

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-C-1 改 44
提出年月日	平成 29 年 9 月 6 日

東海第二発電所

重大事故等対策の有効性評価

平成 29 年 9 月

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方
 - 1.1 概 要
 - 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
 - 1.3 評価に当たって考慮する事項
 - 1.4 有効性評価に使用する計算プログラム
 - 1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
 - 1.6 解析の実施方針
 - 1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
 - 1.8 必要な要員及び資源の評価方針
 - 付録1 事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について
 - 付録2 原子炉格納容器の限界温度・圧力
 - 付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて
-
2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
 - 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
 - 2.3 全交流動力電源喪失
 - 2.3.1 全交流動力電源喪失（長期TB）
 - 2.3.2 全交流動力電源喪失（TBD，TBU）
 - 2.3.3 全交流動力電源喪失（TBP）

原子炉格納容器の限界温度・圧力

目 次

1. 評価の概要	
(1) はじめに	1
(2) 原子炉格納容器の概要	1
(3) 限界温度・圧力の設定	1
(4) 評価内容及び評価結果の概要	2
a. 評価対象	3
b. 機能喪失要因	5
c. 評価方法	6
d. 評価結果の概要	10
(5) まとめ	46

《別紙》

1. <u>原子炉格納容器本体</u>	
1.1 <u>評価方針</u>	1-1
1.2 <u>評価結果</u>	1-5
2. トップヘッドフランジ	
2.1 評価方針	2-1
2.2 評価	2-5
2.3 評価結果	2-26

3.	機器搬入用ハッチ	
3.1	評価方針	3-1
3.2	評価	3-5
3.3	評価結果	3-27
4.	サプレッション・チェンバアクセスハッチ	
4.1	評価方針	4-1
4.2	評価	4-5
4.3	評価結果	4-27
5.	<u>所員用エアロック</u>	
5.1	<u>評価方針</u>	<u>5-1</u>
5.2	<u>評価</u>	<u>5-6</u>
5.3	<u>評価結果</u>	<u>5-12</u>
6.	<u>配管貫通部</u>	
6.1	<u>概要</u>	<u>6-1</u>
6.2	<u>配管貫通部（接続配管）</u>	<u>6-2</u>
6.2.1	<u>評価方針</u>	<u>6-2</u>
6.2.2	<u>評価</u>	<u>6-3</u>
6.2.3	<u>評価結果</u>	<u>6-5</u>
6.3	<u>配管貫通部（スリーブ）</u>	<u>6-11</u>
6.3.1	<u>評価方針</u>	<u>6-11</u>
6.3.2	<u>評価</u>	<u>6-13</u>
6.3.3	<u>評価結果</u>	<u>6-19</u>

6.4	配管貫通部（平板類）	6-20
6.4.1	評価方針	6-20
6.4.2	評価	6-22
6.4.3	評価結果	6-28
6.5	配管貫通部（セーフエンド）	6-29
6.5.1	評価方針	6-29
6.5.2	評価	6-30
6.5.3	評価結果	6-31
6.6	配管貫通部（伸縮継手）	6-32
6.6.1	評価方針	6-32
6.6.2	評価	6-33
6.6.3	評価結果	6-34
7.	電気配線貫通部	
7.1	概要	7-1
7.2	電気配線貫通部（アダプタ）	7-3
7.2.1	評価方針	7-3
7.2.2	評価	7-3
7.2.3	評価結果	7-5
7.3	電気配線貫通部（ヘッド）	7-6
7.3.1	評価方針	7-6
7.3.2	評価	7-6
7.3.3	評価結果	7-9

7.4 電気配線貫通部 (モジュール)	7-11
7.4.1 評価方針	7-11
7.4.2 評価	7-12
7.4.3 評価結果	7-16

8. 原子炉格納容器隔離弁

8.1 概要	8-1
8.2 原子炉格納容器隔離弁 (不活性ガス系バタフライ弁)	8-2
8.2.1 評価方針	8-2
8.2.2 評価	8-3
8.2.3 評価結果	8-3
8.3 原子炉格納容器隔離弁 (T I P ボール弁)	8-5
8.3.1 評価方針	8-5
8.3.2 評価	8-6
8.3.3 評価結果	8-6

参考資料 1 改良 E P D M 製シール材における各試験について

参考資料 2 改良 E P D M 製シール材の圧縮永久ひずみ試験について

参考資料 3 実機フランジ模擬試験の概要について

参考資料 4 改良 E P D M 製シール材における縮小モデル試験結果の適用
について

参考資料 5 改良 E P D M 製シール材の試験について

参考資料 6 バックアップシール材の試験について

参考資料 7 バックアップシール材塗布による設計影響について

- 参考資料 8 トップヘッドフランジ開口評価における製作公差の影響について
- 参考資料 9 経年劣化を考慮したシール機能について
- 参考資料 10 化学薬品や核分裂生成物のシール機能への影響について
- 参考資料 11 シール材の運転環境（放射線量，温度）の考慮について
- 参考資料 12 黒鉛製シール材について
- 参考資料 13 試験データの代表性・信頼性について
- 参考資料 14 フランジ開口量評価の妥当性について（構造解析との関連性）
- 参考資料 15 原子炉格納容器のリーク発生順序及び各部位の裕度について
- 参考資料 16 所員用エアロック開口量評価に係る変形支点の変位の影響について
- 参考資料 17 電気配線貫通部のシール性能に係るアレニウス則評価の位置付けについて
- 参考資料 18 格納容器隔離弁の S A 環境下における耐性確認試験の概要について
- 参考資料 19 移動式炉心内計装（T I P : Traversing In-core Probe）系統爆破弁について
- 参考資料 20 動的荷重の影響について
- 参考資料 21 モデル化している各部位の耐震性について
- 参考資料 22 フランジ部の永久変形の評価について
- 参考資料 23 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性
- 参考資料 24 原子炉格納容器 限界温度・圧力に対する経年劣化の影響について
- 参考資料 25 200℃，2Pd の適用可能時間を過ぎてから用いる限界圧力・温度について

参考資料 26 原子炉格納容器貫通部リスト

1. 原子炉格納容器本体

1.1 評価方針

原子炉格納容器本体は、円錐フラスタム型のドライウエル、円筒形のサプレッション・チェンバから構成されている。

原子炉格納容器本体の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が一般構造部に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって、原子炉格納容器本体の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受けることによって生じる、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。原子炉格納容器本体の評価対象と評価方法を第 1-1 表に、評価対象を第 1-1 図にそれぞれ示す。

ここで、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005 年版（2007 年追補版を含む））（第 I 編 軽水炉規格）J S M E S N C 1-2005/2007」（以下、「設計・建設規格」という。）の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することになっている。設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する原子炉格納容器本体の構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には 1.5、 $P_L + P_b$ （一次一般局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち、原子炉格納容器本体に発生する応力が、 P_m が $2/3Su$ 、 $P_L + P_b$ が Su

以下であれば、延性破壊に至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示されるように、供用状態Dの P_m , $P_L + P_b$ の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全余裕を考慮して規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が S_u に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が S_u に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

(1) 一般構造部

原子炉格納容器本体の一般構造部（設計・建設規格 PVE-3010 で規定されている部位）の評価として、設計・建設規格の PVE-3230(2)a 項及び PVE-3323(1)項を準用し、許容引張応力に供用状態Dにおける一次一般膜応力の許容値である 200°C の $2/3S_u$ を与えることで許容応力を算出し、評価圧力 $2P_d$ を上回ることを確認する。また、既工認の評価値を用いて、評価温度・圧力（ 200°C , $2P_d$ ）における発生応力を算出し、原子炉格納容器の $2/3S_u$ 値（ 200°C ）に相当する許容圧力以内であることを確認する。

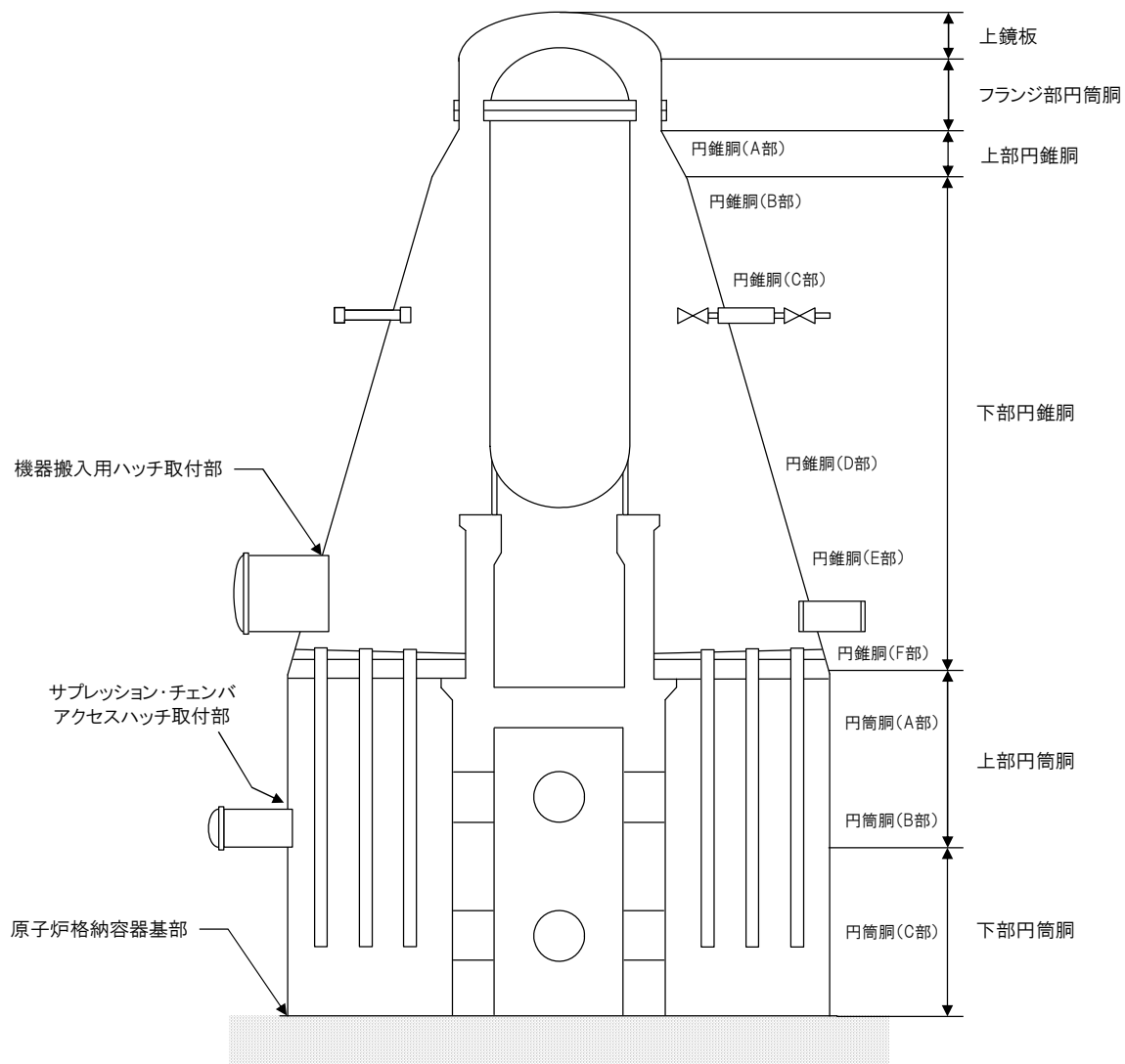
(2) 構造不連続部

原子炉格納容器の構造不連続部の評価として、既工認の評価値を用いて、評価温度・圧力（ 200°C , $2P_d$ ）における発生応力を算出し、原子炉格納容器の S_u 値（ 200°C ）に相当する許容圧力以内であることを確認する。

また、東海第二の原子炉格納容器は原子炉格納容器基部においてアンカボルトで支持された自立式の格納容器であるため、温度上昇時には原子炉格納容器基部に熱応力（二次応力）が発生する。二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を引き起こすとは考えられないが、念のため一次＋二次応力を評価する。

第 1-1 表 評価対象と評価方法

	評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部	一般構造部	延性破壊	<ul style="list-style-type: none"> ・設計・建設規格の評価式を準用した評価 ・有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用した評価
	構造不連続部	延性破壊	<ul style="list-style-type: none"> ・有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用した評価



第 1-1 図 原子炉格納容器本体の評価対象

1.2 評価結果

(1) 一般構造部

原子炉格納容器本体の一般構造部について、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認する。その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ(S_u 値)に対する割下げ率を P_m (一次一般膜応力強さ) には 1.5 として評価を行う。 S_u 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200°C を用いる。評価結果の詳細を別添 1-1 に示す。

一般構造部の許容圧力は $2Pd$ を上回る。

また、既工認の評価値を用いて、評価温度・圧力 (200°C , $2Pd$) における発生応力を算出し、原子炉格納容器の $2/3S_u$ 値 (200°C) に相当する許容圧力以内であることを確認する。評価結果の詳細を別添 1-2 に示す。

200°C , $2Pd$ における発生応力に対して、一般構造物の許容応力以内であることを確認した。

(2) 構造不連続部

原子炉格納容器の構造不連続部について、既工認の評価値を用いて、評価温度・圧力 (200°C , $2Pd$) における発生応力を算出し、原子炉格納容器の S_u 値 (200°C) に相当する許容圧力以内であることを確認する。評価結果の詳細を別添 1-3 に示す。

200°C , $2Pd$ における発生応力に対して、構造不連続部の許容応力以内であることを確認した。

簡易手法による原子炉格納容器の許容圧力評価結果

東海第二発電所の原子炉格納容器円筒部，円錐部及びトップヘッド部の必要板厚は，設計・建設規格の PVE-3521，PVE-3230(2)a 項及び PVE-3230(2)h 項を用いて求めることができる。そこで東海第二発電所の限界圧力は，上記式の許容引張応力に 200℃での $2/3S_u$ を与えることで算出する。

①上鏡板

上鏡板：ASME SA516 Gr. 70 (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3521 を準用

$$P = 2S \eta t / (RW + 0.2t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200℃における $2/3S_u$ 値を使用)	281
η	継手効率 (—)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	
R	ふた板の中央部における内半径 (mm)	
W	さら形ふた板の形状による係数	1.322
P	200℃における許容圧力	1.362
1.362MPa[gage] > 0.62MPa[gage] (2Pd)		

②フランジ部円筒胴

フランジ部円筒胴：ASME SA516 Gr. 70 (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a 項を準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200℃における $2/3S_u$ 値を使用)	281
η	継手効率 (—)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	
D_i	胴内径 (mm)	
P	200℃における許容圧力	1.971
1.971MPa[gage] > 0.62MPa[gage] (2Pd)		

③円筒胴 A 部

円錐胴 A 部 : ASME SA516 Gr. 70 (SGV480 相当)

許容圧力算定式 : PVE-3230(2)h 項を準用

$$P = 2 \cos \theta \cdot S \eta t / (D_i + 1.2 \cos \theta \cdot t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3S _u 値を使用)	281
θ	円錐の頂角の 1/2 (°)	<input type="text"/>
η	継手効率 (-)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	<input type="text"/>
D _i	胴内径 (mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力	1.289
1.289MPa[gage] > 0.62MPa[gage] (2Pd)		

④円錐胴 B 部

円錐胴 B 部 : ASME SA516 Gr. 70 (SGV480 相当)

許容圧力算定式 : PVE-3230(2)h 項を準用

$$P = 2 \cos \theta \cdot S \eta t / (D_i + 1.2 \cos \theta \cdot t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3S _u 値を使用)	281
θ	円錐の頂角の 1/2 (°)	<input type="text"/>
η	継手効率 (-)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	<input type="text"/>
D _i	胴内径 (mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力	1.061
1.061MPa[gage] > 0.62MPa[gage] (2Pd)		

⑤円錐胴 C 部

円錐胴 C 部 : ASME SA516 Gr. 70 (SGV480 相当)

許容圧力算定式 : PVE-3230(2)h 項を準用

$$P = 2 \cos \theta \cdot S \eta t / (D_i + 1.2 \cos \theta \cdot t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける $2/3S_u$ 値を使用)	281
θ	円錐の頂角の $1/2$ (°)	<input type="text"/>
η	継手効率 (-)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	<input type="text"/>
D_i	胴内径 (mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力	0.823
0.823MPa[gage] > 0.62MPa[gage] (2Pd)		

⑥円錐胴 D 部

円錐胴 D 部 : ASME SA516 Gr. 70 (SGV480 相当)

許容圧力算定式 : PVE-3230(2)h 項を準用

$$P = 2 \cos \theta \cdot S \eta t / (D_i + 1.2 \cos \theta \cdot t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける $2/3S_u$ 値を使用)	281
θ	円錐の頂角の $1/2$ (°)	<input type="text"/>
η	継手効率 (-)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	<input type="text"/>
D_i	胴内径 (mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力	0.725
0.725MPa[gage] > 0.62MPa[gage] (2Pd)		

⑦円錐胴 E 部

円錐胴 E 部 : ASME SA516 Gr. 70 (SGV480 相当)

許容圧力算定式 : PVE-3230(2)h 項を準用

$$P = 2 \cos \theta \cdot S \eta t / (D_i + 1.2 \cos \theta \cdot t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける $2/3S_u$ 値を使用)	281
θ	円錐の頂角の $1/2$ (°)	<input type="text"/>
η	継手効率 (-)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	<input type="text"/>
D_i	胴内径 (mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力	0.709
0.709MPa[gage] > 0.62MPa[gage] (2Pd)		

⑧円錐胴 F 部

円錐胴 F 部 : ASME SA516 Gr. 70 (SGV480 相当)

許容圧力算定式 : PVE-3230(2)h 項を準用

$$P = 2 \cos \theta \cdot S \eta t / (D_i + 1.2 \cos \theta \cdot t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける $2/3S_u$ 値を使用)	281
θ	円錐の頂角の $1/2$ (°)	<input type="text"/>
η	継手効率 (-)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	<input type="text"/>
D_i	胴内径 (mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力	0.790
0.790MPa[gage] > 0.62MPa[gage] (2Pd)		

⑨円筒胴 A 部

円筒胴 A 部 : ASME SA516 Gr. 70 (SGV480 相当)

許容圧力算定式 : PVE-3230(2) a 項を準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける $2/3S_u$ 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	
D_i	胴内径 (mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	0.822
0.822MPa[gage] > 0.62MPa[gage] (2Pd)		

⑩円筒胴 B 部

円筒胴 B 部 : ASME SA516 Gr. 70 (SGV480 相当)

許容圧力算定式 : PVE-3230(2) a 項を準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける $2/3S_u$ 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	
D_i	胴内径 (mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	0.693
0.693MPa[gage] > 0.62MPa[gage] (2Pd)		

①円筒胴 C 部

円筒胴 C 部 : ASME SA516 Gr. 70 (SGV480 相当)

許容圧力算定式 : PVE-3230 (2) a 項を準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける $2/3S_u$ 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	
D_i	胴内径 (mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	0.822
0.822MPa [gage] > 0.69MPa [gage] (2Pd + 水頭圧)		

既工認の評価値を用いた原子炉格納容器の一般構造部の許容応力評価結果

原子炉格納容器の一般構造部に対して、既工認の評価値を用いた許容応力評価を実施する。評価する対象は、既工認で評価した対象である円筒胴部とした（図 1：応力評価点番号⑤）。既工認で評価した対象は、別添 1-1 の評価結果で $2Pd$ に対する許容圧力の裕度が最も小さい対象である円筒胴 B 部であり、評価対象として、妥当である。

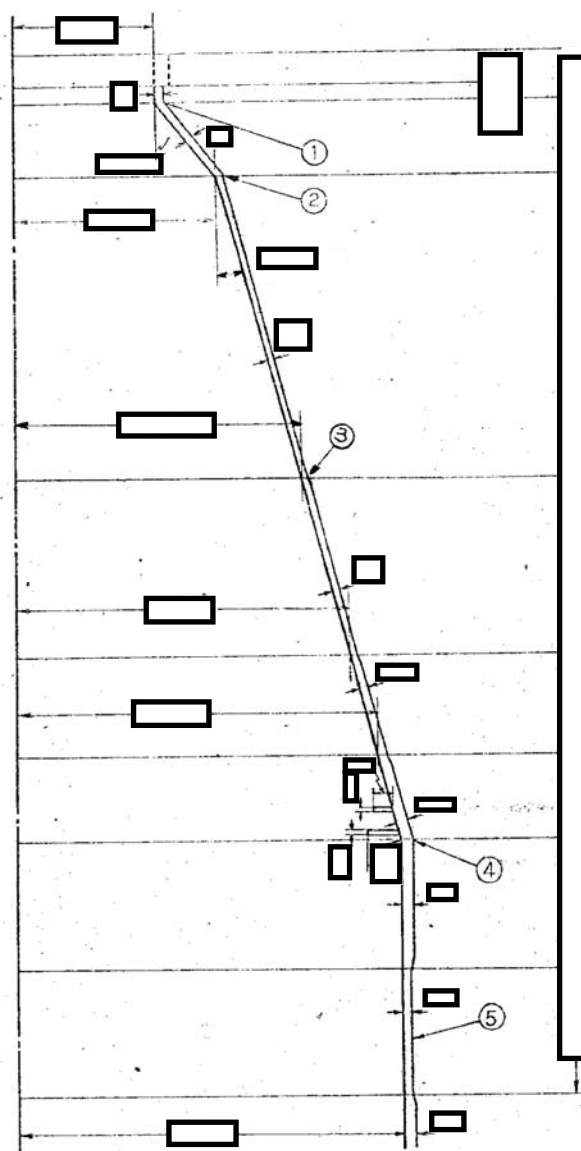


図 1 原子炉格納容器の一般構造部の評価箇所

2Pd 時における評価を実施するため、内圧の設計荷重を、既工認の設計条件から 2Pd へ換算を実施した。

設計条件	
既工認時の設計圧力	2.85kg/cm ² (0.279MPa)
最高使用圧力 (3.16kg/cm ²) の 2 倍	6.32kg/cm ² (0.62MPa)
最高使用圧力の 2 倍 / 既工認時の設計圧力	2.218

