資料１－２－２

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 8 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.　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.　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……2-26

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.　所員用エアロック

5.1　評価方針……5-1

5.2　評価……5-6

5.3　評価結果……5-12

6.　配管貫通部

6.1　概要……6-1

6.2　配管貫通部（接続配管）……6-2

6.2.1　評価方針……6-2

6.2.2　評価……6-3

6.2.3　評価結果……6-5

6.3　配管貫通部（スリーブ）……6-11

6.3.1　評価方針……6-11

6.3.2　評価……6-13

6.3.3　評価結果……6-19

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･･7-15

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（TIP 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ＥＰＤＭ材における各試験について
参考資料２　改良ＥＰＤＭ材の圧縮永久ひずみ試験について
参考資料３　実機フランジ試験の概要について
参考資料４　改良ＥＰＤＭ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ＥＰＤＭ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 SA 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（TIP：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.　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型のドライウェル，鋼製円筒型のサプレッション・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ェル 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）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「ＮＵＰＥＣ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.　ＮＵＰＥＣ試験」では，Mark-Ⅱ改良型鋼製格納容器を模擬した 1／10 スケールの試験体が破損するまで加圧する試験を実施した結果，約 4.6MPa[gage]まで破損が生じない結果となっている。

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

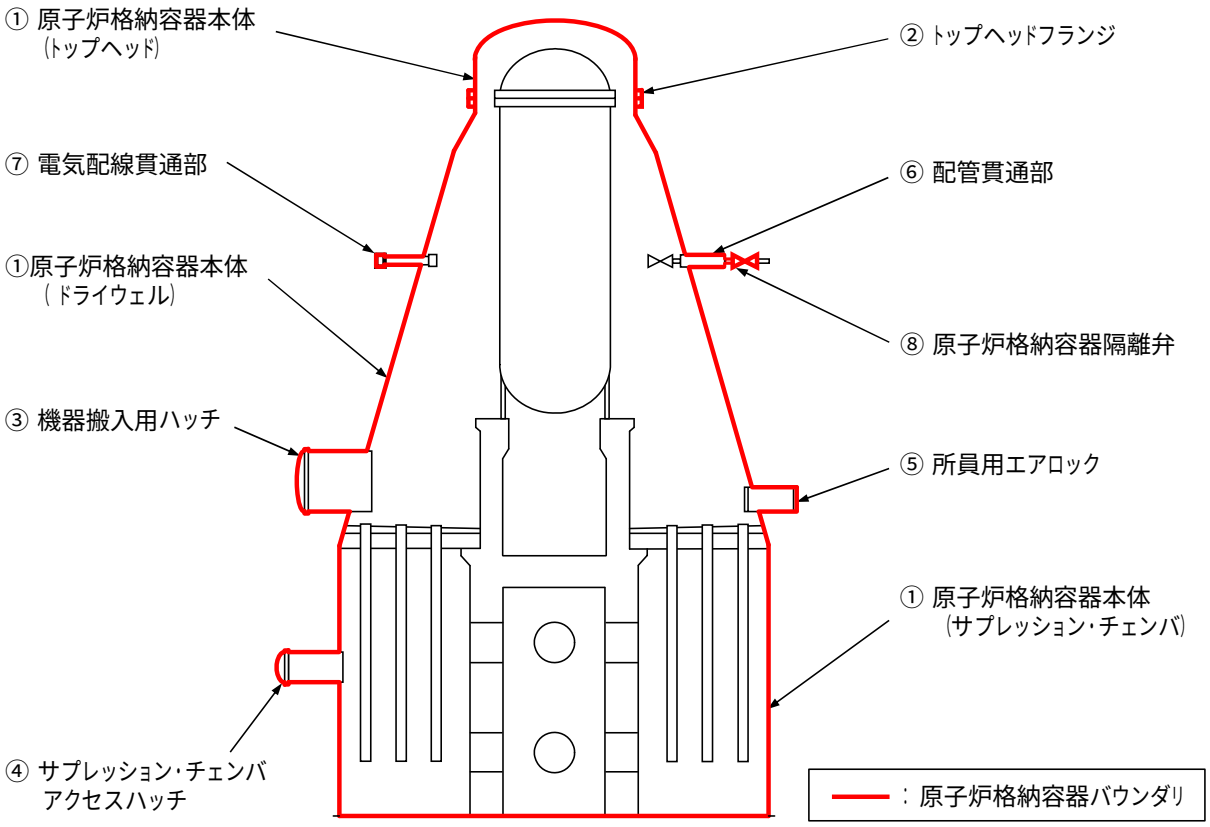
・平板類※，セーフエンド，伸縮継手

※：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

4

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	－
	ヘッダ	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

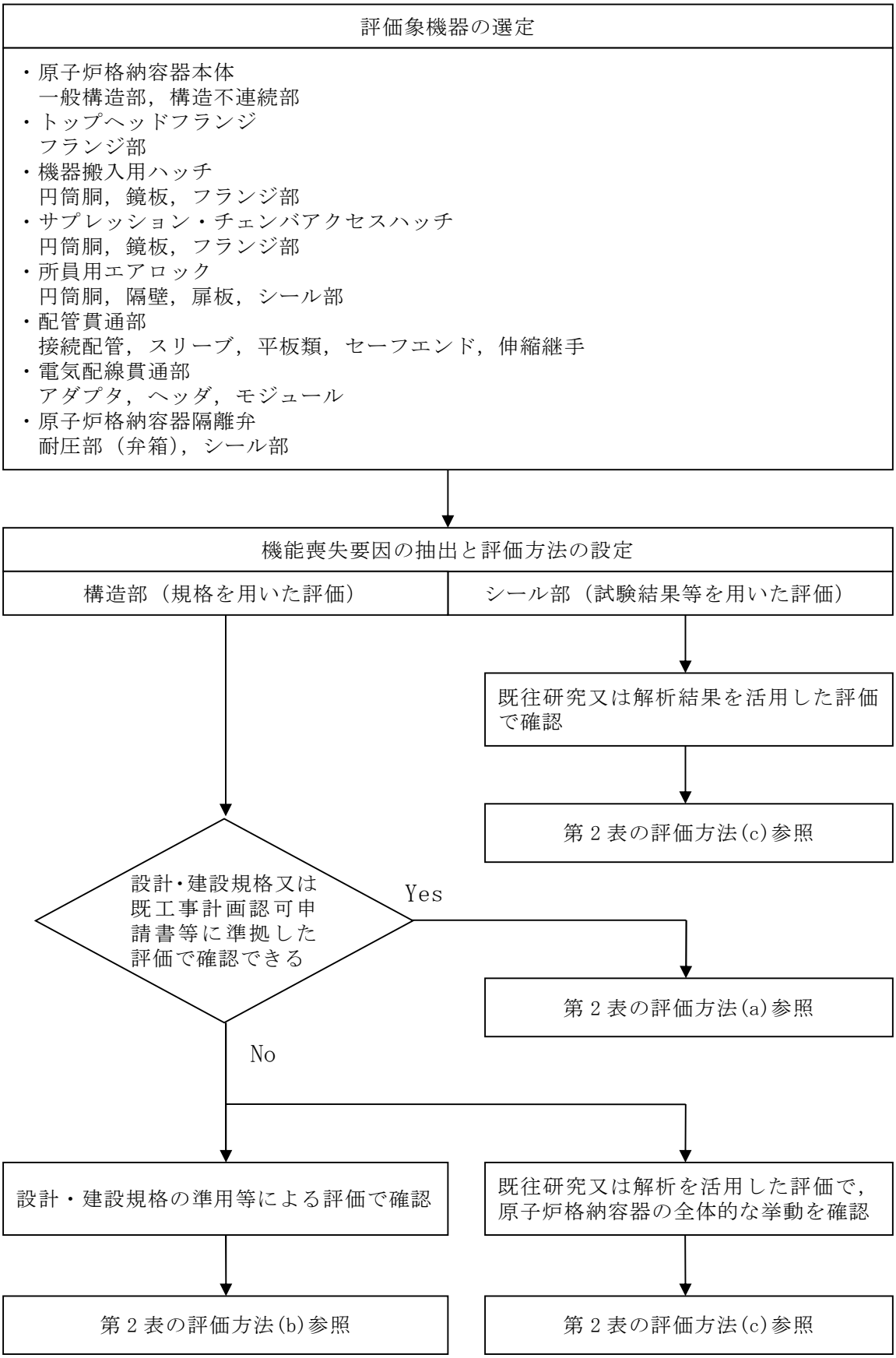
各評価対象に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し，以下の(a)～(c)のいずれかの方法により評価し，200℃，2Pd の環境下での構造健全性及びシール部の機能維持を確認する。

(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。））ＪＳＭＥ　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

7

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 $2/3S_u$ 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
			(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果より，原子炉格納容器全体の破壊挙動を評価。（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。）	0.62MPa[gage]（2Pd)以上（疲労累積係数１以下）
		延性破壊（構造不連続部）	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果より，局部破損を評価。	破損がないこと
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)	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。	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）	(c)	実機モデルの FEM 解析により，200℃，2Pd における応力評価を実施。	0.62MPa[gage]（2Pd)以上
			(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
			(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
	サプレッション・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)	実機モデルの FEM 解析により，200℃，2Pd における応力評価を実施。	0.62MPa[gage]（2Pd)以上
			(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
			(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)	実機モデルの FEM 解析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
		延性破壊（隔壁）	(b)	既工認の評価値を用いて，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（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，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，JIS B8265 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
電気配線貫通部	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。	シール部が健全であること
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)を実施。	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，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

9

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

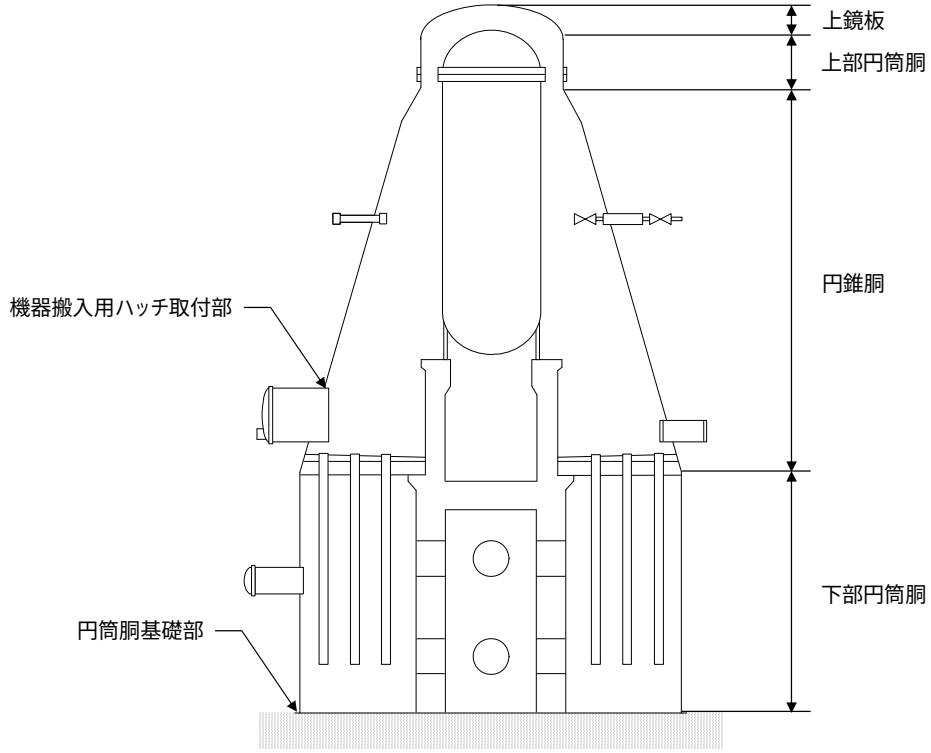
原子炉格納容器本体は，円錐フラスタム型のドライウェル，円筒形のサプレッション・チェンバから構成されている。

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。

従って，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，有限要素法を用いた解析結果及び試験結果等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，有限要素法を用いた弾塑性解析結果から，200℃，2Pd における原子炉格納容器全体の破壊挙動及び局部的なひずみ集中による破壊の有無について評価した。

なお，本評価においては，繰り返し荷重に伴う疲労破壊については考慮する必要はないが，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，応力増加に伴い局部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。当該部に発生する一次＋二次応力が許容値を超えた場合は，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，原子炉格納容器については，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。

・簡易評価の結果，一般構造部の許容圧力は 2Pd 以上であり，200℃，2Pd 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。

・有限要素法による評価の結果，原子炉格納容器全体が破壊に至るのは 4.6Pd と評価され，評価圧力 2Pd を上回ることを確認した。

・機器搬入用ハッチ取付部やサプレッション・チェンバアクセスハッチ取付部において，局部的に塑性ひずみが発生しているが，200℃，2Pd における増分はごくわずかであり，ひずみ集中による局部的な破損が発生することはない。

なお，機器搬入用ハッチ取付部やサプレッション・チェンバアクセスハッチ取付部等においては，内圧上昇に伴い開口部の楕円変形する可能性があるが，本解析の結果から，楕円変形の様相はみられない。

・原子炉格納容器基部の一次＋二次応力は許容応力を超えるが，疲労累積係数は，許容値 1 以下である。

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考えることができる。

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。

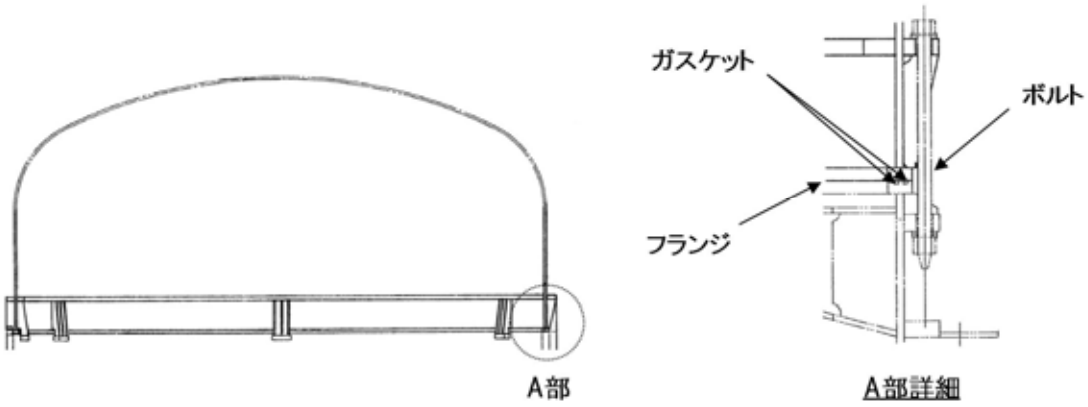
また，フランジが開口してもフランジの密閉性を担保しているシール材が健全であれば，シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができるが，重大事故環境に晒されると，シール材が高温劣化し，フランジの開口に追従できなくなりシール機能の低下が想定される。

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 EPDM 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℃，2Pd 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℃，2Pd 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℃，2Pd 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，JIS 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 EPDM 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。

15

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ており，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。

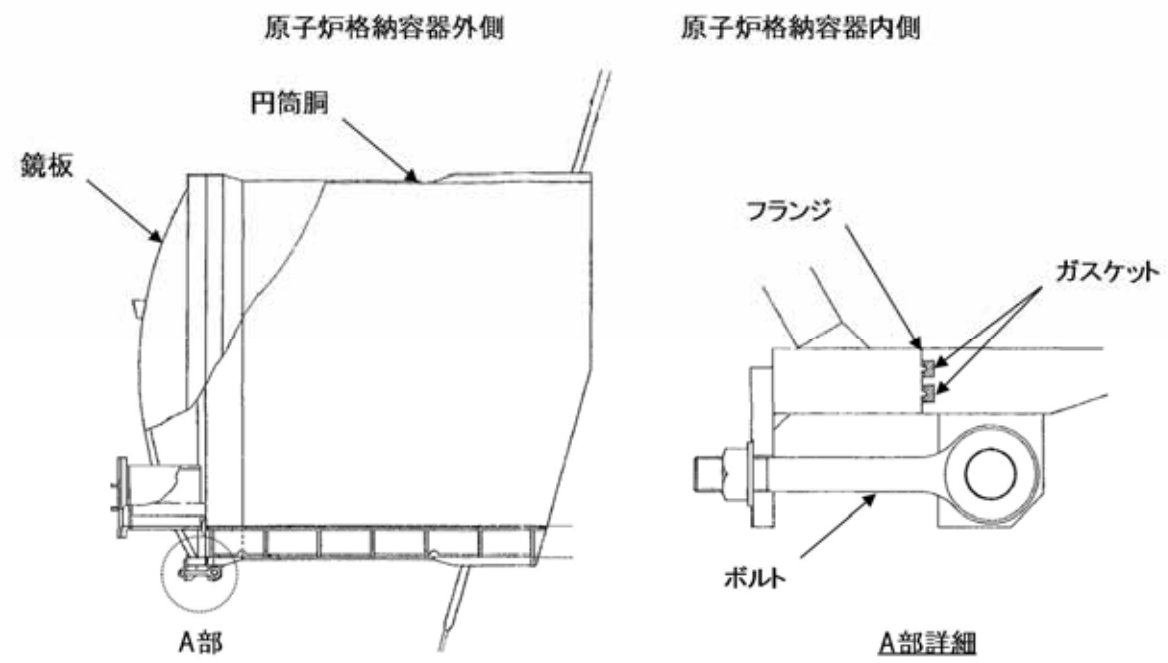
機器搬入用ハッチの設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃，2Pd の条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないことから，脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

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 EPDM 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評価として，機器搬入用ハッチのうち内圧による荷重を受け止める部位のうち，円筒胴，鏡板，フランジについて，東海第二発電所で実施した有限要素法による弾塑性解析結果を参照し，200℃，2Pd における延性破壊の有無を確認する。

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。

機器搬入用ハッチの締付けボルトについて，200℃，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，機器搬入用ハッチ部における開口量の評価を行

17

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，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。

・機器搬入用ハッチの構造健全性について，有限要素法を用いた弾塑性解析結果から，200℃，2Pd における延性破壊の有無を確認した結果，機器搬入用ハッチの円筒胴，鏡板，フランジは，相当塑性ひずみは発生しておらず，弾性範囲にあると判断する。

・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 EPDM 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ており，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考えることができる。

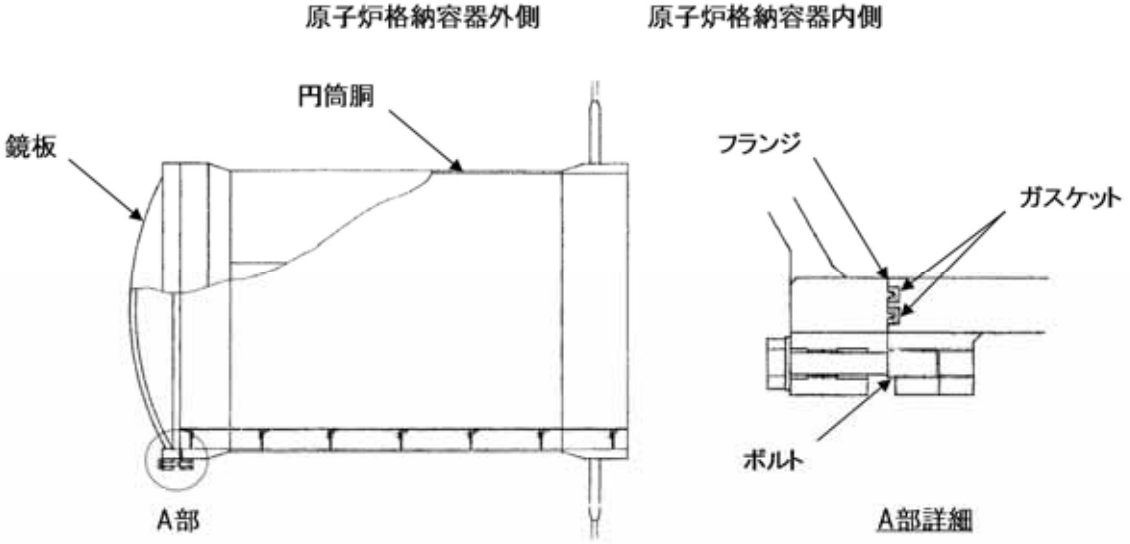
したがって，サプレッション・チェンバアクセスハッチの機能喪失要因は，原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊，また，フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

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 EPDM 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。

19



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

サプレッション・チェンバアクセスハッチの構造健全性評価として，機器搬入用ハッチのうち内圧による荷重を受け止める部位のうち，円筒胴，鏡板，フランジについて，東海第二発電所で実施した有限要素法による弾塑性解析結果を参照し，200℃，2Pd における発生応力及び塑性ひずみを確認する。

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℃，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。

・サプレッション・チェンバアクセスハッチの構造健全性について，有限要素法を用いた弾塑性解析結果から，200℃，2Pd における延性破壊の有無を確認した結果，機器搬入用ハッチの円筒胴，鏡板，フランジは，相当塑性ひずみは発生しておらず，弾性範囲にあると判断する。

・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 において健全で圧力ある。

・ガスケット（改良 EPDM 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。

21

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。

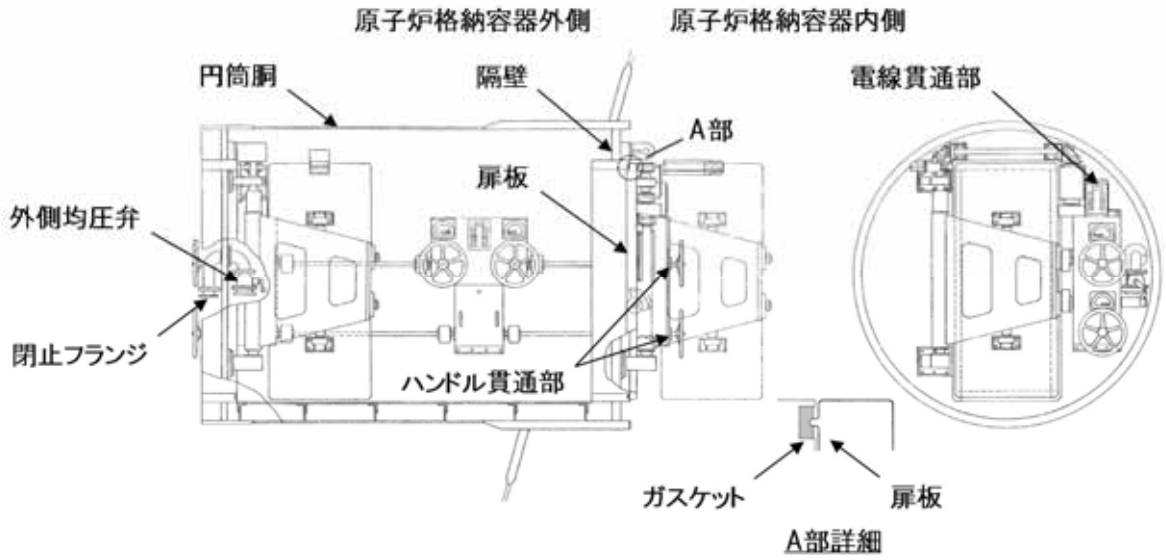
従って，所員用エアロックの機能喪失要因は，高温状態で内圧を受け，過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

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。

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 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。

23

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，許容圧力を求め，2Pd を上回ることを確認する。

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結果，2Pd を上回ることを確認した。
- ガスケット（改良 EPDM 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。

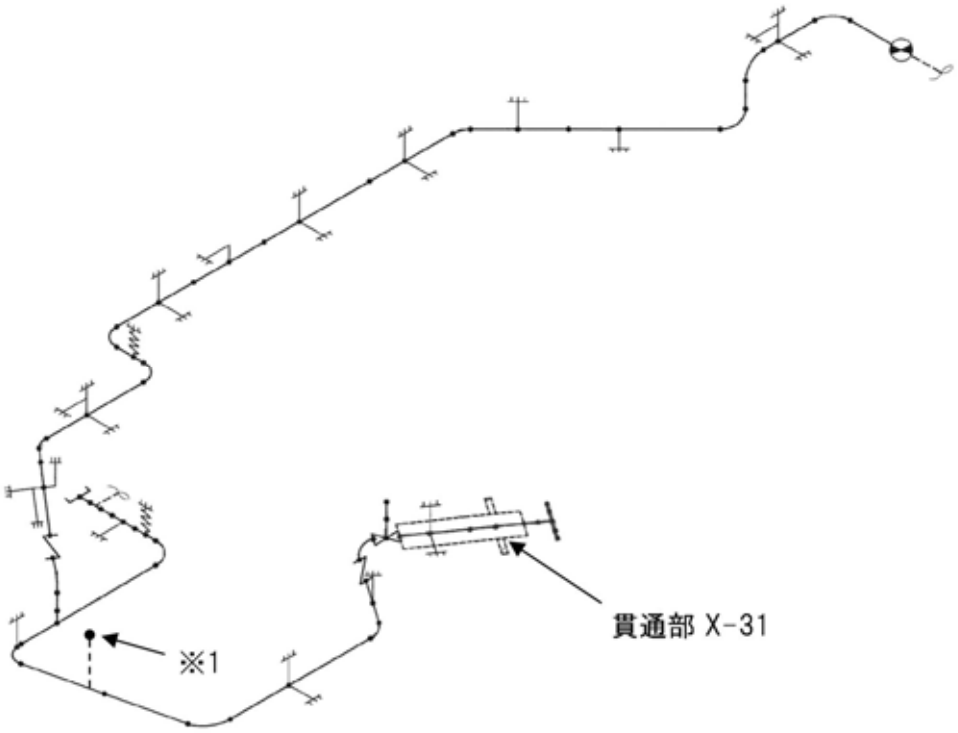
接続配管の設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊，座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃，2Pd の条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないこと，圧縮力が接続配管に生じないことから，脆性破壊，疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

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。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。

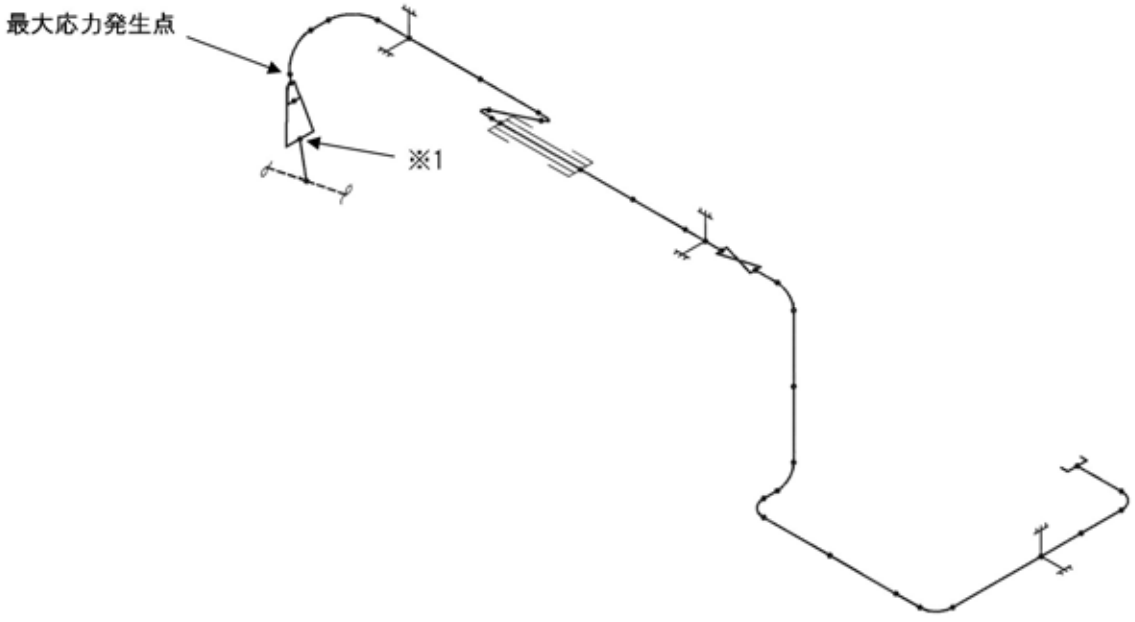
本評価では，200℃，2Pd での接続配管の構造部における健全性確認について，規格を用いた評価を実施する。

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。

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）

26

(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。

27

⑥-2　配管貫通部（スリーブ）

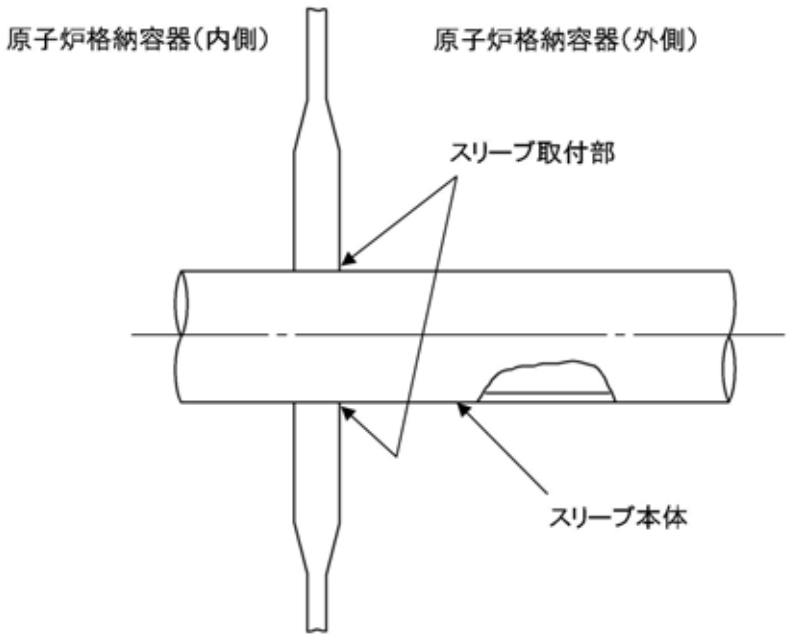
(a)　評価方針

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，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

28

(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℃，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℃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℃，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）

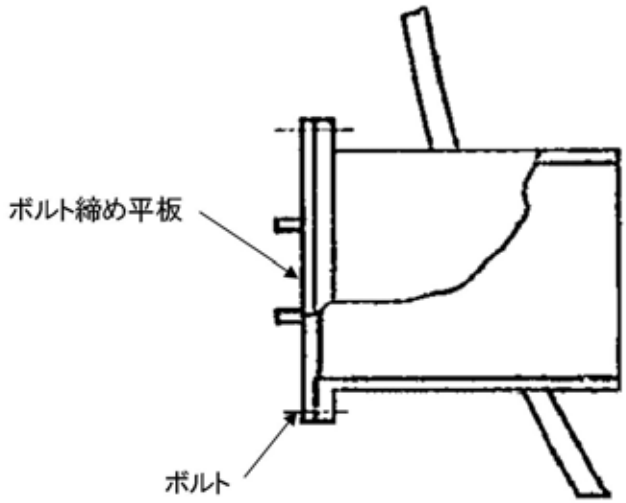
(a)　評価方針

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，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 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

30

(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，ＪＩＳ 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℃，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。

31

⑥-4　配管貫通部（セーフエンド）

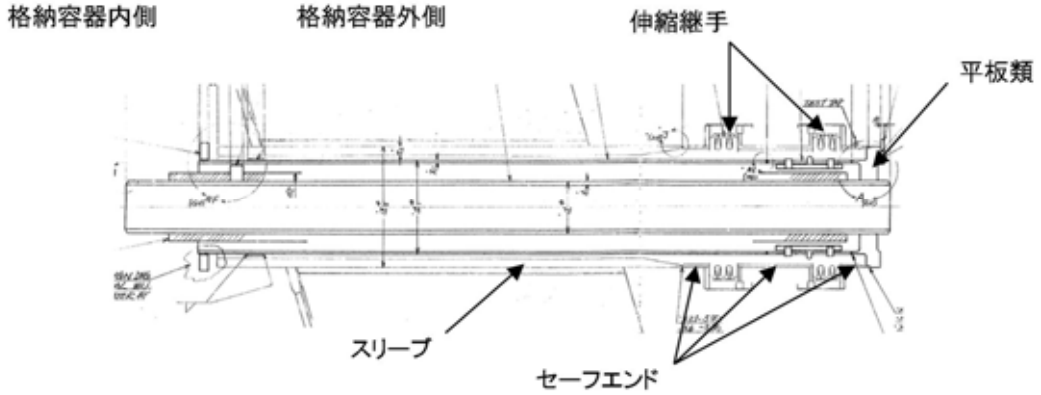
(a)　評価方針

セーフエンドは，ベローズ付貫通部に用いられる短管で，スリーブ及びベローズ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，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

32

(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℃,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℃における許容圧力は,2Pd を上回る。

