本資料のうち，枠囲みの内容は，
営業秘密又は防護上の観点から
公開できません

東海第二発電所　工事計画審査資料	
資料番号	工認-524　改 1
提出年月日	平成 30 年 8 月 1 日

日本原子力発電株式会社

東海第二発電所　工事計画審査資料

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）

（添付書類）

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-1-1-4　設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

Ⅴ-1-1-4-3　設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）

Ⅴ-1-1-4-3-11　設定根拠に関する説明書（耐圧強化ベント系　主配管（常設））

Ⅴ-6　図面

4　原子炉冷却系統施設

4.3　残留熱除去設備

4.3.3　耐圧強化ベント系

・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）に係る主配管の配置を明示した図面

【第 4-3-3-1 図】

・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）の系統図(1／6)（設計基準対象施設）

【第 4-3-3-2 図】

・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）の系統図(2／6)（重大事故等対処設備）

【第 4-3-3-3 図】

・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）の系統図(3／6)（設計基準対象施設）

【第 4-3-3-4 図】

・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）の系統図(4／6)（重大事故等対処設備）

【第 4-3-3-5 図】

・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）の系統図(5／6)（設計基準対象施設）

【第 4-3-3-6 図】

・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）の系統図(6／6)（重大事故等対処設備）

【第 4-3-3-7 図】

Ⅴ-1-1-4-3-11　設定根拠に関する説明書

（耐圧強化ベント系　主配管（常設））

名称		耐圧強化ベント系配管分岐点 ～ 格納容器圧力逃がし装置配管分岐点
最高使用圧力	MPa	0.62
最高使用温度	℃	200
外径	mm	457.2

【設定根拠】

（概要）

本配管は，耐圧強化ベント系配管分岐点から格納容器圧力逃がし装置配管分岐点までを接続する配管であり，重大事故等対処設備として設計基準対象施設が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は，重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 0.62 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は，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。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径（呼び径）選定においては，耐圧強化ベント系配管分岐点から格納容器圧力逃がし装置配管分岐点は自由膨張蒸気となるため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの自由膨張蒸気配管実績に基づいた標準流速を目安に選定している。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m^2)	流量 D (t/h)	比容積 E (m^3/kg)	流速* F (m/s)	標準流速 (m/s)
457.2	12.7	450	0.14644				

注記　＊：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

名称		格納容器圧力逃がし装置配管分岐点 ～ 耐圧強化ベント系配管合流点
最高使用圧力	MPa	0.62
最高使用温度	℃	200
外径	mm	318.5，457.2

【設定根拠】

（概要）

本配管は，格納容器圧力逃がし装置配管分岐点から耐圧強化ベント系配管合流点までを接続する配管であり，重大事故等対処設備として設計基準対象施設が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

1. 最高使用圧力の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は，重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 0.62 MPa とする。

2. 最高使用温度の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は，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。

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径（呼び径）選定においては，格納容器圧力逃がし装置配管分岐点から耐圧強化ベント系配管合流点は自由膨張蒸気となるため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの自由膨張蒸気配管実績に基づいた標準流速を目安に選定している。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m^2)	流量 D (t/h)	比容積 E (m^3/kg)	流速* F (m/s)	標準流速 (m/s)
318.5	10.3	300	0.06970				
457.2	12.7	450	0.14644				

注記　＊：流速及びその他のパラメータとの関係は以下のとおりとする。

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

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

工事計画認可申請	第 4-3-3-1 図
東海第二発電所	
名称	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）に係る 主配管の配置を明示した図面
日本原子力発電株式会社	

8531

第 4-3-3-1 図　原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(耐圧強化ベント系）に係る主配管の配置を明示した図面　別紙

工事計画記載の公称値の許容範囲

管 NO.1*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	457.2		製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準
厚さ	12.7		同上

管 NO.1*- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	457.2	＋4.0 mm －3.2 mm	ＪＩＳ Ｇ ３１０６による材料公差
厚さ	12.7	＋規定しない	【プラス側公差】 ＪＩＳ Ｇ ３１０６による材料公差 【マイナス側公差】 製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準

管 NO.2*- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	457.2	＋4.0 mm －3.2 mm	ＪＩＳ Ｇ ３１０６による材料公差
厚さ	12.7	＋規定しない	【プラス側公差】 ＪＩＳ Ｇ ３１０６による材料公差 【マイナス側公差】 製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準

管 NO.3*- 管継手

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	318.5	＋4.0 mm －3.2 mm	ＪＩＳ Ｇ ３１０６による材料公差
厚さ	10.3	＋規定しない [redacted]	【プラス側公差】 ＪＩＳ Ｇ ３１０６による材料公差 【マイナス側公差】 製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準

管 NO.4*

主要寸法 (mm)		許容範囲	根　　拠
外径	318.5	±0.8 ％	ＪＩＳ Ｇ ３４５６による材料公差
厚さ	10.3	[redacted] －12.5 ％	【プラス側公差】 製造能力，製造実績を考慮したメーカ基準 【マイナス側公差】 ＪＩＳ Ｇ ３４５６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	＋4.0 mm －3.2 mm	ＪＩＳ Ｇ ３４５６による材料公差
厚さ	10.3	＋規定しない －12.5 ％	同上

注　：主要寸法は，工事計画記載の公称値を示す。

注記　＊：管の強度計算書の管 NO. を示す。

工事計画認可申請	第 4-3-3-2 図
東海第二発電所	
名称	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）の系統図（1／6） （設計基準対象施設）
日本原子力発電株式会社	

8725

工事計画認可申請	第 4-3-3-3 図
東海第二発電所	
名称	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）の系統図（2／6） （重大事故等対処設備）
日本原子力発電株式会社	

8725

工事計画認可申請	第 4-3-3-4 図
東海第二発電所	
名称	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）の系統図（3／6） （設計基準対象施設）
日本原子力発電株式会社	

8525

工事計画認可申請	第 4-3-3-5 図
東海第二発電所	
名称	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）の系統図（4／6） （重大事故等対処設備）
日本原子力発電株式会社	

8525

工事計画認可申請	第 4-3-3-6 図
東海第二発電所	
名称	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）の系統図（5／6） （設計基準対象施設）
日本原子力発電株式会社	

8703

工事計画認可申請	第 4-3-3-7 図
東海第二発電所	
名称	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）の系統図（6／6） （重大事故等対処設備）
日本原子力発電株式会社	

8703