換算結果を用いて、既工認で得られている一次一般膜応力に係数倍し、許容値以内であるかを確認する。なお、許容値は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する原子炉格納容器本体の構造健全性を確認するものであるため、供用状態 D を適用し、評価を実施し、許容応力以内であることを確認した。

応力 評価点 番号	応力 評価点	一次応力 [MPa]				応力比
		P _m		P _L +P _b		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
⑤	円筒胴 B 部		281	—	—	

既工認の評価値を用いた原子炉格納容器の構造不連続部の許容応力評価結果

原子炉格納容器の構造不連続部に対して、既工認の評価値を用いた許容応力評価を実施する。評価する対象は、図 1、2 に示す。

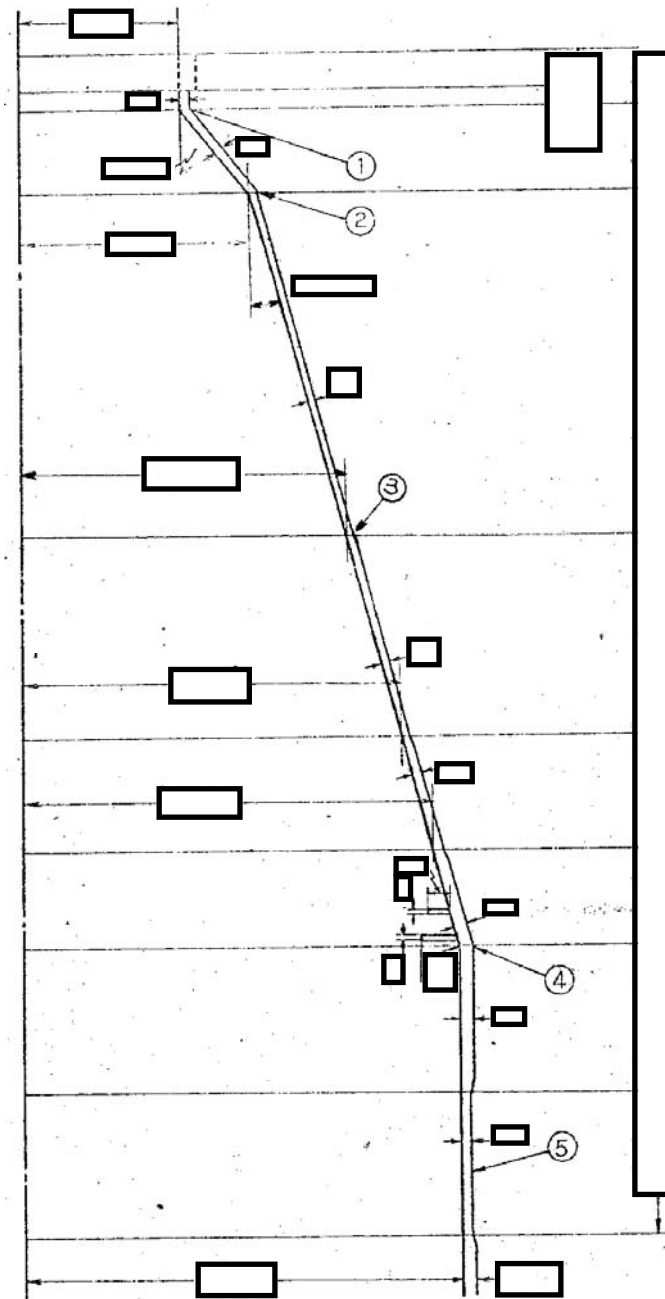


図 1 原子炉格納容器の構造不連続部の評価箇所 (1 / 2)

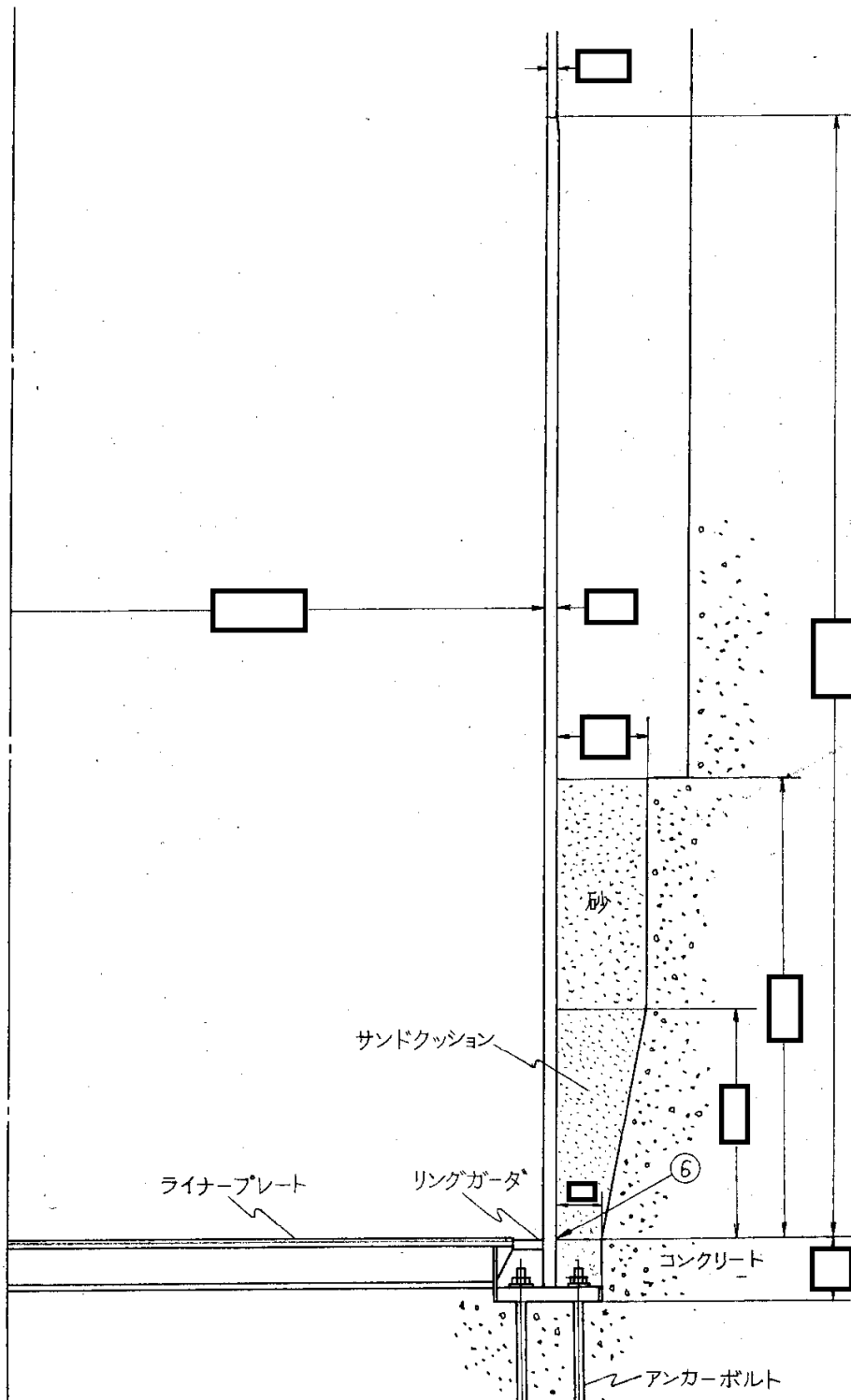


図2 原子炉格納容器の構造不連続部の評価箇所 (2 / 2)

評価対象①～⑤は、原子炉格納容器の構造不連続部を選定しており、評価点として、妥当である。

2Pd 時における評価を実施するため、内圧の設計荷重を、既工認の設計条件から 2Pd へ換算を実施した。

設計条件	
既工認時の設計圧力	2.85kg/cm ² (0.279MPa)
最高使用圧力 (3.16kg/cm ²) の 2 倍	6.32kg/cm ² (0.62MPa)
最高使用圧力の 2 倍 / 既工認時の設計圧力	2.218

換算結果を用いて、既工認で得られている一次一般膜応力に係数倍し、許容値以内であるかを確認する。なお、許容値は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する原子炉格納容器本体の構造健全性を確認するものであるため、供用状態Dを適用し、評価を実施し、許容応力以内であることを確認した。

応力 評価点 番号	応力 評価点	一次応力 [MPa]				応力比
		P _m		P _L +P _b		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
①	フランジ部円筒胴と円 錐胴 (A 部) の結合部	—	—		422	
②	円錐胴 (A 部) と円錐胴 (B 部) の結合部	—	—		422	
③	円錐胴 (C 部) と円錐胴 (D 部) の結合部	—	—		422	
④	円錐胴 (F 部) と円筒胴 (A 部) の結合部	—	—		422	
⑥	原子炉格納容器基部	—	—		422	

原子炉格納容器基部の評価

1. 概要

原子炉格納容器本体については、200℃、2Pd において一次応力が発生する。また、原子炉格納容器基部については、熱膨張の拘束による熱応力が発生する。ここでは、既工認（工事計画認可申請書参考資料（平成 20・02・29 原第 41 号 平成 20 年 4 月 7 日付け）の参考資料 2-6「サプレッションチェンバ円筒部シェル部及びサンドクッション部の強度計算書」の応力値を用いて、原子炉格納容器本体については一次応力（ $P_L + P_b$ ）を、原子炉格納容器基部について一次応力＋二次応力（ $P_L + P_b + Q$ ）を評価する。

また、原子炉格納容器の限界圧力、限界温度の確認においては、繰り返し荷重を考慮する必要はないと考えられるが、原子炉格納容器基部については、念のため、200℃、2Pd における発生応力を算出し、許容応力を下回ることを確認する。

2. 評価方針

発生応力は、熱により発生する二次応力に分類されることから、設計・建設規格に示される一次＋二次応力の評価方法及び評価基準値に従う。

許容値は、設計・建設規格において示される原子炉格納容器（クラス MC 容器）の供用状態 A、B に対する許容値と同じ 3S（S 値：200℃における値）とする。

一次＋二次応力が制限値を超えた場合は、設計・建設規格 PVB-3315(2)に規定される疲労評価により、疲労累積係数が 1 以下であることを確認する。

3. 評価条件

(1) 圧力及び温度

評価圧力 : 0.62MPa[gage] (2Pd)

評価温度 : 200°C

(2) 材料及び許容応力

材料及び許容応力を第 1-1(1)表に示す。

第 1-1(1)表 材料の許容応力

部位	材料	一次＋二次応力
		$P_L + P_b + Q$
原子炉格納容器	SGV480	393 (=3S)

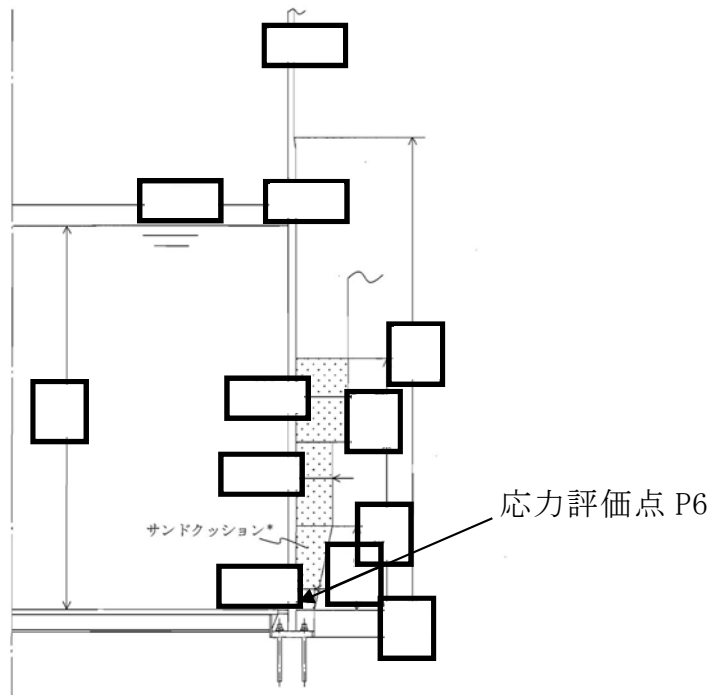
4. 応力計算

(1) 応力評価点

応力評価点を第 1-1(2)表及び第 1-1(1)図に示す。応力評価点は、既工認の強度計算書において、一次局部膜応力＋一次曲げ応力＋二次応力が最大の値を示す部位を応力評価点とする。

第 1-1(2)表 応力評価点

応力評価点番号	評価項目	応力評価点
P6	一次局部膜応力 ＋ 一次曲げ応力 ＋ 二次応力	原子炉格納容器基部



第 1-1(1)図 応力評価点

(2) 応力計算

原子炉格納容器基部の作用する圧力，熱応力及び死荷重による圧力は，既工認で計算した応力を用い，評価荷重比の割り増しを考慮して算出する。

5. 応力評価

原子炉格納容器基部の各荷重による応力を第 1-1(3)表に示す。また，応力の組合せ結果を第 1-1(4)表に示す。

各応力評価点の発生応力は一次＋二次応力の許容値を超える結果となったため，疲労評価により，疲労累積係数が 1 以下であることを確認した。疲労評価の結果を第 1-1(5)表，第 1-1(6)表に示す。

第 1-1(3)表 各荷重による応力

応力評価点 P6 (単位: MPa)

荷重	P _m			一 次 応 力						一 次 + 二 次 応 力							
	σ _t	σ _l	τ	P _L + P _b			P _L + P _b + Q			内 面			外 面				
				σ _t	σ _l	τ	σ _t	σ _l	τ	σ _t	σ _l	τ	σ _t	σ _l	τ		
1 SA時圧力 (2Pd)	-	-	-														
2 船直荷重 (通常)	-	-	-														
3 熱荷重 (SA時: 200℃)	-	-	-														
4 プール水頭	-	-	-														

第 1-1(4)表 一次+二次応力の評価結果

応力評価点	荷重の組合せ	応力分布	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
P6	死荷重+内圧+熱 +プール水頭	一次+二次応力		393

第 1-1(5)表 疲労評価結果

S _n	発生応力 [MPa]	
K	応力集中係数	
K _e	ピーク応力補正係数	
S _p	疲労解析によるピーク応力強さのサイクルにおいて、その最大値と最小値との差 [MPa]	
S ₀	繰返しピーク応力強さ [MPa]	
S ₀ '	補正繰返しピーク応力強さ [MPa]	
N _a	許容繰返し回数 [回]	
N _c	重大事故等時の繰返し回数 [回]	
U	疲労累積係数	

注) 設計・建設規格 PVB-3315(2)項を適用

第 1-1(6)表 評価結果

一次+二次応力評価 (MPa)		疲労評価	
一次+二次応力評価	許容応力	疲労累積係数	許容値
	393		1

5. 所員用エアロック

5.1 評価方針

所員用エアロックは、原子炉格納容器外側に突き出した円筒胴、隔壁及び隔壁に支持された扉板によって原子炉格納容器バウンダリを構成している。また、扉板はロック機構により固定されており、隔壁と扉板とのシール部には、シリコンゴムのガスケットを使用している。

隔壁には扉開閉ハンドル軸、開閉表示盤の電線管が貫通しており、貫通部にはフッ素系シール材を使用している。また、隔壁に接続する均圧配管にはフランジ部及び均圧弁にシール材を使用しており、フランジ部には非石綿系シートガスケット、均圧弁シート部にはフッ素系シール材を使用している。

所員用エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、有意な圧縮力が所員用エアロックに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

従って、所員用エアロックの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

また、シール部のうち扉板部については、原子炉格納容器内の圧力が上昇した際に、扉板は所員用エアロック本体側に押し付けられる構造であるため、圧力により扉が開くことはないが、高温状態で内圧を受けることによる扉板のわずかな変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が想定される。なお、その他のシール部についても高温劣化によるシール機能の低下が想定される。

そのため、所員用エアロック本体の塑性変形に伴う延性破壊、また、扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

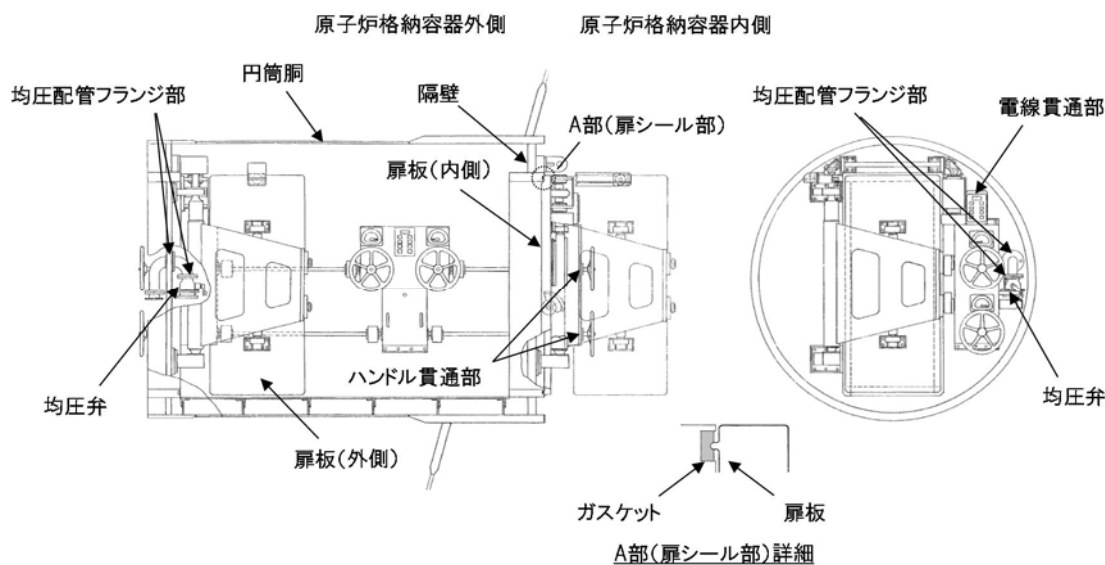
このため、200℃、2Pdでの健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・本体の耐圧
- ・ガスケットの健全性

所員用エアロックの評価対象と評価方法を第5-1表に、評価対象を第5-1図にそれぞれ示す。

第5-1表 評価対象と評価方法

評価対象（シール材）		機能喪失要因	評価方法
構造部	円筒胴	延性破壊	設計・建設規格の評価式を準用した評価
	隔壁	延性破壊	既工認の評価結果を用いた評価
シール部	扉板 (ガスケット)	開口, シール材劣化	機械工学便覧の計算式を用いた評価 試験結果等を用いた評価
	扉開閉ハンドル貫通部 (Oリング)	シール材劣化	試験結果等を用いた評価
	電線管貫通部 (シール材)	シール材劣化	試験結果等を用いた評価
	均圧配管フランジ部 (ガスケット)	シール材劣化	試験結果等を用いた評価
	均圧弁 (シート部)	シール材劣化	試験結果等を用いた評価



第 5-1 図 所員用エアロックの評価対象

(1) 本体の耐圧

a. 許容圧力評価

所員用エアロックの構造健全性評価として、所員用エアロックのうち内圧による荷重を受け止める部位のうち、円筒胴については、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力評価を行い、隔壁については、既工認において最も厳しい応力点を代表評価点として、既工認で算出した応力に基づき許容圧力評価を行い、許容圧力が $2Pd$ を上回ることを確認する。(隔壁部の代表評価点以外の応力評価点については別添 5-1 参照)

ここで、設計建設規格の解説表 PVB - 3110 - 1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 Su 値検討会で設定され

た設計引張強さ (S_u) に割下げ率を考慮して設定されたものである (設計・建設規格 解説 GNR - 2200)。

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する所員用エアロックの限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を P_m (一次一般膜応力強さ) には 1.5 とした評価を行う。すなわち、所員用エアロックに発生する応力が、 P_m が $2/3S_u$ 、 P_L+P_b が S_u 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求 (放射性物質の閉じ込め機能) を確保できると考えている。