33

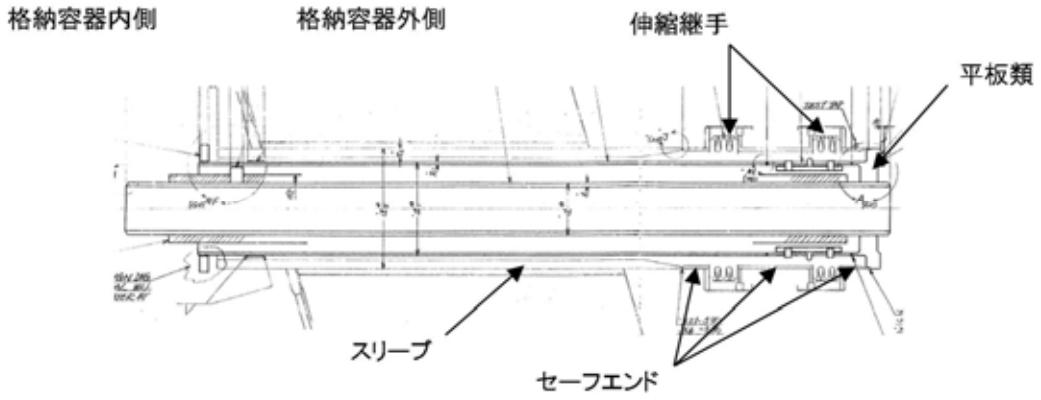
⑥-5　配管貫通部（伸縮継手）

(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

34

(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。

35

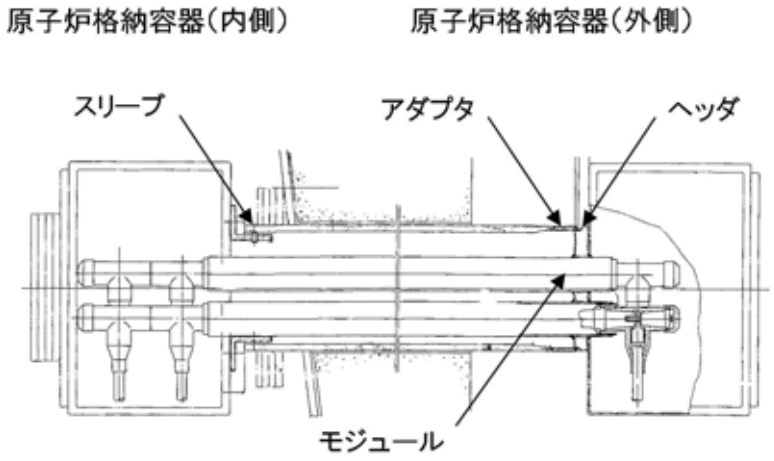
⑦-1　電気配線貫通部（アダプタ）

(a)　評価方針

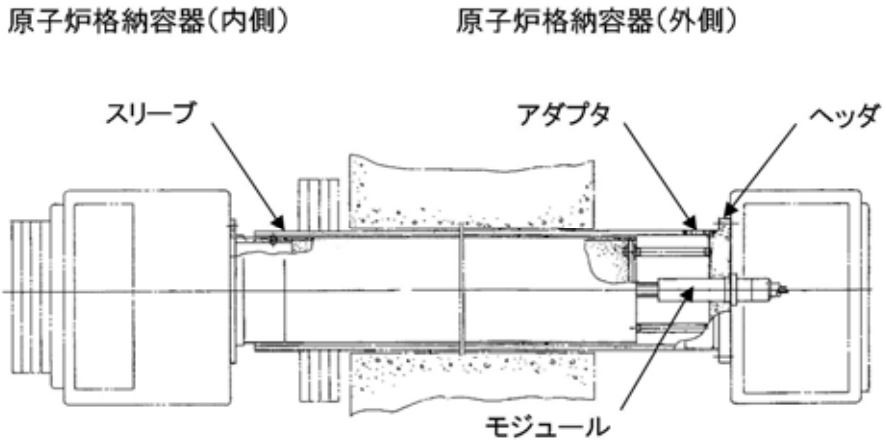
アダプタの 200℃，2Pd における機能喪失要因は，高温状態で内圧を受け，過度な塑性変形による延性破壊が想定される。

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。



高圧用電気配線貫通部



低圧用電気配線貫通部

第 13 図　アダプタの評価対象

36

(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℃，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℃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℃における許容圧力は，2Pd を上回る。

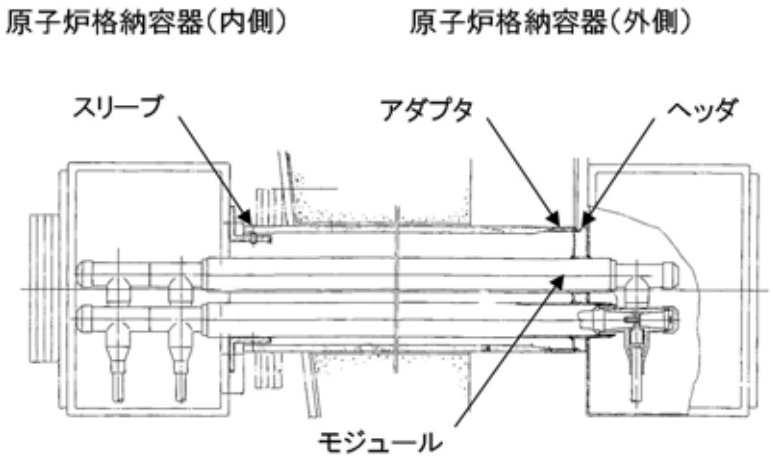
⑦-2　電気配線貫通部（ヘッダ）

(a)　評価方針

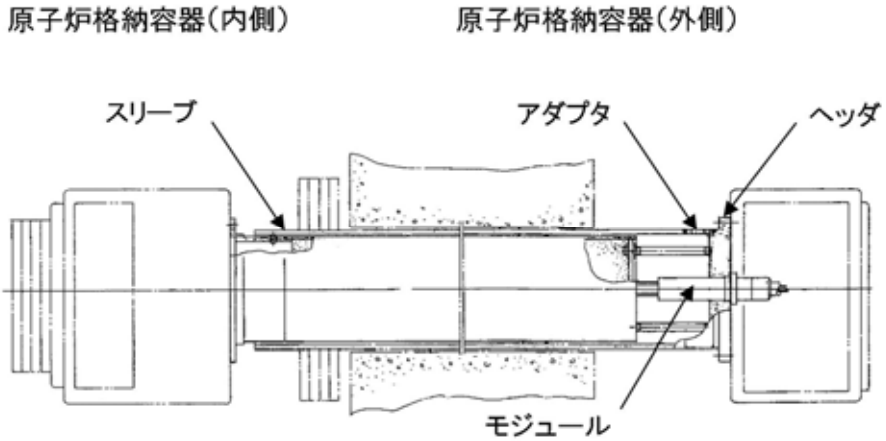
ヘッダの 200℃，2Pd における機能喪失要因は，高温状態で内圧を受け，過度な塑性変形による延性破壊が想定される。

本評価では，200℃，2Pd でのヘッダ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。

ヘッダの評価対象を第 14 図に示す。



高圧用電気配線貫通部



低圧用電気配線貫通部

第 14 図　ヘッダの評価対象

38

(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℃，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℃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℃における許容圧力は，2Pd を上回る。

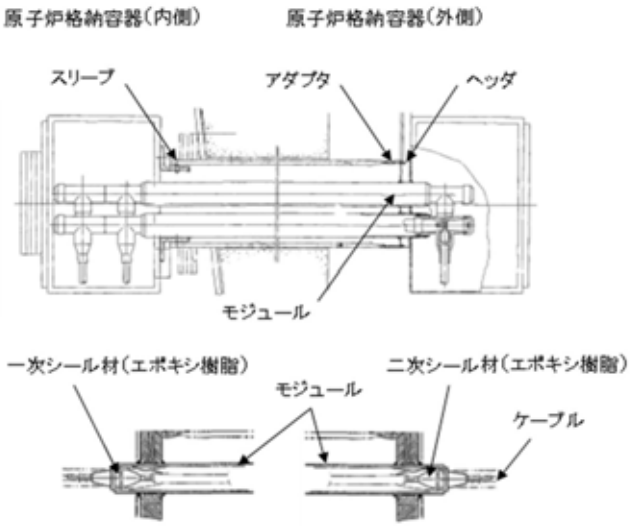
⑦-3　電気配線貫通部（モジュール）

(a)　評価方針

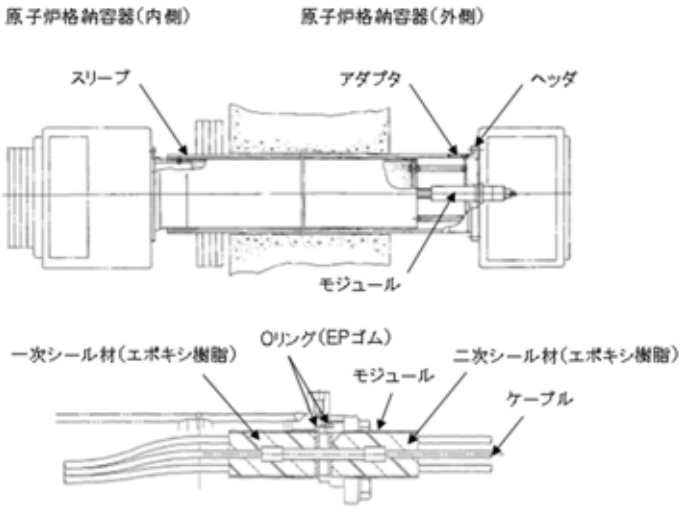
モジュールのシール材には，EP ゴム及びエポキシ樹脂を使用しているため，高温劣化によるシール機能の低下が想定される。

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。



高圧用電気配線貫通部



低圧用電気配線貫通部

第 15 図　モジュールの評価対象

40

(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。

41

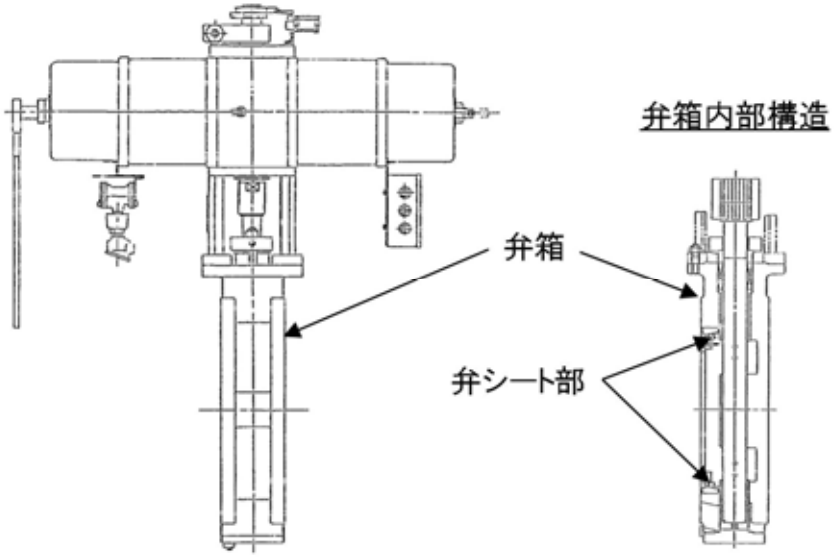
⑧-1　原子炉格納容器隔離弁（不活性ガス系バタフライ弁）

(a)　評価方針

弁シート部にはEP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EPDM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。

42

(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。

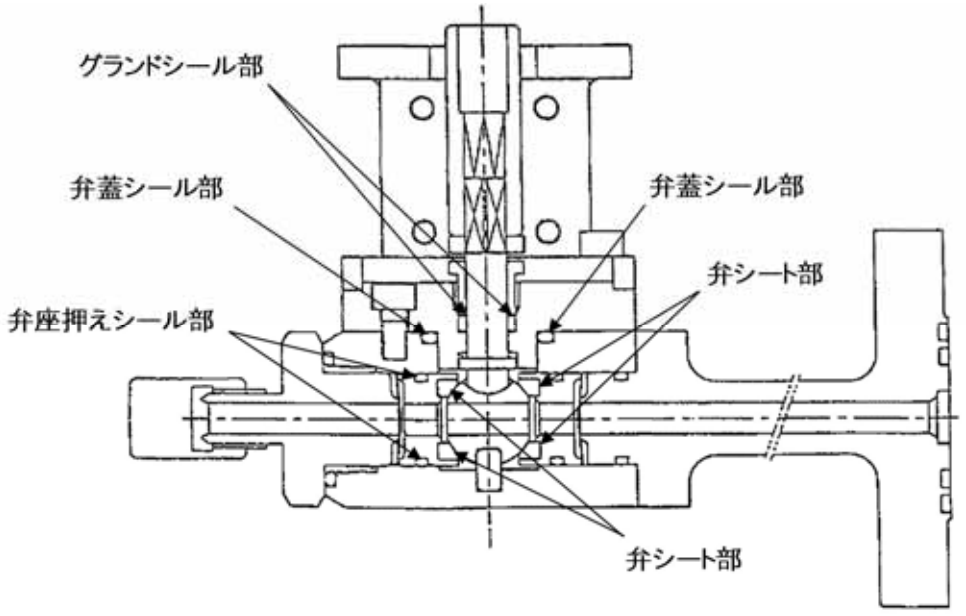
⑧-2　原子炉格納容器隔離弁（TIP ボール弁）

(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 EPDM 材による評価を実施する。

TIP ボール弁の評価対象を第 17 図に示す



第 17 図　TIP ボール弁評価対象

44

(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 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℃における許容圧は，2Pd を上回る。

45

(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。

46

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	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 有限要素法（FEM）	200℃	許容圧力：0.693MPa[gage]（円筒胴部） 塑性破壊（全体）：約1.4MPa[gage] （疲労累積係数：[redacted]）	0.62MPa[gage]（2Pd）以上 0.62MPa[gage]（2Pd）以上 （疲労累積係数1以下）	破断せず 破断せず （1以下）
	構造不連続部	有限要素法（FEM）	200℃	局部破損なし	破損がないこと	破断せず
トップヘッドフランジ	構造部（ボルト・フランジ）	ボルト　：工認手法 フランジ：PVE-3700	2Pd	発生応力（ボルト）　：247MPa 発生圧力（フランジ）：185MPa	576MPa 以下 422MPa 以下	破断せず 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：[redacted]（内側），[redacted]（外側）	許容開口量[redacted]以下	シール機能維持
機器搬入用ハッチ	構造部（円筒胴，鏡板，フランジ，ボルト）	設計・建設規格準用	2Pd	許容圧力（円筒胴）：2.445MPa[gage] 許容圧力（鏡板）：10.110MPa[gage]	0.62MPa[gage]（2Pd）以上	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：[redacted]（内側），[redacted]（外側）	許容開口量[redacted]以下	シール機能維持
サプレッション・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）	設計・建設規格準用	2Pd	許容圧力（円筒胴）：4.493MPa[gage] 許容圧力（鏡板）：10.637MPa[gage]	0.62MPa[gage]（2Pd）以上	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：[redacted]（内側），[redacted]（外側）	許容開口量[redacted]以下	シール機能維持
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）	既工認の評価値を用いた評価	2Pd	許容圧力：1.322MPa[gage]	0.62MPa[gage]（2Pd）以上	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：[redacted]	許容開口量[redacted]以下	シール機能維持
	シール部（その他シール部）	ガスケット試験	200℃	200℃以上	200℃以上	シール機能維持

47

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	判定基準	評価結果
配管貫通部	接続配管	同左	代表配管：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)：188MPa	許容応力(393MPa)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）	JIS　B　8265	2Pd	発生応力(X-28)：124MPa	許容応力(281MPa)以下	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：[redacted]	許容開口量[redacted]以下	シール機能維持
	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)：[redacted]	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	漏えいなし	シール機能維持
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
	TIP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	材料仕様	200℃ 2Pd	200℃以上	200℃以上	シール機能維持

48

別紙

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ェル，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。

従って，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。評価対象部位を第 1-1 図に，評価対象部位と機能喪失要因を第 1-1 表にそれぞれ示す。

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）JSME S NC1-2005／2007」（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 Su 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 Su 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℃の 2／3Su を与えることで許容応力を算出し，評価圧力 2Pd を上回ることを確認する。また，東海第二発電所においては，最新知見を参考に有限要素法を用いた弾塑性解析評価により，シビアアクシデント時における原子炉格納容器の破壊挙動を確認しており，本解析結果を活用することで，評価温度・圧力（200℃，2Pd）における原子炉格納容器全体の挙動を確認することが可能であるため，一般構造部の評価として参照することとする。上記解析で用いた手法は，ＮＵＰＥＣ試験等で得られた知見も考慮されていること，解析モデルは東海第二発電所の原子炉格納容器の設計を適切に反映されていること，解析コードは許認可解析において

実績のある汎用コードであること，材料の物性値についても機械学会の材料規格を参照していることから，妥当なものと判断している。なお，既工事計画認可申請書の強度計算書においては，板厚変化部等に対して一次局部膜応力＋一次曲げ応力が評価されているが，内圧に対しては一次一般膜応力が有意であること，弾塑性解析結果から板厚変化部等での延性破壊の有無が確認できることから，上記の評価結果をもって一次局部膜応力＋一次曲げ応力の評価に代えることとする。

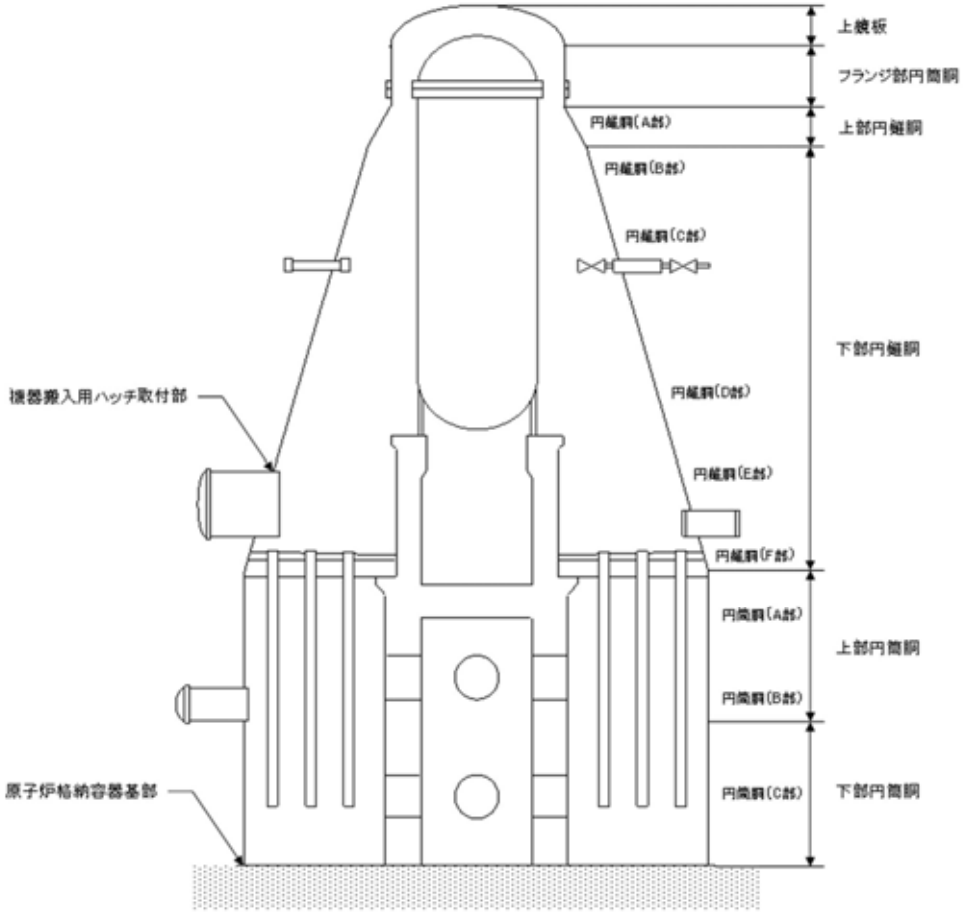
(2) 構造不連続部

構造不連続部については，弾塑性解析結果を活用し，局部（設計・建設規格 PVE-3010 で規定されていない部位）において，延性破壊が発生しないことを確認する。

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，応力増加に伴い局部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	・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	・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℃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，有限要素法を用いた弾塑性解析結果から，原子炉格納容器全体の破壊挙動を確認した。評価結果の詳細を別添 1-2 に示す。

原子炉格納容器全体が破壊に至るのは 4.6Pd と評価され，評価圧力 2Pd を上回ることを確認した。

(2) 構造不連続部

構造不連続部（局部）について，有限要素法を用いた弾塑性解析により，200℃，2Pd における局部的なひずみ集中による破壊の有無について評価した。評価結果を別添 1-2 に示す。

機器搬入用ハッチ取付部やサプレッション・チェンバアクセスハッチ取付部において，局部的に塑性ひずみが発生しているが，200℃，2Pd における増分はごくわずかであり，ひずみ集中による局部的な破損が発生することはない。

なお，機器搬入用ハッチ取付部やサプレッション・チェンバアクセスハッチ取付部等においては，内圧上昇に伴い開口部の楕円変形する可能性があるが，本解析の結果から，楕円変形の様相はみられない。

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-3230(2)a 項及び PVE-3233(1)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 2／3Su 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	設計引張強さ（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）	[redacted]
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	設計引張強さ（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）	[redacted]
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	設計引張強さ（MPa） （200℃における 2／3S_u値を使用）	281
θ	円錐の頂角の 1／2	[redacted]
η	継手効率（－）	1.0
t	呼び厚さ（mm）	[redacted]
D_i	胴内径（mm）	[redacted]
P	200℃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	設計引張強さ（MPa） （200℃における 2／3S_u値を使用）	281
θ	円錐の頂角の 1／2	[redacted]
η	継手効率（－）	1.0
t	呼び厚さ（mm）	[redacted]
D_i	胴内径（mm）	[redacted]
P	200℃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	設計引張強さ（MPa） （200℃における2／3S_u値を使用）	281
θ	円錐の頂角の1／2	[redacted]
η	継手効率（－）	1.0
t	呼び厚さ（mm）	[redacted]
D_i	胴内径（mm）	[redacted]
P	200℃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	設計引張強さ（MPa） （200℃における2／3S_u値を使用）	281
θ	円錐の頂角の1／2	[redacted]
η	継手効率（－）	1.0
t	呼び厚さ（mm）	[redacted]
D_i	胴内径（mm）	[redacted]
P	200℃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	設計引張強さ（MPa） （200℃における 2／3S_u値を使用）	281
θ	円錐の頂角の 1／2	[redacted]
η	継手効率（－）	1.0
t	呼び厚さ（mm）	[redacted]
D_i	胴内径（mm）	[redacted]
P	200℃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	設計引張強さ（MPa） （200℃における 2／3S_u値を使用）	281
θ	円錐の頂角の 1／2	[redacted]
η	継手効率（－）	1.0
t	呼び厚さ（mm）	[redacted]
D_i	胴内径（mm）	[redacted]
P	200℃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	設計引張強さ（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）	[redacted]
D_i	胴内径(mm)	
P	200℃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	設計引張強さ（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）	[redacted]
D_i	胴内径(mm)	
P	200℃における許容圧力	0.693
0.693MPa[gage] ＞ 0.62MPa[gage]（2Pd）		

⑪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	設計引張強さ（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）	[redacted]
D_i	胴内径(mm)	
P	200℃における許容圧力	0.822
0.822MPa[gage] ＞ 0.62MPa[gage] (2Pd)		

有限要素法を用いた原子炉格納容器のシビアアクシデント時の評価

東海第二発電所においては，シビアアクシデント時の原子炉格納容器の破壊挙動を確認するため，最新の知見である日本機械学会「シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン（ＢＷＲ鋼製格納容器編） BSCV-3100」(以下，「ガイドライン」という。）を参考に，有限要素法を用いた弾塑性解析を実施している。

ここでは，本解析結果の概要を示す。

なお，上記ガイドラインは,「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,財団法人　原子力発電技術機構,平成 15 年 3 月」や国内外の研究成果を取り入れ，日本機械学会において審議，制定されたものである。

(1)　解析モデル

東海第二発電所の原子炉格納容器について，ドライウェル部及びサプレッション・チェンバ等，原子炉格納容器全体の変形挙動に支配的な影響を及ぼすと考えられる部位をモデル化した。

本評価はこの全体モデルを用いて，シビアアクシデント時の圧力・温度環境下において全体的な崩壊挙動，あるいは局部的なひずみ集中による破損が生じないことを弾塑性解析により確認することを目的とする。本解析は原子炉格納容器全体の崩壊挙動，及びひずみ集中による局部破損の有無を確認することが目的である。したがって，それぞれの目的に応じて下記の観点でモデル化対象範囲を設定し，対称性を考慮して 180 度モデルを作成した。

○原子炉格納容器全体の崩壊挙動の把握

原子炉格納容器全体の変形挙動に支配的な影響を及ぼすと考えられる部位をモデル化。

○ひずみ集中による局部破損挙動の把握

ひずみ集中が生じない形状／構造不連続部をモデル化。

全体モデルの概要図を図 1，図 2 に示す。

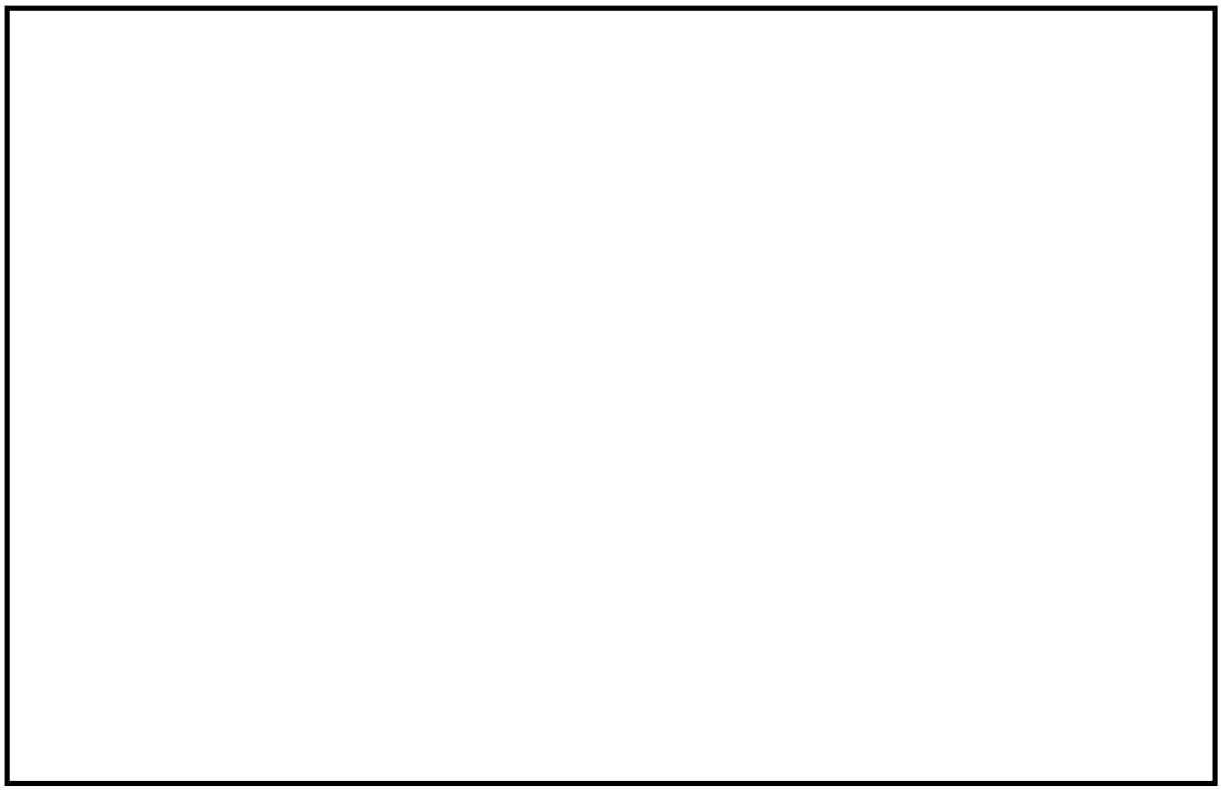


図 1. 全体モデル図（内側から見る）

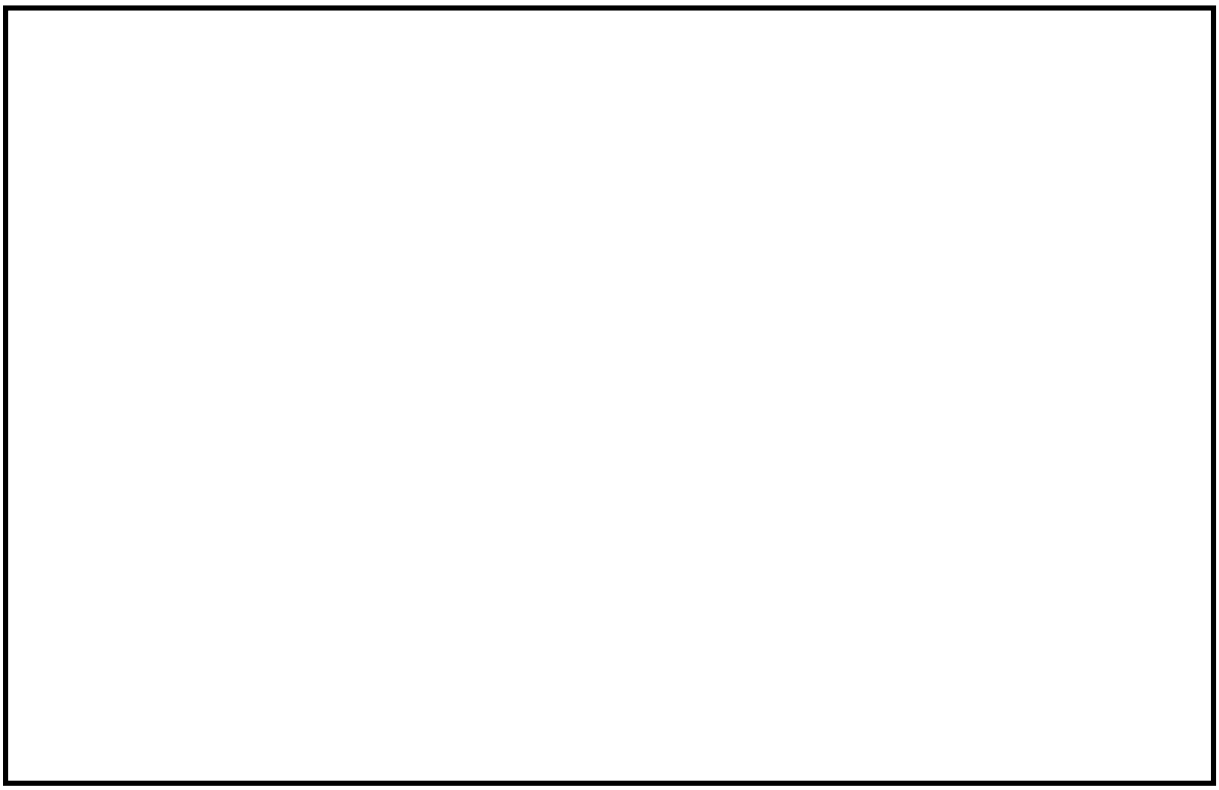


図 2. 全体モデル図（外側から見る）

(2)　解析コード

本解析では，汎用計算機コード「ＡＢＡＱＵＳ」を使用する。

(3)　材料物性

a)　使用材料

＜格納容器胴＞

トップヘッド～下部円筒胴　SGV480 相当

補強リング　SGV480 相当

＜ハッチ類＞

スリーブ及び鏡板　SGV480 相当

補強板　SGV480 相当

＜配管貫通部＞

スリーブ　SGV480 相当，GSTPL 相当

補強板　SGV480 相当

b)　材料物性値の設定

a)項に示すそれぞれの材料について，応力－ひずみ関係，縦弾性係数及び線膨張係数を設定した。各材料の応力－ひずみ線図を図 3 に示し，各材料の縦弾性係数及び線膨張係数をそれぞれ表 1，表 2 に示す。

それぞれの物性値は材料規格（JSME S NJ1-2012）の値を使用する。

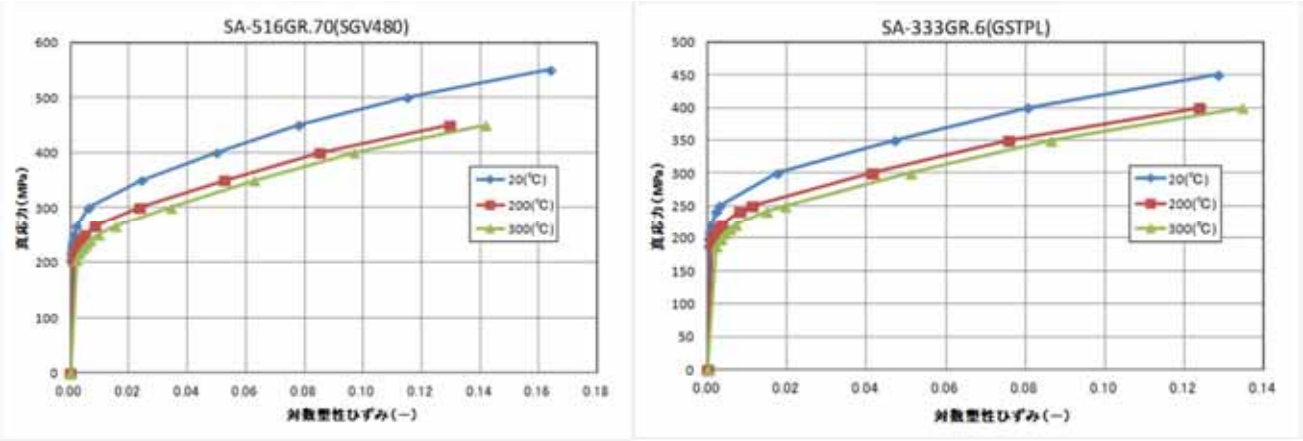


図 3. 真応力－対数塑性ひずみ線図

表 1. 使用材料の縦弾性係数

温 度	縦弾性係数 (MPa)	
	SA-516GR.70 (SGV480)	SA-333GR.6 (GSTPL)
25℃	202000	202000
200℃	192000	192000
300℃	185000	185000

