

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-C-1 改 54
提出年月日	平成 29 年 10 月 6 日

東海第二発電所

原子炉格納容器の限界温度・圧力

平成 29 年 10 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）

- 2.4 崩壊熱除去機能喪失
 - 2.4.1 取水機能が喪失した場合
 - 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
 - 2.5 原子炉停止機能喪失
 - 2.6 L O C A時注水機能喪失
 - 2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）
 - 2.8 津波浸水による注水機能喪失
3. 重大事故
- 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - 3.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策
 - 3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合
 - 3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合
 - 3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用
 - 3.4 水素燃焼
 - 3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用
4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
- 4.1 想定事故1
 - 4.2 想定事故2
5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
- 5.1 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
 - 5.2 全交流動力電源喪失

5.3 原子炉冷却材の流出

5.4 反応度の誤投入

6. 必要な要員及び資源の評価

6.1 必要な要員及び資源の評価条件

6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果

6.3 重大事故等対策時に必要な水源，燃料及び電源の評価結果

重大事故等時対策の有効性評価について
(原子炉格納容器の限界温度・圧力)

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. 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	3
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	47

《別紙》

1. 原子炉格納容器本体	
1.1 評価方針	1-1
1.2 評価結果	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	2-19

3.	機器搬入用ハッチ	
3.1	評価方針	3-1
3.2	評価	3-6
3.3	評価結果	3-22
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	4-6
4.3	評価結果	4-22
5.	所員用エアロック	
5.1	評価方針	5-1
5.2	評価	5-8
5.3	評価結果	5-15
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>6-20</u>

6.4	配管貫通部（平板類）	6-21
6.4.1	評価方針	6-21
6.4.2	評価	6-23
6.4.3	評価結果	6-29
6.5	配管貫通部（セーフエンド）	6-30
6.5.1	評価方針	6-30
6.5.2	評価	6-31
6.5.3	評価結果	6-32
6.6	配管貫通部（伸縮継手）	6-33
6.6.1	評価方針	6-33
6.6.2	評価	6-34
6.6.3	評価結果	6-35
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（ヘッダ）	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	7-18

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 製シール材の適用性について

参考資料 2 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 3 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 4 実機フランジ模擬試験の概要について

参考資料 5 改良 E P D M 製シール材における実機フランジ模擬試験結果
の適用について

参考資料 6 改良 E P D M 製シール材の実機を模擬した小型フランジ試験
について

参考資料 7 バックアップシール材のシール機能について

- 参考資料 8 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 9 トップヘッドフランジ等の開口量評価について
- 参考資料 10 経年劣化を考慮したシール機能について
- 参考資料 11 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 12 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 13 黒鉛製シール材について
- 参考資料 14 試験データの代表性・信頼性について
- 参考資料 15 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 16 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 17 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 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°C，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
- 参考資料 27 原子炉格納容器に接続される系統の健全性について

1. 評価の概要

(1) はじめに

東海第二発電所の重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器の評価温度及び圧力をそれぞれ 200℃、2Pd (0.62MPa[gage], Pd: 最高使用圧力 (0.31MPa[gage])) としていることから、以下にその根拠と妥当性を示す。

(2) 原子炉格納容器の概要

東海第二発電所の原子炉格納容器は、鋼製円錐フラスタム形のドライウエル、鋼製円筒形のサプレッション・チェンバから構成される、Mark-II型鋼製格納容器である。

原子炉格納容器の耐圧機能及び気密機能は、設計基準事故時の環境条件に基づき設計しており、最高使用温度はドライウエル 171℃、サプレッション・チェンバ 104.5℃、最高使用圧力は 0.31MPa[gage]である。

建設時の工事計画認可申請（以下「既工認」という。）において、最高使用温度、圧力を用いた強度評価を行い、設計基準事故時において構造が健全であることを確認している。

(3) 限界温度・圧力の設定

原子炉格納容器の評価温度及び圧力については、重大事故等時において、原子炉格納容器の機能である放射性物質の閉じ込め機能を確保できるものとする。

原子炉格納容器の限界温度・圧力は、下記の既往研究で得られた知見に加え、重大事故等対策の有効性評価における事故シナリオを考慮し実施した試験等による原子炉格納容器の破損・漏えい限界に対し、余裕を

考慮した値として 200℃，2Pd を設定している。

【既往研究】

- a. 財団法人 原子力発電技術機構「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（平成 15 年 3 月）」
（以下「NUPERC 試験」という。）
- b. 電力共同研究「格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験（昭和 62 年度）」（以下「電気ペネ共研」という。）

上記の既往研究では，事故時の放射性物質の閉じ込め機能確保の観点から，「構造健全性」「シール部の機能維持」に着目した破損モードを抽出し，評価対象部位を選定して健全性評価をしており，200℃，2Pd に対して，原子炉格納容器の健全性が確保される知見を得ている。

具体的には，既往研究「a. NUPERC 試験」では，鋼製格納容器ハッチ部のボルト締付部について，ハッチ部のシール機能喪失挙動の把握及び機能喪失に関する裕度を確認するため，実機ハッチ部分を模擬したハッチモデル試験を行っている。また，電気配線貫通部モジュールを対象として，200℃，0.8MPa における気密性の確認と漏えいが発生する温度・圧力条件の確認試験を行っている。

既往研究「b. 電気ペネ共研」では，電気配線貫通部モジュールについて，実機の電気配線貫通部の構造を反映した試験体を用い，LOCA 時の圧力，温度条件を超える条件下で気密性能について検証を行い，シール部の健全性確認を行っている。

(4) 評価内容及び評価結果の概要

以下 a. ～d. に評価内容及び評価結果の概要を示す。

なお、評価内容及び評価結果の詳細については別紙に示す。

a. 評価対象

重大事故等時に放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、200℃、2Pd の環境下における原子炉格納容器本体等の構造健全性を確認する必要がある。また、福島第一原子力発電所事故において、原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして推定されている開口部等のシール部についても、200℃、2Pd の環境下での機能維持を確認する必要がある。

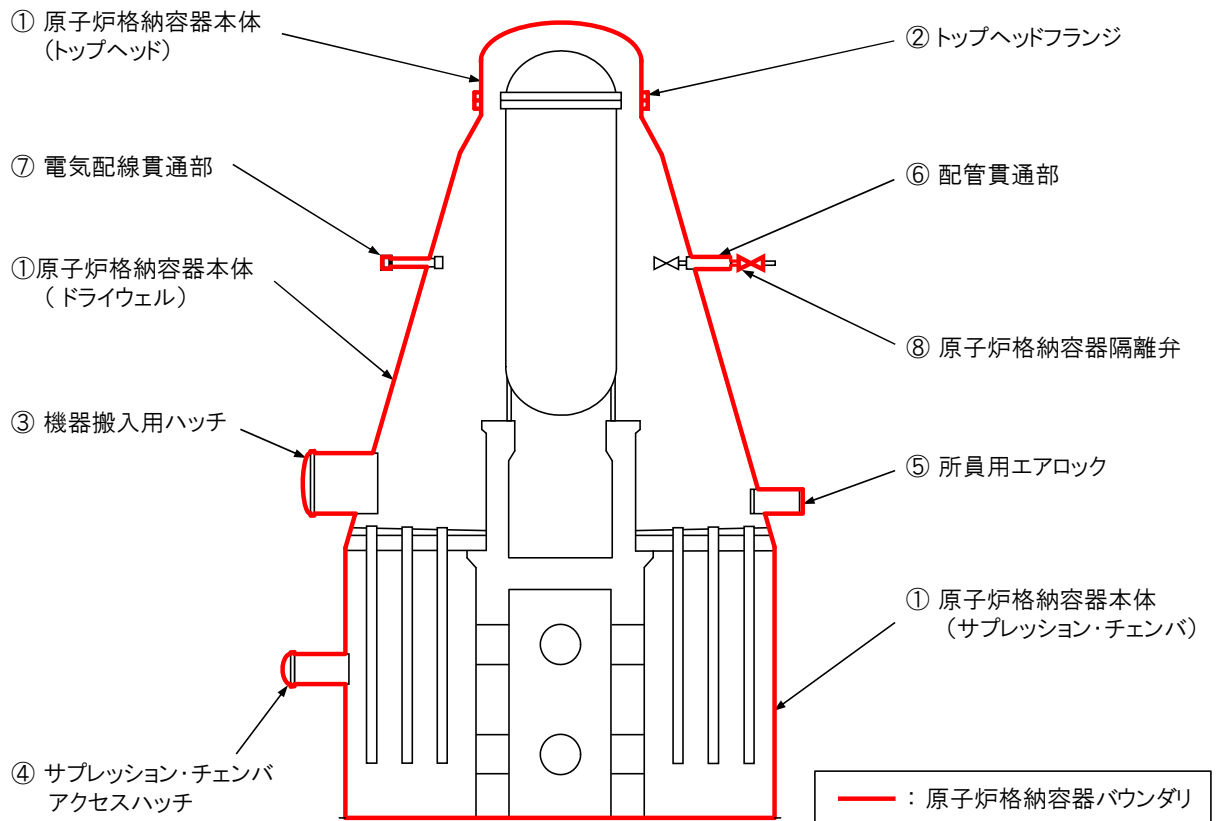
このことから、原子炉格納容器本体に加えて、開口部及び貫通部の構成部品、また、ガスケットの劣化及びシート部の開口に伴いリークパスになる可能性があるシール部について評価する。

評価対象となる原子炉格納容器バウンダリ構成部を以下に示す。また、バウンダリ構成部の概要図を第 1 図に示す。

- ① 原子炉格納容器本体
- ② トップヘッドフランジ
- ③ 機器搬入用ハッチ
- ④ サプレッション・チェンバアクセスハッチ
- ⑤ 所員用エアロック
- ⑥ 配管貫通部
 - ・ 接続配管
 - ・ スリーブ
 - ・ 平板類^{*}、セーフエンド、伸縮継手

※：平板，穴あき平板，フランジ，ボルト締め平板，フルードヘッド

- ⑦ 電気配線貫通部
 - ・アダプタ，ヘッダ，モジュール
- ⑧ 原子炉格納容器隔離弁



第1図 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図

b. 機能喪失要因

原子炉格納容器バウンダリ構成部の重大事故時における放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因（以下「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、圧力条件や原子炉格納容器本体の変形から、第1表に示す機能喪失要因が想定される。

第1表 評価対象における機能喪失要因

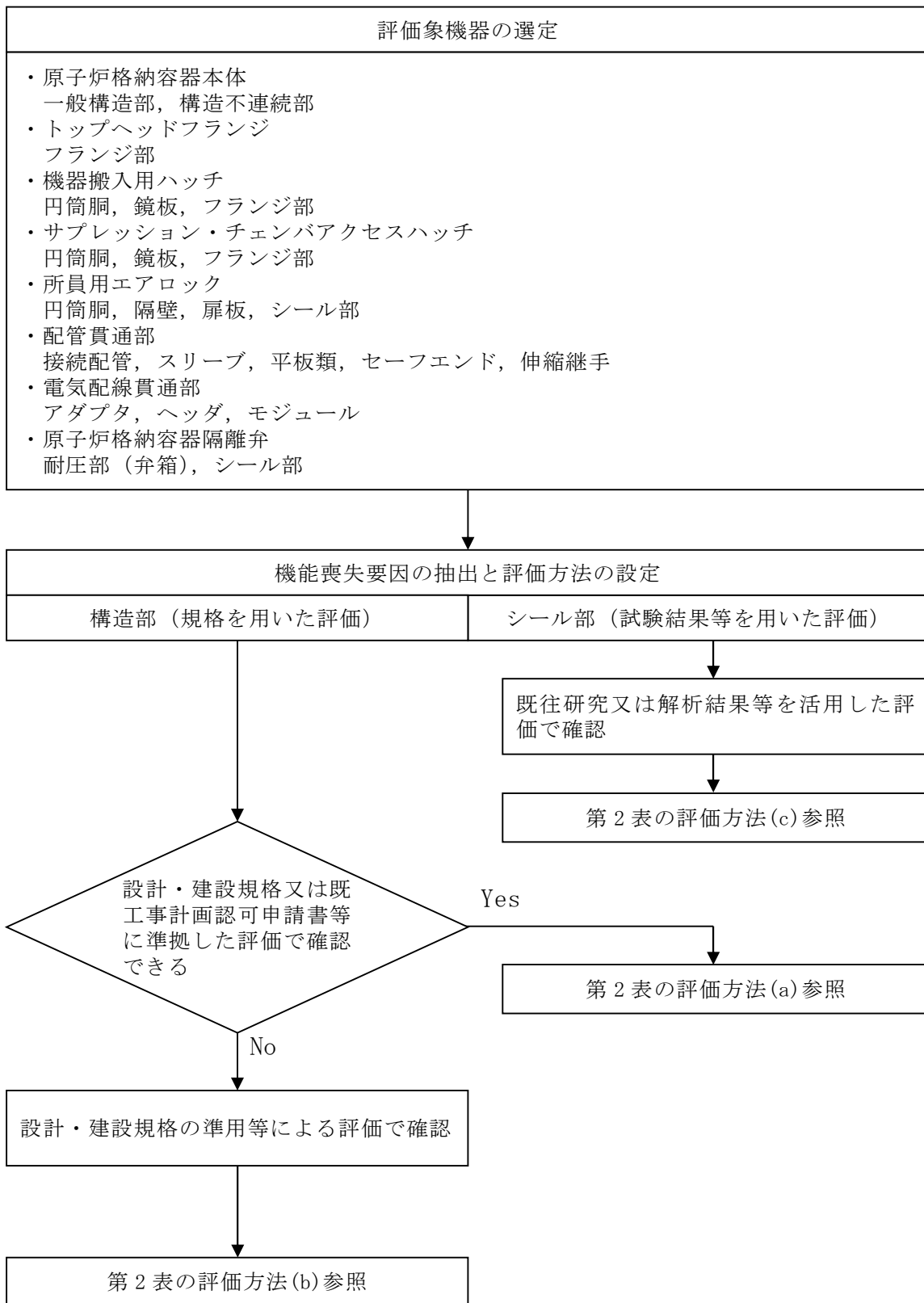
評価対象		機能喪失要因	
		構造部	シール部
①原子炉格納容器本体 (トップヘッド, ドライウェル, サプレッション・チェンバ)	一般構造部	延性破壊	—
	構造不連続部	延性破壊	—
②トップヘッドフランジ	フランジ部	延性破壊	開口, シール材劣化
③機器搬入用ハッチ	円筒胴	延性破壊	—
	鏡板	延性破壊	—
	フランジ部	延性破壊	開口, シール材劣化
④サプレッション・チェンバ アクセスハッチ	円筒胴	延性破壊	—
	鏡板	延性破壊	—
	フランジ部	延性破壊	開口, シール材劣化
⑤所員用エアロック	円筒胴, 隔壁	延性破壊	—
	扉板	—	開口, シール材劣化
	シール部 (扉以外)	—	シール材劣化
⑥配管貫通部	接続配管	延性破壊	—
	スリーブ (本体・取付部)	延性破壊	—
	平板類	延性破壊	開口, シール材劣化
	セーフエンド	延性破壊	—
	伸縮継手	疲労破壊	—
⑦電気配線貫通部	アダプタ	延性破壊	—
	ヘッド	延性破壊	—
	モジュール	—	シール材劣化
⑧原子炉格納容器隔離弁	耐圧部 (弁箱)	延性破壊	—
	シール部	—	シール材劣化

c. 評価方法

各評価対象に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し、以下の(a)～(c)のいずれかの方法により評価し、200℃、2Pdの環境下での構造健全性及びシール部の機能維持を確認する。