この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB - 3111 に示すように、供用状態 D の P_m の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定 (原子炉冷却材喪失事故を想定) に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、 P_m は $2/3S_u$ と規定されている。 P_m は、膜応力であり断面の応力が S_u に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されている。

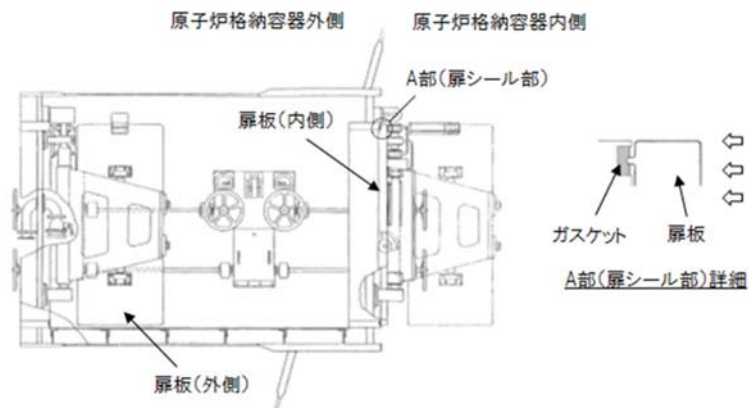
(2) ガスケットの健全性

a. 扉のシール材

所員用エアロックの扉のシール材には、これまでシリコンガスケットを使用しているが、事故時の耐環境性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更する。所員用エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により扉板が支持部に押付けられる構造であり、圧力により扉板

が開くことはない。しかし、高温状態で内圧を受けることによる扉板のわずかな変形によりガスケット部の微小な開口が予想されるため、圧力による開口量を機械工学便覧のほりのたわみ計算式に基づき評価する。改良EPDM製シール材による事故時の格納容器閉じ込め機能を確認するために、圧縮永久ひずみ試験結果をもとに許容開口量を評価し、重大事故時における扉板部の開口量と比較することで格納容器閉じ込め機能を評価する。

なお、シール材の高温劣化については、エアロックの扉に使用されるシール材がトップヘッドフランジ及びハッチ類と同一であり、事故時の耐環境性に優れた改良EPDM製シール材であること及び事故時には格納容器の内圧により扉が押し付けられ、シール部を抑え込む方向であること、また、扉が二重に設けられることから、原子炉格納容器閉じ込め機能への影響度は小さいと考え、トップヘッドフランジ・ハッチ類の評価にて代表するものとする。所員用エアロックの構造概略図を第5-2図に示す。なお、エアロックのシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は極めて軽微であることから、事故条件下での評価を実施する。



第5-1図 所員用エアロックの構造概略図

b. 扉以外のシール材

所員用エアロックには、扉のシリコンガスケット以外に格納容器閉じ込め機能を確保するための隔壁貫通部にシール材が使用されているが、今後、事故時の耐環境性に優れた第 5-2 表に示すシール材に変更する。

これらのシール材について試験結果及び一般的な材料特性により重大事故環境下における耐性を確認する。

第 5-2 表 所内用エアロック（扉以外）のシール材

対象部位	シール材
扉開閉ハンドル貫通部 (Oリング)	改良 E P D M材
電線管貫通部 (シール材)	膨張黒鉛材
均圧配管フランジ部 (ガスケット)	改良 E P D M材 又は 膨張黒鉛材
均圧弁 (シート部)	P E E K材

5.2 評価

(1) 本体の耐圧

a. 許容圧力評価

所員用エアロックの構造健全性評価として、所員用エアロックのうち内圧による荷重を受け止める部位のうち、円筒胴については、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力評価を行い、隔壁については、既工認において最も厳しい応力点を代表評価点として、既工認で算出した応力に基づき許容圧力評価を実施した。

評価に用いた主要仕様を第5-3表に示す。

第5-4表に、所員用エアロックの許容圧力評価結果を示す。結果を示す。

第5-3表 所員用エアロックの主要仕様

項目	東海第二発電所	
最高使用圧力 (MPa)	0.31	
最高使用温度 (°C)	171	
材料	ASME SA516 Gr. 70 (SGV480 相当)	
内径 (mm)	□	
胴板厚さ (mm)	□	

第5-4表 所員用エアロックの許容圧力評価結果

①円筒胴：ASME SA516 Gr. 70 (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a項を準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3S _u 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	□
D _i	胴内径 (mm)	□
P	200°Cにおける許容圧力	3.716
3.716MPa > 0.62MPa (2Pd)		

②隔壁：ASME SA516 Gr. 70 (SGV480 相当)

$$P = S \times P_D / \sigma$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3S _u 値を使用)	422
P _D	設計圧力 (MPa)	0.279
σ	既工認での発生応力 (MPa)	89
P	200°Cにおける許容圧力	1.322
1.322MPa > 0.62MPa (2Pd)		

(2) ガスケットの健全性

a. 扉のシール材

a - 1 扉板部の開口量評価

所員用エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により扉板が支持部に押付けられる構造であり、圧力により扉板が開くことはない。しかし、高温状態で内圧を受けることによる扉板のわずかな変形によりガスケット部の微小な開口が予想されるため、圧力による開口量を機械工学便覧のはりのたわみ計算式に基づき評価した。改良E P D M製シール材による事故時の格納容器閉じ込め機能を確認するために、圧縮永久ひずみ試験結果をもとに許容開口量を評価し、重大事故時における扉板部の開口量と比較することで格納容器閉じ込め機能の評価した。

許容開口量の設定に使用する改良E P D M製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果を第5-5表に示す。

第5-5表 圧縮永久ひずみ試験^{※1}結果（改良E P D M製）

試験温度	200℃
構造部放射線照射量	<input type="text"/>
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168h
ひずみ率 ^{※2}	<input type="text"/> ^{※3}

※1 JIS K 6262 に従い実施

※2 試料を圧縮し完全に回復した状態が0%、全く回復しない状態が100%

※3 の平均値

許容開口量の設定に使用する試験結果は、トップフランジの設定の考え方と同様、168hのひずみ率とする。また、扉板シール部の定

格押込量が [] であることを踏まえ、許容開口量は [] (=定
格締付量 [] × (100% - []) / 100%) とする。

機械工学便覧のはりのたわみ計算式を用いて求めた、所員用エア
ロック扉板の開口量は第 5-6 表に示すとおり 0.73mm であり、許容開
口量 [] を下回る。

所員用エアロック扉の変形概念図を第 5-3 図に示す。

第 5 - 6 表 所員用エアロック（扉板）の開口量評価結果

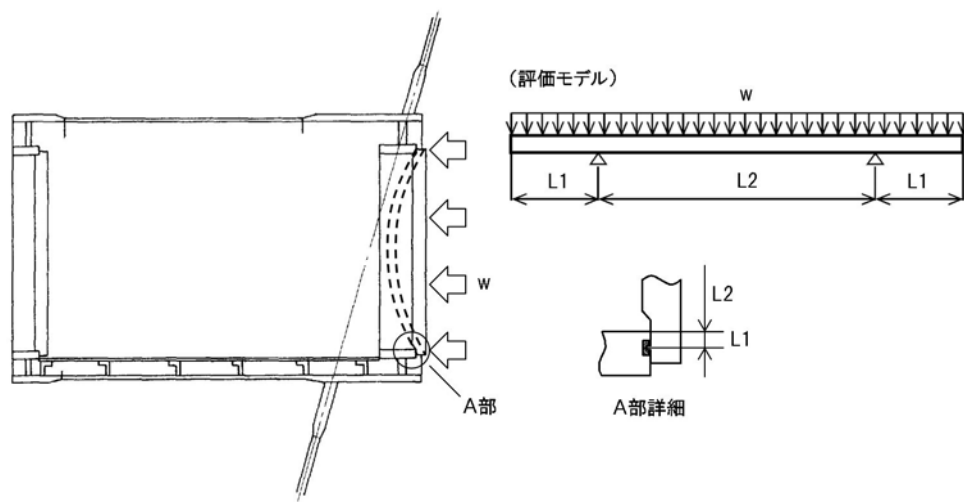
評価式：機械工学便覧

$$\delta = w \times L_1 / (24 \times E \times I) \times (3L_1^3 + 6L_1^2 \times L_2 - L_2^3)$$

$$w = P \times b \quad (w : \text{単位荷重})$$

$$I = b \times h^3 / 12 \quad (I : \text{断面二次モーメント})$$

P	圧力 (MPa[gage])	0.62
b	扉板の幅 (mm)	[]
L ₁	支点からシール部までの長さ (mm)	[]
E	縦弾性係数 (MPa)	191,000
h	扉板の厚さ (mm)	[]
L ₂	支点間の長さ (mm)	[]
δ	変位量 (mm)	[]



第 5-3 図 所員用エアロック扉の変形概念図

b. 扉以外のシール材

所員用エアロックには、扉のシリコンガスケット以外に格納容器閉じ込め機能を確保するための隔壁貫通部にシール材が使用されているが、今後、事故時の耐環境性に優れた第 5-2 表に示すシール材に変更する。

これらのシール材について試験結果及び一般的な材料特性により重大事故環境下における耐性を確認した。

扉開閉ハンドル貫通部及び均圧配管フランジ部に使用する改良 EPDM 材については、第 5-5 表の圧縮永久ひずみ試験結果に示すとおり、重大事故環境下においても十分な耐性を有することを確認している。

電線管貫通部及び均圧配管フランジ部に使用する膨張黒鉛材は、一般的に 400℃程度の高温環境下においても高い安定性を得ることができるシール材料であり、第 5-7 表に示す材料特性から、重大事故環境下においても十分な耐性を有することを確認した。

第 5-7 表 膨張黒鉛材の材料特性

シール材	仕様		
	耐熱温度	耐圧性	耐放射線性
膨張黒鉛材	400℃以上	6.9MPa	約 15MGy

均圧弁シート部に使用する PEEK 材は、一般的に 200℃程度の高温環境下においても高い安定性を得ることができるシール材料であり、第 5-8 表に示す材料特性から、重大事故環境下においても十分な耐性を有することを確認した。

第 5-8 表 PEEK 材の材料特性

シール材	仕様		
	耐熱温度	融点	耐放射線性
PEEK材	250℃	334℃	約 10MGy

また、実機均圧弁と同型の弁を使用した、重大事故時の格納容器環境を模擬した耐環境試験を実施しており、熱及び放射線曝露後の漏えい試験にて弁シート部の気密性が確保できることを確認している。第 5-9 表に耐環境試験条件を示す。

第 5-9 表 均圧弁の耐環境試験条件 (PEEK 材)

熱劣化	200℃, 168 時間
放射線照射量	<input type="text"/>
漏えい試験圧力	0.9MPa [gage]

5.3 評価結果

所員用エアロックの健全性評価結果を第5 - 10表に示す。

第5 - 10表 所員用エアロックの健全性評価結果

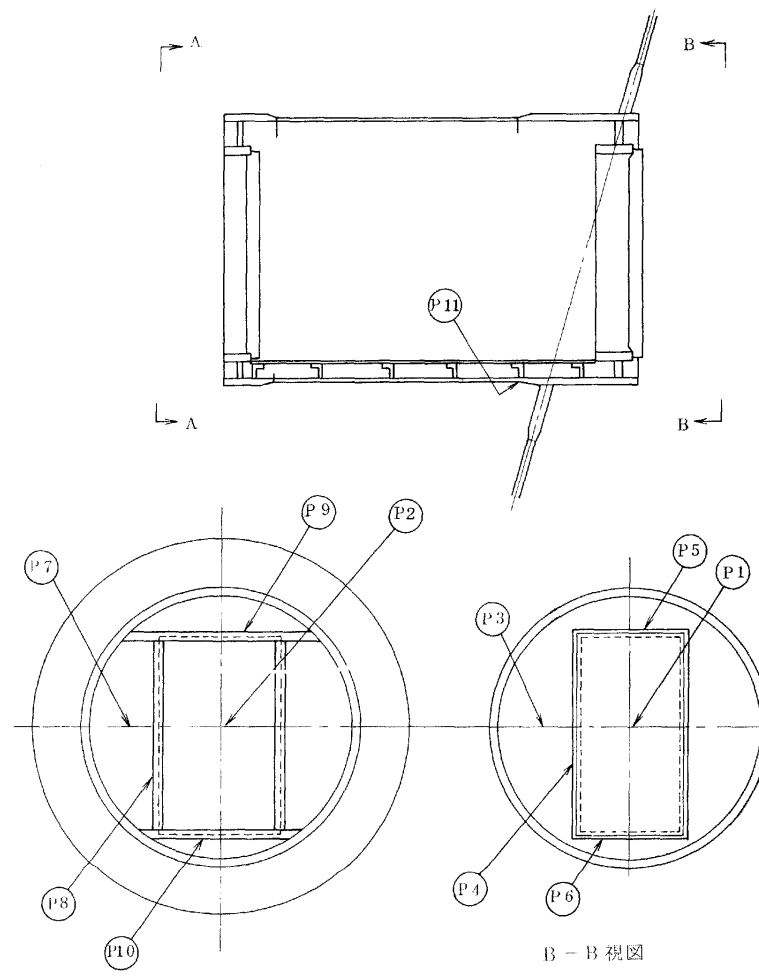
No.	大項目	評価方法	評価	結果
(1)	本体の耐圧	①応力評価	200℃, 2Pdにおけるフランジ部の一次応力は, 許容値: 2 / 3 Suを満足することを確認	○
		②許容圧力評価		
(2)	ガスケットの健全性	シール材劣化, 開口量評価	ガスケット(改良EPDM材, 膨張黒鉛材, PEEK材)の事故時環境における劣化特性を考慮しても200℃, 2Pdにおけるフランジ開口量は, 許容開口量以下となり, シール機能が維持されることを確認	○

以上により, 所員用エアロックについては, 200℃, 2Pd 環境下でも, 放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

所員用エアロックの隔壁部の評価について

所員用エアロックの隔壁について、既工認で算出した応力に基づき、許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認する。

所員用エアロックの応力評価点を第 5-1(1) 図に、所員用エアロックの各応力評価点における評価結果を第 5-1(1) 表に示す。



第 5-1(1) 図 所員用エアロックの応力評価点

第 5-1(1)表 所員用エアロック隔壁部の評価結果

単位：MPa

評価点	既工認における 応力強さ	許容応力	設計圧力	200℃における 許容圧力
P1	19	422	0.279	6.196
P2	19	422	0.279	6.196
P3	55	422	0.279	2.140
P4	72	422	0.279	1.635
P5	11	422	0.279	10.703
P6	10	422	0.279	11.773
P7	55	422	0.279	2.140
P8	89	422	0.279	1.322
P9	14	422	0.279	8.409
P10	12	422	0.279	9.811

6. 配管貫通部

6.1 概要

配管貫通部の 200℃, 2Pd 環境下の健全性を確認する。

代表的な配管貫通部の概要図を第 6-1 図に示す。配管貫通部は、スリーブと平板類（平板, 穴あき平板, フランジ, ボルト締め平板及びフルードヘッド), セーフエンド, 伸縮継手とスリーブ等に接続する配管(接続配管)によって原子炉格納容器バウンダリを構成している。また, フランジ部はボルトにより固定されており, シール部にはシリコンゴムを使用している。

上記を踏まえ, 本章では以下の構成で健全性を確認する。

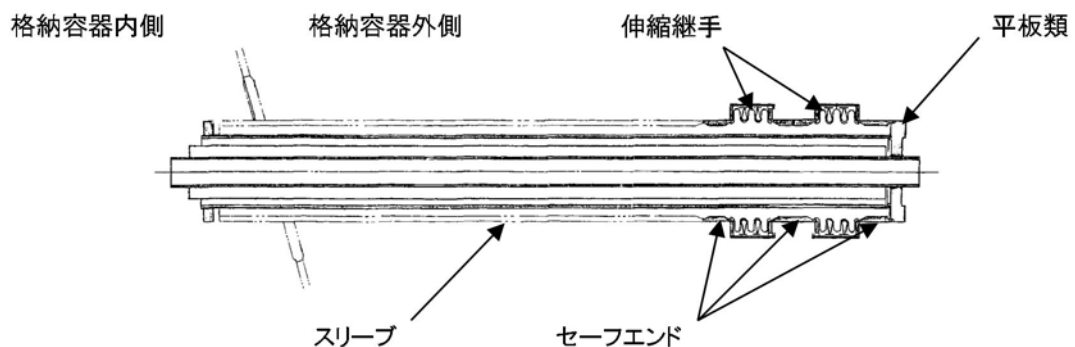
6.2 項では, 配管貫通部（接続配管）の構造健全性を確認する。

6.3 項では, 配管貫通部（スリーブ）の構造健全性を確認する。

6.4 項では, 配管貫通部（平板類）の構造健全性, シール部の機能維持を確認する。

6.5 項では, 配管貫通部（セーフエンド）の構造健全性を確認する。

6.6 項では, 配管貫通部（伸縮継手）の構造健全性を確認する。



第 6-1 図 配管貫通部概要図

6.2 配管貫通部（接続配管）

6.2.1 評価方針

接続配管は、スリーブ等を介して原子炉格納容器と接続している。

接続配管の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が接続配管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

従って、接続配管の機能喪失要因は、原子炉格納容器の変形により生じる過度な曲げ荷重に伴う延性破壊が想定される。

このため、200℃、2Pd での接続配管の健全性確認について、第 6-1 表に示す評価方法により評価を実施する。

接続配管は原子炉格納容器貫通部の変位が支持構造物により拘束されることにより、反力及びモーメントが発生し、応力が発生することから、変位による反力及びモーメントが最大となる貫通部 X-31 の接続配管を代表として評価する。（別添 6.2-1 参照）

第 6-1 表 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部 (接続配管)	延性破壊	設計・建設規格の評価式に準拠した評価 (X-31 で代表評価)

6.2.2 評価

貫通部 X-31 に接続する接続配管について、3次元梁モデルを用いた配管解析にて発生応力を算出し、設計・建設規格 PPC-3530 に規定される一次＋二次応力の制限値を満足することを確認する。

評価に用いる縦弾性係数及び熱膨張係数は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、圧力の評価であることを踏まえ、200℃における値を用いる。

(1) 解析条件

解析条件を第 6-2 表に示す。また、原子炉格納容器貫通部の変位を第 6-3 表に示す。

第 6-2 表 解析条件

名称	単位	スリーブ	接続配管
材 料	—	SA333 Gr. 6 (GSTPL 相当)	SM400B
外 径	mm	609.6	609.6
厚 さ	mm	31.0	9.5
縦弾性係数	$\times 10^5$ MPa	1.92 ^{※1}	1.91 ^{※1}
熱膨張係数	$\times 10^{-6}$ mm/mm℃	12.70 ^{※1}	12.09 ^{※1}
温 度	℃	200	200
圧 力	MPa [gage]	0.62	0.62

※1：200℃における値

第 6-3 表 原子炉格納容器貫通部の変位

貫通部番号	温度	変位 (mm)	
		水平 (外向き)	鉛直 (上向き)
X-31	200℃	□	□

(2) 強度計算に使用する記号の定義

管の応力計算に用いる記号について以下に説明する。

記号	単位	説明
D_o	mm	管の外形
M_a	N・mm	管の機械的荷重（自重その他の長期的荷重に限る）により生じるモーメント
M_c	N・mm	管の熱による支持点の変位及び熱膨張により生じるモーメント
P	MPa	計算圧力
S_a	MPa	許容応力
S_c	MPa	室温における設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 5 に規定する材料の許容引張応力
S_h	MPa	使用温度における設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 5 に規定する材料の許容引張応力
S_n	MPa	一次応力と二次応力を加えて求めた応力
Z	mm ³	管の断面係数
f	—	設計・建設規格 PPC-3530 に規定する許容応力低減係数
i_1, i_2	—	設計・建設規格 PPC-3530 に規定する応力係数
t	mm	管の厚さ

(3) 材料の許容応力 [設計・建設規格 PPC-3530]

設計・建設規格 PPC-3530 に規定される要求事項への適合性を確認する。

なお、応力計算に使用する管の外径及び厚さは、公称値を用いる。

- ・一次＋二次応力 (S_n) [設計・建設規格 PPC-3530(1)a.]