表 2. 使用材料の線膨張係数

温 度	線膨張係数 ($\times 10^{-6}$ mm/mm･℃)	
	SA-516GR.70 (SGV480)	SA-333GR.6 (GSTPL)
20℃	11.5	11.5
200℃	12.7	12.7
300℃	13.3	13.3

(4)　評価項目及び評価基準

本解析における評価項目は，シビアアクシデント時の評価ガイドラインの判定基準を踏まえ下記のとおり設定する。

○塑性崩壊の判定基準：弾塑性解析の解が構造不安定性を示さないこと。すなわち解析が収束すること（弾塑性解析の発散は塑性不安定状態を意味する。）

○局部破損の判定基準：解析により求まる相当塑性ひずみが材料の限界ひずみを超えないこと。

(5)　解析結果（原子炉格納容器全体）

全体変形図を図 4 に，ミーゼス応力分布図を図 5 に，相当塑性ひずみ分布図を図 6 にそれぞれ示す。

解析の結果，約 1.4MPa（4.6Pd）で解析解の発散が確認された。したがって，塑性崩壊が起こる限界の圧力は 4.6Pd である。また，200℃，2Pd においては，板厚最小部および構造不連続部に比較的大きな応力が発生しているが，塑性ひずみは構造不連続部においてわずかに発生している程度であり，全体的には弾性範囲にあると考えられる。

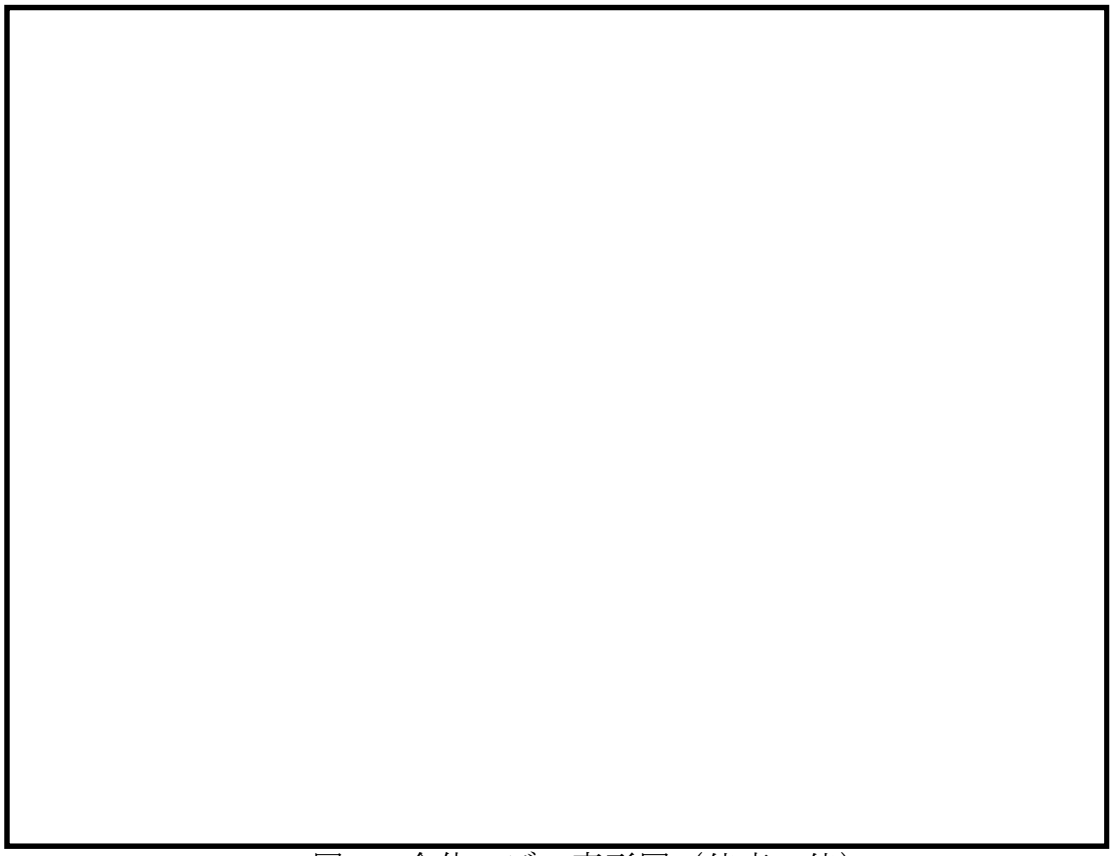


図 4. 全体モデル変形図（倍率 3 倍）

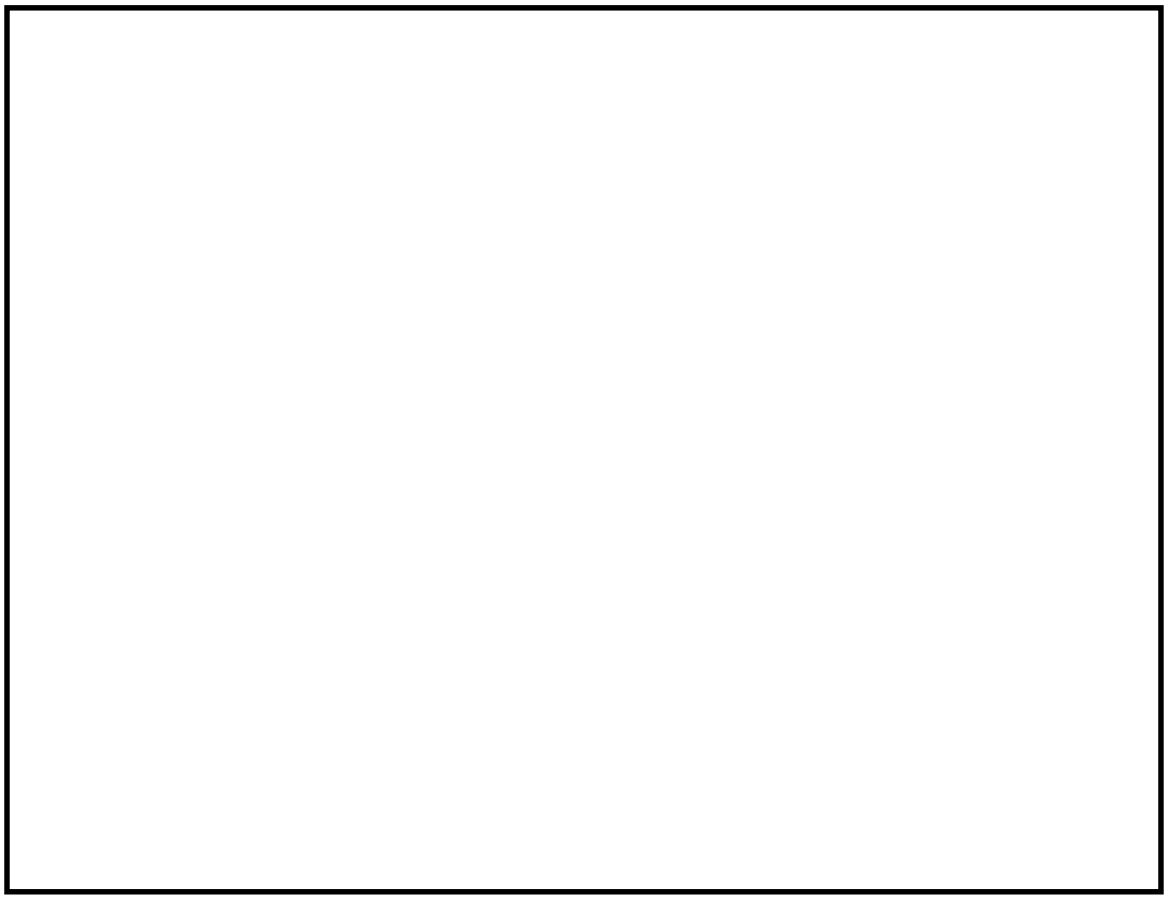


図 5. 原子炉格納容器胴のミーゼス応力分布図

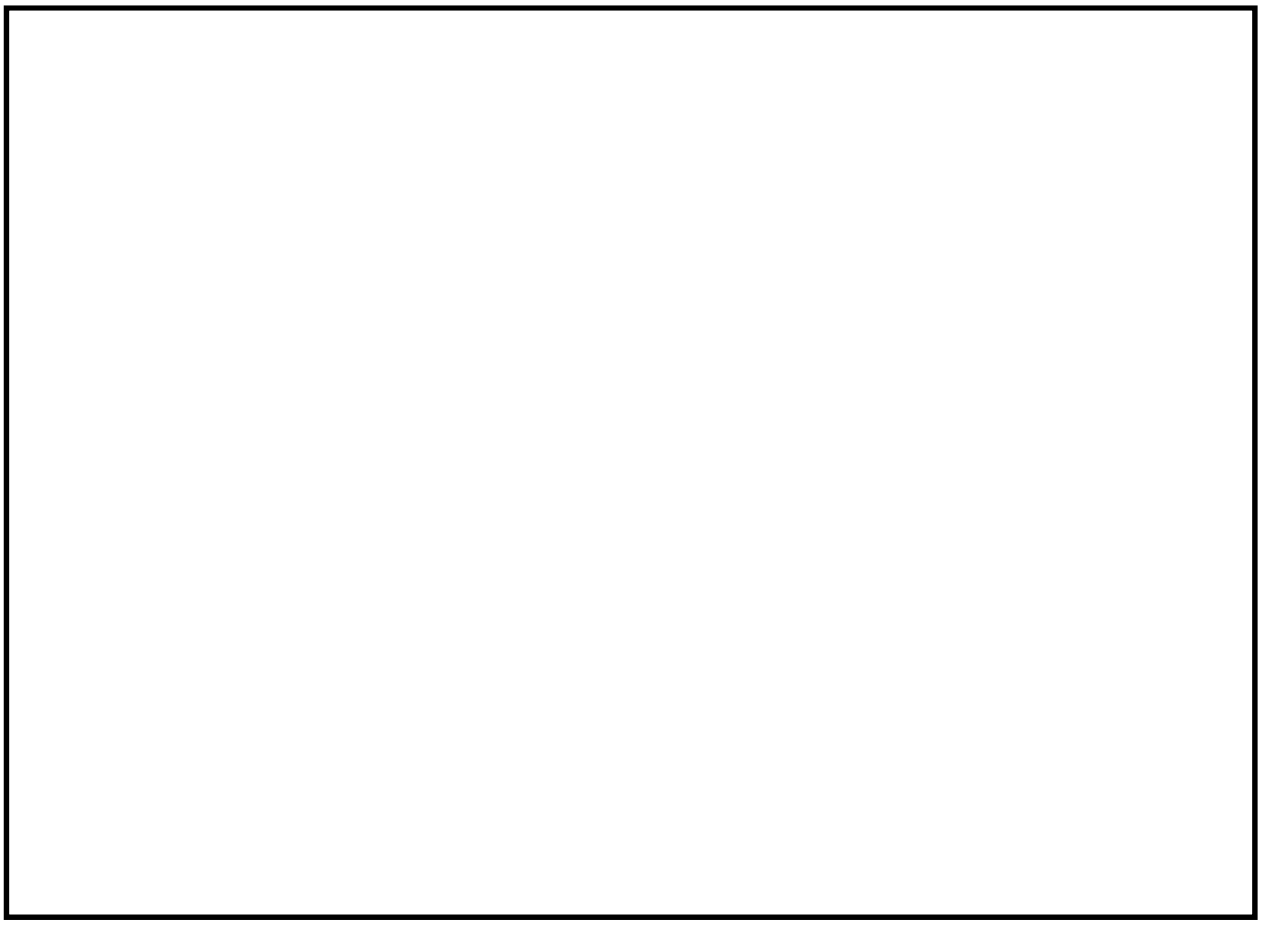


図 6. 原子炉格納容器胴の相当塑性ひずみ分布図

(6) 解析結果（構造不連続部）

2Pd の圧力負荷に対する局部（機器搬入用ハッチ取付部，サプレッションチェンバ・アクセスハッチ取付部，配管貫通部）の相当塑性ひずみの最大発生箇所を図 7 に示す。

ここで，局部破損の評価基準となる限界ひずみは，以下の式により算出する。下式で求まる ε_L は，単軸の許容ひずみ ε_{Lu} を基にして，多軸応力場の延性低下（①部），及び溶接部近傍の材料・構造不連続部の影響（②部）を加味した補正がなされたものである。

なお，①に示す補正係数は，多軸応力係数（Triaxiality Factor）と呼ばれるものであり，多軸応力場の延性低下を表す係数であることから，0～1 の間の値をとる場合のみ有効とすることとし，それ以外の値をとる場合

には 1 として計算する。

$$\varepsilon_L = \underbrace{\beta}_{②} \cdot \varepsilon_{Lu} \cdot \underbrace{\exp\left[-\left(\frac{\alpha_{s\ell}}{1+m_2}\right)\left(\left\{\frac{(\sigma_1+\sigma_2+\sigma_3)}{3\sigma_e}\right\}-\frac{1}{3}\right)\right]}_{①}$$

$\sigma_e = \frac{1}{\sqrt{2}} \cdot \left[(\sigma_1-\sigma_2)^2+(\sigma_2-\sigma_3)^2+(\sigma_3-\sigma_1)^2\right]^{0.5}$ ：相当応力

$\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3$ ：主応力

$\varepsilon_{Lu} = m_2 = 0.60 \cdot (1.00-R)$, $\alpha_{s\ell} = 2.2$ ：炭素鋼の単軸の許容ひずみ

$R = \frac{\sigma_{ys}}{\sigma_{uts}}$ ：降伏比（降伏応力と引張強さの比）

$\sigma_{ys} = 225$ ：設計降伏点Ｓｙ@200℃

$\sigma_{uts} = 422$ ：設計引張強さＳｕ@200℃

$\beta =$ □ ：補正係数

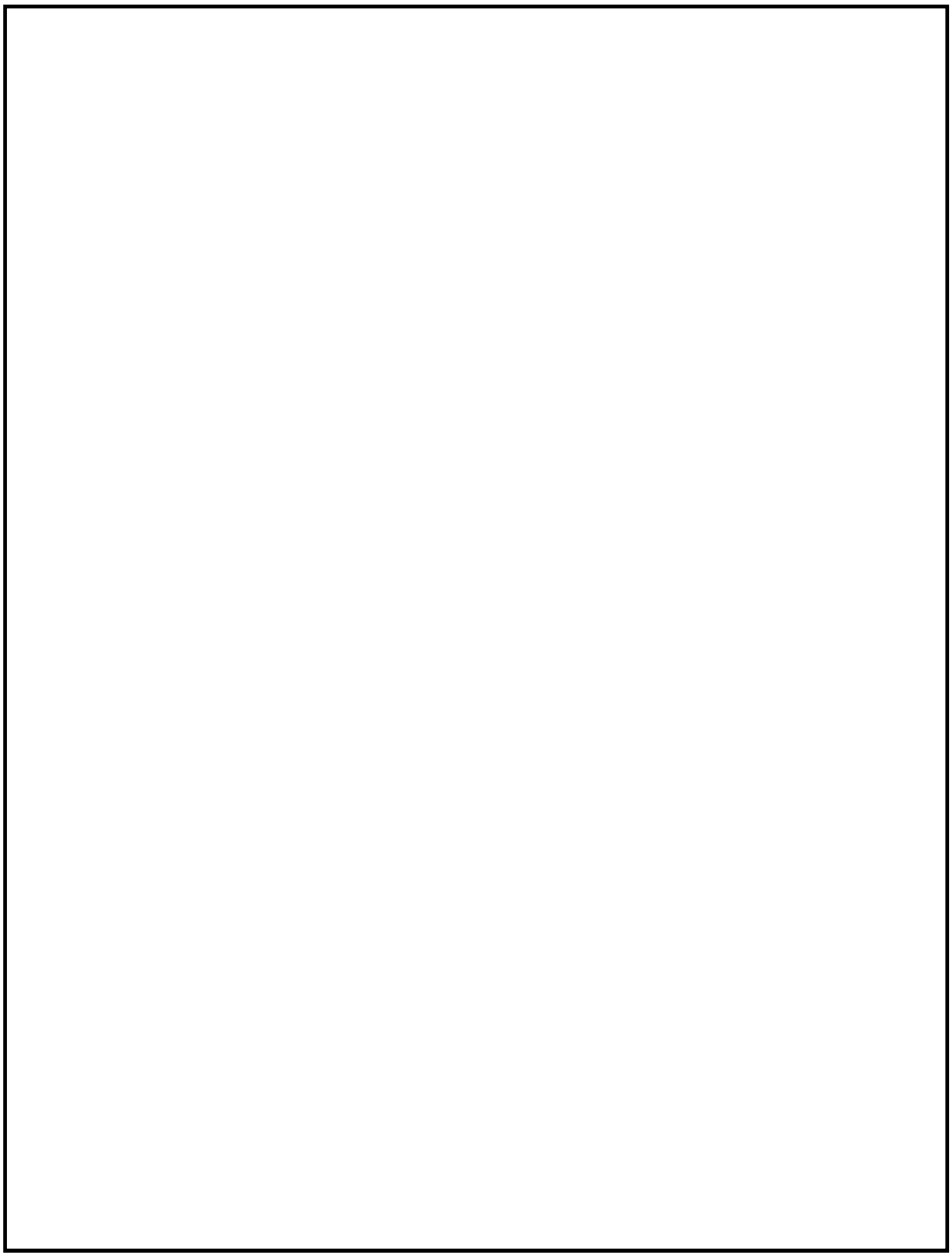


図 7. 2Pd 作用時の構造不連続の相当塑性ひずみ分布図 (1/2)

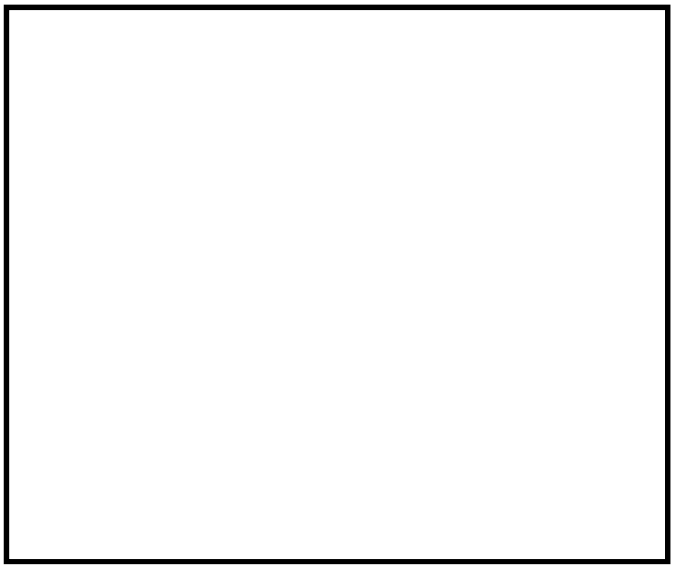


図 7．2Pd 作用時の構造不連続部の相当塑性ひずみ分布図（2/2）

機器搬入用ハッチ取付部及びサプレッション・チェンバアクセスハッチ取付部における限界ひずみと相当塑性ひずみ履歴との比較を図 8，図 9 にそれぞれ示す。200℃，2Pd において，サプレッション・チェンバアクセスハッチ近傍及び機器搬入用ハッチ近傍における塑性ひずみは，ごくわずかであり，局部的なひずみ集中により破損に至ることはない。

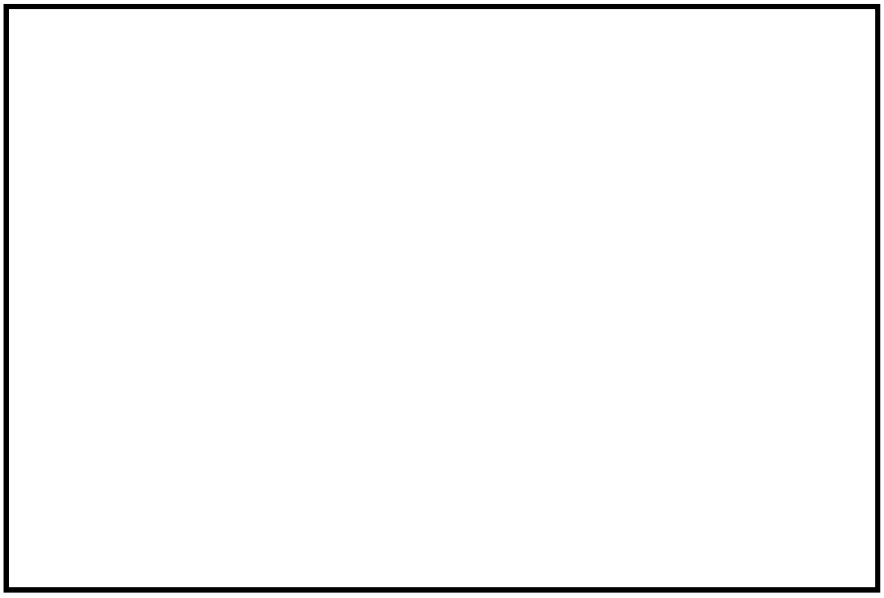


図 8. 相当塑性ひずみと限界ひずみとの比較
（サプレッション・チェンバアクセスハッチ取付部）

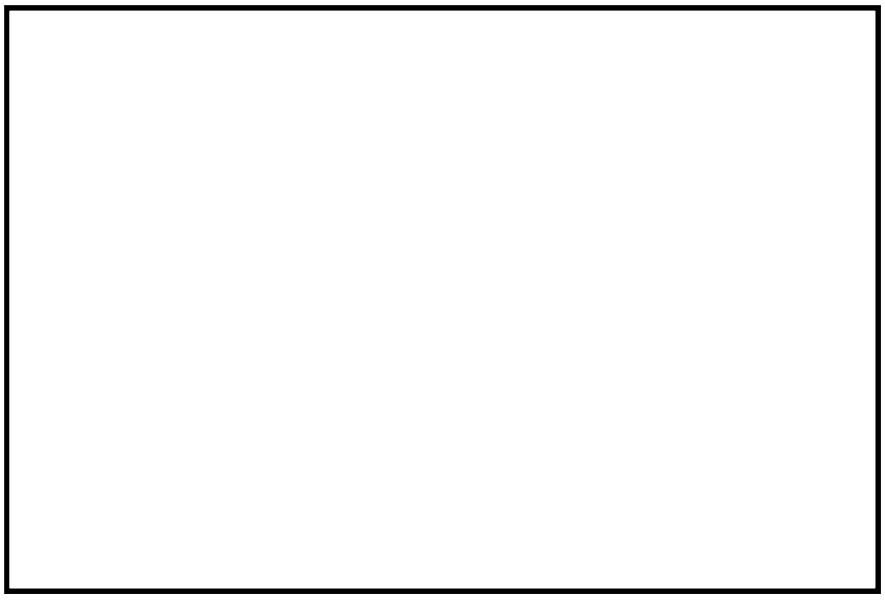


図 9. 相当塑性ひずみと限界ひずみとの比較
（機器搬入用ハッチ取付部）

(7)　解析手法および解析結果の妥当性

a.　解析手法の妥当性

本評価に用いた弾塑性解析は，設計基準事故を超える事象に対し，格納容器本体の過圧破損限界を解析的に確認する目的で，軸対称及び3次元有限要素法モデルを用いて実施したものである。

解析条件の設定の考え方を表3.に示す。今回用いた弾塑性解析は東海第二発電所の原子炉格納容器を適切に模擬したものであるとともに，既往知見であるＮＵＰＥＣ試験において実施された解析手法と同等もしくは保守的な設定となっていることから，解析手法は妥当なものと判断する。

表3.　弾塑性解析の条件設定

	ＮＵＰＥＣ試験	東海第二
解析対象	公開されている構造データを元にしてモデル化している。(90度モデル) また，構造不連続部（非軸対称構造部）である開口回りの挙動を把握するため，異なる高さに設置された3つのハッチ（機器ハッチ，逃がし安全弁搬入口，サプレッション・チェンバ出入口ハッチ）を考慮。	格納容器本体及び機器搬入用ハッチ取付部を解析対象とし，形状，寸法及び材料を適切にモデル化している。（180度モデル）
物性値	告示５０１号に規定された物性値を用いている。	実機材料（SA-516Gr.70）は，SGV480相当材であり，降伏点，最大耐力および縦弾性係数等の物性値は同等である。 JSME規格値に示される降伏点・最大耐力は仕様値であり，実機適用の材料強度はこれを上回るよう管理されているため，実機の物性値はJSME規格値に包絡されている（表4参照）。
解析コード	ＡＢＡＱＵＳ	ＡＢＡＱＵＳ

表 4.　JSME 規格値と実機適用材料の物性値比較

JSME 規格値（SGV480 材）		実機適用材料（SA-516GR.70）	
最小降伏点 (MPa)	最小引張強さ (MPa)	降伏点 (MPa)	引張強さ (MPa)
265	480	319※	484※

※原子炉格納容器本体の材料証明書の値のうち最小のものを記載

b.　補正係数βの妥当性※

(6)項で用いた,構造不連続部の相当塑性ひずみの評価式における補正係数β（②部）は，既往知見であるＮＵＰＥＣ試験において，東海第二発電所と同等の円錐胴を有する鋼製格納容器を想定した 1／10 縮尺モデル試験を模擬した弾塑性解析の結果をもとに,[　　]に設定している。以下に設定の妥当を示す。

(a)　解析モデル

実機原子炉格納容器の構造を模擬した1／10 縮尺モデル試験結果を解析的に確認するため，図10 に示す試験体を解析対象とし，図11 に示す通りモデル化した。試験にて，き裂が生じた機器ハッチ近傍および上部補強リング（スカラップ部）はソリッド要素を用いてモデル化した。

材料は，試験体と同じSPV490 とSGV480 のJSME，ASME規格値を用いた。

荷重条件は，上述の解析モデルに対し，温度条件は常温一定とし，内圧を漸増させ負荷した。解析プログラムは，汎用構造解析コード「ＡＢＡＱＵＳ」を使用した。

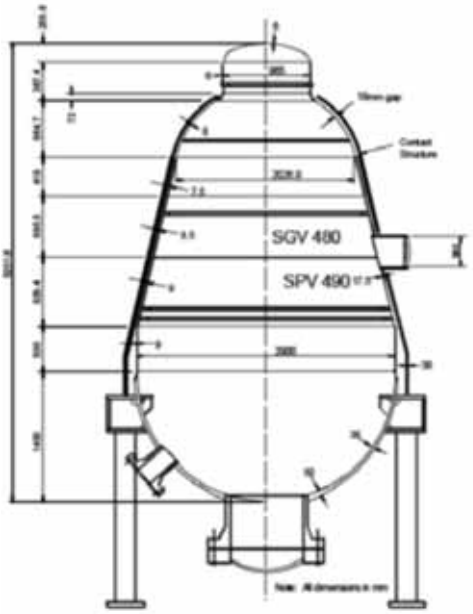


図 10.　縮尺モデル試験 試験体

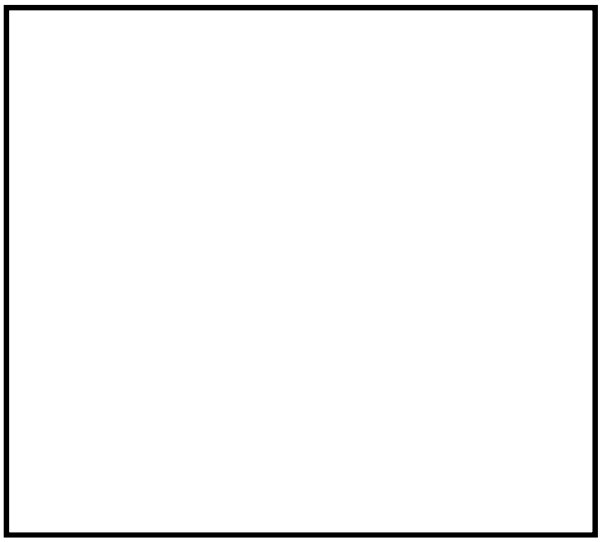


図 11.　解析モデル

(b)　解析結果

解析結果より，延性破壊に至る傾向は確認されたものの，解析で発生する相当塑性ひずみは，多軸応力場の影響を考慮した補正後の値においても許容ひずみまで達していないことが確認された。

補正前後における圧力－相当塑性ひずみの解析結果を図12 及び図13 に示す。また，試験体が破損した設計圧力の6 倍の圧力に対する解析評価部位の相当塑性ひずみ（補正後）と許容ひずみとの関係を表5 に示す。

表5 に示す通り，多軸応力場の影響を考慮した相当塑性ひずみのうち，要素内面・外面・中央の最大値と単軸のひずみ許容限界との比は，機器ハッチ近傍で［　　］倍，上部補強リング部近傍で［　　］倍となることを確認した。この差異は，多軸応力場の影響だけでなく，解析的に模擬することが困難な溶接部などの構造，材料不連続などの影響により生じるものであると考えられる。

以上から，限界ひずみを［　　］倍に補正することは妥当であると判断する。

図 12. 補正前後における圧力－相当塑性ひずみの解析結果

（機器ハッチ）

図 13. 補正前後における圧力－相当塑性ひずみの解析結果

（上部補強リング部）

表 5.　相当塑性ひずみ（多軸応力場補正後）と単軸許容ひずみとの関係

	解析結果（多軸応力場補正後）			単軸許容ひずみ	解析結果／許容ひずみ
	要素内面	要素中央	要素外面		
機器ハッチ					
上部補強リング部					

※引用文献

「原子炉格納容器試験体の弾塑性ＦＥＭを用いた解析評価」（M&M2013 カンファレンス・2013 年 10 月 12～14 日）社団法人　日本機械学会

c.　解析結果の妥当性

既往知見であるＮＵＰＥＣ試験において，東海第二発電所と同等の円錐胴を有する鋼製格納容器を想定した 1／10 縮尺モデル試験が実施されており，その結果から，格納容器本体の過圧破損限界は設計圧力の約 4 倍～5 倍と評価されている。これは，(5)項で示した格納容器本体の過圧破損限界（設計圧力の 4.6 倍）と比較すると，破損限界の上限は同程度であることから，弾塑性解析の結果についても妥当なものと判断する。

別添 1－3

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℃

(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)

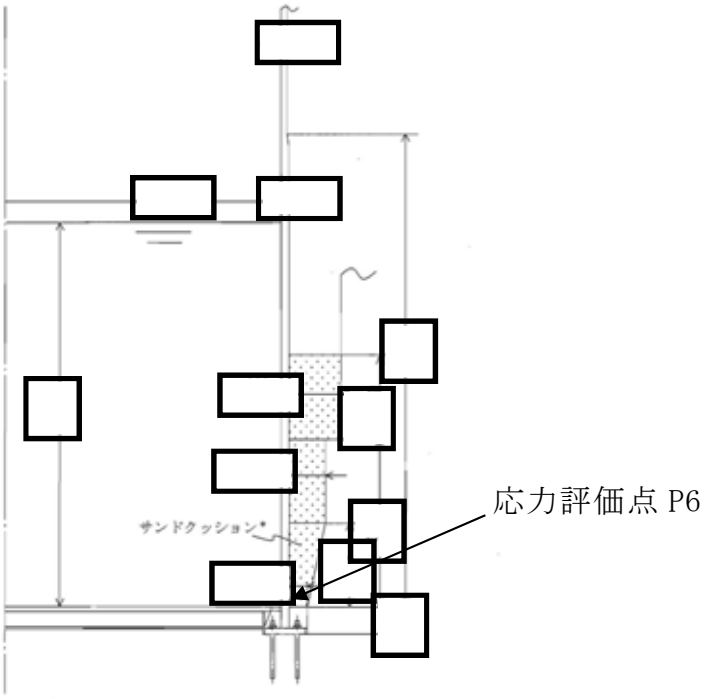
4. 応力計算

(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	一　次　応　力										一　次　＋　二　次　応　力								
	Pm			PL ＋ Pb							PL ＋ Pb ＋ Q								
				内　面			外　面				内　面			外　面					
	σt	σℓ	τ	σt	σℓ	τ	σt	σℓ	τ		σt	σℓ	τ	σt	σℓ	τ			
1 SA時圧力（2Pd）	－	－	－																
2 鉛直荷重（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	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_ℓ	繰返しピーク応力強さ［MPa］	
S_{ℓ}'	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］	1
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
584	393		1

2.　トップヘッドフランジ

2.1　評価方針

トップヘッドフランジは，ドライウェル上蓋側のフランジと原子炉格納容器本体側のフランジをボルトにより固定している。また，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。

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考えることができる。

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。

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。

・フランジ部の耐圧

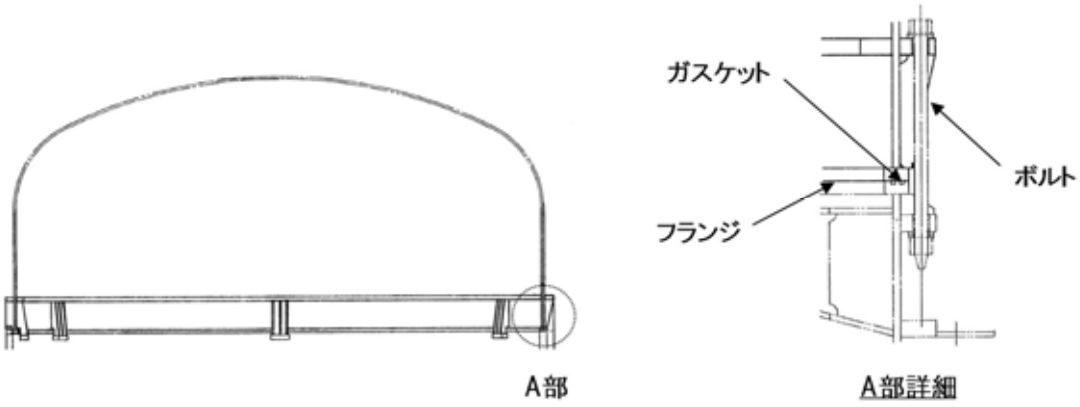
・フランジ固定部の強度

・ガスケットの健全性

トップヘッドフランジの評価対象と評価方法を第2-1表に示す。

第 2-1 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 （フランジ部）	延性破壊	既工認に準拠した評価
シール部 （フランジ，ガスケット）	開口 シール機能低下	実機モデルの FEM 解析による開口量評価 既往研究の試験結果を用いた評価