- (a) 「発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005年版（2007年追補版含む。））J S M E S NC1-2005/2007）」（以下「設計・建設規格」という。）又は既工認等に準拠した評価
- (b) 設計・建設規格の準用等による評価
- (c) 既往研究又は解析結果等を活用した評価

評価方法による評価対象の分類を第2図及び第2表に示す。



第 2 図 評価方法による評価対象の分類

第2表 評価対象の分類及び評価内容 (1/2)

評価対象		想定される機能喪失要因	評価方法 ※1	評価方法の概要	判定基準
原子炉格納容器本体	一般構造部, 構造不連続部	延性破壊 (一般構造部)	(b)	原子炉格納容器本体の一般構造部について, 設計・建設規格の評価式を準用し, 200℃における 2/3Su 値が発生するときの許容圧力を算出 (簡易手法)。*2	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上 0.62MPa [gage] (2Pd)+SA 時の水頭圧以上
			(b)	既工認の評価値を準用し, 2/3Su 値 (200℃) に相当する許容応力を評価。	許容応力以下
		延性破壊 (構造不連続部)	(b)	既工認の評価値を準用し, Su 値 (200℃) に相当する許容応力を評価。 (原子炉格納容器基部について, 念のため疲労累積係数を評価。)	許容応力以下 (疲労累積係数 1 以下)
ハッチ類	トップヘッドフランジ	延性破壊 (フランジ, ボルト)	(a)	フランジについて, 設計・建設規格の評価式に準拠し, 200℃, 2Pd における応力を評価。 締付けボルトについて, 既工事計画認可申請書で実績のある評価に基づき発生応力を評価。	許容応力以下
		開口, 高温劣化 (シール部)	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること
	機器搬入用ハッチ	延性破壊 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト)	(b)	既工認の評価値を準用し, Su 値 (200℃) に相当する許容応力を評価。	許容応力以下
			(b)	円筒胴及び鏡板について, 設計・建設規格の評価式を準用し, 2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。*2	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上
		開口, 高温劣化 (シール部)	(a)	締付けボルトについて, 既工事計画認可申請書で実績のある評価に基づき発生応力を評価。	許容応力以下
			(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること
	サブプレッション・チェンバアクセスハッチ	延性破壊 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト)	(b)	既工認の評価値を準用し, Su 値 (200℃) に相当する許容応力を評価。	許容応力以下
			(b)	円筒胴及び鏡板について, 設計・建設規格の評価式を準用し, 2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。*2	0.62MPa [gage] (2Pd) +SA 時の水頭圧以上
			(a)	締付けボルトについて, 既工事計画認可申請書で実績のある評価に基づき発生応力を評価。	許容応力以下
		開口, 高温劣化 (シール部)	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること
所員用エアロック	延性破壊 (円筒胴)	(b)	設計・建設規格の評価式を準用し, 2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。*2	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上	
		(b)	既工認の評価値を準用し, Su 値 (200℃) に相当する許容応力を評価。	許容応力以下	
	開口, 高温劣化 (扉板シール部)	(b)	機械工学便覧のはりのたわみ計算式を用いた開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること	
	開口, 高温劣化 (その他シール部)	(c)	シール材について, ガスケットの試験結果及び材料特性により耐性を評価。	シール部が健全であること	

第2表 評価対象の分類及び評価内容 (2/2)

評価対象	想定される機能喪失要因	評価方法 ^{※1}	評価方法の概要	判定基準
配管貫通部	接続配管	延性破壊	(a) 代表配管について、設計・建設規格の評価式に準拠し、原子炉格納容器変位に伴う発生応力を評価。	許容応力以下 (疲労累積係数1以下)
	スリーブ	延性破壊 (スリーブ本体)	(b) 設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。 ^{※2}	0.62MPa[gage] (2Pd)以上
		延性破壊 (スリーブ取付部)	(b) 原子炉格納容器内圧及び配管からの荷重を考慮して、既工認と同様の手法で発生応力を評価。	許容応力以下
	平板類	延性破壊 (ボルト締め平板)	(b) 設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。 ^{※2}	0.62MPa[gage] (2Pd)以上
		延性破壊 (フランジ, ボルト)	(b) 設計・建設規格を適用し、J I S B 8265 に基づいて 200℃, 2Pd におけるフランジの発生応力及びボルトの必要総有効断面積を評価。	許容応力以下 総有効断面積以下
		開口, 高温劣化 (シール部)	(b) 文献の理論式を用いて 200℃, 2Pd における開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること
	セーフエンド	延性破壊	(b) 設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。 ^{※2}	0.62MPa[gage] (2Pd)以上
伸縮継手	疲労破壊	(a) 設計・建設規格の評価式を準拠し、低サイクル疲労に対する疲労累積係数を評価。	疲労累積係数1以下	
電気貫通部	アダプタ	延性破壊	(b) 設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。 ^{※2}	0.62MPa[gage] (2Pd)以上
	ヘッダ	延性破壊	(b) 設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。 ^{※2}	0.62MPa[gage] (2Pd)以上
	モジュール	高温劣化 (シール部)	(c) 電気ペネ共研, NUPEC 試験等の結果により、200℃, 2Pd における耐漏えい性を評価。	設計漏えい量以下
原子炉格納容器隔離弁	不活性ガス系 バタフライ弁	延性破壊	(a) レーティング設計 (圧力クラス 1.03MPa) の 200℃における許容圧力により評価。	0.62MPa[gage] (2Pd)以上
		高温劣化 (シール部)	(c) 実機を模擬した漏えい確認試験 (200℃, 2Pd 以上) により評価。	設計漏えい量以下
	TIP ボール弁	延性破壊	(a) レーティング設計 (圧力クラス 1.03MPa) の 200℃における許容圧力により評価。	0.62MPa[gage] (2Pd)以上
		高温劣化 (シール部)	(c) シール材について、ガスケットの試験結果より耐性を評価。	シール部が健全であること

※1 : (a) 設計・建設規格又は既工認等に準拠した評価
 (b) 設計・建設規格の準用等による評価
 (c) 既往研究及び解析結果等を活用した評価

※2 : 設計・建設規格における必要な厚さを求める式により許容圧力を算出

d. 評価結果の概要

評価結果の概要を以下に示す。

① 原子炉格納容器本体

(a) 評価方針

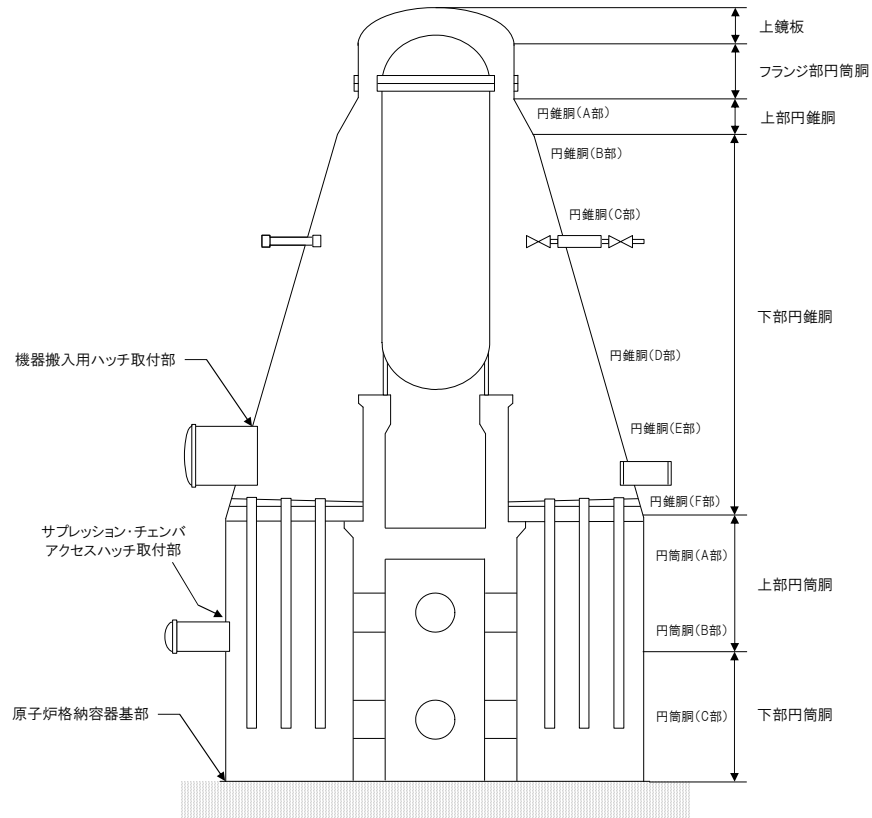
原子炉格納容器本体は、円錐フラスタム形のドライウエル、円筒形のサプレッション・チェンバから構成されている。

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する。

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。

本評価では、200℃、2Pd での原子炉格納容器本体の構造部における健全性確認について、規格を用いた評価、既工認で実施した評価結果を用いた評価を実施する。

原子炉格納容器本体の評価対象を第 3 図に示す。



第 3 図 原子炉格納容器本体の評価対象

(b) 評価

原子炉格納容器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。

また、原子炉格納容器本体の応力評価として、既工認にて認可された値を適用し、原子炉格納容器の限界温度 200°C 、限界圧力 $2Pd$ の条件における構造健全性を確認する。

(c) 評価結果

評価の結果は以下のとおりであり、原子炉格納容器については、 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。

- ・簡易評価の結果, 一般構造部の許容圧力は $2P_d$ 以上であり, 200°C , $2P_d$ の環境においても, 構造健全性が確保されることを確認した。
- ・既工認にて認可された値を用いて, 200°C , $2P_d$ の環境における荷重条件で評価を実施し, 構造健全性が確保されていることを確認した。

② トップヘッドフランジ

(a) 評価方針

トップヘッドフランジの構造強度上考慮すべき機能喪失要因として、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する。

シール部については、内圧が低い段階ではボルトの締め付けにより開口は抑制されるが、内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより、外部への漏えい経路を形成する。

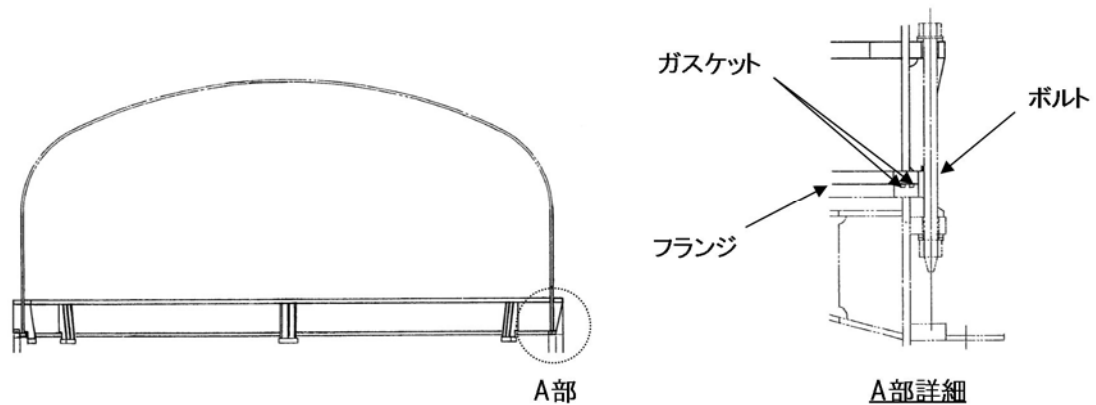
また、フランジが開口してもフランジの密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができるが、重大事故環境に晒されると、シール材が高温劣化し、フランジの開口に追従できなくなりシール機能の低下が想定される。

したがって、トップヘッドフランジの機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、シール部のフランジ開口量及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下を考える。