$$S_n = \frac{PD_o}{4t} + \frac{0.75 i_1 M_a + i_2 M_c}{Z}$$

一次＋二次応力の許容応力は、設計・建設規格 PPC-3530(1)c. に基づき、次式により算出する。

$$S_a = 1.25 f S_c + (1 + 0.25 f) S_h$$

6.2.3 評価結果

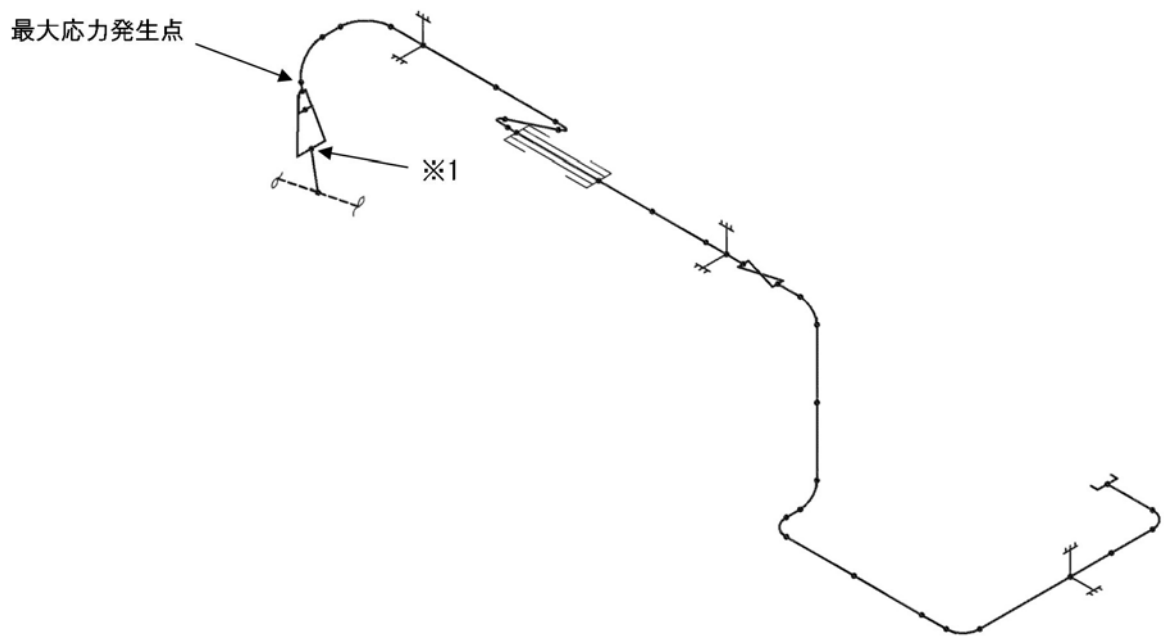
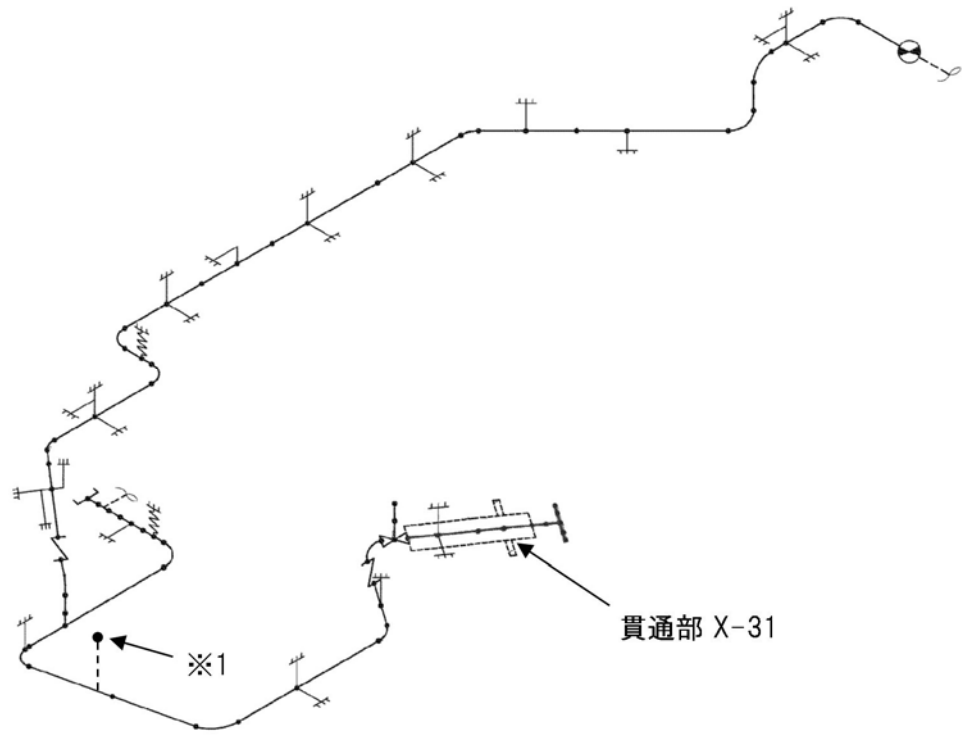
解析モデルを第 6-2 図，解析結果を第 6-4 表に示す。

貫通部 X-31 の接続配管について、設計・建設規格 PPC-3530 の規定を満足することから、配管の変形による延性破壊の可能性がないことが確認できた。以上の結果より、200℃、2Pd の環境下においても配管が損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

第 6-4 表 貫通部 X-31 に接続配管の解析結果（最大応力発生点）

単位：MPa

貫通部	一次応力評価		一次＋二次応力評価	
	計算応力	許容応力	計算応力	許容応力
X-31	39	150	169	257



第 6-2 図 解析モデル図

接続配管の評価対象について

本評価では、接続配管に発生する反力及びモーメントが最大となる貫通部 X-31 を代表として選定している。原子炉格納容器には熱膨張に伴う変位が発生するが、貫通部に接続される配管は支持構造物により拘束されているため、貫通部には反力及びモーメントが発生する。以下に反力及びモーメントの考え方を示す。

1. 配管貫通部の形式

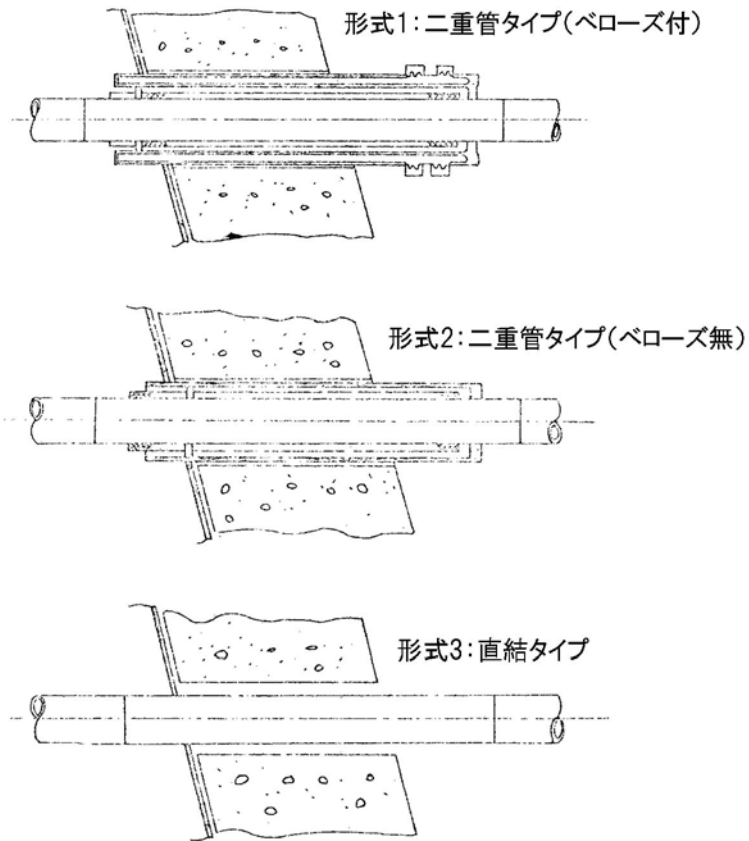
配管貫通部の構造は第 6.2-1(1)図に示すとおり、以下の 3 つに区分される。

形式 1：二重管タイプ（ベローズ付）

形式 2：二重管タイプ（ベローズ無）

形式 3：直結タイプ

形式 1 のベローズ付タイプの貫通部は配管の相対変位をベローズで吸収する構造であるため、反力及びモーメントは貫通部に伝わらない構造である。一方、形式 2 及び形式 3 の貫通部は、変位による配管反力及びモーメントが貫通部に作用し、これにより接続配管と貫通部に応力が発生する。このことから、形式 2（二重管タイプ（ベローズ無））及び形式 3（直結タイプ）の貫通部より評価部位を選定する。

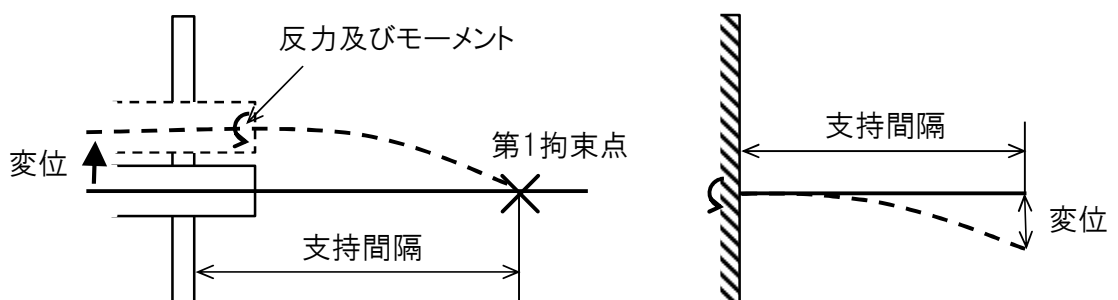


第 6.2-1(1)図 配管貫通部の構造図

2. 反力及びモーメントの算出

配管貫通部の変位により発生する反力及びモーメントを以下のようにモデル化して算出する。

配管貫通部に変位が発生すると、接続する配管の第1拘束点で変位が拘束されることにより、貫通部に反力及びモーメントが作用することとなる。これを、第 6.2-1(2)図のような梁モデルとして評価する。



第 6.2-1(2)図 配管貫通部の梁モデル

第 6.2-1(2) 図において梁の自由端側に変位を与えた際に発生する反力及びモーメントは次式のとおりとなる。

$$\text{反力 } F = 3 \cdot E \cdot I \cdot \delta / L^3$$

$$\text{モーメント } M = F \cdot L$$

$$= 3 \cdot E \cdot I \cdot \delta / L^2$$

E : 縦弾性係数 I : 断面二次モーメント

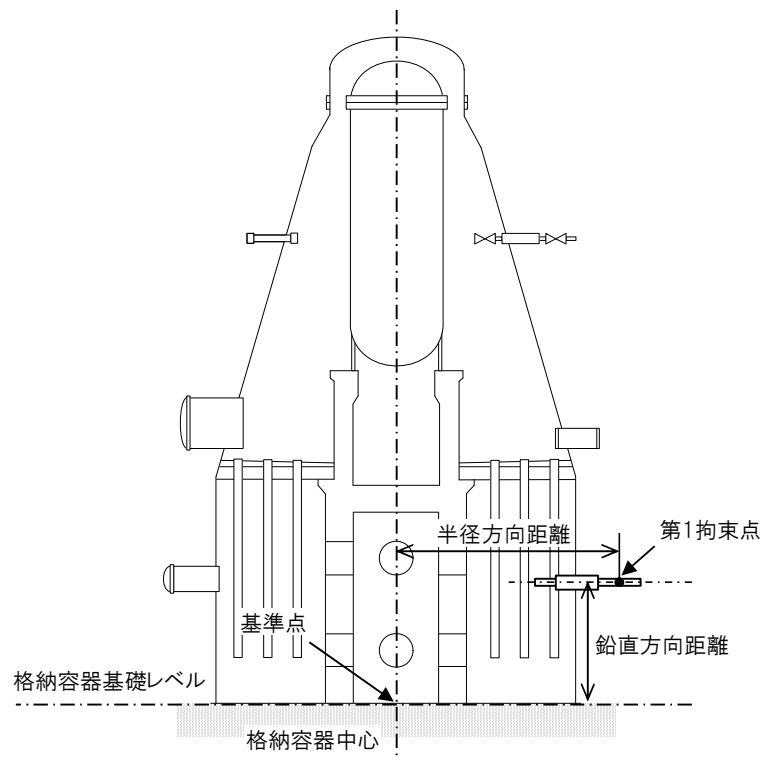
δ : 貫通部変位 L : 支持間隔

貫通部変位 δ は次式のとおりとなる。

$$\delta = \alpha \cdot \ell \cdot \Delta T$$

α : 熱膨張係数 ℓ : 基準点からの距離 ΔT : 基準温度との差

基準点からの距離は第 6.2-1(3) 図に示すとおり、鉛直方向と半径方向の距離の二乗平方根によって求める。



第 6.2-1(3) 図 基準点からの距離

3. 選定結果

配管貫通部に作用する反力及びモーメントが最大となる、貫通部 X-31 を代表箇所として選定している。各配管貫通部の反力及びモーメントを算出した結果を第 6.2-1(1)表に示す。

第 6.2-1(1)表 主要な配管貫通部の反力及びモーメント

貫通部 番号	系統	基準点 からの 距離 (mm)	接続配管仕様			支持間隔 (mm)	計算値	
			外径 (mm)	厚さ (mm)	縦弾性 係数 (MPa)		反力 (N)	モーメント ($\times 10^6 \text{N}\cdot\text{mm}$)
X-3	AC 系 D/W 排気	38,486.4	609.6	9.5	191,000	4,926.1		
X-11A	RHR D/W スプレイ	36,419.1	406.4	12.7	191,000	9,063.7		
X-13	SLC	29,343.8	48.6	5.1	183,000	4,747.0		
X-203	FCS 入口	25,100.6	114.3	6.0	191,000	2,991.3		
X-5	RCW 入口	24,763.9	216.3	8.2	191,000	5,154.6		
X-46	RCW 戻り	24,763.9	216.3	8.2	191,000	3,357.8		
X-11B	RHR D/W スプレイ	23,823.3	406.4	12.7	191,000	11,973.3		
X-53	AC 系 D/W 供給	23,481.3	508.0	9.5	191,000	7,714.7		
X-76	FCS 入口	23,481.3	114.3	6.0	191,000	7,382.8		
X-25A	RHR S/C スプレイ	20,144.4	114.3	6.0	191,000	4,483.0		
X-25B	RHR S/C スプレイ	20,144.4	114.3	6.0	191,000	3,574.8		
X-79	AC 系 S/C 排気	20,144.4	609.6	9.5	191,000	8,961.6		
X-80	AC 系 S/C 供給	20,144.4	609.6	9.5	191,000	10,042.1		
X-52A	FCS 戻り	19,073.7	165.2	7.1	191,000	7,408.8		
X-52B	FCS 戻り	19,073.7	165.2	7.1	191,000	7,960.3		
X-47	RHR テストライン	16,536.1	406.4	9.5	191,000	9,200.0		
X-48	RHR テストライン	16,536.1	406.4	9.5	191,000	5,674.5		
X-49	HPCS テストライ ン	16,536.1	318.5	10.3	191,000	10,305.7		
X-63	LPCS テストライ ン	16,536.1	318.5	10.3	191,000	16,506.5		
X-31	HPCS ポンプ入口	13,043.0	609.6	9.5	191,000	2,820.9		
X-32	RHR ポンプ入口	13,040.6	609.6	9.5	191,000	9,312.6		
X-34	LPCS ポンプ入口	13,040.6	609.6	9.5	191,000	5,560.0		
X-35	RHR ポンプ入口	13,040.6	609.6	9.5	191,000	9,727.6		
X-36	RHR ポンプ入口	13,040.6	609.6	9.5	191,000	8,780.0		

6.3 配管貫通部（スリーブ）

6.3.1 評価方針

スリーブは、原子炉格納容器本体胴を貫通する円筒形の部材で、原子炉格納容器本体胴に溶接固定されている。

スリーブの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、内圧を受けるスリーブには圧縮力が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

従って、スリーブの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

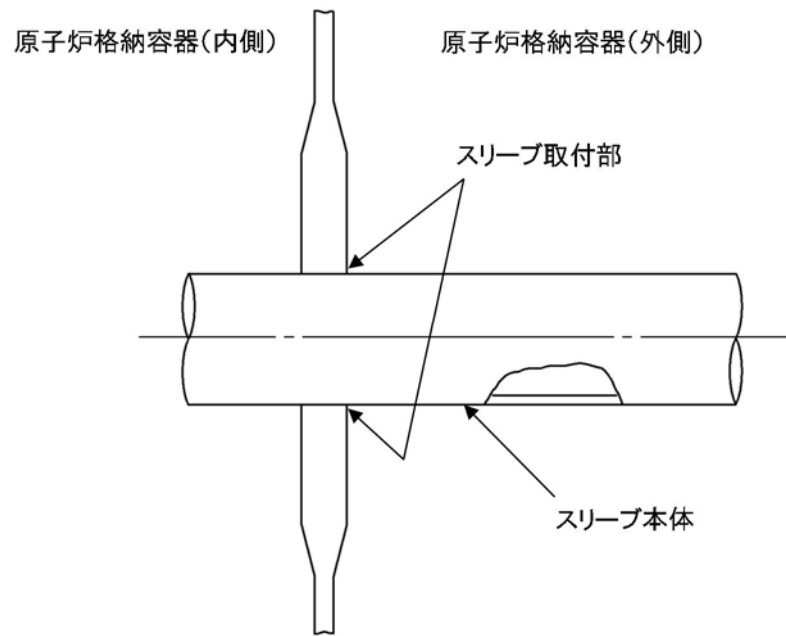
このため、200℃、2Pd でのスリーブの健全性確認について、第 6-5 表に示す評価方法により評価を実施する。

スリーブ本体の評価は、内圧による発生応力が大きくなる最大径の貫通部 X-18A～D を代表評価し、スリーブ取付部については、接続配管の反力及びモーメントが作用することから、6.2 配管貫通部（接続配管）と同様に貫通部 X-31 を代表として評価する。

スリーブの評価対象を第 6-3 図に示す。

第 6-5 表 評価対象と評価方法

	評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部	スリーブ本体	延性破壊	設計・建設規格の評価式を準用した評価 (X-18A～D で代表評価)
	スリーブ取付部 (スリーブ側, 胴側)	延性破壊	設計・建設規格の評価式を準用した評価 (X-31 で代表評価)



第 6-3 図 スリーブの評価対象

6.3.2 評価

(1) スリーブ本体

貫通部 X-18A～D のスリーブ本体については、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ (S_u 値) に対する割下げ率を P_m (一次一般膜応力強さ) には 1.5 として評価を行う。

すなわち、部材に発生する応力 P_m が $2/3S_u$ 値以下であれば、延性破壊に至らず、構造は健全で機能要求 (放射性物質の閉じ込め機能) を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格において示される原子炉格納容器 (クラスMC容器) の供用状態Dに対する許容値と同じ考え方である (設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照)。

S_u 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200°C を用いる。

a. 計算に使用する記号の定義

スリーブ本体の許容圧力の計算に使用する記号の定義について、以下に示す。

記号	単位	説明
P	MPa	圧力
S	MPa	許容引張応力 (200°C における $2/3S_u$ 値を使用)
η	—	継手効率
t	mm	板厚
D_o	mm	スリーブの外径

b. 許容圧力の計算方法

スリーブ本体の許容圧力は、設計・建設規格の評価式を用いて計算する。

$$t = \frac{PD_o}{2S\eta + 0.8P} \quad [\text{設計・建設規格 PVE-3611}]$$

設計・建設規格の評価式を圧力について解くと

$$P = \frac{2S\eta t}{D_o - 0.8t}$$

上式を用いて、スリーブ本体の許容圧力を計算する。

c. 許容圧力の計算結果

スリーブ本体の許容圧力の計算結果を以下に示す。

スリーブ：ASME SA516 Gr. 70 (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3611 を準用

$$P = 2S\eta t / (D_o - 0.8t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける $2/3S_u$ 値を使用)	281
η	継手効率 (—)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	
D_o	管台の外形 (mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	26.617
26.617MPa > 0.62MPa (2Pd)		

(2) スリーブ取付部

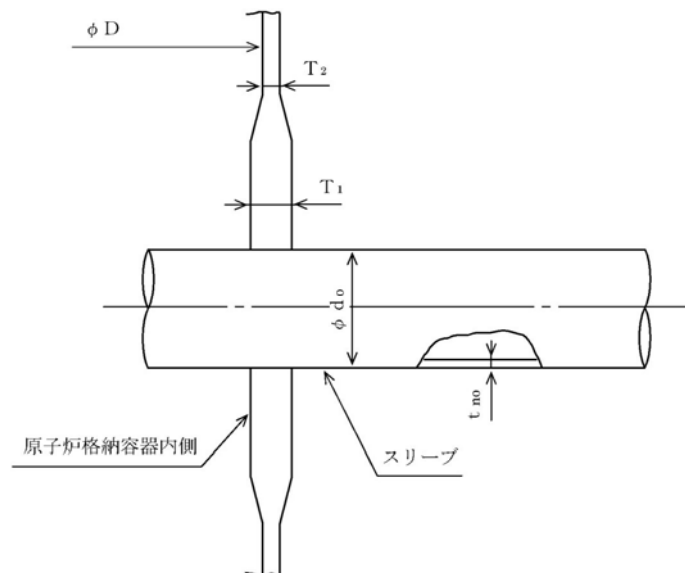
貫通部 X-31 の貫通配管解析の結果で得られた配管反力に基づき、スリーブ取付部について、既工認と同様の評価手法で発生応力を算出し、許容値を満足することを確認する。