第 2-1 図　トップヘッドフランジの評価対象

(1) フランジ部の耐圧

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℃，2Pd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。

評価に当たっては，既工認と同様の評価手法である設計建設規格の評価手法に準拠し，構造健全性を確認する。

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（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フランジ部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，P_L+P_b（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には1.0 とした評価を行う。すなわち，フランジ部に発生する応力P_m が2／3Su，P_L+P_bがSu 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 ，P_L+P_bの許容値と同様である。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2／3Su，P_L+P_b は1.5×2／3Su（=Su）と規定されている。前者は，膜応力であり断面の応力がSu 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Su 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 とする。

(2) フランジ固定部の強度

①締付けボルトの強度評価

トップヘッドフランジの締付けボルトについて，200℃，2Pdにおける強度を評価する。

②フランジの開口評価

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を評価する。

(3) ガスケットの健全性

シール材（ガスケット）はこれまでシリコン製シール材を使用しているが，事故環境下における性能特性に優れたシール材である改良ＥＰＤM製シール材に変更する。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。

また，格納容器ベント操作実施後の長期シール機能健全性を補強するために，高温蒸気に耐性があるバックアップシール材を追加塗布する。その有効性を，バックアップシール材の試験を元に評価し，格納容器閉じ込め機能の更なる信頼性を確認する。

2.2　評価

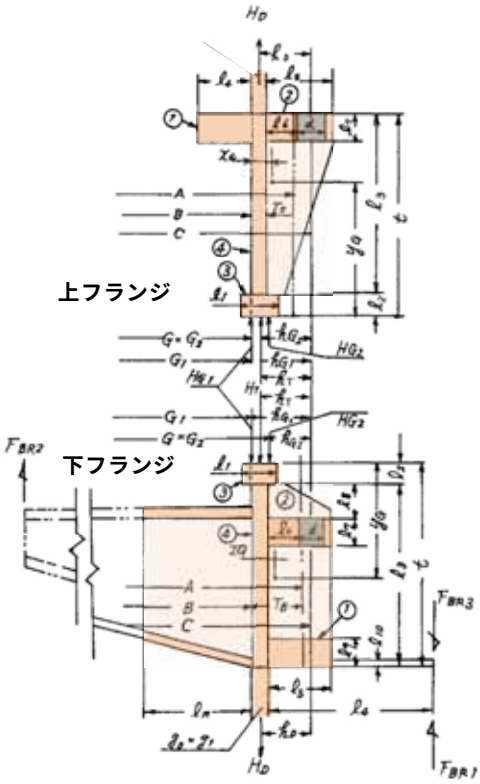
(1) フランジ部の耐圧

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，JIS 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を示す。

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。

応力計算に用いるトップヘッドフランジの主要寸法を第 2-2 図に示す。また，応力算出結果を第 2-2 表に示す。

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。



フランジ材質：ASME SA516 Gr70（SGV480 相当）

第 2-2 図　トップヘッドフランジの形状及び主要寸法

第 2-2 表　応力算出結果

単位：MPa

荷重	応力			許容応力
2Pd	フランジの軸方向応力	σ_H	185	422
	フランジの径方向応力	σ_R	2	281
	フランジの周方向応力	σ_T	86	281
	組合せ応力	$\frac{\sigma_H + \sigma_R}{2}$	94	281
		$\frac{\sigma_H + \sigma_T}{2}$	136	281

(2) フランジ固定部の強度

①締付けボルトの強度評価

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する。締付けボルト基本仕様を第2-3表，評価結果を第2-4表に示す。

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。

第2-3表　トップヘッドフランジ締付けボルトの主要仕様

項　目	東海第二発電所
ボルト材質	ASME SA320 Gr.L43（SNCM439相当）
ボルト呼び	[redacted]
ボルト本数	

第2-4表　締付けボルトの評価結果（単位：MPa）

項　目	東海第二発電所	許容値
トップヘッドフランジ	[redacted]	576

②フランジの開口評価

トップヘッドフランジについて，2Pd におけるフランジ面の開口量が許容開口量を下回ることを確認するため，三次元 FEM モデルを用いて弾塑性解析を実施した。

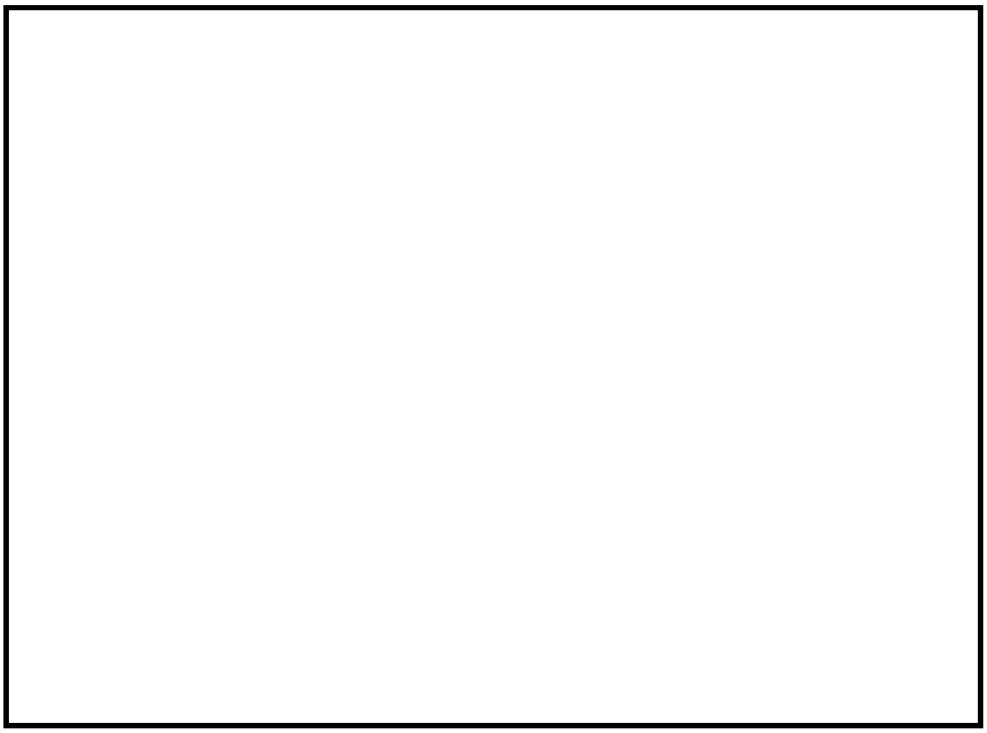
第 2-3 図に解析モデルを示す。本解析では，フランジの他，圧力作用面であるトップヘッド及び原子炉格納容器胴部（円筒胴及び円錐胴）をモデ

ル化する。

また，フランジシール部を構成する各種部材（フランジ，ボルト，ナット等）の荷重伝達経路を詳細にモデル化するため，ソリッド要素を用いて可能な限り詳細な形状をモデル化する。モデルは対称性を考慮してボルト1／2 ピッチ分をモデル化している。荷重条件として，0 から発散するまで内圧を加えた。

200℃における圧力と開口量の関係を第 2-4 図に示す。

2Pd における内側ガスケット部の開口量は[redacted] 外側ガスケット部は[redacted]であった。



第 2-3 図　トップヘッドフランジの解析モデル

第 2-4 図　圧力と開口量の関係（東海第二発電所モデル，200℃）

(3) ガスケットの健全性

フランジシール部は，内圧が低い段階ではボルトの初期締付けにより開口は抑制されているが，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。ただし，フランジ部が開口しても，フランジ部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。しかしながら，重大事故環境に晒されると，フランジシール部に使用されているシール材が劣化し，フランジの開口に追従できなくなり格納容器閉じ込め機能を損なう可能性がでてくる。

そこで，トップヘッドフランジのシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について，事故時環境下の耐性が優れた改良ＥＰＤＭ製シール材に変更して格納容器閉じ込め機能の強化を図る。従って，改良ＥＰＤＭ製シール材について，事故時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し，想定される事故シナリオにおけるシール機能を評

価する。なお，フランジ部のシール材は，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。

a. シール材（改良ＥＰＤＭ）の圧縮永久ひずみ試験結果について

改良ＥＰＤＭ製シール材の事故時環境における劣化特性を，高温蒸気曝露の期間を確認するために，JIS K6262「加硫ゴム及び熱加塑性ゴムの常温・高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じて圧縮永久ひずみ試験を実施した。その結果を第2-5表に示す。なお，圧縮永久ひずみ測定とは，所定の圧縮率をかけ変形させた後，開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を0%とし，全く復元せずに完全に圧縮された状態のままである状態を100%としている。例えば，圧縮永久ひずみが第2 - 5表で示す [redacted] の場合は，シール材の初期締付量が [redacted] である東海第二を例に取ると，[redacted] 戻ることを意味する。この場合，[redacted] のフランジ部開口まではシール機能が確保可能と想定できる。

第 2-5 表　圧縮永久ひずみ試験※1 結果（改良ＥＰＤＭ材）

試験温度	200℃
構造部放射線照射量	[redacted]
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168h
ひずみ率※2	[redacted]※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　[redacted] の平均値

b．改良ＥＰＤＭ製シール材の性能確認試験

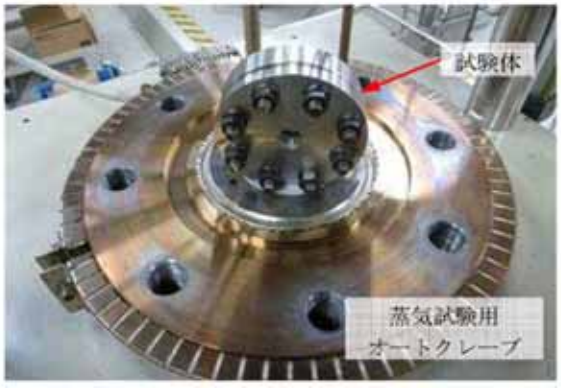
b－1 実機を模擬した小型フランジ試験

改良ＥＰＤＭ製シール材の性能を確認するために，圧縮永久ひずみ試験に加え，実機フランジ0リング溝を模擬した小型試験装置を用いて，事故環境に曝露した後のシール機能を確認した。試験装置を第2-5図に示しており，実機0リング溝の断面寸法を1／2スケールとして試験治具を製作し，予めγ線照射したシール材を用いて試験体を作り，高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施した。

試験条件としては，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を用いて実施している。また，高温曝露は高温空気及び高温蒸気で曝露し，温度については，格納容器限界温度である200℃と，さらに余裕を見た250℃を設定し，それぞれ7日間(168h)一定温度で高温曝露している。また，試験治具の0リング溝は内側に[redacted]の段差があり，その段差の間からシール材が高温空気又は蒸気に曝露されるため，事故時の格納容器過圧に伴うフランジ開口を考慮した状態で，高温曝露ができる試験体となっている。高温曝露後は，事故時に発生する水素を模擬するために，Heにより気密確認試験を実施している。気密確認試験では，格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)以上の気密性を確認するため最大で0.9MPaまで加圧して気密性を確認している。また，格納容器過圧に伴うフランジ開口時のシール材の気密性を確認するために，高温曝露後の試験体フランジを0.8mm開口させ，その状態でもHe気密確認試験を実施し，0.9MPa加圧時に漏えいのないことを確認している。なお，開口量の0.8mmは，2Pdにおける開口量が最も大きなトップヘッドのフランジ開口量[redacted]を1／2 スケールにしたものと同等である。

試験結果は第2-6表に示すとおり，本試験により200℃が168 時間継続し

た場合の改良ＥＰＤＭ製シール材のシール機能の健全性を確認した。



第2-5図　改良ＥＰＤＭ製シール材の性能確認試験装置

第 2-6 表　He 気密確認試験結果

No.	曝露条件	γ線照射量	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200℃，168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気 1MPa，250℃，168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気 1MPa，250℃，168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし

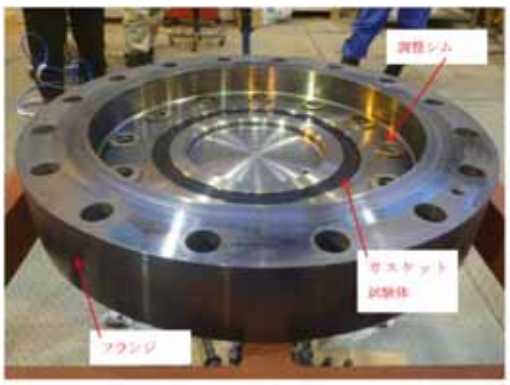
b - 2 実機フランジモデル試験

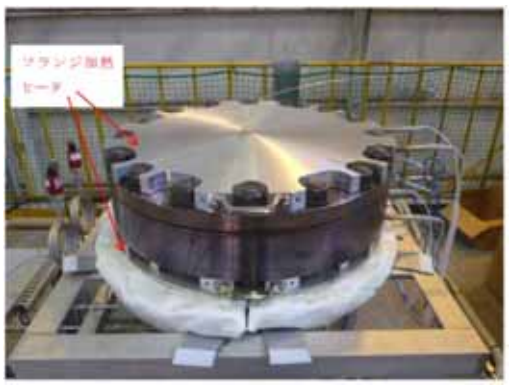
改良ＥＰＤＭ製シール材は前述の小型フランジ試験に加え，より大口径（ガスケット径：約250㎜）の実機フランジモデル試験（実機フランジモデル試験）も実施しており，実機条件に近い状態でのシール健全性の確認を行っている。試験装置は第2-6図，第2-7図に示しており，試験フランジの溝断面形状は実機と同じとし，溝径を縮小した試験フランジとする。試験試料の断面形状は実機と同じとし，径を縮小した試験試料とする。予めγ線照射したシール材を用いて試験体を作り，高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施する。

試験条件としては，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を用いて実施している。また，ＥＰＤＭ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，高温曝露は蒸気ではなく高温空気（乾熱）で曝露し，温度については，格納容器限界温度である200℃と，さらに余裕を見た250℃，300℃とし，それぞれ定める期間を一定温度で高温曝露する。また，内圧作用時の実機フランジの開口を模擬するため，フランジ面に調整シムを挟んで押し込み量を調整できる装置にしている。

本試験装置によりシール材を高温曝露した後，気密確認試験を実施した。気密確認試験では，格納容器限界圧力 2Pd(0.62MPa)を包絡する圧力で気密性を確認した。

第 2-6 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 2-7 図　試験装置外観写真

試験結果を第 2-7 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℃・168Hr，250℃・96Hr，300℃・24Hr の耐性が確認された。第 2-8 図に 200℃・168Hr の試験ケースにおける試験体の外観を示す。第 2-8 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 2-7 表　シビアアクシデント条件での試験結果

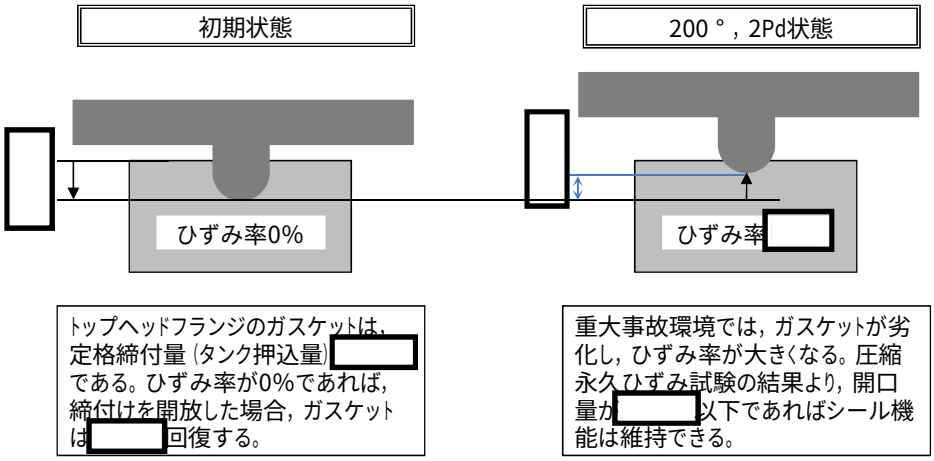
No.	試験体	温度	継続時間	押し込み量	漏えいの有無
1	改良 EPDM（[redacted]）	200℃	168Hr	0mm	無
2	改良 EPDM（[redacted]）	250℃	96Hr	0mm	無
3	改良 EPDM（[redacted]）	250℃	96Hr	0mm	無
4	改良 EPDM（[redacted]）	300℃	24Hr	0mm	無
5	改良 EPDM（[redacted]）	300℃	24Hr	0mm	無

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）

第 2-8 図　200℃・168Hr 試験後の試験体外観

ガスケットの健全性を評価するにあたり，トップヘッドフランジに許容される開口量について以下のように設定する。

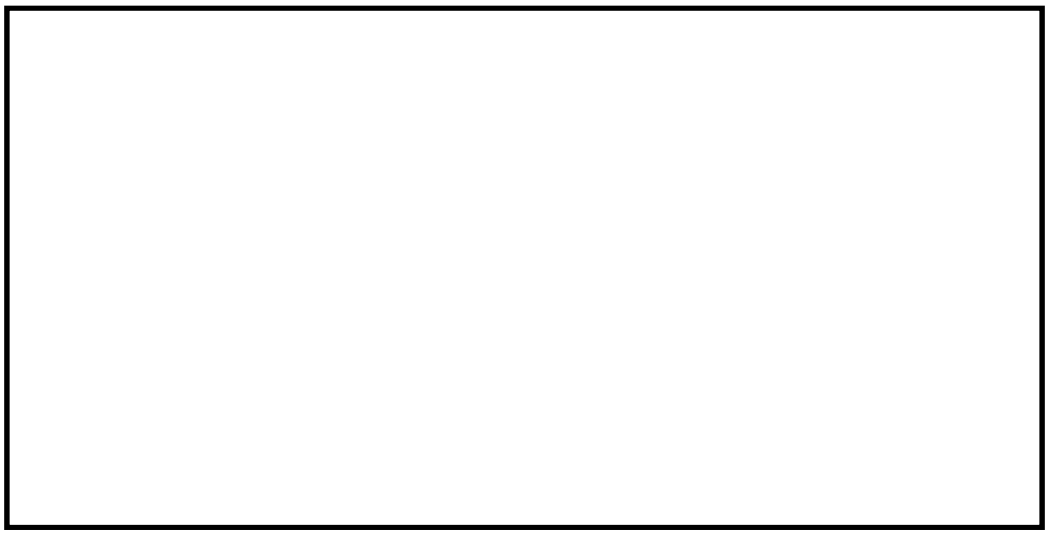
第 2-9 図に開口量とシール材のシール性関係図を示す。東海第二発電所のトップヘッドフランジは，タング（突起）がガスケットを押し込む構造であり，フランジの定格締付量（タング押込量）は[ ]である。圧力の増加に伴いフランジ部は開口するが，「シール材（改良ＥＰＤＭ）の圧縮永久ひずみ試験」より得られたガスケットの圧縮永久ひずみ率[ ]をもとに，ガスケットの事故時環境における最大復元量を評価すると[ ]＝[ ]×(100%－[ ])となる。また，「実機フランジモデル試験」から 200℃，2Pd におけるタング押込量 0mm においてシール機能が維持されていることを確認したことから，許容開口量は，最大復元量と同じ[ ]に設定する。



第 2-9 図　ひずみ率と許容開口量関係図

本評価に用いる許容開口量は，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」シーケンスのベント実施タイミング（事故後約 19 時間）における環境条件を包絡する 168h 後における圧縮永久ひずみ試験結果（ひずみ率）から[ ]としている。

したがって，(2)②項にて求めた 200℃，2Pd（0.62MPa[gage]）における開口量は，内側ガスケット部で［　　］，外側ガスケット部で［　　］であり，許容開口量［　　］を下回り，シール機能が維持できることを確認した（第 2-10 図）。



第 2-10 図　圧力と開口量の関係（東海第二発電所モデル，200℃）

c．バックアップシール材のシール機能について

バックアップシール材は第2-11図で示すように，現行シール材のシール溝よりも外側のフランジ面全周に塗布できるシール材である。バックアップシール材は，耐高温性，耐蒸気性，耐放射線性が確認され，重大事故環境下においてもシール機能を発揮できるものを用いる。バックアップシール材の性能は，第2-12図で示す試験装置で，事故環境下に曝された後のシール機能について評価されている。

c－1 バックアップシール材の性能確認試験

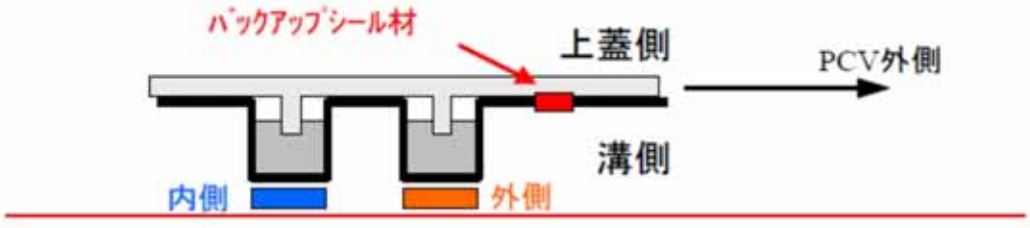
試験条件としては，事故条件を模擬するために，放射線照射量はフランジ部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGy を用いて実施している。また，高温曝露は高温蒸気で曝露し，温度については，格納容器限界温度200℃に余裕を見た250℃を設定し，7日間(168h)一定温度で高温曝露している。高温曝露後は，事故時に発生する水素を模擬するために，He により気密確認試験を実施している。気密確認試験では，格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)以上の気密性を確認するため最大で0.9MPaまで加圧して気密性を確認している。

また，重大事故時には事故後ベント実施までは圧力が2Pd近傍と高くなりフランジ部が開口することから，フランジ開口を経験した後にバックアップシール材に気密性があるか否かを確認するため，30cm中型試験体を用いて隙間ゲージで一度変位を経験させた後にHe 気密試験を実施した（開口模擬後気密確認試験）。試験の流れとしては，バックアップシール材を塗布したフランジを乾燥させた後に，隙間ゲージで変位を加え，その後隙間ゲージを引き抜いて試験フランジの変位を当初位置に戻す。その状態でHe気密確認試験を実施し，0.9MPa加圧時に漏えいのないことを

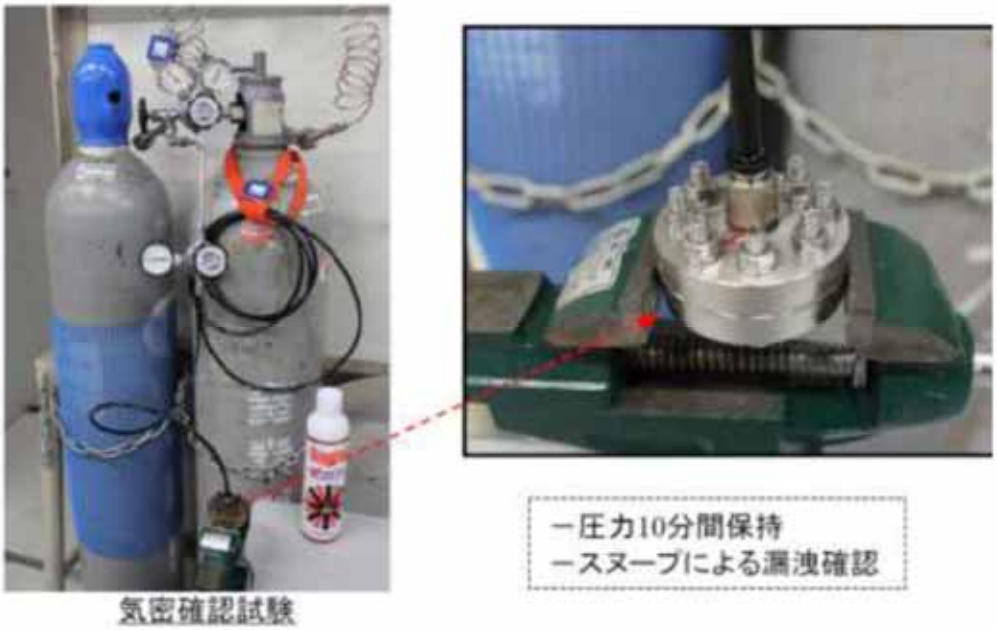
確認している。なお，開口模擬後気密確認試験は試験装置上の理由から，バックアップシール材に高温曝露は経験させていない。しかしながら，FT－IR分析により250℃蒸気曝露で構造の変化量は小さく，顕著な劣化が認められなかったことから，高温曝露有無は事故時開口を模擬したバックアップシール材の性能を確認する試験では，試験結果に大きな影響を与えないと考えている。

試験の結果は，第2-8表に示しており，バックアップシール材は250℃蒸気曝露が168h継続したとしても気密性が確保できることを確認している。また，250℃蒸気曝露が168h継続した後のバックアップシール材の化学構造の変化を確認するためにFT－IR分析を実施し，曝露前後でもバックアップシール材の化学構造がほとんど変化していないことを確認している。よって，250℃蒸気曝露環境下では有意な劣化はほとんど無いことから，格納容器限界温度である200℃状態が長期継続したときであっても，バックアップシール材により格納容器閉じ込め機能の健全性は確保できる。

以上のことから，バックアップシール材について格納容器限界温度200℃における長期シール性が確認できた。また，ベント実施までの間に格納容器過圧によるフランジ開口を経験したとしても，ベント後のフランジ開口量が小さい領域では高温性に優れたシール機能を発揮することが確認できた。よって，バックアップシール材は，格納容器ベント操作後の長期シール機能強化に有効である。



第 2-11 図　バックアップシール材イメージ図



第 2-12 図　バックアップシール材の気密試験

第 2-8 表　バックアップシール材の気密性試験結果

試験条件	温度	蒸気曝露	放射線照射	気密試験
蒸気曝露なし	350℃	－	－	○
	350℃	－	827kGy	○
蒸気曝露あり	250℃	168h	819kGy	○

○は気密試験時に「漏えいなし」を示す

c－2 バックアップシール材の塗布条件

バックアップシール材のシール機能が確保されるための塗布幅，塗布厚さ，塗布作業に関する条件は，各種試験の結果から第2-9表の通り定めている。塗布幅は幅が広い程シール機能が向上するが，試験でシール機能が確認できた最小の塗布幅を元に設定している。塗布厚さについては，シール機能が確認できた塗布厚さを元に設定している。また，バックアップシール材は塗布後，除々に乾燥して固まるため，塗布後にフランジ閉鎖するまでの時間を制約として設けることにしている。この時間についても，試験によりバックアップシール材の乾燥時間を考慮して，シール機能が確認できた時間を元に設定している。

第2-9表　バックアップシール材の塗布条件

項　目	塗布条件
バックアップシール材の塗布幅	
バックアップシール材の塗布厚さ	
塗布後，フランジ閉鎖までの時間	

c－3 バックアップシール材の品質確認

バックアップシール材は第2-9表の条件で塗布することで，シール機能が確保可能である。従って，バックアップシール材塗布作業時に「塗布幅」，「塗布厚さ」，「塗布後，フランジ閉鎖までの時間」を確認することで品質を確認する。「塗布幅」，「塗布厚さ」については，それら幅，厚さを担保可能な専用治具を用いてバックアップシール材を塗布作業する等で，品質確認を行う。「塗布後，フランジ閉鎖までの時間」については，塗布作業時間を管理することで品質確認を行う。

d. 「改良ＥＰＤM製シール材＋バックアップシール材」のシール機能について

前述の通り，バックアップシール材は重大事故環境においても優れた耐性をもつことが示されたため，「改良ＥＰＤM製シール材＋バックアップシール材」を組み合わせることで，事故環境下における原子炉格納容器閉じ込め機能の更なる信頼性向上を図る計画を進めている。

改良ＥＰＤM製シール材は，事故時の耐環境性に優れていることを確認しているが，一般的に劣化モードとして酸化劣化があげられるため，長期シール性の信頼性を向上させるためには，劣化要因である酸素の高温状態曝露を回避することが必要になる。バックアップシール材は，フランジ外側ガスケット部よりも外周のフランジ面に塗布することから，改良ＥＰＤMシール材への格納容器外側からの酸素供給を遮断する役割も果たすことができるため，酸化劣化によるシール機能低下を抑えることが可能である。

よって，事故発生後の改良ＥＰＤM製シール材の長期健全性を補強することができるため，更なる格納容器閉じ込め機能強化対策として「改良ＥＰＤM製シール材＋バックアップシール材」を採用する。その効果については事項で示す。

e.　事故後長期間のシール機能について

重大事故時の格納容器閉じ込め機能の信頼性を強化するために，「改良ＥＰＤＭ＋バックアップシール材」を組合せ，事故後168時間以降の長期におけるシール機能について試験により確認した（試験装置を第2-13図に示す）。前述の通り，バックアップシール材の200℃状態における長期健全性を確認しており，有意な劣化が見られないことから，長期にわたって状態は変化せず，シール機能が確保されるものと考える。また，改良ＥＰＤＭ製シール材とその外側にバックアップシール材を適用した条件で長期間高温曝露を実施した後にHe気密確認試験を実施しているが，少なくとも45日間の高温曝露（200℃）を経験しても，気密性に問題ないことが確認できている。試験結果を，第2-10表に示す。

なお，原子炉格納容器閉じ込め機能として最も厳しいシナリオである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用しないシーケンスにおいて，格納容器雰囲気温度は，7 日間（168 時間）時点で150℃未満であり，その後の格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下傾向となるため，7 日間（168時間）以降は150℃を下回る。従って，これよりも過酷な200℃状態が30日間継続しても格納容器閉じ込め機能は健全であることが試験により確認できているため，事故後長期のシール性向上のためには「改良ＥＰＤＭ＋バックアップシール材」は有効であると考えている。

第2-13図　「改良ＥＰＤＭ＋バックアップシール材」組合せ試験装置

第2-10表　「改良ＥＰＤＭ＋バックアップシール材」組合せ試験結果

試験体	曝露状態	曝露期間	改良EPDM放射線曝露	加圧媒体	試験圧力	試験結果
改良EPDM＋バックアップシール材	乾熱200℃	30日	800kGy	He	0.9MPa	漏えい無し
	乾熱200℃	45日	800kGy	He	0.9MPa	漏えい無し

2.3　評価結果

トップヘッドフランジの健全性評価結果を表2-11に示す。

第2-11表 トップヘッドフランジの健全性評価結果

No.	大項目	評価方法	評価	結果
(1)	フランジ部の耐圧	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)	フランジ固定部の強度	①締付けボルトの強度評価	200℃，2Pdにおける締付ボルトの一次応力は，許容値：2／3 Suを満足することを確認	○
		②フランジの開口評価	200℃，2Pdにおけるフランジ開口を評価 （(3)ガスケットの健全性と併せて健全性評価を行う）	－
(3)	ガスケットの健全性	シール材劣化，開口量評価，バックアップシール材試験結果を用いた評価	・ガスケット（改良EPDM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。 ・更なる安全対策向上として「改良EPDMシール材＋バックアップシール材」を適用することにより，改良EPDMシール材の長期信頼性を補強する。	○

以上により，トップヘッドフランジについては，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。

3. 機器搬入用ハッチ

3.1 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ており，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考えることができる。

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，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。

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

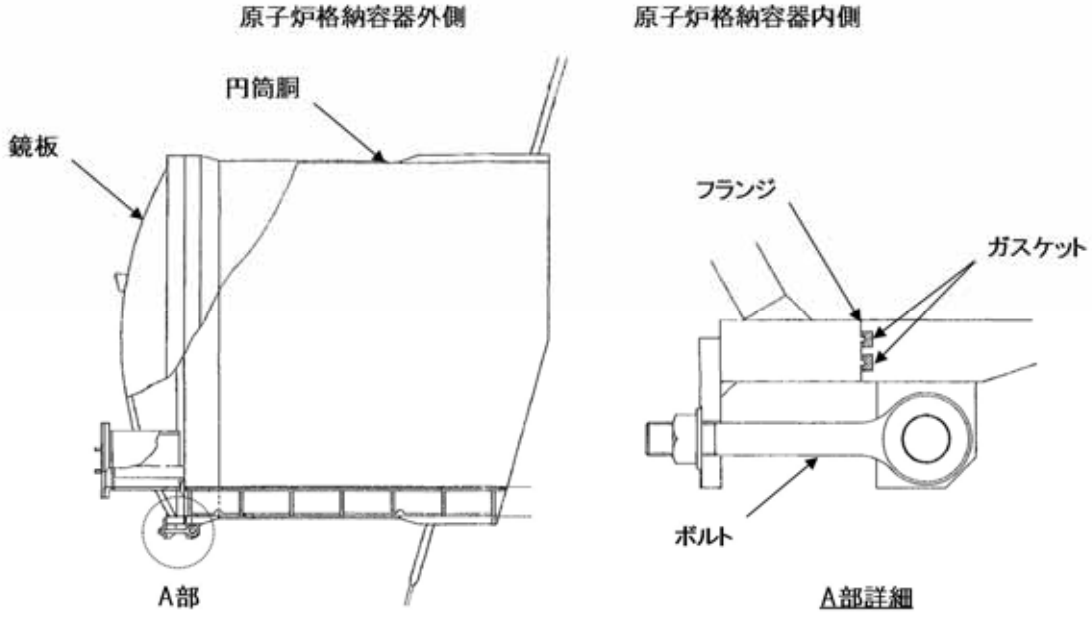
・フランジ固定部の強度

・ガスケットの健全性

機器搬入用ハッチの評価対象と評価方法を第 3-1 表に示す。

第 3-1 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 （円筒胴，鏡板，フランジ部）	延性破壊	・有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用した評価 ・設計・建設規格の評価式を準用した評価 ・既工認に準拠した評価
シール部 （フランジ，ガスケット）	開口，シール材劣化	・有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用した評価 ・試験結果等に用いた評価