本評価では、200℃、2Pd でのトップヘッドフランジの構造部及びシール部における健全性確認について、規格を用いた評価及び試験結果等を用いた評価を実施する。

シール材については、改良 E P D M 製シール材による評価を実施する。

トップヘッドフランジの評価対象を第 4 図に示す。



第4図 トップヘッドフランジの評価対象

(b) 評価

トップヘッドフランジについては、フランジ部の耐圧評価として、原子炉格納容器温度・圧力が 200°C 、 $2P_d$ におけるフランジ部の一次応力評価を行い、発生応力が許容応力以下であることを確認する。

また、トップヘッドフランジの締付けボルトについて、 200°C 、 $2P_d$ における強度を評価する。

原子炉格納容器の重大事故時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、FEM 解析を用いてトップヘッドフランジ部における開口量の評価を行うとともに、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格納容器限界開口量を評価し、重大事故時におけるフランジ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。

(c) 評価結果

評価の結果は以下のとおりであり、トップヘッドフランジについては、 200°C 、 $2P_d$ 環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

- ・ トップヘッドフランジについて、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格 PVE-3700 を適用し、J I S B 8265「圧力容器の構造—一般事項」に基づいてフランジの発生応力について算出した結果、各発生応力とも許容応力を下回っており、200℃、2Pd 条件下においてトップヘッドフランジの構造健全性を確認した。
- ・ トップヘッドフランジの締付けボルトについて、200℃、2Pd における強度を、既工認の強度計算書をベースに評価した結果、発生応力は、許容応力以下であることから、締付けボルトは 200℃、2Pd において健全である。
- ・ ガスケット（改良 E P D M 製シール材）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した。

③ 機器搬入用ハッチ

(a) 評価方針

機器搬入用ハッチは、原子炉格納容器外側に突き出した円筒胴及び鏡板によって原子炉格納容器バウンダリを構成しており、原子炉格納容器の内圧が円筒胴及び鏡板に対して内圧として作用する。また、フランジ部はボルトにより固定され、シール部はシール溝が内外二重に配置されており、それぞれにシリコンゴムのガスケットを使用している。

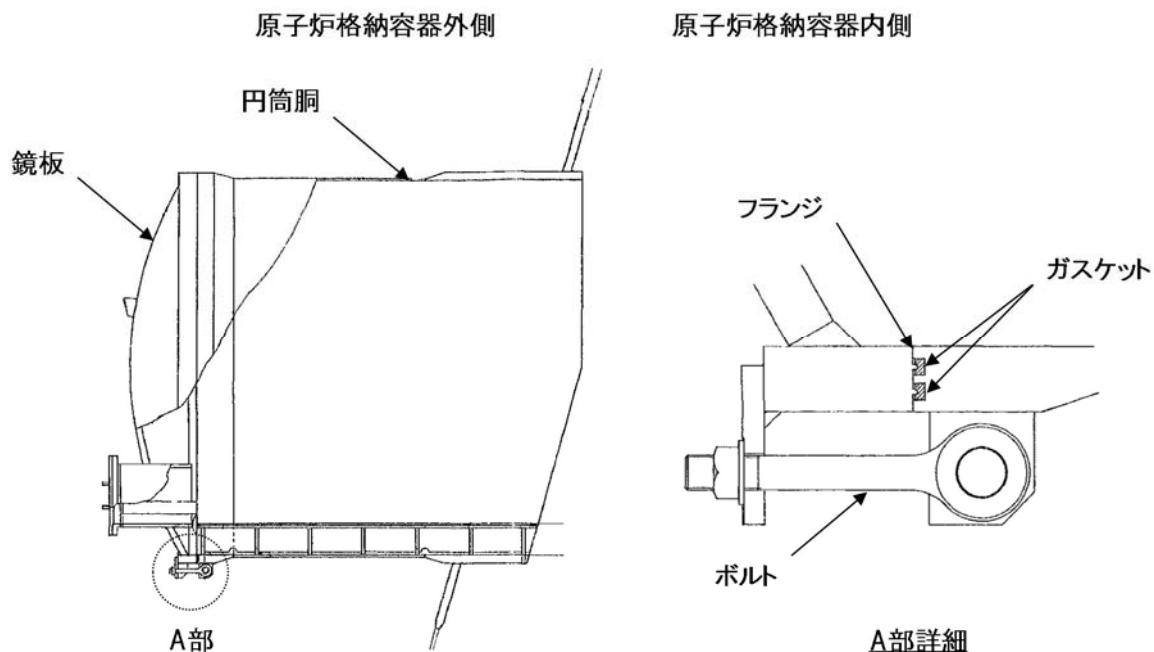
機器搬入用ハッチの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃, 2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外とする。

したがって、機器搬入用ハッチの機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部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。

本評価では、200℃, 2Pd での機器搬入用ハッチの構造部及びシール部における健全性確認について、規格を用いた評価及び試験結果等を用いた評価を実施する。

シール材については、改良 E P D M 製シール材による評価を実施する。

機器搬入用ハッチの評価対象を第 5 図に示す。



第5図 機器搬入用ハッチの評価対象

(b) 評価

機器搬入用ハッチの構造健全性を確認するため、既工認の値を適用し、原子炉格納容器の限界温度 200°C 、限界圧力 $2P_d$ の条件における応力評価を実施する。

また、円筒胴及び鏡板について、設計・建設規格に定められている円筒胴及び鏡板の内圧に対する必要厚さの算出式を用いて許容圧力が $2P_d$ を上回ることを確認する。

機器搬入用ハッチの締付けボルトについて、 200°C 、 $2P_d$ における強度を評価する。

シール部については、原子炉格納容器の重大事故時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用し、機器搬入用ハッチ部における開口量の評価を行うとともに、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格納容器限界開口量を評価し、重大事故時におけるフランジ開口量と比較することで格納容器閉じ込め機能の評価する。

(c) 評価結果

評価の結果は以下のとおりであり、機器搬入用ハッチについては、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。

- ・既工認にて認可された値を用いて、200℃、2Pd の環境における荷重条件で評価を実施し、構造健全性が確保されていることを確認した。
- ・円筒胴及び鏡板について、設計・建設規格に定められている円筒胴及び鏡板の内圧に対する必要厚さの算出式を用いて許容圧力の評価を実施した結果、2Pd を上回る。
- ・フランジの締付ボルトについて、200℃、2Pd における強度評価の結果、発生応力は、許容応力以下であることから、締付ボルトは 200℃、2Pd において健全である。
- ・ガスケット（改良 E P D M 製シール材）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した。

④ サプレッション・チェンバアクセスハッチ

(a) 評価方針

サプレッション・チェンバアクセスハッチは、原子炉格納容器外側に突き出した円筒胴及び鏡板によって原子炉格納容器バウンダリを構成しており、原子炉格納容器の内圧が円筒胴及び鏡板に対して内圧として作用する。また、フランジ部はボルトにより固定され、シール部はシール溝が内外二重に配置されており、それぞれにシリコンゴムのガスケットを使用している。

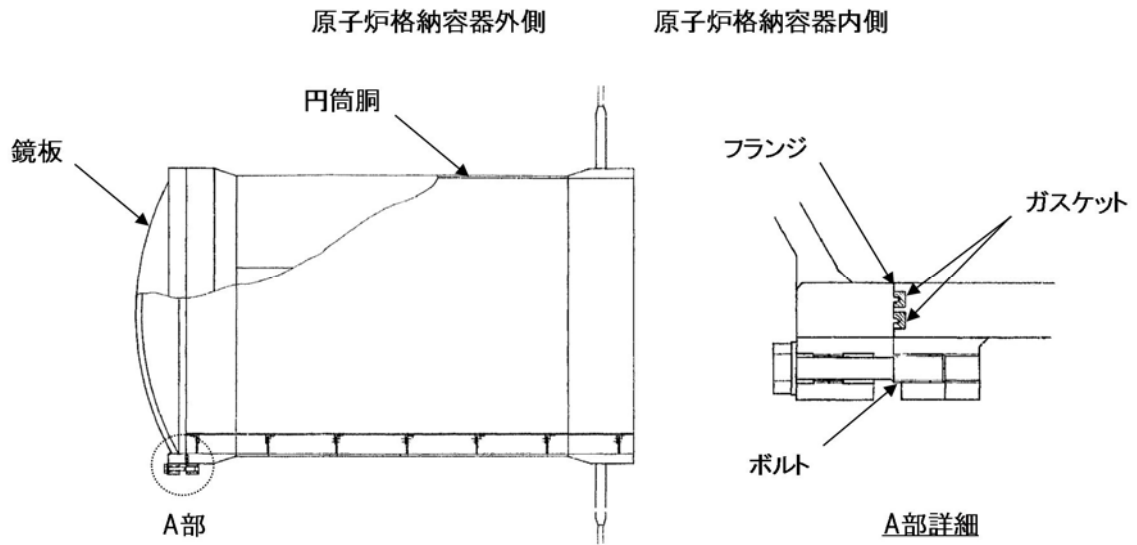
サプレッション・チェンバアクセスハッチの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外とする。

したがって、サプレッション・チェンバアクセスハッチの機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部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。

本評価では、200℃、2Pd でのサプレッション・チェンバアクセスハッチの構造部及びシール部における健全性確認について、規格を用いた評価及び試験結果等を用いた評価を実施する。

シール材については、改良 E P D M 製シール材による評価を実施する。

サプレッション・チェンバアクセスハッチの評価対象を第 6 図に示す。



第 6 図 サプレッション・チェンバアクセスハッチの評価対象

(b) 評価

機器搬入用ハッチの構造健全性を確認するため、既工認の値を適用し、原子炉格納容器の限界温度 200°C 、限界圧力 $2Pd$ の条件における応力評価を実施する。

また、円筒胴及び鏡板について、設計・建設規格に定められている円筒胴及び鏡板の内圧に対する必要厚さの算出式を用いて許容圧力が $2Pd$ を上回ることを確認する。

サプレッション・チェンバアクセスハッチの締付けボルトについて、 200°C 、 $2Pd$ における強度を評価する。

シール部については、原子炉格納容器の重大事故時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用し、サプレッション・チェンバアクセスハッチ部における開口量の評価を行うとともに、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

験結果をもとに格納容器限界開口量を評価し、重大事故時におけるフランジ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。

(c) 評価結果

評価の結果は以下のとおりであり、サブプレッション・チェンバアクセスハッチについては、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。

- ・既工認にて認可された値を用いて、200℃、2Pd の環境における荷重条件で評価を実施し、構造健全性が確保されていることを確認した。
- ・円筒胴及び鏡板について、設計・建設規格に定められている円筒胴及び鏡板の内圧に対する必要厚さの算出式を用いて許容圧力の評価を実施した結果、2Pd を上回る。
- ・フランジの締付ボルトについて、200℃、2Pd における強度評価の結果、発生応力は、許容応力以下であることから、締付ボルトは 200℃、2Pd において健全である。
- ・ガスケット（改良 E P D M 製シール材）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した。

⑤ 所員用エアロック

(a) 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。

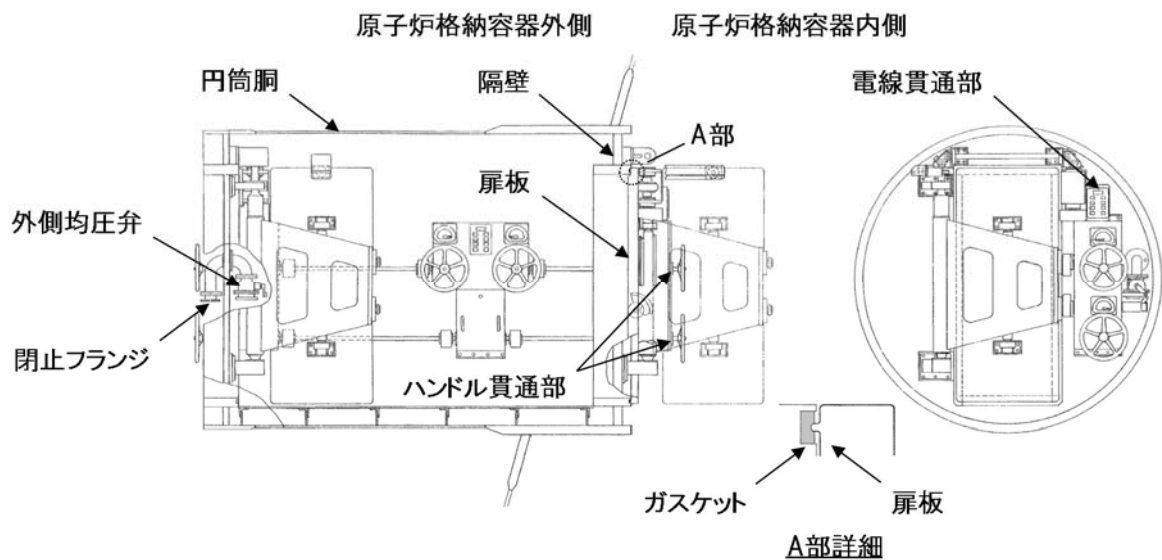
所員用エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、有意な圧縮力が所員用エアロックに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外とする。

したがって、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。

本評価では、200℃、2Pd での所員用エアロックの構造部及びシール部における健全性確認について、規格を用いた評価及び試験結果等を用いた評価を実施する。隔壁と扉板とのシール部、扉開閉ハンドル貫通部及び均圧配管フランジ部については、改良EPDM製シール材による評価を実施する。なお、電線貫通部には、黒鉛製のシール材を使用することとしており、耐熱性上問題にならないことを確認する。

所員用エアロックの評価対象を第7図に示す。



第7図 所員用エアロックの評価対象

(b) 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を求め、2Pdを上回ることを確認する。

隔壁の構造健全性を確認するため、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、原子炉格納

容器の限界温度 200℃，限界圧力 2Pd の条件における応力評価を実施する。

所員用エアロック扉板の変形について，機械工学便覧のはりのたわみ計算式を用い 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。

