

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-1-011-2 改0
提出年月日	2020年4月16日

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料
原子炉冷却系統施設のうち
原子炉冷却材の循環設備

(添付書類)

2020年4月

東京電力ホールディングス株式会社

-1 説明書

-1-1 各発電用原子炉施設に共通の説明書

-1-1-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

-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）

-5 図面

4.1 原子炉冷却材の循環設備

4.1.1 主蒸気系

- ・ 第 4-1-1-1-1 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る機器の配置を明示した図面（その 1）
- ・ 第 4-1-1-1-2 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る機器の配置を明示した図面（その 2）
- ・ 第 4-1-1-2-1 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 1）
- ・ 第 4-1-1-2-2 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 2）
- ・ 第 4-1-1-2-3 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 3）
- ・ 第 4-1-1-2-4 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 4）
- ・ 第 4-1-1-2-5 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 5）
- ・ 第 4-1-1-2-6 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 6）
- ・ 第 4-1-1-2-7 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 7）
- ・ 第 4-1-1-2-8 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 8）
- ・ 第 4-1-1-2-9 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 9）
- ・ 第 4-1-1-2-10 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 10）
- ・ 第 4-1-1-2-11 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 11）
- ・ 第 4-1-1-2-12 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 12）
- ・ 第 4-1-1-2-13 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 13）
- ・ 第 4-1-1-2-14 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 14）

る主配管の配置を明示した図面（その 14）

- ・第 4-1-1-2-15 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 15）
- ・第 4-1-1-2-16 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 16）
- ・第 4-1-1-2-17 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 17）
- ・第 4-1-1-2-18 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 18）
- ・第 4-1-1-2-19 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 19）
- ・第 4-1-1-2-20 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 20）
- ・第 4-1-1-2-21 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 21）
- ・第 4-1-1-2-22 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 22）
- ・第 4-1-1-3-1 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）の系統図（その 1）（設計基準対象施設）
- ・第 4-1-1-3-2 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）の系統図（その 2）（重大事故等対処設備）
- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）の構造図 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
【平成 4 年 3 月 27 日付け 3 資庁第 13034 号にて認可された工事計画の第 2-1-13 図「主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ構造図」による。】
- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）の構造図 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ
【平成 4 年 3 月 27 日付け 3 資庁第 13034 号にて認可された工事計画の第 2-1-14 図「主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ構造図」による。】
- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）の構造図 B21-F001A,B,C,D,E,F,G,H,J,K,L,M,N,P,R,S,T,U
【平成 4 年 3 月 27 日付け 3 資庁第 13034 号にて認可された工事計画の第 2-1-4 図「主蒸気逃がし安全弁構造図」による。】

4.1.2 復水給水系

- ・第 4-1-2-1-1 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（復水給水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 1）
- ・第 4-1-2-1-2 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（復水給水系）に係る主配管の配置を明示した図面（その 2）
- ・第 4-1-2-2-1 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（復水給水系）の

系統図（設計基準対象施設）

2. 原子炉冷却材の循環設備

2.1 主蒸気系

2.1.1 容器

名 称		主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
容 量	L/個	□(15)
最高使用圧力	MPa	1.77, 2.00
最高使用温度		171
個 数		18
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準対象施設として主蒸気逃がし安全弁の駆動源である高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合でも、主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能としての開操作を行うために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）として使用する主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、以下の機能を有する。 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。 系統構成は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの窒素をピストンに供給することにより主蒸気逃がし安全弁を開放し、原子炉圧力容器を減圧できる設計とする。 重大事故等時に計測制御系統施設のうち制御用空気設備（逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備）として使用する主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、以下の機能を有する。 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。 系統構成は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを高圧窒素ガスポンベから窒素をピストンに供給する流路として使用することで主蒸気逃がし安全弁を開放し、原子炉圧力容器を減圧できる設計とする。 		

1. 容量

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは断熱変化 ($PV^k = \text{一定}$) を仮定し、アキュムレータ容量を決定する。

主蒸気逃がし安全弁全開時のアキュムレータ圧力がシリンダ圧力に対して臨界圧力以上となるようアキュムレータ容量を決定する。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの容量の設定には、原子炉格納容器圧力 13.7kPa で 1 回動作可能な事を考慮する。

弁作動前のアキュムレータ容積 V_a を V_{a1} , V_{a2} とに分割して考える。 $(V_{a1}$ は弁作動後もアキュムレータに残る作動ガスの体積, V_{a2} は弁作動後シリンダ側へ移る作動ガスの体積)

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能作動前のアキュムレータ圧力を P_{a0} , 作動後のアキュムレータ圧力を P_{a1} , シリンダ内圧力を P_c ($=$ 駆動シリンダ内必要最低圧力), 主蒸気逃がし安全弁全開時のシリンダ容量を V_c とすると各値に対して下記関係式が成り立つ。

$$\begin{aligned}
 V_a &= V_{a1} + V_{a2} \\
 P_{a0} \cdot V_{a1}^k &= P_{a1} \cdot V_a^k & \therefore V_{a1} &= (P_{a1}/P_{a0})^{1/k} \cdot V_a \\
 P_{a0} \cdot V_{a2}^k &= P_c \cdot V_c^k & \therefore V_{a2} &= (P_c/P_{a0})^{1/k} \cdot V_c
 \end{aligned}$$

上記の式を整理すると下記式となり、この式を用いて主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ容量を算出する。

$$V_a = \frac{\left(\frac{P_c}{P_{a0}}\right)^{\frac{1}{k}}}{1 - \left(\frac{P_{a1}}{P_{a0}}\right)^{\frac{1}{k}}} \cdot V_c$$

次に、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能は急速開要求をもつため、アキュムレータからシリンダへの作動ガスが臨界流で流れるように、作動後の圧力バランスとして次の式を考慮する。

$$P_{a1} = \frac{P_c}{\boxed{}} \quad \left(\boxed{} : \text{臨界圧力比} = \left(\frac{2}{K+1}\right)^{\frac{K}{K-1}} \right)$$

V_a : アキュムレータ容量 (L)

V_c : 主蒸気逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (L) =

K : 断熱指数 = (0°C, 1.5MPa)

P_c : 主蒸気逃がし安全弁全開保持に必要なシリンダ内最低圧力 (MPa[abs]) =

P_{a0} : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs]) =

P_{a1} : 主蒸気逃がし安全弁全開時のアキュムレータ内圧力 (MPa[abs])

=

上記から，主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$V_a =$

上記から，設計基準対象施設として主蒸気逃がし安全弁逃がし機能用アキュムレータの容量は L を上回る L/個とする。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する場合は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し L/個とする。

公称値については，要求される容量を上回る 15L/個とする。

2. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力は，主配管「B21-F029A,B,C,D,E,F,G,H,J,K,L,M,N,P,R,S,T,U～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部」の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する場合は，重大事故等時における主配管「B21-F029A,B,C,D,E,F,G,H,J,K,L,M,N,P,R,S,T,U～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部」の使用圧力と同じ MPa とする。

3. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度は，原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 とする。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを重大事故等時において使用する場合は，重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）で主蒸気逃がし安全弁の減圧機能使用時におけるドライウェル温度が最大となる事故シーケンスグループである格納容器雰囲気直接加熱 / 溶融燃料 - 冷却材相互作用等において約 であることから，それを上回る 171 とする。

4. 個数

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準対象施設として高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合でも、主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能としての開操作を行うために必要な個数として 18 個設置する。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準対象施設として 18 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。

名 称		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ
容 量	L/個	□ (200)
最高使用圧力	MPa	1.77 , 2.00
最高使用温度		171
個 数		8

【設 定 根 拠】

(概要)

・設計基準対象施設

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準対象施設として主蒸気逃がし安全弁の駆動源である高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合でも、主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能としての開操作を行うために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）として使用する主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、以下の機能を有する。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。

系統構成は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの窒素をピストンに供給することにより主蒸気逃がし安全弁を開放し、原子炉圧力容器を減圧できる設計とする。

重大事故等時に計測制御系統施設のうち制御用空気設備（逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備）として使用する主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、以下の機能を有する。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。

系統構成は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータを高圧窒素ガスポンペから窒素をピストンに供給する流路として使用することで主蒸気逃がし安全弁を開放し、原子炉圧力容器を減圧できる設計とする。

1. 容量

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは断熱変化（ $PV^k = \text{一定}$ ）を仮定し、アキュムレータ容量を決定する。

弁作動後のアキュムレータ圧力とシリンダ圧力はバランスが取れて等しいとする。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの容量の設定には、原子炉格納容器圧力 310kPa で 回動作可能及び原子炉格納容器圧力 13.7kPa で 回動作可能な事を考慮する。

$$P_{a0} \cdot V_a^K = P_c \cdot (V_a + V_c)^K$$

上記の式から、必要アキュムレータ容量の算出式が求まる。

$$V_a = \frac{V_c}{\left(\frac{P_{a0}}{P_c}\right)^{\frac{1}{n \cdot K}} - 1}$$

V_a : アキュムレータ容量 (L)

原子炉格納容器圧力 310kPa における主蒸気逃がし安全弁 回動作に関する各値は

V_c : 主蒸気逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (L) =

n : 主蒸気逃がし安全弁作動回数 =

K : 断熱指数 = (0 , 1.5MPa)

P_c : 主蒸気逃がし安全弁全開保持に必要なシリンダ内最低圧力 (MPa[abs])

=

P_{a0} : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs]) =

上記の式及び値により原子炉格納容器圧力 310kPa で 回動作における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$V_a =$

原子炉格納容器圧力が大気圧における主蒸気逃がし安全弁 回動作に関する各値は

V_c : 主蒸気逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (L) =

n : 主蒸気逃がし安全弁作動回数 =

K : 断熱指数 = (0 , 1.5MPa)

P_c : 主蒸気逃がし安全弁全開保持に必要なシリンダ内最低圧力 (MPa[abs])

=

P_{a0} : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs]) =

上記の式及び値により原子炉格納容器圧力 13.7kPa で 回動作における主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$V_a =$

上記から，設計基準対象施設として主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの容量は□ L/個とする。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し，□ L/個とする。

公称値については，要求される容量を上回る 200L/個とする。

2. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力は，主配管「B21-F026A,C,F,H,L,N,R,T～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部」の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する場合は，重大事故等時における主配管「B21-F026A,C,F,H,L,N,R,T～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部」の使用圧力と同じ 2.00MPa とする。

3. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度は，原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 とする。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等時において使用する場合は，重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）で主蒸気逃がし安全弁の減圧機能使用時におけるドライウェル温度が最大となる事故シーケンスグループである格納容器雰囲気直接加熱 / 熔融燃料 - 冷却材相互作用等において約 □ であることから，それを上回る 171 とする。

4. 個数

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは，設計基準対象施設として高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合でも，主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能としての開操作を行うために必要な個数として 8 個設置する。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは，設計基準対象施設として 8 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。

2.1.2 安全弁及び逃がし弁

名 称		B21-F001A,B,C,D,E,F,G,H,J,K,L,M,N,P,R,S,T,U (主蒸気逃がし安全弁)	
吹 出 圧 力	逃がし弁機能		
	B21-F001P	MPa	7.51
	B21-F001J	MPa	7.58
	B21-F001B,G,M,S	MPa	7.64
	B21-F001D,E,K,U	MPa	7.71
	B21-F001C,H,N,T	MPa	7.78
	B21-F001A,F,L,R	MPa	7.85
	安全弁機能		
	B21-F001J,P	MPa	7.92
	B21-F001B,G,M,S	MPa	7.99
	B21-F001D,E,K,U	MPa	8.06
	B21-F001C,H,N,T	MPa	8.12
	B21-F001A,F,L,R	MPa	8.19
	個 数		18(8)(予備18)
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 主蒸気逃がし安全弁は、設計基準対象施設として運転時の異常な過渡変化及び事故時において、逃がし弁機能及び安全弁機能によって自動的に原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバの水面下に放出し、原子炉压力容器の過圧を防止するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備(主蒸気系)として使用する主蒸気逃がし安全弁は、以下の機能を有する。 主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。 系統構成は、原子炉水位を維持することが出来ない場合に、原子炉格納容器内の主蒸気管に18個設置した主蒸気逃がし安全弁を開放し、原子炉压力容器内の蒸気をサブプレッションチェンバの水面下に放出し原子炉压力容器を減圧するとともに、残留熱除去系(低圧注水モード)による注水ができる設計とする。 			

また、18個の主蒸気逃がし安全弁のうち、自動減圧機能を有する弁8個（B21-F001A,C,F,H,L,N,R,T）を設ける設計とする。

1. 吹出圧力

1.1 逃がし弁機能

1.1.1 第1段吹出圧力 7.51MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第1段吹出圧力は、原子炉圧力高スクラム発生以前に主蒸気逃がし安全弁が開することのないように、原子炉圧力高スクラム設定値（7.34MPa）を上回る7.51MPaとする。

逃がし弁機能を重大事故等時において使用する場合の第1段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.51MPaとする。

1.1.2 第2段吹出圧力 7.58MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第2段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で第1段吹出圧力（7.51MPa）を上回る7.58MPaとする。

逃がし弁機能を重大事故等時において使用する場合の第2段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.58MPaとする。

1.1.3 第3段吹出圧力 7.64MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第3段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で第2段吹出圧力（7.58MPa）を上回る7.64MPaとする。

逃がし弁機能を重大事故等時において使用する場合の第3段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.64MPaとする。

1.1.4 第4段吹出圧力 7.71MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第4段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で第3段吹出圧力（7.64MPa）を上回る7.71MPaとする。

逃がし弁機能を重大事故等時において使用する場合の第4段吹出圧力は、設計基準対

象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.71MPa とする。

1.1.5 第5段吹出圧力 7.78MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第5段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で第4段吹出圧力(7.71MPa)を上回る7.78MPaとする。

逃がし弁機能を重大事故等時において使用する場合の第5段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.78MPa とする。

1.1.6 第6段吹出圧力 7.85MPa

設計基準対象施設として逃がし弁機能を使用する場合の第6段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で第5段吹出圧力(7.78MPa)を上回る7.85MPaとする。

逃がし弁機能を重大事故等時において使用する場合の第6段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.85MPa とする。

1.2 安全弁機能

1.2.1 第1段吹出圧力 7.92MPa

設計基準対象施設として安全弁機能を使用する場合の第1段吹出圧力は、第1段の逃がし弁機能より先に安全弁機能を動作させない観点で、逃がし弁機能を使用する場合の第1段吹出圧力(7.51MPa)を上回る7.92MPaとする。

安全弁機能を重大事故等時において使用する場合の第1段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.92MPa とする。

1.2.2 第2段吹出圧力 7.99MPa

設計基準対象施設として安全弁機能を使用する場合の第2段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で、第1段吹出圧力(7.92MPa)を上回る7.99MPaとする。

安全弁機能を重大事故等時において使用する場合の第2段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、7.99MPa とす

る。

1.2.3 第3段吹出圧力 8.06MPa

設計基準対象施設として安全弁機能を使用する場合の第3段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で、第2段吹出圧力(7.99MPa)を上回る8.06MPaとする。

安全弁機能を重大事故等時において使用する場合の第3段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.06MPaとする。

1.2.4 第4段吹出圧力 8.12MPa

設計基準対象施設として安全弁機能を使用する場合の第4段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で、第3段吹出圧力(8.06MPa)を上回る8.12MPaとする。

安全弁機能を重大事故等時において使用する場合の第4段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.12MPaとする。

1.2.5 第5段吹出圧力 8.19MPa

設計基準対象施設として安全弁機能を使用する場合の第5段吹出圧力は、主蒸気逃がし安全弁を同時に動作させない観点で、第4段吹出圧力(8.12MPa)を上回る8.19MPaとする。

安全弁機能を重大事故等時において使用する場合の第5段吹出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.19MPaとする。

2. 個数

主蒸気逃がし安全弁は、設計基準対象施設として原子炉圧力容器の過圧を防止するために必要な個数である、4系統の主蒸気管のうち主蒸気管Aに4個(うち2個は自動減圧機能を有する弁)、主蒸気管Bに5個(うち2個は自動減圧機能を有する弁)、主蒸気管Cに5個(うち2個は自動減圧機能を有する弁)、主蒸気管Dに4個(うち2個は自動減圧機能を有する弁)とし、合計18個(うち8個は自動減圧機能を有する弁)設置し、保守点検用の予備品として18個保管する。

主蒸気逃がし安全弁は、設計基準対象施設として18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。

2.1.3 主配管

名 称		原子炉压力容器 ~ 原子炉隔離時冷却系分岐部
最高使用圧力	MPa	8.62, 9.22
最高使用温度		302, 306
外 径	mm	711.2, 165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉压力容器と原子炉隔離時冷却系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压力容器で発生した蒸気を蒸気タービン及び原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービンに導くため及び原子炉压力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉压力容器を減圧するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉压力容器で発生した蒸気を原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン及び高圧代替注水系ポンプに導くために設置する。</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、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPa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压力容器の使用圧力と同じ9.22MPa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、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302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压力容器の使用温度と同じ306とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 711.2mm</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、重大事故等時に使用する高圧代替注水系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン及び高圧代替注水系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、711.2mmとする。</p>		

3.2 外径 165.2mm

管台の外径。本管台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とする。

名 称		B21-F001A,C,F,H,L,N,R,T ~ サプレッションチェンバ
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度		250
外 径	mm	267.4, 318.5, 563.0, 609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001A,C,F,H,L,N,R,T とサプレッションチェンバを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバに放出し、原子炉圧力容器を減圧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、主蒸気逃がし安全弁作動時の排气圧を上回る 3.73MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、3.73MPa 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、最高使用圧力の飽和温度以上とし 250 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、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、250 とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の外径は、主蒸気逃がし安全弁動作時の主蒸気逃がし安全弁背圧が過大にならないように外径を 267.4mm, 318.5mm と選定している。</p> <p>また、蒸気凝縮性能を確保するために外径を設定しており、蒸気凝縮に必要な間隔を保持して穴を配列するのに十分な寸法として外径を 318.5mm とする。</p> <p>さらに、外径 318.5mm の配管を 4 本取り付けるのに十分な寸法として外径を 563.0mm, 609.6mm 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外径は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁の容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は設計基準対象施設の外径と同仕様とする。</p>		

名 称		B21-F001B,D,E,G,J,K,M,P,S,U ~ サプレッションチェンバ
最高使用圧力	MPa	3.73
最高使用温度		250
外 径	mm	267.4 , 318.5 , 563.0 , 609.6
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F001B,D,E,G,J,K,M,P,S,U とサプレッションチェンバを接続する配管であり、重大事故等対処設備として原子炉圧力容器の蒸気を主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバへ放出し、原子炉圧力容器を減圧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、主蒸気逃がし安全弁作動時の排気圧力を上回る 3.73MPa 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、使用圧力の飽和温度以上とし 250 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、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁の容量を基に設定しており、主蒸気逃がし安全弁動作時の主蒸気逃がし安全弁背圧が過大にならないように外径を 267.4mm , 318.5mm と選定している。 また、蒸気凝縮性能を確保するために外径を設定しており、蒸気凝縮に必要な間隔を保って穴を配列するのに十分な寸法として外径を 318.5mm とする。 さらに、外径 318.5mm の配管を 4 本取り付けするのに十分な寸法として外径を 563.0mm , 609.6mm とする。</p>		

K7 -1-1-5-3 R0

名 称		主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ ~ 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.77 , 2.00
最高使用温度		171
外 径	mm	80.0 , 60.5
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータと主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として主蒸気逃がし安全弁駆動用窒素ガスを主蒸気逃がし安全弁へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「B21-F029A,B,C,D,E,F,G,H,J,K,L,M,N,P,R,S,T,U~主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部」の最高使用圧力と同じ1.77MPa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は、重大事故等時における主配管「B21-F029A,B,C,D,E,F,G,H,J,K,L,M,N,P,R,S,T,U~主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部」の使用圧力と同じ2.00MPa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は、想定する重大事故で主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度である約 <input type="text"/> を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ171 とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 60.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合は外径と同仕様であるため、本配管の外径は、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mmとする。</p>		

3.2 外径 80.0mm

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、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、80.0mm とする。

名 称		B21-F029A,B,C,D,E,F,G,H,J,K,L,M,N,P,R,S,T,U ~ 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.77 , 2.00
最高使用温度		171
外 径	mm	60.5

【設 定 根 拠】

(概要)

本配管は、B21-F029A,B,C,D,E,F,G,H,J,K,L,M,N,P,R,S,T,U と主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として主蒸気逃がし安全弁駆動用窒素ガスを主蒸気逃がし安全弁へ供給するために設置する。

1. 最高使用圧力

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、設計基準事故において生じる最高の温度である において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力 MPa を上回る、不活性ガス系主管の最高使用圧力と同じ 1.77MPa とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時の使用温度において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力 1.905MPa を上回る 2.00MPa とする。

2. 最高使用温度

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、設計基準事故において生じる最高の温度である を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、想定する重大事故等で主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度である約 を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 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、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、本配管の外径は、設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm とする。

名 称		主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部 ~ B21-F001A,B,C,D,E,F,G,H,J,K,L,M,N,P,R,S,T,U
最高使用圧力	MPa	1.77 , 2.00
最高使用温度		171
外 径	mm	60.5 , 61.5
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部と B21-F001A,B,C,D,E,F,G,H,J,K,L,M,N,P,R,S,T,U を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として主蒸気逃がし安全弁駆動用窒素ガスを主蒸気逃がし安全弁へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「B21-F029A,B,C,D,E,F,G,H,J,K,L,M,N,P,R,S,T,U～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部」の最高使用圧力と同じ 1.77MPa 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は、重大事故等時における主配管「B21-F029A,B,C,D,E,F,G,H,J,K,L,M,N,P,R,S,T,U～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部」の使用圧力と同じ 2.00MPa 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は、想定する重大事故で主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度である約 <input type="text"/> を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 60.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合は外径と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm とする。</p>		

3.2 外径 61.5mm

伸縮継手の外径。本伸縮継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、50A の管と接続するため、施工性及びメーカー仕様に基づいて選定し、61.5mm とする。

名 称		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ ～ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.77 , 2.00
最高使用温度		171
外 径	mm	80.0 , 60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として主蒸気逃がし安全弁駆動用窒素ガスを主蒸気逃がし安全弁へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、主配管「B21-F026A,C,F,H,L,N,R,T～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部」の最高使用圧力と同じ 1.77MPa 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主配管「B21-F026A,C,F,H,L,N,R,T～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部」の使用圧力と同じ 2.00MPa 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、想定する重大事故で主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度である約 <input type="text"/> を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 60.5mm</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、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm とする。</p>		

3.2 外径 80.0mm

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、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、80.0mm とする。

名 称		B21-F026A,C,F,H,L,N,R,T ~ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部
最高使用圧力	MPa	1.77, 2.00
最高使用温度		171
外 径	mm	60.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、B21-F026A,C,F,H,L,N,R,T と主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として主蒸気逃がし安全弁駆動用窒素ガスを主蒸気逃がし安全弁へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は、設計基準事故において生じる最高の温度である□□において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力□□ MPa を上回る、不活性ガス系主配管の最高使用圧力と同じ 1.77MPa 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、重大事故等時の使用温度において窒素ガスの熱膨張で受ける圧力 1.905MPa を上回る 2.00MPa 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、設計基準事故において生じる最高の温度である□□ を上回る値とし、原子炉格納容器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、想定する重大事故で主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度である約□□ を上回る値とし、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 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、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており、重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合の外径と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、60.5mm とする。</p>		

名 称		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部 ~ B21-F001A,C,F,H,L,N,R,T
最高使用圧力	MPa	1.77 , 2.00
最高使用温度		171
外 径	mm	60.5 , 61.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は ,主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部と B21-F001A,C,F,H,L,N,R,T を接続する配管であり ,設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として主蒸気逃がし安全弁駆動用窒素ガスを主蒸気逃がし安全弁へ供給するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力は ,主配管「B21-F026A,C,F,H,L,N,R,T~主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部」の最高使用圧力と同じ 1.77MPa 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は ,重大事故等時における主配管「B21-F026A,C,F,H,L,N,R,T~主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部」の使用圧力と同じ 2.00MPa 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は ,想定する重大事故で主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度である約 <input type="text"/> を上回る値とし ,原子炉格納容器の最高使用温度と同じ 171 とする。</p> <p>3. 外径</p> <p>3.1 外径 60.5mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合は ,重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径を基に設定しており ,重大事故等時に使用する主蒸気逃がし安全弁のシリンダ駆動力を確保するための外径が設計基準対象施設として使用する場合は外径と同仕様であるため ,本配管の外径は ,メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し ,60.5mm とする。</p>		

3.2 外径 61.5mm

伸縮継手の外径。本伸縮継手を重大事故等時において使用する場合の外径は、50A の管と接続するため、施工性及びメーカー仕様に基づいて選定し、61.5mm とする。

2.2 復水給水系

2.2.1 主配管

名 称		代替注水配管復水給水系(A)合流部 ~ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	8.62, 9.22
最高使用温度		302, 306
外 径	mm	558.8, 321.0, 267.4, 318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、代替注水配管復水給水系(A)合流部と原子炉压力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設として復水器からの復水を原子炉压力容器へ給水し、原子炉压力容器の水位を所定の位置に保つため及び残留熱除去系ポンプにより冷却水を原子炉压力容器へ注水するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ、高圧代替注水系ポンプ、復水移送ポンプにより冷却水を原子炉压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 8.62MPa</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、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.62MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 8.62MPa, 9.22MPa</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、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPa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、原子炉压力容器の重大事故等時における使用圧力と同じ9.22MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 302</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、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302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、設計基準対象施設と同様の使用方法</p>		

であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、302 とする。

2.1 最高使用温度 302 , 306

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、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302 とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、原子炉压力容器の重大事故等時における使用温度と同じ306 とする。

3. 外 径

3.1 外径 558.8mm , 318.5mm

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合は原子炉給水ポンプ容量以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、558.8mm , 318.5mm とする。

3.2 外径 321.0mm

管台の主管部取付部の外径。本主管部取付部を重大事故等時において使用する場合は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、321.0mm とする。

3.3 外径 267.4mm

管台の外径。本管台を重大事故等時において使用する場合は、250A の管と接続するため、接続する管の外径と同じとし、267.4mm とする。

名 称		原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部 ~ 原子炉压力容器
最高使用圧力	MPa	8.62 , 9.22
最高使用温度		302 , 306
外 径	mm	558.8 , 196.6 , 165.2 , 318.5
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部と原子炉压力容器を接続する配管であり、設計基準対象施設として復水器からの復水を原子炉压力容器へ給水し、原子炉压力容器の水位を所定の位置に保つため及び原子炉隔離時冷却系ポンプにより冷却水を原子炉压力容器へ注水するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉隔離時冷却系ポンプにより冷却水を原子炉压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 8.62MPa</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、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPaとする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.62MPaとする。</p> <p>1.2 最高使用圧力 8.62MPa , 9.22MPa</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、原子炉压力容器の最高使用圧力と同じ8.62MPa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、原子炉压力容器の重大事故等時における使用圧力と同じ9.22MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>2.1 最高使用温度 302</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、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302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、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、302とする。</p>		

2.1 最高使用温度 302 , 306

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、原子炉压力容器の最高使用温度と同じ302 とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、原子炉压力容器の重大事故等時における使用温度と同じ306 とする。

3. 外 径

3.1 外径 558.8mm , 318.5mm

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する原子炉給水ポンプの容量以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、558.8mm , 318.5mm とする。

3.2 外径 196.6mm

管台の主管部取付部の外径。本主管部取付部を重大事故等時において使用する場合は、接続する管の仕様及び強度を満足する外径として、196.6mm とする。

3.3 外径 165.2mm

管台の外径。本管台を重大事故等時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。

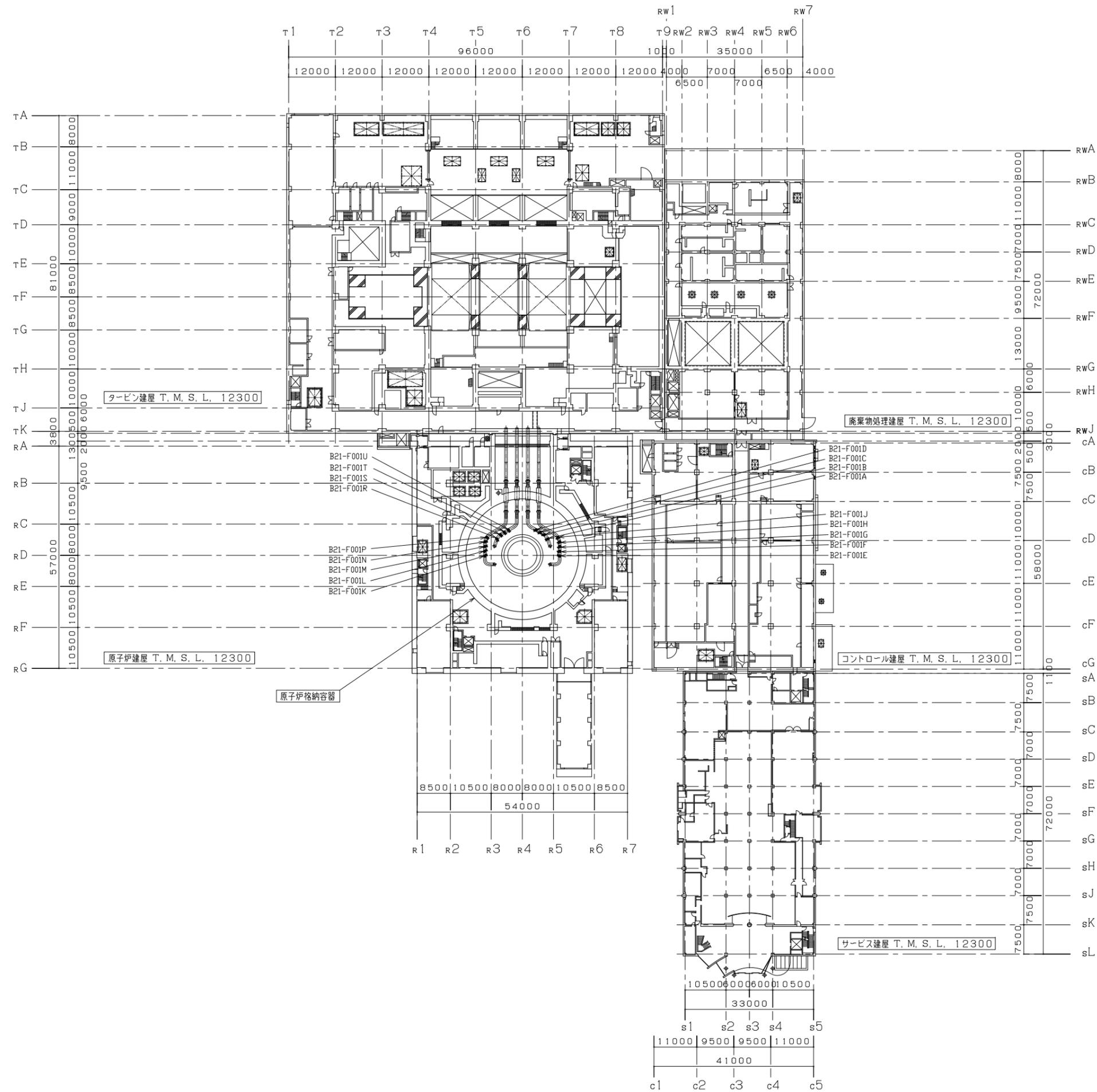
名 称		代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部 ~ 代替注水配管復水給水系(A)合流部
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度		302
外 径	mm	267.4, 165.2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部と代替注水配管復水給水系(A)合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として残留熱除去系ポンプにより冷却水を原子炉圧力容器へ注水し、原子炉圧力容器の水位を所定の位置に保つために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、残留熱除去系ポンプ、高圧代替注水系ポンプ、復水移送ポンプにより冷却水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>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、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.62MPa 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、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 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、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、302 とする。</p> <p>3. 外 径</p> <p>3.1 外径 267.4mm</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用するポンプのうち最も容量の大きい残留熱除去系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する残留熱除去系ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、267.4mm とする。</p>		