第 3-1 図　機器搬入用ハッチ図

(1)　本体の耐圧

ａ．有限要素法を用いた弾塑性解析

機器搬入用ハッチの構造健全性評価として，機器搬入用ハッチのうち内圧による荷重を受け止める部位のうち，円筒胴，鏡板，フランジについて，東海第二発電所で実施した有限要素法による弾塑性解析結果を参照し，200℃，2Pd における延性破壊の有無を確認する。本解析手法の詳細は，別添 1-2 に記載する。

b.　許容圧力評価

機器搬入用ハッチの構造健全性評価として，機器搬入用ハッチのうち内圧による荷重を受け止める部位として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。

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（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機器搬入用ハッチ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，P_L+P_b（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち，機器搬入用ハッチに発生する応力が，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，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（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 2/3Su，P_L+P_bは 1.5×2/3Su（=Su）と規定されている。前者は，膜応力であり断面の応力が Su 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 Su 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。

(2) フランジ固定部の強度

a. 締付けボルトの強度評価

機器搬入用ハッチのフランジ締付ボルトについて，200℃，2Pd における強度を評価する。

b. フランジの開口評価

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，機器搬入用ハッチにおける開口量を評価する。

(3) ガスケットの健全性

シール材（ガスケット）はこれまでシリコンゴムを使用しているが，事故環境下における性能特性に優れたシール材である改良ＥＰＤＭ製シ

ール材に変更する。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。

また，格納容器ベント操作実施後の長期シール機能健全性を補強するために，高温蒸気に耐性があるバックアップシール材を追加塗布する。その有効性を，バックアップシール材の試験を元に評価し，格納容器閉じ込め機能の更なる信頼性を確認する。

3.2　評価

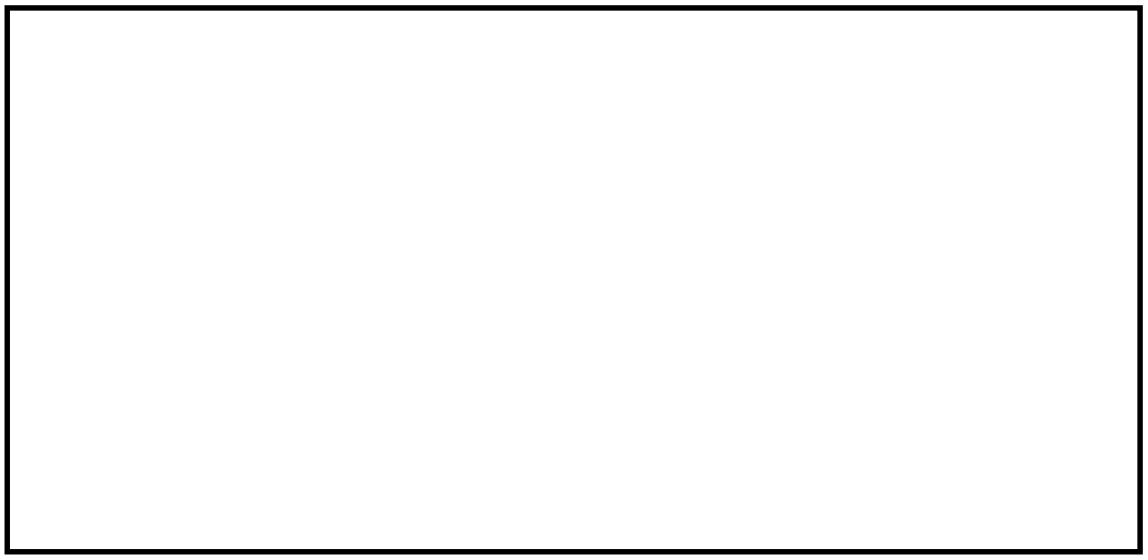
(1)　本体の耐圧

a.　有限要素法による弾塑性解析

機器搬入用ハッチの構造健全性について，有限要素法を用いた弾塑性解析結果から，200℃，2Pd における延性破壊の有無を確認した。評価部位として，機器搬入用ハッチのうち内圧による荷重を受け止める部位（円筒胴，鏡板，フランジ）を第 3-2 図に示す範囲についてモデル化している。

第 3 - 2 図　機器搬入用ハッチのモデル化範囲（網掛け部）

第 3-3 図に示すとおり，200℃，2Pd 条件下において，機器搬入用ハッチの円筒胴，鏡板，フランジは，相当塑性ひずみは発生しておらず，弾性範囲にあると判断する。



第 3 - 3 図　機器搬入用ハッチの相当塑性ひずみ分布図（200℃，2Pd）

b.　許容圧力評価

機器搬入用ハッチの構造健全性について，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を示す。評価部位として，内圧による荷重を受け止める部位（円筒胴，鏡板）を選択し，許容圧力を評価した。

評価に用いた主要仕様を第 3 - 2 表 に示す。

第 3 - 3 表 に，機器搬入用ハッチの許容圧力評価結果を示す。

第3-2表　機器搬入用ハッチの主要仕様

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

第 3 - 3 表　機器搬入用ハッチ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	設計引張強さ（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）	[redacted]
D_i	胴内径(mm)	
P	200℃における許容圧力	2.445
2.445MPa[gage] ＞ 0.62MPa[gage]（2Pd）		

②鏡板：ASME SA516 Gr.70（SGV480 相当）
許容圧力算定式：PVE-3323(1)項を準用
$P = 2S\eta t / (R + 0.2t)$

S	設計引張強さ（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）	[redacted]
R	鏡板内半径(mm)	
P	200℃における許容圧力	10.110
10.110MPa[gage] ＞ 0.62MPa[gage]（2Pd）		

(2)フランジ固定部の強度

a.　締付ボルトの強度評価

フランジの締付ボルトについて，200℃，2Pd における強度評価を，既工事計画認可申請書の強度計算をベースに評価する。機器搬入用ハッチの締付ボルト基本仕様を第 3 - 4 表，評価結果を第 3 - 5 表に示すが，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。

第 3 - 4 表　機器搬入用ハッチの主要仕様

項目	東海第二発電所
ボルト材質	ASME SA320 Gr.L43(SNCM439 相当)
ボルト呼び	
ボルトの本数	

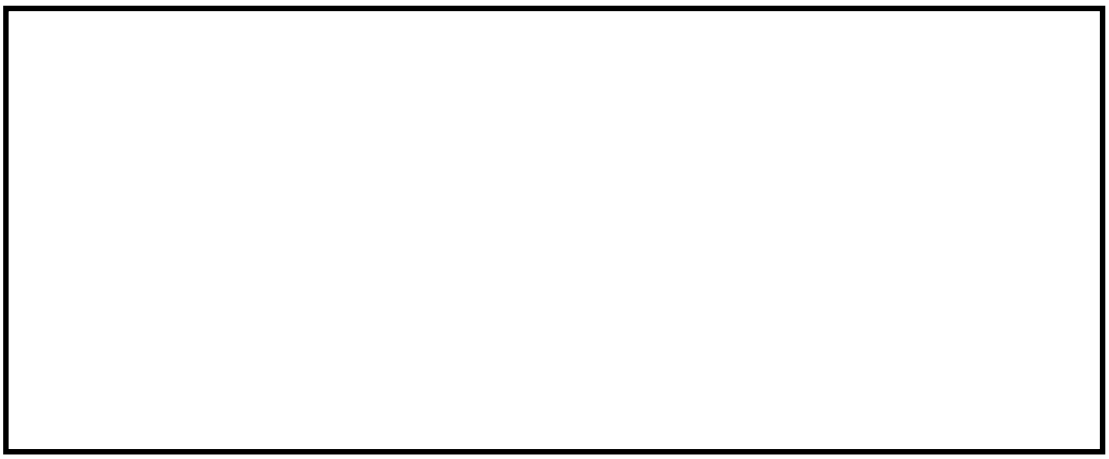
第 3 - 5 表　締付ボルトの評価結果（単位:MPa）

項目	東海第二発電所	許容値
機器搬入用ハッチ		576

b.　フランジの開口評価

原子炉格納容器の過温，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を評価した。解析モデルを第 3 - 4 図に，開口量の解析評価結果を第 3 - 5 図にそれぞれ示す。

2Pd における開口量は，内側ガスケット部で 外側ガスケット部で となる。



第 3－4 図　機器搬入用ハッチ開口部評価解析モデル

第3－5図　機器搬入用ハッチの各ガスケット部の圧力と開口変位の関係

(3)　ガスケットの健全性

フランジシール部は，内圧が低い段階ではボルトの初期締付けにより開口は抑制されているが，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。ただし，フランジ部が開口しても，フランジ部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。しかしながら，重大事故環境に晒されると，フランジシール部に使用されているシール材が劣化し，フランジの開口に追従できなくなり格納容器閉じ込め機能を損なう可能性がでてくる。

そこで，機器搬入用ハッチのフランジシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について，事故時環境下の耐性が優れた改良ＥＰＤＭ製シール材に変更して格納容器閉じ込め機能の強化を図る。従って，改良ＥＰＤＭ製シール材について，事故時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し，想定される事故シナリオにおけるシール機能を

評価する。なお，フランジ部のシール材は，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。

a.　シール材（改良ＥＰＤＭ）の圧縮永久ひずみ試験結果について

改良ＥＰＤＭ製シール材の事故時環境における劣化特性を，高温蒸気曝露の期間を確認するために，JIS K6262「加硫ゴム及び熱加塑性ゴムの常温・高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じて圧縮永久ひずみ試験を実施した。その結果を第3－6表に示す。なお，圧縮永久ひずみ測定とは，所定の圧縮率をかけ変形させた後，開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を0%とし，全く復元せずに完全に圧縮された状態のままである状態を100%としている。例えば，圧縮永久ひずみが第3－6表で示す[redacted]の場合は，シール材の初期締付量が[redacted]である東海第二を例に取ると[redacted]戻ることを意味する。この場合，[redacted]のフランジ部開口まではシール機能が確保可能と想定できる。

第 3-6 表　圧縮永久ひずみ試験※1 結果（改良ＥＰＤＭ材）

試験温度	200℃
構造部放射線照射量	[redacted]
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168h
ひずみ率※2	[redacted]※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　[redacted]の平均値

b.　改良ＥＰＤＭ製シール材の性能確認試験

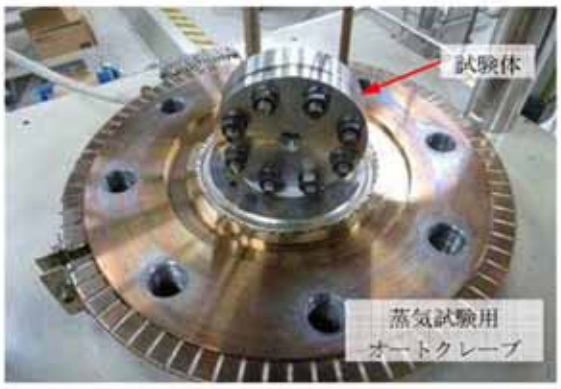
b－1 実機を模擬した小型フランジ試験

改良ＥＰＤＭ製シール材の性能を確認するために，圧縮永久ひずみ試験に加え，実機フランジＯリング溝を模擬した小型試験装置を用いて，事故環境に曝露した後のシール機能を確認した。試験装置を第3－6 図に示しており,実機Ｏリング溝の断面寸法を1/2 スケールとして試験治具を製作し，予めγ線照射したシール材を用いて試験体を作り，高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施した。

試験条件としては，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 を用いて実施している。また，高温曝露は高温空気及び高温蒸気で曝露し，温度については，格納容器限界温度である200℃と，さらに余裕を見た250℃を設定し,それぞれ7 日間(168h)一定温度で高温曝露している。また，試験治具のＯリング溝は内側に[redacted]の段差があり，その段差の間からシール材が高温空気又は蒸気に曝露されるため，事故時の格納容器過圧に伴うフランジ開口を考慮した状態で，高温曝露ができる試験体となっている。高温曝露後は，事故時に発生する水素を模擬するために,He により気密確認試験を実施している。気密確認試験では，格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)以上の気密性を確認するため最大で0.9MPa まで加圧して気密性を確認している。また，格納容器過圧に伴うフランジ開口時のシール材の気密性を確認するために，高温曝露後の試験体フランジを0.8mm 開口させ，その状態でもHe 気密確認試験を実施し，0.9MPa 加圧時に漏えいのないことを確認している。なお,開口量の0.8mm は,2Pd における開口量が最も大きなトップヘッドのフランジ開口量[redacted]

を1/2 スケールにしたものと同等である。

試験結果は第3-7 表で示すとおり,本試験により200℃が168 時間継続した場合の改良ＥＰＤM製シール材のシール機能の健全性を確認した。



第3－6 図　改良ＥＰＤM製シール材の性能確認試験装置

第3－7 表　He気密確認試験結果

No.	曝露条件	γ線照射量	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200℃, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気 1MPa, 250℃, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気 1MPa, 250℃, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし

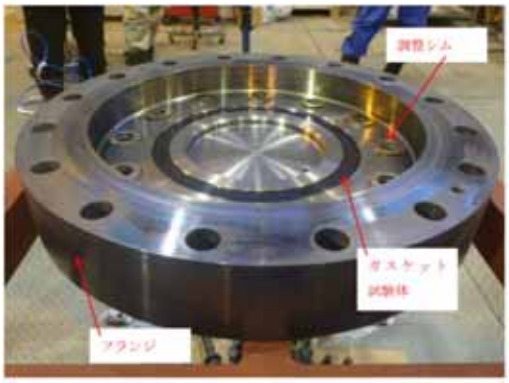
b－2 実機フランジモデル試験

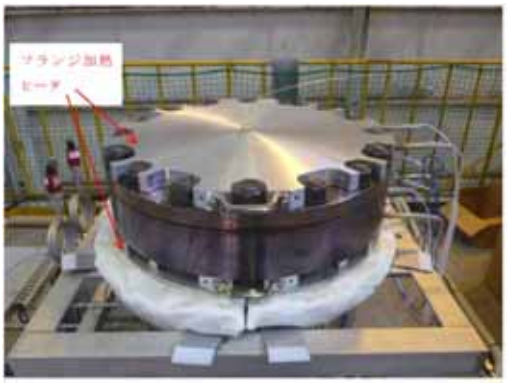
改良ＥＰＤＭ製シール材は前述の小型フランジ試験に加え，より大口径（ガスケット径：約250mm）の実機フランジモデル試験（実機フランジモデル試験）も実施しており，実機条件に近い状態でのシール健全性の確認を行っている。試験装置は第3－7 図，第3－8 図に示しており，試験フランジの溝断面形状は実機と同じとし，溝径を縮小した試験フランジとする。試験試料の断面形状は実機と同じとし，径を縮小した試験試料とする。予めγ線照射したシール材を用いて試験体を作り，高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施する。

試験条件としては，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を用いて実施している。また，ＥＰＤＭ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，高温曝露は蒸気ではなく高温空気（乾熱）で曝露し，温度については，格納容器限界温度である200℃と，さらに余裕を見た250℃，300℃とし，それぞれ定める期間を一定温度で高温曝露する。また，内圧作用時の実機フランジの開口を模擬するため，フランジ面に調整シムを挟んで押し込み量を調整できる装置にしている。

本試験装置によりシール材を高温曝露した後，気密確認試験を実施した。気密確認試験では，格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)を包絡する圧力で気密性を確認した。

第3 - 7 図 実機フランジモデル試験の装置概要





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 - 8 図　実機フランジモデル試験装置の外観

試験結果を第3-8 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℃・168Hr，250℃・96Hr，300℃・24Hrの耐性が確認された。第3-9 図に200℃・168Hrの試験ケースにおける試験体の外観を示す。第3-9 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 3-8 表　シビアアクシデント条件での試験結果

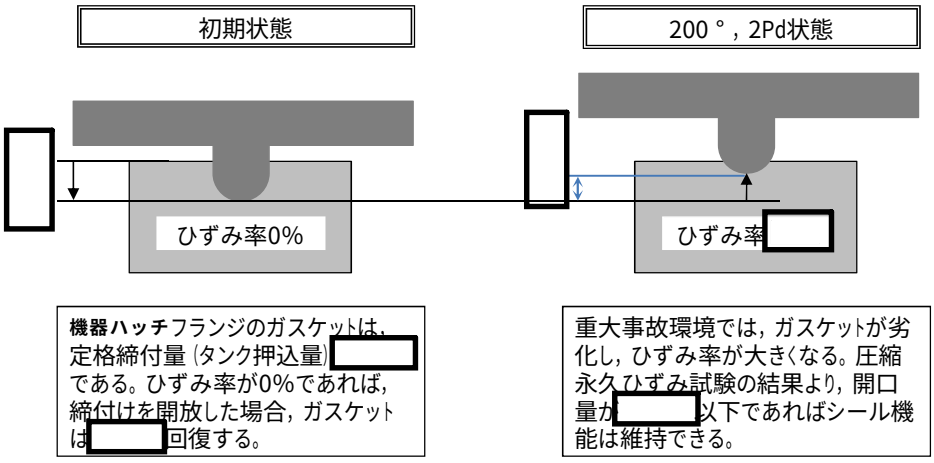
No.	試験体	温度	継続時間	押し込み量	漏えいの有無
1	改良 EPDM（[redacted]）	200℃	168Hr	0mm	無
2	改良 EPDM（[redacted]）	250℃	96Hr	0mm	無
3	改良 EPDM（[redacted]）	250℃	96Hr	0mm	無
4	改良 EPDM（[redacted]）	300℃	24Hr	0mm	無
5	改良 EPDM（[redacted]）	300℃	24Hr	0mm	無

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）

第 3-9 図　200℃・168Hr 試験後の試験体外観

ガスケットの健全性を評価するにあたり，機器搬入用ハッチフランジに許容される開口量について以下のように設定する。

第 3-10 図に開口量とシール材のシール性関係図を示す。東海第二発電所の機器搬入用ハッチフランジは，タング（突起）がガスケットを押し込む構造であり，フランジの定格締付量（タング押込量）は□である。圧力の増加に伴いフランジ部は開口するが，「シール材（改良ＥＰＤＭ）の圧縮永久ひずみ試験」より得られたガスケットの圧縮永久ひずみ率□をもとに，ガスケットの事故時環境における最大復元量を評価すると，□（＝□×（100％－□））となる。また，「実機フランジモデル試験」から 200℃，2Pd におけるタング押込量 0mm においてシール機能が維持されていることを確認したことから，許容開口量は，最大復元量と同じ□に設定する。

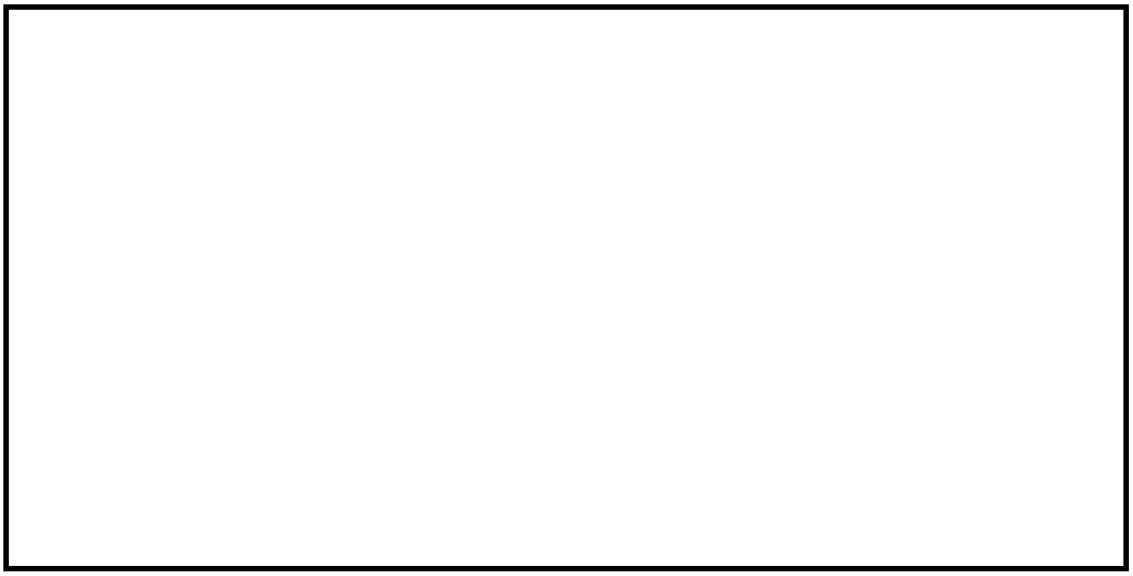


第 3-10 図　ひずみ率と許容開口量関係図

本評価に用いる許容開口量は，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」シーケンスのベント実施タイミング（事故後約 19 時間）における環境条件を包絡する 168h 後における圧縮永久ひずみ

試験結果（ひずみ率）から[　　]としている。

したがって，(2)b 項にて求めた 200℃，2Pd（0.62MPa[gage]）における開口量は，内側ガスケット部で[　　] 外側ガスケット部で[　　]であり，許容開口量[　　]を下回り，シール機能が維持できることを確認した（第 3-11 図）。



第 3-11 図　圧力と開口量の関係（東海第二発電所モデル，200℃）

c.　バックアップシール材のシール機能について

格納容器閉じ込め機能強化の更なる信頼性向上を目途としたバックアップシール材は第 3 - 12 図で示すように，現行シール材のシール溝よりも外側のフランジ面全周に塗布できるシール材である。バックアップシール材は，耐高温性，耐蒸気性，耐放射線性が確認され，重大事故環境下においてもシール機能を発揮できるものを用いる。バックアップシール材の性能は，第 3 - 13 図で示す試験装置で，事故環境下に曝された後のシール機能について評価されている。

c - 1 バックアップシール材の性能確認試験

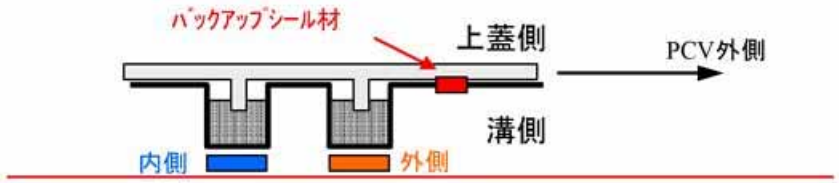
試験条件としては，事故条件を模擬するために，放射線照射量はフランジ部の事故後7 日間の累積放射線量の目安である800kGy を用いて実施している。また，高温曝露は高温蒸気で曝露し，温度については,格納容器限界温度200℃に余裕を見た250℃を設定し,7 日間(168h)一定温度で高温曝露している。高温曝露後は，事故時に発生する水素を模擬するために,He により気密確認試験を実施している。気密確認試験では，格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)以上の気密性を確認するため最大で0.9MPa まで加圧して気密性を確認している。

また，重大事故時には事故後ベント実施までは圧力が2Pd 近傍と高くなりフランジ部が開口することから，フランジ開口を経験した後にバックアップシール材に気密性があるか否かを確認するため，30cm 中型試験体を用いて隙間ゲージで一度変位を経験させた後に He 気密試験を実施した（開口模擬後気密確認試験）。試験の流れとしては，バックアップシール材を塗布したフランジを乾燥させた後

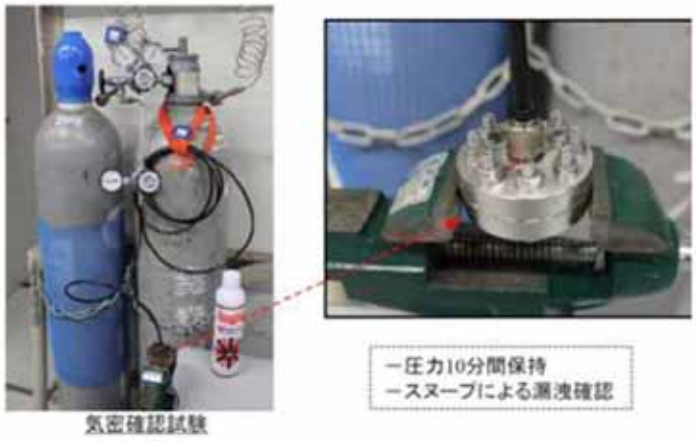
に，隙間ゲージで変位を加え，その後隙間ゲージを引き抜いて試験フランジの変位を当初位置に戻す。その状態でHe 気密確認試験を実施し，0.9MPa 加圧時に漏えいのないことを確認している。なお，開口模擬後気密確認試験は試験装置上の理由から，バックアップシール材に高温曝露は経験させていない。しかしながら，FT－IR 分析により250℃蒸気曝露で構造の変化量は小さく，顕著な劣化が認められなかったことから，高温曝露有無は事故時開口を模擬したバックアップシール材の性能を確認する試験では，試験結果に大きな影響を与えないと考えている。

試験の結果は，第3-9表に示しており，バックアップシール材は250℃蒸気曝露が168h 継続したとしても気密性が確保できることを確認している。また，250℃蒸気曝露が168h 継続した後のバックアップシール材の化学構造の変化を確認するためにFT-IR 分析を実施し，曝露前後でもバックアップシール材の化学構造がほとんど変化していないことを確認している。よって，250℃蒸気曝露環境下では有意な劣化はほとんど無いことから，格納容器限界温度である200℃状態が長期継続したときであっても，バックアップシール材により格納容器閉じ込め機能の健全性は確保できる。

以上のことから，バックアップシール材について格納容器限界温度200℃における長期シール性が確認できた。また，ベント実施までの間に格納容器過圧によるフランジ開口を経験したとしても，ベント後のフランジ開口量が小さい領域では高温性に優れたシール機能を発揮することが確認できた。よって，バックアップシール材は，格納容器ベント操作後の長期シール機能強化に有効である。



第3 - 12 図　バックアップシール材イメージ図



第3 - 13 図　バックアップシール材の気密試験

第3 - 9 表　バックアップシール材の気密性試験結果

試験条件	温度	蒸気曝露	放射線照射	気密試験
蒸気曝露なし	350℃	－	－	○
	350℃	－	827Gy	○
蒸気曝露あり	250℃	168h	819Gy	○

○は気密試験時に「漏えいなし」を示す

c - 2 バックアップシール材の塗布条件

バックアップシール材のシール機能が確保されるための塗布幅，塗布厚さ，塗布作業に関する条件は，各種試験の結果から第3-10表の通り定めている。塗布幅は幅が広い程シール機能が向上するが，試験でシール機能が確認できた最小の塗布幅を元に設定している。塗布厚さについては，シール機能が確認できた塗布厚さを元に設定している。また，バックアップシール材は塗布後，除々に乾燥して固まるため，塗布後にフランジ閉鎖するまでの時間を制約として設けることにしている。この時間についても，試験によりバックアップシール材の乾燥時間を考慮して，シール機能が確認できた時間を元に設定している。

第3 - 10 表　バックアップシール材の塗布条件

項目	塗布条件
バックアップシール材の塗布幅	
バックアップシール材の塗布厚さ	
塗布後，フランジ閉鎖までの時間	

c - 3 バックアップシール材の品質確認

バックアップシール材は第3 - 10表の条件で塗布することで，シール機能が確保可能である。従って，バックアップシール材塗布作業時に「塗布幅」，「塗布厚さ」，「塗布後，フランジ閉鎖までの時間」を確認することで品質を確認する。「塗布幅」，「塗布厚さ」については，それら幅，厚さを担保可能な専用治具を用いてバックアップシール材を塗布作業する等で，品質確認を行う。「塗布後，

フランジ閉鎖までの時間」については，塗布作業時間を管理することで品質確認を行う。

d. 「改良ＥＰＤM製シール材＋バックアップシール材」のシール機能について

前述の通り，バックアップシール材は重大事故環境においても優れた耐性をもつことが示されたため，「改良ＥＰＤM製シール材＋バックアップシール材」を組み合わせることで，事故環境下における原子炉格納容器閉じ込め機能の更なる信頼性向上を図る計画を進めている。

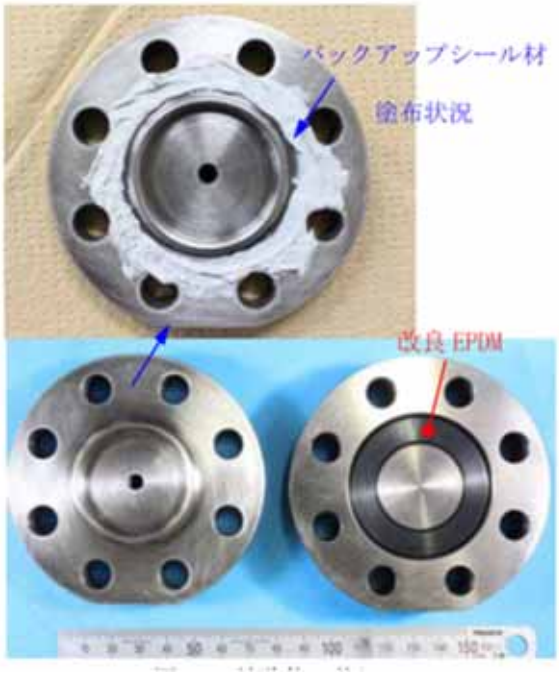
改良ＥＰＤM製シール材は，事故時の耐環境性に優れていることを確認しているが，一般的に劣化モードとして酸化劣化があげられるため，長期シール性の信頼性を向上させるためには，劣化要因である酸素の高温状態曝露を回避することが必要になる。バックアップシール材は，フランジ外側ガスケット部よりも外周のフランジ面に塗布することから，改良ＥＰＤMシール材への格納容器外側からの酸素供給を遮断する役割も果たすことができるため，酸化劣化によるシール機能低下を抑えることが可能である。

よって，事故発生後の改良ＥＰＤM製シール材の長期健全性を補強することができるため，更なる格納容器閉じ込め機能強化対策として「改良ＥＰＤM製シール材＋バックアップシール材」を採用する。その効果については事項で示す。

e.　事故後長期間のシール機能について

重大事故時の格納容器閉じ込め機能の信頼性を強化するために,「改良ＥＰＤＭ＋バックアップシール材」を組合せ，事故後 168 時間以降の長期におけるシール機能について試験により確認した（試験装置を第 3 - 14 図に示す）。前述の通り，バックアップシール材の 200℃状態における長期健全性を確認しており，有意な劣化が見られないことから，長期にわたって状態は変化せず，シール機能が確保されるものと考える。また，改良ＥＰＤM製シール材とその外側にバックアップシール材を適用した条件で長期間高温曝露を実施した後に He 気密確認試験を実施しているが，少なくとも 45 日間の高温曝露（200℃）を経験しても，気密性に問題ないことが確認できている。試験結果を，第 3-11 表に示す。

なお，原子炉格納容器閉じ込め機能として最も厳しいシナリオである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用しないシーケンスにおいて，格納容器雰囲気温度は，7 日間（168 時間）時点で 150℃未満であり，その後の格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下傾向となるため,7 日間（168 時間）以降は 150℃を下回る。従って，これよりも過酷な 200℃状態が 30 日間継続しても格納容器閉じ込め機能は健全であることが試験により確認できているため，事故後長期のシール性向上のためには「改良ＥＰＤＭ＋バックアップシール材」は有効であると考えている。



第3－14 図　「改良ＥＰＤＭ＋バックアップシール材」組合せ試験装置

第 3－11 表　「改良ＥＰＤＭ＋バックアップシール材」組合せ試験結果

試験体	曝露状態	曝露期間	改良 EPDM 放射線曝露	加圧 媒体	試験 圧力	試験結果
改良 EPDM＋ バックアップシール材	乾熱 200℃	30 日	800kGy	He	0.9MPa	漏えいなし
	乾熱 200℃	45 日	800kGy	He	0.9MPa	漏えいなし

3.3　評価結果

機器搬入用ハッチの健全性評価結果を第3－12表に示す。

第3－12 表 機器搬入用ハッチの健全性評価結果

No.	大項目	評価方法	評価	結果
(1)	本体の耐圧	①有限要素法を用いた弾塑性解析 ②許容圧力評価	200℃，2Pdにおけるフランジ部は弾性範囲にあることを確認。 許容圧力は，2Pd以上であることを確認。	○
(2)	フランジ固定部の強度	①締付けボルト評価	200℃，2Pdにおける締付ボルトの一次応力は，許容値：2／3 Suを満足することを確認	○
		②フランジ開口評価	200℃，2Pdにおけるフランジ開口を評価 （以下(3)ガスケットの健全性と併せて健全性評価を行う）	－
(3)	ガスケットの健全性	シール材劣化，開口量評価，バックアップシール材試験結果を用いた評価	・ガスケット（改良EPDM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。 ・更なる安全対策向上として「改良EPDMシール材＋バックアップシール材」を適用することにより，改良EPDMシール材の長期信頼性を補強する。	○

