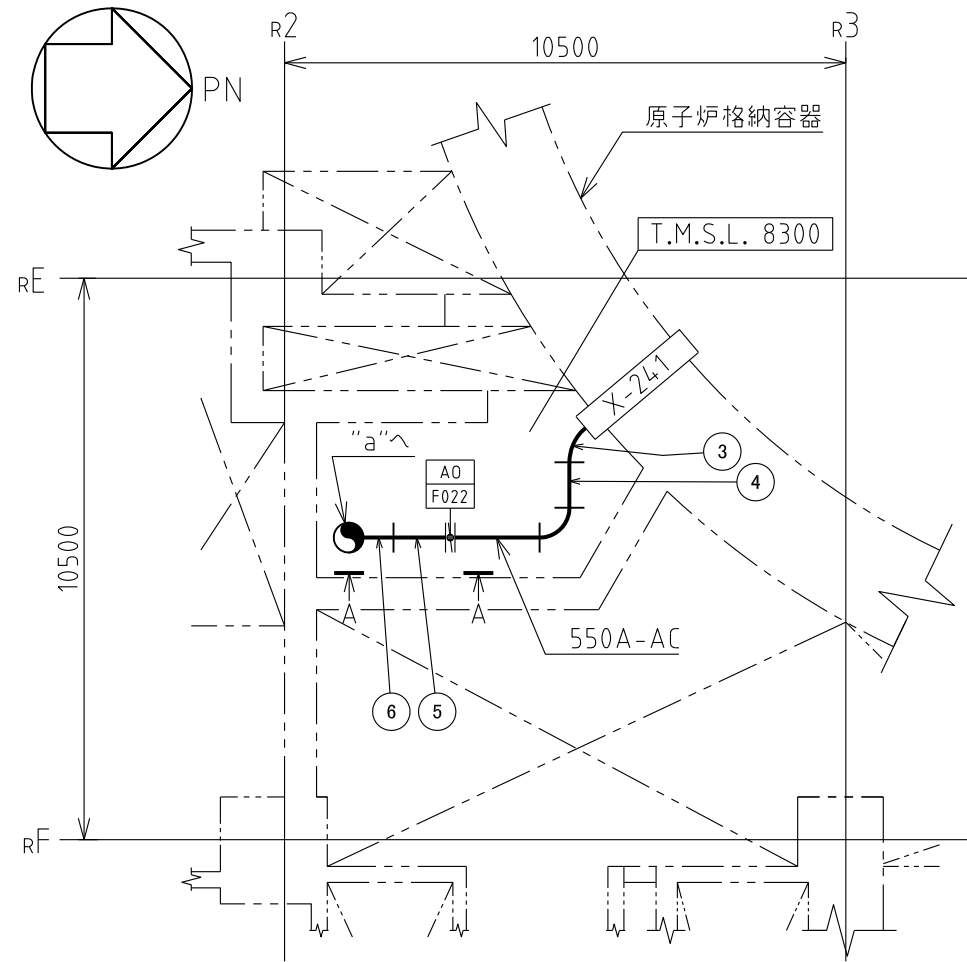
注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請	第8-3-6-1-1-1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原子炉格納容器調気設備（不活性ガス系）に係る機器の配置を明示した図面（その1）
東京電力ホールディングス株式会社	



注：寸法はmmを示す。













工事計画認可申請	第8-3-6-1-1-2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原子炉格納容器調気設備（不活性ガス系）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8-3-6-1-2-1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原子炉格納容器調気設備（不活性ガス系）に係る主配管の配置を明示した図面
東京電力ホールディングス株式会社	

第 8-3-6-1-2-1 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原子炉格納容器調気設備（不活性ガス系）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. *18	
名 称	最高使用 圧 力 (kPa)	最高使用 温 度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最 高 使 用 圧 力 (kPa)	最 高 使 用 温 度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)		材 料
不 活 性 ガ ス 系	*1 原子炉区域・タービン区域換気空調系 ～ 不活性ガス系原子炉区域・タービン区域 空調配管合流部	310*2	171	558.8*3	 *4(9.5*3)	SM400C*5	不 活 性 ガ ス 系	変 更 な し				—
				568.4*3	 *4(14.3*3)	SM400C*5						—
	*1 不活性ガス系原子炉区域・タービン区域 空調配管合流部 ～ 不活性ガス系 ドライウエル入口配管合流部及び 不活性ガス系 サプレッションチェンバ入口配管合流部	310*2	171	558.8*3, *6	9.5*3, *6	STPT410*6						—
				558.8*3	 *4(9.5*3)	SM400C*5						—
				568.4*3	 *4(14.3*3)	SM400C*5						—
				104	558.8*3	 *4(9.5*3)						SM400C*5
	*1 不活性ガス系 ドライウエル入口配管合流部及び 不活性ガス系 サプレッションチェンバ入口配管合流部 ～ ドライウエル及び サプレッションチェンバ	310*2	171	77.0*3	 *7(7.9*3)	S25C						—
				70.1*3	 *7(8.7*3)	S25C						—
				558.8*3	 *4(9.5*3)	SM400C*5						—
			104	77.0*3	 *7(7.9*3)	S25C						—
				70.1*3	 *7(8.7*3)	S25C						—
				558.8*3	 *4(9.5*3)	SM400C*5						—
	*1 サプレッションチェンバ ～ サプレッションチェンバ内配管	310*2	104	558.8*3	 *7(9.5*3)	STPT410*4						—
	*8 T31-F010 ～ 不活性ガス系 ドライウエル入口配管合流部及び 不活性ガス系 サプレッションチェンバ入口配管合流部	310*2	171	60.5*3	5.5*3	STPT410*9						—
61.1*3, *6, *10				6.9*6, *11	S25C*6	—						
*3, *4, *10				*4, *11	S25C*4	61.1	6.9	—				
/61.1				/6.9		—						
/61.1				/6.9		—						
*3, *4, *10			*4, *11	S25C*4	61.1	6.9	—					
/61.1	/6.9	—										
104	60.5*3	5.5*3	STPT410*9	—								