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 とする。

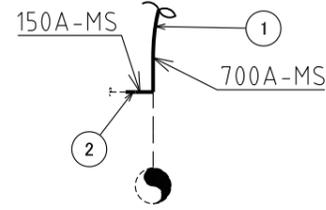
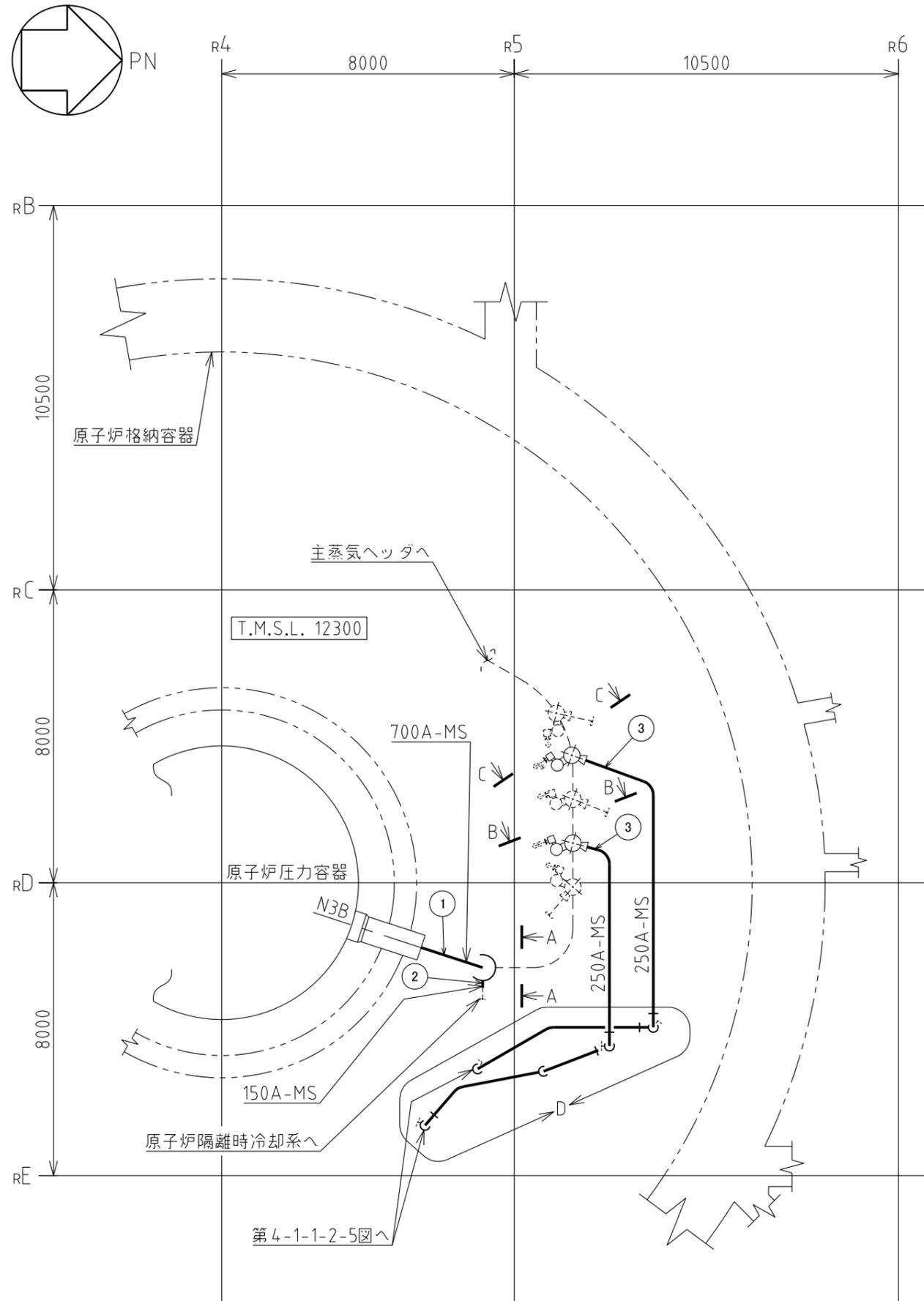
名 称		原子炉隔離時冷却系配管 B21-F056B 出口合流部 ~ 原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部
最高使用圧力	MPa	8.62
最高使用温度		302
外 径	mm	165.2, 176.6
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>本配管は、原子炉隔離時冷却系配管 B21-F056B 出口合流部と原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部を接続する配管であり、設計基準対象施設として原子炉隔離時冷却水ポンプにより冷却水を原子炉圧力容器へ注水し、原子炉圧力容器の水位を所定の位置に保つために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、原子炉隔離時冷却系ポンプにより冷却水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>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、原子炉圧力容器の最高使用圧力と同じ 8.62MPa とする。</p> <p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、8.62MPa 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、原子炉圧力容器の最高使用温度と同じ 302 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、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、302 とする。</p> <p>3. 外 径</p> <p>3.1 外径 165.2mm</p> <p>本配管を重大事故等時に使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプが設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカ社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、165.2mm とする。</p> <p>3.2 外径 176.6mm</p>		

管台の主管部取付部の外径。本主管部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、176.6mmとする。

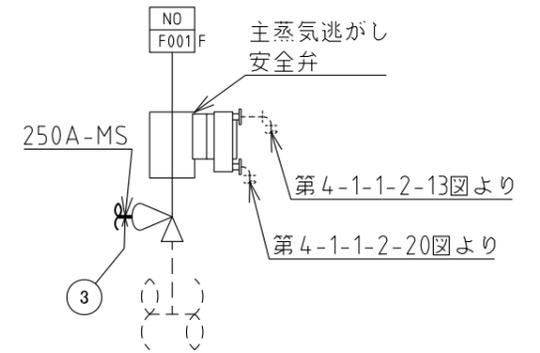


注：寸法はmmを示す。

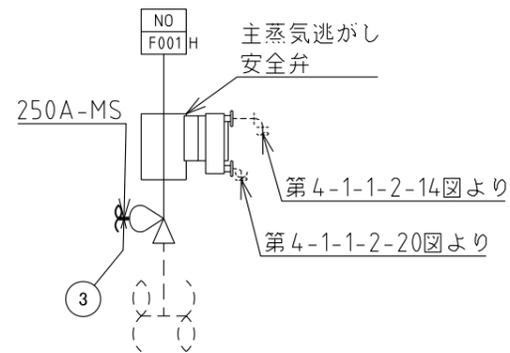
工事計画認可申請	第4-1-1-1-1図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る機器の配置を明示した図面（その1）
東京電力ホールディングス株式会社	



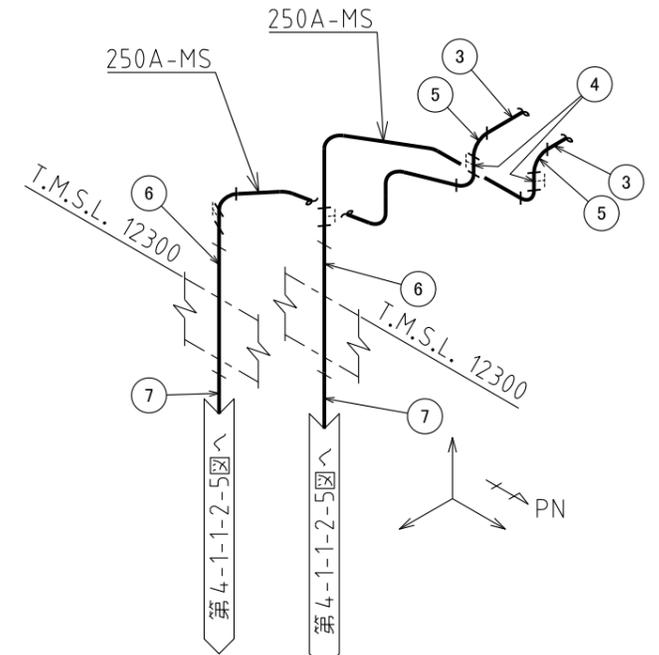
A~A矢視図



B~B矢視図



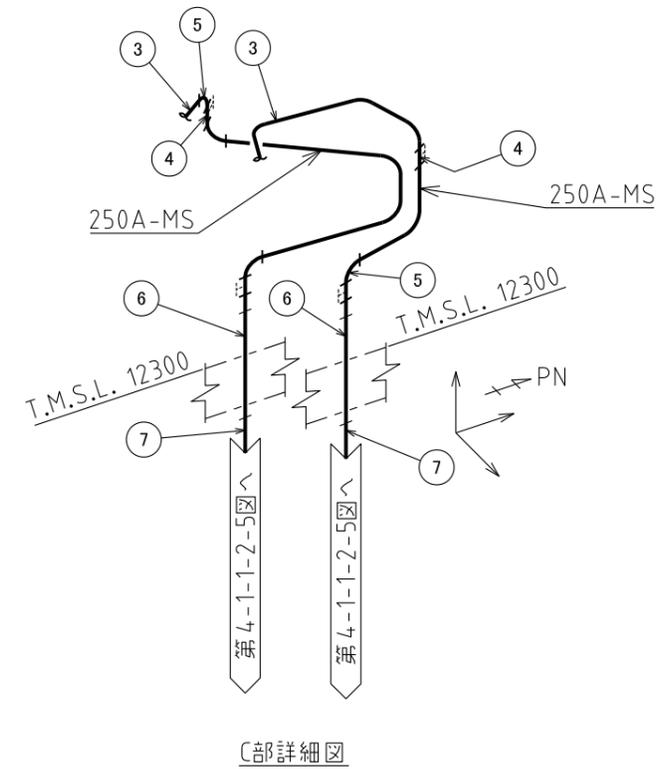
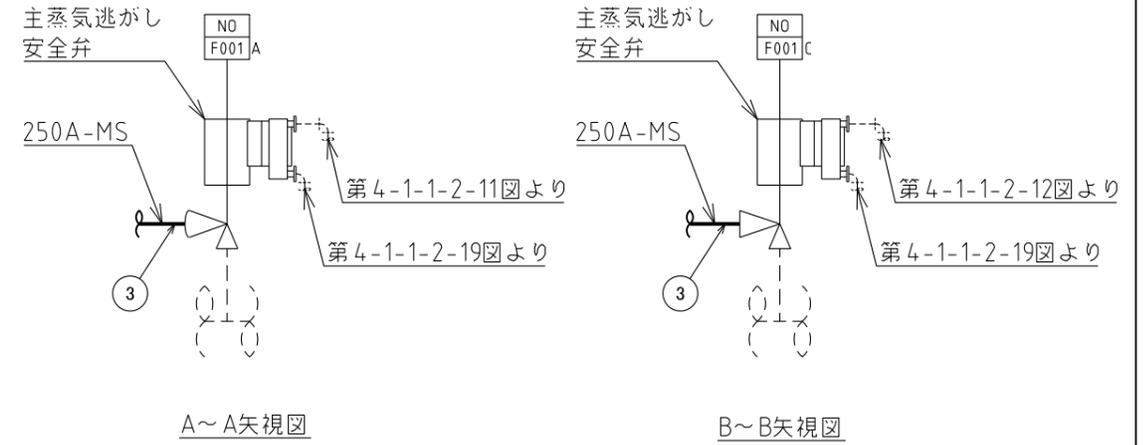
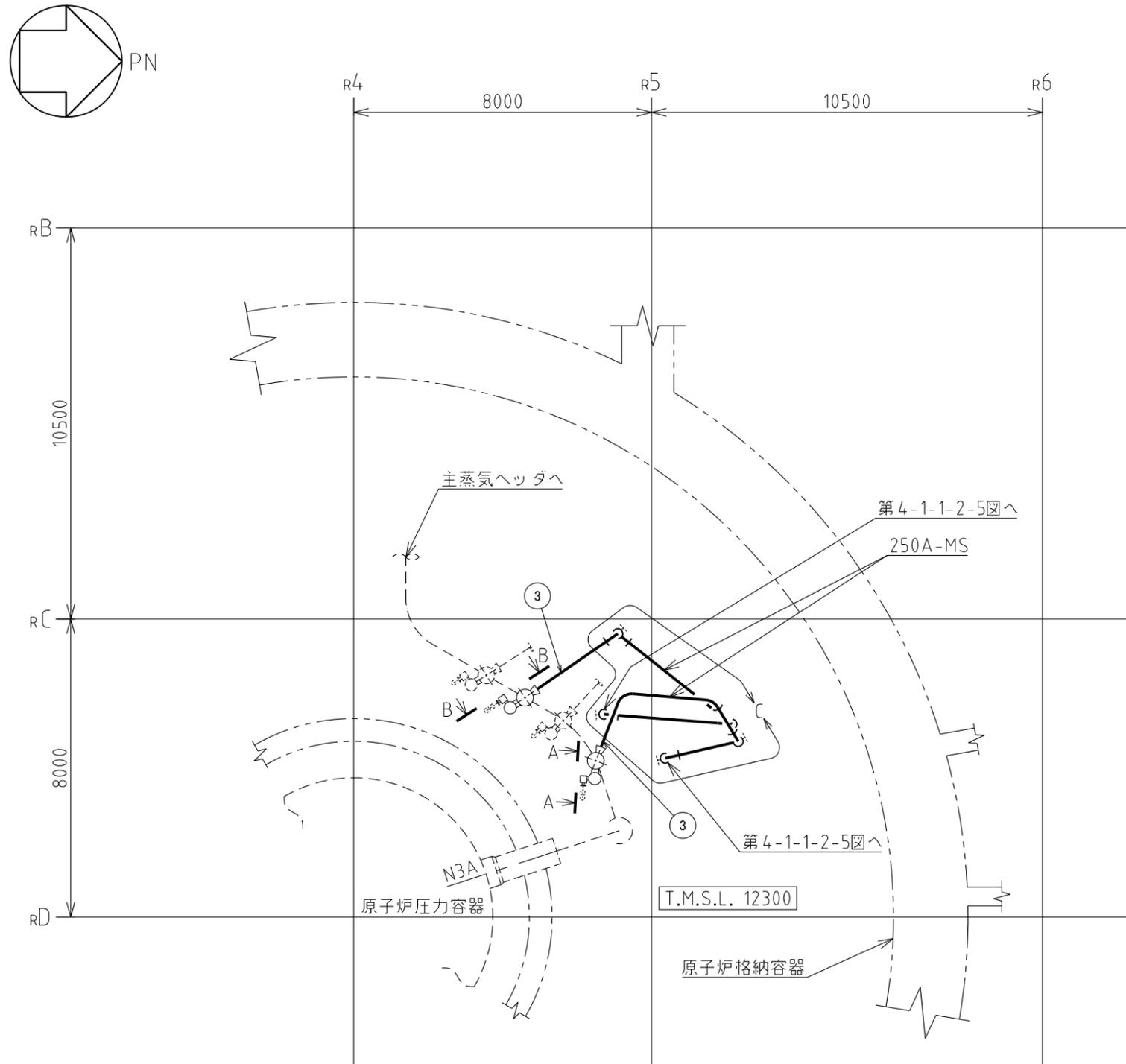
C~C矢視図



D部詳細図

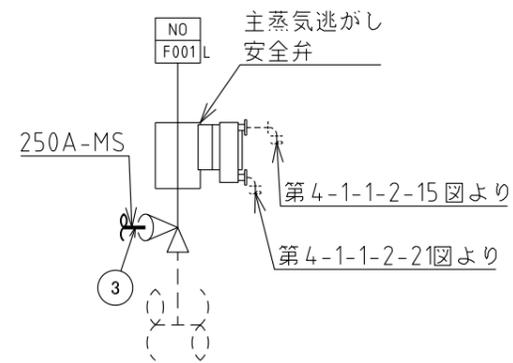
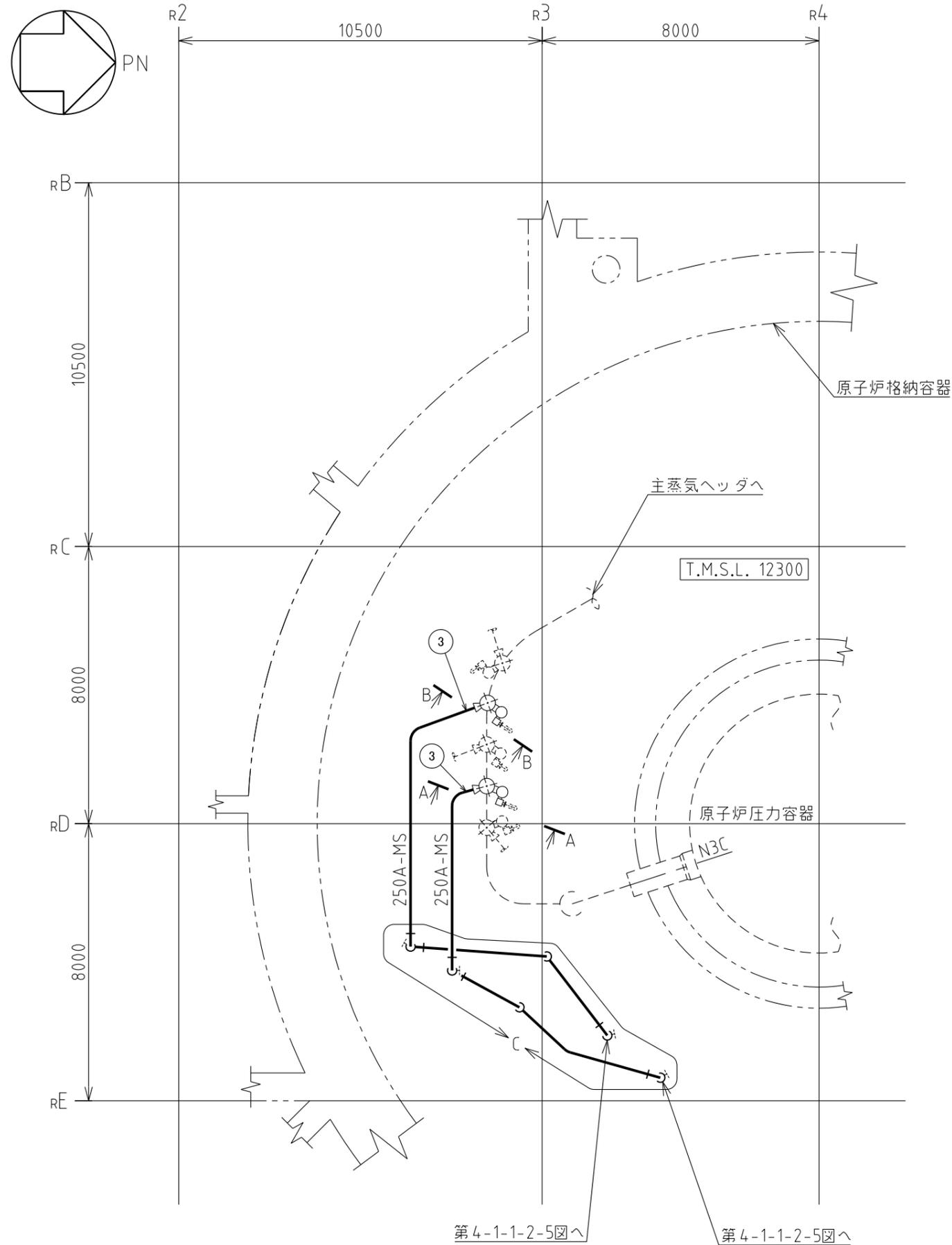
注1：寸法はmmを示す。
注2：図中の丸番号は別紙1のNOを示す。

原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-1-1-2-1図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）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	

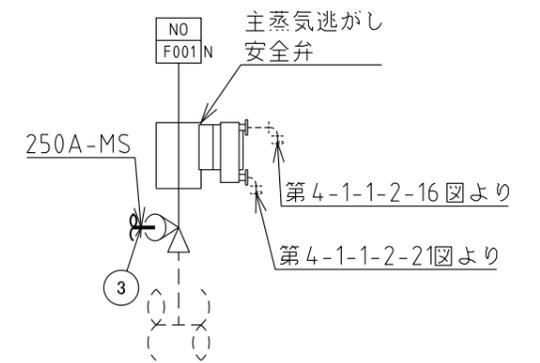


注1：寸法はmmを示す。
 注2：図中の丸番号は別紙1のNOを示す。

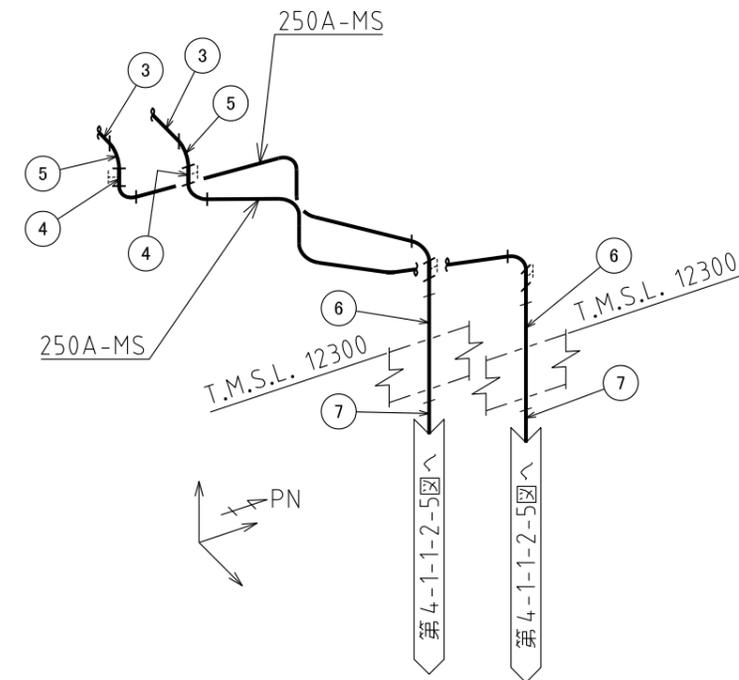
原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-1-1-2-2図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る 主配管の配置を明示した図面（その2）
東京電力ホールディングス株式会社	



A~A矢視図



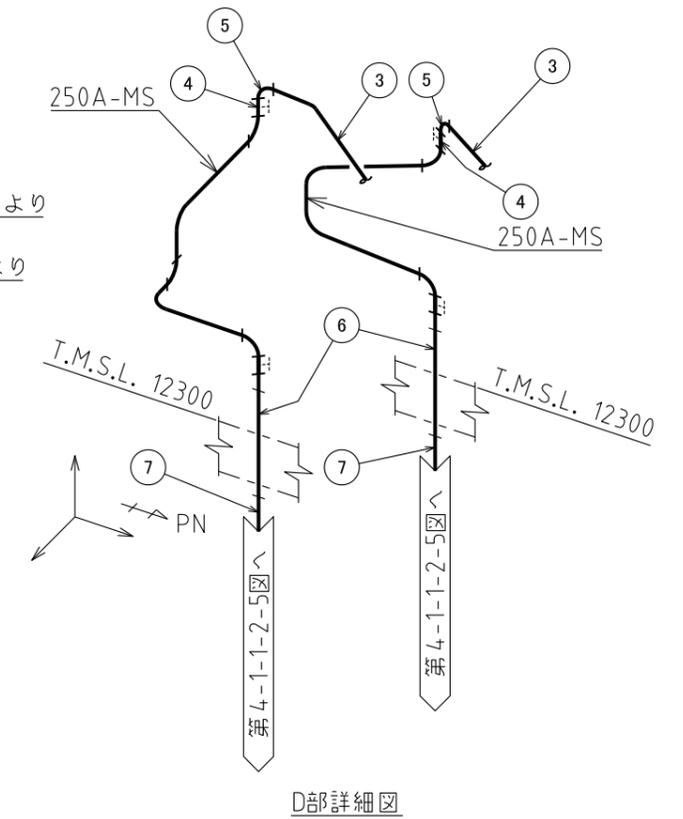
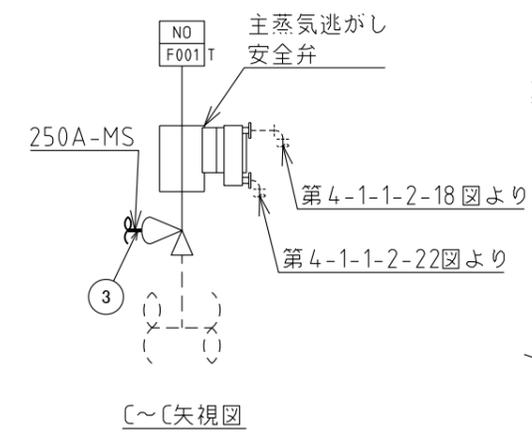
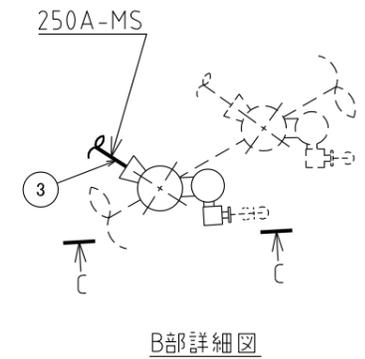
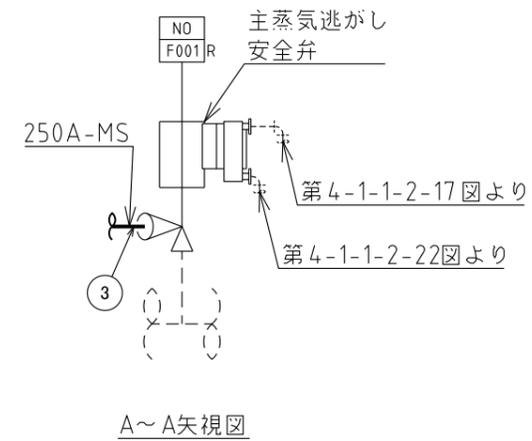
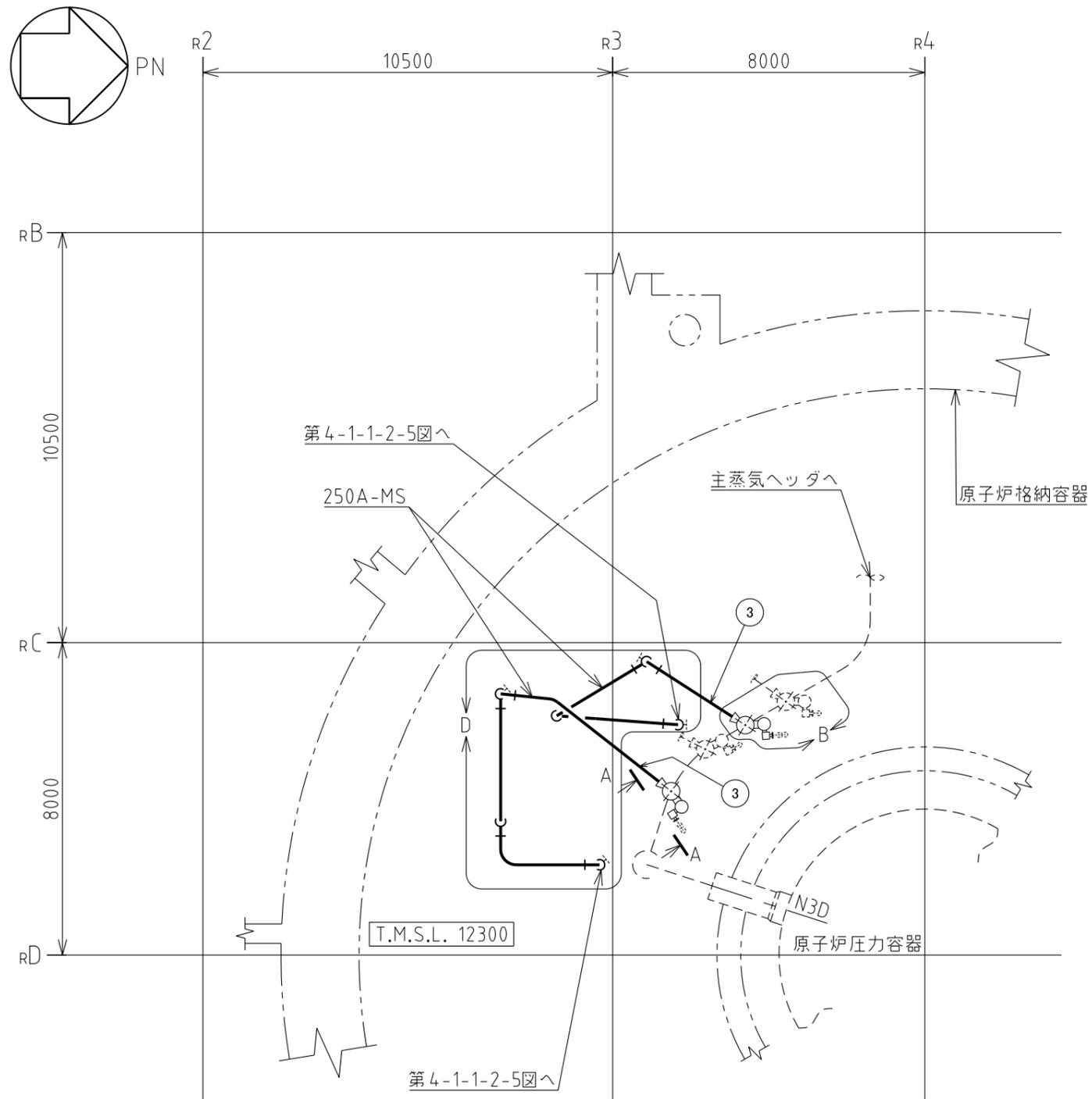
B~B矢視図