その他シール部については，試験結果及び材料特性により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。

(c) 評価結果

評価の結果は以下のとおりであり，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。

- ・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の評価を実施した結果，2Pd を上回る。
- ・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に対して，既工認にて認可された値を用い，200℃，2Pd の環境における荷重条件で評価を実施し，構造健全性が確保されていることを確認した。
- ・ガスケット（改良 E P D M 製シール材）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した。
- ・その他シール部については，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。

⑥-1 配管貫通部（接続配管）

(a) 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。

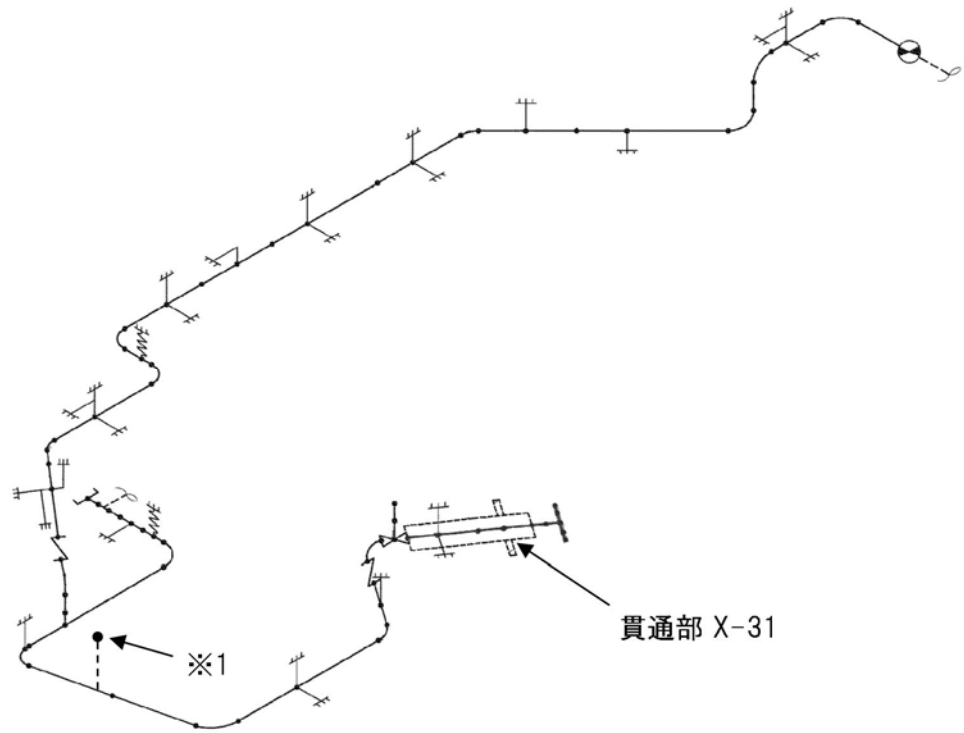
接続配管の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が接続配管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外とする。

したがって、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。接続配管の 200℃、2Pd における機能喪失要因は、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。

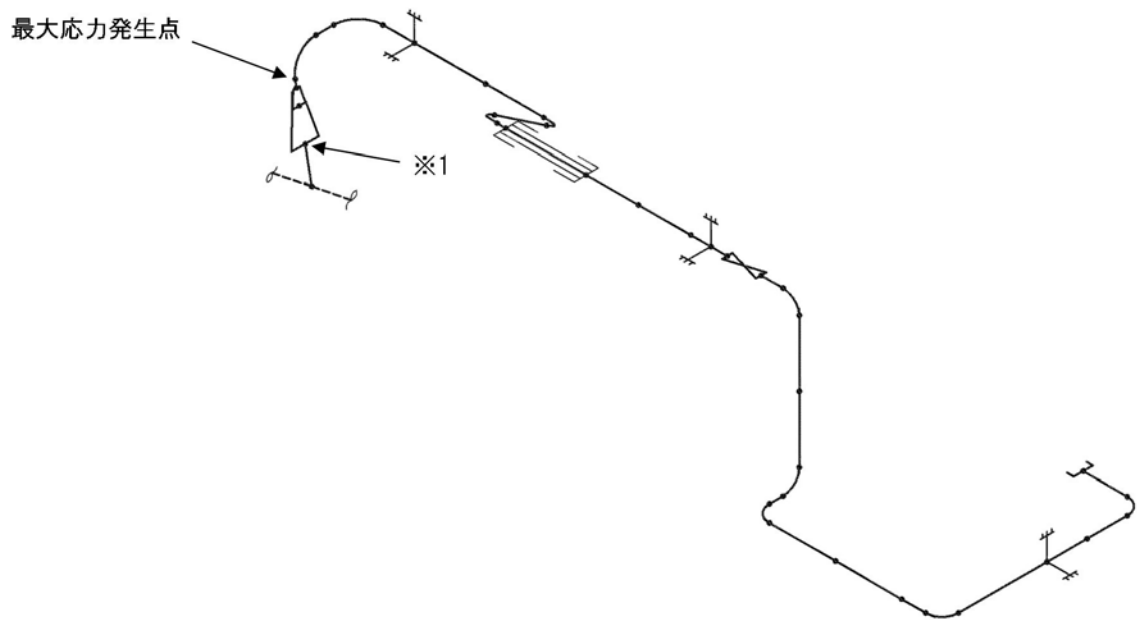
本評価では、200℃、2Pd での接続配管の構造部における健全性確認について、規格を用いた評価を実施する。

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。接続配管の評価では、拘束条件として、厳しくなる接続配管の第 1 拘束点までの距離及び配管口径の比が最も小さい箇所であり、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。

貫通部 X-31 の接続配管の解析モデル図を第 8 図に示す。



第 8 図 配管モデル図 (1/2)



第 8 図 配管モデル図 (2/2)

(b) 評価

貫通部 X-31 の接続配管について、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、許容値を満足することを確認する。

(c) 評価結果

評価結果は以下のとおりであり、接続配管については、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。

- ・貫通部 X-31 の接続配管について、200℃、2Pd における発生応力は許容応力を下回る。

⑥-2 配管貫通部（スリーブ）

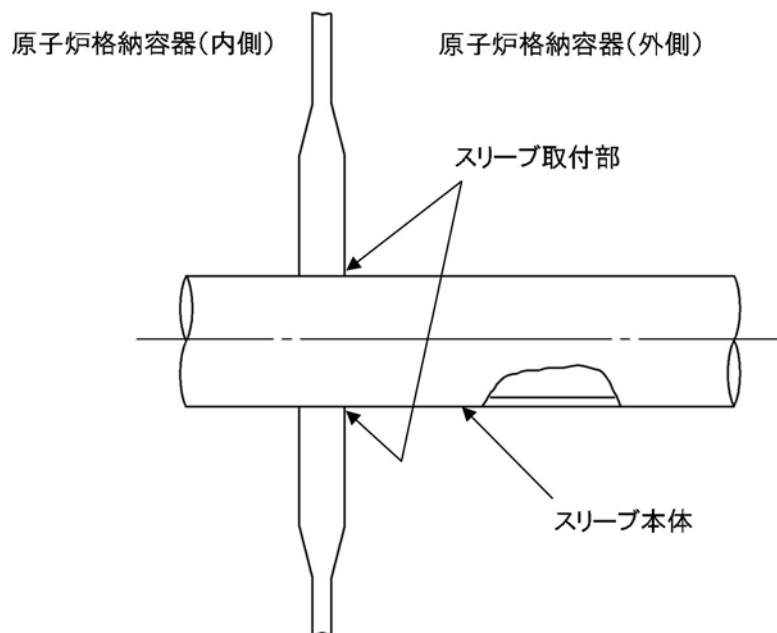
(a) 評価方針

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 200℃、2Pd における機能喪失要因は、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。

本評価では、200℃、2Pd でのスリーブの構造部における健全性確認について、規格を用いた評価を実施する。スリーブ本体の評価は、配管厚さと口径の比が最も小さくなる箇所が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。また、スリーブ取付部については、接続配管の選定と同様、貫通部 X-31 のスリーブを代表評価する。

スリーブの評価対象を第 9 図に示す。



第 9 図 スリーブの評価対象

(b) 評価

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。

貫通部 X-31 の接続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。

(c) 評価結果

評価の結果は以下のとおりであり、スリーブについては、 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。

- ・貫通部 X-18A～D のスリーブ本体について、 200°C における許容圧力は $2Pd$ を上回る。
- ・貫通部 X-31 のスリーブ取付部について、 200°C 、 $2Pd$ における最大発生応力は許容応力を下回る。

⑥-3 配管貫通部（平板類）

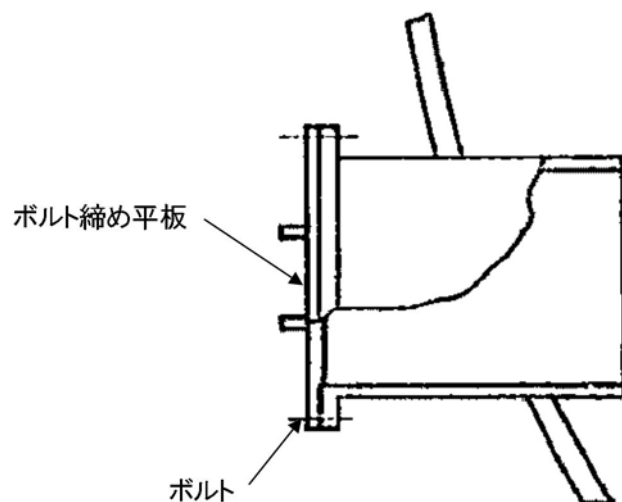
(a) 評価方針

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，スリーブまた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 200℃，2Pd における機能喪失要因は，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。

本評価では，200℃，2Pd での平板類の構造部及びシール部における健全性確認について，規格を用いた評価を実施する。平板類は，配管厚さと口径の比が最も小さくなる箇所が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。シール材については，改良 EPDM 製シール材による評価を実施する。

平板類の評価対象を第 10 図に示す。



第 10 図 平板類（貫通部 X-28）の評価対象

(b) 評価

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。

貫通部 X-28 のフランジ部について、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格 PVE-3700 を適用し、J I S B 8265「圧力容器の構造—一般事項」に基づいて $2Pd$ におけるボルト荷重を算出し、ボルトの必要総有効断面積が総有効断面積を下回ることを確認する。

貫通部 X-28 のフランジ部の開口について、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。

(c) 評価結果

評価の結果は以下のとおりであり、平板類については、 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。

- 貫通部 X-28 のボルト締め平板の 200℃における許容圧力は 2Pd を上回る。
- 貫通部 X-28 のボルトは，発生荷重に対し十分なボルト断面積を有する。
- フランジ部の 2Pd における開口量は，許容開口量を下回る。

⑥-4 配管貫通部（セーフエンド）

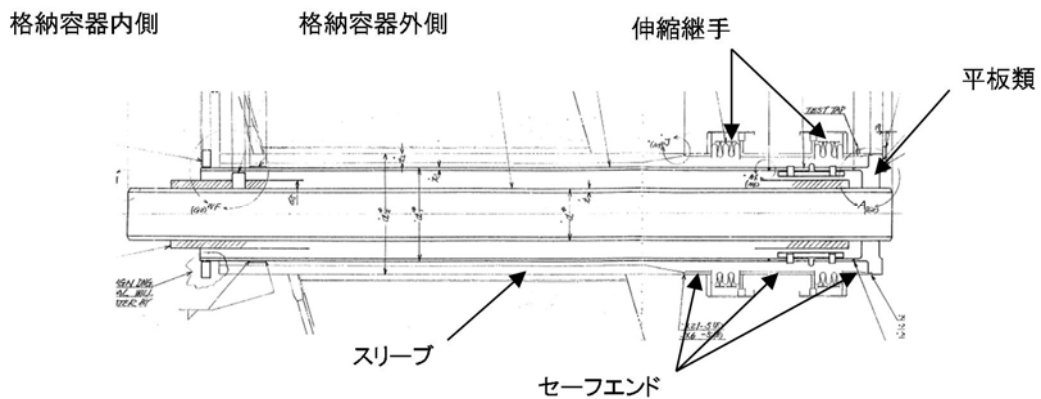
(a) 評価方針

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 200℃、2Pd における機能喪失要因は、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。

本評価では、200℃、2Pd でのセーフエンドの構造部における健全性確認について、規格を用いた評価を実施する。セーフエンドは、配管厚さと口径の比が最も小さくなる箇所が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 11 図に示す。



第 11 図 セーフエンドの評価対象

(b) 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。

(c) 評価結果

評価の結果は以下のとおりであり、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。

- ・貫通部 X-18A～D のセーフエンドの 200°C における許容圧力は、 $2Pd$ を上回る。

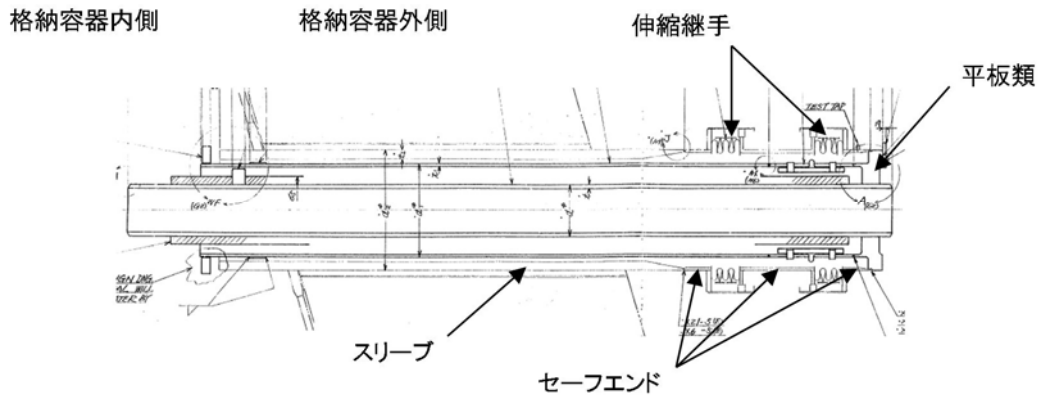
⑥-5 配管貫通部（伸縮継手）

(a) 評価方針

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

ベローズの 200℃、2Pd における機能喪失要因は、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。