以上により，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。

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

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ており，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考えることができる。

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，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。

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

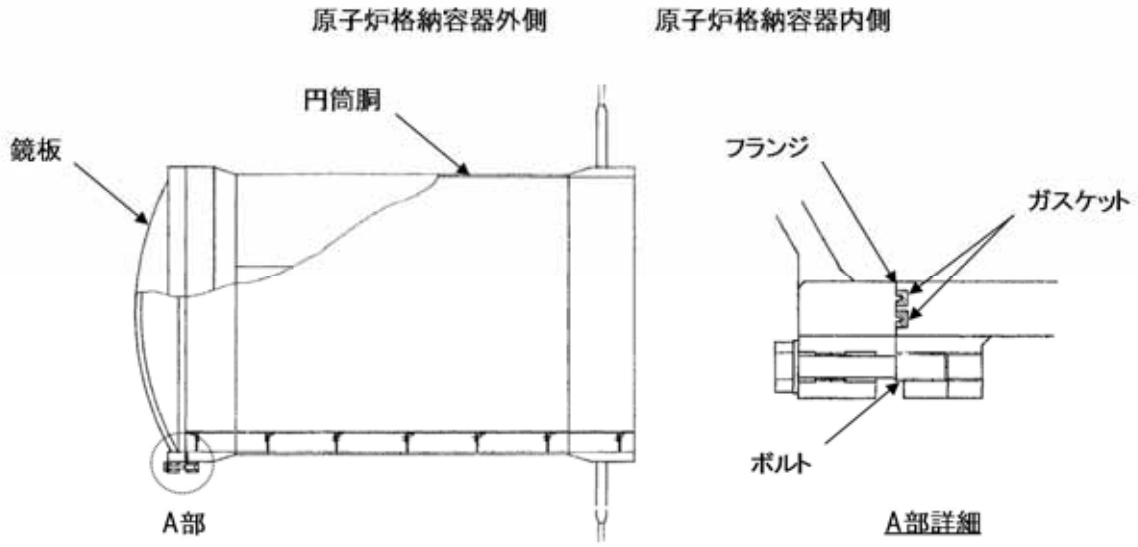
・フランジ固定部の強度

・ガスケットの健全性

サプレッション・チェンバアクセスハッチの評価対象と評価方法を第4-1 表に示す。

第 4-1 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 （円筒胴，鏡板，フランジ部）	延性破壊	・有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用した評価 ・設計・建設規格の評価式を準用した評価 ・既工認に準拠した評価
シール部 （フランジ，ガスケット）	開口，シール材劣化	・有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用した評価 ・試験結果等に用いた評価



第 4-1 図　サプレッション・チェンバアクセスハッチの評価対象

(1)　本体の耐圧

a.　有限要素法を用いた弾塑性解析

サプレッション･チェンバアクセスハッチの構造健全性評価として，サプレッション・チェンバアクセスハッチのうち内圧による荷重を受け止める部位のうち，円筒胴，鏡板，フランジについて，有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用し，200℃，2Pd における延性破壊の発生の有無を確認する。本解析手法の詳細は，別添 1-2 に記載する。

b.　許容圧力評価

サプレッション･チェンバアクセスハッチの構造健全性評価として，機器搬入用ハッチのうち内圧による荷重を受け止める部位として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。

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（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サプレッション・チェンバアクセスハッチ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，P_L+P_b（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち，サプレッション・チェンバアクセスハッチに発生す

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，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（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 2/3Su，P_L+P_bは 1.5×2/3Su（=Su）と規定されている。前者は，膜応力であり断面の応力が Su 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 Su 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。

(2)　フランジ固定部の強度

a.　締付けボルトの強度評価

サプレッション・チェンバアクセスハッチのフランジ締付ボルトについて，200℃，2Pd における強度を評価する。

b.　フランジの開口評価

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における開口量を評価する。

(3)　ガスケットの健全性

シール材（ガスケット）はこれまでシリコンゴムを使用しているが，事故環境下における性能特性に優れたシール材である改良ＥＰＤM製シール材に変更する。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。

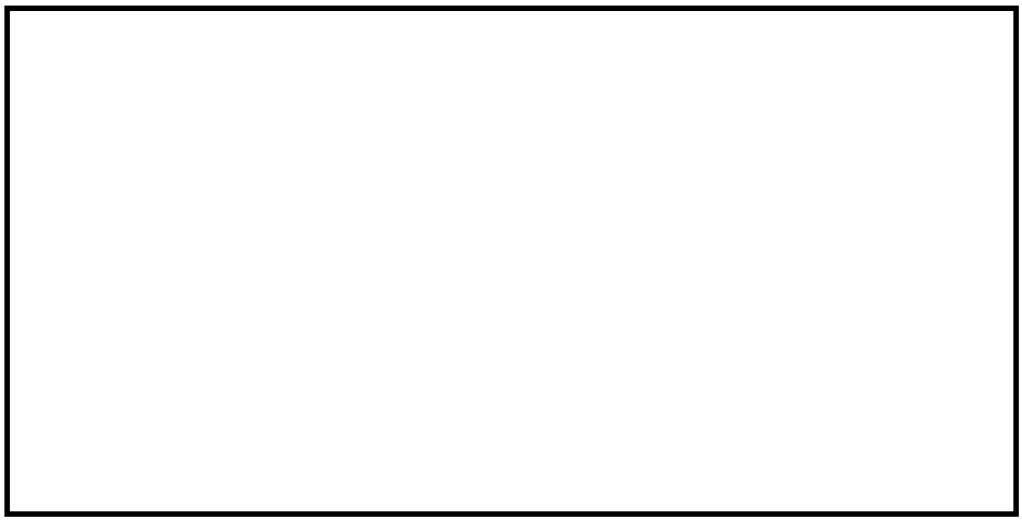
また，格納容器ベント操作実施後の長期シール機能健全性を補強するために，高温蒸気に耐性があるバックアップシール材を追加塗布する。その有効性を，バックアップシール材の試験を元に評価し，格納容器閉じ込め機能の更なる信頼性を確認する。

4.2　評価

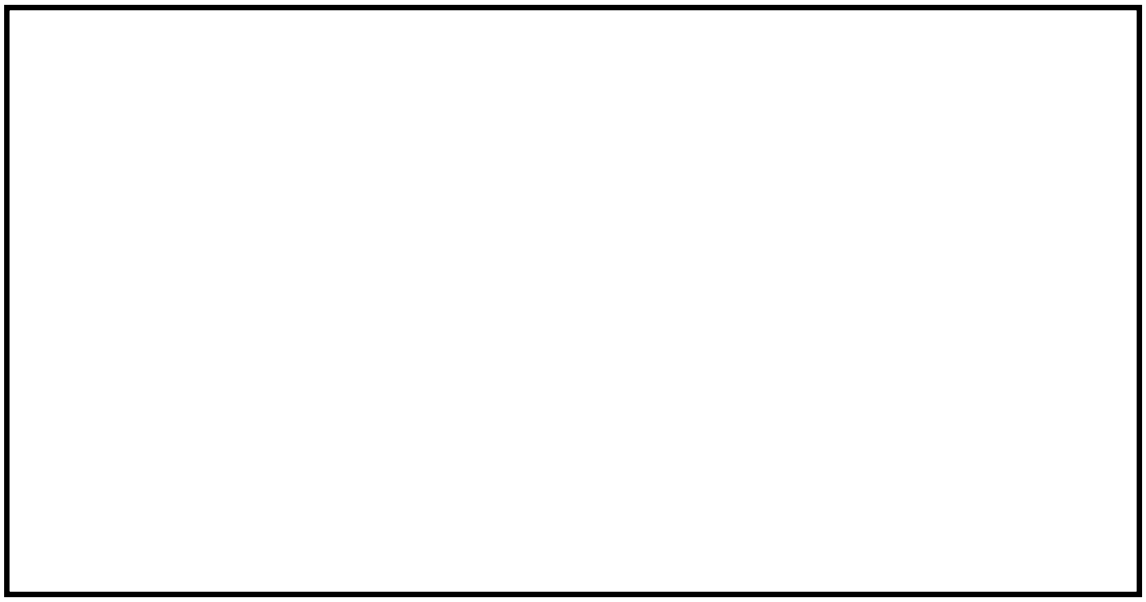
(1)　本体の耐圧

a.　有限要素法を用いた弾塑性解析

サプレッション・チェンバアクセスハッチの構造健全性について，有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用し，200℃，2Pd における延性破壊の有無を確認した結果を示す。評価部位として，サプレッション・チェンバアクセスハッチのうち内圧による荷重を受け止める部位（円筒胴，鏡板，フランジ）を第 3-2 図に示す範囲についてモデル化している。



第 4 - 2 図　サプレッション・チェンバアクセスハッチの
モデル化の範囲（網掛け部）



第 4 - 3 図　サプレッション・チェンバアクセスハッチの
相当塑性ひずみ（200℃，2Pd）

第 4-3 図に示すとおり，200℃，2Pd 条件下において，サプレッション・チェンバアクセスハッチの円筒胴，鏡板，フランジは，相当塑性ひずみは発生しておらず，弾性範囲にあると判断する。

b.　許容圧力評価

サプレッション・チェンバアクセスハッチの構造健全性について，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を示す。評価部位として，内圧による荷重を受け止める部位（円筒胴，鏡板）を選択し，許容圧力を評価した。

評価に用いた主要仕様を第4-2表 に示す。

第4-3表 に，サプレッション・チェンバアクセスハッチの許容圧力評価結果を示す。

第4-2表　サプレッション・チェンバアクセスハッチの主要仕様

項目	東海第二発電所
最高使用圧力（MPa）	0.31
最高使用温度（℃）	104.5
材料	ASME SA516 Gr.70(SGV480 相当)
内径（mm）	
胴板厚さ（mm）	
蓋板厚さ（mm）	

第4-3表 サプレッション・チェンバアクセスハッチ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 = 2Si-tat / (Di+1.2t)

S	設計引張強さ（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）	[redacted]
D_i	胴内径(mm)	
P	200℃における許容圧力	4.493
4.493MPa[gage] ＞ 0.62MPa[gage] (2Pd)		

②鏡板：ASME SA516 Gr.70（SGV480相当）
許容圧力算定式：PVE-3323(1)項を準用
P ＝ 2Sηt ／ (R＋0.2t)

S	設計引張強さ（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）	[redacted]
R	鏡板内半径(mm)	
P	200℃における許容圧力	10.637
10.637MPa[gage] ＞ 0.62MPa[gage] (2Pd)		

(2)フランジ固定部の強度

a. 締付ボルトの強度評価

フランジの締付ボルトについて，200℃，2Pdにおける強度評価を，既工事計画認可申請書の強度計算をベースに評価する。サプレッション・チェンバアクセスハッチの締付ボルト基本仕様を第4-4表，評価結果を第4-5表に示すが，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。

第 4 - 4 表　サプレッション・チェンバアクセスハッチの主要仕様

項目	東海第二発電所
ボルト材質	ASME SA320 Gr.L43(SNCM439 相当)
ボルト呼び	
ボルトの本数	

第 4 - 5 表　締付ボルトの評価結果（単位:MPa）

項目	東海第二発電所	許容値
サプレッション・チェンバアクセスハッチ		576

b.　フランジの開口評価

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を評価した。解析モデルを第 4 - 4 図に，開口量の解析評価結果を第 4 - 5 図にそれぞれ示す。

2Pd における開口量は，内側ガスケット部で約　外側ガスケット部で約　となる。

第 4－4 図　サプレッション・チェンバアクセスハッチ開口部評価解析モデル

第4－5図　サプレッション・チェンバアクセスハッチの
各ガスケット部の圧力と開口変位の関係

(3)　ガスケットの健全性

フランジシール部は，内圧が低い段階ではボルトの初期締付けにより開口は抑制されているが，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。ただし，フランジ部が開口しても，フランジ部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。しかしながら，重大事故環境に晒されると，フランジシール部に使用されているシール材が劣化し，フランジの開口に追従できなくなり格納容器閉じ込め機能を損なう可能性がでてくる。

そこで，サプレッション・チェンバアクセスハッチのフランジシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について，事故時環境下の耐性が優れた改良ＥＰＤM製シール材に変更して格納容器閉じ込め機能の強化を図る。従って，改良ＥＰＤM製シール材について，事故時の

温度や放射線による劣化特性を試験により確認し，想定される事故シナリオにおけるシール機能を評価する。なお，フランジ部のシール材は，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。

a.　シール材（改良ＥＰＤＭ）の圧縮永久ひずみ試験結果について

改良ＥＰＤＭ製シール材の事故時環境における劣化特性を，高温蒸気曝露の期間を確認するために，JIS K6262「加硫ゴム及び熱加塑性ゴムの常温・高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じて圧縮永久ひずみ試験を実施した。その結果を第4－6表に示す。なお，圧縮永久ひずみ測定とは，所定の圧縮率をかけ変形させた後，開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を0%とし，全く復元せずに完全に圧縮された状態のままである状態を100%としている。例えば，圧縮永久ひずみが第4－5表で示す[redacted]の場合は，シール材の初期締付量が[redacted]である東海第二を例に取ると[redacted]戻ることを意味する。この場合，[redacted] のフランジ部開口まではシール機能が確保可能と想定できる。

第 4-6 表　圧縮永久ひずみ試験※1 結果（改良ＥＰＤＭ材）

試験温度	200℃
構造部放射線照射量	[redacted]
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168h
ひずみ率※2	[redacted]※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 [redacted]の平均値

b.　改良ＥＰＤＭ製シール材の性能確認試験

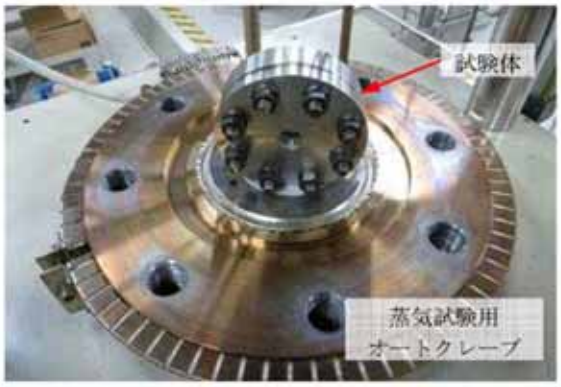
b－1 実機を模擬した小型フランジ試験

改良ＥＰＤＭ製シール材の性能を確認するために，圧縮永久ひずみ試験に加え，実機フランジＯリング溝を模擬した小型試験装置を用いて，事故環境に曝露した後のシール機能を確認した。試験装置を第4－6 図に示しており,実機Ｏリング溝の断面寸法を1/2 スケールとして試験治具を製作し，予めγ線照射したシール材を用いて試験体を作り，高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施した。

試験条件としては，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 を用いて実施している。また，高温曝露は高温空気及び高温蒸気で曝露し，温度については，格納容器限界温度である200℃と，さらに余裕を見た250℃を設定し,それぞれ7 日間(168h)一定温度で高温曝露している。また，試験治具のＯリング溝は内側に[redacted]の段差があり，その段差の間からシール材が高温空気又は蒸気に曝露されるため，事故時の格納容器過圧に伴うフランジ開口を考慮した状

態で，高温曝露ができる試験体となっている。高温曝露後は，事故時に発生する水素を模擬するために,He により気密確認試験を実施している。気密確認試験では，格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)以上の気密性を確認するため最大で0.9MPa まで加圧して気密性を確認している。また，格納容器過圧に伴うフランジ開口時のシール材の気密性を確認するために，高温曝露後の試験体フランジを0.8mm 開口させ，その状態でもHe 気密確認試験を実施し，0.9MPa 加圧時に漏えいのないことを確認している。なお,開口量の0.8mm は,2Pd における開口量が最も大きなトップヘッドのフランジ開口量( )を1/2 スケールにしたものと同等である。

試験結果は第4-7 表で示すとおり,本試験により200℃が168 時間継続した場合の改良ＥＰＤＭ製シール材のシール機能の健全性を確認した。



第4－5 図　改良ＥＰＤＭ製シール材の性能確認試験装置

第4－7 表　He気密確認試験結果

No.	曝露条件	γ線照射量	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200℃，168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気 1MPa，250℃，168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気 1MPa，250℃，168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし

b－2 実機フランジモデル試験

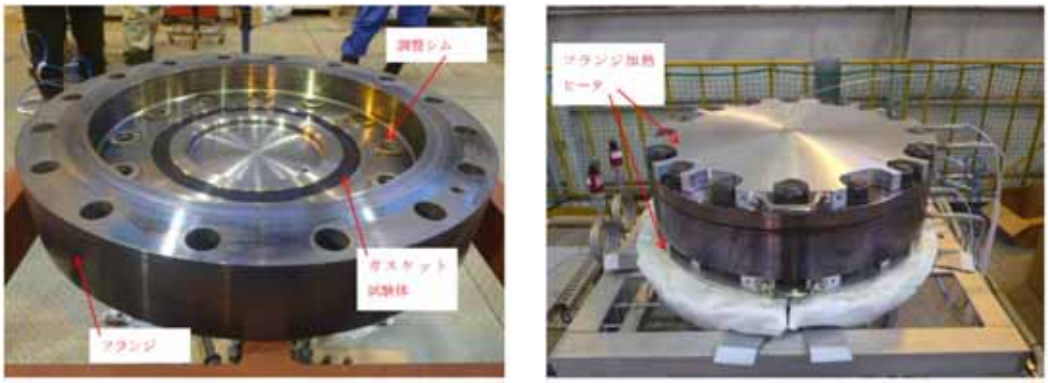
改良ＥＰＤM製シール材は前述の小型フランジ試験に加え，より大口径（ガスケット径：約250mm）の実機フランジモデル試験（実機フランジモデル試験）も実施しており，実機条件に近い状態でのシール健全性の確認を行っている。試験装置は第4－7 図，第4－8 図に示しており，試験フランジの溝断面形状は実機と同じとし，溝径を縮小した試験フランジとする。試験試料の断面形状は実機と同じとし，径を縮小した試験試料とする。予めγ線照射したシール材を用いて試験体を作り，高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施する。

試験条件としては，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を用いて実施している。また，ＥＰＤM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，高温曝露は蒸気ではなく高温空気（乾熱）で曝露し，温度については，格納容器限界温度

である200℃と，さらに余裕を見た250℃，300℃とし，それぞれ定める期間を一定温度で高温曝露する。また，内圧作用時の実機フランジの開口を模擬するため，フランジ面に調整シムを挟んで押し込み量を調整できる装置にしている。

本試験装置によりシール材を高温曝露した後，気密確認試験を実施した。気密確認試験では，格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)を包絡する圧力で気密性を確認した。

第4－7 図　実機フランジモデル試験の装置概要



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4－8 図　実機フランジモデル試験装置の外観

試験結果を第4-8 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℃・168Hr，250℃・96Hr，300℃・24Hrの耐性が確認された。第4-9 図に200℃・168Hrの試験ケースにおける試験体の外観を示す。第4-9 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 4-8 表　シビアアクシデント条件での試験結果

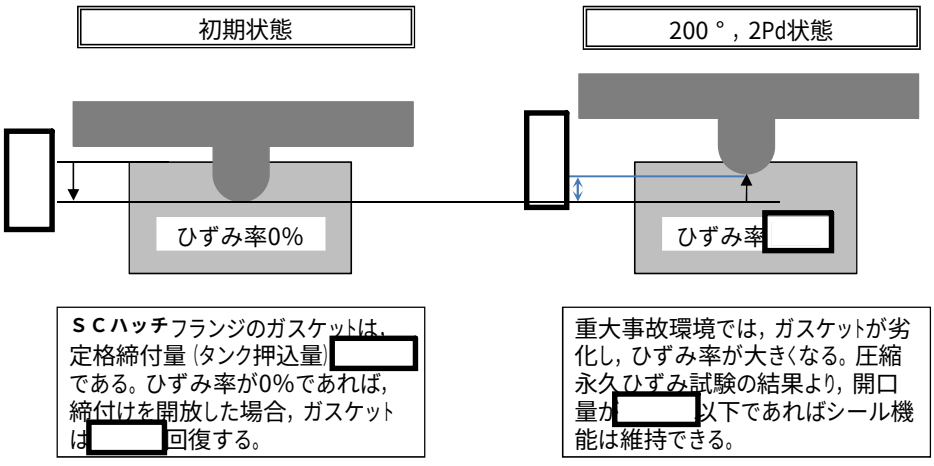
No.	試験体	温度	継続時間	押し込み量	漏えいの有無
1	改良 EPDM（[redacted]）	200℃	168Hr	0mm	無
2	改良 EPDM（[redacted]）	250℃	96Hr	0mm	無
3	改良 EPDM（[redacted]）	250℃	96Hr	0mm	無
4	改良 EPDM（[redacted]）	300℃	24Hr	0mm	無
5	改良 EPDM（[redacted]）	300℃	24Hr	0mm	無

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）

第 4-9 図　200℃・168Hr 試験後の試験体外観

ガスケットの健全性を評価するにあたり，サプレッション・チェンバアクセスハッチのフランジに許容される開口量について以下のように設定する。

第 4-10 図に開口量とシール材のシール性関係図を示す。東海第二発電所のサプレッション・チェンバアクセスハッチのフランジは，タング（突起）がガスケットを押し込む構造であり，フランジの定格締付量（タング押込量）は［　　］である。圧力の増加に伴いフランジ部は開口するが，「シール材（改良ＥＰＤＭ）の圧縮永久ひずみ試験」より得られたガスケットの圧縮永久ひずみ率［　　］をもとに，ガスケットの事故時環境における最大復元量を評価すると，［　　］（＝［　　］×（100％－［　　］））となる。また，「実機フランジモデル試験」から 200℃，2Pd におけるタング押込量 0mm においてシール機能が維持されていることを確認したことから，許容開口量は，最大復元量と同じ［　　］に設定する。

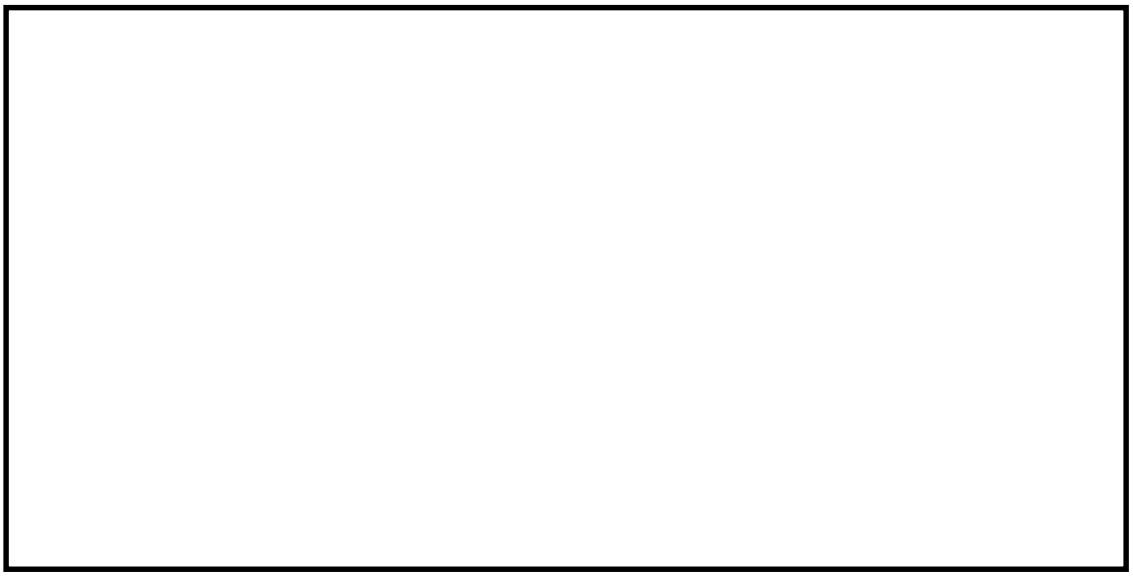


第 4-10 図　ひずみ率と許容開口量関係図

本評価に用いる許容開口量は，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」シーケンスのベント実施タイミング（事故後約

19 時間）における環境条件を包絡する 168h 後における圧縮永久ひずみ試験結果（ひずみ率）から[redacted]としている。

したがって，(2)b 項にて求めた 200℃，2Pd（0.62MPa[gage]）における開口量は，内側ガスケット部で[redacted] 外側ガスケット部で[redacted]であり，許容開口量[redacted]を下回り，シール機能が維持できることを確認した（第 4-11 図）。



第 4-11 図　圧力と開口量の関係（東海第二発電所モデル，200℃）

c.　バックアップシール材のシール機能について

格納容器閉じ込め機能強化の更なる信頼性向上を目途としたバックアップシール材は第 4 - 12 図で示すように，現行シール材のシール溝よりも外側のフランジ面全周に塗布できるシール材である。バックアップシール材は，耐高温性，耐蒸気性，耐放射線性が確認され，重大事故環境下においてもシール機能を発揮できるものを用いる。バックアップシール材の性能は，第 4 - 13 図で示す試験装置で，事故環境下に曝された後のシール機能について評価されている。

c - 1 バックアップシール材の性能確認試験

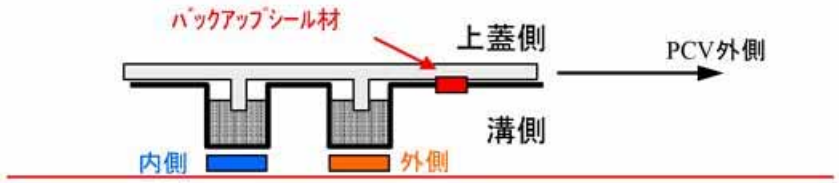
試験条件としては，事故条件を模擬するために，放射線照射量はフランジ部の事故後7 日間の累積放射線量の目安である800kGy を用いて実施している。また，高温曝露は高温蒸気で曝露し，温度については,格納容器限界温度200℃に余裕を見た250℃を設定し,7 日間(168h)一定温度で高温曝露している。高温曝露後は，事故時に発生する水素を模擬するために,He により気密確認試験を実施している。気密確認試験では，格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)以上の気密性を確認するため最大で0.9MPa まで加圧して気密性を確認している。

また，重大事故時には事故後ベント実施までは圧力が2Pd 近傍と高くなりフランジ部が開口することから，フランジ開口を経験した後にバックアップシール材に気密性があるか否かを確認するため，30cm 中型試験体を用いて隙間ゲージで一度変位を経験させた後に He 気密試験を実施した（開口模擬後気密確認試験）。試験の流れとしては，バックアップシール材を塗布したフランジを乾燥させた後

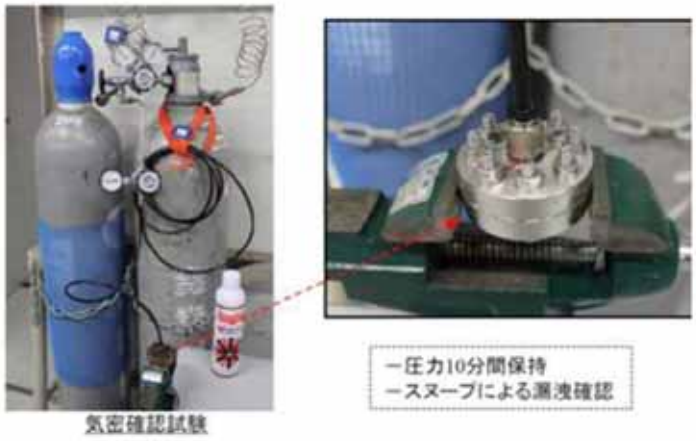
に，隙間ゲージで変位を加え，その後隙間ゲージを引き抜いて試験フランジの変位を当初位置に戻す。その状態でHe 気密確認試験を実施し，0.9MPa 加圧時に漏えいのないことを確認している。なお，開口模擬後気密確認試験は試験装置上の理由から，バックアップシール材に高温曝露は経験させていない。しかしながら，FT－IR 分析により250℃蒸気曝露で構造の変化量は小さく，顕著な劣化が認められなかったことから，高温曝露有無は事故時開口を模擬したバックアップシール材の性能を確認する試験では，試験結果に大きな影響を与えないと考えている。

試験の結果は，第4-9表に示しており，バックアップシール材は250℃蒸気曝露が168h 継続したとしても気密性が確保できることを確認している。また，250℃蒸気曝露が168h 継続した後のバックアップシール材の化学構造の変化を確認するためにFT-IR 分析を実施し，曝露前後でもバックアップシール材の化学構造がほとんど変化していないことを確認している。よって，250℃蒸気曝露環境下では有意な劣化はほとんど無いことから，格納容器限界温度である200℃状態が長期継続したときであっても，バックアップシール材により格納容器閉じ込め機能の健全性は確保できる。

以上のことから，バックアップシール材について格納容器限界温度200℃における長期シール性が確認できた。また，ベント実施までの間に格納容器過圧によるフランジ開口を経験したとしても，ベント後のフランジ開口量が小さい領域では高温性に優れたシール機能を発揮することが確認できた。よって，バックアップシール材は，格納容器ベント操作後の長期シール機能強化に有効である。



第4 - 12 図　バックアップシール材イメージ図



第4 - 13 図　バックアップシール材の気密試験

第4 - 9 表　バックアップシール材の気密性試験結果

試験条件	温度	蒸気曝露	放射線照射	気密試験
蒸気曝露なし	350℃	－	－	○
	350℃	－	827Gy	○
蒸気曝露あり	250℃	168h	819Gy	○

○は気密試験時に「漏えいなし」を示す

c－2 バックアップシール材の塗布条件

バックアップシール材のシール機能が確保されるための塗布幅，塗布厚さ，塗布作業に関する条件は，各種試験の結果から第4-10表の通り定めている。塗布幅は幅が広い程シール機能が向上するが，試験でシール機能が確認できた最小の塗布幅を元に設定している。塗布厚さについては，シール機能が確認できた塗布厚さを元に設定している。また，バックアップシール材は塗布後，除々に乾燥して固まるため，塗布後にフランジ閉鎖するまでの時間を制約として設けることにしている。この時間についても，試験によりバックアップシール材の乾燥時間を考慮して，シール機能が確認できた時間を元に設定している。

第4－10 表　バックアップシール材の塗布条件

項目	塗布条件
バックアップシール材の塗布幅	
バックアップシール材の塗布厚さ	
塗布後，フランジ閉鎖までの時間	

c－3 バックアップシール材の品質確認

バックアップシール材は第4－10表の条件で塗布することで，シール機能が確保可能である。従って，バックアップシール材塗布作業時に「塗布幅」，「塗布厚さ」，「塗布後，フランジ閉鎖までの時間」を確認することで品質を確認する。「塗布幅」，「塗布厚さ」については，それら幅，厚さを担保可能な専用治具を用いてバック

アップシール材を塗布作業する等で，品質確認を行う。「塗布後，フランジ閉鎖までの時間」については，塗布作業時間を管理することで品質確認を行う。

d. 「改良ＥＰＤM製シール材＋バックアップシール材」のシール機能について

前述の通り，バックアップシール材は重大事故環境においても優れた耐性をもつことが示されたため，「改良ＥＰＤM製シール材＋バックアップシール材」を組み合わせることで，事故環境下における原子炉格納容器閉じ込め機能の更なる信頼性向上を図る計画を進めている。

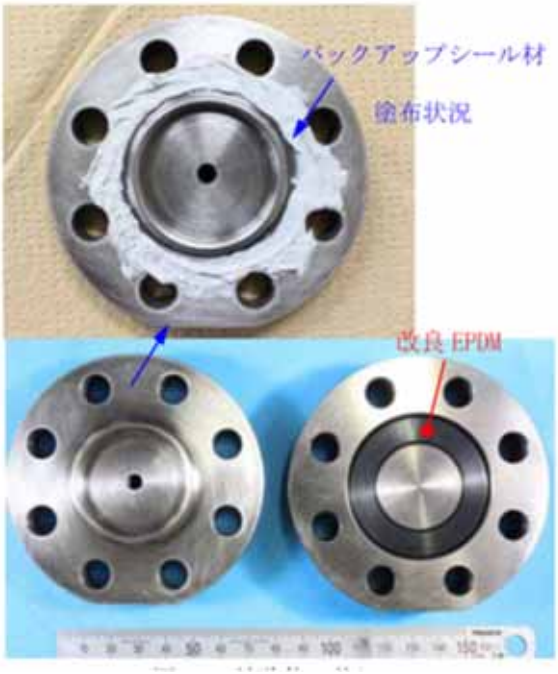
改良ＥＰＤM製シール材は，事故時の耐環境性に優れていることを確認しているが，一般的に劣化モードとして酸化劣化があげられるため，長期シール性の信頼性を向上させるためには，劣化要因である酸素の高温状態曝露を回避することが必要になる。バックアップシール材は，フランジ外側ガスケット部よりも外周のフランジ面に塗布することから，改良ＥＰＤMシール材への格納容器外側からの酸素供給を遮断する役割も果たすことができるため，酸化劣化によるシール機能低下を抑えることが可能である。

よって，事故発生後の改良ＥＰＤM製シール材の長期健全性を補強することができるため，当社の更なる格納容器閉じ込め機能強化対策として「改良ＥＰＤM製シール材＋バックアップシール材」を採用する。その効果については事項で示す。

e.　事故後長期間のシール機能について

重大事故時の格納容器閉じ込め機能の信頼性を強化するために,「改良ＥＰＤＭ＋バックアップシール材」を組合せ，事故後 168 時間以降の長期におけるシール機能について試験により確認した（試験装置を第 4 - 14 図に示す）。前述の通り，バックアップシール材の 200℃状態における長期健全性を確認しており，有意な劣化が見られないことから，長期にわたって状態は変化せず，シール機能が確保されるものと考える。また，改良ＥＰＤM製シール材とその外側にバックアップシール材を適用した条件で長期間高温曝露を実施した後に He 気密確認試験を実施しているが，少なくとも 45 日間の高温曝露（200℃）を経験しても，気密性に問題ないことが確認できている。試験結果を，第 4-11 表に示す。