C部詳細図

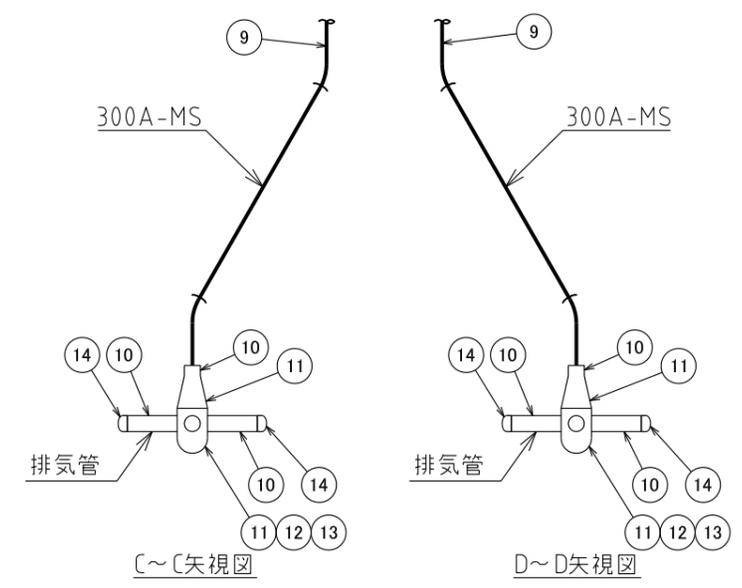
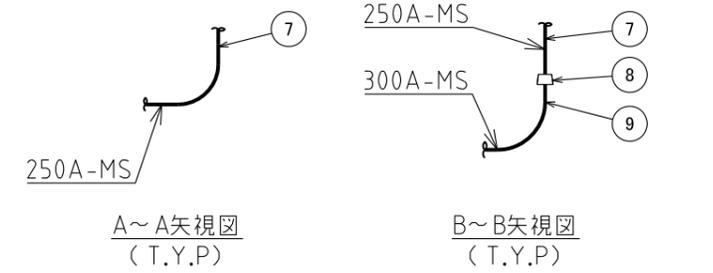
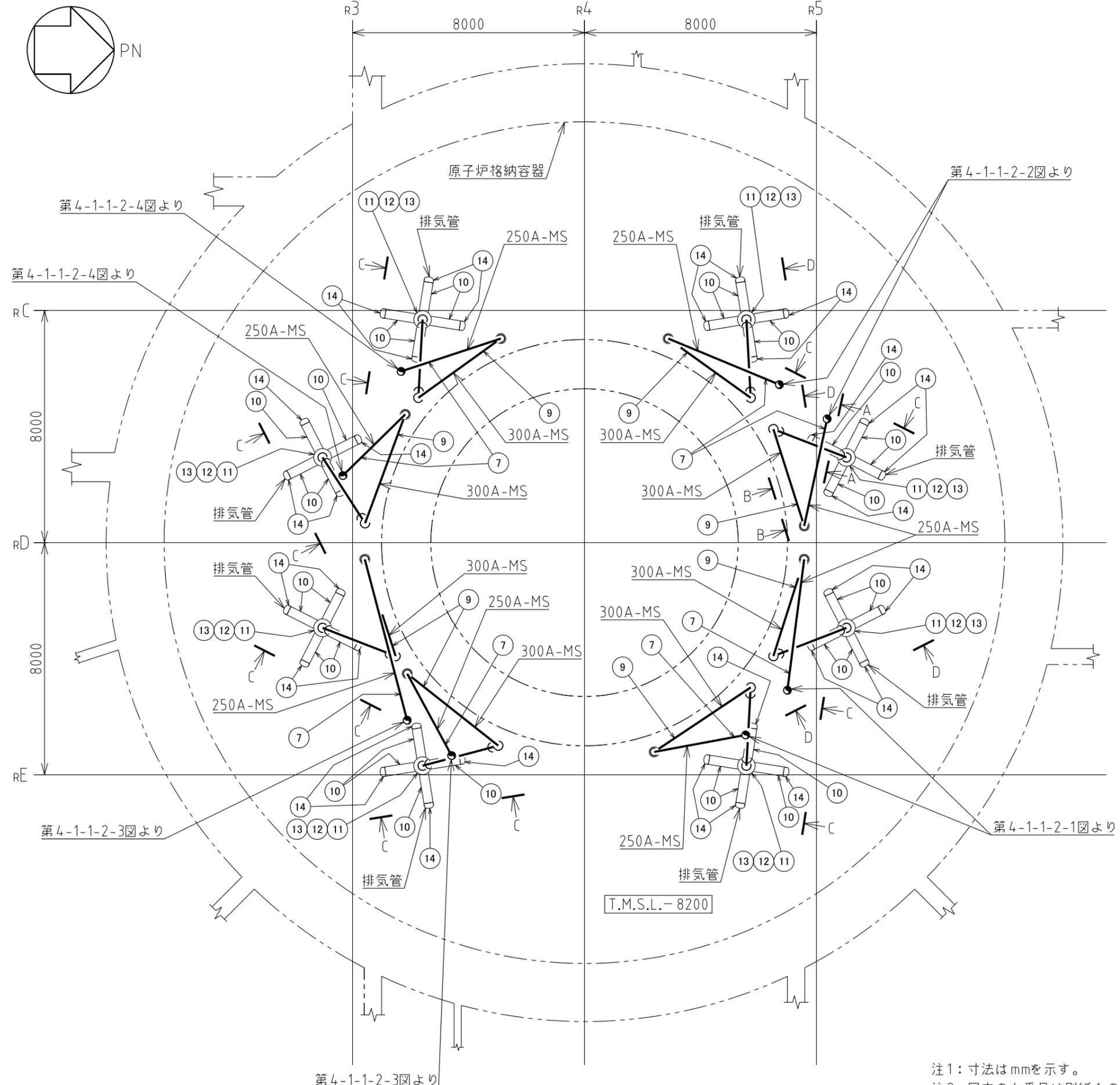
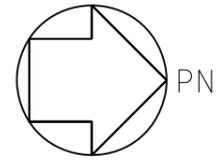
注1：寸法はmmを示す。
 注2：図中の丸番号は別紙1のNOを示す。

原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-1-1-2-3図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）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	



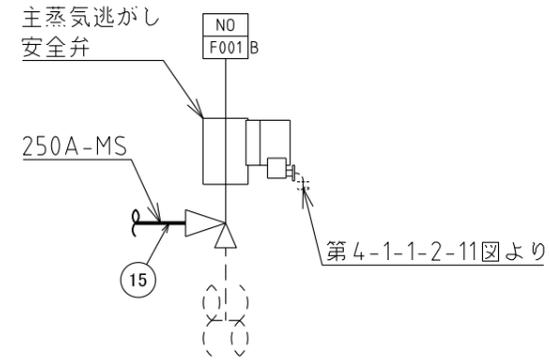
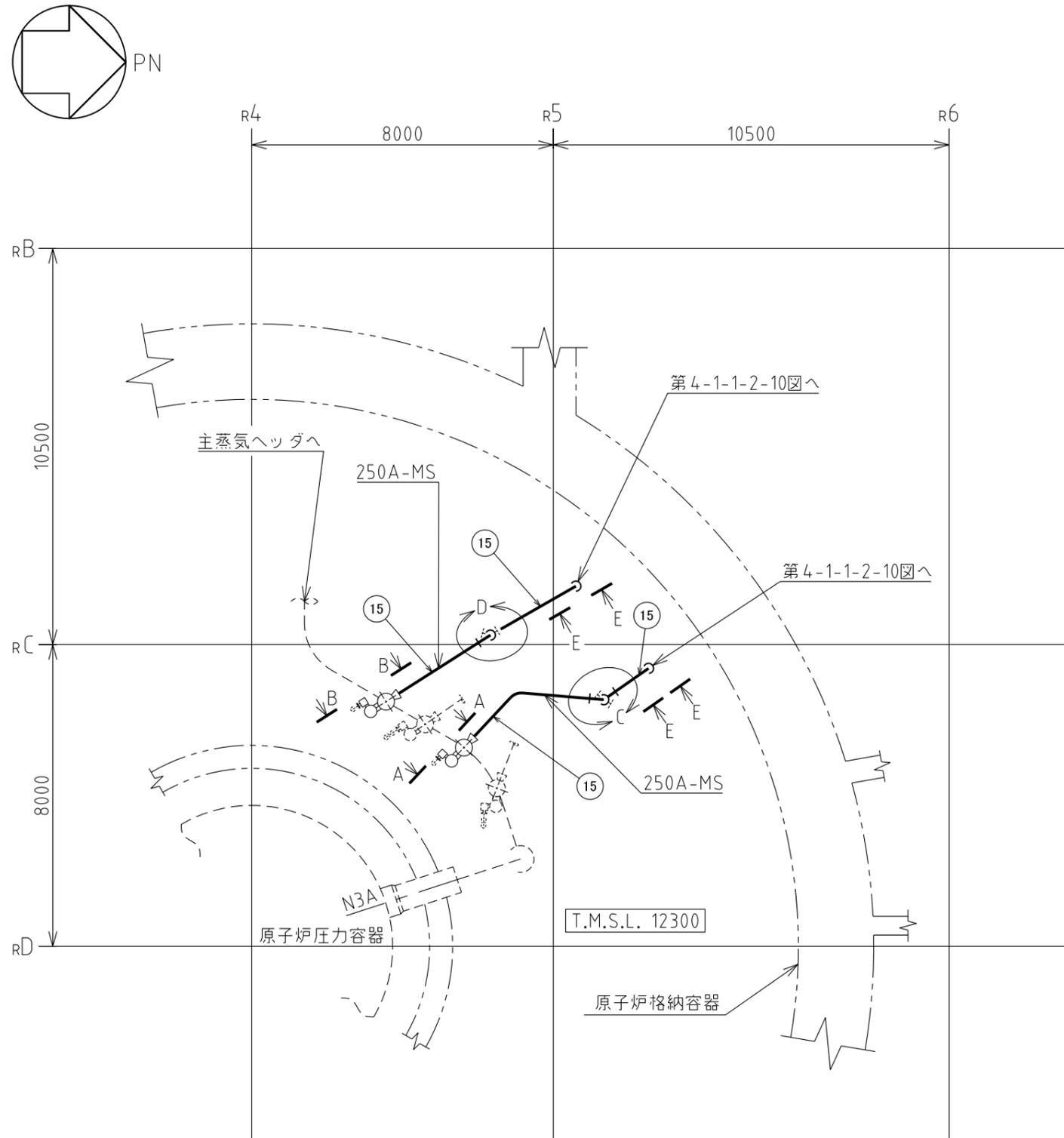
注1：寸法はmmを示す。
注2：図中の丸番号は別紙1のNOを示す。

原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-1-1-2-4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 原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る 主配管の配置を明示した図面（その4）
東京電力ホールディングス株式会社	

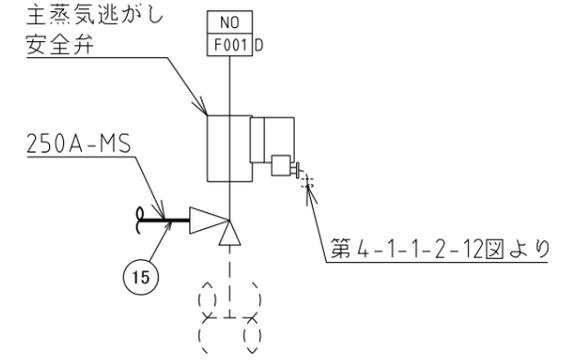


注1：寸法はmmを示す。
 注2：図中の丸番号は別紙1のNOを示す。

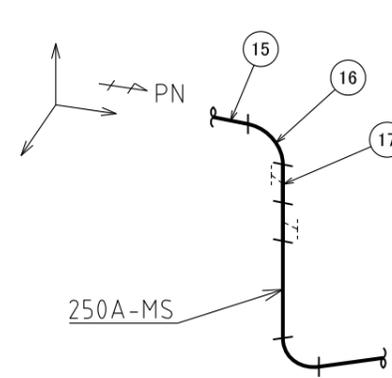
原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-1-1-2-5図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る 主配管の配置を明示した図面（その5）
東京電力ホールディングス株式会社	



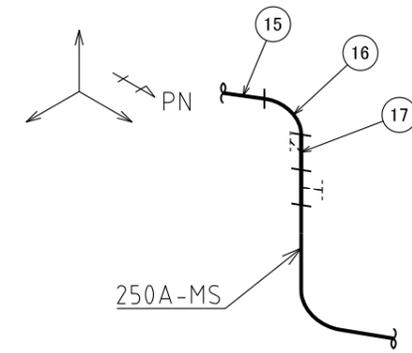
A~A矢視図



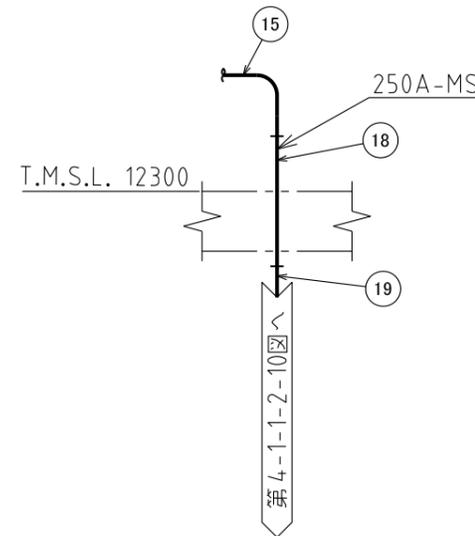
B~B矢視図



C部詳細図



D部詳細図

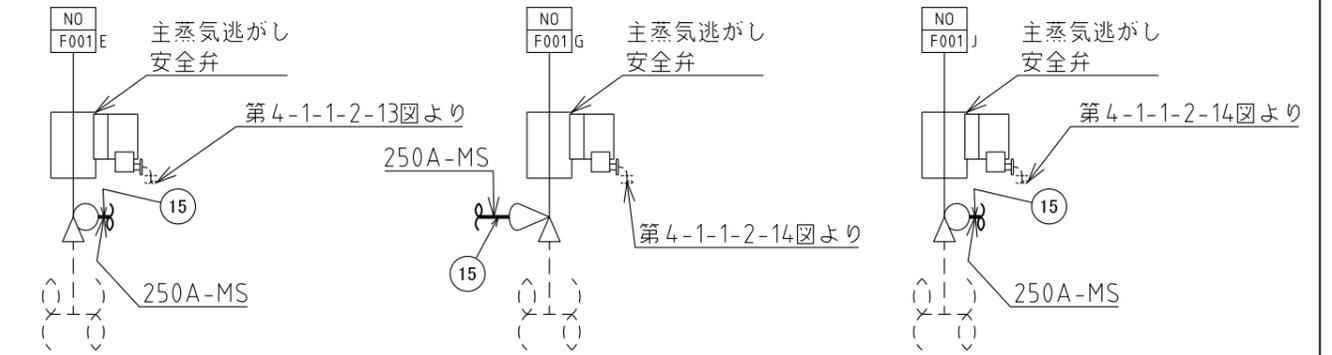
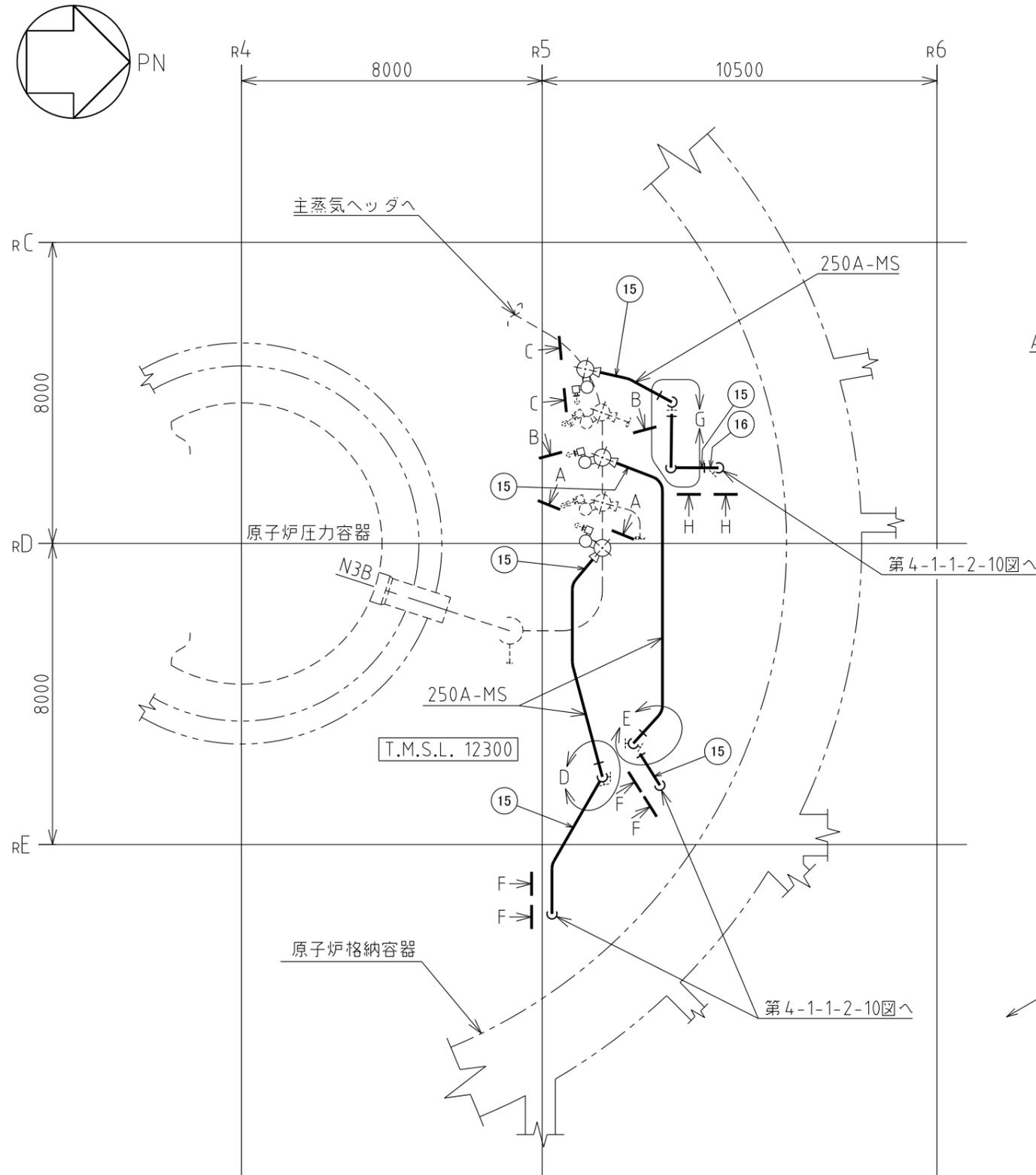


E~E矢視図

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。

原子炉建屋

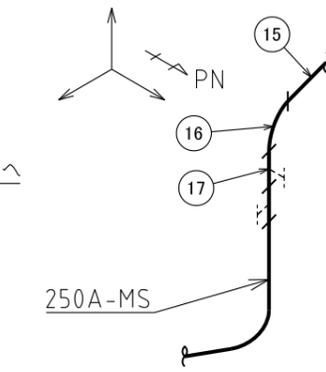
工事計画認可申請	第4-1-1-2-6図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る 主配管の配置を明示した図面（その6）
東京電力ホールディングス株式会社	



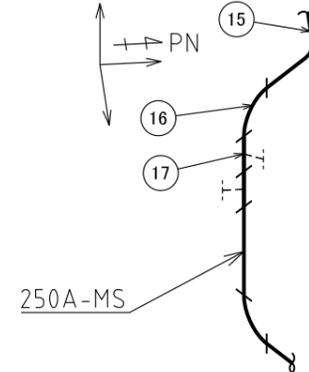
A~A矢視図

B~B矢視図

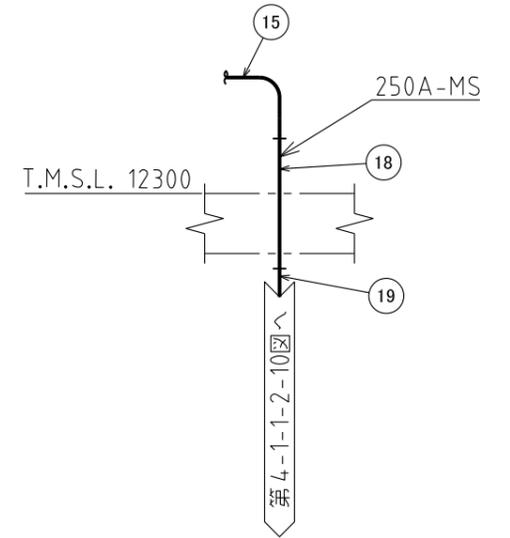
C~C矢視図



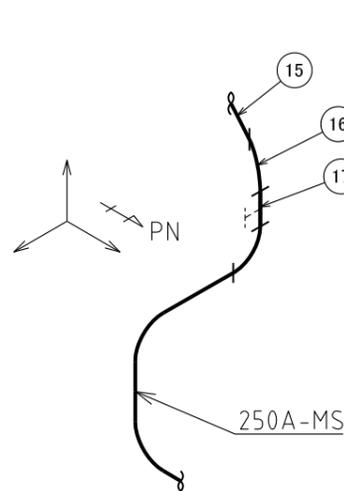
D部詳細図



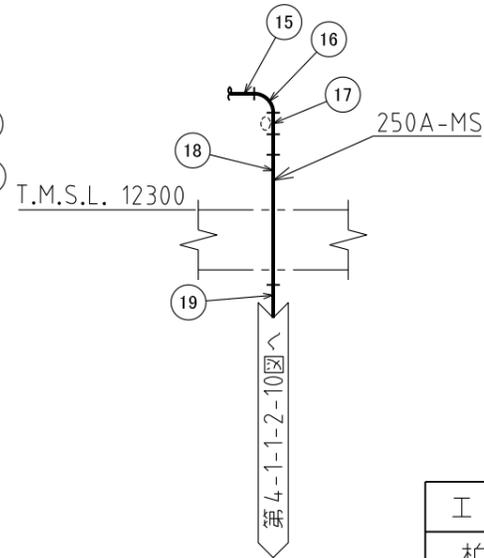
E部詳細図



F~F矢視図



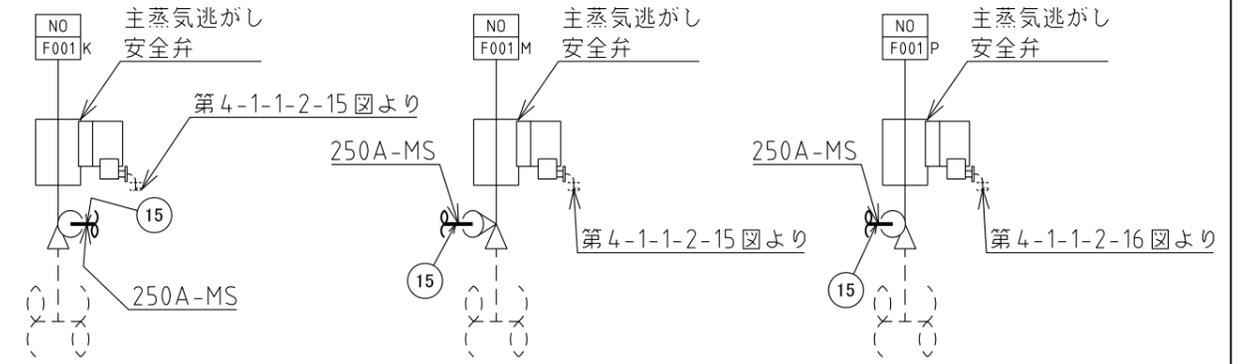
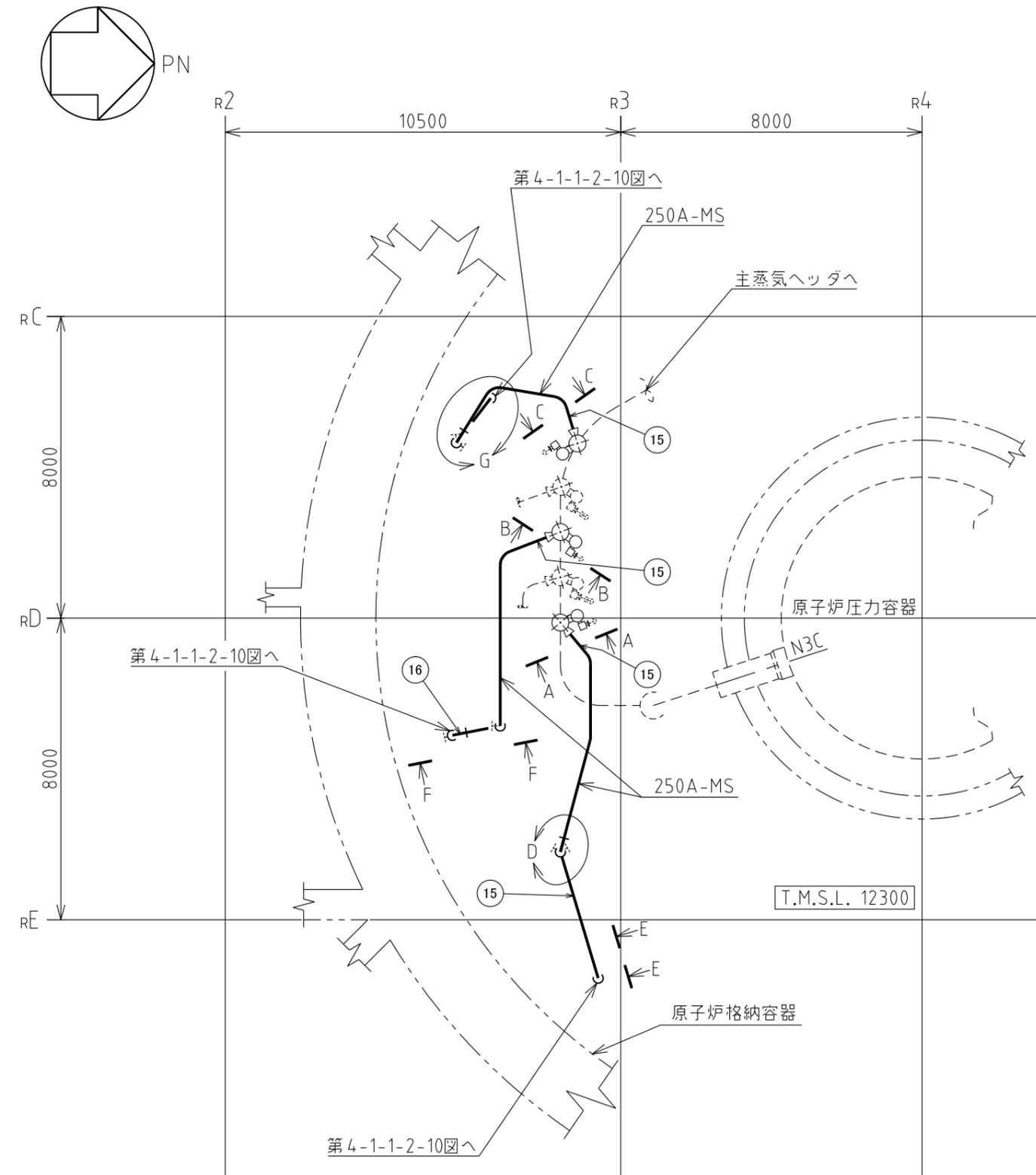
G部詳細図



H~H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。

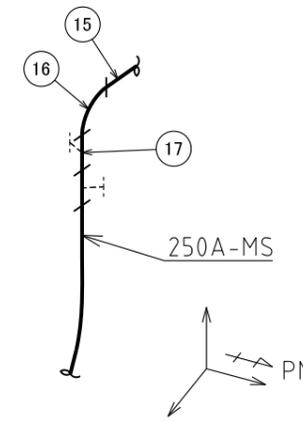
原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-1-1-2-7図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る 主配管の配置を明示した図面（その7）
東京電力ホールディングス株式会社	



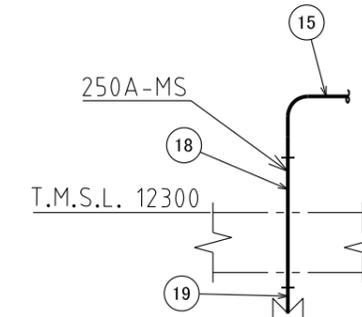
A~A矢視図

B~B矢視図

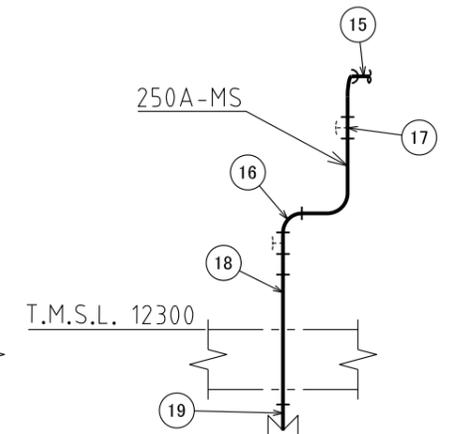
C~C矢視図



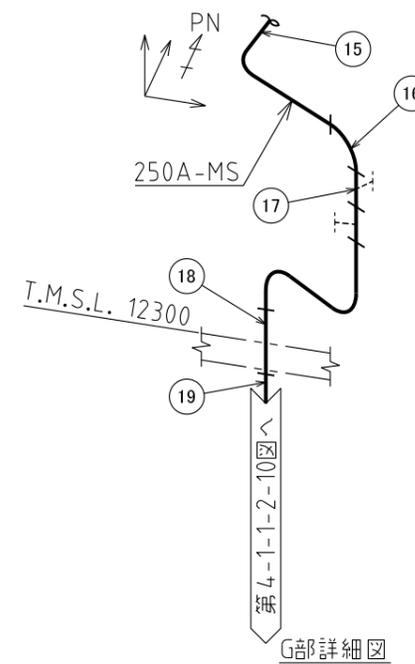
D部詳細図



E~E矢視図



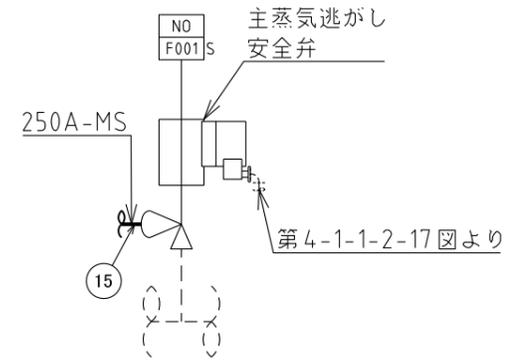
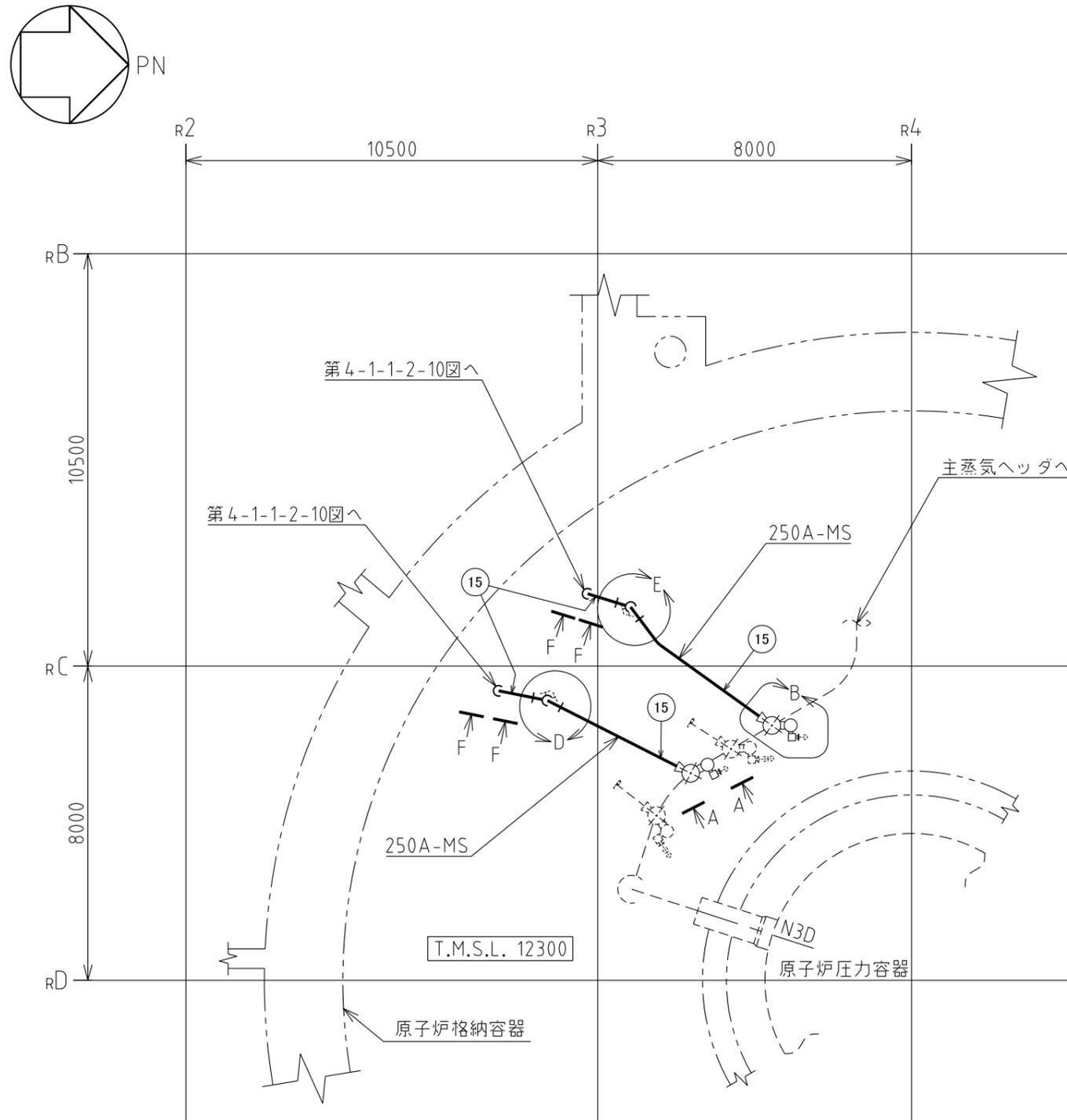
F~F矢視図