本評価では、200℃、2Pd でのベローズの構造部における健全性確認について、規格を用いた評価を実施する。既工認で通常運転時の疲労累積係数が最も大きい貫通部 X-14 のベローズを代表評価する。ベローズの評価対象を第 12 図に示す。



第 12 図 ベローズの評価対象

(b) 評価

貫通部 X-14 のベローズについて、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。

(c) 評価結果

評価の結果は以下のとおりであり、ベローズについては、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。

- ・疲労累積係数は、許容値 1 以下である。

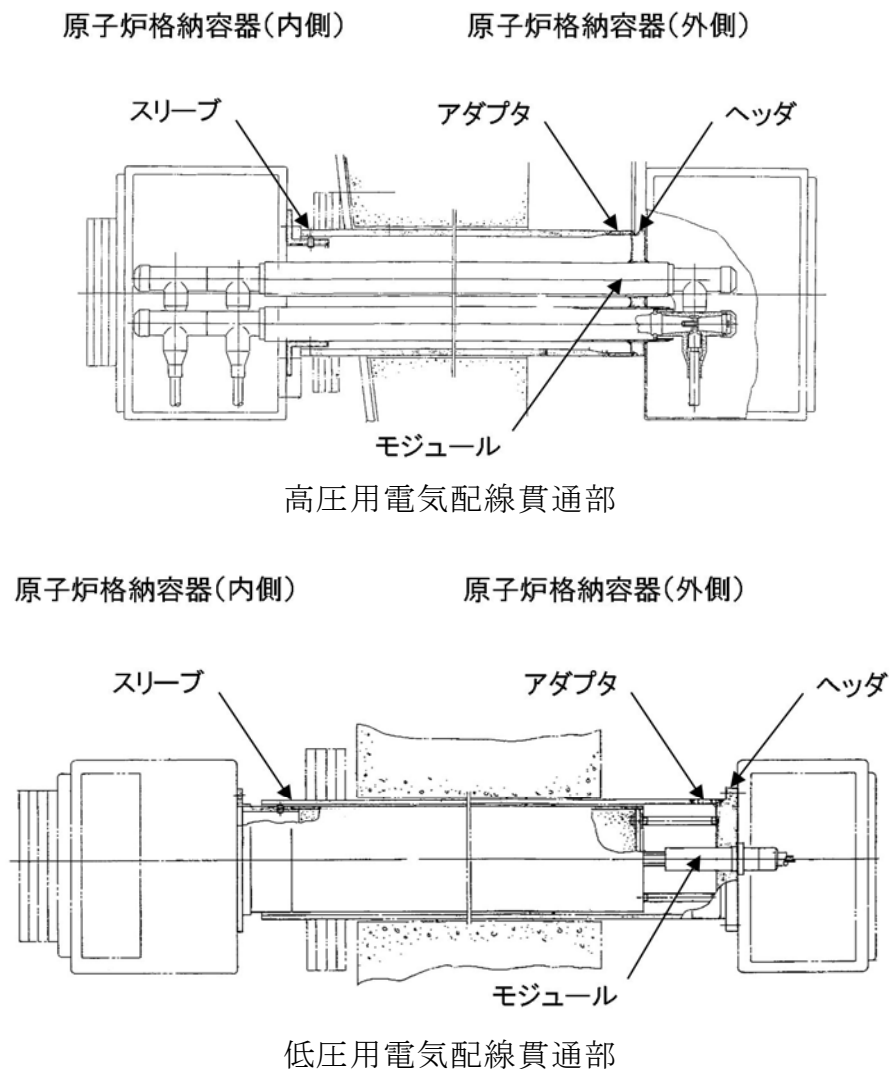
⑦-1 電気配線貫通部（アダプタ）

(a) 評価方針

アダプタの 200℃、2Pd における機能喪失要因は、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。

本評価では、200℃、2Pd でのアダプタの構造部における健全性確認について、規格を用いた評価を実施する。

アダプタの評価対象を第 13 図に示す。



第 13 図 アダプタの評価対象

(b) 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。

(c) 評価結果

評価の結果は以下のとおりであり、アダプタについては、 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。

- ・アダプタ（高圧用電気配線貫通部）の 200°C における許容圧力は、 $2Pd$ を上回る。
- ・アダプタ（低圧用電気配線貫通部）の 200°C における許容圧力は、 $2Pd$ を上回る。

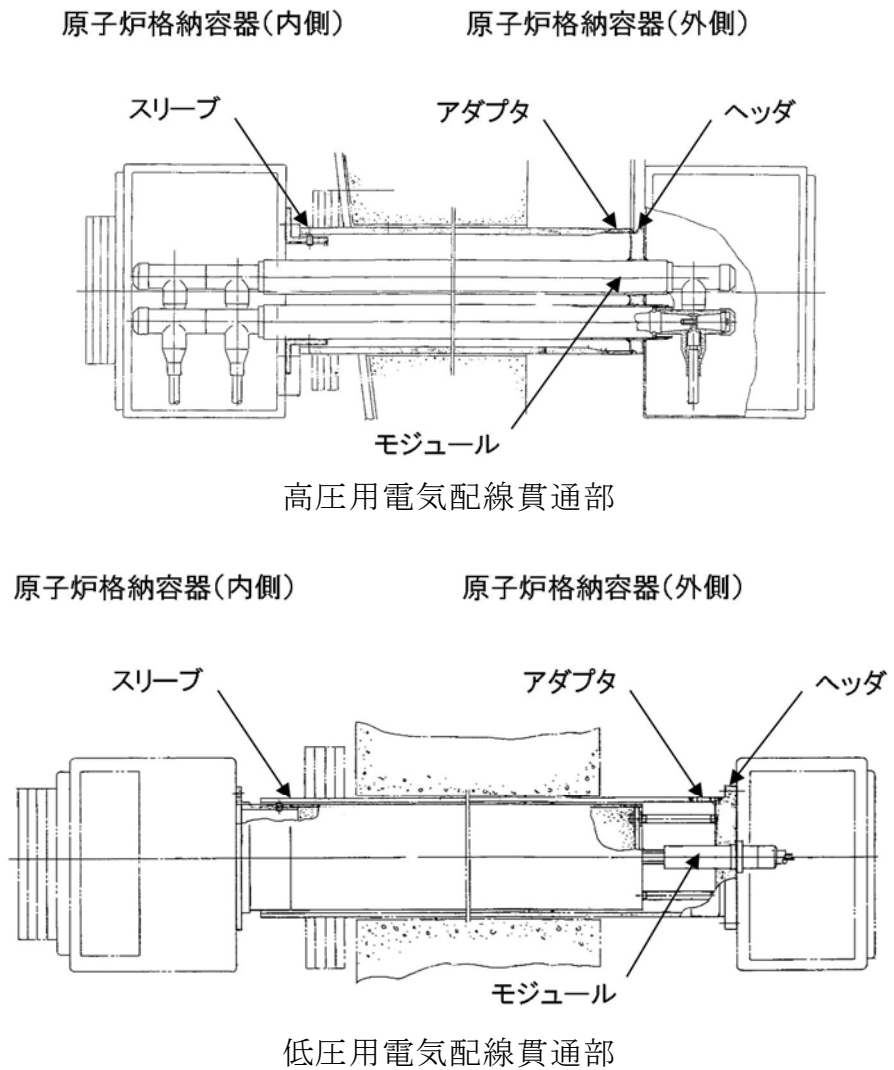
⑦-2 電気配線貫通部（ヘッド）

(a) 評価方針

ヘッドの 200°C，2Pd における機能喪失要因は，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。

本評価では，200°C，2Pd でのヘッドの構造部における健全性確認について，規格を用いた評価を実施する。

ヘッドの評価対象を第 14 図に示す。



第 14 図 ヘッドの評価対象

(b) 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。

(c) 評価結果

評価の結果は以下のとおりであり、ヘッダについては、 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。

- ・ヘッダ（高圧用電気配線貫通部）の 200°C における許容圧力は、 $2Pd$ を上回る。
- ・ヘッダ（低圧用電気配線貫通部）の 200°C における許容圧力は、 $2Pd$ を上回る。

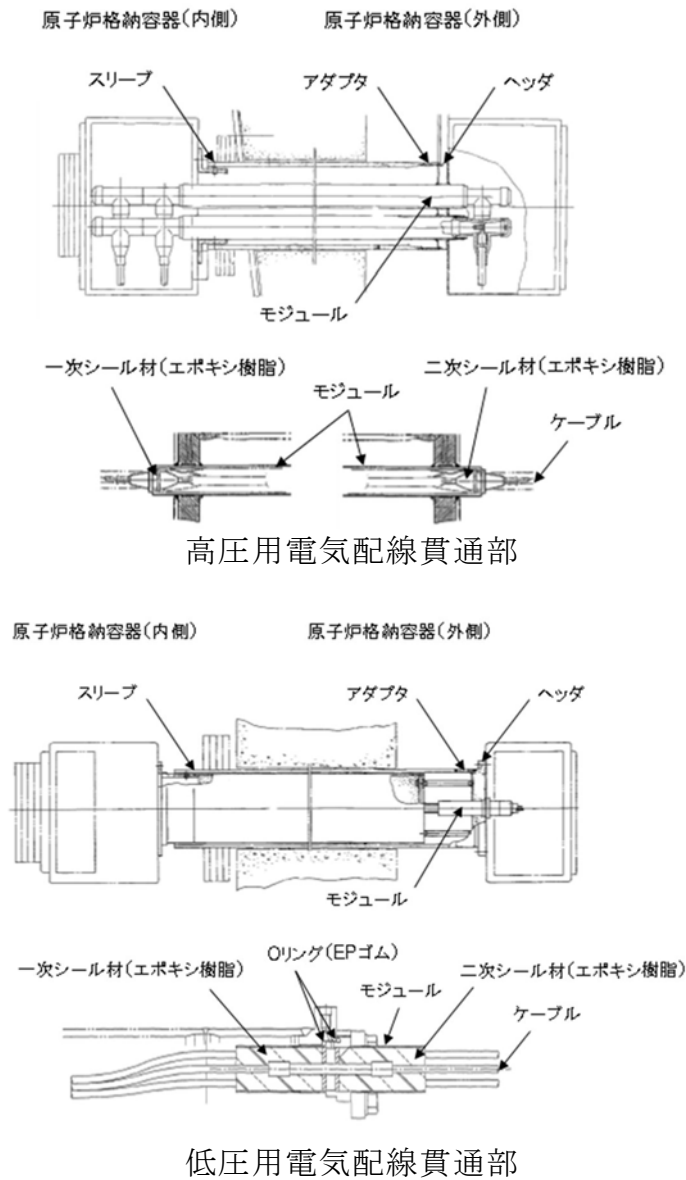
⑦-3 電気配線貫通部（モジュール）

(a) 評価方針

モジュールのシール材には、EPゴム及びエポキシ樹脂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。

本評価では、200℃、2Pdでのモジュールのシール部の健全性確認について、試験結果等を用いた評価を実施する。

モジュールの評価対象を第15図に示す。



第15図 モジュールの評価対象

(b) 評価

モジュールについて、電気ペネ共研、NUPEC試験等の結果を用いて、200℃、2Pdにおける耐漏えい性を評価する。

(c) 評価結果

評価の結果は以下のとおりであり、モジュールについては、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。

- ・200℃、2Pdにおいて漏えいなし。

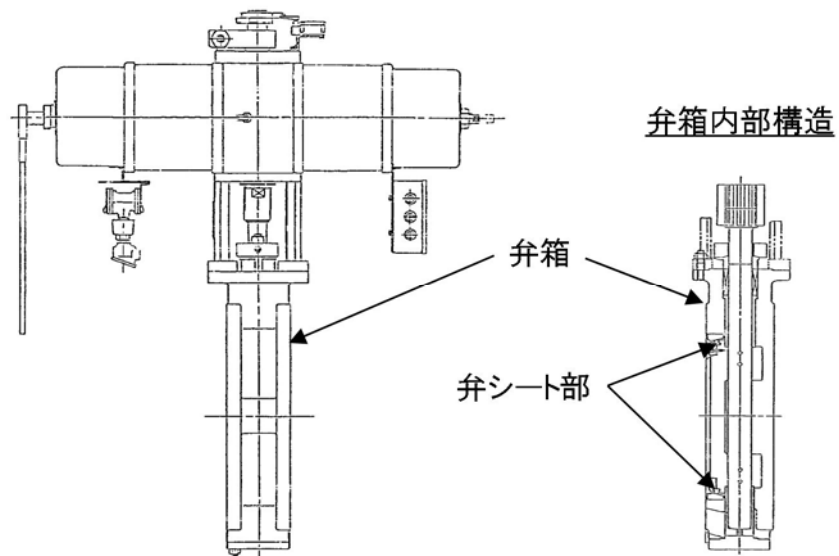
⑧-1 原子炉格納容器隔離弁（不活性ガス系バタフライ弁）

(a) 評価方針

弁シート部にはE P ゴムを使用しているため、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 環境下における弁シート部の隔離機能を確認する。また、弁耐圧部の構造健全性についても確認する。弁シート部のシール材については、改良E P D M製シール材による評価を実施する。

不活性ガス系バタフライ弁の評価対象を第 16 図に示す。



第 16 図 不活性ガス系バタフライ弁の評価対象

(b) 評価

隔離機能は、弁シート材の耐環境性が支配的であるため、200℃、2Pd の環境下での弁シート部への影響を口径 600A のバタフライ弁供試体による蒸気加熱漏えい試験により確認する。また、弁箱の耐圧機能の評価を行う。