発生応力は、熱膨張に伴う配管反力により発生する二次応力として分類されることから、設計・建設規格に示される一次＋二次応力の評価方法及び評価基準値に従う。

許容値は、設計・建設規格において示される原子炉格納容器（クラス MC 容器）の供用状態 A，B に対する許容値と同じ 3S（S 値：200℃における値）とする。

a. 貫通部の形状及び主要寸法

貫通部の形状及び主要寸法を第 6-4 図及び第 6-6 表に示す。



第 6-4 図 貫通部の形状 (X-31)

第 6-6 表 貫通部の主要寸法 (X-31)

単位 : mm

貫通部番号	T_1	T_2	d_O	t_{no}	D
X-31	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>

b. 記号の説明

貫通部の応力計算に用いる記号について以下に説明する。

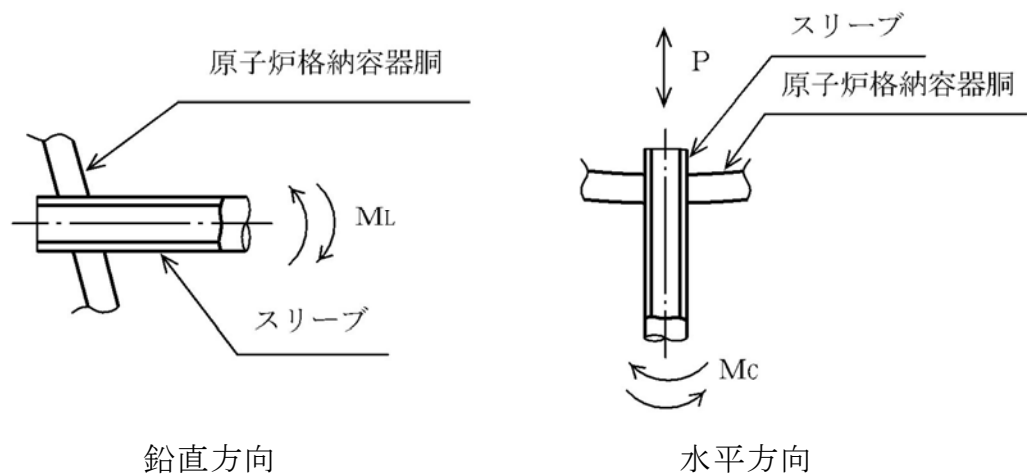
記号	単位	説明
A	mm ²	断面積
d_O	mm	直径
M_C	N・mm	水平方向モーメント
M_L	N・mm	鉛直方向モーメント
P	MPa	内圧, 軸方向荷重
P_b	MPa	一次曲げ応力
P_L	MPa	一次局部応力
Q	MPa	二次応力
D	mm	原子炉格納容器の内径
S	MPa	許容引張応力
T	mm	原子炉格納容器胴の厚さ
t_{no}	mm	スリーブの厚さ
Z	mm ³	断面係数
ν	—	ポアソン比
σ_ℓ	MPa	軸方向応力
σ_t	MPa	円周方向応力
τ	MPa	せん断応力

c. 評価条件

配管解析から得られた取合い部の反力に基づき設定した評価荷重を第6-7表に、作用方向を第6-5図に示す。また、材料及び許容応力を第6-8表に示す。

第6-7表 評価荷重

貫通部番号	荷重の種類	軸力 (N)	モーメント (N・mm)	
		P	M _C	M _L
X-31	死荷重	6.570×10^1	7.207×10^6	3.484×10^7
	熱荷重	3.205×10^4	2.591×10^7	5.271×10^7



第6-5図 貫通部の形状 (X-31)

第6-8表 材料の許容応力

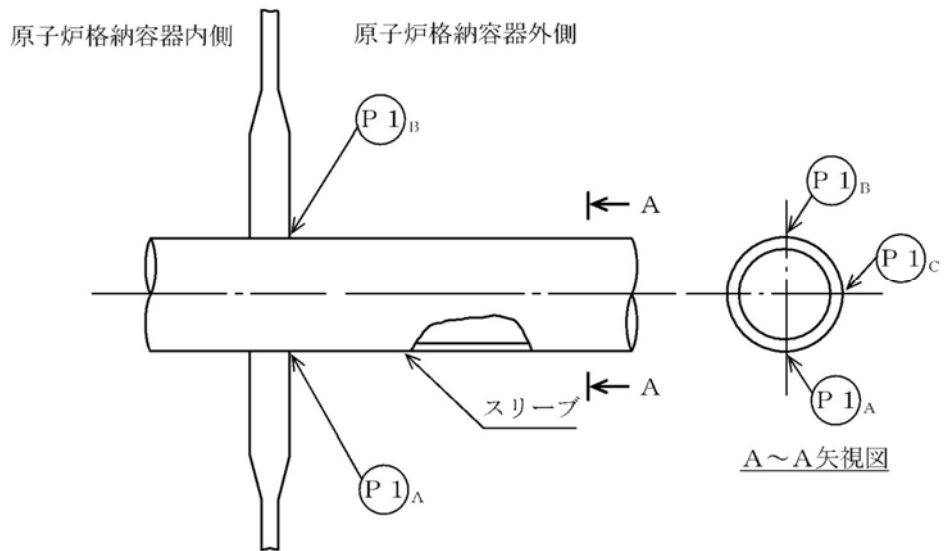
部位	材料	一次+二次応力
		$P_L + P_b + Q$
原子炉格納容器胴	SA516 Gr. 70 (SGV480 相当)	393MPa (=3S)

d. 応力評価点

応力評価点を第 6-9 表及び第 6-6 図に示す。

第 6-9 表 応力評価点

応力評価点番号	貫通部番号	応力評価点
P1-A, P1-B, P1-C	X-31	原子炉格納容器胴とスリーブの取付部（胴側）



第 6-6 図 貫通部の応力評価点

e. 応力評価点 P1 の計算

原子炉格納容器胴に作用する限界圧力（内圧）及び死荷重による応力は、既工認で計算した応力を用い、評価荷重比の割り増しを考慮して算出する。また、貫通部に作用する荷重（配管反力）により貫通部近傍に発生する応力は、第 6-7 図に示す F E Mモデルを用いて計算する。



第 6-7 図 貫通部の計算モデル

f. 応力評価

貫通部 X-31 の 200℃，2Pd における各応力評価点の発生応力は，一次＋二次応力の許容値を下回る。

組み合わせ荷重による応力評価結果を第 6-10 表に示す。

第 6-10 表 材料の許容応力

貫通部 番号	荷重の 組合せ	応力分布	応力評価点	発生応力	許容応力
X-31	死荷重＋ 内圧＋熱	一次＋二次 応力	P1-A	124MPa	393MPa
			P1-B	188MPa	
			P1-C	135MPa	

6.3.3 評価結果

スリーブについては，200℃，2Pd 環境下でも，放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

6.4 配管貫通部（平板類）

6.4.1 評価方針

平板類のうち，平板，穴あき平板，フランジ，ボルト締め平板及びフルードヘッドは，スリーブ又はセーフエンドに溶接固定されている。また，フランジ部はボルトにより固定されており，シール部にはシリコンゴムのガスケットを使用している。

平板類の設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃，2Pd の条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないことから，脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

従って，平板類の機能喪失要因は，高温状態で内圧を受け，過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

また，シール部については，高温状態で内圧を受け，フランジ部が変形することによる開口及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が想定される。さらに，シール部の開口が進むとボルトに引張応力が作用し，ボルト破損に至ることが想定される。

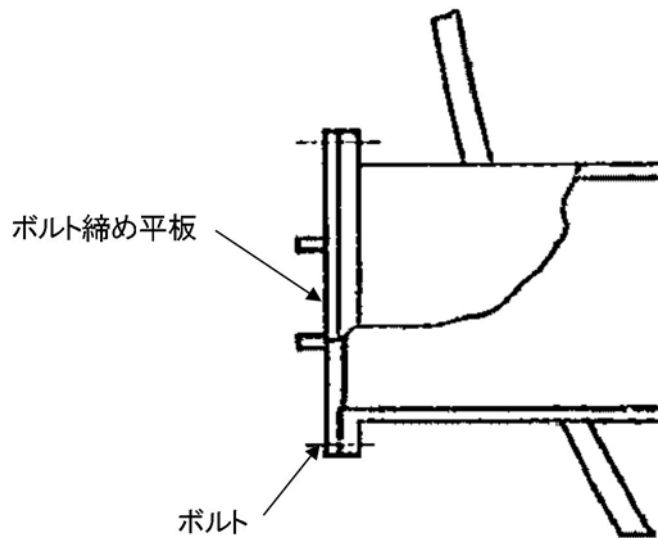
このため，200℃，2Pd での平板類の健全性確認について，第 6-11 表に示す評価方法により評価を実施する。シール部については，改良 EPDM 製シール材による評価を実施する。

平板類は，内圧による発生応力が大きくなる最大径の貫通部 X-28 を代表評価する。

平板類（X-28）の評価対象を第 6-8 図に示す。

第 6-11 表 評価対象と評価方法

	評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部	ボルト締め平板	延性破壊	設計・建設規格の評価式を準用した評価 (X-28 で代表評価)
	フランジ	延性破壊	JIS B 8265 を用いた評価 (X-28 で代表評価)
	ボルト	延性破壊	JIS B 8265 を用いた評価 (X-28 で代表評価)
シール部	フランジ, ガスケット	開口, シール材劣化	一般式を用いた評価 試験結果等を用いた評価 (X-28 で代表評価)



第 6-8 図 平板類 (X-28) の評価対象

6.4.2 評価

(1) 構造部（ボルト締め平板）

貫通部 X-28 のボルト締め平板について、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ (S_u 値) に対する割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には 1.5 として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力 P_m が $2/3S_u$ 値以下であれば、延性破壊に至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格において示される原子炉格納容器（クラスMC容器）の供用状態Dに対する許容値と同じ考え方である（設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照）。

S_u 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200°C を用いる。

a. 計算に使用する記号の定義

ボルト締め平板の許容圧力の計算に使用する記号の定義について、以下に示す。

記号	単位	説明
P	MPa	圧力
S	MPa	許容引張応力 (200°C における $2/3S_u$ 値を使用)
K	—	平板の取付方法による係数
t	mm	板厚
d	mm	平板の径または最少内のり

b. 許容圧力の計算方法

ボルト締め平板の許容圧力は、設計・建設規格の評価式を用いて計算する。

$$t = d \sqrt{\frac{KP}{S}} \quad [\text{設計・建設規格 PVE-3410}]$$

設計・建設規格の評価式を圧力について解くと

$$P = \frac{S}{K} \left(\frac{t}{d} \right)^2$$

上式を用いて、アダプタの許容圧力を計算する。

c. 計算結果

以下の示すとおり、ボルト締め平板の許容圧力は 2Pd 以上である。

ボルト締め平板：ASME SA516 Gr. 70 (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3410 を準用

$$P = S/K \times (t/d)^2$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける $2/3S_u$ 値を使用)	281
K	係数	0.47
t	呼び厚さ (mm)	
d	平板の径 (mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	1.90
1.90MPa[gage] > 0.62MPa[gage] (2Pd)		

(2) 構造部（フランジ，ボルト）

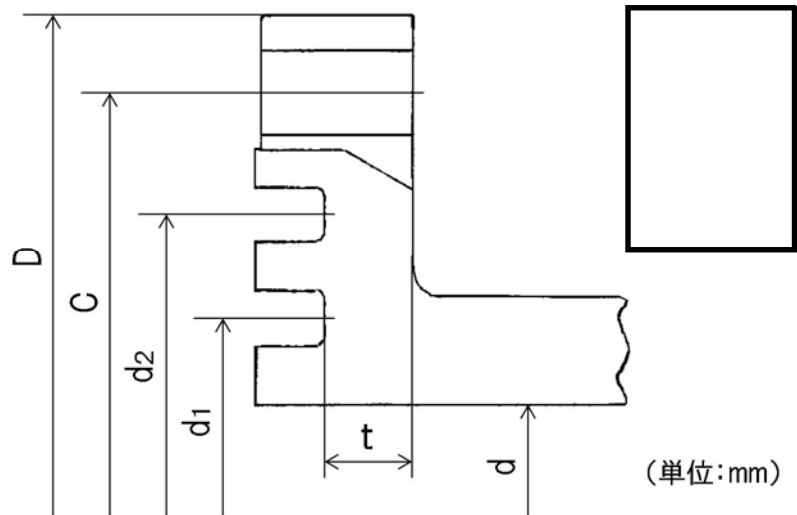
貫通部 X-28 のフランジ部について，J I S B 8 2 6 5「圧力容器の構造—一般事項」を用いて， $2Pd$ におけるフランジの発生応力が許容応力を下回ること及びボルトの必要総有効断面積が，ボルトの総有効断面積を下回ることを確認する。

その際，部材に発生する応力強さの許容値は，今回の評価が設計基準を超えた限界温度，圧力の評価であることを踏まえ，設計引張強さ(S_u 値)に対する割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には 1.5 として評価を行う。すなわち，部材に発生する応力 P_m が $2/3S_u$ 値以下であれば，延性破壊に至らず，構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は，設計・建設規格において示される原子炉格納容器（クラスMC 容器）の供用状態Dに対する許容値と同じ考え方である（設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照）。

S_u 値を算出する際の温度は，限界温度として設定した 200°C を用いる。

a. フランジ部の仕様及び評価条件

貫通部 X-28 のフランジ概要図を第 6-9 図, フランジ部の仕様及び評価条件第 6-12 表に示す。



第 6-9 図 フランジ概要図 (貫通部 X-28)

第 6-12 表 評価条件 (貫通部 X-28)

項目	仕様及び値
評価圧力	0.62MPa [gage]
評価温度	200°C
フランジ材質	SGV480 相当
フランジ内径	[]
フランジ板厚 (最小厚さ)	
ボルト呼び径	
ボルト本数	

ボルトの評価結果を第 6-13 表、フランジの評価結果を第 6-14 表に示す。

第 6-13 表 ボルト評価結果（貫通部 X-28）

単位：mm²

荷重	必要総有効断面積 A_m	総有効断面積 A_b
2Pd	1.212×10^3	6.765×10^3

第 6-14 表 フランジ応力評価結果（貫通部 X-28）

単位：MPa

応力	記号	X-28	
		発生値	許容値
ハブの軸方向応力	σ_H	90	422
フランジの半径方向応力	σ_R	158	281
フランジの周方向応力	σ_T	31	281
組合せ応力	$\frac{\sigma_H + \sigma_R}{2}$	124	281
組合せ応力	$\frac{\sigma_H + \sigma_T}{2}$	61	281

(3) シール部

a. 規格等を用いた評価（ボルト締め平板）

貫通部 X-28 のフランジ部について、文献の理論式を用いて 2Pd における開口量を求め、許容開口量を下回ることを確認する。

シール材については、改良 E P D M 製シール材を使用することとする。

許容開口量の設定に使用する改良 E P D M 製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果を第 6-15 表に示す。

第 6-15 表 圧縮永久ひずみ試験^{※1}結果（改良 E P D M 製）

試験温度	200℃
構造部放射線照射量	□
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168h
ひずみ率 ^{※2}	□ ^{※3}

※1 JIS K 6262 に従い実施

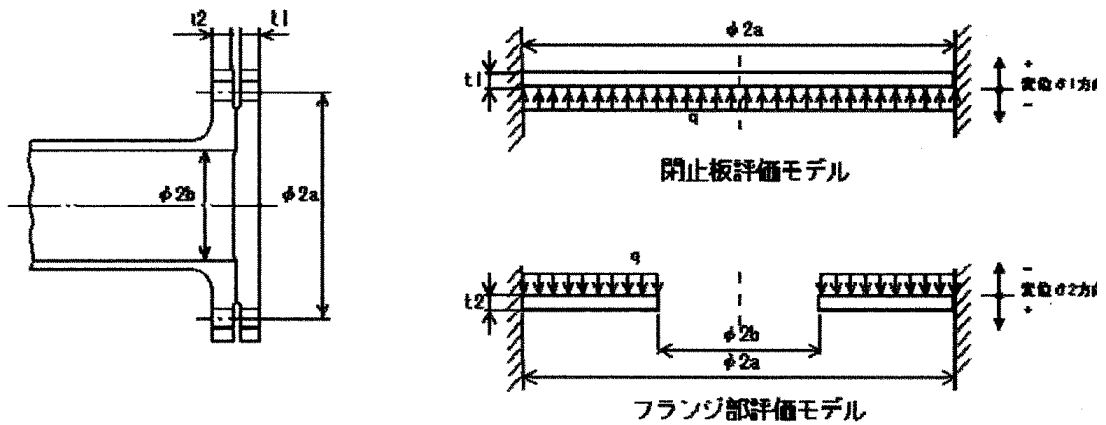
※2 試料を圧縮し完全に回復した状態が 0%，全く回復しない状態が 100%

※3 □ の平均値

許容開口量はトップヘッドフランジの考え方と同様、168 時間のひずみ率と貫通部 X-28 のフランジ部の定格締付量□を踏まえ□（= 定格締付量□×（100%－□）／100%）とする。

第 6-10 図に示すモデルを用いた開口量の評価結果を第 6-16 表に示す。

2Pd における開口量は□であり、許容開口量□を下回る。



第 6-10 図 評価モデル

第 6-16 表 フランジ部開口量評価結果（貫通部 X-28）

記号	内 容	X-28
a	ボルト ピッチ円半径	<input type="text"/> mm
b	内半径	<input type="text"/> mm
D_1	$= \frac{Et_1^3}{12(1-\nu^2)}$ *1	<input type="text"/>
D_2	$= \frac{Et_2^3}{12(1-\nu^2)}$ *1	<input type="text"/>
E	縦弾性係数	191000 MPa
K_{yb}	b/a から 定まる係数 *1	-6.330×10^{-4}
q	評価圧力	0.620 MPa
t_1	閉止板板厚	<input type="text"/> mm
t_2	フランジ部板厚	<input type="text"/> mm
ν	ポアソン比	0.3
δ_1	$= \frac{qa^4}{64D_1}$ *1 *2	<input type="text"/> mm
δ_2	$= \frac{-K_{yb} \cdot qa^4}{D_2}$ *1 *2	<input type="text"/> mm
$\delta_1 + \delta_2$	変位量合計	<input type="text"/> mm

6.4.3 評価結果

平板類については、200℃、2Pd 環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

6.5 配管貫通部（セーフエンド）

6.5.1 評価方針

セーフエンドは、伸縮継手付貫通部に用いられる短管で、スリーブ及び伸縮継手等に溶接固定されている。

セーフエンドの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力がセーフエンドに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

従って、セーフエンドの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

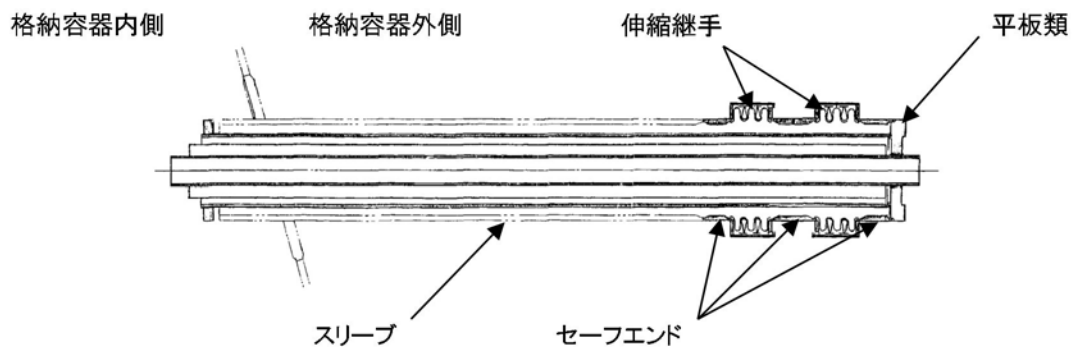
このため、200℃、2Pd でのセーフエンドの健全性確認について、第 6-17 表に示す評価方法により評価を実施する。

セーフエンドは、内圧による発生応力が大きくなる最大径の貫通部 X-18A～D を代表評価する。

セーフエンドの評価対象を第 6-11 図に示す。

第 6-17 表 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	規格評価
構造部 (セーフエンド)	延性破壊	規格を用いた評価 (X-18A～D で代表評価)



第 6-11 図 セーフエンドの評価対象

6.5.2 評価

(1) 構造部

a. 規格を用いた評価

貫通部 X-18A～D のセーフエンドについて、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界圧力・限界温度の評価であることを踏まえ、設計引張強さ (S_u 値) に対する割下げ率を P_m (一次一般膜応力強さ) には 1.5 として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力 P_m が $2/3S_u$ 値以下であれば、延性破壊に至らず、構造は健全で機能要求(放射性物質の閉じ込め機能)を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格において示される原子炉格納容器 (クラス MC 容器) の供用状態 D に対する許容値と同じ考え方である (設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照)。