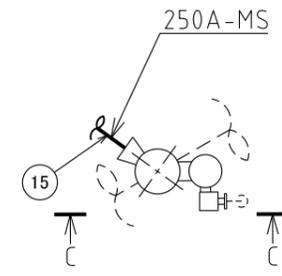
G部詳細図

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。

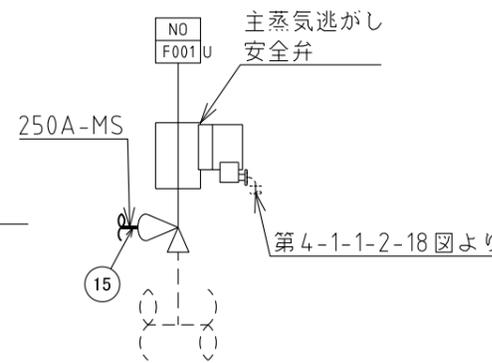
原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-1-1-2-8図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る 主配管の配置を明示した図面（その8）
東京電力ホールディングス株式会社	



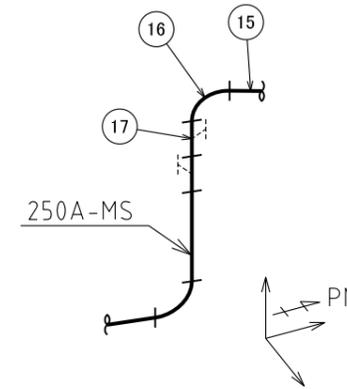
A~A矢視図



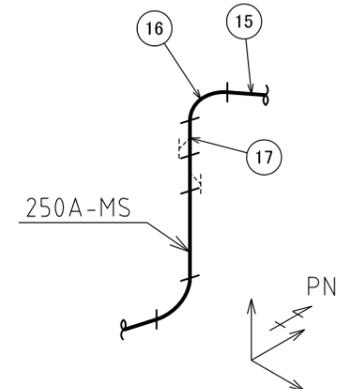
B部詳細図



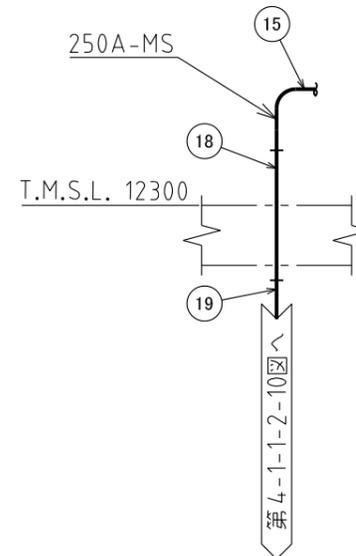
C~C矢視図



D部詳細図



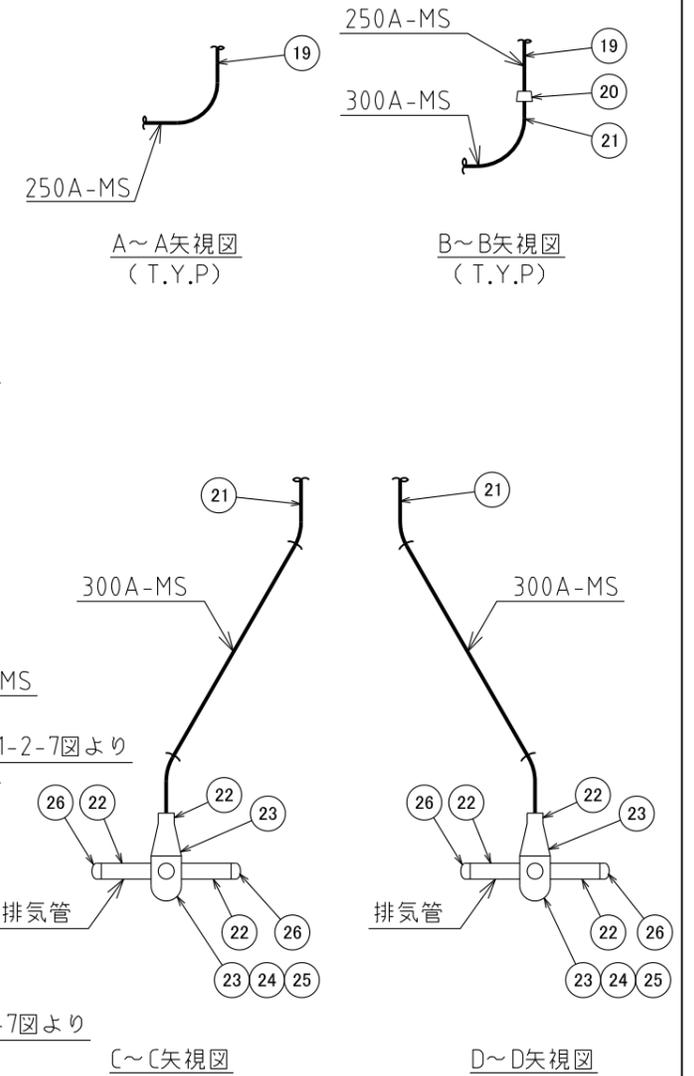
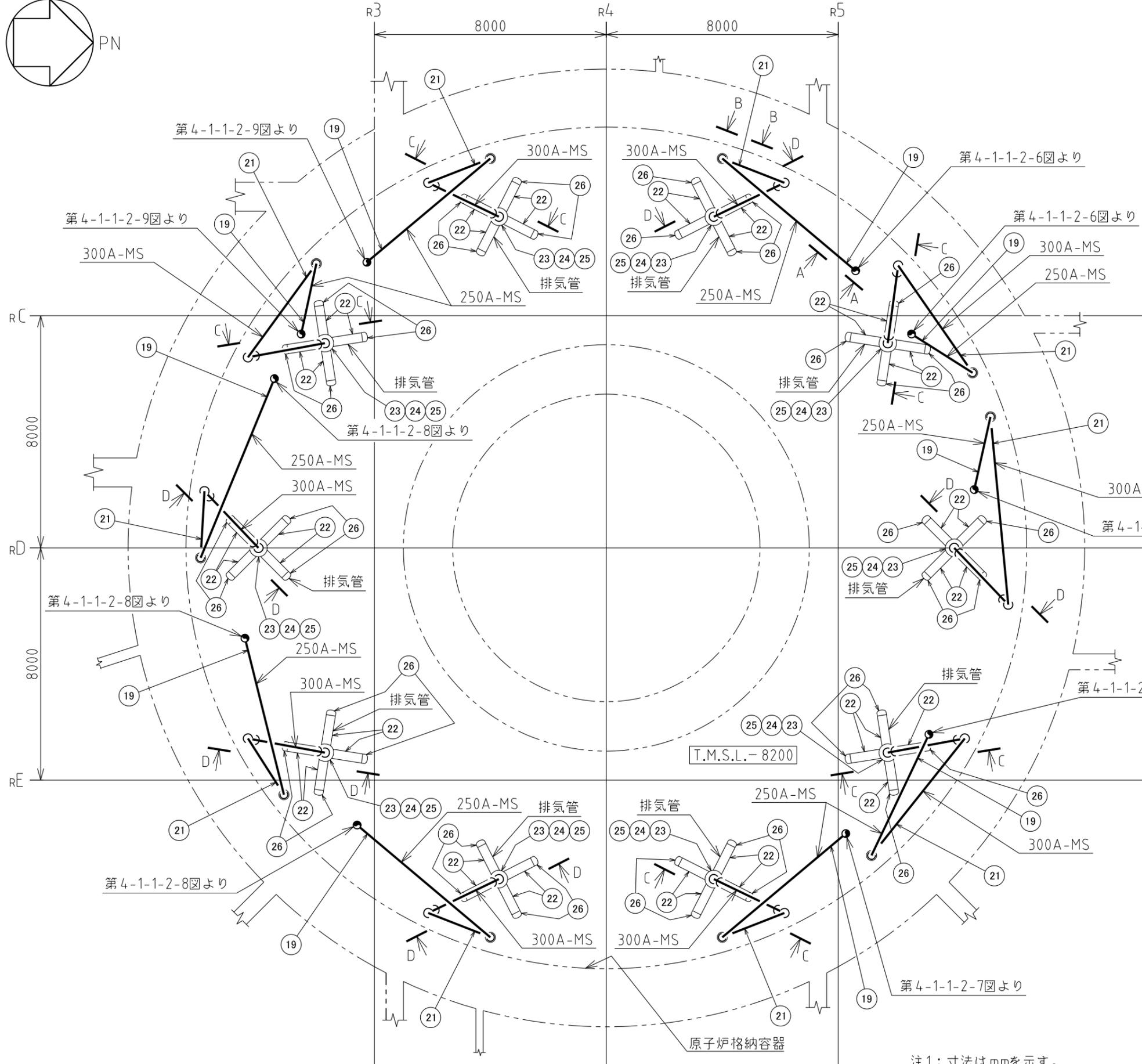
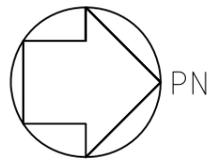
E部詳細図



F~F矢視図

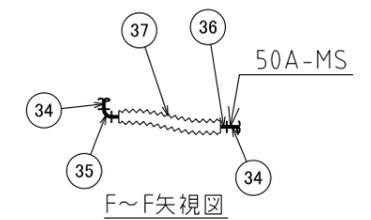
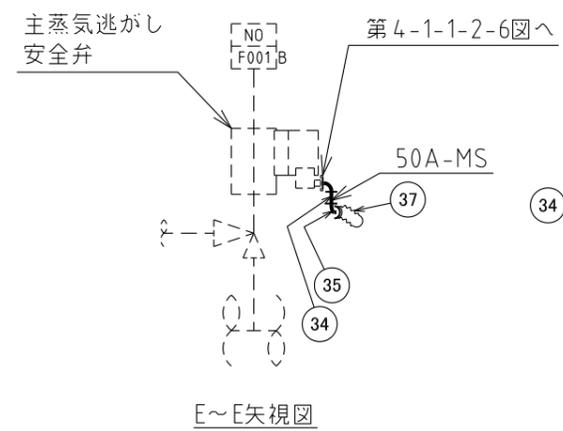
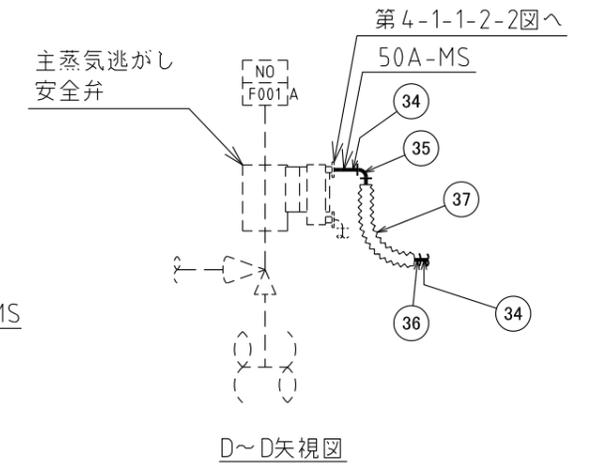
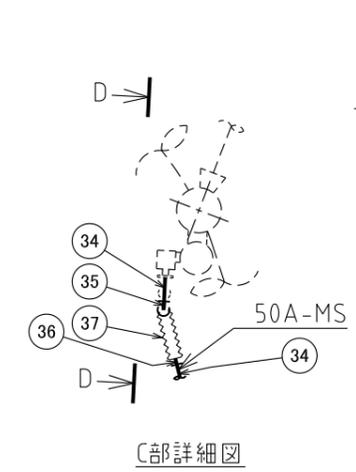
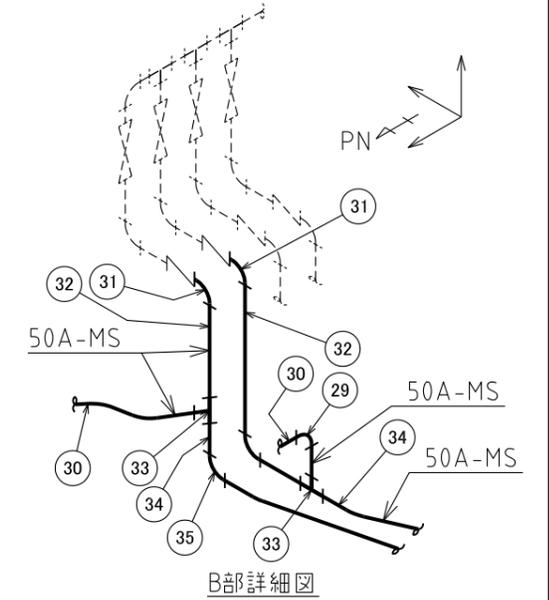
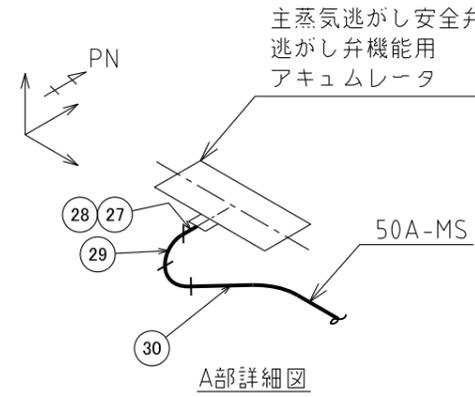
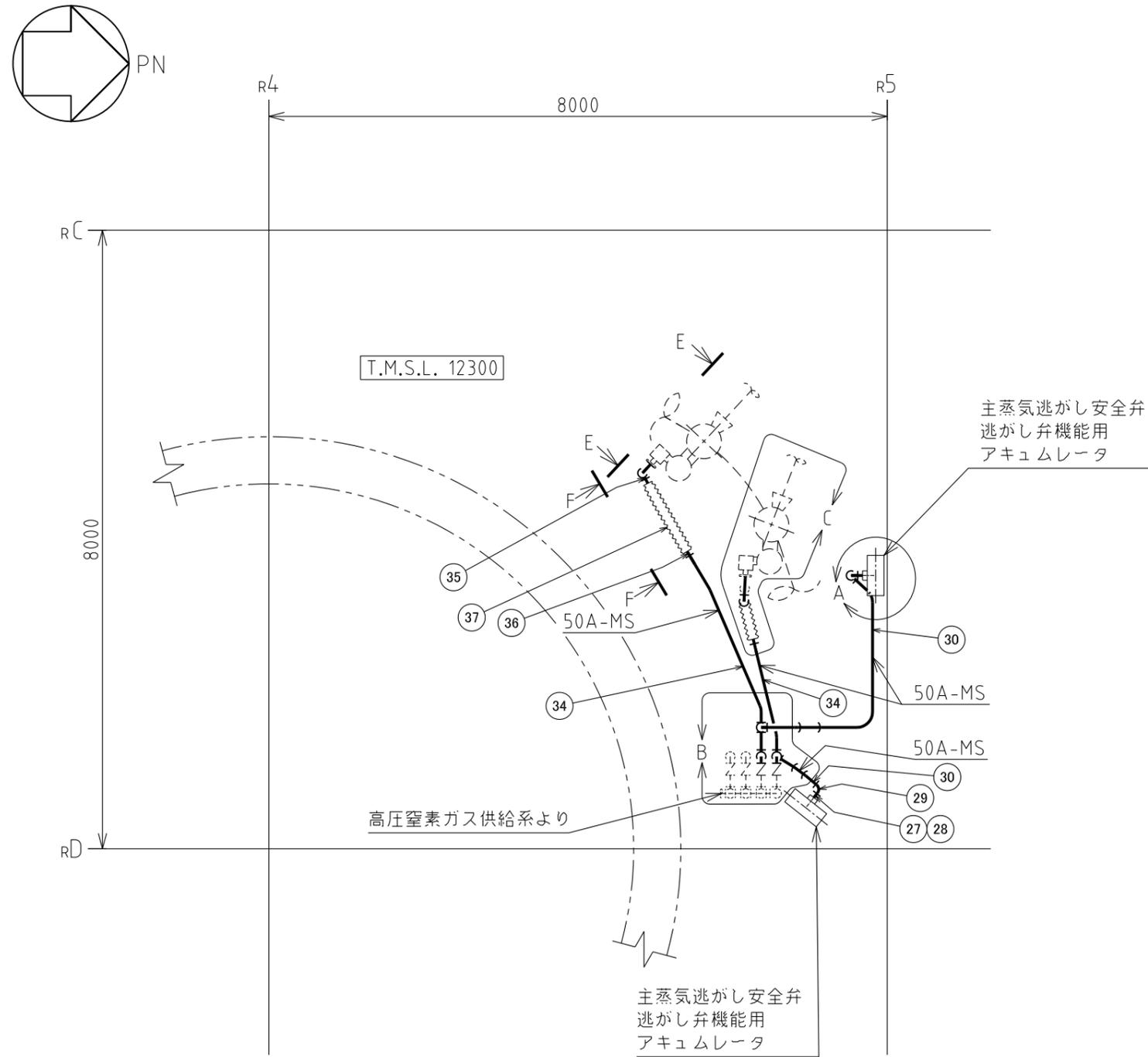
注1：寸法はmmを示す。
 注2：図中の丸番号は別紙1のNOを示す。

原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-1-1-2-9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 原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）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	



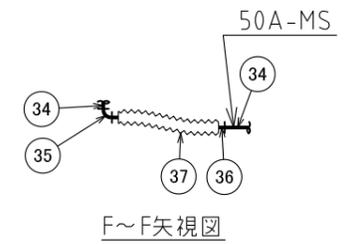
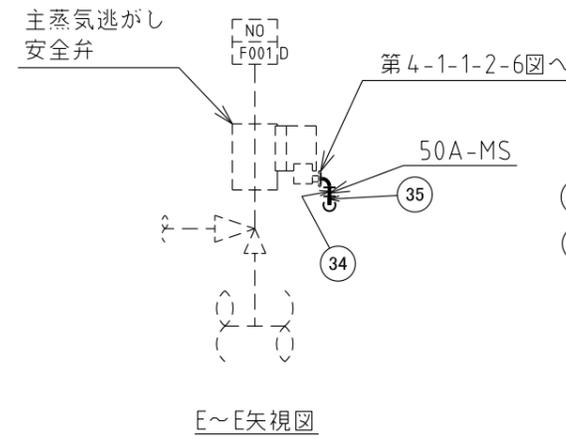
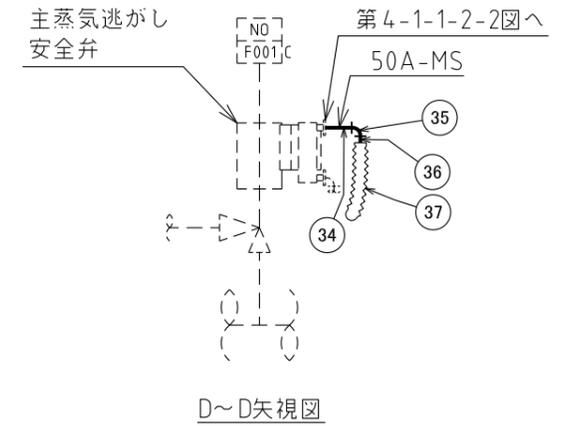
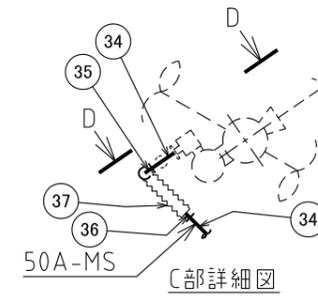
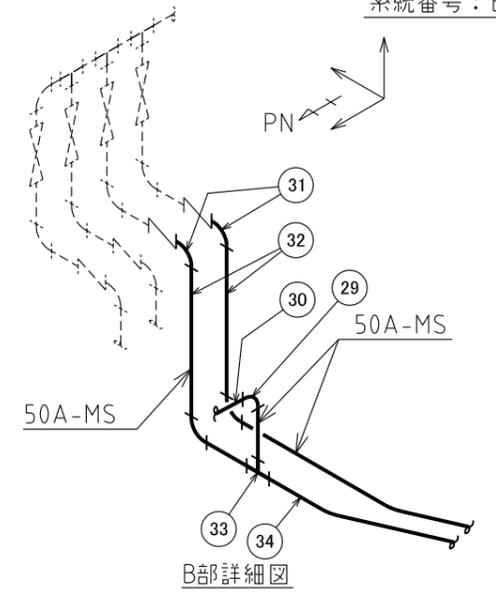
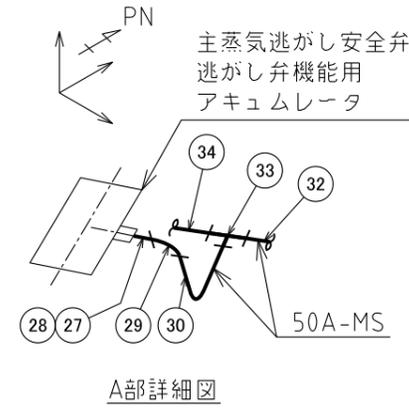
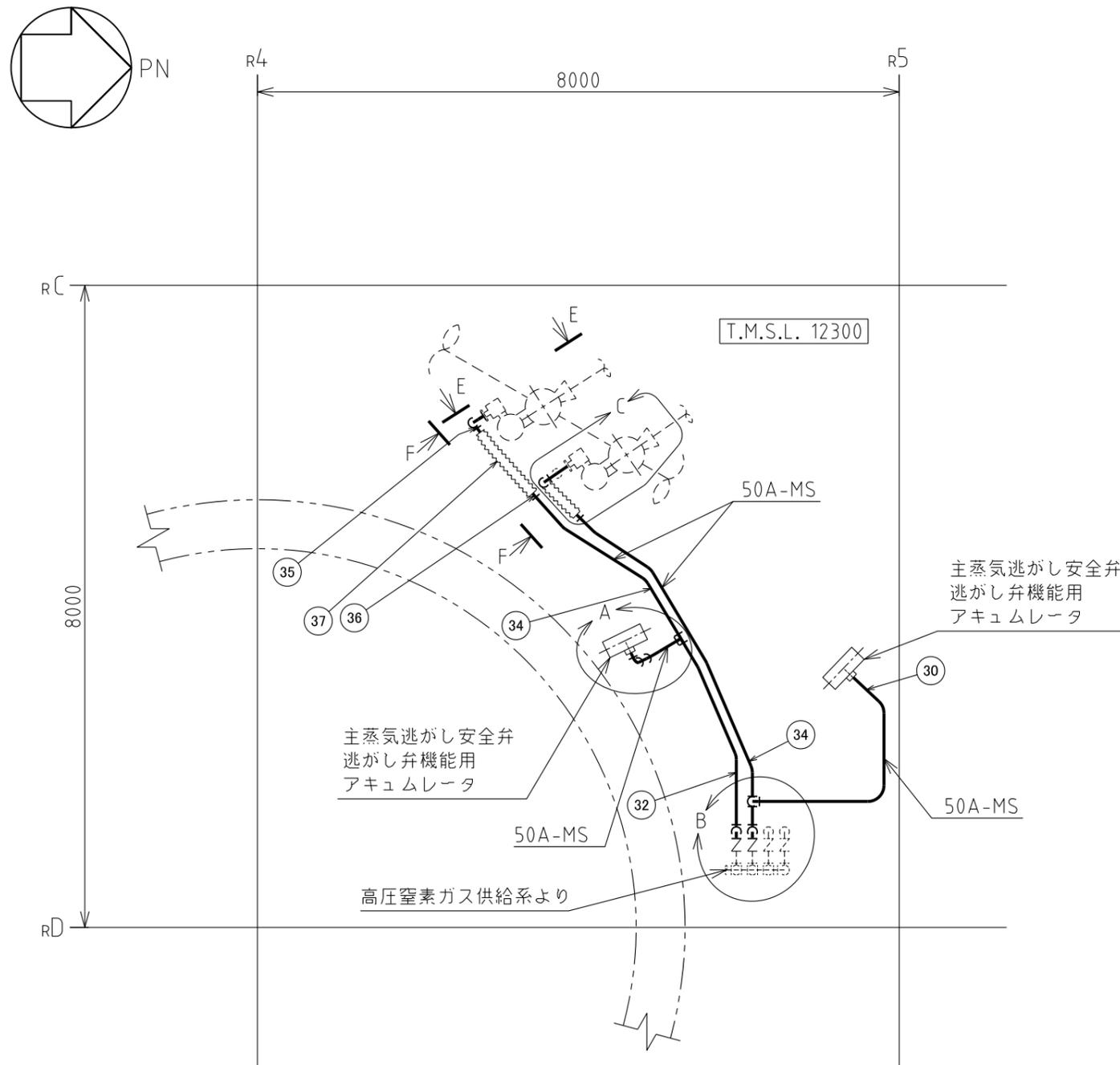
注1：寸法はmmを示す。
 注2：図中の丸番号は別紙1のNOを示す。

原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-1-1-2-10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 原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）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	



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。

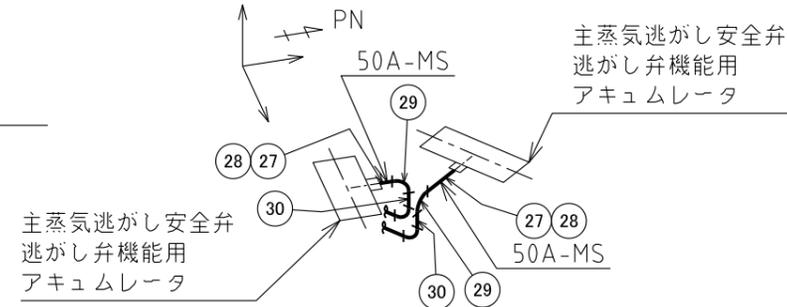
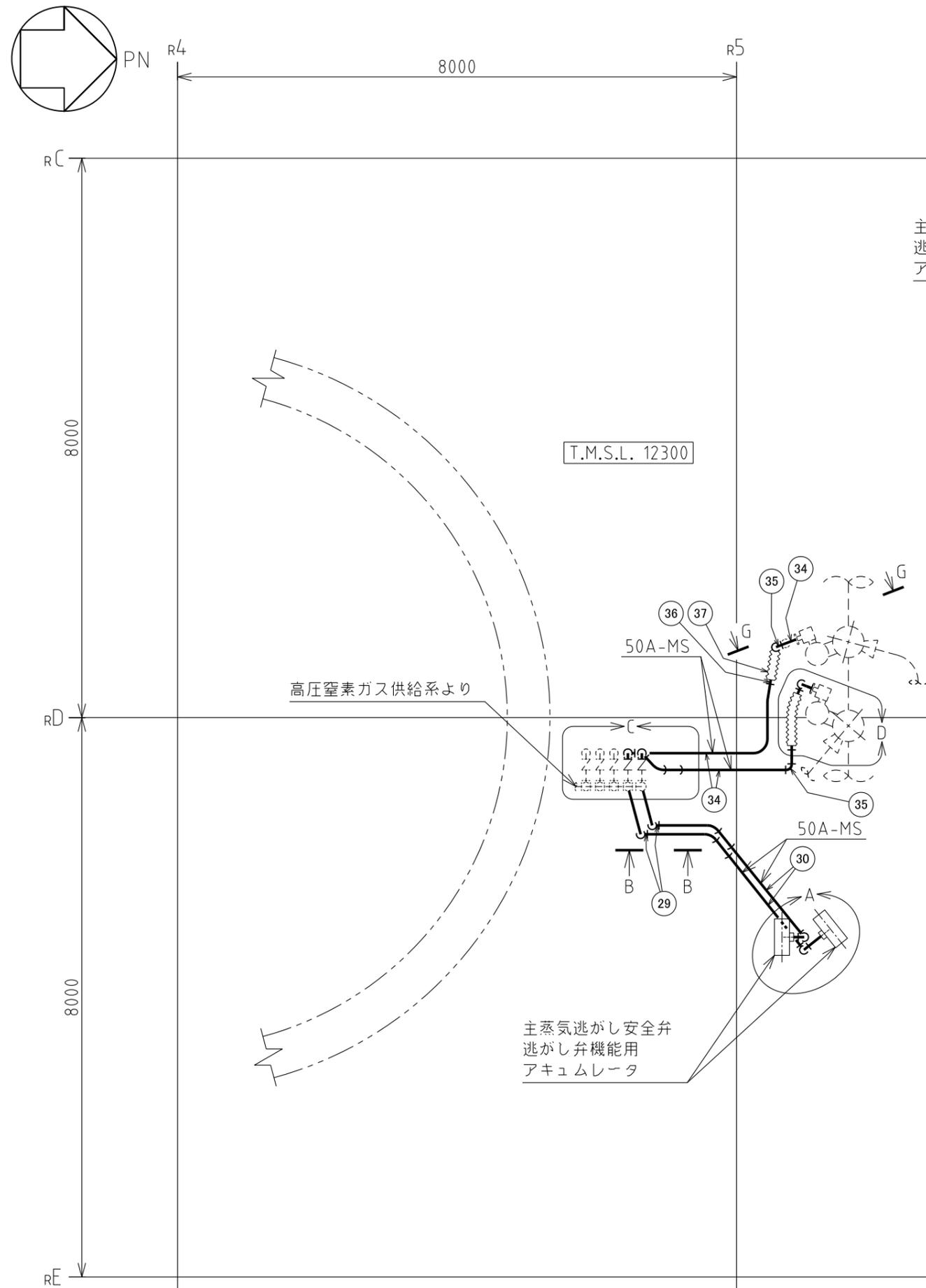
原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-1-1-2-11図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る 主配管の配置を明示した図面（その11）
東京電力ホールディングス株式会社	



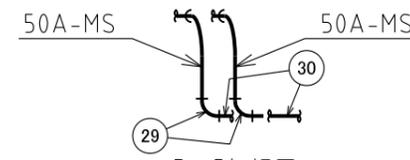
原子炉建屋

工事計画認可申請	第4-1-1-2-12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 原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）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	