(c) 評価結果

評価結果は以下のとおりであり、不活性ガス系バタフライ弁については、200℃、2Pd 環境下でも漏えいせず、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

- ・蒸気加熱漏えい試験を実施した結果、200℃、2Pd 環境下において、弁シート部からの漏えいはなく、弁シート部の隔離機能が維持することを確認している。
- ・当該弁の圧力クラス（圧力温度基準）は 1.03MPa（150LB）であり、弁耐圧部の 200℃における許容圧力は、2Pd を上回る。

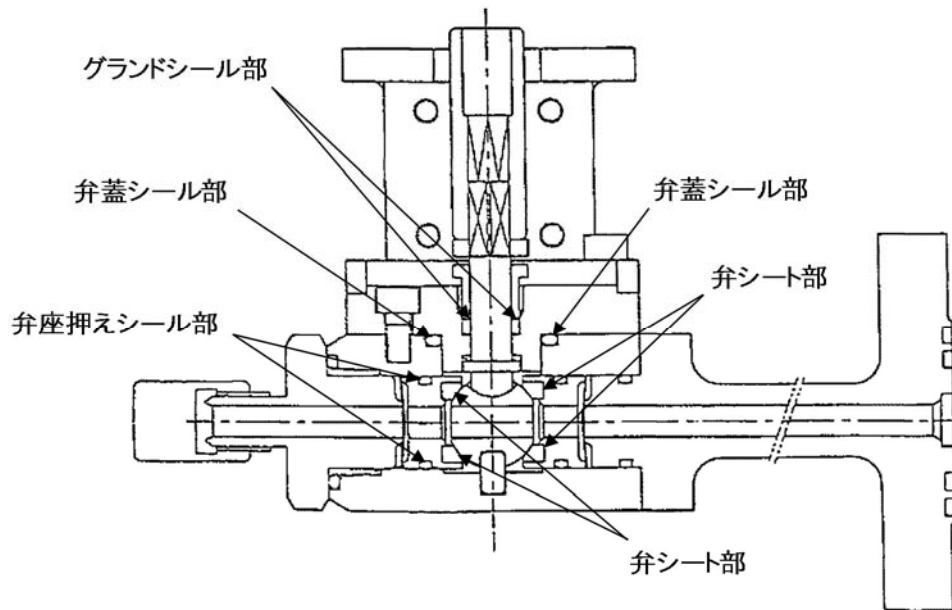
⑧-2 原子炉格納容器隔離弁（T I P ボール弁）

(a) 評価方針

弁シート部，グランドシール部にはフッ素樹脂，弁蓋シール部にはフッ素ゴムを使用しているため，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 環境下におけるシール部の隔離機能を確認する。また，弁耐圧部の構造健全性についても確認する。弁シート部，グランドシール部及び弁蓋シール部のシール材については，改良 E P D M 製シール材による評価を実施する。

T I P ボール弁の評価対象を第 17 図に示す。



第 17 図 T I P ボール弁評価対象

(b) 評価

隔離機能は、シール材の耐環境性が支配的であるため、200℃、2Pd環境下においてシール材の耐性があることを確認する。また、弁箱の耐圧機能の評価を行う。

(c) 評価結果

評価結果は以下のとおりであり、TIP ボール弁については、200℃、2Pd環境下でも漏えいに至らず、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

- ・弁シート部、グランドシール部及び弁蓋シール部に使用する改良EPDM製シール材については、圧縮永久ひずみ試験結果から、200℃、2Pd環境下においても、耐性を有している。
- ・当該弁の圧力クラス（圧力温度基準）は1.03MPa（150LB）であり、弁耐圧部の200℃における許容圧力は、2Pdを上回る。

(5) まとめ

東海第二発電所の原子炉格納容器本体・ハッチ類，配管貫通部，電気配線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁について，200℃，2Pd の環境下で構造健全性及びシール部の機能維持が確保されることを確認した。

なお，確認結果まとめを第3表に示す。

第3表 評価結果まとめ (1/2)

評価対象	評価点	評価方法	評価条件	評価値*1	判定基準	評価結果
原子炉格納容器本体	一般構造部	設計・建設規格を準用 既工認の評価値を準用 した評価	200℃ 2Pd	許容圧力：0.693MPa[gage] (円筒胴部) 発生応力：[]	[] [gage] (2Pd+SA 時の 水頭圧)以上 281MPa 以下	破断せず
	構造不連続部	既工認の評価値を準用 した評価	200℃ 2Pd	発生応力：[] (疲労累積係数：[])	422MPa 以下 (疲労累積係数 1 以下)	破断せず (1 以下)
トップヘッドフランジ	構造部 (フランジ・ボルト)	フランジ：PVE-3700 ボルト：工認手法	2Pd	発生圧力(フランジ)：185MPa 発生応力(ボルト)：[]	422MPa 以下 576MPa 以下	破断せず
	シール部 (フランジ・ガスケット)	有限要素法 (FEM) ガスケット試験	200℃ 2Pd	開口量：[] (内側), [] (外側)	許容開口量 [] 以下	シール機能維持**2
機器搬入用ハッチ	構造部 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト)	既工認の評価値を準用 した評価 設計・建設規格準用 工認手法	200℃ 2Pd	発生応力：[] 許容圧力(円筒胴)：2.445MPa[gage] 許容圧力(鏡板)：10.110MPa[gage] 発生応力(ボルト)：[]	422MPa 以下 0.62MPa[gage] (2Pd) 以上 0.62MPa[gage] (2Pd) 以上 576MPa 以下	破断せず
	シール部 (フランジ・ガスケット)	有限要素法 (FEM) ガスケット試験	200℃ 2Pd	開口量：[] (内側), [] (外側)	許容開口量 [] 以下	シール機能維持**2
サブプレッション・チェンバアクセスハッチ	構造部 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト)	既工認の評価値を準用 した評価 設計・建設規格準用 工認手法	200℃ 2Pd	発生応力：[] 許容圧力(円筒胴)：4.493MPa[gage] 許容圧力(鏡板)：10.637MPa[gage] 発生応力(ボルト)：[]	422MPa 以下 [] [gage] (2Pd+SA 時の 水頭圧)以上 576MPa 以下	破断せず
	シール部 (フランジ・ガスケット)	有限要素法 (FEM) ガスケット試験	200℃ 2Pd	開口量：[] (内側), [] (外側)	許容開口量 [] 以下	シール機能維持**2
所員用エアロック	構造部 (円筒胴)	設計・建設規格を準用	2Pd	許容圧力：3.716MPa[gage]	0.62MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
	構造部 (隔壁)	既工認の評価値を準用 した評価	2Pd	発生応力：[]	422MPa 以下	破断せず
	シール部 (扉板シール部)	機械工学便覧 ガスケット試験	200℃ 2Pd	開口量：[]	許容開口量 [] 以下	シール機能維持**2
	シール部 (その他シール部)	ガスケット試験 材料仕様	200℃	200℃以上	200℃以上	シール機能維持**3

※1：複数評価している項目は最も厳しい値を記載

※4：試験結果により許容漏えい量以下であることを確認

※2：ガスケットの試験結果に基づき設定した許容開口量以下であることを確認

※3：ガスケットの試験結果又は材料仕様により耐性を確認

第3表 評価結果まとめ (2/2)

評価対象		評価点	評価方法	評価条件	評価値 ^{※1}	判定基準	評価結果
配管貫通部	接続配管	同左	代表配管：PPC-3520, PPC-3530	200℃ 2Pd	発生応力(X-31)：169MPa	許容応力(257MPa)以下	破断せず [※]
	スリーブ	スリーブ本体	設計・建設規格を準用	2Pd	許容圧力(X-18)：26.617MPa[gage]	0.62MPa[gage](2Pd)以上	破断せず [※]
		スリーブ取付部	工認手法	2Pd	発生応力(X-31)：250MPa	許容応力(422MPa)以下	破断せず [※]
	平板類	構造部(ボルト締め平板)	設計・建設規格を準用	2Pd	許容圧力(X-28)：1.90MPa[gage]	0.62MPa[gage](2Pd)以上	破断せず [※]
		構造部(フランジ, ボルト)	J I S B 8265	2Pd	発生応力(X-28フランジ)：124MPa 総有効断面積(X-28ボルト)：1.212×10 ³ mm ²	許容応力(281MPa)以下 必要有効断面積(6.675×10 ³ mm ²)以上	破断せず [※]
		シール部(フランジ・ガスケット)	文献の理論式	200℃ 2Pd	開口量：[]	許容開口量[]以下	シール機能維持 ^{※2}
	セーフエンド	同左	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力(X-18)：4.529MPa[gage]	0.62MPa[gage](2Pd)以上	破断せず [※]
伸縮継手	同左	設計・建設規格を準用	2Pd	疲労累積係数(X-14)：[]	疲労累積係数1以下	1以下	
電気配線貫通部	アダプタ	同左	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力(高圧)：10.645MPa[gage] 許容圧力(低圧)：10.619MPa[gage]	0.62MPa[gage](2Pd)以上	破断せず [※]
	ヘッダ	同左	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力(高圧)：27.948MPa[gage] 許容圧力(低圧)：10.69MPa[gage]	0.62MPa[gage](2Pd)以上	破断せず [※]
	モジュール	シール部(モジュール)	電気ペネ共研, NUPEC試験	200℃ 2Pd	漏えいなし	設計漏えい量以下	シール機能維持 ^{※4}
原子炉格納容器隔離弁	不活性ガス系 バタフライ弁	弁箱	レーティング設計	200℃ 2Pd	許容圧力：1.40MPa[gage]	0.62MPa[gage](2Pd)以上	破断せず [※]
		弁シート部	漏えい確認試験	200℃ 2Pd	漏えいなし	設計漏えい量以下	シール機能維持 ^{※4}
	T I P ボール弁	弁箱	レーティング設計	200℃ 2Pd	許容圧力：1.32MPa[gage]	0.62MPa[gage](2Pd)以上	破断せず [※]
		シール部	ガスケット試験	200℃ 2Pd	200℃以上	200℃以上	シール機能維持 ^{※3}

※1：複数評価している項目は最も厳しい値を記載

※4：試験結果により許容漏えい量以下であることを確認

※2：ガスケットの試験結果に基づき設定した許容開口量以下であることを確認

※3：ガスケットの試験結果又は材料仕様により耐性を確認

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, 以下の構成で健全性を確認する。

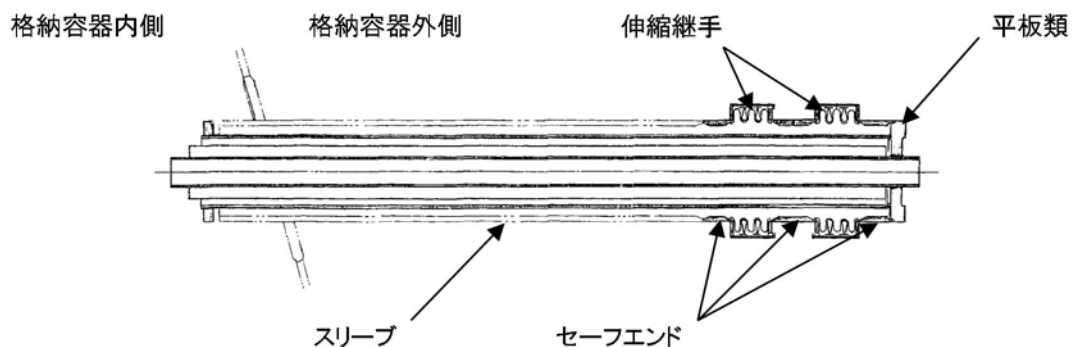
6.2 項では, 配管貫通部（接続配管）の構造健全性を確認する。

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する。

したがって、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。接続配管の評価では、拘束条件として、厳しくなる接続配管の第 1 拘束点までの距離及び配管口径の比が最も小さい箇所であり、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-3520, PPC-3530 に規定される一次応力, 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
B_1	—	応力係数で、PPB-3810 で規定する値
B_2	—	応力係数で、PPB-3810 で規定する値
D_0	mm	管の外径
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
$S_{p r m}$	MPa	一次応力
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-3520, 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。

- ・一次応力 (S_{prm}) [設計・建設規格 PPC-3520(1)b.]