S_u 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200°C を用いる。

評価結果を以下に示す。

貫通部 X-18A～D のセーフエンドは、 $2Pd$ を上回る。

セーフエンド：ASME SA516 Gr. 70 (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a 項を準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3S _u 値を使用)	281
η	継手効率 (—)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	
D _i	胴内径 (mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	4.529
4.529[gage]MPa > 0.62MPa[gage] (2Pd)		

6.5.3 評価結果

セーフエンドについては、200°C、2Pd 環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

6.6 配管貫通部（伸縮継手）

6.6.1 評価方針

伸縮継手は、配管貫通部に用いられる伸縮継手で、セーフエンドに溶接固定されている。

伸縮継手の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊及び疲労破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないことから、脆性破壊は評価対象外と考えることができる。

従って、伸縮継手の機能喪失要因は、通常運転時に累積される低サイクル疲労に加えて重大事故時に累積される低サイクル疲労による疲労破壊が想定される。

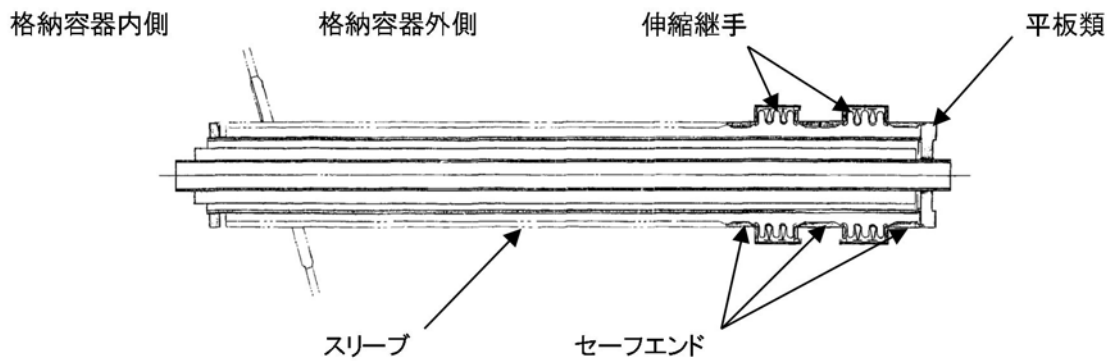
このため、200℃、2Pd での伸縮継手の健全性確認について、第 6-18 表に示す評価方法により評価を実施する。

なお、評価結果については、伸縮継手の通常状態、設計状態の疲労累積係数と重大事故等時の疲労累積係数の和が最も大きかった、配管貫通部 X-14 を代表とする。

伸縮継手の評価対象を第 6-12 図に示す。

第 6-18 表 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	規格評価
構造部 (伸縮継手)	疲労破壊	設計・建設規格に準拠した評価 (X-14 で代表評価)



第 6-12 図 伸縮継手の評価対象

6.6.2 評価

(1) 構造部

a. 規格を用いた評価

貫通部 X-14 の伸縮継手について、設計・建設規格に示される伸縮継手の疲労評価の式を用いて算出し、疲労累積係数が 1 以下であることを確認する。重大事故時の繰り返し回数は 1 回とする。また、重大事故時の伸縮継手の全伸縮量は、簡易的に設計状態 (171°C, 1 Pd) の 2 倍とする。縦弾性係数 (E) を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200°C を用いる。

評価結果を以下に示す。

疲労累積係数は 1 以下である。

伸縮継手：SUS304

疲労評価算定式：PVE-3810 に準拠

$$N_{s_i} = (11031 / \sigma)^{3.5}$$

$$\sigma = 1.5E t \delta / (n\sqrt{bh^3}) + Ph / tc$$

E	200℃における縦弾性係数 (MPa)	183,000
t	ベローズの板厚 (mm)	
δ	全伸縮量 (mm)	
n	ベローズの波数の2倍の値	
b	ベローズの波のピッチの1/2 (mm)	
h	ベローズの波の高さ (mm)	
P	限界圧力 (MPa)	0.62
c	ベローズの層数	
σ	ベローズに生じる応力 (MPa)	
N _{S3}	許容繰返し回数 (回)	
N ₃	設計繰返し回数 (回)	1
ΣN _i / N _{S_i} (i=1~3)	疲労累積係数	

6.6.3 評価結果

伸縮継手については、200℃、2Pd 環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

7. 電気配線貫通部

7.1 概要

電気配線貫通部の 200℃、2Pd 環境下における健全性を確認する。

電気配線貫通部は、高圧用と低圧用の構造上 2 種類に大別される。高圧用電気配線貫通部の構造図を第 7-1 図、低圧用電気配線貫通部の構造図を第 7-2 図に示す。

高圧用電気配線貫通部は、モジュールがヘッドに溶接されており、モジュール内に封入された EP ゴム、スリーブ及びアダプタにより気密性を維持する構造となっている。

低圧用電気配線貫通部は、ヘッドとモジュール固定部の Oリング (EP ゴム)、モジュール内に封入されたエポキシ樹脂、スリーブ及びアダプタにより気密性を維持する構造となっている。

上記を踏まえ、本章では以下の構成で健全性を確認する。

7.2 項では、電気配線貫通部 (アダプタ) の構造健全性を確認する。

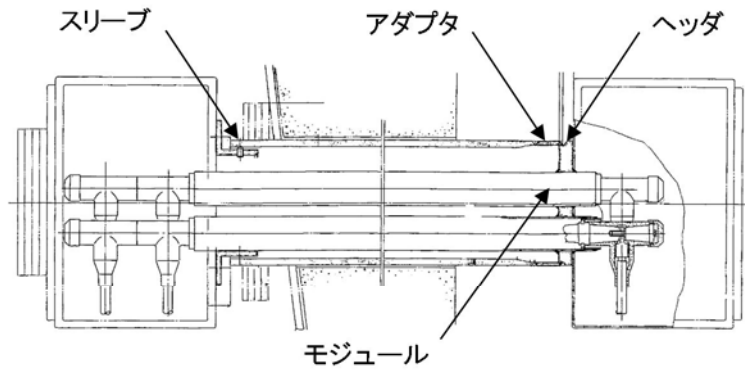
7.3 項では、電気配線貫通部 (ヘッド) の構造健全性を確認する。

7.4 項では、電気配線貫通部 (モジュール) のシール部の機能維持を確認する。

なお、スリーブについては、配管貫通部 (スリーブ) の評価において評価している。

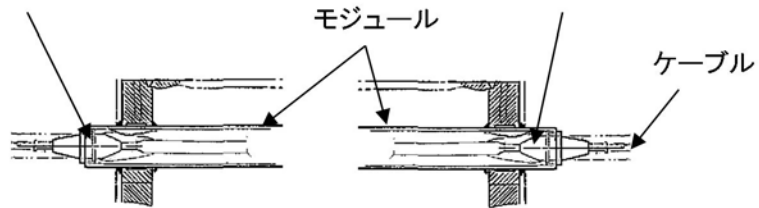
原子炉格納容器(内側)

原子炉格納容器(外側)



一次シール材(エポキシ樹脂)

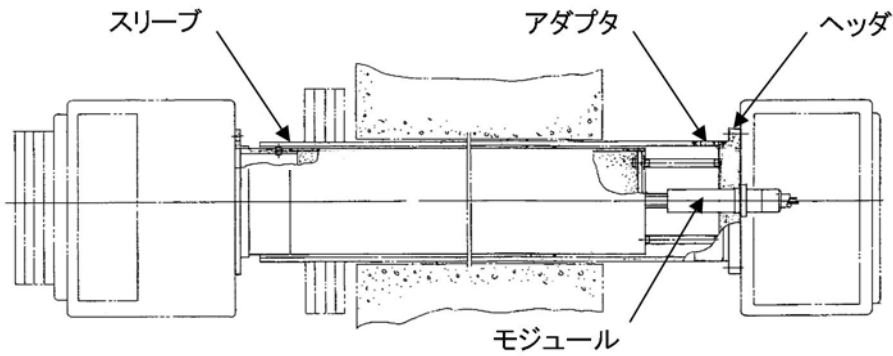
二次シール材(エポキシ樹脂)



第 7-1 図 高圧用電気配線貫通部構造図

原子炉格納容器(内側)

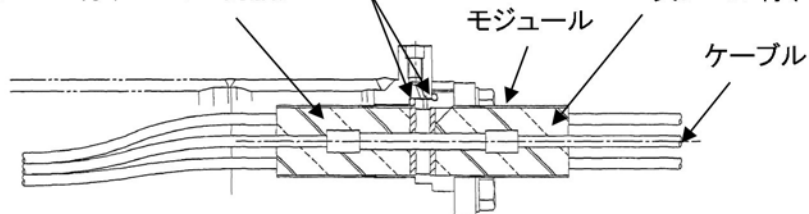
原子炉格納容器(外側)



一次シール材(エポキシ樹脂)

Oリング(EPゴム)

二次シール材(エポキシ樹脂)



第 7-2 図 低圧用電気配線貫通部構造図

7.2 電気配線貫通部（アダプタ）

7.2.1 評価方針

アダプタの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力がアダプタに生じないことから、脆性破壊及び疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

従って、アダプタの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形による延性破壊が想定される。このため、200℃、2Pd でのアダプタの健全性評価について、第 7-1 表に示す評価方法により評価を実施する。

第 7-1 表 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部	延性破壊	設計・建設規格の評価式を準用した評価

7.2.2 評価

アダプタについて、設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、2Pd を上回ることを確認する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ (S_u 値) に対する割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には 1.5 として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力 P_m が $2/3S_u$ 値以下であれば、延性破壊に至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格において

示される原子炉格納容器（クラスMC容器）の供用状態Dに対する許容値と同じ考え方である。（設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照）

S_u 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200℃を用いる。

(1) 計算に使用する記号の定義

アダプタの許容圧力の計算に使用する記号の定義について、以下に示す。

記号	単位	説明
P	MPa	圧力
S	MPa	許容引張応力 (200℃における $2/3S_u$ 値を使用)
η	—	継手効率
t	mm	板厚
D_o	mm	アダプタの外径

(2) 許容圧力の計算方法

アダプタの許容圧力は、設計・建設規格の評価式を用いて計算する。

$$t = \frac{PD_o}{2S\eta + 0.8P} \quad [\text{設計・建設規格 解説 PVE-3611}]$$

設計・建設規格の評価式を圧力について解くと

$$P = \frac{2S\eta t}{D_o - 0.8t}$$

上式を用いて、アダプタの許容圧力を計算する。

7.2.3 評価結果

以下に示すとおり，アダプタの 200℃における許容圧力は 2Pd 以上である。これより，200℃，2Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。

アダプタ：ASME SA105 (SF440A 相当)

許容圧力計算式：PVE-3611 を準用

$$P = 2S\eta t / (D_o - 0.8t)$$

項 目		低圧用	高圧用
S	許容引張応力 (200℃における 2/3S _u 値を使用)	267	267
η	継手効率 (-)	1.0	1.0
t	板厚 (mm)	□	
D _o	アダプタ外径 (mm)	□	
P	200℃における許容圧力 (MPa)	10.645	10.619
低圧用：10.645[gage]MPa > 0.62[gage]MPa (2Pd) 高圧用：10.619[gage]MPa > 0.62[gage]MPa (2Pd)			

7.3 電気配線貫通部（ヘッダ）

7.3.1 評価方針

ヘッダの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

従って、ヘッダの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形による延性破壊が想定される。

このため、200℃、2Pd でのヘッダの健全性評価について、第 7-2 表に示す評価方法により評価を実施する。

第 7-2 表 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部	延性破壊	設計・建設規格の評価式を準用した評価

7.3.2 評価

ヘッダについて、設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、2Pd を上回ることを確認する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ (S_u 値) に対する割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には 1.5 として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力 P_m が $2/3S_u$ 値以下であれば、延性破壊に至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格において示される原子炉格納容器（クラスMC 容器）の供用状態 D に対する許容

値と同じ考え方である。(設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照)

S_u 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200℃を用いる。

(1) 計算に使用する記号の定義

ヘッダの許容圧力の計算に使用する記号の定義について、以下に示す。

記号	単位	説明
P	MPa	圧力
S	MPa	許容引張応力 (200℃における $2/3S_u$ 値を使用)
K	—	平板の取付方法による係数
t	mm	板厚
d	mm	平板の径または最少内のり

(2) 許容圧力の計算方法

ヘッダの許容圧力は、設計・建設規格の評価式を用いて計算する。

$$t = d \sqrt{\frac{KP}{S}} \quad [\text{設計・建設規格 解説 PVE-3410}]$$

設計・建設規格の評価式を圧力について解くと

$$P = \frac{S}{K} \left(\frac{t}{d} \right)^2$$

上式を用いて、ヘッダの許容圧力を計算する。

(3) 穴の補強計算

東海第二発電所に設置されている電気配線貫通部のヘッダにはモジュール取付用の貫通穴があるため、既工事計画認可申請書の強度計算書と同様に穴の補強を評価する。

ここで、

A_0 : 補強に有効な面積

A_r : 補強に必要な面積

d_p : パイプの最大内径

t_{0r} : ヘッダの計算上必要な厚さ

t_{pp} : パイプの最小厚さ

t_0 : ヘッダの厚さ

Y : 補強に有効な範囲

l_1 : 点検溝の幅

l_2 : 点検溝の深さ

F : 係数



図 穴部の形状及び寸法 (単位 : mm) (既工事計画書より)

7.3.3 評価結果

以下に示すとおり，ヘッダの 200℃における許容圧力は 2Pd 以上である。

ヘッダ：ASME SA182 Gr.F304 (SUSF304 相当)

許容圧力計算式：PVE-3410 を準用

$$P = S/K \times (t/d)^2$$

項 目		低圧用	高圧用
S	許容引張応力 (200℃における 2/3S _u 値を使用)	251	251
K	平板の取付方法による係数	0.33	0.33
t	公称板厚 (mm)	[]	
d	平板の径または最小内のり (mm)	[]	
P	200℃における許容圧力 (MPa)	27.948	10.69
低圧用：27.948[gage]MPa > 0.62[gage]MPa (2Pd) 高圧用：10.69[gage]MPa > 0.62[gage]MPa (2Pd)			

ヘッダの計算上必要な厚さ t_{or} は，設計建設規格 PVE-3410 より

$$t_{or} = d \sqrt{\frac{KP}{S}}$$

$$= 14.49 \text{ mm}$$

K：0.5 (既工事計画書より)

P：0.62 MPa (=2Pd)

S：251 MPa (200℃における 2/3S_u)

補強に必要な面積 A_r

$$A_r = d_p \cdot t_{or} \cdot F = [] \times 14.49 \times 1.0 = [] \text{ mm}^2$$

補強に有効な面積 A_0

$$\begin{aligned} A_0 &= (2Y - d_p - 2t_{pp}) (t_{00} - t_{0r}) - 2\ell_1 \cdot \ell_2 \\ &= (2 \times \boxed{} - \boxed{} - 2 \times \boxed{}) \times (\boxed{} - 14.49) - 2 \times \boxed{} \times \boxed{} \\ &= \boxed{} \text{ mm}^2 \end{aligned}$$

よって $A_0 > A_r/2 = \boxed{} \text{ mm}^2$

であり、穴の補強は十分である。

これより、 200°C 、 2Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。

7.4 電気配線貫通部（モジュール）

7.4.1 評価方針

モジュールのシール材には、高圧用モジュールにはE P ゴム、低圧用モジュールには、エポキシ樹脂及びE P ゴムを使用しているため、高温劣化によるシール機能の低下が想定される。

なお、モジュールの接合部は、原子炉格納容器貫通部付け根から十分距離を確保し、原子炉格納容器胴側の変形影響が減衰する位置に設けていることから、200℃、2Pd による格納容器胴側の不均一な変形に伴う影響は及ばない。

このため、200℃、2Pd でのモジュールの健全性確認について、第 7-3 表に示す評価方法により評価を実施する。

第 7-3 表 評価対象と評価方法

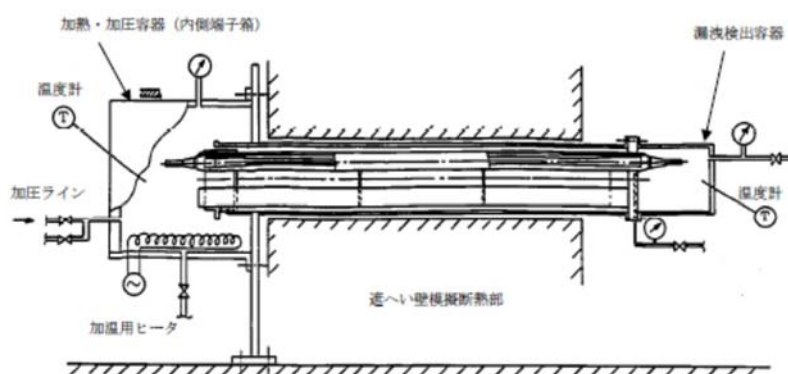
評価対象	機能喪失要因	評価方法
シール部 (モジュール)	シール材劣化	試験結果等を用いた評価

7.4.2 評価

(1) 電気ペネ共研の試験結果を用いた評価

電気ペネ共研において、LOCA 時の圧力、温度条件を超える条件下での、電気配線貫通部の知見を得るため、東海第二発電所を含む国内 BWR 電力実機の電気配線貫通部の構造を反映した試験体を用い、電気配線貫通部モジュールの気密性能について検証を行っている。第 7-3 図に電気ペネ共研の試験概要図を、第 7-4 表に試験結果を示す。

試験結果より、高圧用モジュールの E P ゴムシール部は 194°C/62 時間、低圧用モジュールの樹脂シール部は 137°C/62 時間の熱劣化に対して、漏えいがないことが確認できている。

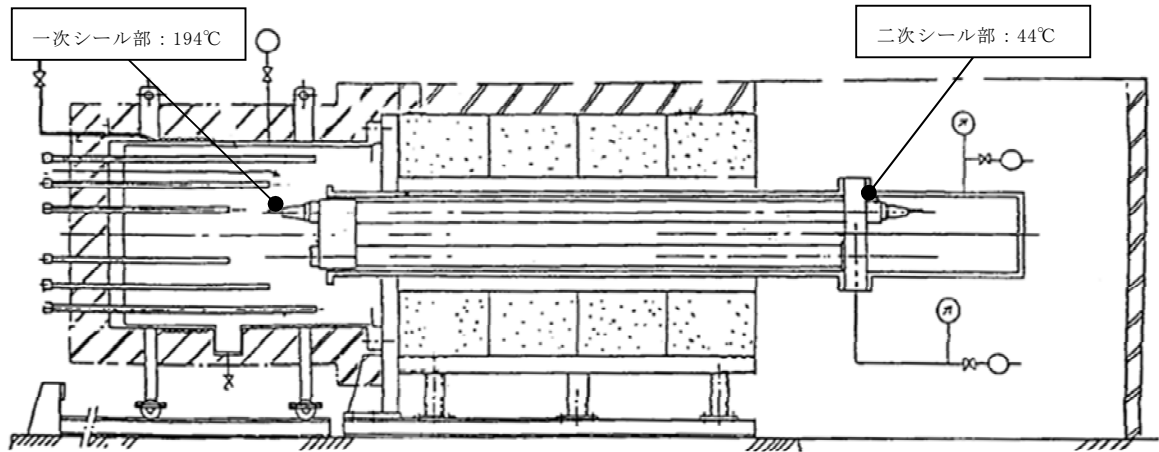


第 7-3 図 電気ペネ共研の試験概要

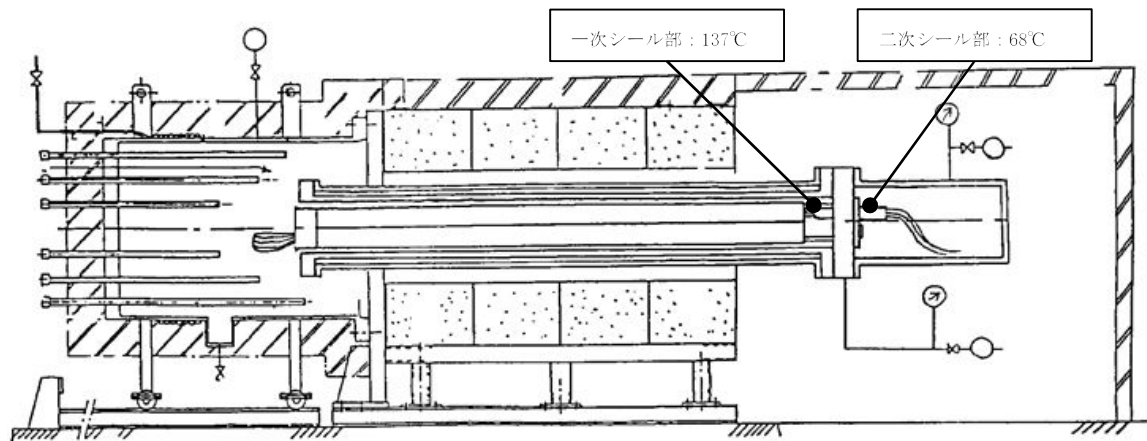
第 7-4 表 電気ペネ共研の試験結果

種類	試験条件					シール部温度(°C)/漏えい有無	
	雰囲気	温度(°C)	圧力(MPa)	放射線照射	時間(h)	一次シール	二次シール
高圧	乾熱	200(220)*	(0.61~0.79)*	なし	62	194/漏えいなし	44/漏えいなし
低圧	乾熱	200(220)*	(0.60~0.81)*	なし	62	137/漏えいなし	68/漏えいなし