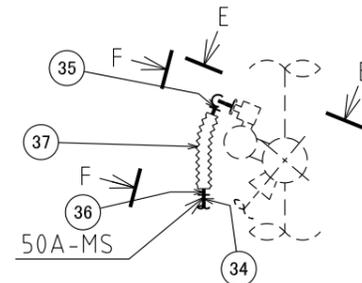
注1：寸法はmmを示す。
注2：図中の丸番号は別紙1のNOを示す。



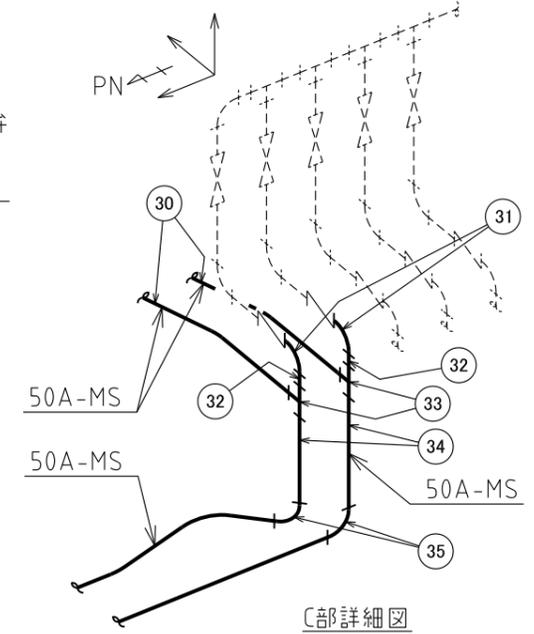
A部詳細図



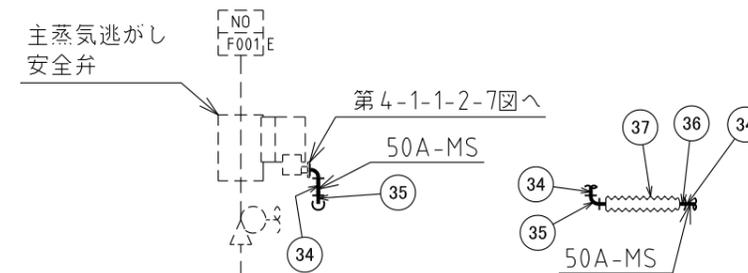
B部詳細図



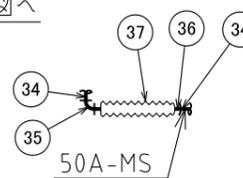
D部詳細図



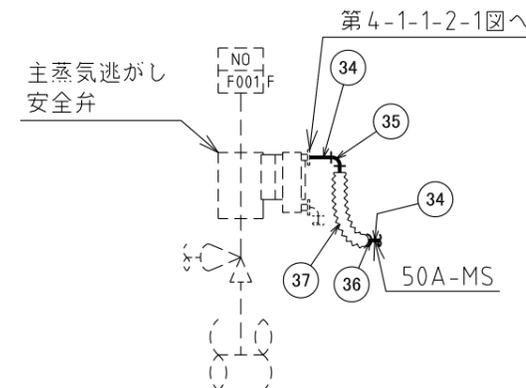
C部詳細図



E部詳細図



F部詳細図

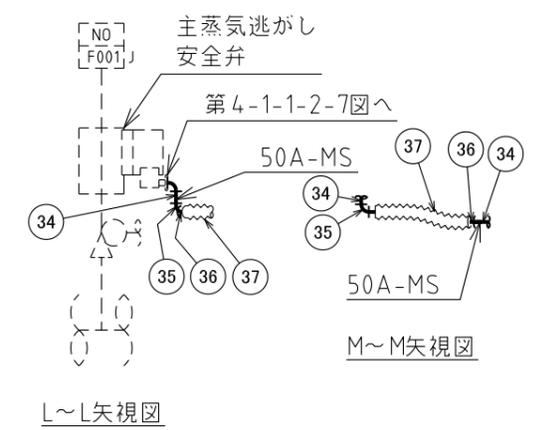
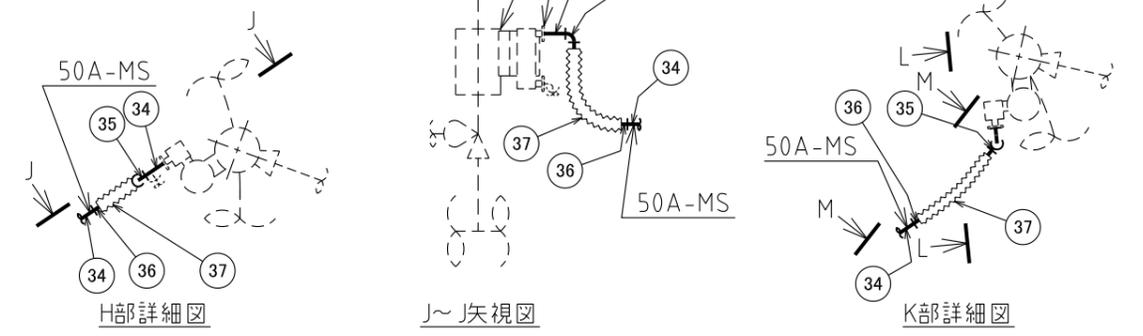
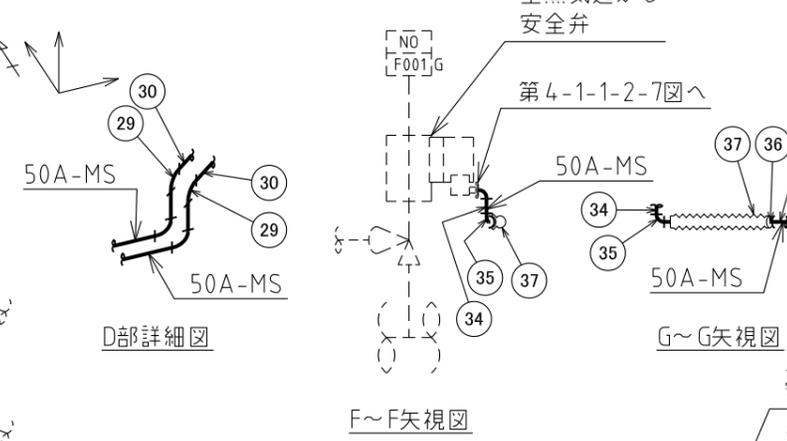
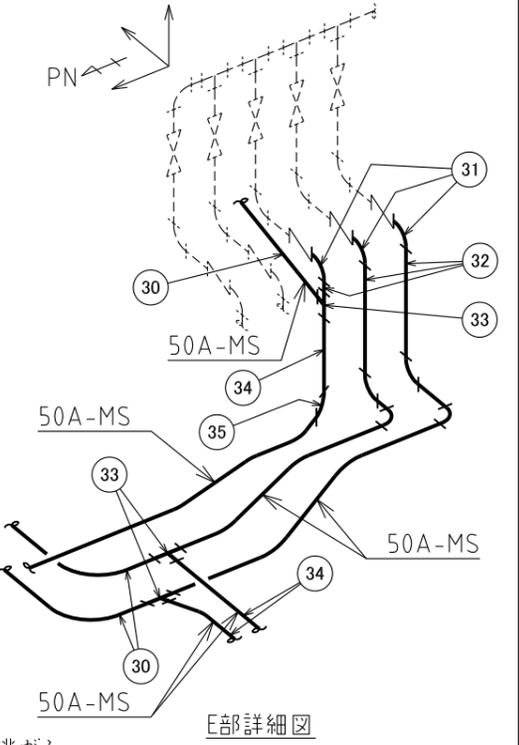
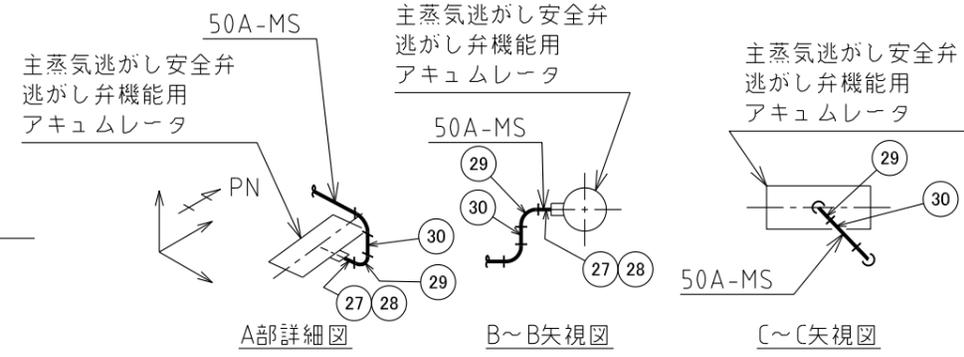
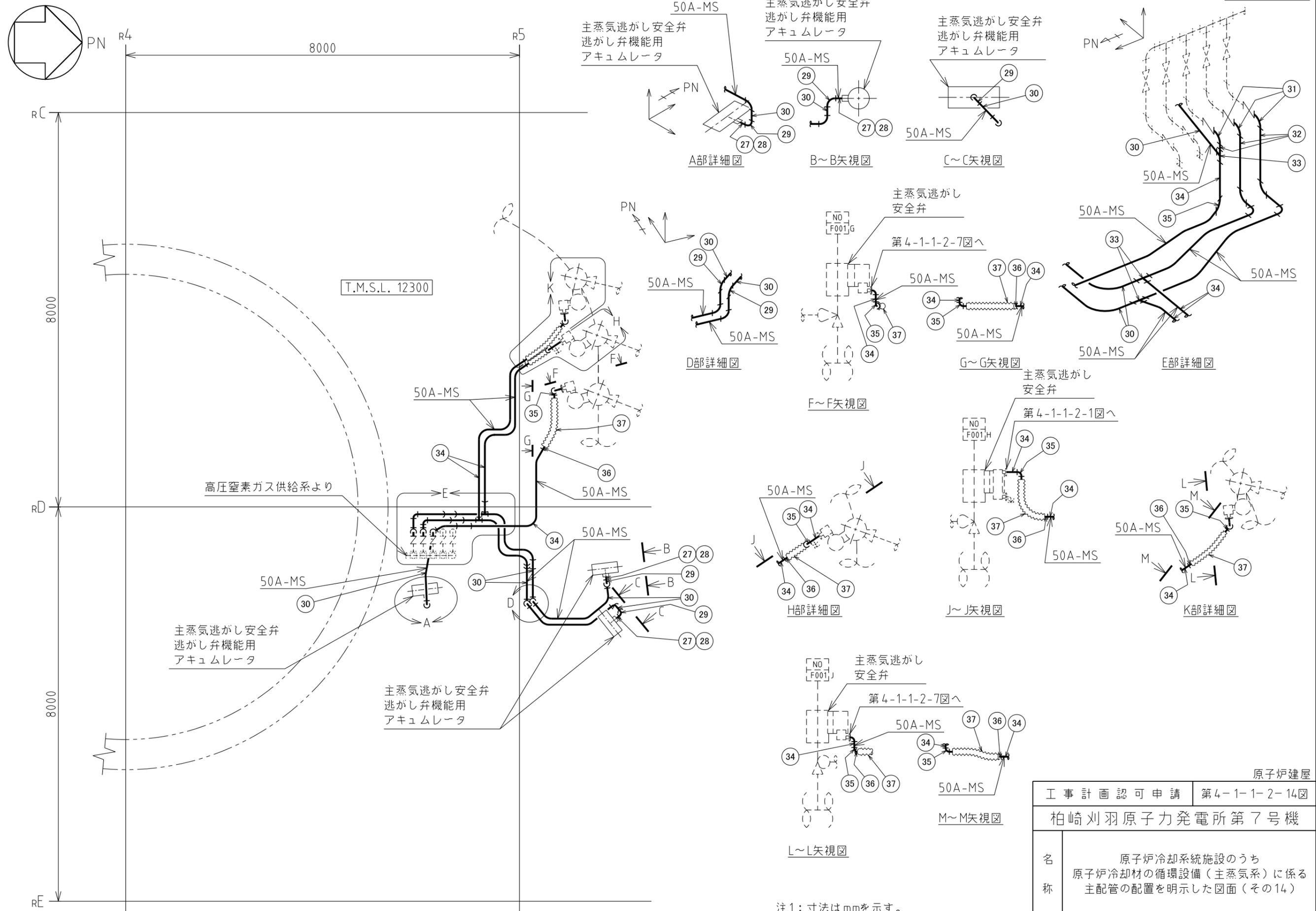


G部詳細図

原子炉建屋

工事計画認可申請	第4-1-1-2-13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 原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）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	

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。



高圧窒素ガス供給系より

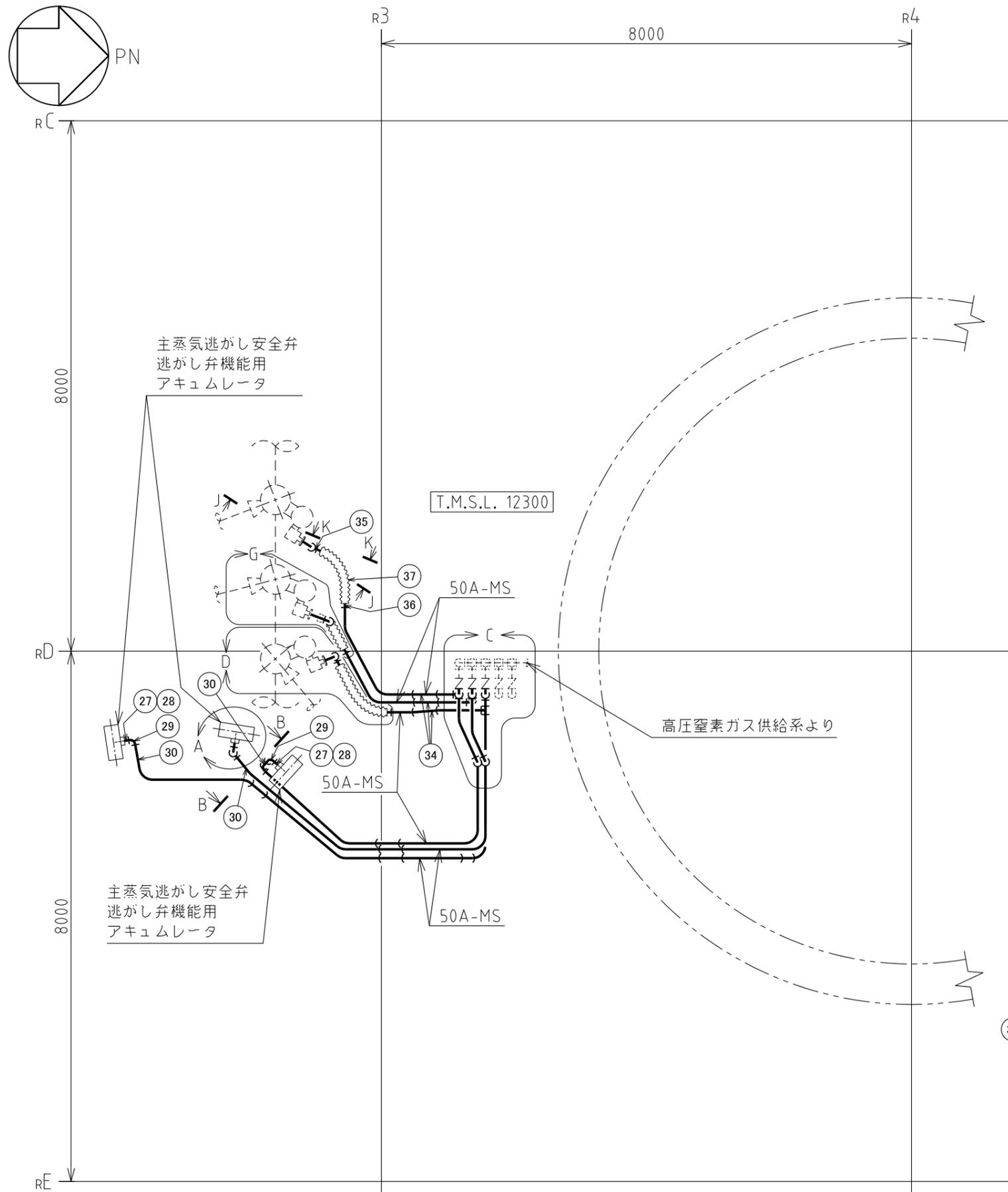
主蒸気逃がし安全弁
逃がし弁機能用
アキュムレータ

主蒸気逃がし安全弁
逃がし弁機能用
アキュムレータ

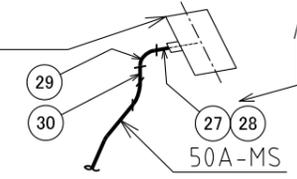
T.M.S.L. 12300

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4-1-1-2-14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 原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）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	

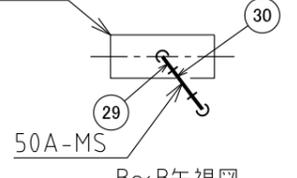


主蒸気逃がし安全弁
逃がし弁機能用
アキュムレータ

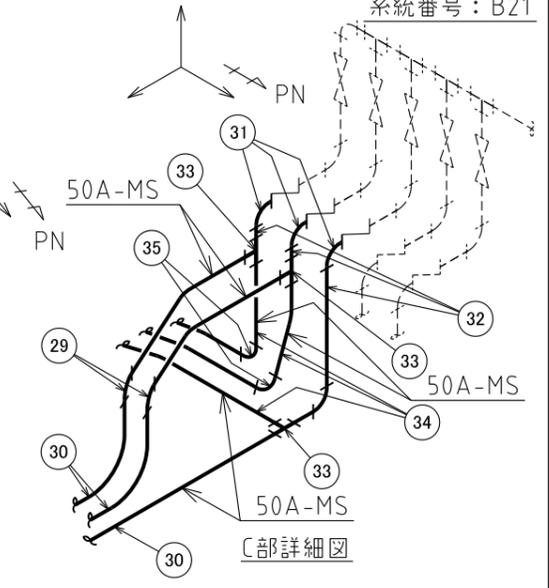


A部詳細図

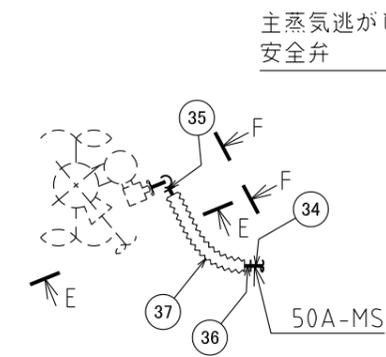
主蒸気逃がし安全弁
逃がし弁機能用
アキュムレータ



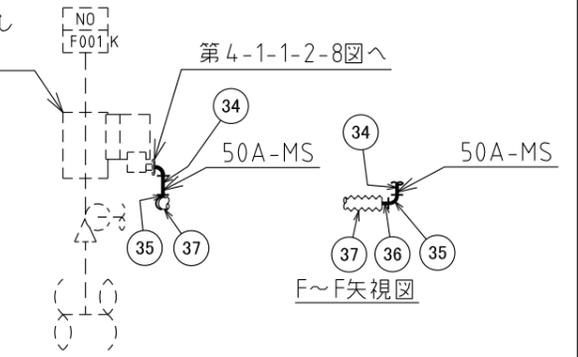
B部詳細図



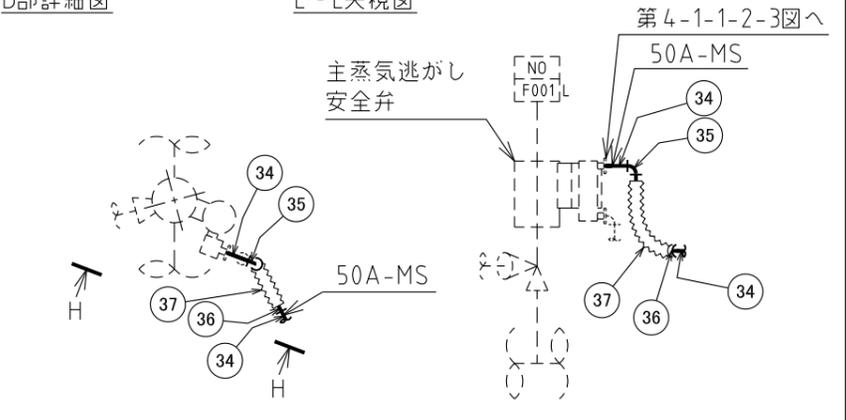
C部詳細図



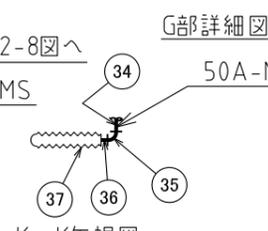
D部詳細図



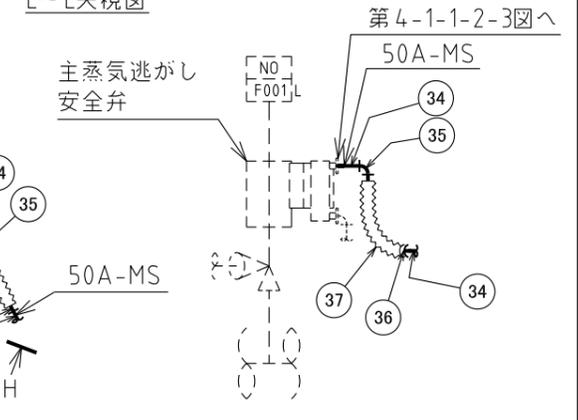
E部詳細図



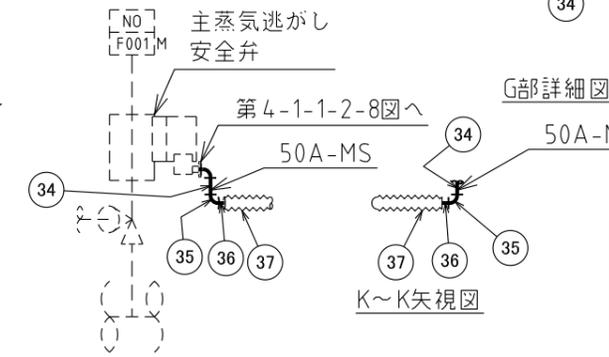
F部詳細図



G部詳細図



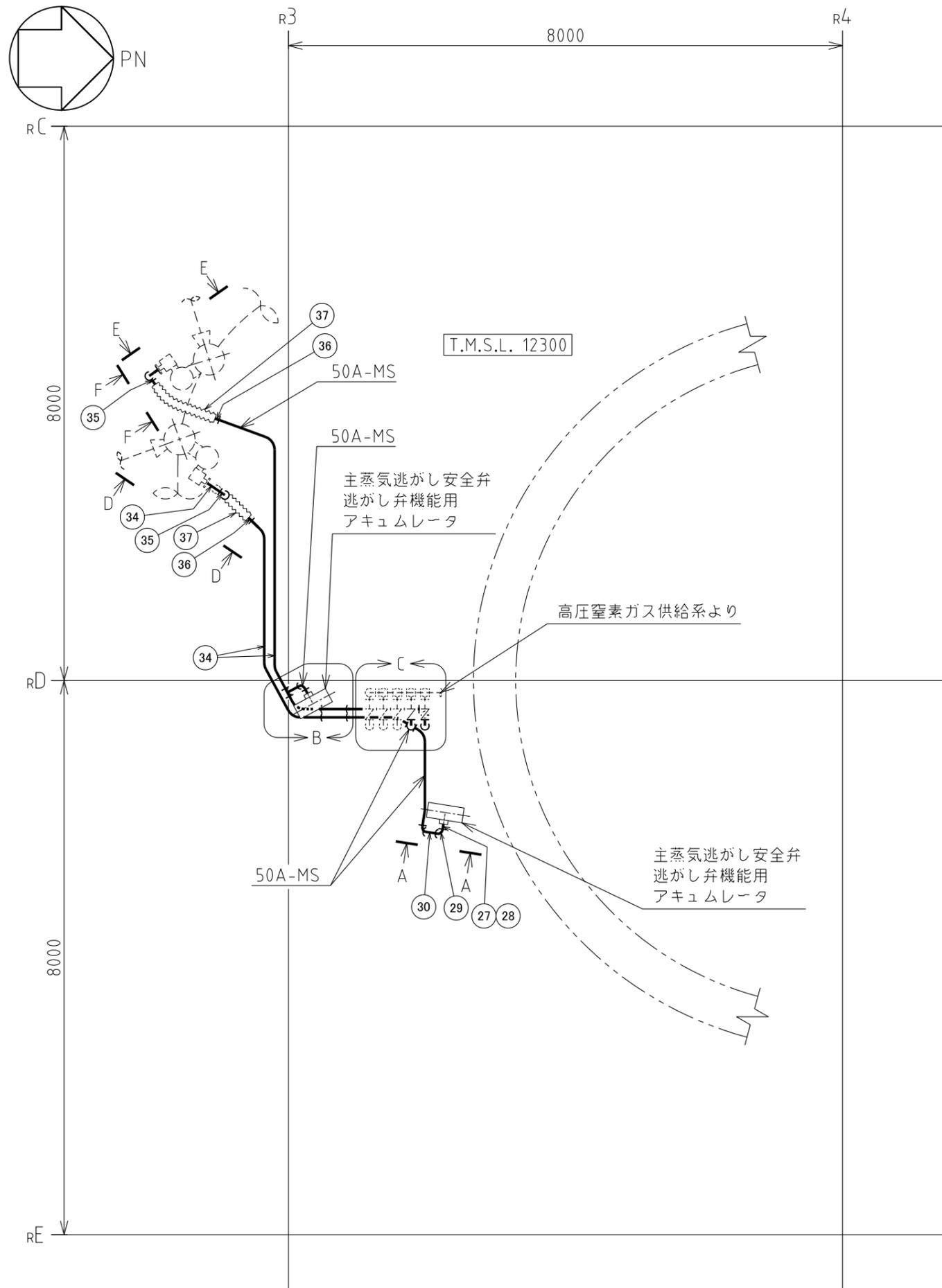
H部詳細図



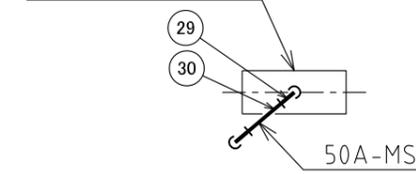
I部詳細図

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。

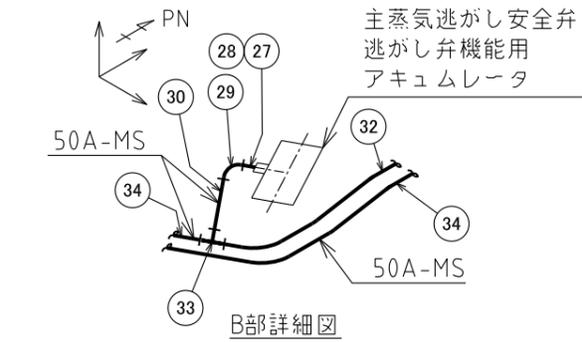
原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-1-1-2-15図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る 主配管の配置を明示した図面（その15）
東京電力ホールディングス株式会社	



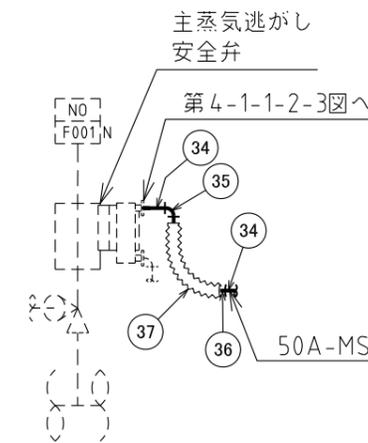
主蒸気逃がし安全弁
逃がし弁機能用
アキュムレータ



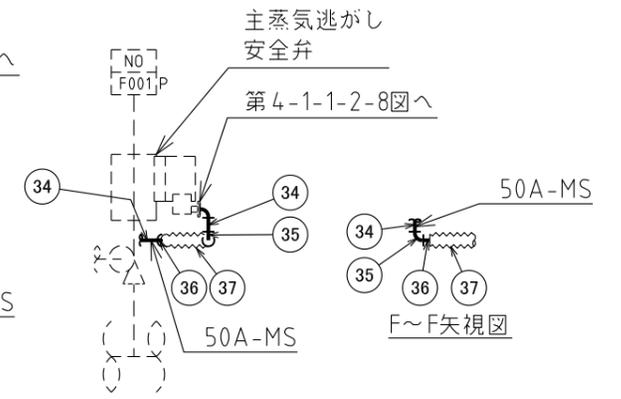
A~A矢視図



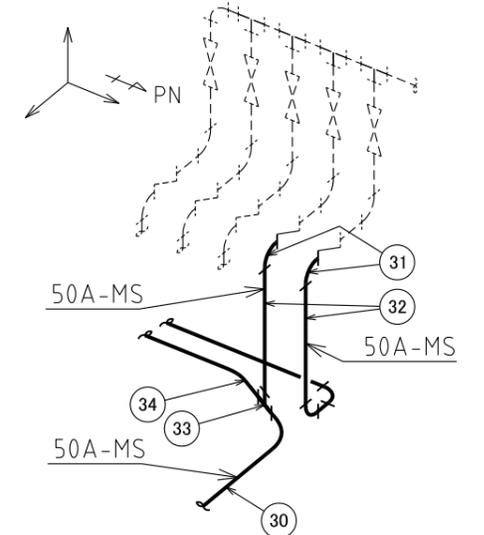
B部詳細図



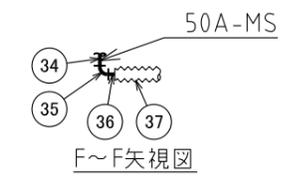
D~D矢視図



E~E矢視図



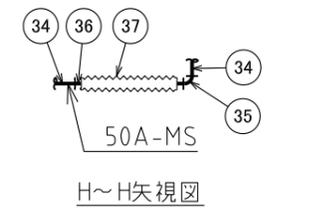
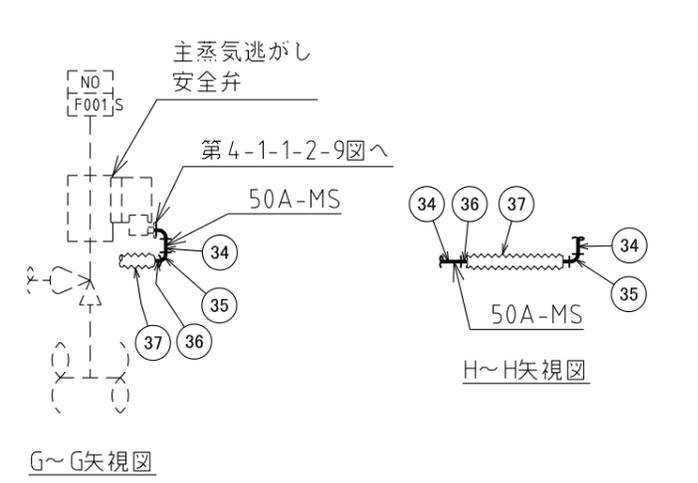
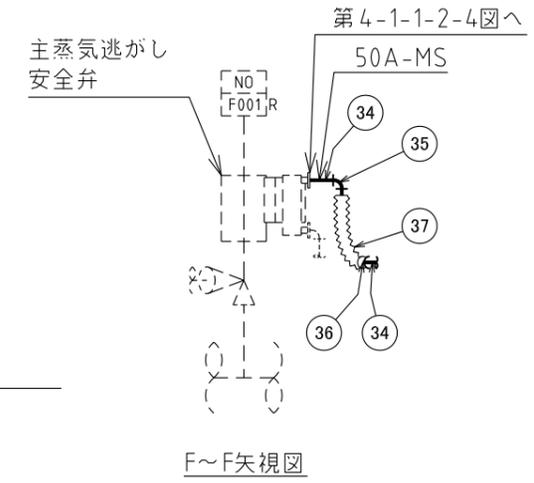
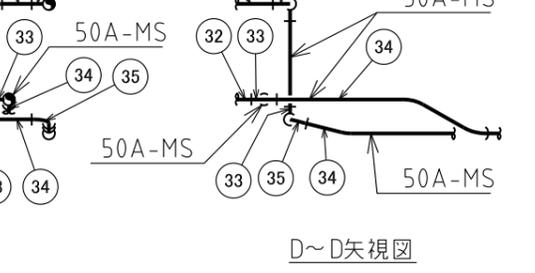
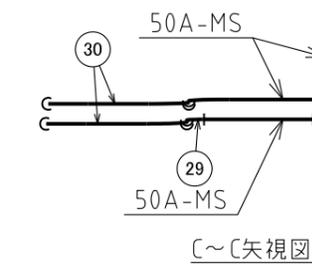
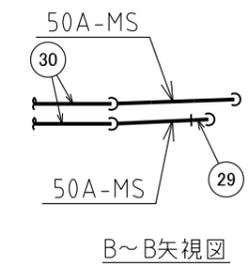
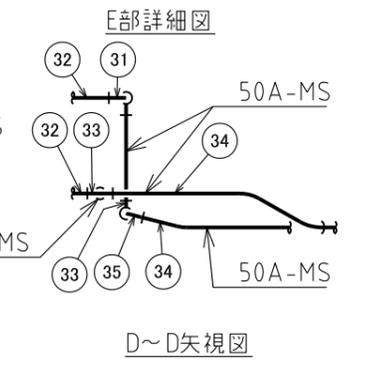
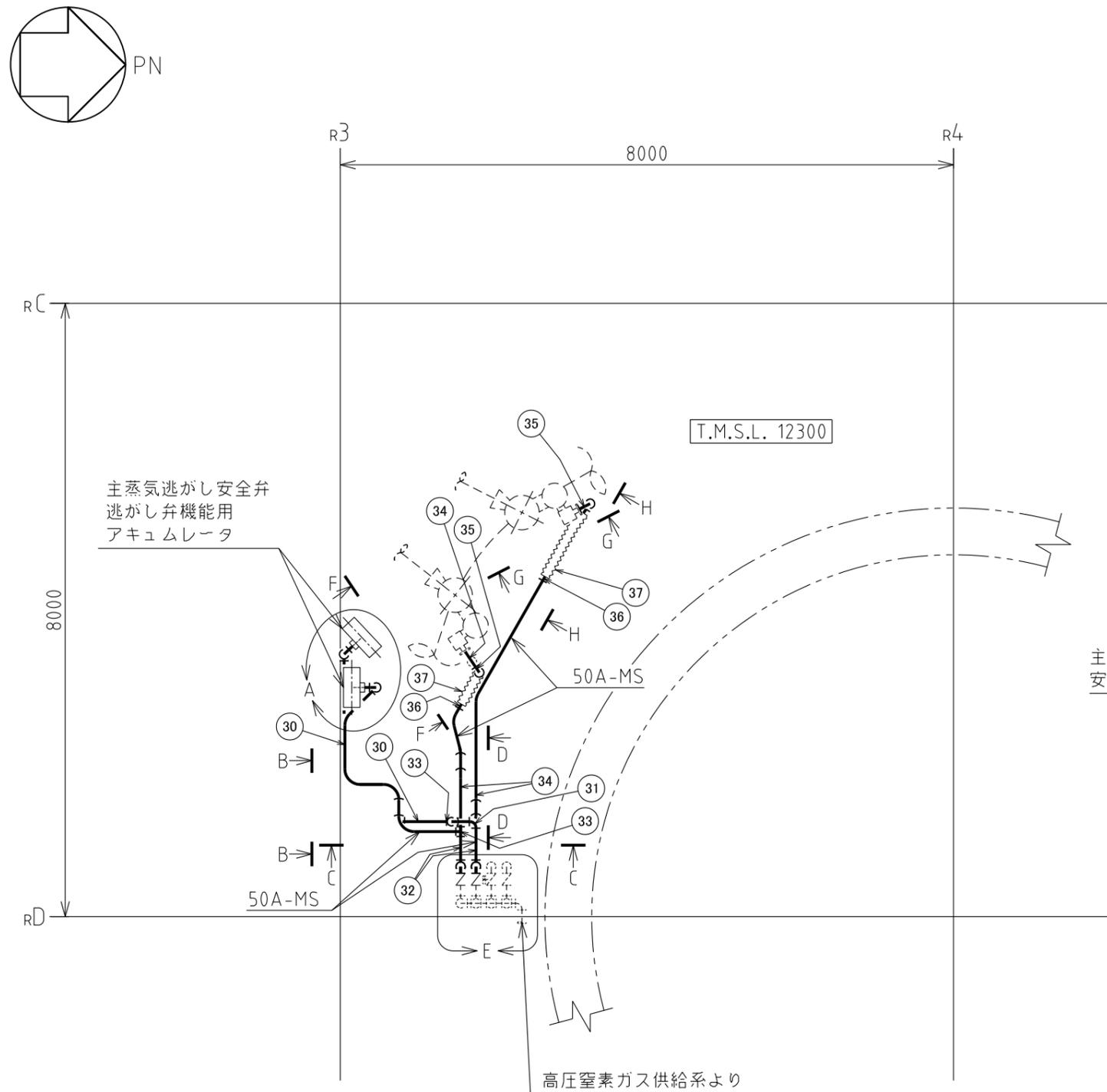
C部詳細図