$$S_{prm} = \frac{B_1 PD_o}{2t} + \frac{B_2 M_a}{Z} \leq 1.5 S_h$$

- ・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

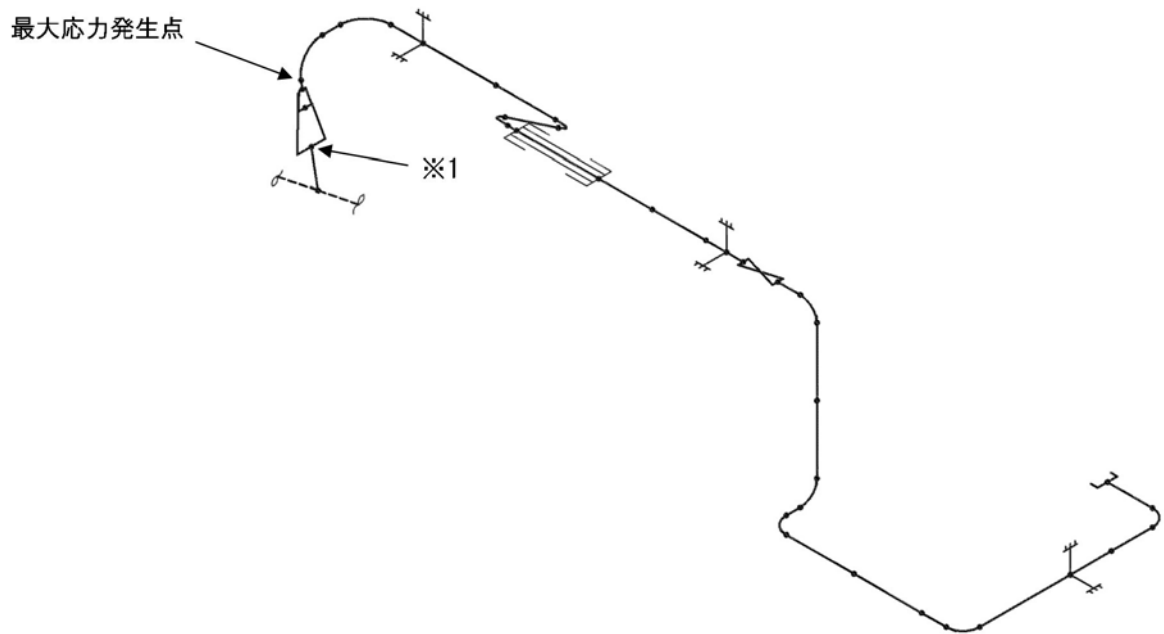
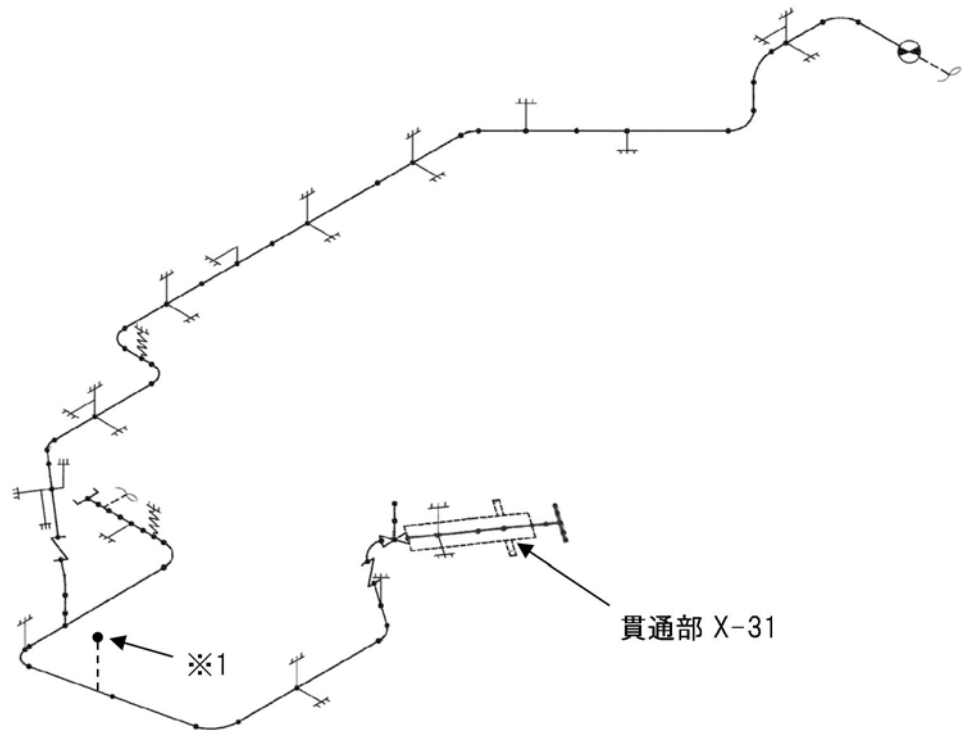
解析モデルを第 6-2 図，解析結果を第 6-4 表に示す。

貫通部 X-31 の接続配管について、設計・建設規格 PPC-3520, 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	
	発生応力	許容応力	発生応力	許容応力
X-31	39	150	169	257



第 6-2 図 解析モデル図 (X-31)

接続配管の評価対象について

接続配管の評価では、拘束条件として、厳しくなる接続配管の第1拘束点までの距離及び配管口径の比が最も小さい箇所であり、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

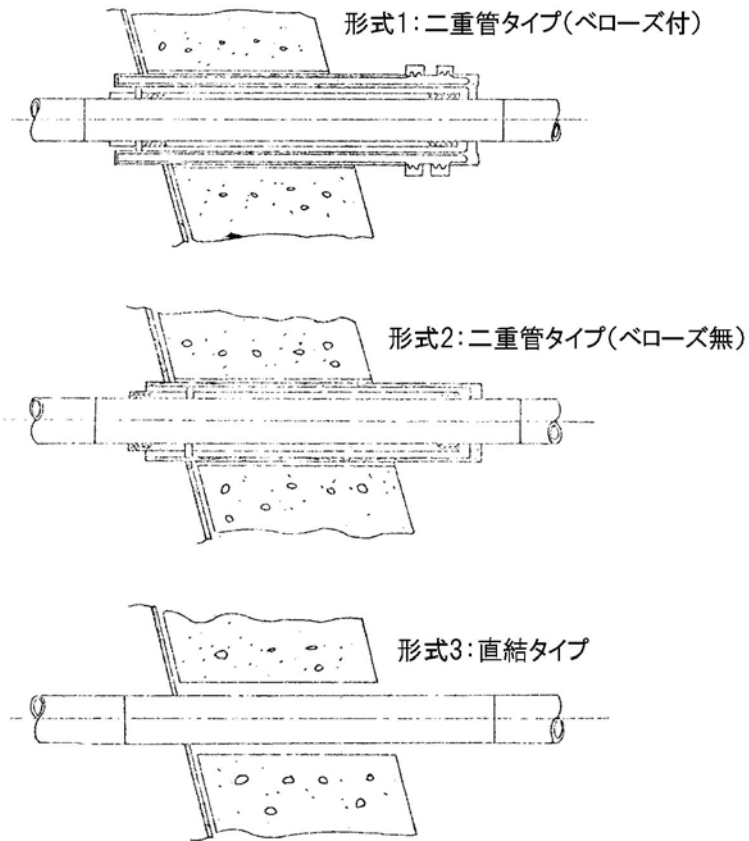
配管貫通部の構造は第6.2-1(1)図に示すとおり、以下の3つに区分される。

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。

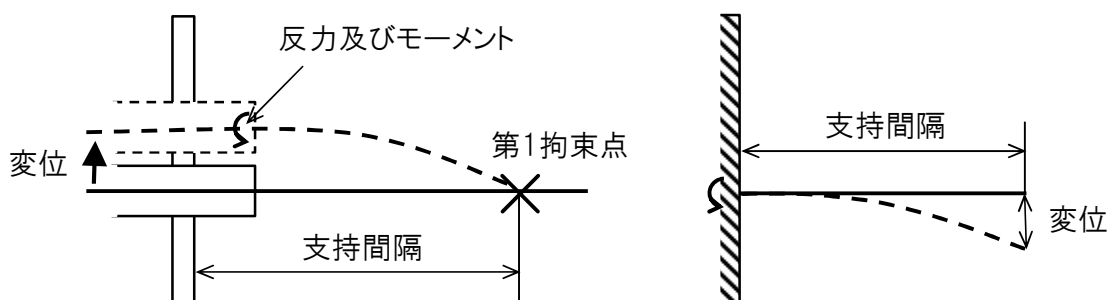


第 6. 2-1 (1) 図 配管貫通部の構造図

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

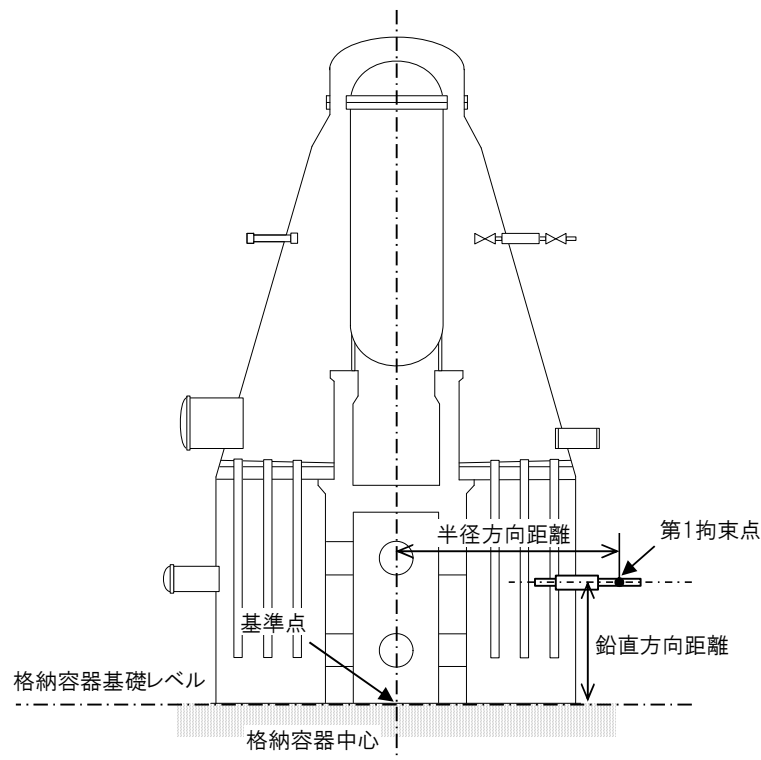
δ : 貫通部変位 L : 支持間隔

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 ($\times 10^6 \text{N}\cdot\text{mm}$)	L/D (-)
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する。

したがって、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。

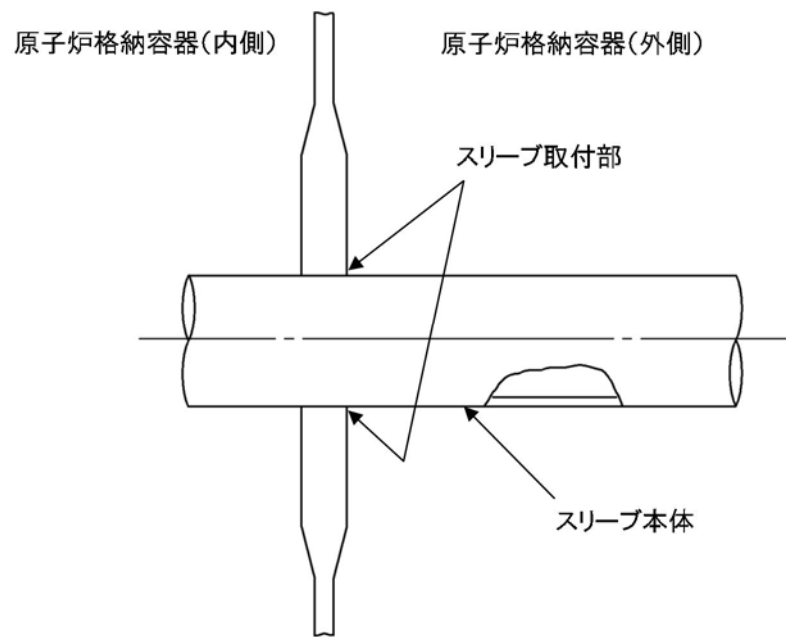
このため、200℃、2Pd でのスリーブの健全性確認について、第 6-5 表に示す評価方法により評価を実施する。

スリーブ本体の評価は、配管厚さと口径の比が最も小さくなる箇所が内圧による発生応力が大きくなるため、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最大となる作用することから、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。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 2/3Su 値を使用)	281
η	継手効率 (—)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	
D_o	管台の外径 (mm)	
P	200°Cにおける許容圧力 [MPa]	26.617
26.617MPa > 0.62MPa (2Pd)		

(2) スリーブ取付部

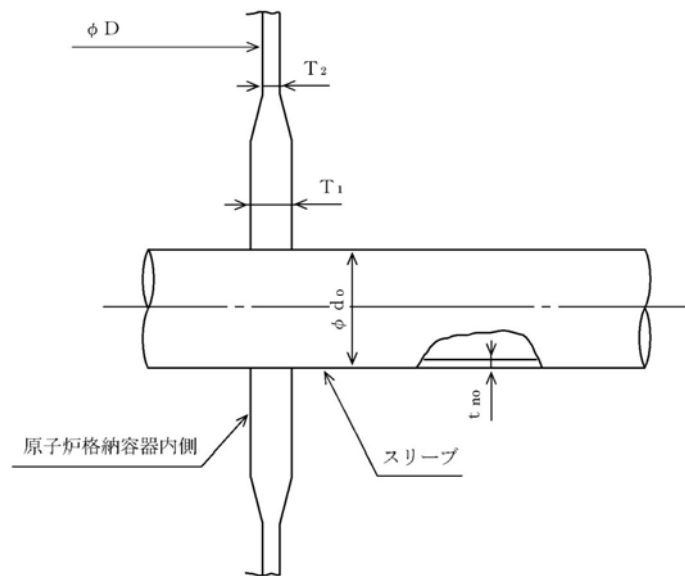
貫通部 X-31 の貫通配管解析の結果で得られた配管反力に基づき、スリーブ取付部について、既工認と同様の評価手法で発生応力を算出し、許容値を満足することを確認する。

発生応力は、死荷重及び内圧による一次応力、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応力、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。