K7 ① 8-3-6-1-2-1 R0

変更前						変更後					NO. *18					
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	*12 T31-F016 ～ 不活性ガス系原子炉区域・タービン区域 空調配管合流部	310*2	171	406.4*3	12.7*3	STPT410*9	不 活 性 ガ ス 系	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	—				
				406.4*3, *6	12.7*3, *6	STPT410*6						—				
				406.4*3, *4	□*7(12.7*3)	SM400C*4						—				
				558.8*3	□*4(9.5*3)	SM400C*5						—				
	*13 ドライウエル ～ ドライウエル・サプレッション チェンバ合流部	310*2	171	558.8*3, *6	9.5*3, *6	STPT410*6						*14 ドライウエル ～ ドライウエル・サプレッショ ン チェンバ合流部	変更なし 620*15	変更なし 200*15	変更なし	1
				558.8*3	□*4(9.5*3)	SM400C*5										2
	*13 サプレッションチェンバ ～ ドライウエル・サプレッション チェンバ合流部	310*2	104	558.8*3, *6	9.5*3, *6	STPT410*6						*16 サプレッションチェンバ ～ ドライウエル・サプレッショ ン チェンバ合流部	変更なし 620*15	変更なし 200*15	変更なし	3
				558.8*3	□*4(9.5*3)	SM400C*5										4
			171	558.8*3	□*4(9.5*3)	SM400C*5										5
				558.8*3, *6	9.5*3, *6	STPT410*6										6
	*13 ドライウエル・サプレッション チェンバ合流部 ～ 耐圧強化ベント バイパスライン分岐部	310*2	171	558.8*3	□*4(9.5*3)	SM400C*5						*16 ドライウエル・サプレッショ ン チェンバ合流部 ～ 耐圧強化ベント バイパスライン分岐部	変更なし 620*15	変更なし 200*15	変更なし	7
				568.4*3	□*4(14.3*3)	SM400C*5										8
558.8*3, *6				9.5*3, *6	STPT410*6	9										
*13 耐圧強化ベント バイパスライン分岐部 ～ 不活性ガス系 非常用ガス処理配管分岐部	310*2	171	558.8*3	□*4(9.5*3)	SM400C*5	*16 耐圧強化ベント バイパスライン分岐部 ～ 不活性ガス系 非常用ガス処理配管分岐部	変更なし 620*15	変更なし 200*15	変更なし	10						
			558.8*3, *6	9.5*3, *6	STPT410*6					11						
			568.4*3	□*4(14.3*3)	SM400C*5					12						

変更前						変更後					NO. *18	
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	*13 不活性ガス系 非常用ガス処理配管分岐部 ～ 耐圧強化ベントライン分岐部	310*2	171	558.8*3	□*4(9.5*3)	SM400C*5	*16 不活性ガス系 非常用ガス処理配管分岐部 ～ 耐圧強化ベントライン分岐部	変更なし 620*15	変更なし 200*15	変更なし		13
				568.4*3	□*4(14.3*3)	SM400C*5						14
	*13 耐圧強化ベントライン分岐部 ～ T31-F021	310*2	171	558.8*3	□*4(9.5*3)	SM400C*5	変更なし					—
	*17 不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部 ～ T31-F020	310*2	171	276.8*3	□*4(14.0*3)	SFVC2B						—
				267.4*3	□*4(9.3*3)	SFVC2B						—
				267.4*3	9.3*3	STPT410*9	—					

注記*1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉区域・タービン区域換気空調系よりドライウェル及びサプレッションチェンバまで」と記載。

*2：SI 単位に換算したものである。

*3：公称値を示す。

*4：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SM41C」と記載。記載内容は、設計図書による。

*6：エルボを示す。

*7：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、平成4年10月13日付け4資庁第8733号にて認可された工事計画のIV-3-5「原子炉格納施設の強度計算書」による。

*8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「窒素補給用配管 第6号機不活性ガス系より原子炉格納容器入口配管まで」と記載。