F~F矢視図

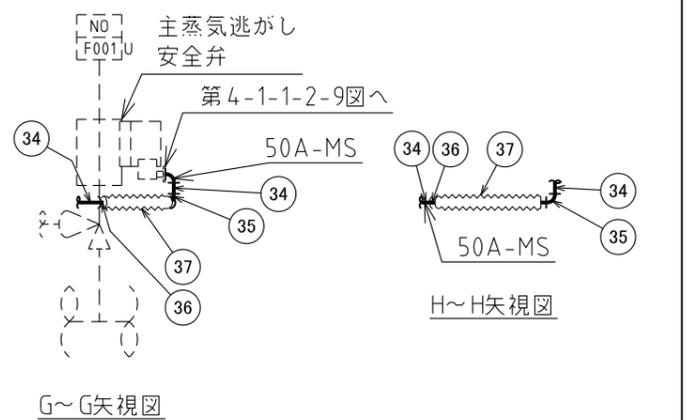
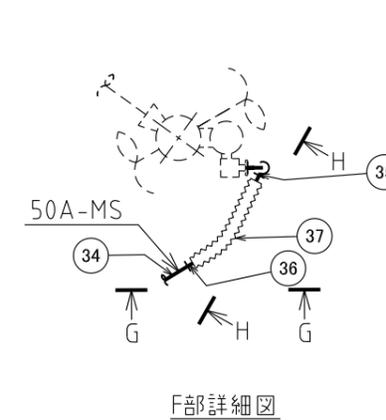
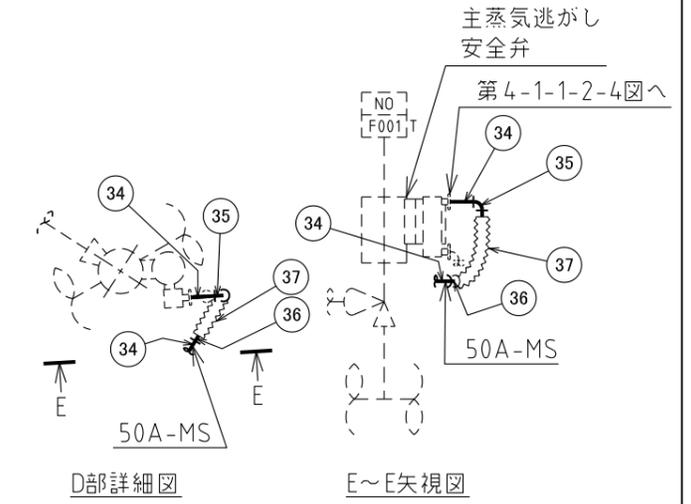
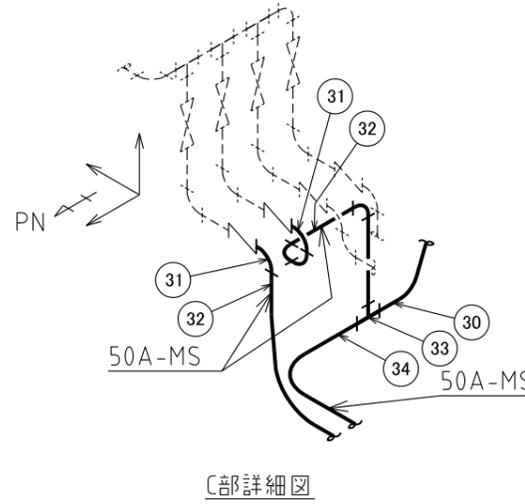
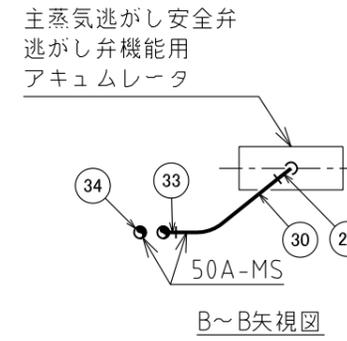
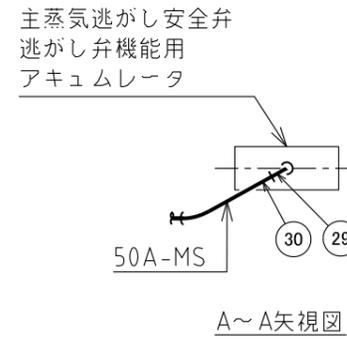
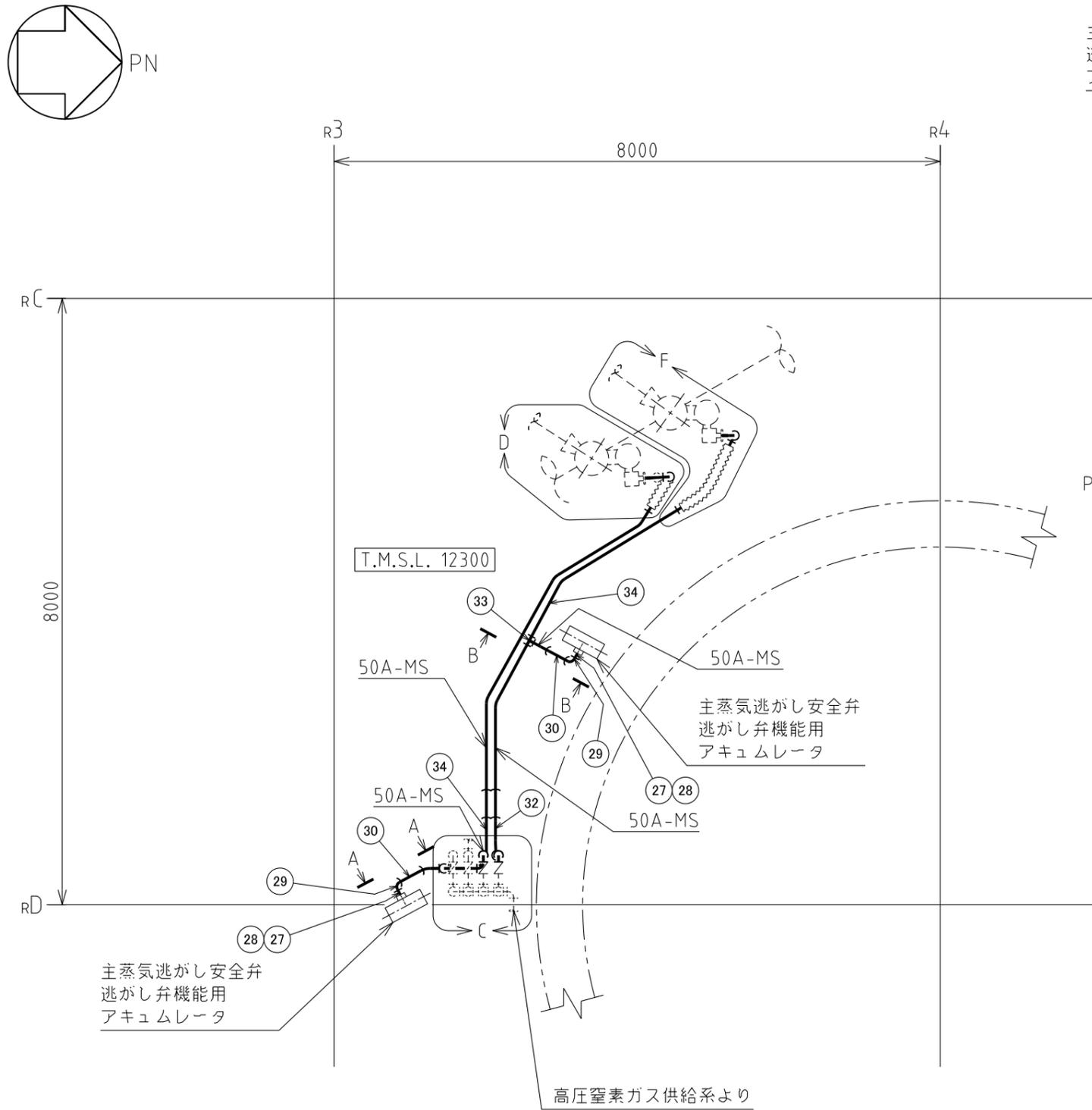
注1：寸法はmmを示す。
注2：図中の丸番号は別紙1のNOを示す。

原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-1-1-2-16図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る 主配管の配置を明示した図面（その16）
東京電力ホールディングス株式会社	



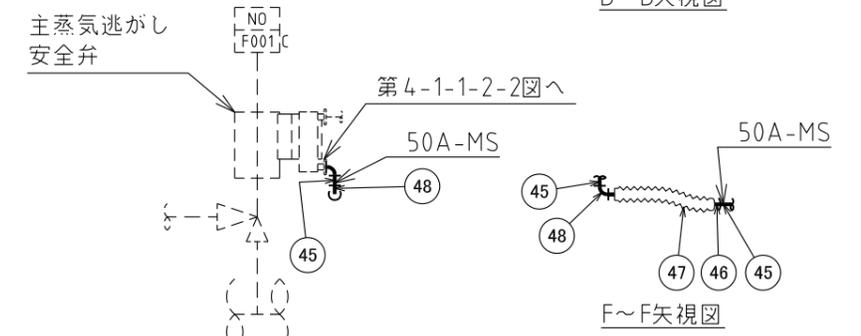
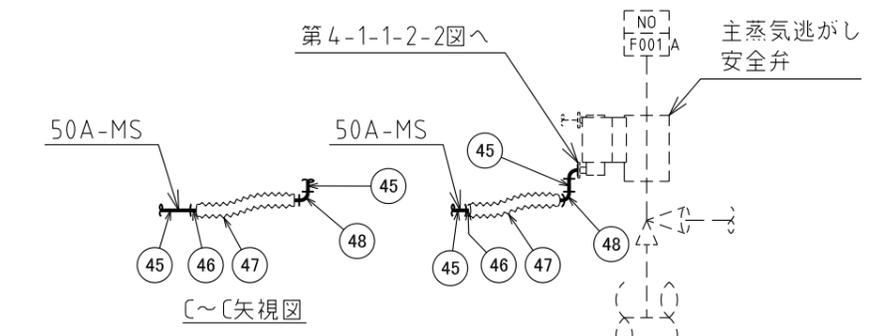
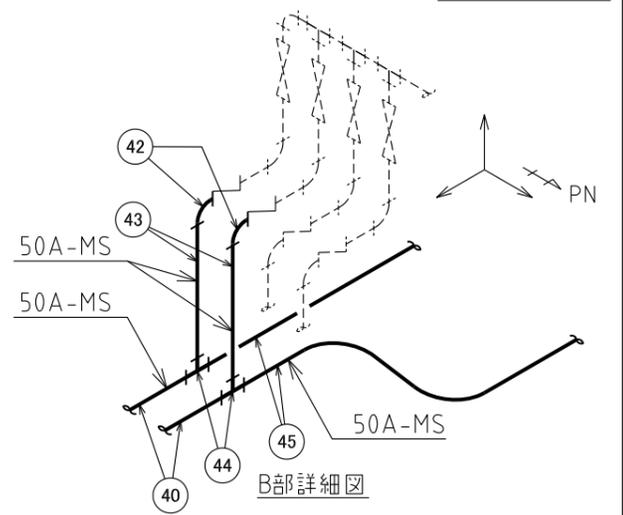
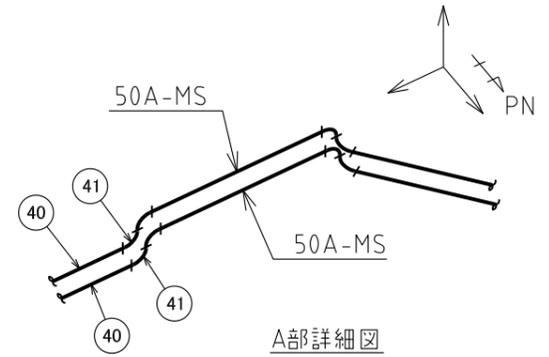
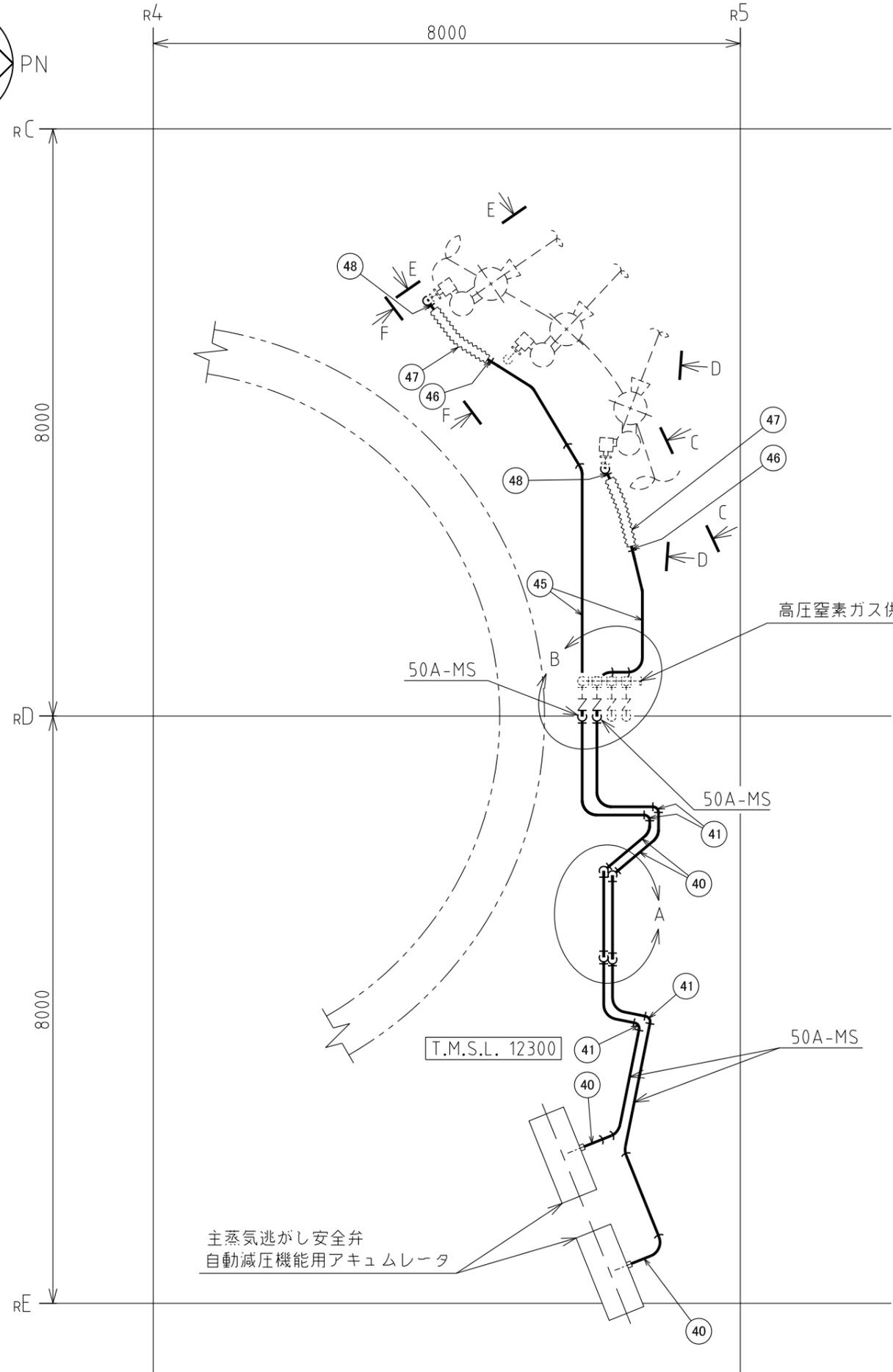
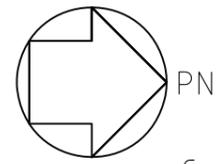
注1：寸法はmmを示す。
 注2：図中の丸番号は別紙1のNOを示す。

原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-1-1-2-17図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る 主配管の配置を明示した図面（その17）
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4-1-1-2-18図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る 主配管の配置を明示した図面（その18）
東京電力ホールディングス株式会社	

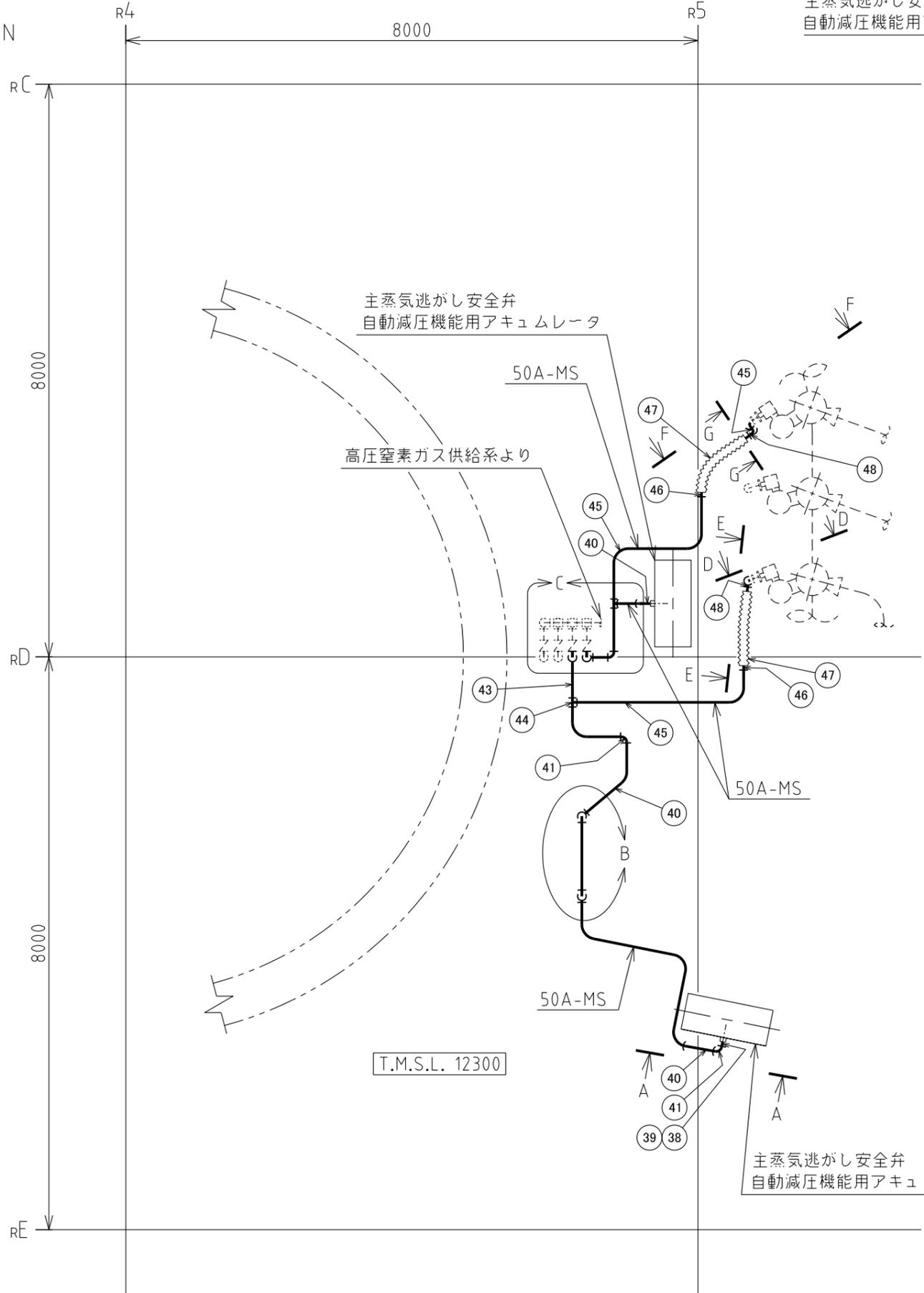
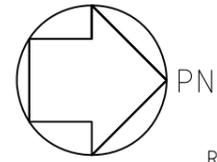


主蒸気逃がし安全弁
自動減圧機能用アキュムレータ

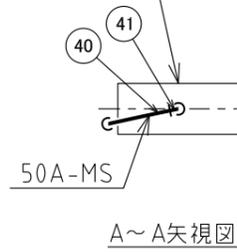
高圧窒素ガス供給系より

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。

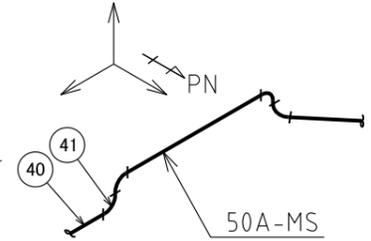
原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-1-1-2-19図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る 主配管の配置を明示した図面（その19）
東京電力ホールディングス株式会社	



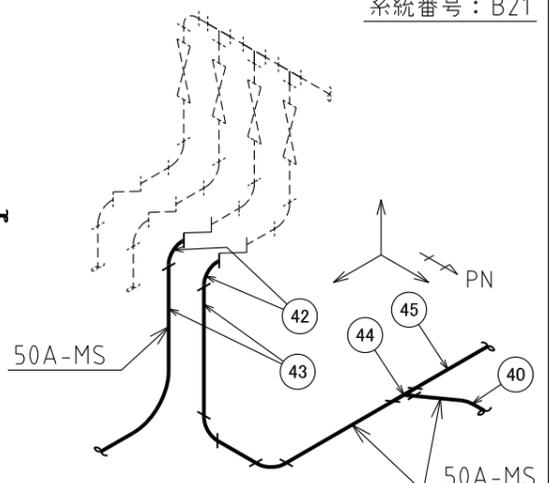
主蒸気逃がし安全弁
自動減圧機能用アキュムレータ



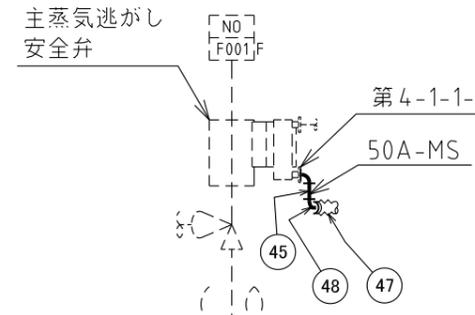
A~A矢視図



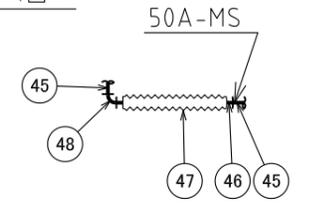
B部詳細図



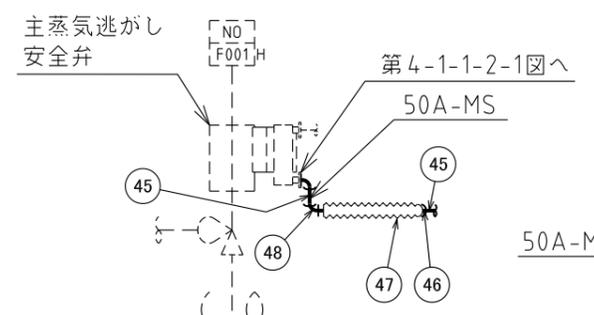
C部詳細図



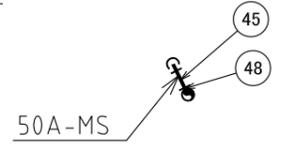
D~D矢視図



E~E矢視図



F~F矢視図

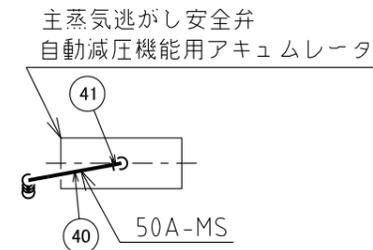
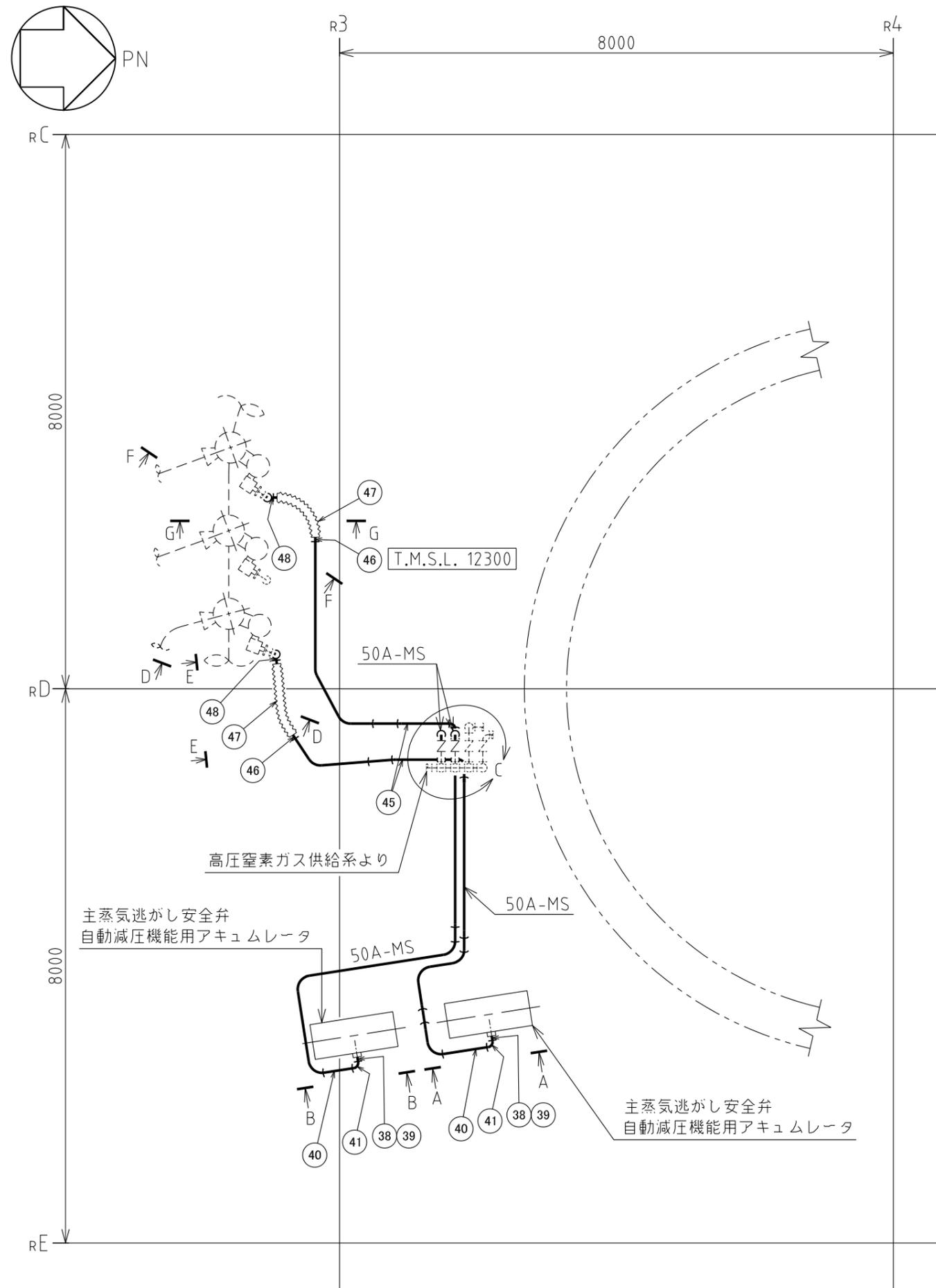


G~G矢視図

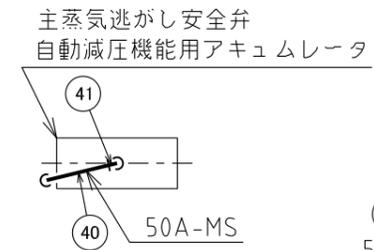
主蒸気逃がし安全弁
自動減圧機能用アキュムレータ

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。

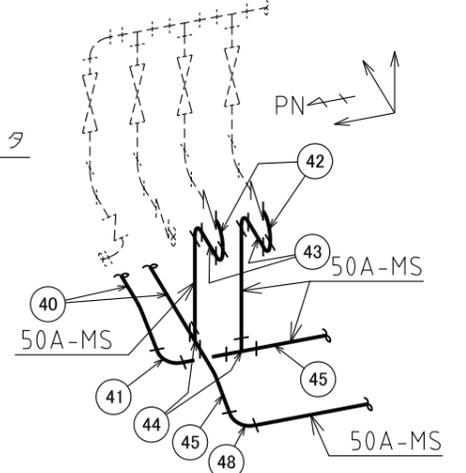
原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-1-1-2-20図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る 主配管の配置を明示した図面（その20）
東京電力ホールディングス株式会社	