※：() 内は記録グラフからの読み取り値



第 7-4 図 高圧用モジュール試験体 温度分布図



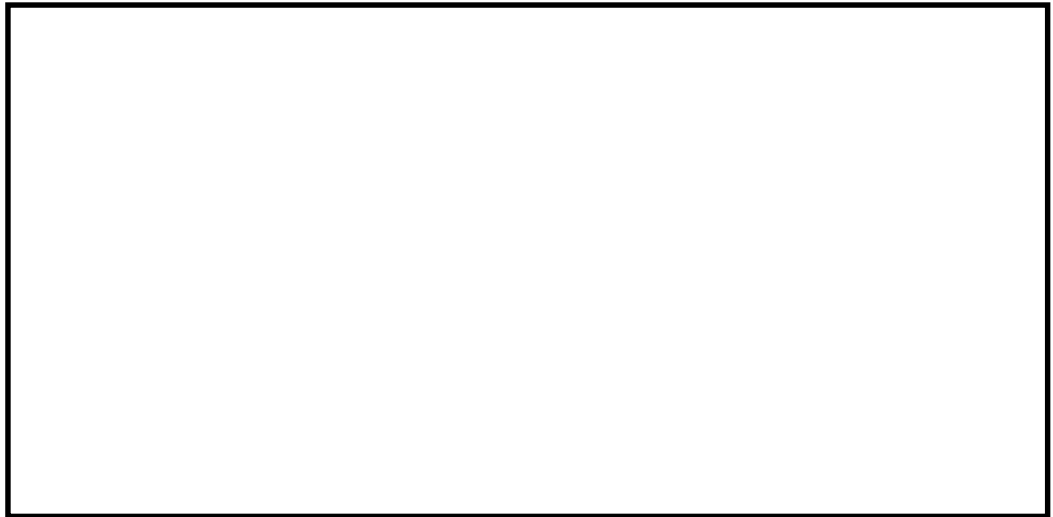
第 7-5 図 低圧用モジュール試験体 温度分布図

また、試験結果の二次シール部の温度（高圧用 44℃，低圧用 68℃）に対して、余裕を考慮し保守的に 100℃と想定した場合においても、一次シール部の熱劣化条件（高圧用 194℃/62 時間，低圧用 137℃/62 時間）に対してアレニウス式により活性化エネルギー（15kcal/mol）を用いて換算評価を行うと、高圧用 3,640 時間，低圧用 384 時間となり 168 時間を上回った。

(2) 過去の環境試験結果を用いた評価

過去の電気配線貫通部の環境試験では、低圧用電気配線貫通部及び高圧用電気配線貫通部を対象として、LOCA 時の蒸気環境を模擬した性能確認試験が実施されており、シール機能の健全性を確認している。

この試験では、原子炉格納容器内を模擬した電気ペネ共研の試験（二次シール部において高圧用 44℃、低圧用 68℃）よりも厳しい温度条件の下で、13 日間の健全性が確認できている。



第7-6図 モジュール型電気配線貫通部の既往環境試験と簡易的な温度評価結果

なお、第 7-6 図で示した試験については、経年劣化を踏まえた冷却材喪失事故模擬試験であり、劣化を考慮して第 7-5 表に示す試験を実施している。なお、当該環境試験は、経年劣化を考慮した試験体を用いて実施したものである。

第7-5表 劣化を考慮した試験方法

No	試験項目	試験方法
1	サーマルサイクル試験	ペネトレーションを冷熱装置内に設置し、60 サイクルのサーマルサイクルを放射線照射試験の前後2回実施。1サイクルは [] を [] 時間で変化させている。
2	放射線照射試験	ペネトレーションが40年間の運転期間及び冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量 [] として試験を実施。
3	熱劣化試験	加熱促進により、40年間に相当する加速熱劣化として [] を加える。

(3) NUPECの試験結果を用いた評価

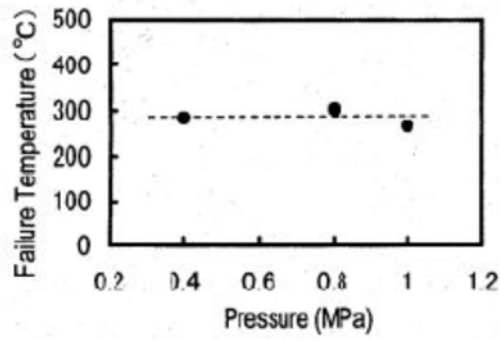
NUPEC試験において、実機を模擬したモジュール試験体を使用して、高温時におけるシール部の漏えい確認試験が行われている。第7-6表に試験結果、第7-7図に漏えい発生温度の圧力依存性を示す。

漏えい発生温度は、圧力が0.4MPa～1.0MPaの範囲においては、圧力に依存せず、ほぼ一定となることが報告されている。

また、放射線照射の影響については、エポキシ樹脂に800kGyの放射線照射を行った場合においても、放射線照射を行わなかった場合に比べ、シート部からの漏えい発生温度が著しく低くなることはなかった。

第7-6表 漏えい発生条件確認試験結果

種類	雰囲気	圧力(MPa)	放射線照射量(kGy)	漏えい発生温度(°C)
高温	蒸気	0.8	800	400°Cまで漏えいなし
低温	蒸気	0.4	800	284
	蒸気	0.8	800	284～303
	蒸気	0.8	なし	285
	蒸気	1.0	なし	266



第 7-7 図 低圧モジュールの漏えい発生温度の圧力依存

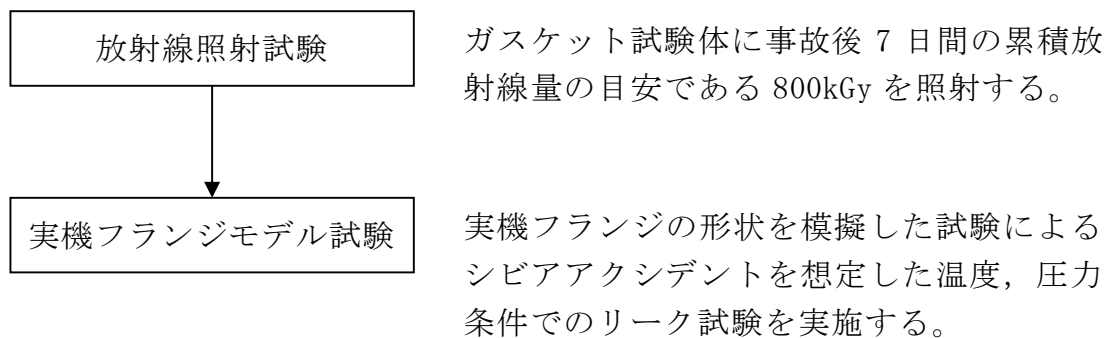
7.4.3 評価結果

モジュールについては、200°C、2Pd 環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

実機フランジ模擬試験の概要について

改良 E P D M 製シール材のシール機能の性能確認として、実機フランジの形状を模擬した試験装置を用いて、実機条件に近い状態でのシール健全性の確認を行った。

試験フローを第 1 図に示し、試験の概要を以下に示す。



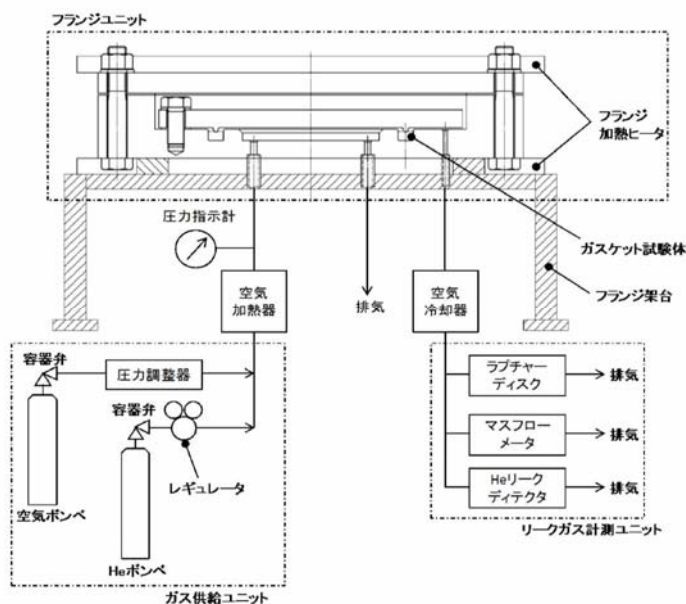
第 1 図 実機フランジ模擬試験の試験フロー

1. 試験装置

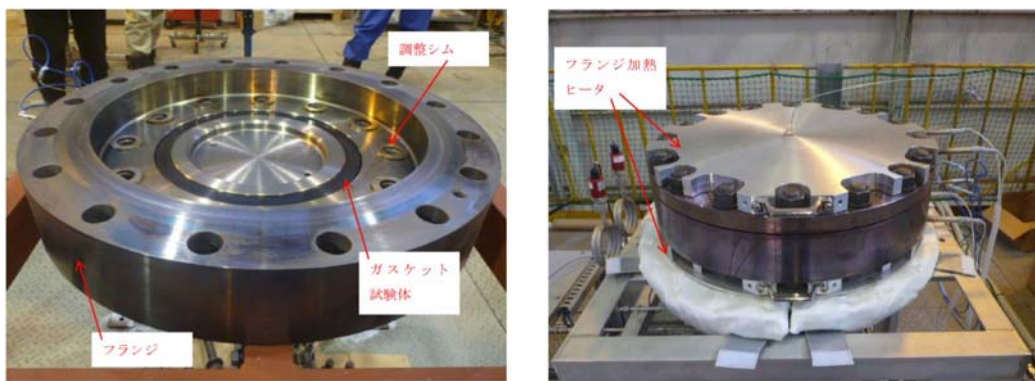
実機フランジ模擬試験の試験装置は第 2 図、第 3 図に示すようにフランジユニット、ガス供給ユニット、リークガス計測ユニットから構成される。フランジユニットは、直径 250mm のガスケット試験体を組み込んで内部を加圧可能な試験フランジと、試験フランジを所定の試験条件に加熱制御するためのフランジ加熱ヒータから構成される。試験フランジのガスケット試験体を組み込む溝断面形状（フランジ型式）は実機フランジで採用されているタンク&グループ型（T & G 型）を模擬している。フランジ断面形状は実機と同形状であり、中心径のみを縮小した試験装置としているため、試験で得られ

たリーク量は、ガスケット径比で補正することで実機フランジのリーク量に適用できる。

また、内圧上昇後の格納容器フランジの開口を模擬するため、ガスケット試験体に押し込み量をフランジ間に設置する調整シムにより設定する。ガス供給ユニットは、高圧空気ボンベと圧力調整器から構成され、所定の圧力に調整された加圧ガスを空気加熱器により所定の温度に加熱制御する。リーク量はリークガス計測ユニットのマスフローメータにて計測される。試験装置外観写真を第3図に示す。



第2図 試験装置概要図



試験装置外観 (フランジ開放時) 試験装置外観 (フランジ密閉時)

第3図 試験装置外観写真

2. 試験条件

事故条件を模擬するために、放射線照射量は、フランジガスケット部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGyを予め照射したシール材を用いる。放射線による劣化と熱による劣化は、放射線照射をした後に温度条件を曝露する逐次法により付与した。

一般に有機材料の放射線劣化挙動には、酸素が影響を及ぼすことが知られているが、環境に酸素が存在しない場合においては放射線と熱の同時法と逐次法の劣化はほぼ等しいことが知られている。格納容器内は、通常時は窒素環境下、事故時は蒸気環境下であり、酸素が常に供給される環境ではないことから、放射線と熱の同時曝露の影響は十分小さく、逐次法による劣化の付与は妥当であると考ええる。なお、「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイドライン」において、事故時環境試験の試験方法として放射線照射をした後に温度条件を曝露することが定められており、このことから逐次法による劣化の付与は妥当であると考ええる。

また、改良EPDM製シール材の劣化は、一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、加圧雰囲気は蒸気ではなく高温空気（乾熱）を用いる。また、温度については、格納容器限界温度である200℃、さらに余裕を見た250℃、300℃とし、加圧圧力は格納容器限界圧力2Pd（0.62MPa）を包絡する圧力（0.854MPa以上）で気密確認を実施する。また、内圧上昇後の実機フランジの開口を模擬するため、フランジによるガスケット試験体の押し込み量を最小限（0mm）で設定する。

3. 試験結果

試験結果を第 1 表に示す。フランジによるガスケット試験体の押し込み量が最小限 (0mm) であっても、有意な漏えいは発生せず、200℃・168 時間、250℃・96 時間、300℃・24 時間の耐性が確認された。第 4 図に 200℃・168 時間の試験ケースにおける試験体の外観を示す。第 4 図より、フランジとガスケット試験体との接触面を境界として劣化（表面のひび割れ）は内周側で留まり、外周側に有意な劣化が見られないことから、フランジ接触面でシール機能を維持できていることが確認された。また、断面形状より、劣化（表面のひび割れ）はガスケット試験体の表面層のみで留まっているため、有意な劣化が進行していないことが確認された。

第 1 表 シビアアクシデント条件での試験結果

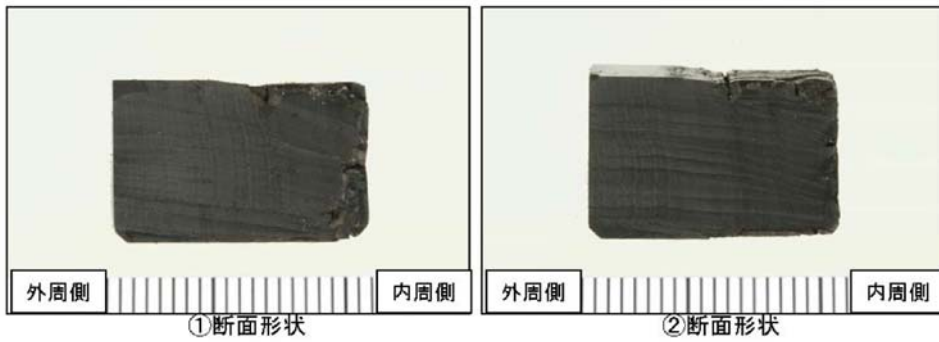
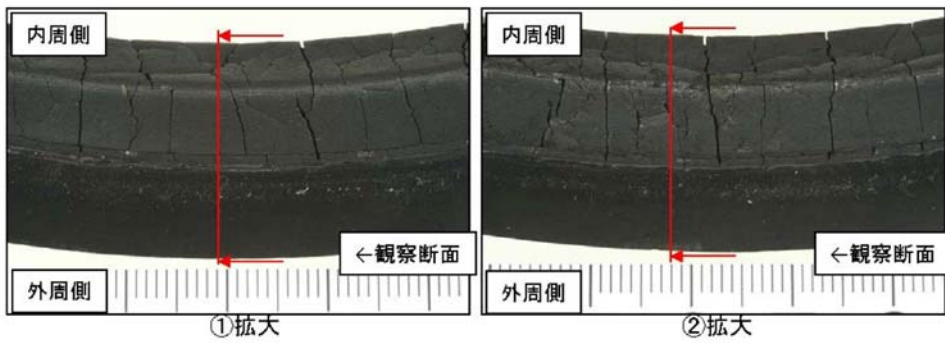
No.	試験体	温度	継続時間	押し込み量	漏えいの有無
1	改良 EPDM ()	200℃	168 時間	0mm	無
2	改良 EPDM ()	250℃	96 時間	0mm	無
3	改良 EPDM ()	300℃	24 時間	0mm	無

下記条件は全ケース共通

試験圧力：2Pd 以上 (0.854MPa 以上)、放射線照射量：800kGy、加圧媒体：乾熱（空気）



全体写真



第 4 図 試験後の試験体外観 (200℃・168 時間)

フランジ開口量評価の妥当性について（構造解析との関連性）

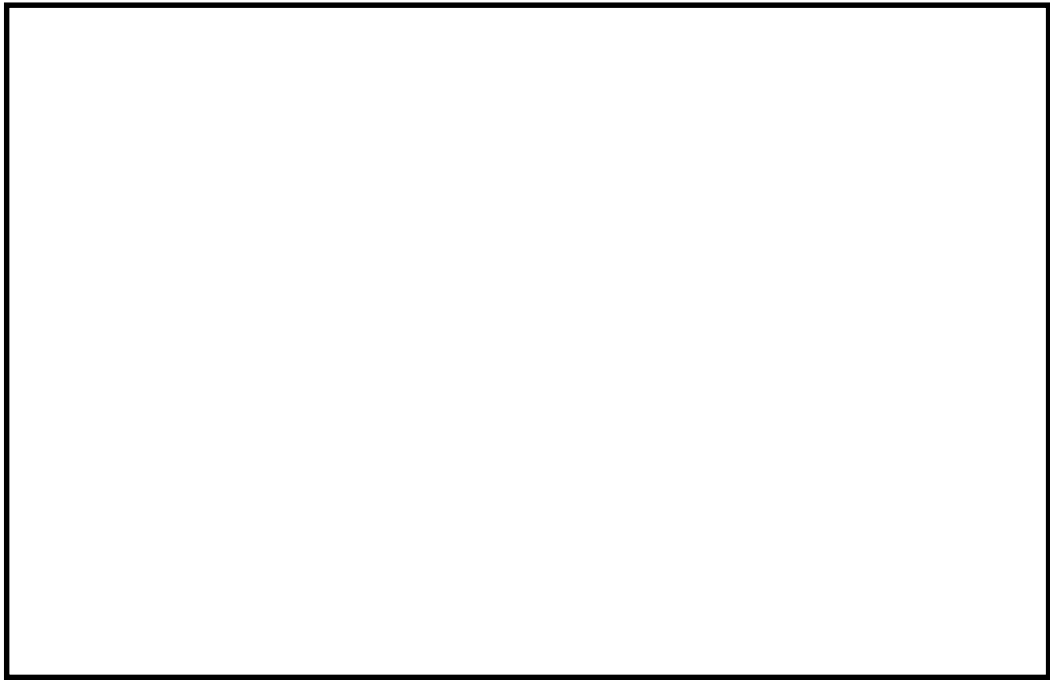
今回、実施したトップヘッドフランジの開口量評価には、FEM 解析を用いている。FEM 解析では、開口量に影響を及ぼす可能性のあるボルト等の構造は、実機の寸法等を模擬して解析モデルに反映している。また、フランジ部の開口の挙動への影響が大きいと考えられる上下フランジ面同士の接触の影響も考慮し、三次元ソリッド要素を用いて弾塑性大変形解析を実施した。その評価モデルを第 1 図に、圧力ー開口量の関係を示す。

以上のような解析手法を用いることにより、高い精度で開口量の評価が可能である。第 3 図は N U P E C で実施された機器搬入用ハッチフランジの圧力と開口量の関係である。この開口量は、第 4 図に示すハッチモデル試験体のフランジ部にひずみゲージを取り付けて、漏えいが生じるまで内圧を加えて計測されたものである。この試験結果に対して、当社解析と同様に精度を向上させた解析手法を適用し、同等のメッシュ分割を用いて評価を行っている(第 5 図及び第 6 図参照)。第 3 図の試験結果と解析結果の比較に示すように、解析結果は、圧力の上昇に伴って増加するフランジ部の開口量を精度よく評価できていることがわかる。