*9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「STPT42」と記載。記載内容は、設計図書による。

*10：差込み継手の差込み部内径を示す。

*11：差込み継手の最小厚さを示す。

*12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「窒素パージ用配管 第6号機不活性ガス系より原子炉格納容器入口配管まで」と記載。

*13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ドライウェル及びサプレッションチェンバから原子炉区域・タービン区域換気空調系へ」と記載。

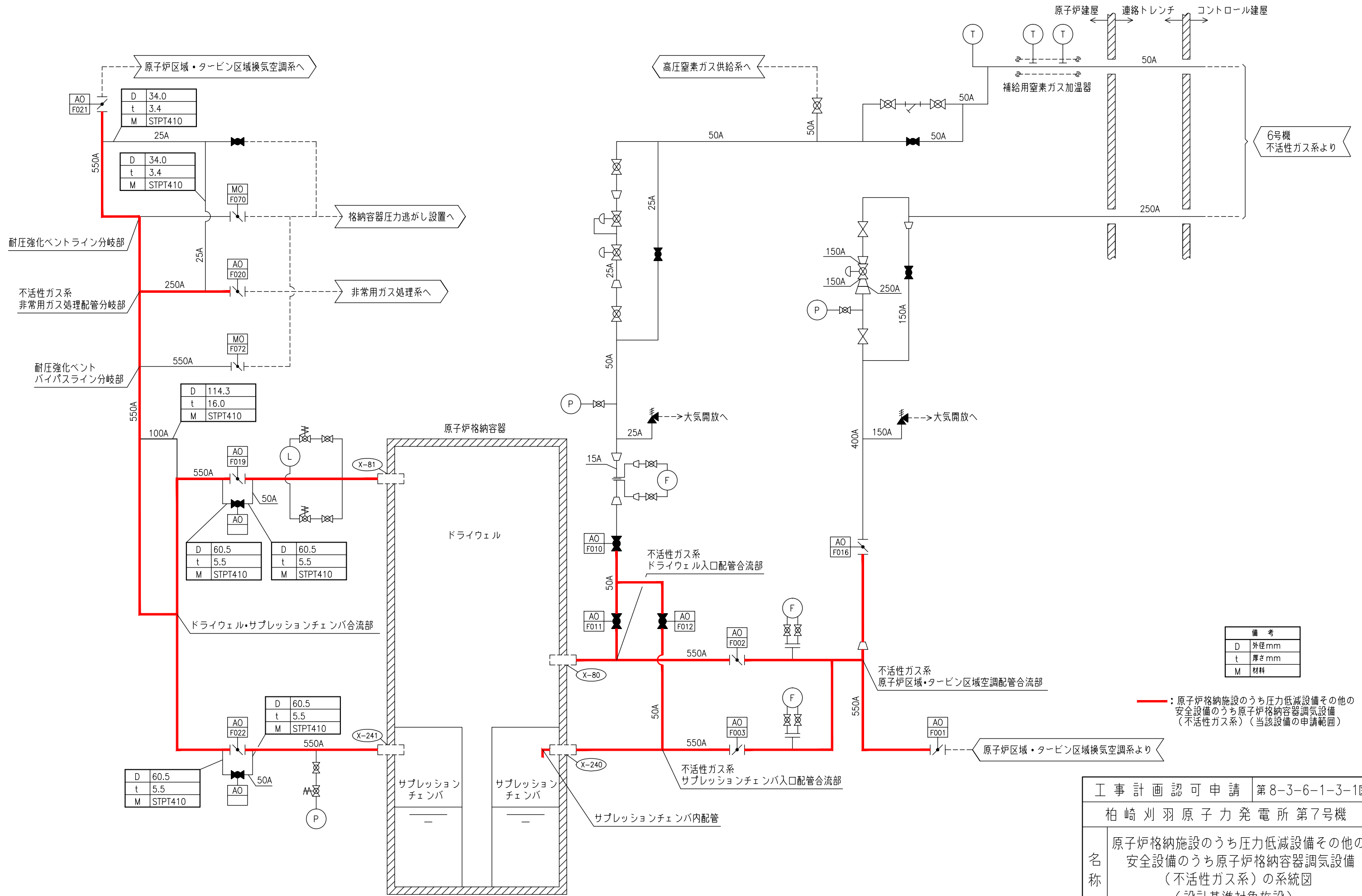
*14：原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（耐圧強化ベント系、格納容器圧力逃がし装置）並びに圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器圧力逃がし装置）及び圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）と兼用。

*15：重大事故等時における使用時の値。

*16：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（耐圧強化ベント系、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。

*17：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉格納容器出口配管から非常用ガス処理系へ」と記載。

*18：第8-3-6-1-2-1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原子炉格納容器調気設備（不活性ガス系）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。



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原子炉格納容器調気設備(不活性ガス系)(当該設備の申請範囲)

工事計画認可申請	第8-3-6-1-3-1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原子炉格納容器調気設備(不活性ガス系)の系統図(設計基準対象施設)
東京電力ホールディングス株式会社	