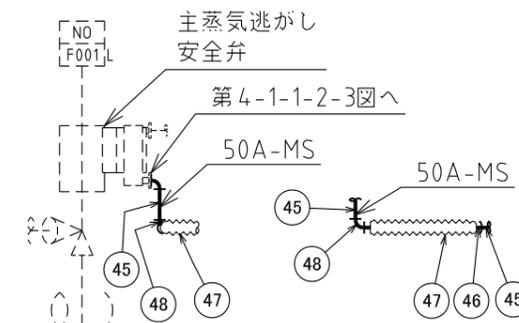
A~A矢視図



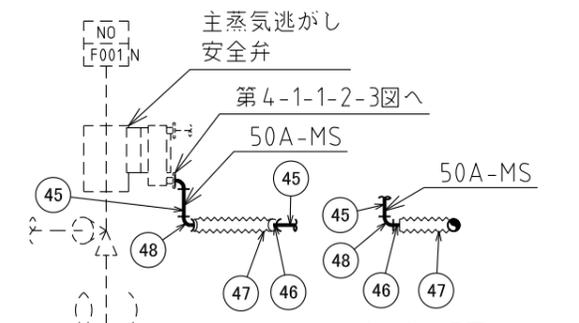
B~B矢視図



C部詳細図



D~D矢視図



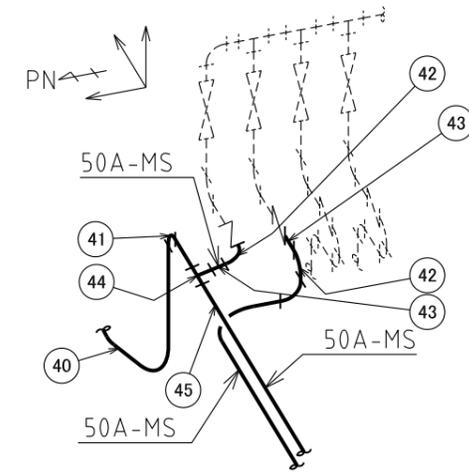
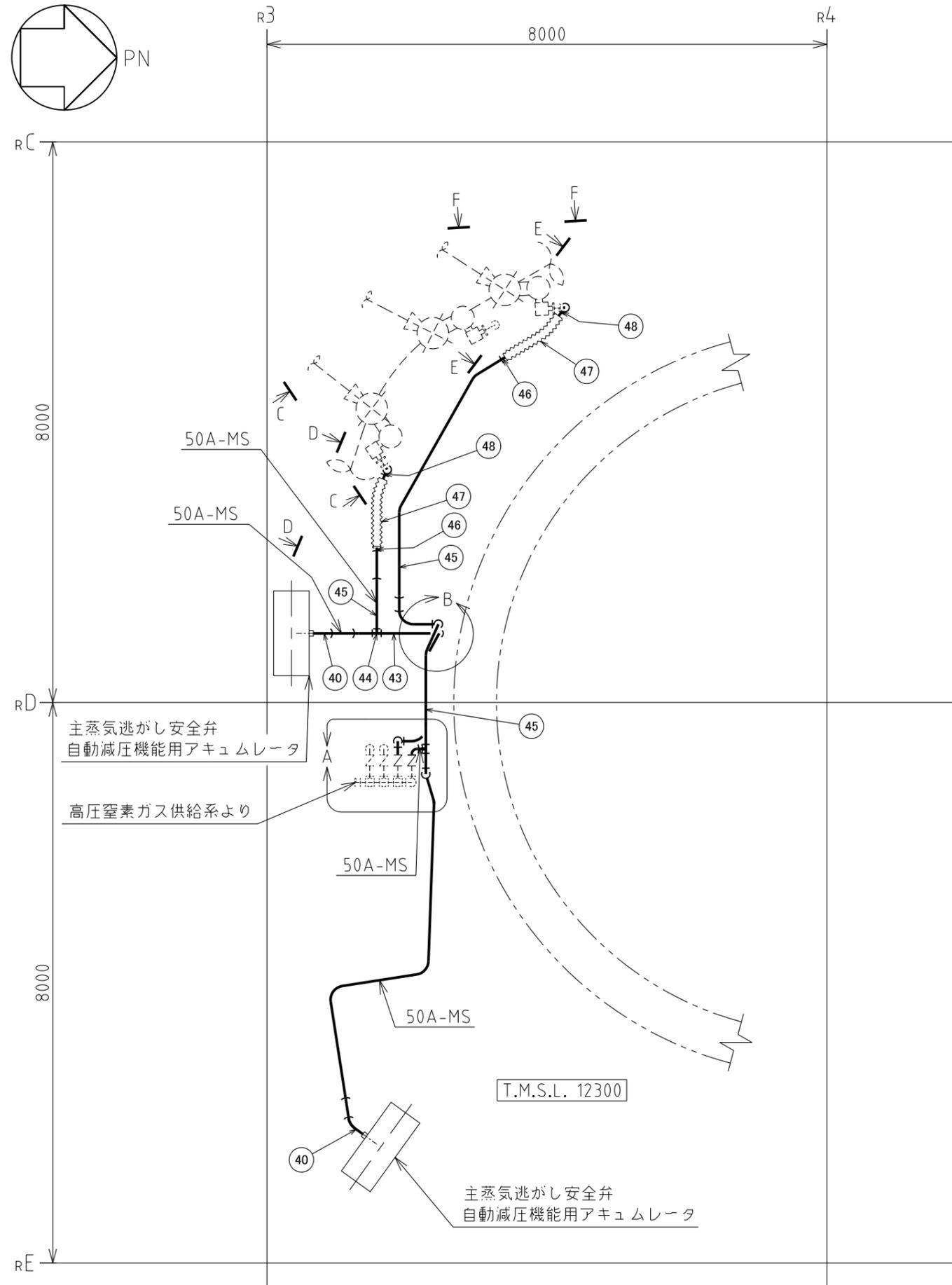
F~F矢視図

E~E矢視図

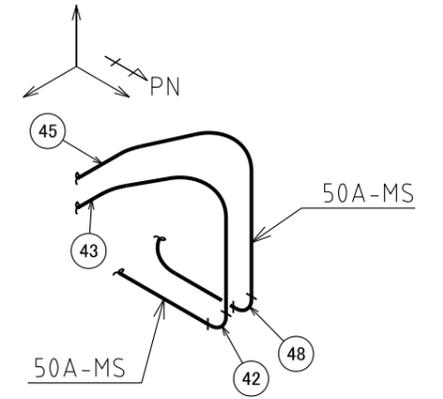
G~G矢視図

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。

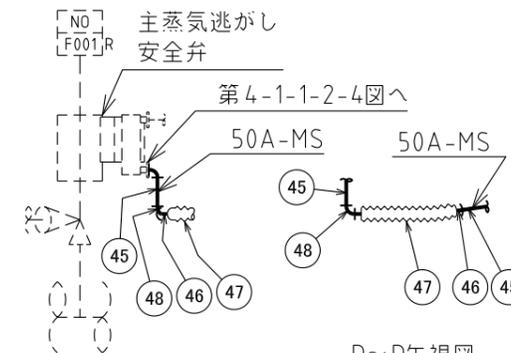
原子炉建屋	
工事計画認可申請	第4-1-1-2-21図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る 主配管の配置を明示した図面（その21）
東京電力ホールディングス株式会社	



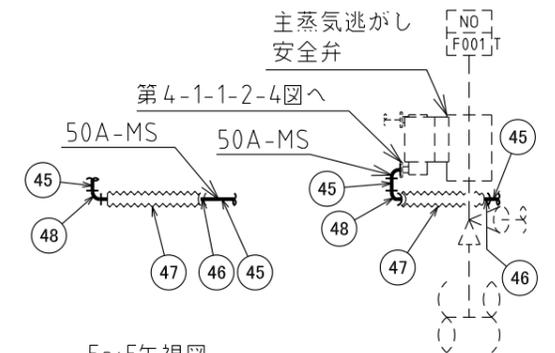
A部詳細図



B部詳細図



D~D矢視図



E~E矢視図

C~C矢視図

F~F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4-1-1-2-22図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）に係る 主配管の配置を明示した図面（その22）
東京電力ホールディングス株式会社	

第 4-1-1-2-1 ~ 22 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）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. *23	
名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 ()	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 ()	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料		
主 蒸 気 系	*1 原子炉压力容器 ~ B21-F003A,C,D 及び B21-F001A,B,C,D, K,L,M,N,P,R,S,T,U	8.62 *2	302	711.2 *3	35.7 *3	STS480 *4	変更なし						
				228.6 *3	□ *5(34.3 *3)	SFVC2B							
	*1 原子炉压力容器 ~ 原子炉隔離時冷却系分岐部	8.62 *2	302	711.2 *3	□ *5(35.7 *3)	SFVC2B	*6 原子炉压力容器 ~ 原子炉隔離時冷却系分岐部	変更なし 9.22 *7	変更なし 306 *7	変更なし			1
				165.2 *3	□ *5(14.3 *3)	SFVC2B							2
	*1 原子炉隔離時冷却系分岐部 ~ B21-F003B 及び B21-F001E,F,G,H,J	8.62 *2	302	711.2 *3	35.7 *3	STS480 *4	変更なし						
				228.6 *3	□ *5(34.3 *3)	SFVC2B							
	*1 B21-F003A,B,C,D ~ 主蒸気ヘッド	8.62 *2	302	711.2 *3	□ *5(35.7 *3)	SGV480 *8							
				主蒸気ヘッド	711.2 *3	□ *5(35.7 *3)							SFVC2B
	769.8 *3	□ *5(65.0 *3)	SFVC2B										
	1371.6 *3	□ *5(90.0 *3)	SFVC2B										
1320.8 *3	□ *5(55.0 *3)	SFVC2B											
872.0 *3	□ *5(70.0 *3)	SFVC2B											
812.8 *3	□ *5(40.4 *3)	SFVC2B											
*9 主蒸気ヘッド ~ N31-F001A,B,C,D	8.62 *2	302	711.2 *3	□ *5(35.7 *3)	SGV480 *8								

K7 4-1-1-2-1 ~ 22 R0

変更前						変更後						NO. *23					
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 ()	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 ()	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料						
主 蒸 気 系	*10 B21-F001A,C,F,H,L,N,R,T ~ サブプレッションチェンバ	3.73*2	250	267.4*3	15.1*3	STS410*11	主 蒸 気 系	変更なし					3				
								3.73	250	*3,*12 267.4	*3,*12 15.1	STS410*12	4				
										/267.4	/15.1		STS410*12,*13	5			
										/	/			6			
								変更なし					7				
		3.73*2	250	267.4*3	15.1*3	SUS316TP		変更なし	3.73	250	*3,*12 318.5	*3,*12 17.4	SUS316TP*12	8			
											/267.4	/15.1		SUS316TP*12	9		
											変更なし					10	
											変更なし					11	
											変更なし					12	
		3.73*2	250	318.5*3	14.3*3	SUS316TP					3.73	250		609.6*3	<input type="text"/> (55.1*3)	SCS16A	13
				318.5*3	<input type="text"/> *5 (17.4*3)	SCS16A								14			
				563.0*3,*5	<input type="text"/> (31.8*3) *5	SCS16A*5								15			
				609.6*3	<input type="text"/> *5 (55.1*3)	SCS16A								16			
											*12 B21-F001B,D,E,G,J,K,M,P, S,U ~ サブプレッションチェンバ	3.73		250	267.4*3	15.1*3	STS410
					267.4*3,*13	15.1*3,*13	STS410*13								18		
					267.4	15.1	STS410								19		
					/267.4	/15.1	STS410	20									
					/	/	STS410	21									
					267.4*3	15.1*3	SUS316TP	22									
					267.4*3	12.7*3	SUS316TP	23									
					318.5	17.4	SUS316TP	24									
					/267.4	/15.1	SUS316TP	25									
					318.5*3	14.3*3	SUS316TP	26									
					318.5*3	<input type="text"/> (17.4*3)	SCS16A	27									
					563.0*3	<input type="text"/> (31.8*3)	SCS16A	28									
					609.6*3	<input type="text"/> (55.1*3)	SCS16A	29									
					609.6*3	<input type="text"/> (55.1*3)	SCS16A	30									

(次頁へ続く)

(次頁へ続く)

変更前						変更後						NO. *23				
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 ()	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 ()	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料					
(前頁からの続き)						(前頁からの続き)						26				
主 蒸 気 系	*14 主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能用 アキュムレータ ~ 主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能用 窒素供給配管合流部	1.77	171	80.0*3	□*5(13.6*3)	SUS304	*15 主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能用 アキュムレータ ~ 主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能用 窒素供給配管合流部	2.00*7	変更なし			26				
				60.5*3	□*5(3.9*3)	SUS304			27							
		1.77	171	60.5*3	3.9*3	SUS304TP			2.00*7	171	60.5*3, *12, *13	3.9*3, *12, *13	SUS304TP*12, *13	28		
	*14 B21-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U ~ 主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能用 窒素供給配管合流部						*15 B21-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U ~ 主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能用 窒素供給配管合流部	2.00*7	171	60.5*3, *12, *13	3.9*3, *12, *13	SUS304TP*12, *13	30			
		1.77	171	60.5*3	3.9*3	SUS304TP				2.00*7	変更なし			31		
	*14 主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能用 窒素供給配管合流部 ~ B21-F001A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U						*15 主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能用 窒素供給配管合流部 ~ B21-F001A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U	2.00*7	171	60.5	3.9	SUS304TP*12	32			
		1.77	171	60.5*3	3.9*3	SUS304TP				2.00*7	変更なし			33		
										2.00*7	171			60.5*3, *12, *13	3.9*3, *12, *13	SUS304TP*12, *13
						2.00*7	60.5*3, *12	□(6.7*3)*12	SUS304*12	35						
						2.00*7	61.5*3, *12	□(0.4*3)*12	SUS304*12	36						
*14 主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ ~ 主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 窒素供給配管合流部	1.77	171	80.0*3	□*5(13.6*3)	SUS304	*15 主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ ~ 主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 窒素供給配管合流部	2.00*7	変更なし			37					
			60.5*3	□*5(3.9*3)	SUS304			38								
			60.5*3	3.9*3	SUS304TP			39								
								2.00*7	171	60.5*3, *12, *13	3.9*3, *12, *13	SUS304TP*12, *13	40			

変更前						変更後						NO. *23		
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 ()	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 ()	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料			
主 蒸 気 系	B21-F026A,C,F,H,L,N,R,T ~ 主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 窒素供給配管合流部	1.77	171	60.5*3	3.9*3	SUS304TP	B21-F026A,C,F,H,L,N,R,T ~ 主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 窒素供給配管合流部	2.00*7	171	60.5*3,*12,*13	3.9*3,*12,*13	SUS304TP*12,*13	41	
	変更なし 2.00*7						変更なし				42			
	B21-F001A,C,F,H,L,N,R,T ~ 主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 窒素供給配管合流部	1.77	171	60.5*3	3.9*3	SUS304TP	B21-F001A,C,F,H,L,N,R,T ~ 主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 窒素供給配管合流部	2.00*7	171	60.5*3,*12 /60.5	3.9*3,*12 /3.9	SUS304TP*12	43	
	変更なし 2.00*7						変更なし				44			
	2.00*7						171	60.5*3,*12	(6.7*3)*12	SUS304*12	45			
										61.5*3,*12	(0.4*3)*12	SUS304*12	46	
										60.5*3,*12,*13	3.9*3,*12,*13	SUS304TP*12,*13	47	
	主蒸気ヘッド ~ 原子炉給水ポンプ 駆動用蒸気タービン分岐部	8.62*2	302	812.8*3	()*5(40.4*3)	SGV480*8	変更なし							
	863.6*3			()*5(70.0*3)	SGV480*8									
	440.0*3	()*5(38.2*3)	SFVC2B											
406.4*3	()*5(21.4*3)	SFVC2B												
863.6*3	()*5(70.0*3)	SGV480*8												
812.8*3	()*5(40.4*3)	SGV480*8												
601.6*3	()*5(50.0*3)	SFVC2B												
558.8*3	()*5(28.6*3)	SFVC2B												
812.8 /558.8	()*5(40.4*3) *5(28.6*3)	SFVC2B												
558.8*3	()*5(28.6*3)	SGV480*8												
571.6*3	()*5(35.0*3)	SFVC2B												
609.6*3	()*5(54.0*3)	SGV480*8												
609.6 /558.8	()*5(31.0*3) *5(28.6*3)	SFVC2B												
609.6*3	()*5(31.0*3)	SGV480*8												

変更前						変更後						NO. *23	
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 ()	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 ()	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料		
主 蒸 気 系	N37-F001 ~ タービンバイパス減圧管 <small>*17</small>	6.01 *2	302	457.2 *3	□ *5(19.0 *3)	SB480 *18	主 蒸 気 系	変更なし					
	原子炉給水ポンプ 駆動用蒸気タービン分岐部 ~ タービン補助蒸気系 B系分岐部 <small>*19</small>	8.62 *2	302	406.4 *3	□ *5(21.4 *3)	SB480 *18							
	タービン補助蒸気系 B系分岐部 ~ 原子炉給水ポンプ 駆動用蒸気タービン (B)分岐部 <small>*19</small>	8.62 *2	302	406.4 *3	□ *5(21.4 *3)	SB480 *18							
	210.0 *3			□ *5(33.4 *3)	SF490A *20								
	165.2 *3	□ *5(11.0 *3)	SF490A *20										
	原子炉給水ポンプ駆動用 蒸気タービン(B)分岐部 ~ N38-F001B <small>*19</small>	8.62 *2	302	165.2 *3	11.0 *3	STPT480 *21							
	原子炉給水ポンプ駆動用 蒸気タービン(B)分岐部 ~ タービン補助蒸気系 A系分岐部 <small>*19</small>	8.62 *2	302	406.4 *3	□ *5(21.4 *3)	SB480 *18							
タービン補助蒸気系 A系分岐部 ~ N38-F001A <small>*19</small>	8.62 *2	302	165.2 *3	11.0 *3	STPT480 *21								

変更前						変更後						NO. *23
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 ()	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 ()	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	
主 蒸 気 系	タービン補助蒸気系 B系分岐部 ～ N39-F035B,D 及びN39-F036B,D	8.62*2	302	355.6*3	19.0*3	STPT480*21	主 蒸 気 系	変更なし				
				318.5*3	17.4*3	STPT480*21						
				267.4*3	15.1*3	STPT480*21						
	タービン補助蒸気系 A系分岐部 ～ N39-F035A,C 及びN39-F036A,C	8.62*2	302	318.5*3	17.4*3	STPT480*21						
267.4*3	15.1*3			STPT480*21								

注記*1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉圧力容器から主蒸気ヘッド，原子炉隔離時冷却系及び主蒸気逃がし安全弁まで」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：記載の適正化を行う。既工事計画書には「STS49」と記載。記載内容は，設計図書による。

*5：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3月27日付け3資庁第13034号にて認可された工事計画の -3-1-1-1-1「管の基本板厚計算書」による。

*6：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，高圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（高圧代替注水系）と兼用。

*7：重大事故等時における使用時の値。

*8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SGV49」と記載。記載内容は，設計図書による。

*9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「主蒸気ヘッドから主蒸気止め弁まで」と記載。

*10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能用）からサブプレッションチェンバへ」と記載。

*11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「STS42」と記載。記載内容は，設計図書による。

*12：本設備は既存の設備である。

*13：エルボを示す。

*14：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。

*15：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備）と兼用。

*16：記載の適正化を行う。既工事計画書には「主蒸気ヘッドからタービンバイパス弁まで」と記載。

*17：記載の適正化を行う。既工事計画書には「タービンバイパス弁からタービンバイパス減圧管まで」と記載。

*18：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SB49」と記載。記載内容は，設計図書による。

*19：記載の適正化を行う。既工事計画書には「タービンバイパス弁入口配管から原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービンまで」と記載。

*20：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SF50A」と記載。記載内容は，設計図書による。

*21：記載の適正化を行う。既工事計画書には「STPT49」と記載。記載内容は，設計図書による。

*22：記載の適正化を行う。既工事計画書には「RFPタービン入口配管からタービン補助蒸気系（湿分分離加熱器へ）まで」と記載。

*23：第4-1-1-2-1～22図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）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 4-1-1-2-1 ~ 22 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）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	267.4	±0.8%	J I S G 3 4 5 5 による材料公差
厚さ	15.1	 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 5 による材料公差

管 NO.1* - 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	267.4	+ 4.0mm - 3.2mm	J I S B 2 3 1 2 による材料公差
厚さ	15.1	+ 規定しない - 12.5%	同上

管 NO.2*

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	15.1	±12.5%	同上

管 NO.2* - 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	15.1	+ 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.3*

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	12.7	<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.4* - 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 2による材料公差
厚さ	17.4	+ 規定しない - 12.5%	同上

管NO.5*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	318.5	±1%	J I S G 3 4 5 9による材料公差
厚さ	14.3	<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.6*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	318.5	<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
厚さ	17.4	<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.7*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	563.0	<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	31.8	<input type="text"/> mm <input type="text"/> mm	同上

管NO.8*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	609.6	<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	55.1	<input type="text"/> mm <input type="text"/> mm	同上

管NO.11* - 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	60.5	+ 1.6mm - 0.8mm	J I S B 2 3 1 2 による材料公差
厚さ	3.9	+ 規定しない - 12.5%	同上

管NO.12*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	60.5	<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
厚さ	6.7	<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）

鏡板NO.C1*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	609.6	<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	55.1	<input type="text"/> mm <input type="text"/> mm	同上

鏡板NO.C2*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	318.5	<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
厚さ	17.4	<input type="text"/> mm <input type="text"/> mm	同上

レジャーサNO.R1*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	563.0	<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	31.8	<input type="text"/> mm <input type="text"/> mm	同上

レジャーサNO.R1*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	318.5	<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
厚さ	17.4	<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）

伸縮継手NO.E1*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	61.5	<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	0.4	<input type="text"/> mm	同上

伸縮継手NO.E2*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	61.5	<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	0.4	<input type="text"/> mm	同上

伸縮継手NO.E3*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	61.5	<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	0.4	<input type="text"/> mm	同上

伸縮継手NO.E4*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	61.5	<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	0.4	<input type="text"/> mm	同上

伸縮継手NO.E5*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	61.5	<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	0.4	<input type="text"/> mm	同上

伸縮継手NO.E6*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	61.5	<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	0.4	<input type="text"/> mm	同上

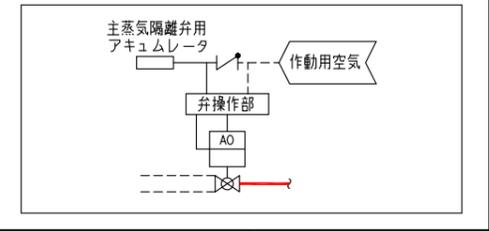
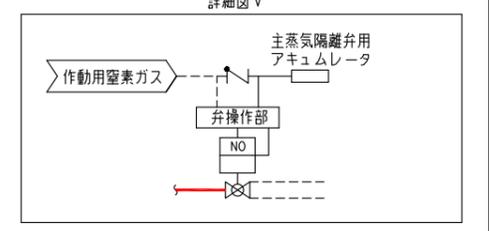
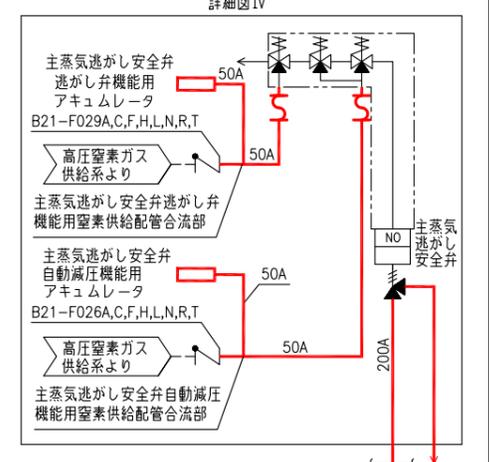
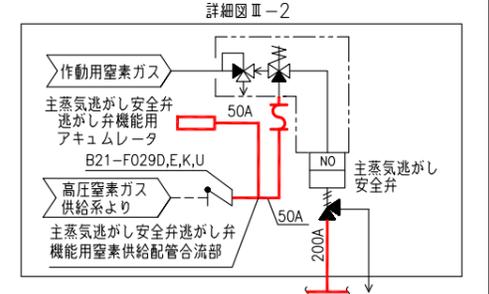
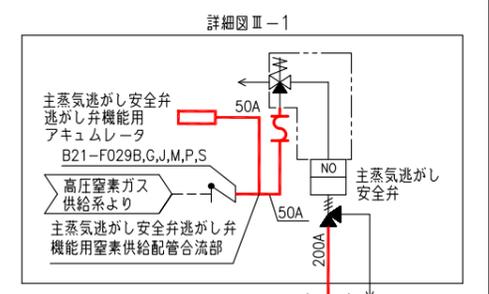
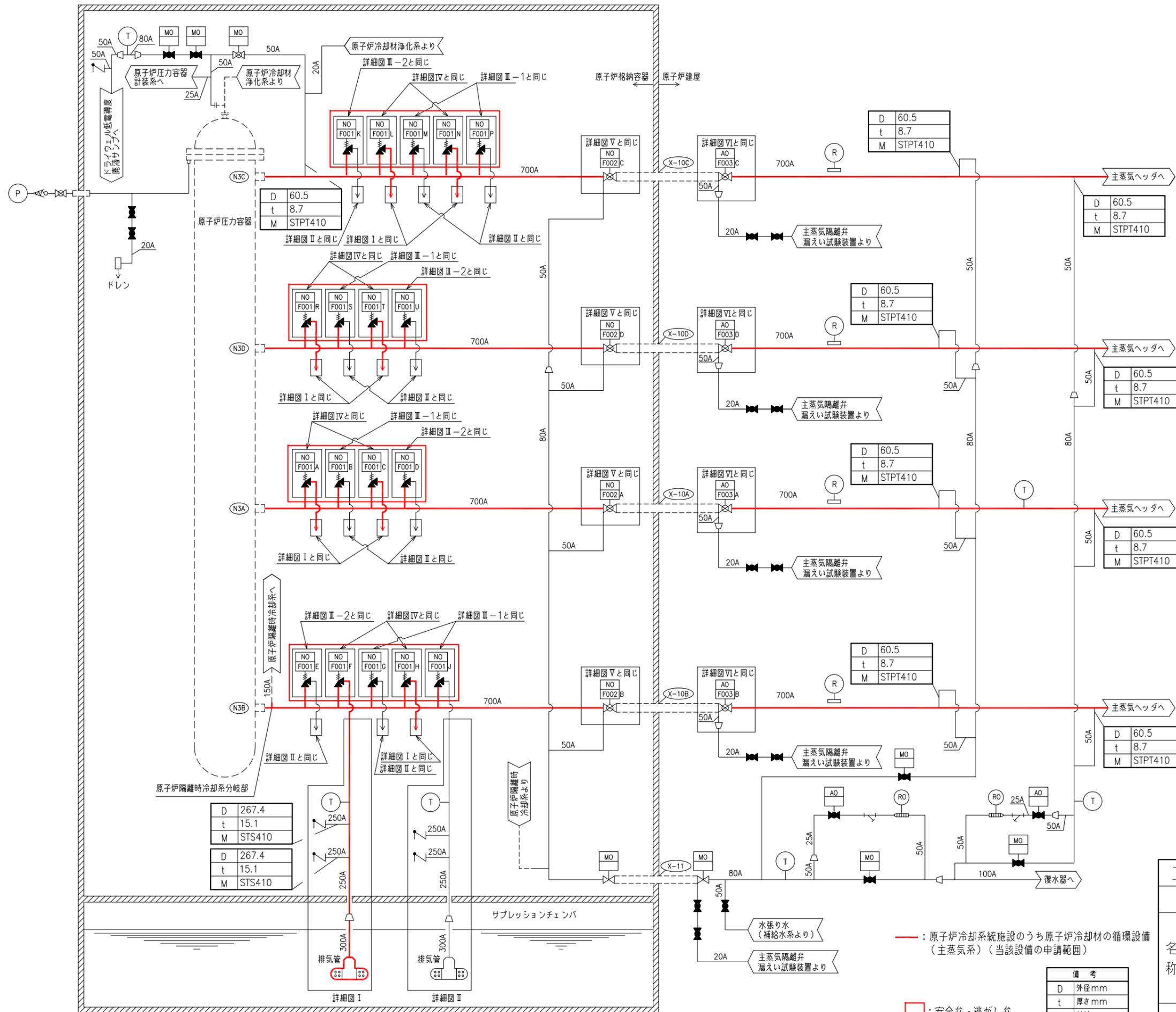
工事計画記載の公称値の許容範囲（続き）

伸縮継手NO.E7*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根 拠
外径	61.5	<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	0.4	<input type="text"/> mm	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。



工事計画認可申請 第4-1-1-3-1図

柏崎刈羽原子力発電所第7号機

名称 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備
(主蒸気系)の系統図(その1)
(設計基準対象施設)

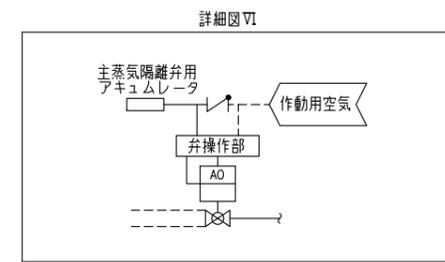
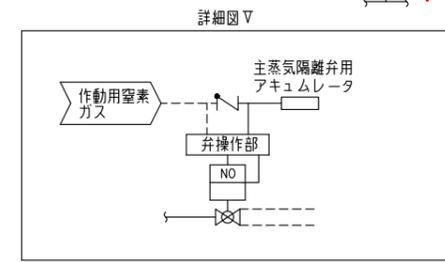
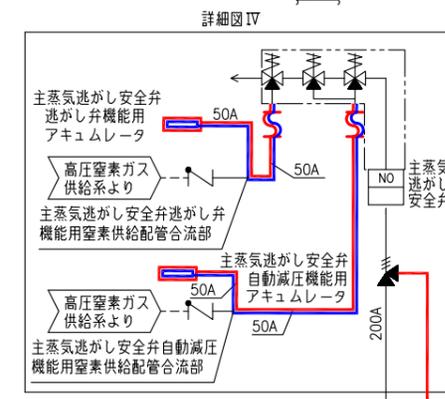
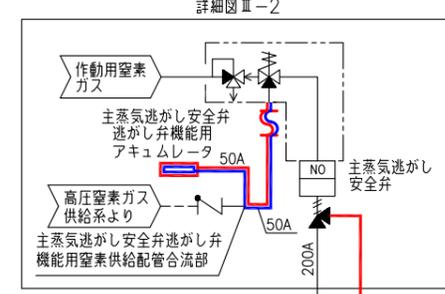
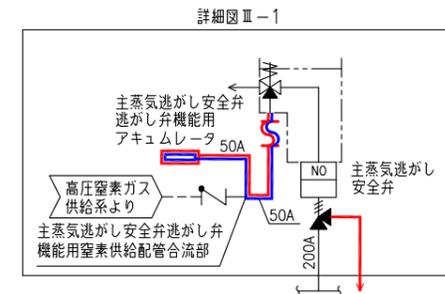
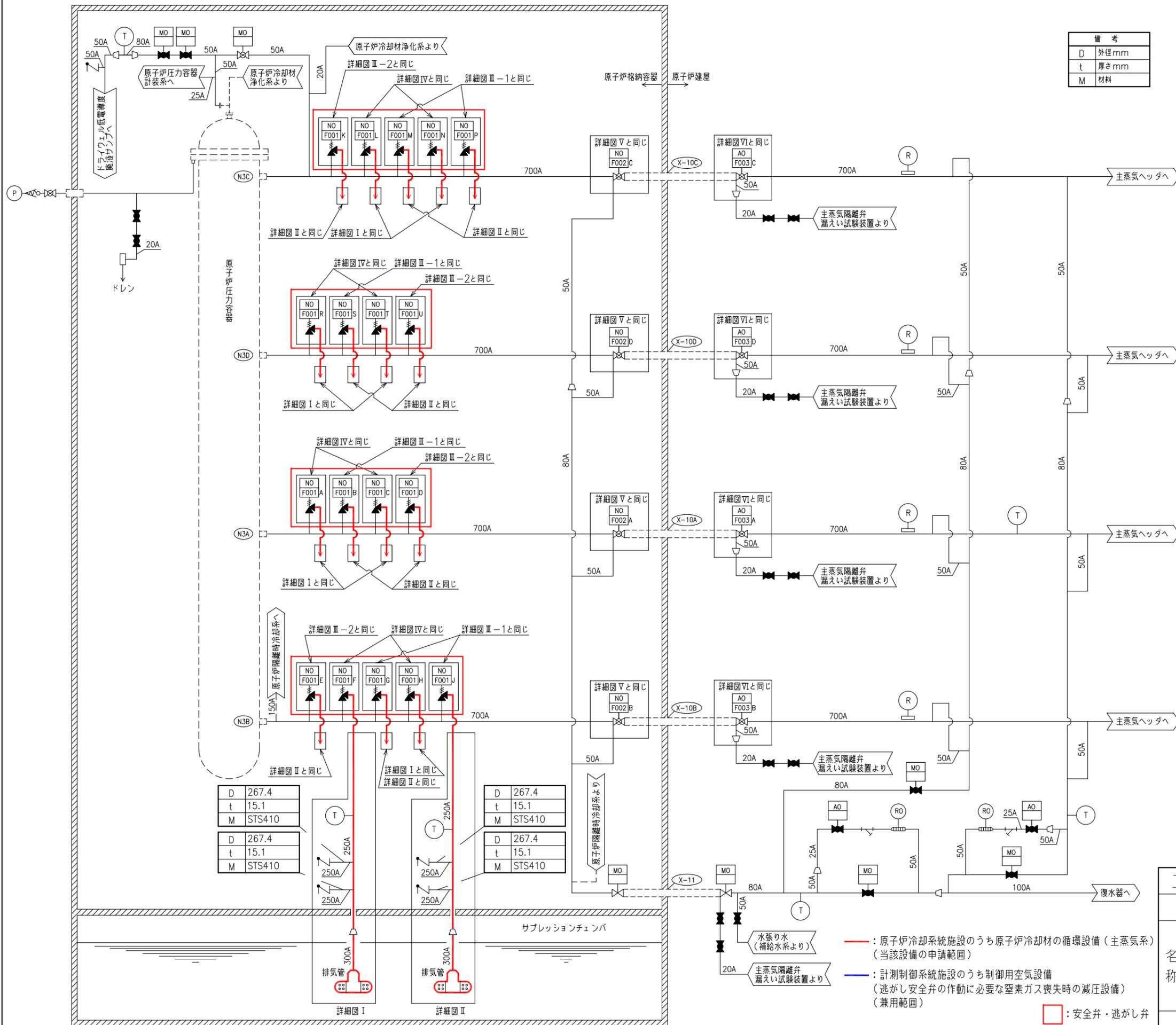
東京電力ホールディングス株式会社