なお，原子炉格納容器閉じ込め機能として最も厳しいシナリオである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用しないシーケンスにおいて，格納容器雰囲気温度は，7 日間（168 時間）時点で 150℃未満であり，その後の格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下傾向となるため,7 日間（168 時間）以降は 150℃を下回る。従って，これよりも過酷な 200℃状態が 30 日間継続しても格納容器閉じ込め機能は健全であることが試験により確認できているため，事故後長期のシール性向上のためには「改良ＥＰＤＭ＋バックアップシール材」は有効であると考えている。



第4 - 14 図　「改良ＥＰＤＭ＋バックアップシール材」組合せ試験装置

第 4 - 11 表　「改良ＥＰＤＭ＋バックアップシール材」組合せ試験結果

試験体	曝露状態	曝露期間	改良 EPDM 放射線曝露	加圧 媒体	試験 圧力	試験結果
改良 EPDM＋ バックアップシール材	乾熱 200℃	30 日	800kGy	He	0.9MPa	漏えいなし
	乾熱 200℃	45 日	800kGy	He	0.9MPa	漏えいなし

4.3　評価結果

サプレッション・チェンバアクセスハッチの健全性評価結果を表4－12に示す。

第4－12 表 サプレッション・チェンバアクセスハッチの健全性評価結果

No.	大項目	評価方法	評価	結果
(1)	本体の耐圧	①有限要素法を用いた弾塑性解析 ②許容圧力評価	200℃，2Pdにおいてフランジ部は弾性範囲にあることを確認。 許容圧力は2Pd以上であることを確認。	○
(2)	フランジ固定部の強度	①締付けボルト評価	200℃，2Pdにおける締付ボルトの一次応力は，許容値：2／3 Suを満足することを確認	○
		②フランジ開口評価	200℃,2Pdにおけるフランジ開口を評価 （以下(3)ガスケットの健全性と併せて健全性評価を行う）	－
(3)	ガスケットの健全性	シール材劣化，開口量評価，バックアップシール材試験結果を用いた評価	・ガスケット（改良EPDM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。 ・更なる安全対策向上として「改良EPDMシール材＋バックアップシール材」を適用することにより，改良EPDMシール材の長期信頼性を補強する。	○

以上により，サプレッション・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。

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。

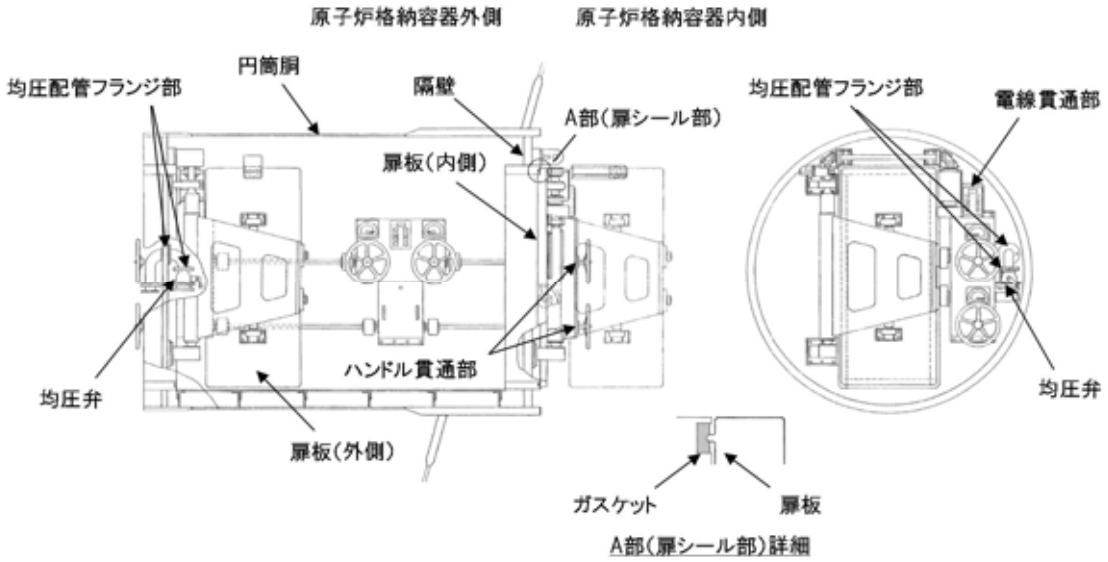
・本体の耐圧

・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　所員用エアロック図

(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（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2/3Su，P_L+P_bが Su 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2/3Suと規定されている。P_mは，膜応力であり断面の応力が Su 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は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，圧縮永久歪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，事故時の扉が押し付けられる方向にあること，及び，扉が２重に設けられることから，トップヘッドフランジ・ハッチ類と比べて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ているため，本章では評価対象外とする。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。

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 EPDM 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 EPDM 材　又は 膨張黒鉛材
均圧弁（シート部）	PEEK 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（℃）	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	設計引張強さ（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	3.716
3.716MPa　＞　0.62MPa（2Pd）		

②隔壁：ASME SA516 Gr.70（SGV480 相当）

$P = S \times P_D / \sigma$

S	設計引張強さ（MPa） （200℃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℃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,圧縮永久歪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した。

許容開口量の設定に使用する改良ＥＰＤＭ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ＥＰＤＭ材）

試験温度	200℃
構造部放射線照射量	[redacted]
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168h
ひずみ率※2	[redacted]※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　[redacted]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[redacted]であることを踏まえ，許容開口量は[redacted]（＝定格締付量[redacted]×（100%－[redacted]）／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[redacted]を下回る。

所員用エアロック扉の変形概念図を第 5-2 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

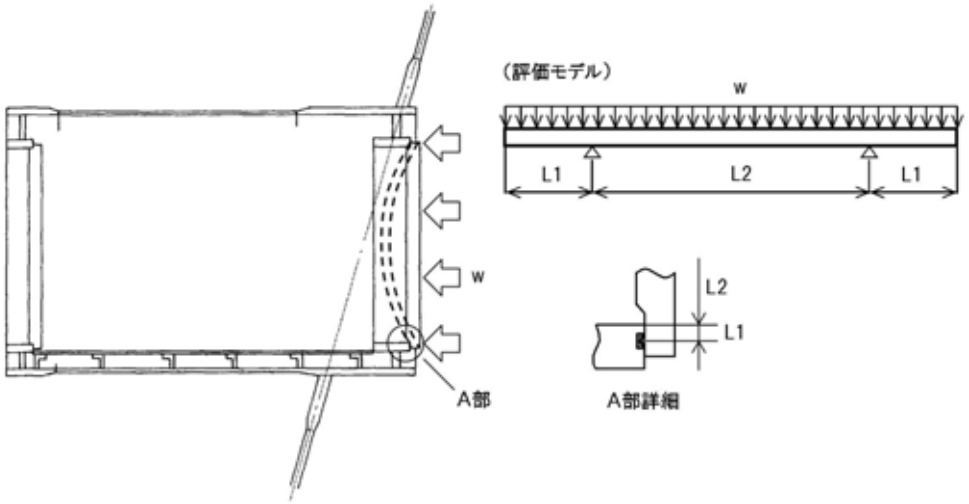
評価式：機械工学便覧

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

$w = P \times b$　　（w：単位荷重）

$I = b \times h^3 / 12$　（I：断面二次モーメント）

P	圧力（MPa[gage]）	0.62
b	扉板の幅（mm）	[redacted]
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）	[redacted]
L_2	支点間の長さ（mm）	
δ	変位量（mm）	0.73



第 5-2 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 5-1 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	[redacted]
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

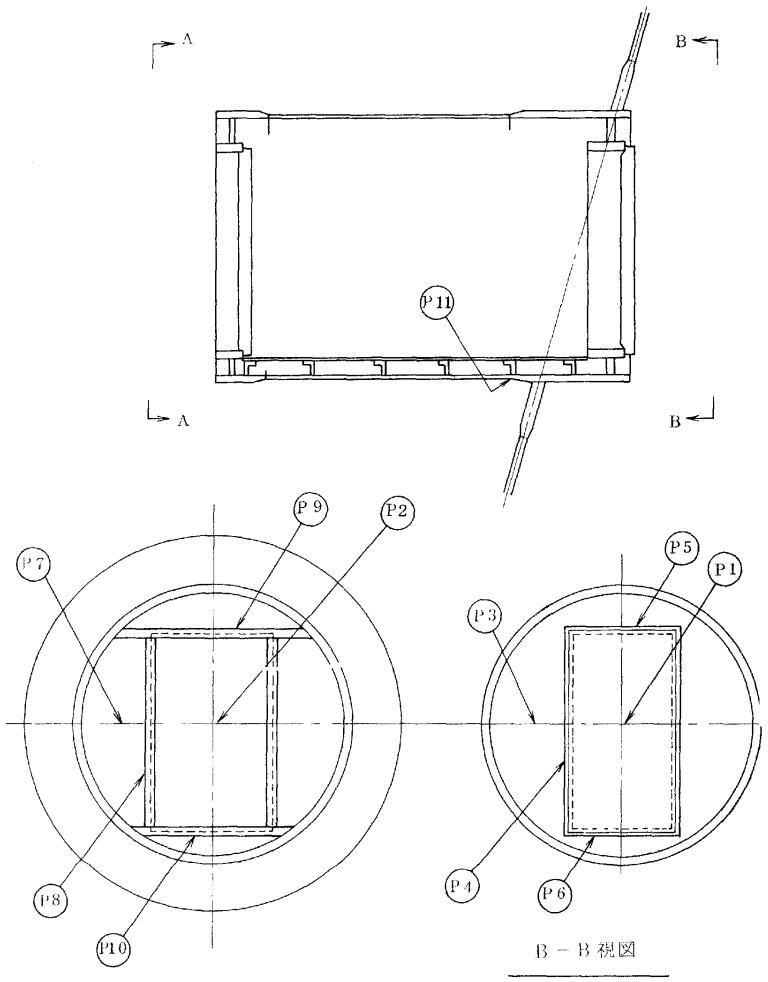
No.	大項目	評価方法	評価	結果
(1)	本体の耐圧	①応力評価 ②許容圧力評価	200℃，2Pdにおけるフランジ部の一次応力は，許容値：2／3 Suを満足することを確認	○
(2)	ガスケットの健全性	シール材劣化，開口量評価	ガスケット（改良EPDM材，膨張黒鉛材，PEEK材）の事故時環境における劣化特性を考慮しても200℃，2Pdにおけるフランジ開口量は，許容開口量以下となり，シール機能が維持されることを確認。	○

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。

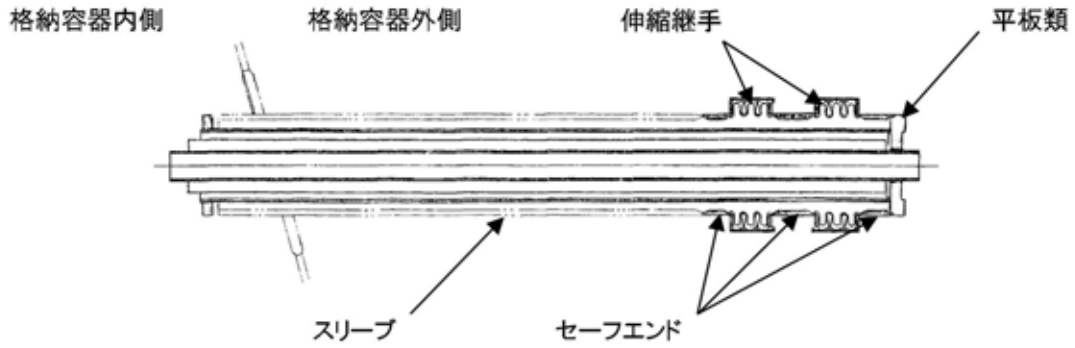
6.2 項では，配管貫通部（接続配管）の構造健全性を確認する。

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℃	[redacted]	[redacted]

(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_0	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。

$$S_a = 1.25\, \mathrm{f}\, S_c + (1 + 0.25\, \mathrm{f})\, S_h$$

6.2.3　評価結果

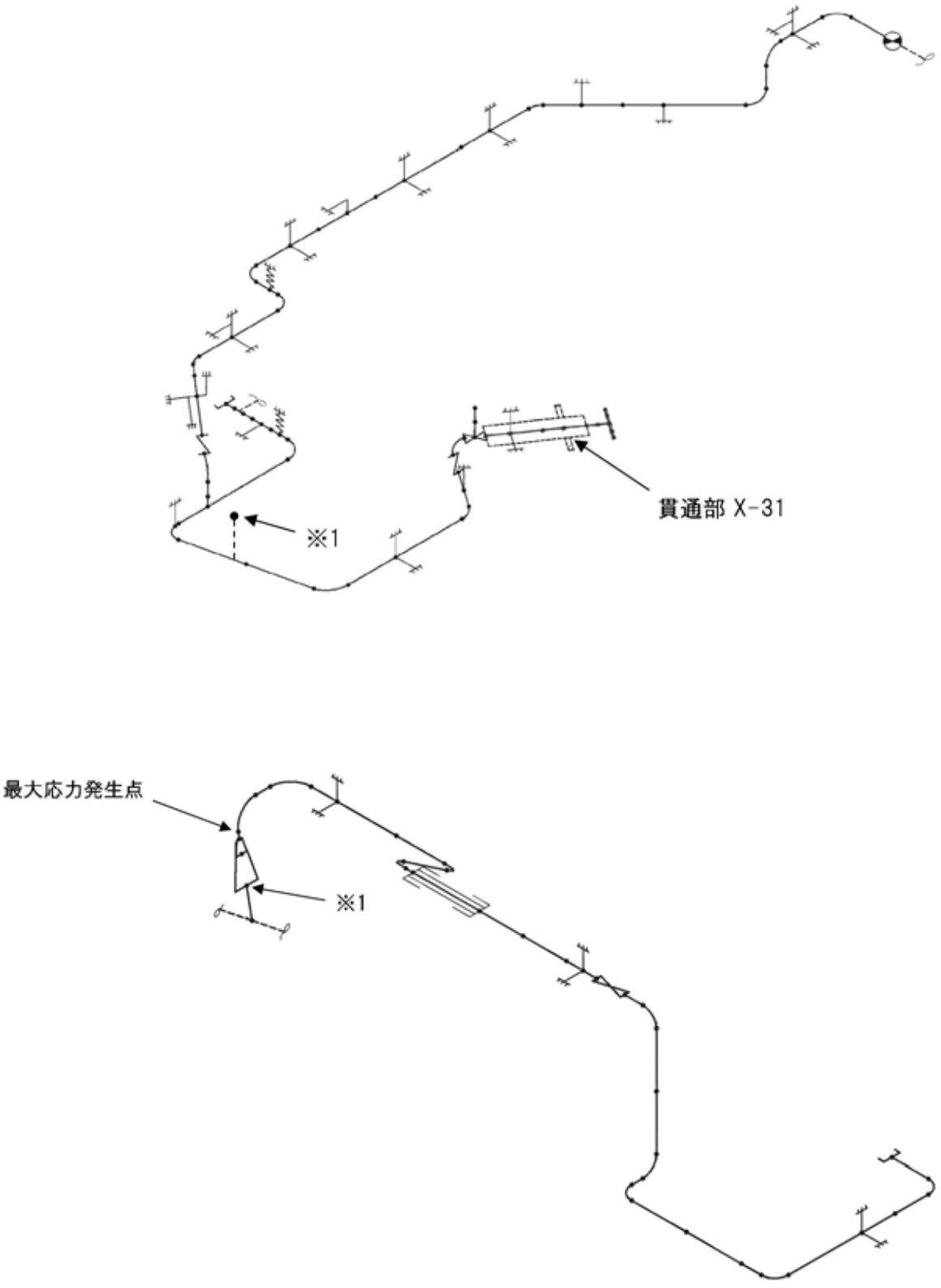
解析モデルを第 6-2 図，解析結果を第 6-4 表に示す。

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

別添 6.2-1

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

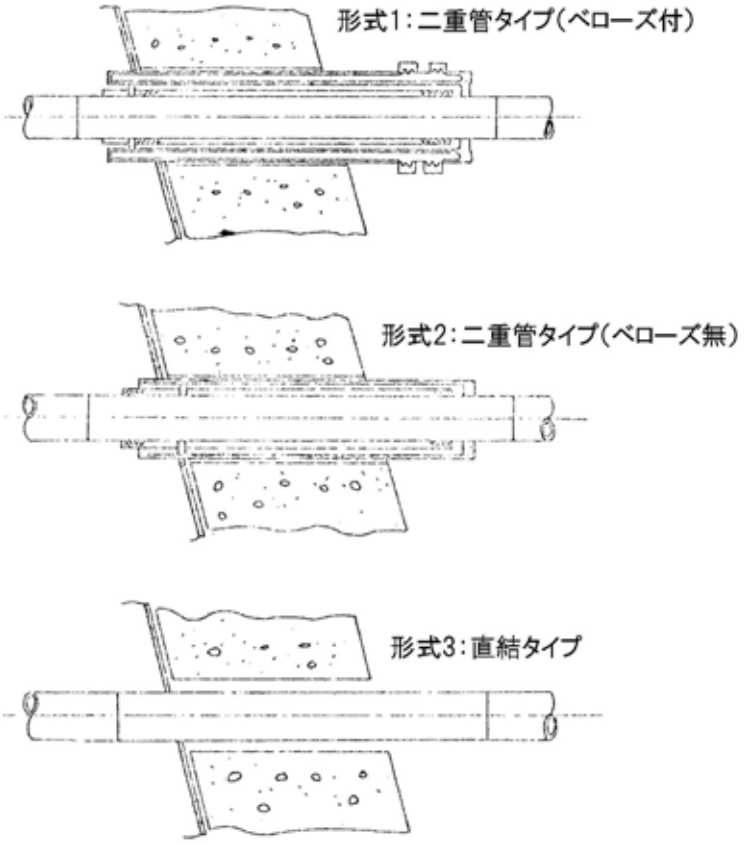
配管貫通部の構造は第6.2-1(1)図に示すとおり,以下の3つに区分される。

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。

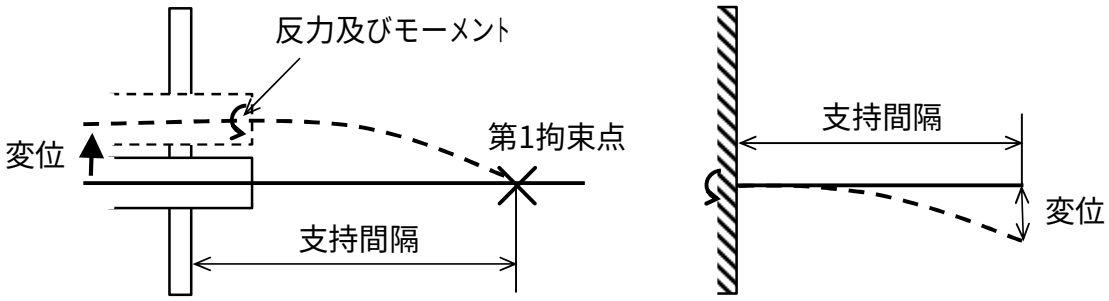


第 6.2-1(1)図　配管貫通部の構造図

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。

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

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

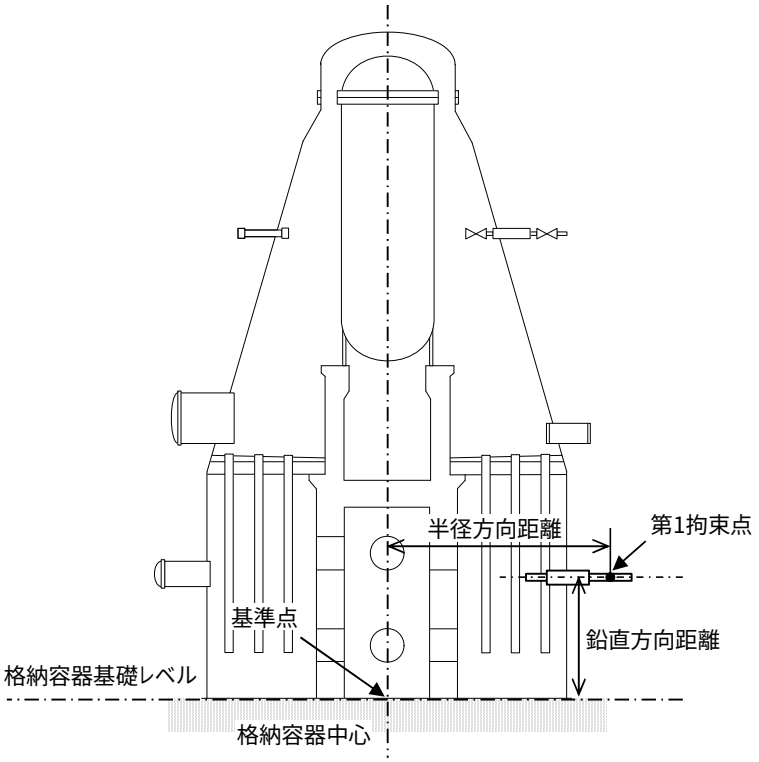
δ：貫通部変位　　L：支持間隔

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　　⊿T：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 ($\times 10^6$N・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。

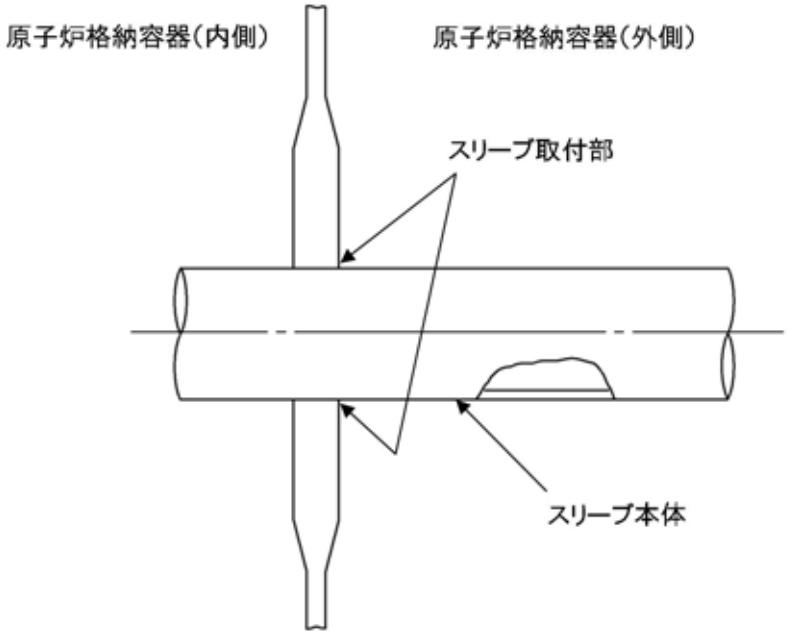
このため，200℃，2Pd でのスリーブの健全性確認について，第 6-5 表に示す評価方法により評価を実施する。

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℃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℃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。

$$t = \frac{PD_O}{2S\eta + 0.8P}$$　［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，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	設計引張強さ（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_O	管台の外形(mm)	
P	200℃における許容圧力	26.617
26.617MPa ＞ 0.62MPa（2Pd）		

(2)　スリーブ取付部

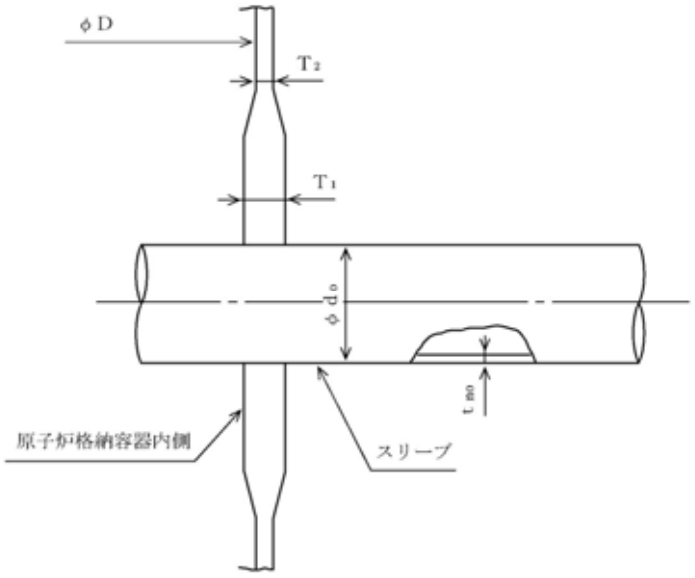
貫通部 X-31 の貫通配管解析の結果で得られた配管反力に基づき,スリーブ取付部について，既工認と同様の評価手法で発生応力を算出し，許容値を満足することを確認する。

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	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]

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。

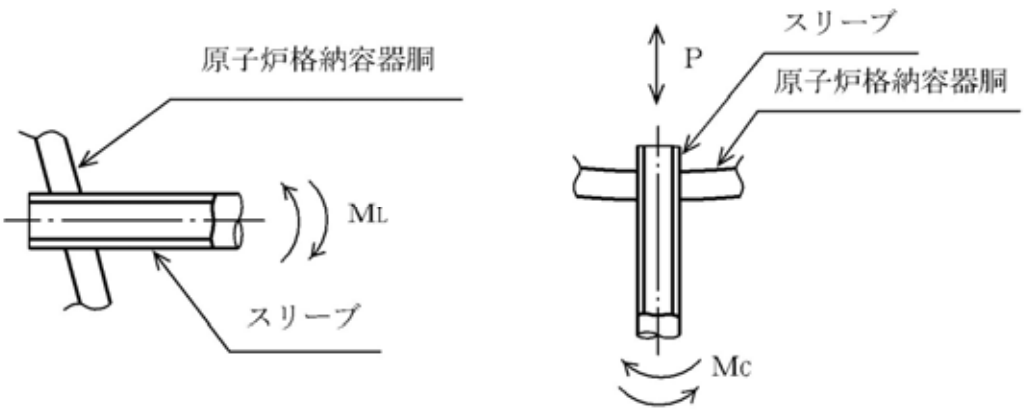
記号	単位	説明
A	mm^2	断面積
d_O	mm	直径
M_C	N･mm	水平方向モーメント
M_L	N･mm	鉛直方向モーメント
P	MPa	内圧，軸方向荷重
P_b	MPa	一次曲げ応力
P_L	MPa	一次局部応力
Q	MPa	二次応力
D	mm	原子炉格納容器の内径
S	MPa	許容引張応力
T	mm	原子炉格納容器胴の厚さ
t_{no}	mm	スリーブの厚さ
Z	mm^3	断面係数
ν	－	ポアソン比
σ_ℓ	MPa	軸方向応力
σ_t	MPa	円周方向応力
τ	MPa	せん断応力

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}



鉛直方向　　水平方向

第6-5図　貫通部の形状（X-31）

第6-8表　材料の許容応力

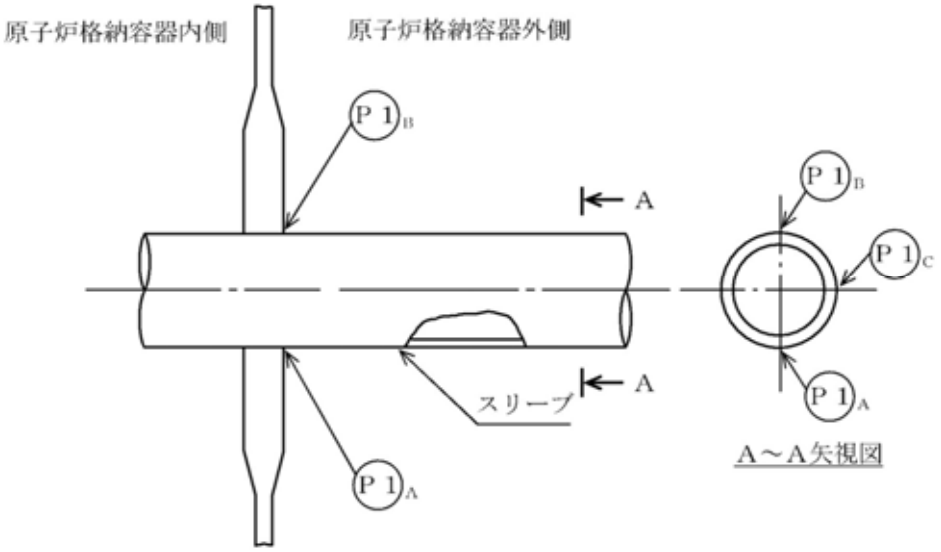
部位	材料	一次＋二次応力
		P_L+P_b+Q
原子炉格納容器胴	SA516 Gr.70 （SGV480相当）	393MPa（＝3S）

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

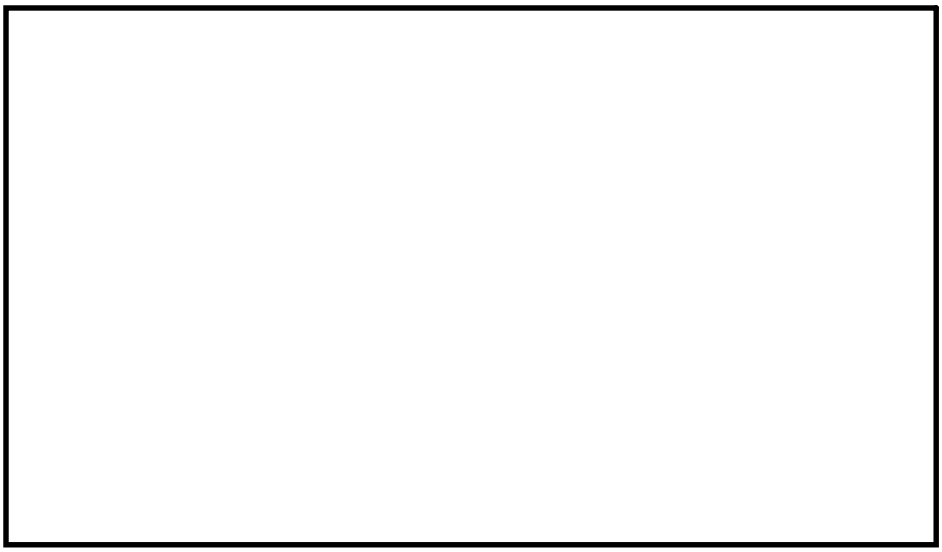
応力評価点番号	貫通部番号	応力評価点
P1-A，P1-B，P1-C	X-31	原子炉格納容器胴とスリーブの取付部（胴側）



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ＦＥＭ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。

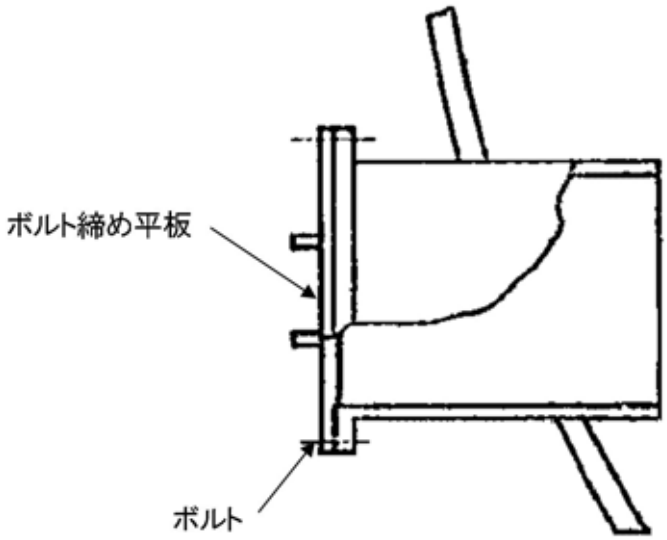
このため，200℃，2Pd での平板類の健全性確認について，第 6-11 表に示す評価方法により評価を実施する。シール部については，改良ＥＰＤＭ材による評価を実施する。

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℃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℃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。

$$t = d\sqrt{\frac{KP}{S}}$$　［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，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×（t／d）^{2}

S	設計引張強さ（MPa） （200℃における 2／3S_u値を使用）	281
K	係数	0.47
t	呼び厚さ（mm）	[redacted]
d	平板の径(mm)	
P	200℃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）

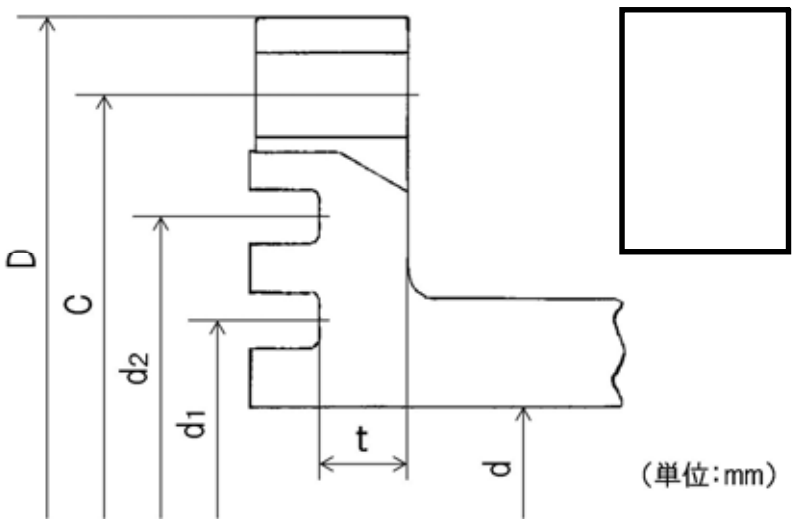
貫通部 X-28 のフランジ部について，ＪＩＳ　Ｂ　８２６５「圧力容器の構造－一般事項」を用いて，2Pd におけるフランジの発生応力が許容応力を下回ること及びボルトの必要総有効断面積が，ボルトの総有効断面積を下回ることを確認する。