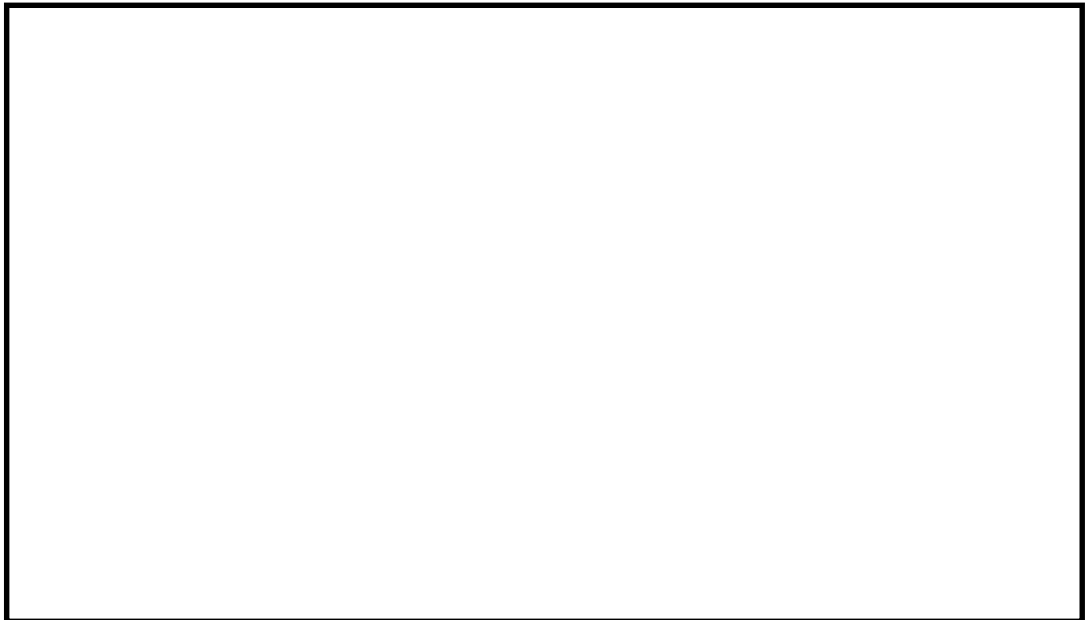
フランジ部の開口評価では、フランジ部だけではなく、圧力作用面である上鏡板や胴部をモデル化しているため、内圧の増加により、ボルト部にモーメントが生じてフランジ部の開口が発生する。フランジ部に生じるモーメントが増加すると、同時に上鏡板や胴部の幾何学形状も変化するため、ボルトへの荷重のかかり方が逐次的に変化し、結果として、内圧の増加に対する開口挙動が曲線的に変化する。

以上より、FEM 解析を用いて実施したトップヘッドフランジの開口量評価に

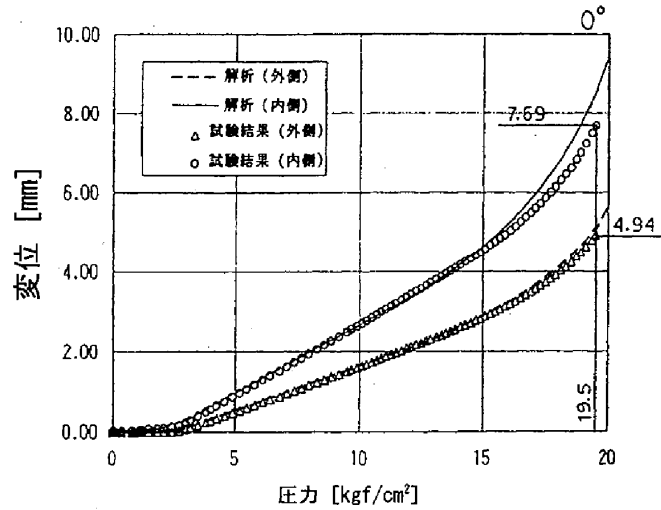
より、実機の挙動を適切に評価することが可能である。



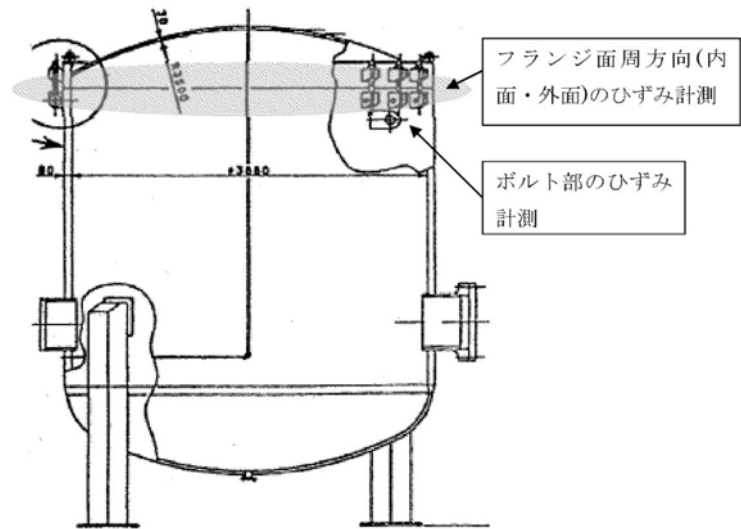
第1図 トップヘッドフランジの解析モデル



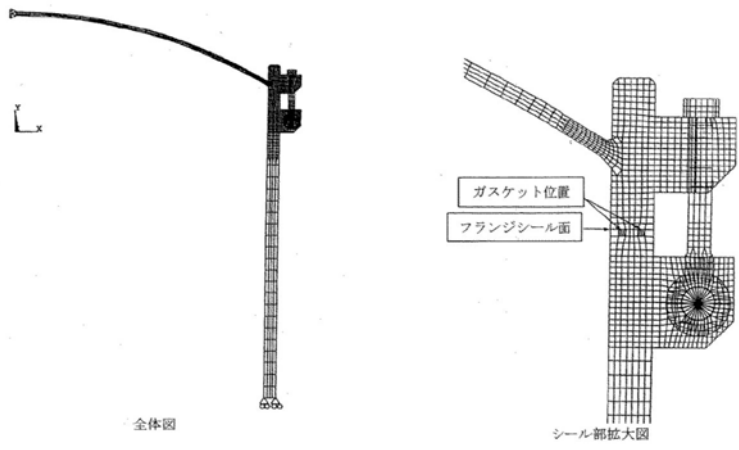
第2図 トップヘッドフランジ部における圧力－開口量の関係



第3図 NUPEC機器搬入用ハッチフランジの圧力-開口量の関係



第4図 NUPECハッチモデル試験体



第5図 NUPECハッチモデル試験解析モデル

解析項目	NUPEC解析モデル	当社解析モデル
解析コード	ANSYS	ABAQUS
モデル化範囲	胴部，上鏡部：軸対称ソリッド要素 ボルト，ブラケット：平面応力要素 フランジシール面：接触要素	格納容器胴部（円筒胴，円錐胴）， 上鏡部，フランジシール部構成部材 （フランジ，ボルト，ナット等）： ボルト 1/2 ピッチ分をセクタとした 周期対称ソリッド要素 フランジシール面：接触要素
材料定数	試験体の材料の引張試験から得られた物性値を用いた。 応力ひずみ関係は，真応力-真ひずみ関係を多直線で近似して用いた。	材料規格に基づく物性値を用いた。 応力ひずみ関係は，ASME B&PV Code Sec. VIII (2012Addenda) Div. 2 ANNEX 3-D による真応力-真ひずみ関係を多直線で近似して用いた。
境界条件	上鏡中央は，軸対称性から X 方向に拘束，Y 方向を自由。胴板下端は X 方向に自由，Y 方向を拘束。	格納容器胴側と底部との取り合いを固定。端部は対称条件を設定。
ボルト初期締め付け荷重	実機で設定している値を用いた。	実機で設定している値を用いた。
荷重条件	内圧を段階的に負荷し，1.96MPa となるまで解析を実施した。	内圧を段階的に負荷し，発散するまで解析を実施した。

第 6 図 NUPEC 解析モデルと当社解析モデルの比較

電気配線貫通部のシール性能に係るアレニウス則評価の位置付けについて

1. アレニウス則評価の位置付け

電気配線貫通部のシール機能の評価については「冷却材喪失時の環境試験結果」及び「電共研試験結果に基づくアレニウス則評価」を行い、いずれの評価においても重大事故環境下で 7 日間以上の健全性を有していることを確認している。

いずれの評価も有効であると考えるが、安全側に評価する観点から「冷却材喪失時の環境試験結果」を代表的な知見とし「電共研試験結果に基づくアレニウス則評価」は参考として扱うこととする。

第 1 表 各評価におけるシール部の健全性確認期間

	高圧用	低圧用
冷却材喪失時の環境試験結果	13 日間	13 日間
電共研試験結果に基づくアレニウス則評価	3,640 時間 (151 日間)	384 時間 (16 日間)

2. アレニウス則による評価方法

アレニウス則による評価については、加速熱劣化した際の実環境条件における換算時間を算出するため、化学反応速度の予測式として一般的に用いられるアレニウスの式を引用している。評価結果を表 1 及び表 2 に示す。

$$\text{加速温度倍率 } \alpha = \exp \left[\frac{-E}{R} \left(\frac{1}{(273.15+T_1)} - \frac{1}{(273.15+T_2)} \right) \right]$$

$$\text{継続期間 } P_2 = P_1 \times \alpha$$

なお、有機物であるシール材の活性化エネルギーについては「原子力発電所のケーブル経年劣化ガイド（JNES-RE-2013-2049）」にて劣化処理条件として設定されている値（15kcal/mol）を使用している。この値は、過去の試験結果等におけるシール材の活性化エネルギーに比べて保守的な値であることを確認している。

表 1 高圧用モジュールの換算評価結果

	記号	単位	評価値	備考
試験時の健全性確認温度	T_1	°C		
試験時の健全性確認時間	P_1	Hr		
評価温度	T_2	°C		
有機物の活性化エネルギー	E	J/mol		
気体定数	R	J/K·mol		
加速倍率	α	—		
試験結果と等価な劣化を与える評価温度の継続時間	P_2	Hr	3640 [*]	$=P_1 \times \alpha$

※途中計算値（ E 、 α ）を桁処理せずに計算した値であり、上表の評価値から計算した値とは異なる。

表 2 低用モジュールの換算評価結果

	記号	単位	評価値	備考
試験時の健全性確認温度	T_1	°C		
試験時の健全性確認時間	P_1	Hr		
評価温度	T_2	°C		
有機物の活性化エネルギー	E	J/mol		
気体定数	R	J/K·mol		
加速倍率	α	—		
試験結果と等価な劣化を与える評価温度の継続時間	P_2	Hr	384 [*]	$=P_1 \times \alpha$

※途中計算値（ E 、 α ）を桁処理せずに計算した値であり、上表の評価値から計算した値とは異なる。

移動式炉心内計装（T I P : Traversing In-core Probe）系統爆破弁について

1. 系統概要

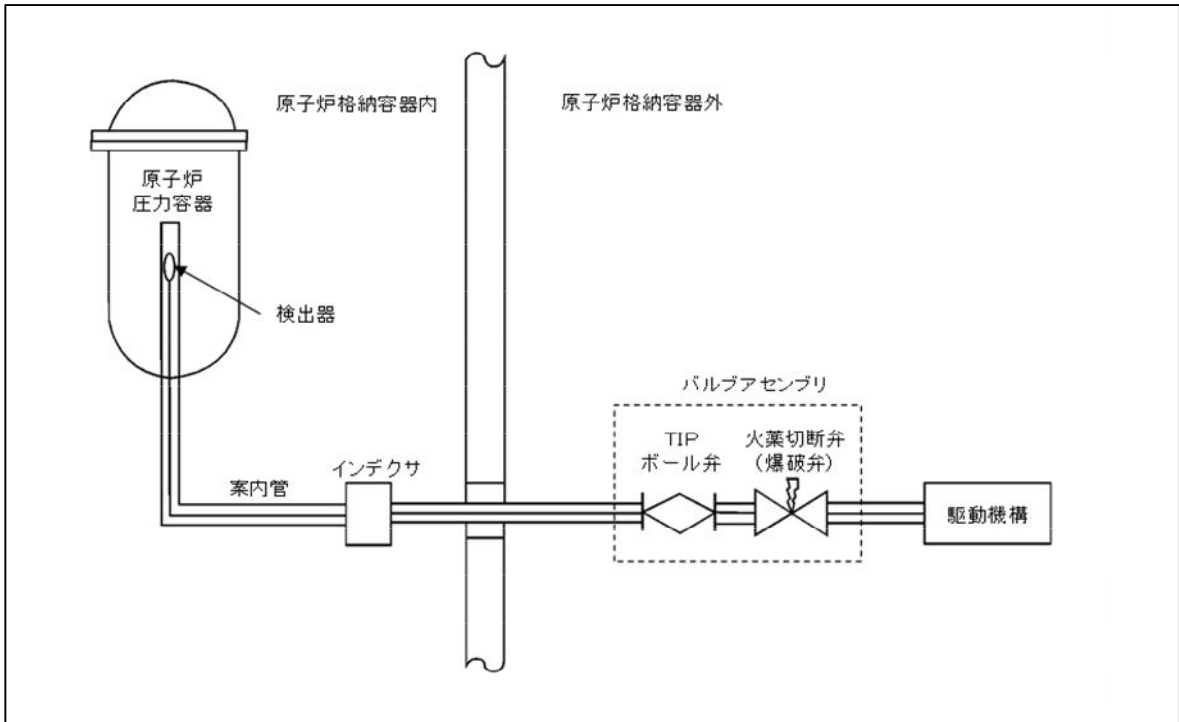
移動式炉心内計装（T I P : Traversing In-core Probe）系統は、炉心内の軸方向及び水平方向の中性子束分布の測定をすると共に、局部出力モニタ（L P R M）の較正を行うために設けられた移動式の中性子測定装置である。

T I P 系統は、5 系統の中性子検出機構、駆動機構、インデクサ、バルブアセンブリなどで構成されており、炉心内 43 箇所において中性子束分布を測定できるようになっている。

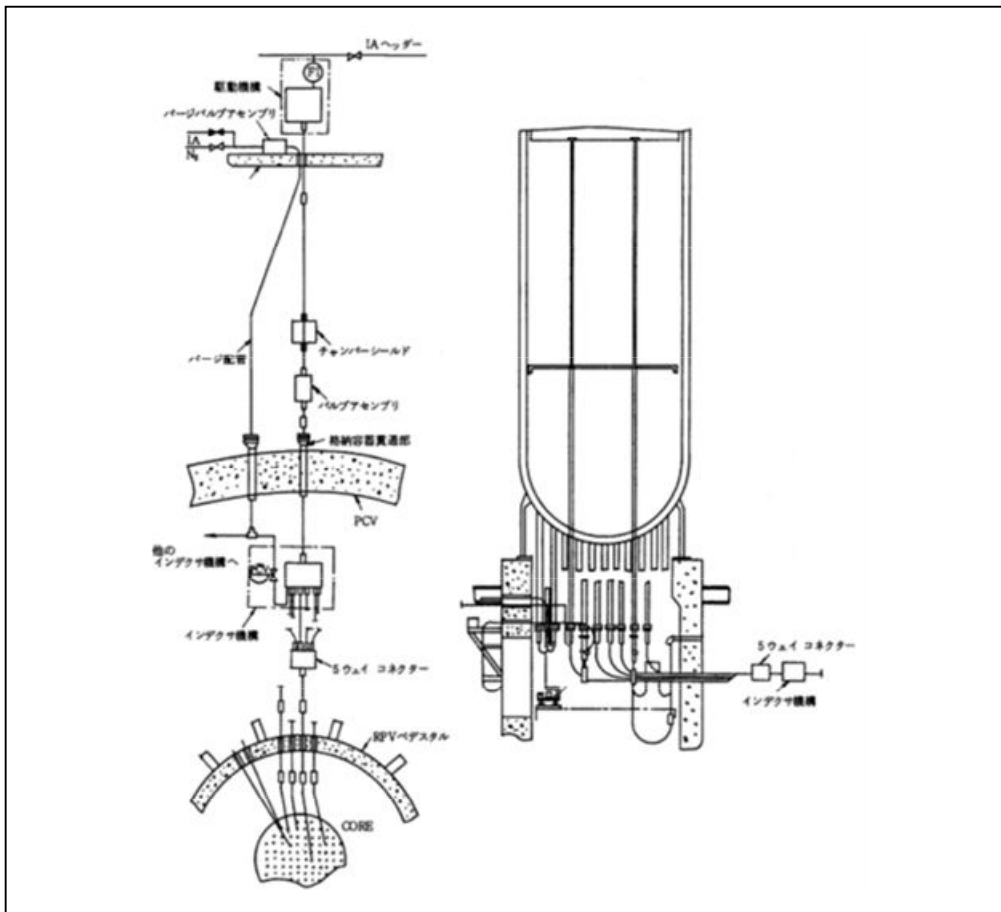
T I P 系統のバルブアセンブリは、T I P ボール弁と火薬切断弁（爆破弁）により構成されており、原子炉格納容器バウンダリとしては、通常運転時は全閉状態である T I P ボール弁により、隔離機能を維持している。

T I P ボール弁が開状態となるのは、通常運転時の局部出力モニタの較正のため T I P 検出器を炉心内に挿入・引抜する期間である。T I P 検出器を炉心内に挿入している間に格納容器隔離信号が入った場合には、T I P 検出器が自動引抜され、T I P ボール弁が自動閉止する。また、T I P 検出器が炉心に挿入している間に格納容器隔離信号が入り、且つ検出器が炉心内から引抜けない場合又は T I P ボール弁が正常に閉止しない場合、T I P 火薬切断弁により閉止を行う運用としている。

T I P のシステム概略図を第 1 図に、T I P システム機器構成図を第 2 図に示す。



第1図 TIPシステム概略図



第2図 TIPシステム機器構成図

2. T I P 装置の機能，動作について

1) 駆動機構

駆動機構は，モータにより駆動ケーブルを駆動することにより，検出器を炉内へ送り込むものである。

2) バルブアセンブリ

バルブアセンブリは，ボール弁と火薬切断弁の2つのバルブから構成され，格納容器の隔離のためにインデクサ機構と駆動機構の間の案内管に設けられたものである。

ボール弁は電極弁であり，通常は安全方向となるようにスプリングにより閉弁されている。検出器が駆動されている場合にはソレノイドが励磁されてボール弁は開弁し，検出器がチェンバーシールド内に収められた場合にはソレノイドが無励磁となり閉弁するように，シールドリミットスイッチにてインターロックされている。

火薬切断弁はボール弁とチェンバーシールドの間にあり，非常時にのみ使用される。検出器が炉心にある場合，原子炉内に何らかの原因による漏えいが発生し，その上検出器を引抜けない場合やボール弁が全閉しない場合に限って，T I P 制御盤のキーロックスイッチによりケーブルを切断し，格納容器の隔離を行うものである。

3) 共通案内管

共通案内管は炉心中央の案内管へ導くための案内管であり，各インデクサ機構から集まった案内管は，5ウェイコネクタにより1本の案内管へ集められ炉内に入っていく。

4) パージシステム

パージシステムは、駆動機構内ケーブル及びインデクサ機構の絶縁劣化、錆防止をするため、湿分の少ない制御用空気及び窒素ガスにて常にパージしている。

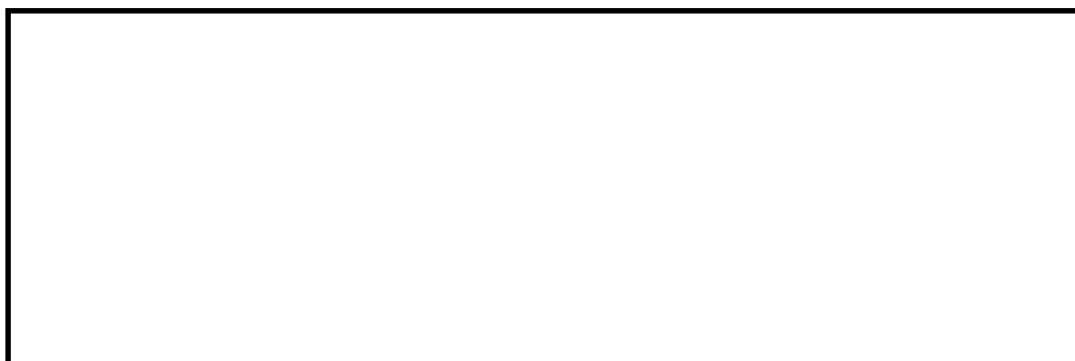
5) インデクサ機構

インデクサ機構は、炉内案内管とチャンバーシールドの間にあり、駆動機構からの案内管と、炉内案内管を正確に結合させる機構である。

3. T I P 火薬切断弁の構造について

前述のとおり、火薬切断弁は、原子炉内に何らかの原因による漏えいが発生し、その上検出器を引抜けない場合やボール弁が全閉しない場合に限って使用される弁である。火薬切断弁の構造図を第 2 図に示す。

T I P 制御盤のキーロックスイッチにより作動信号を入力することで、パワーカートリッジ内の火薬に着火し、爆発力によりカッターが飛び出し、TIP 検出器ケーブルを内蔵している案内管を切断した後、所定の位置に停止する。



第 2 図 T I P 火薬切断弁構造

4. T I P火薬切断弁の信頼性確認について

T I P火薬切断弁の信頼性を確認するため、火薬切断弁の起爆回路の健全性を確認することを目的として、定検毎で第1表に示す検査を実施している。経年劣化の影響が懸念される弁駆動源である火薬については、設計寿命を考慮して交換頻度を65ヶ月としており、火薬切断弁ごと交換することとしている。

また、火薬切断弁の交換の際には、同一ロットの試供品にて爆破試験等を実施することで、動作信頼性を確保している。

第1表 TIP火薬切断弁の検査項目

検査項目	内容
外観検査	目視による外観点検
絶縁抵抗測定試験	T I P火薬切断弁～中央制御室操作ユニット間のケーブル健全性確認
導通確認試験	T I P火薬切断弁の点火回路の健全性確認試験