— : 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備
(主蒸気系) (当該設備の申請範囲)

□ : 安全弁・逃がし弁

備考	
D	外径mm
t	厚さmm
M	材料

備考	
D	外径mm
t	厚さmm
M	材料



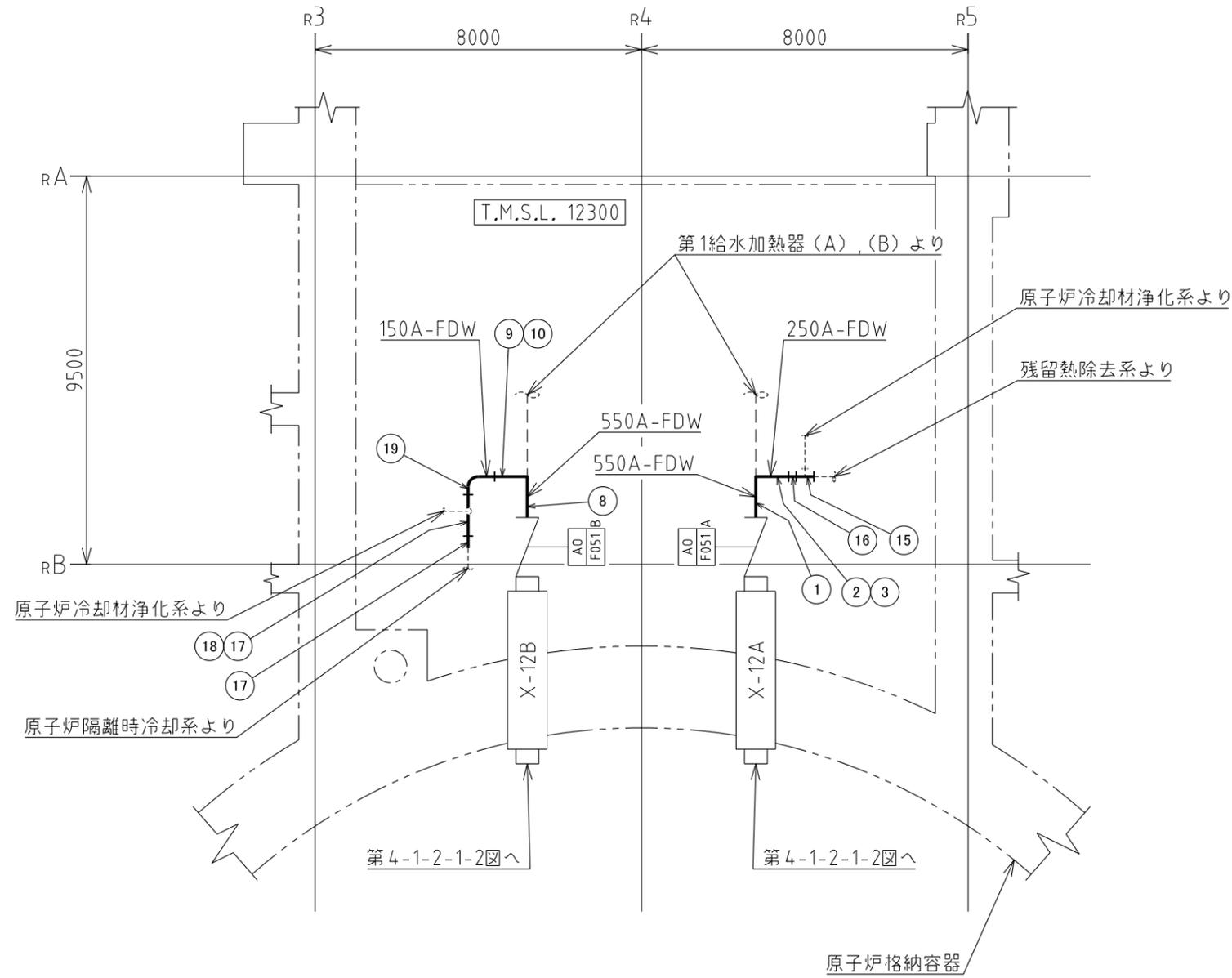
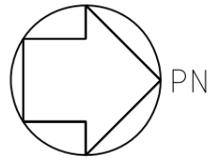
D	267.4
t	15.1
M	STS410

D	267.4
t	15.1
M	STS410

D	267.4
t	15.1
M	STS410

— : 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）
 (当該設備の申請範囲)
 — : 計測制御系統施設のうち制御用空気設備
 (逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備)
 (兼用範囲)
 □ : 安全弁・逃がし弁

工事計画認可申請 第4-1-1-3-2図
 柏崎刈羽原子力発電所第7号機
 名称 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備
 (主蒸気系)の系統図(その2)
 (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



原子炉建屋

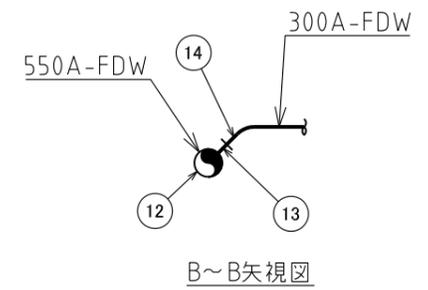
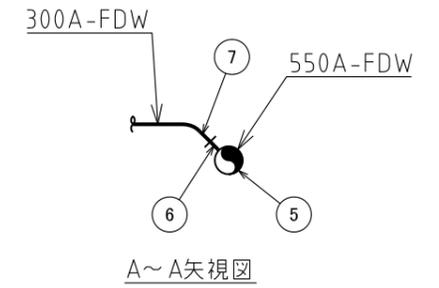
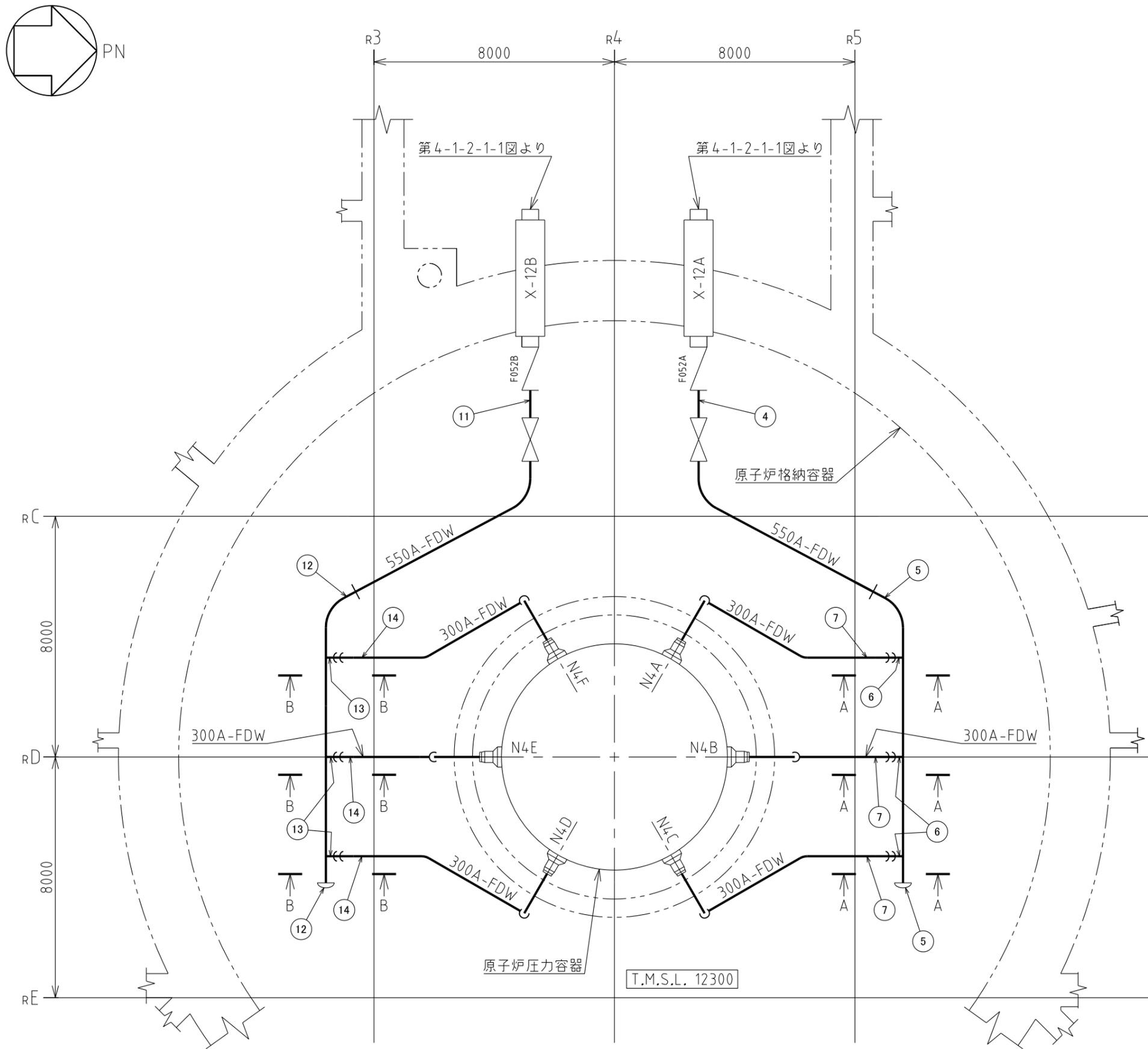
工事計画認可申請 第4-1-2-1-1図

柏崎刈羽原子力発電所第7号機

名 称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材の循環設備（復水給水系）に係る 主配管の配置を明示した図面（その1）
--------	---

東京電力ホールディングス株式会社

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4-1-2-1-2図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 原子炉冷却材の循環設備（復水給水系）に係る 主配管の配置を明示した図面（その2）
東京電力ホールディングス株式会社	

第 4-1-2-1-1 ~ 2 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（復水給水系）に係る主配管の配置を明示した図面 別紙 1
 工事計画抜粋

変 更 前						変 更 後						NO. *32	
名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 ()	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 ()	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料		
復 水 給 水 系	*1 N26-F004A,B,C ~ 給水加熱器ドレンベント系 (低圧ドレンポンプ) 合流部	1.94*2	84	406.4*3	12.7*3	STPT370*4	復 水 給 水 系	変更なし					
				609.6*3	*5(17.4*3)	SB450*6							
				609.6*3	*5(12.7*3)	SB450*6							
				660.4*3	*5(12.7*3)	SB450*6							
				660.4*3	*5(17.4*3)	SB450*6							
	*1 給水加熱器ドレンベント系 (低圧ドレンポンプ) 合流部 ~ N27-F001A,B,C,D,E,F	1.94*2	84	660.4*3	*5(12.7*3)	SB450*6							
				660.4*3	*5(17.4*3)	SB450*6							
				318.5*3	10.3*3	STPT370*4							
	*7 N22-F022 ~ 給水加熱器ドレンベント系 (低圧ドレンポンプ) 合流部	1.94*2	84	355.6*3	11.1*3	STPT370*4							
				355.6*3	11.1*3	STPT370*4							
	*8 N27-F002A,B,C,D,E,F ~ 制御棒駆動系分岐部	1.94*2	84	318.5*3	10.3*3	STPT370*4							
				660.4*3	*5(17.4*3)	SB450*6							
				660.4*3	*5(12.7*3)	SB450*6							
				660.4*3	*5(17.4*3)	SB450*6							
*8 制御棒駆動系分岐部 ~ 高圧復水ポンプ	1.94*2	84	660.4*3	*5(12.7*3)	SB450*6								
			660.4*3	*5(11.85*3)	SB450*6								
			609.6*3	*5(12.7*3)	SB450*6								
			609.6*3	*5(12.7*3)	SB450*6								
*9 制御棒駆動系分岐部 ~ 復水補給水系分岐部	1.94*2	84	114.3*3	6.0*3	STPT370*4								
*9 復水補給水系分岐部 ~ N21-F150	1.94*2	84	114.3*3	6.0*3	STPT370*4								
			114.3*3	6.0*3	SUS304TP								
*9 復水補給水系分岐部 ~ N21-F041	1.94*2	84	114.3*3	6.0*3	STPT370*4								

K7 4-1-2-1-1 ~ 2 R0

変更前						変更後					NO. *32	
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 ()	外径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 ()	外 径 (mm)	厚 さ (mm)		材 料
復 水 給 水 系	高圧復水ポンプ ~ 第6給水加熱器	5.98*2	84	508.0*3	*5(20.6*3)	SB450*6	復 水 給 水 系	変更なし				
				660.4*3	*5(24.0*3)	SB450*6						
				711.2*3	*5(49.4*3)	SB450*6						
				508.0*3	*5(20.6*3)	SF440A*10						
				528.0*3	*5(30.6*3)	SF440A*10						
				406.4*3	*5(16.7*3)	SB450*6						
	第6給水加熱器 ~ 第5給水加熱器	5.98*2	149	406.4*3	*5(16.7*3)	SB450*6						
	第5給水加熱器 ~ 第4給水加熱器	5.98*2	149	406.4*3	*5(16.7*3)	SB450*6						
	第4給水加熱器 ~ 第3給水加熱器	5.98*2	149	406.4*3	*5(16.7*3)	SB450*6						
	第3給水加熱器 ~ 給水加熱器ドレンベント系 (高圧ドレンポンプ)合流部	*11 5.98*2	207	406.4*3	*5(16.7*3)	SB450*6						
				711.2*3	*5(25.0*3)	SB450*6						
				762.0*3	*5(50.4*3)	SB450*6						
				863.6*3	*5(29.0*3)	SB450*6						
				914.4*3	*5(54.4*3)	SB450*6						
	給水加熱器ドレンベント系 (高圧ドレンポンプ)合流部 ~ タービン駆動原子炉給水ポンプ(A) 分岐部	*11 5.98*2	207	863.6*3	*5(29.0*3)	SB450*6						
				625.0*3	*5(32.3*3)	SF440A*10						
				609.6*3	*5(24.6*3)	SF440A*10						
				914.4*3	*5(54.4*3)	SB450*6						
				580.0*3	*5(32.8*3)	SF440A*10						
				558.8*3	*5(22.2*3)	SF440A*10						
タービン駆動原子炉給水ポンプ(A) 分岐部 ~ タービン駆動原子炉給水ポンプ(B)	*11 5.98*2	207	609.6*3	*5(24.6*3)	SB450*6							
			609.6*3	23.25*3	SUS316LTP							

変更前						変更後					NO. *32	
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 ()	外径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 ()	外 径 (mm)	厚 さ (mm)		材 料
復 水 給 水 系	タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)分岐部 ~ 電動機駆動原子炉給水ポンプ分岐部	5.98*2	207	863.6*3	*5(29.0*3)	SB450*6	復 水 給 水 系	変更なし				
				914.4*3	*5(54.4*3)	SB450*6						
				625.0*3	*5(32.3*3)	SF440A*10						
				609.6*3	*5(24.6*3)	SF440A*10						
	電動機駆動原子炉給水ポンプ分岐部 ~ タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)	5.98*2	207	609.6*3	*5(24.6*3)	SB450*6						
				609.6*3	23.25*3	SUS316LTP						
	N22-F007A,B,C ~ 給水加熱器ドレンベント系 (高圧ドレンポンプ)合流部	5.98*2	207	406.4*3	*5(16.7*3)	SB450*6						
				558.8*3	*5(22.2*3)	SB450*6						
				609.6*3	*5(47.6*3)	SB450*6						
	電動機駆動原子炉給水ポンプ分岐部 ~ 電動機駆動原子炉給水ポンプ(A)分岐部	5.98*2	207	863.6*3	*5(29.0*3)	SB450*6						
				914.4*3	*5(54.4*3)	SB450*6						
				609.6*3	*5(24.6*3)	SB450*6						
				660.4*3	*14(50.0*3)	SB450*6						
	電動機駆動原子炉給水ポンプ(A)分岐部 ~ 電動機駆動原子炉給水ポンプ(B)	5.98*2	207	609.6*3	*5(24.6*3)	SB450*6						
				660.4*3	*14(50.0*3)	SB450*6						
				457.2*3	*5(19.0*3)	SB450*6						
				457.2*3	*5(18.15*3)	SB450*6						
	電動機駆動原子炉給水ポンプ(A)分岐部 ~ 電動機駆動原子炉給水ポンプ(A)	5.98*2	207	558.8*3	*5(22.2*3)	SB450*6						
				609.6*3	*5(47.6*3)	SB450*6						
				457.2*3	*5(19.0*3)	SB450*6						
457.2*3				*5(18.15*3)	SB450*6							
タービン駆動原子炉給水ポンプ(A) ~ 第2給水加熱器分岐部	16.57*2	207	660.4*3	*5(52.7*3)	SB480*18							
	10.00*2	207	660.4*3	*5(34.2*3)	SB480*18							
			863.6*3	*14(43.4*3)	SB480*18							
			914.4*3	*5(68.8*3)	SB480*18							
			695.0*3	*14(73.7*3)	SF490A*19							
609.6*3	*14(31.0*3)	SF490A*19										

変更前						変更後					NO. *32	
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 ()	外径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 ()	外 径 (mm)	厚 さ (mm)		材 料
復 水 給 水 系	タービン駆動原子炉給水ポンプ(B) ~ 給水ポンプ出口配管 (タービン駆動原子炉給水ポンプ側)分岐部	16.57*2	207	660.4*3	*5(52.7*3)	SB480*18	復 水 給 水 系	変更なし				
	10.00*2	207	660.4*3	*5(34.2*3)	SF490A*19							
						10.00*2						
	10.00*2	207	914.4*3	*5(68.8*3)	SB480*18							
						10.00*2						
	10.00*2	207	609.6*3	*5(31.0*3)	SB480*18							
						10.00*2						
	10.00*2	207	914.4*3	*5(68.8*3)	SB480*18							
						16.57*2						
	10.00*2	207	457.2*3	*14(24.8*3)	SB480*18							
						10.00*2						
	10.00*2	207	660.4*3	*14(56.4*3)	SB480*18							
						10.00*2						
	10.00*2	207	609.6*3	*14(31.0*3)	SB480*18							
10.00*2						207	863.6*3	*14(43.4*3)	SB480*18			
	10.00*2	207	914.4*3	*14(68.8*3)	SB480*18							
10.00*2						207	695.0*3	*14(73.7*3)	SF490A*19			
	10.00*2	207	609.6*3	*14(31.0*3)	SF490A*19							
10.00*2						207	609.6*3	*14(31.0*3)	SB480*18			

変更前						変更後						NO. *32
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 ()	外径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 ()	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	
復 水 給 水 系	*22 電動機駆動原子炉給水ポンプ(A) ~ 電動機駆動原子炉給水ポンプ(B)合流部	16.57*2	207	457.2*3	*14(37.7*3)	SB480*18	復 水 給 水 系	変更なし				
				457.2*3	*14(24.8*3)	SB480*18						
				457.2*3	*14(24.8*3)	SF490A*19						
				480.0*3	*14(36.2*3)	SF490A*19						
	第2給水加熱器 ~ 第1給水加熱器	10.00*2	207	609.6*3	*14(31.0*3)	SB480*18						
				*23 第1給水加熱器 ~ B21-F070A,B	10.00*2	230						
	695.0*3	*14(73.7*3)	SF490A*19									
	863.6*3	*14(43.4*3)	SB480*18									
	863.6*3	*5(55.5*3)	SB480*18									
	609.6*3	*5(31.0*3)	STPT480*24									
	609.6*3	*5(31.0*3)	SUS316TP									
	660.4*3	*14(56.4*3)	SB480*18									
	609.6*3	*5(31.0*3)	SB480*18									
	8.62*2	302	558.8*3	28.6*3	STS480*25							
	*23 B21-F070A ~ 代替注水配管復水給水系(A)合流部	8.62*2	302	558.8*3	28.6*3	STS480*25						
*23 代替注水配管復水給水系(A)合流部 ~ 原子炉压力容器				8.62*2	302	558.8*3	*5(34.9*3)	SFVAF11A				
	558.8*3	34.9*3	STPA23									
	321.0*3	*5(45.0*3)	SFVAF11A									
	267.4*3	*5(18.2*3)	SFVAF11A									
	558.8*3	34.9*3	STS480*25									
	558.8*3	*9(34.9*3)	SFVC2B									
	318.5*3	*9(21.4*3)	SFVC2B									
	318.5*3	21.4*3	STS410*28									
*23 B21-F070B ~ 原子炉隔離時冷却系 配管復水給水系(B)合流部	8.62*2	302	558.8*3	28.6*3	STS480*25	*26 代替注水配管復水給水系 (A)合流部 ~ 原子炉压力容器	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	1
9.22*27	306*27	変更なし	2									
			3									
			4									
			5									
			6									
			7									
変更なし												

変 更 前						変 更 後						NO. *32		
名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 ()	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 ()	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料			
復 水 給 水 系	*23 原子炉隔離時冷却系 配管復水給水系(B)合流部 ~ 原子炉压力容器	8.62*2	302	558.8*3	□*5(34.9*3)	SFVAF11A	*29 原子炉隔離時冷却系 配管復水給水系(B)合流部 ~ 原子炉压力容器	9.22*27	306*27	□	□	SFVAF11A	8	
				558.8*3	34.9*3	STPA23								変更なし
				196.6*3	□*5(30.0*3)	SFVAF11A								
				165.2*3	□*5(14.3*3)	SFVAF11A								
				558.8*3	34.9*3	STS480*25								
				558.8*3	□*5(34.9*3)	SFVC2B								
				318.5*3	□*5(21.4*3)	SFVC2B								
				318.5*3	21.4*3	STS410*28								
復 水 給 水 系	*30 代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部 ~ 代替注水配管復水給水系(A)合流部	8.62*2	302	267.4	21.4	STS410*28	*26 代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部 ~ 代替注水配管復水給水系 (A)合流部	9.22*27	306*27	□	□	SFVAF11A	15	
				/267.4	/21.4									
復 水 給 水 系	*30 原子炉隔離時冷却系配管 B21-F056B 出口合流部 ~ 原子炉隔離時冷却系 配管復水給水系(B)合流部	8.62*2	302	267.4*3	18.2*3	STS410*28	*29 原子炉隔離時冷却系配管 B21-F056B 出口合流部 ~ 原子炉隔離時冷却系 配管復水給水系(B)合流部	9.22*27	306*27	□	□	SFVAF11A	17	
				165.2*3	14.3*3	STPT410*31								
				176.6*3	□*5(20.0*3)	SFVAF11A								
復 水 給 水 系	*30 G31-F015 ~ B21-F056A,B	10.20*2	302	216.3*3	18.2*3	STPT410*31	変更なし	9.22*27	306*27	□	□	STPT410*31	18	
				165.2*3	14.3*3	STPT410*31								
		8.62*2	302	165.2*3	14.3*3	STPT410*31								
復 水 給 水 系	*30 B21-F056A ~ 代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部	8.62*2	302	165.2*3	14.3*3	STPT410*31	変更なし	9.22*27	306*27	□	□	STPT410*31	19	

変 更 前						変 更 後						NO. *32	
名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 ()	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 ()	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料		
復水給水系	B21-F056B ~ 原子炉隔離時冷却系配管 B21-F056B 出口合流部	8.62*2	302	165.2*3	14.3*3	STPT410*31	復水給水系	変更なし					

注記*1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「復水浄化系(復水ろ過装置より)から復水浄化系(復水脱塩装置へ)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：記載の適正化を行う。既工事計画書には「STPT38」と記載。記載内容は、設計図書による。

*5：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3月27日付け3資庁第13034号にて認可された工事計画の -3-1-6-7-1「管の基本板厚計算書」による。

*6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SB46」と記載。記載内容は、設計図書による。

*7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「給水加熱器ドレンベント系(低圧ドレンポンプより)から復水ろ過装置出口配管まで」と記載。

*8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「復水浄化系(復水脱塩装置より)から高圧復水ポンプまで」と記載。

*9：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。

*10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SF45A」と記載。記載内容は、設計図書による。

*11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「第3給水加熱器からタービン駆動原子炉給水ポンプまで」と記載。

*12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「給水加熱器ドレンベント系(高圧ドレンポンプより)から給水ポンプ入口配管まで」と記載。

*13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「第3給水加熱器からタービン駆動原子炉給水ポンプまで」及び「給水ポンプ入口配管から電動機駆動原子炉給水ポンプ(B)まで」と記載。

*14：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5年8月19日付け5資庁第8685号にて認可された工事計画の -3-1-6-7-1「管の基本板厚計算書」による。

*15：記載の適正化を行う。既工事計画書には「給水ポンプ入口配管から電動機駆動原子炉給水ポンプ(B)まで」と記載。

*16：記載の適正化を行う。既工事計画書には「MD-RFP(B)入口配管から電動機駆動原子炉給水ポンプ(A)まで」と記載。

*17：記載の適正化を行う。既工事計画書には「タービン駆動原子炉給水ポンプから第2給水加熱器まで」と記載。

*18：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SB49」と記載。記載内容は、設計図書による。

*19：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SF50A」と記載。記載内容は、設計図書による。

*20：記載の適正化を行う。既工事計画書には「電動機駆動原子炉給水ポンプ(B)から給水ポンプ出口配管まで」と記載。

*21：記載の適正化を行う。既工事計画書には「タービン駆動原子炉給水ポンプから第2給水加熱器まで」及び「電動機駆動原子炉給水ポンプ(B)から給水ポンプ出口配管まで」と記載。

*22：記載の適正化を行う。既工事計画書には「電動機駆動原子炉給水ポンプ(A)からMD-RFP(B)出口配管まで」と記載。

*23：記載の適正化を行う。既工事計画書には「第1給水加熱器から原子炉圧力容器まで」と記載。

*24：記載の適正化を行う。既工事計画書には「STPT49」と記載。記載内容は、設計図書による。

*25：記載の適正化を行う。既工事計画書には「STS49」と記載。記載内容は、設計図書による。

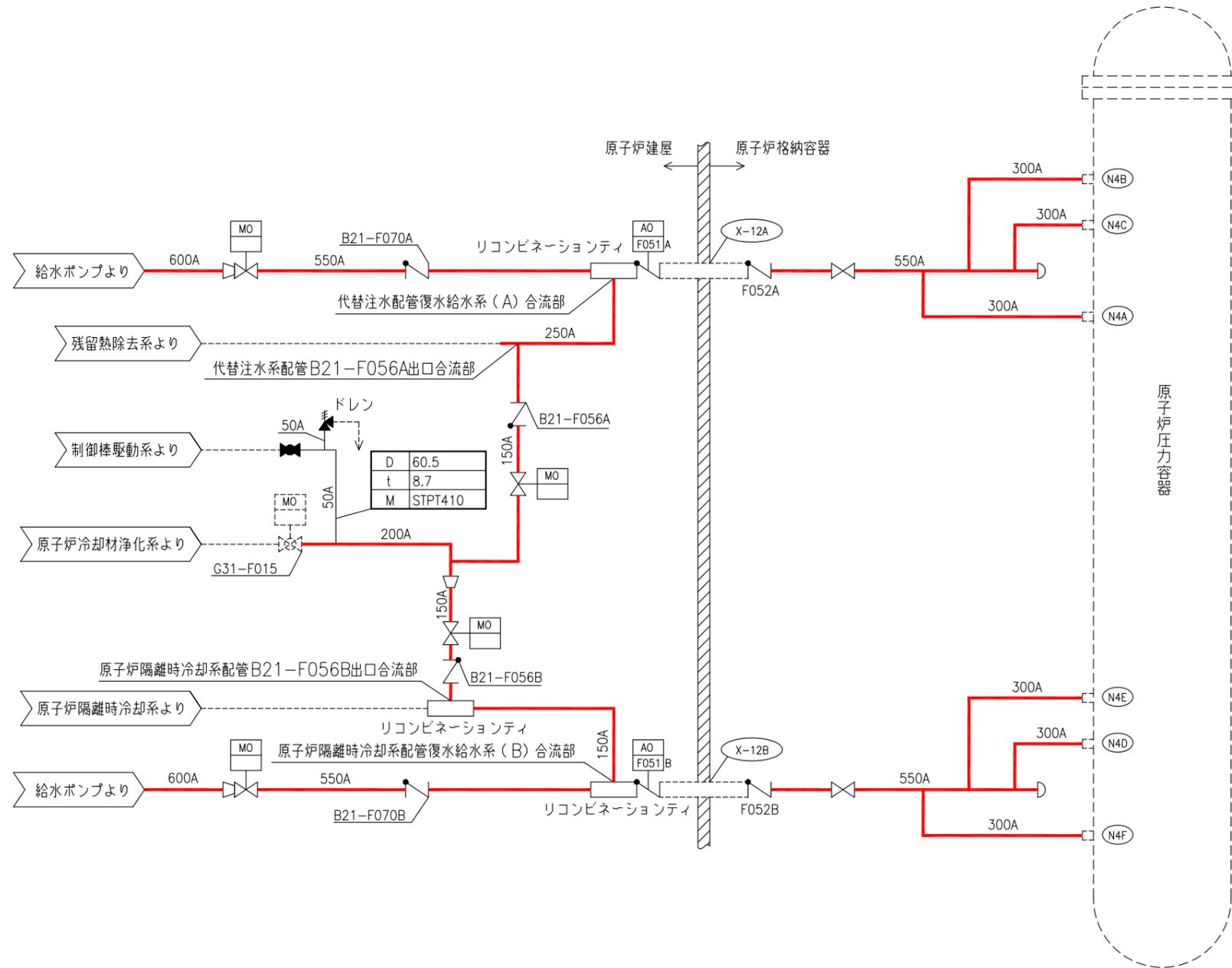
*26：残留熱除去設備(残留熱除去系)及び非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(高圧代替注水系, 低圧注水系, 低圧代替注水系)並びに原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却系, 高圧代替注水系, 低圧代替注水系)と兼用。

*27：重大事故等時における使用時の値を示す。

*28：記載の適正化を行う。既工事計画書には「STS42」と記載。記載内容は、設計図書による。

*29：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(原子炉隔離時冷却系)と兼用。

- *30：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉冷却材浄化系，残留熱除去系及び原子炉隔離時冷却系から原子炉压力容器入口配管まで」と記載。
- *31：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。
- *32：第 4-1-2-1-1～2 図 原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（復水給水系）に係る主配管の配置を明示した図面に記載の丸番号を示す。



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原子炉冷却材の循環設備 (復水給水系) (当該設備の申請範囲)

工事計画認可申請	第4-1-2-2-1 図
柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	
名称	原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備 (復水給水系) の系統図 (設計基準対象施設)
東京電力ホールディングス株式会社	