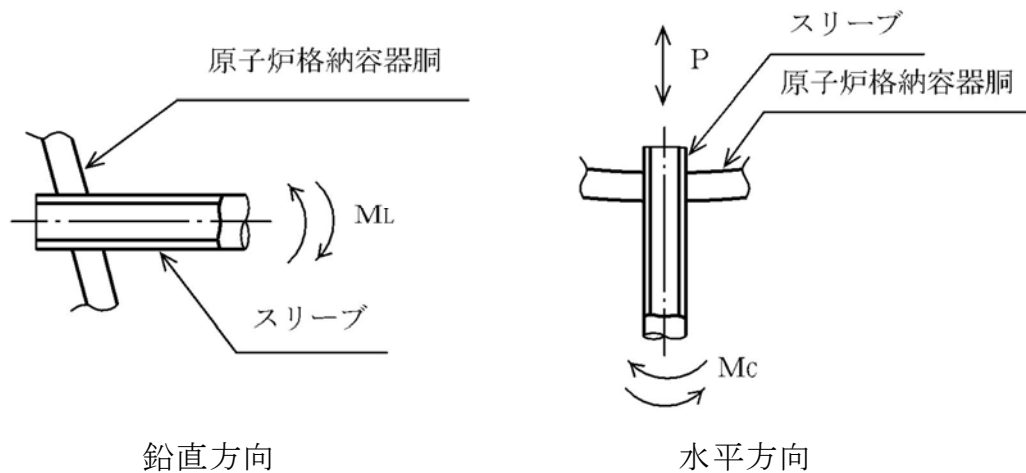
記号	単位	説明
A	mm ²	断面積
d_O	mm	直径
M_C	N・mm	水平方向モーメント
M_L	N・mm	鉛直方向モーメント
P	MPa	内圧, 軸方向荷重
P_b	MPa	一次曲げ応力
P_L	MPa	一次局部応力
Q	MPa	二次応力
D	mm	原子炉格納容器の内径
S	MPa	許容引張応力
T	mm	原子炉格納容器胴の厚さ
t_{no}	mm	スリーブの厚さ
Z	mm ³	断面係数
ν	—	ポアソン比
σ_ℓ	MPa	軸方向応力
σ_t	MPa	円周方向応力
τ	MPa	せん断応力

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

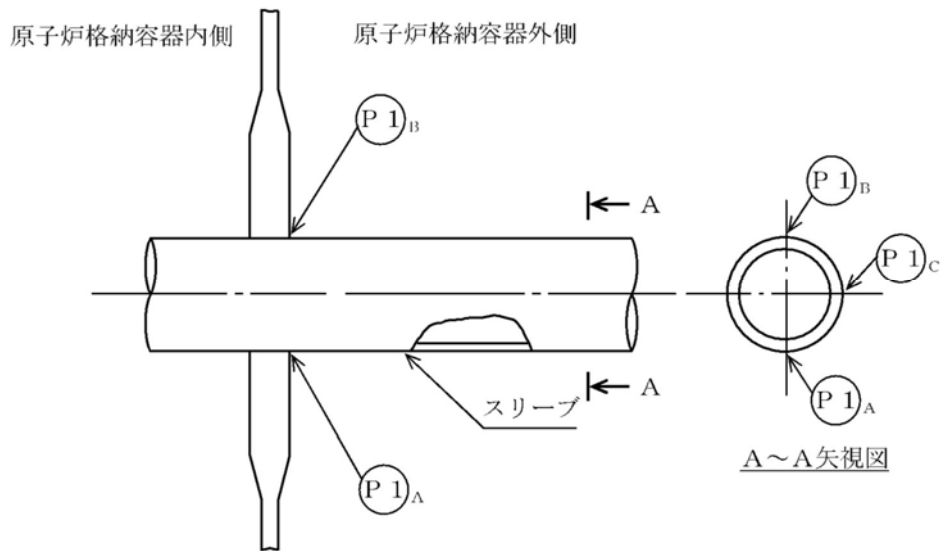
部位	材料	一次応力	一次+二次応力
		$P_L + P_b$	$P_L + P_b + Q$
原子炉格納容器胴	SA516 Gr. 70 (SGV480 相当)	422MPa (=Su)	393MPa (=3S)

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

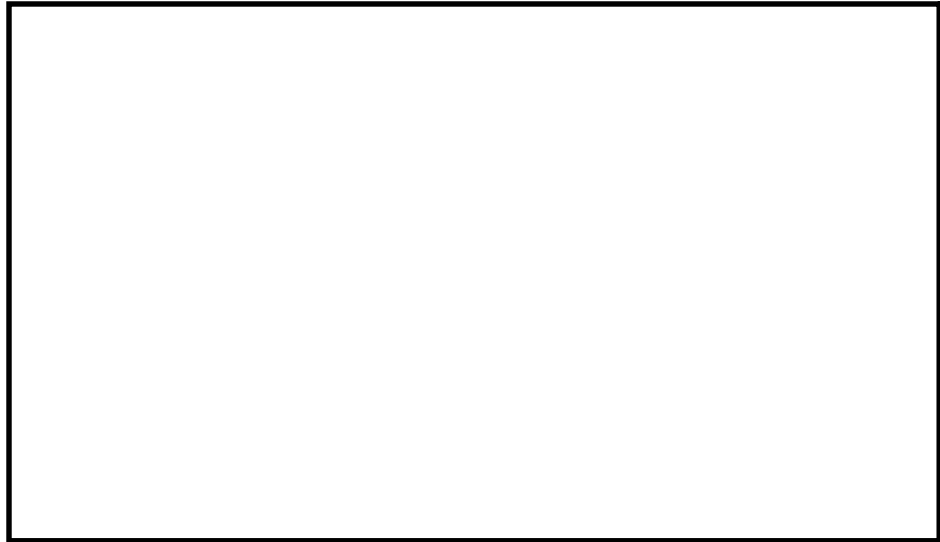
応力評価点番号	貫通部番号	応力評価点
P1-A, P1-B, P1-C	X-31	原子炉格納容器胴とスリーブの取付部（胴側）



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，一次応力，一次＋二次応力の許容値を下回る。

組合せ荷重による応力評価結果を第 6-10(1)表，第 6-10(2)表に示す。

第 6-10(1)表 材料の許容応力（一次応力）

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	一次応力	P1-A	242MPa	422MPa
			P1-B	250MPa	
			P1-C	245MPa	

第 6-10(2)表 材料の許容応力（一次＋二次応力）

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する。

したがって，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。

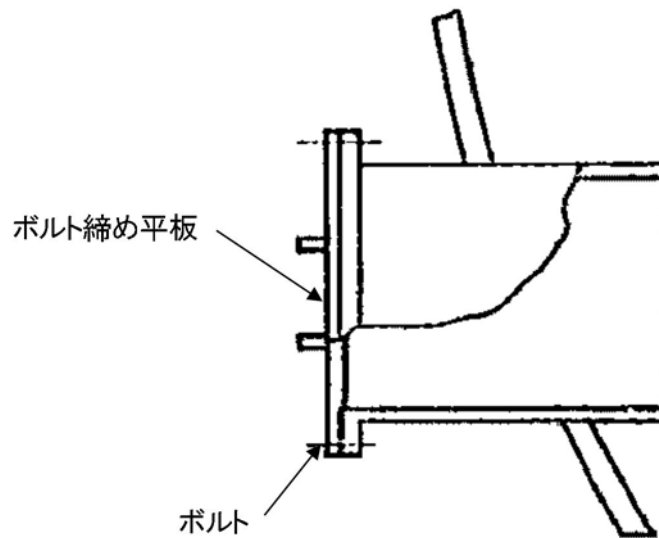
このため，200℃，2Pd での平板類の健全性確認について，第 6-11 表に示す評価方法により評価を実施する。シール部については，改良 EPDM 製シール材による評価を実施する。

平板類は，配管厚さと口径の比が最も小さくなる箇所が内圧による発生応力が大きくなるため，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。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	許容圧力
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 2/3Su 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）

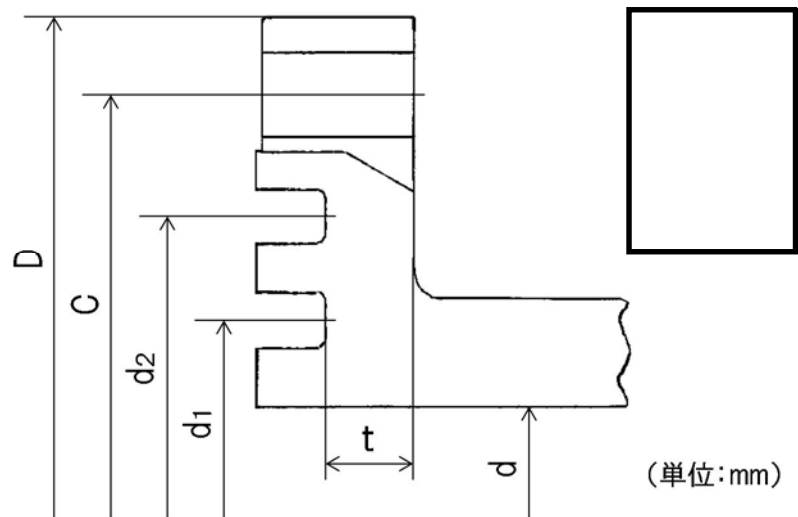
貫通部 X-28 のフランジ部について，J I S B 8 2 6 5「圧力容器の構造—一般事項」を用いて， $2Pd$ におけるフランジの発生応力が許容応力を下回ること及びボルトの必要総有効断面積が，ボルトの総有効断面積を下回ることを確認する。

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。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	<div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>
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	
		発生応力	許容応力
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	<input type="text"/>
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 時間
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%

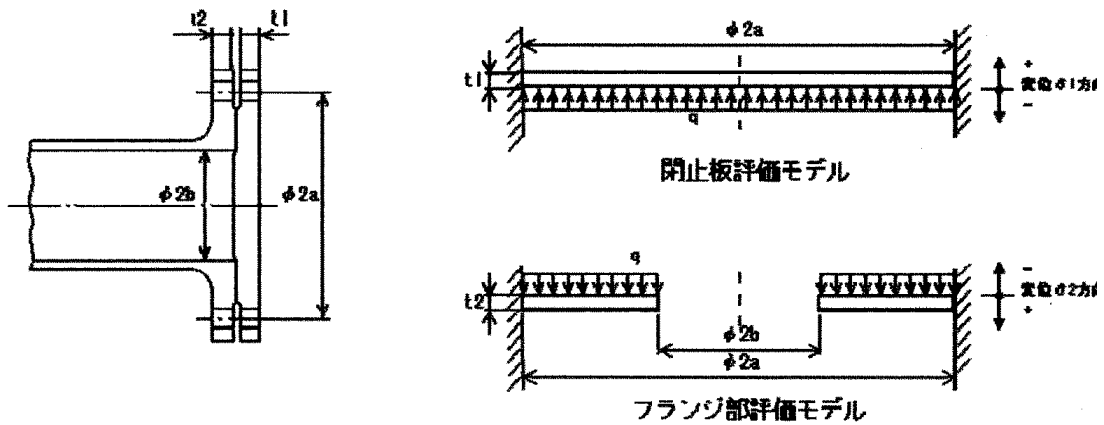
※3 の平均値

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

*1: 出典「ROARK'S FORMULAS FOR STRESS AND STRAIN EIGHTH EDITION」

*2: 保守的に、はりの最大変位量をシール部の変位量とみなす

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する。

したがって、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。

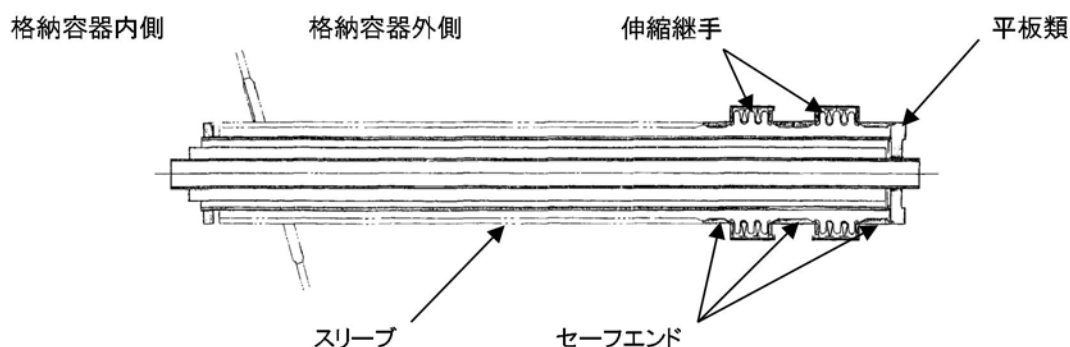
このため、200℃、2Pd でのセーフエンドの健全性確認について、第 6-17 表に示す評価方法により評価を実施する。

セーフエンドは、配管厚さと口径の比が最も小さくなる箇所が内圧による発生応力が大きくなるため、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	規格方法
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、 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 2/3Su 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する。

したがって、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。

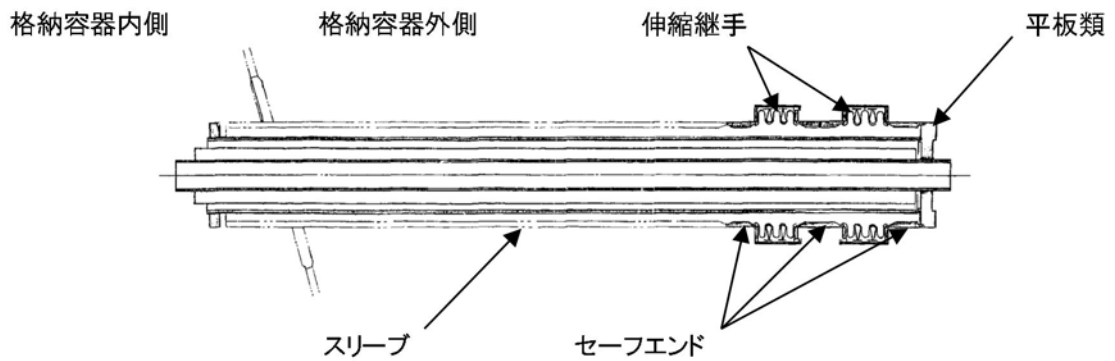
このため、200℃、2Pd での伸縮継手の健全性確認について、第 6-18 表に示す評価方法により評価を実施する。

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い配管貫通部 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	規格方法
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)	
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。