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℃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℃
フランジ材質	SGV480
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：mm^2

荷重	必要総有効断面積 Am	総有効断面積 Ab
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-81 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ＥＰＤＭ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ＥＰＤＭ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ＥＰＤＭ材）

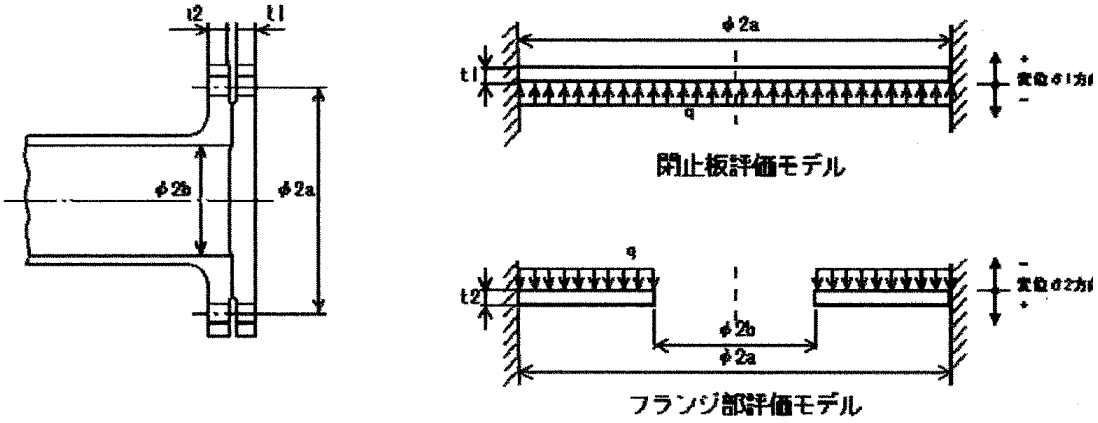
試験温度	200℃
構造部放射線照射量	[redacted]
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168h
ひずみ率※2	[redacted]※3

※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　[redacted]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，168h のひずみ率と貫通部 X-28 のフランジ部の定格締付量[redacted]を踏まえ[redacted]（＝定格締付量[redacted]×（100%－[redacted]）／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[redacted]であり，許容開口量[redacted]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	[redacted] mm
b	内半径	[redacted] mm
D_1	$=\dfrac{Et_1^3}{12(1-\nu^2)}$ *1	[redacted]
D_2	$=\dfrac{Et_2^3}{12(1-\nu^2)}$ *1	[redacted]
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	[redacted] mm
t_2	フランジ部板厚	[redacted] mm
ν	ポアソン比	0.3
δ_1	$=\dfrac{qa^4}{64D_1}$ *1 *2	0.1888 mm
δ_2	$=\dfrac{-K_{yb}\cdot qa^4}{D_2}$ *1 *2	0.0220 mm
$\delta_1+\delta_2$	変位量合計	0.2108 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。

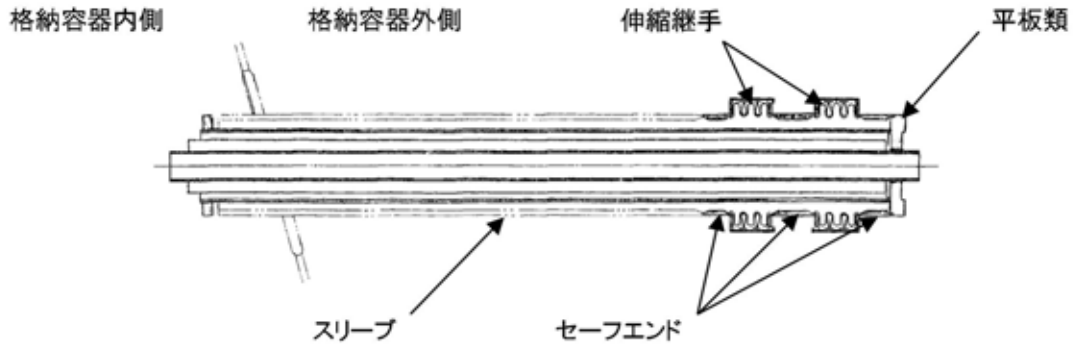
このため,200℃,2Pd でのセーフエンドの健全性確認について,第 6-17 表に示す評価方法により評価を実施する。

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℃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	設計引張強さ（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	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℃，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。

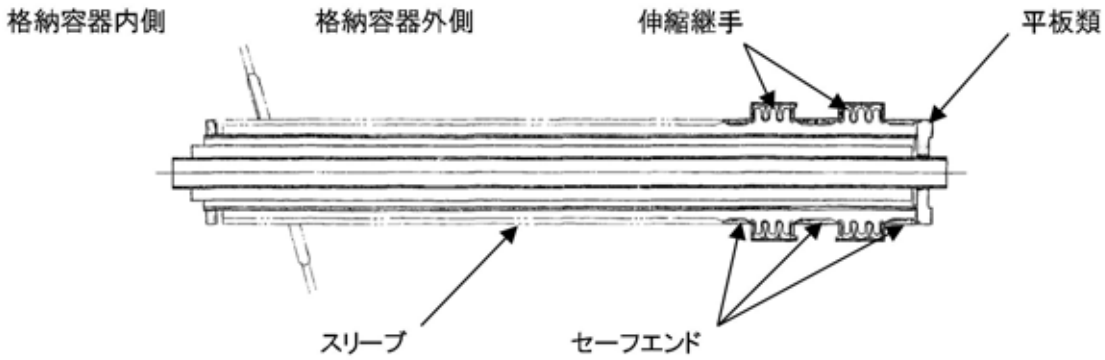
このため，200℃，2Pd での伸縮継手の健全性確認について，第 6-18 表に示す評価方法により評価を実施する。

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℃，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℃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_{si} ＝（11031／σ）$^{3.5}$
σ ＝1.5E t δ／（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
$\Sigma N_i／N_{Si}$（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，モジュールがヘッダに溶接されており，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，ヘッダ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。

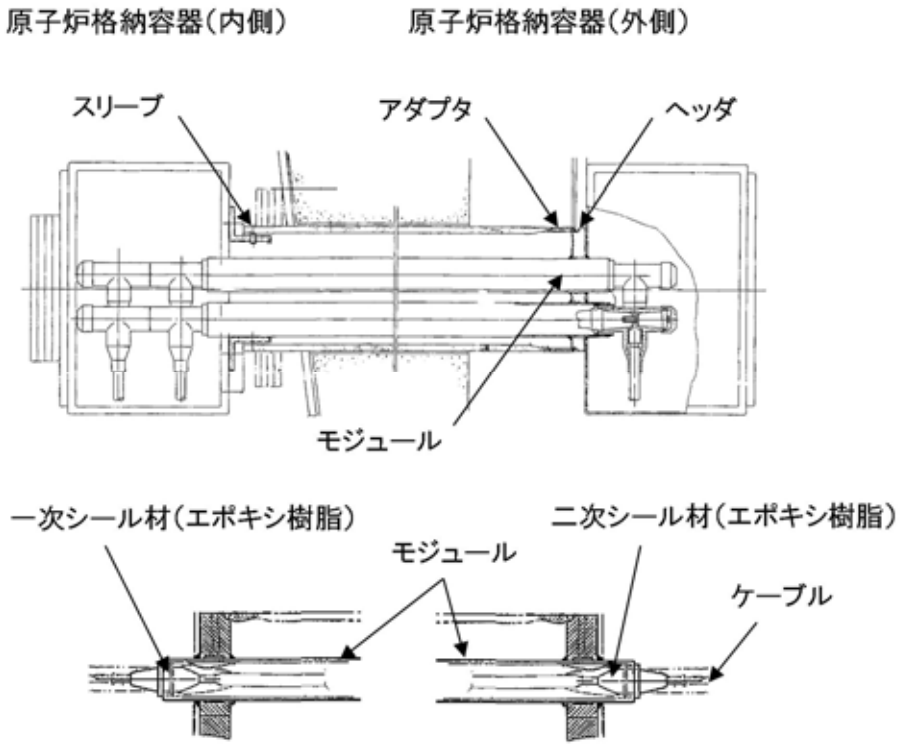
上記を踏まえ，本章では以下の構成で健全性を確認する。

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。

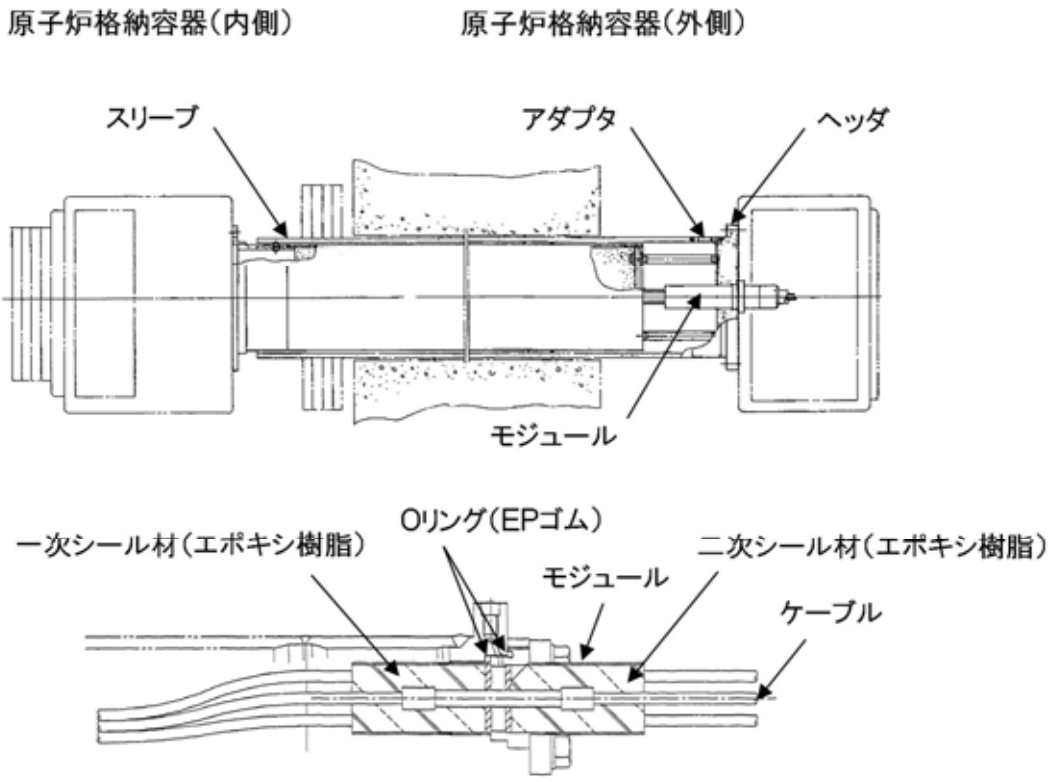
7.3 項では，電気配線貫通部（ヘッダ）の構造健全性を確認する。

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。



第 7-1 図　高圧用電気配線貫通部構造図



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_0	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。

$$t = \frac{PD_O}{2S\eta + 0.8P}$$ ［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）	[redacted]	
D_o	アダプタ外径（mm）	[redacted]	
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。

$$t = d\sqrt{\frac{KP}{S}}$$ ［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

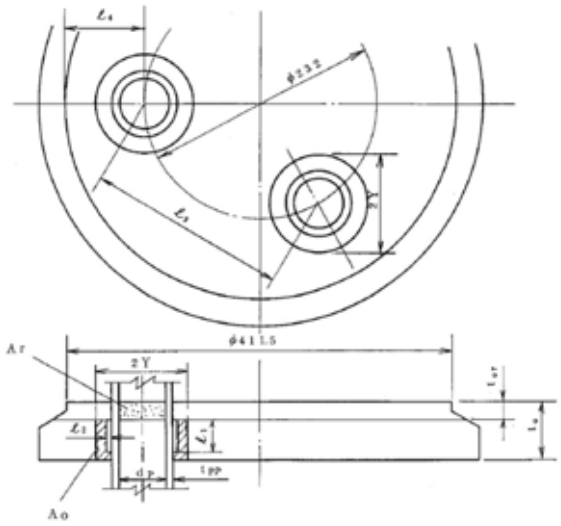


図　穴部の形状及び寸法（単位：mm）（既工事計画書より）

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）	57.2	50.8
d	平板の径または最小内のり（mm）	[redacted]	
P	200℃における許容圧力（MPa）	[redacted]	
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_{0r} は，設計建設規格 PVE-3410 より

$$t_{0r} = d\sqrt{\frac{KP}{S}}$$

$$= 14.49 \quad mm$$

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

$A_r = d_p \cdot t_{0r} \cdot F =$ [redacted] $\times 14.49 \times 1.0 =$ [redacted] mm^2

補強に有効な面積 A_0

$A_0 = (2Y-d_p-2t_{pp})(t_{00}-t_{0r}) -2\ell_1 \cdot \ell_2$

$= (2\times$ [redacted] $-$ [redacted] $-2\times$ [redacted] $\times$ ([redacted] $-14.49) -2\times$ [redacted] $\times$ [redacted]

$=$ [redacted] mm^2

よって $A_0 > A_r/2 =$ [redacted] mm^2

であり，穴の補強は十分である。

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。

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ＥＰゴム，低圧用モジュールには，エポキシ樹脂及びＥＰ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

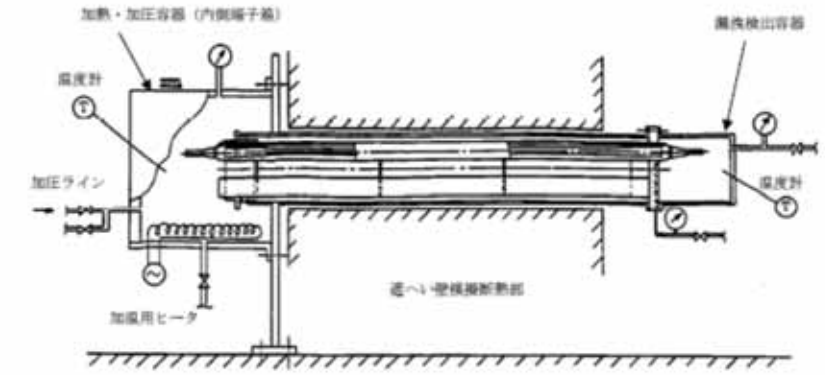
評価対象	機能喪失要因	評価方法
シール部 （モジュール）	シール材劣化	試験結果等を用いた評価

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ＥＰゴムシール部は 194℃／62 時間，低圧用モジュールの樹脂シール部は 137℃／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(℃)／漏えい有無	
	雰囲気	温度(℃)	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

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（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。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。

(3)　ＮＵＰＥＣの試験結果を用いた評価

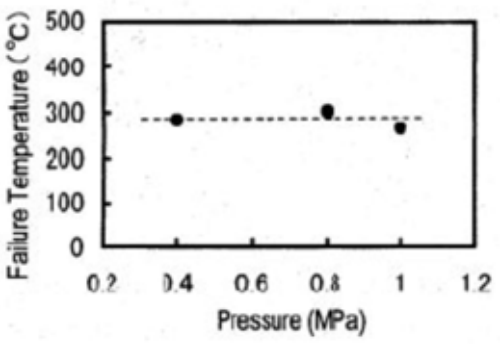
ＮＵＰＥＣ試験において，実機を模擬したモジュール試験体を使用して，高温時におけるシール部の漏えい確認試験が行われている。第 7-5 表に試験結果，第 7-5 図に漏えい発生温度の圧力依存性を示す。

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 7-5 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(℃)
高温	蒸気	0.8	800	400℃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 7-5 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℃，2Pd 環境下でも，放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

8. 原子炉格納容器隔離弁

8.1 概要

原子炉格納容器隔離弁の 200℃,2Pd 環境下における健全性を確認する弁の耐圧部は，弁箱，弁蓋，弁体等で構成しており，弁体，グランド部及び弁蓋部等には，シール材を使用している。原子炉格納容器隔離弁のうち，不活性ガス供給系バタフライ弁及び TIP ボール弁には，ゴム系又は樹脂系のシール材を使用しており，高温劣化による機能低下が想定される。

また，弁の耐圧部については，機能喪失要因として，脆性破壊，疲労破壊，座屈及び変形が考えられるが，200℃，2Pd の環境下では，脆性破壊が生じる温度域ではないこと，繰り返し荷重が作用しないこと，圧縮力が弁耐圧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られる。

従って，原子炉格納容器隔離弁のうち，不活性ガス系バタフライ弁及び TIP ボール弁の耐圧部の機能喪失要因は，高温状態で内圧を受け，過度な変形（一次応力）が想定されるため，以下の構成で健全性を確認する。

8.2 項では，不活性ガス系バタフライ弁の機能維持を確認する。

8.3 項では，TIP ボール弁の機能維持を確認する。

上記以外の原子炉格納容器隔離弁については，以下の理由により 200℃，2Pd の環境下で健全性を有している。

- 弁箱の圧力クラスは各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており（圧力クラス：1.03MPa 以上），耐圧上問題とならない。
- グランドシール部及び弁蓋シール部には，黒鉛製のパッキン，ガスケットを有しており，耐熱性上問題とならない。
- 弁シート部は金属製又は黒鉛製である。

8.2　原子炉格納容器隔離弁（不活性ガス系バタフライ弁）

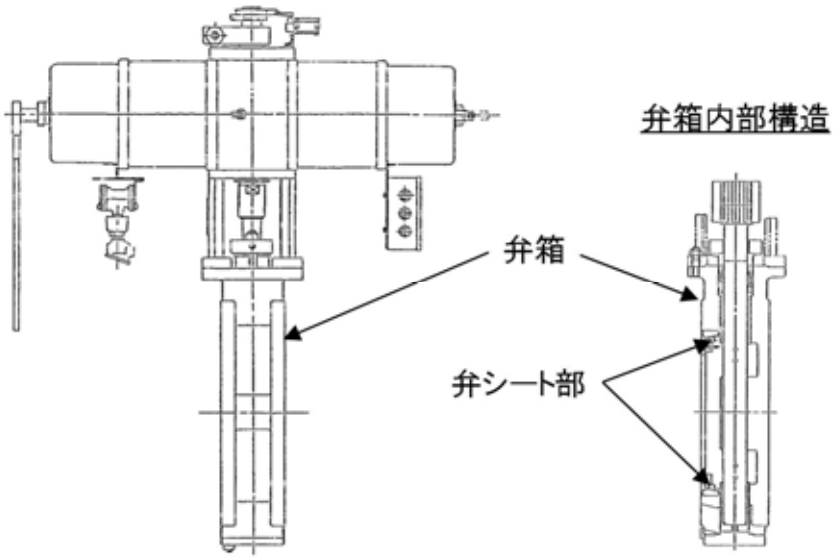
8.2.1　評価方針

不活性ガス系バタフライ弁は，弁シート部にＥＰ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。また，弁耐圧部は，高温状態で内圧を受け，延性破壊が想定される。このため，200℃，2Pd での不活性ガス系バタフライ弁の健全性について，第 8-1 表に示す評価方法により確認する。なお，弁シート部のシール材については，改良ＥＰＤＭ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 8-1 図に示す。

第 8-1 表　評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
弁シート部	シール材劣化	試験結果等を用いた評価
耐圧部（弁箱）	延性破壊	設計・建設規格（弁の圧力温度基準）の準用による評価



第 8-1 図　不活性ガス系バタフライ弁評価対象

8.2.2　評価

(1)　隔離機能

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 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。試験条件を第 8-2 表に示す。

第 8-2 表　蒸気加熱漏えい試験条件

試験圧力	0.853MPa
試験温度	200℃
試験時間	168Hr
積算放射線量	[redacted]

(2)　弁耐圧部の構造健全性

設計・建設規格 別表 1-1 に示す弁の許容圧力が，200℃，2Pd の環境条件を上回ることを確認する。

8.2.3　評価結果

(1)　隔離機能

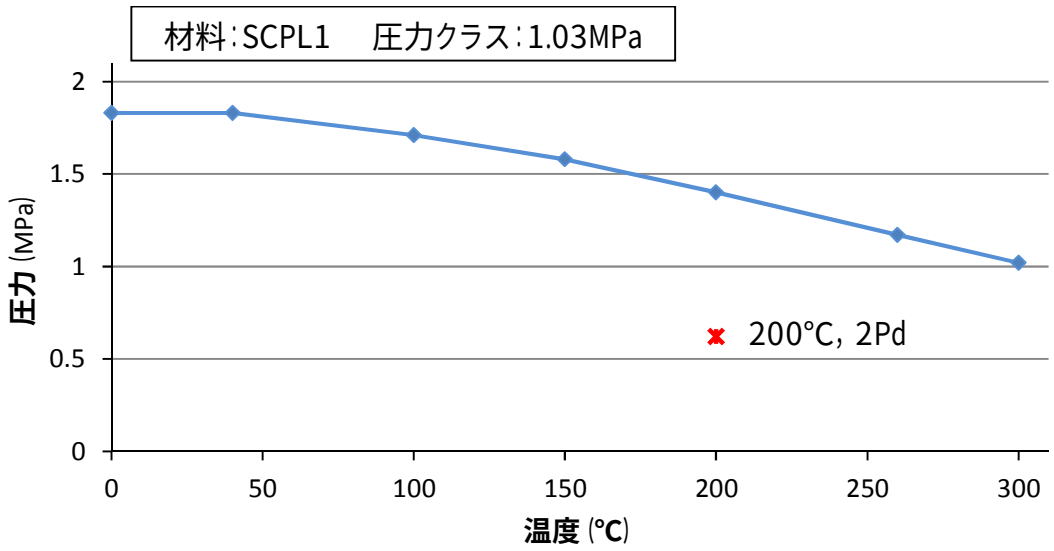
蒸気加熱漏えい試験を実施した結果，200℃，2Pd 環境下において，弁シート部からの漏えいはなく，弁シート部の隔離機能が維持することを確認している。

(2)　弁耐圧部の構造健全性

当該弁の圧力クラスは 1.03MPa（150LB）であり，弁耐圧部の 200℃における許容圧力 1.40MPa[gage]は，2Pd（0.62MPa[gage]）を上回る。これにより，弁耐圧部については，200℃，2Pd 環境下において健全性が維

持されることを確認した。

圧力クラス 1.03MPa の弁の温度－許容圧力を第 8-2 図に示す。



第 8-2 図　不活性ガス系バタフライ弁の温度－許容圧力

以上のことから，不活性ガス系バタフライ弁について，200℃，2Pd の環境下での健全性を有すると考える。

8.3　原子炉格納容器隔離弁（TIP ボール弁）

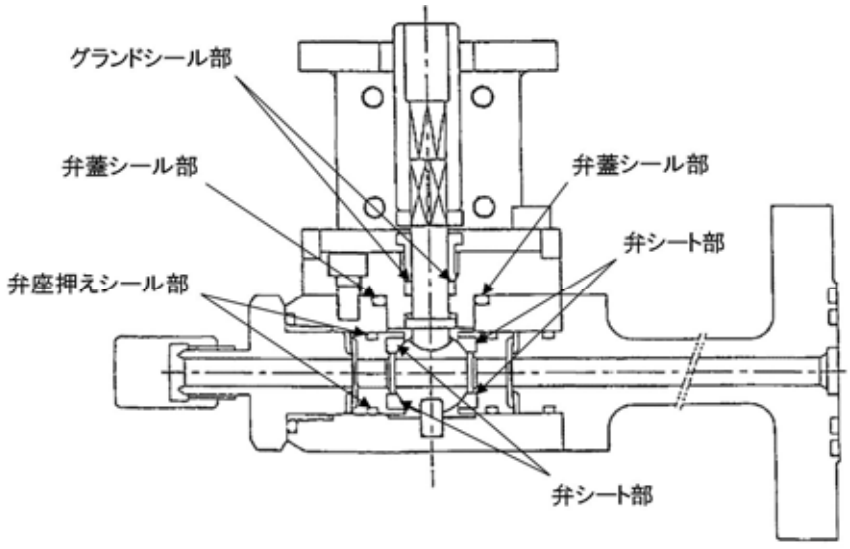
8.3.1　評価方針

TIP ボール弁は，弁シート部，グランドシール部にフッ素樹脂，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。また，弁耐圧部は，高温状態で内圧を受け，延性破壊が想定される。このため，200℃，2Pd での TIP ボール弁の健全性について，第 8-3 表に示す評価方法により確認する。なお，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ＥＰＤＭ材による評価を実施する。

TIP ボール弁の評価対象を第 8-3 図に示す。

第 8-3 表　評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
シール材	シール材劣化	試験結果等を用いた評価
耐圧部（弁箱）	延性破壊	設計・建設規格（弁の圧力温度基準）の準用による評価



第 8-3 図　TIP ボール弁評価対象

8.3.2　評価

(1)　隔離機能

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 環境下における圧縮永久ひずみ試験及び不活性バタフライ弁の蒸気加熱漏えい試験の結果から，シール材の環境耐性を確認する。

(2)　弁耐圧部の構造健全性

設計・建設規格 別表 1-1 に示す弁の許容圧力が，200℃，2Pd の環境条件を上回ることを確認する。

8.3.3　評価結果

(1)　隔離機能

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材については，第 8-4 表に示す圧縮永久ひずみ試験結果から，200℃，2Pd 環境下における環境耐性を有している。また，不活性ガス系バタフライ弁の蒸気加熱漏えい試験の結果において，同材質の弁シートからの漏えいが無いことを確認している。

第 8-4 表　圧縮永久ひずみ試験※1 結果（改良ＥＰＤＭ材）

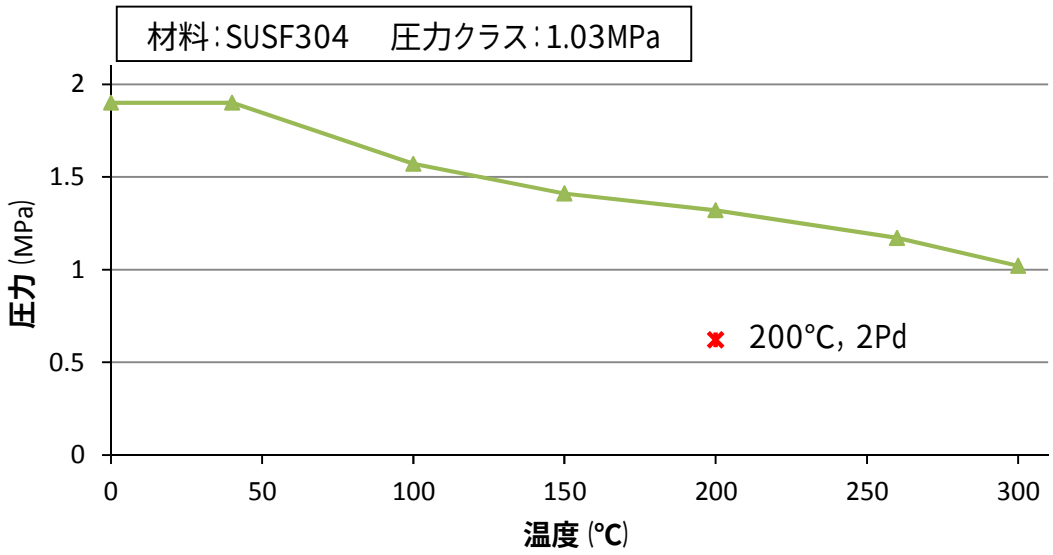
試験温度	200℃
構造部放射線照射量	[redacted]
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168Hr
ひずみ率※2	[redacted]※3

※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　[redacted]の平均値

(2)　弁耐圧部の構造健全性

当該弁の圧力クラスは 1.03MPa（150LB）であり，弁耐圧部の 200℃における許容圧力 1.32MPa[gage]は 2Pd（0.62MPa[gage]）を上回る。これにより，弁耐圧部については，200℃，2Pd 環境下において健全性が維持されることを確認した。

圧力クラス 1.03MPa の弁の温度－許容圧力を第 8-4 図に示す。

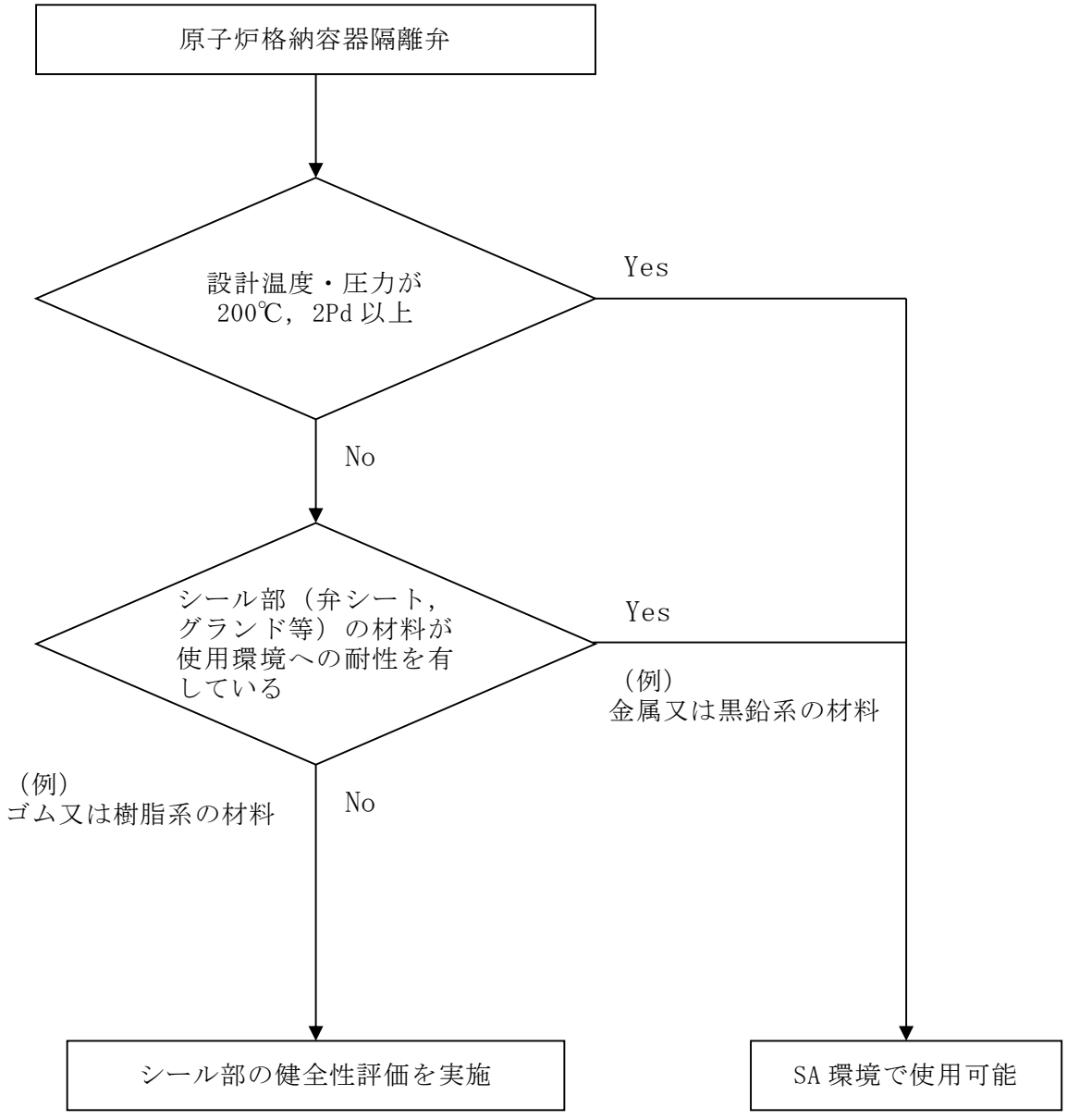


第 8-4 図　TIP ボール弁の温度－許容圧力

以上のことから，TIP ボール弁について，200℃，2Pd の環境下での健全性を有すると考える。

原子炉格納容器隔離弁の抽出について

原子炉格納容器隔離弁について,原子炉格納容器限界温度,圧力(200℃,2Pd)での健全性を確認するため，第 8-1(1)図のフローに従い対象弁を抽出した。



（評価対象弁）
・不活性ガス系バタフライ弁
・TIP ボール弁

第 8-1(1)図　原子炉格納容器隔離弁の評価対象抽出フロー

参考資料１

改良ＥＰＤＭ材における各試験について

改良ＥＰＤＭ材の試験では「改良ＥＰＤＭ材の圧縮永久ひずみ試験」「実施フランジ模擬試験」の 2 種類を実施している。各試験の位置付けを明確化するとともに「実機フランジ模擬試験」の試験条件はシビアアクシデント環境を適切に模擬できているかについて確認するため「高温曝露の方法」「放射線試験の方法」の適切性を確認した。

1. 各試験の位置付けについて

1) 改良ＥＰＤＭ材の圧縮永久ひずみ試験

フランジ部からの漏えいの発生を防止するため，フランジ面にはシール材がセットされている。フランジはフランジボルトを締め付けることによりシール材を圧縮し，シール機能を発揮する構造となっている。

このため，フランジからの漏えいは「圧力の上昇によりフランジ部が開口すること」に加え「その開口量がシール材の復元特性範囲を超える」場合に生じる。従って，シール材の耐漏えい性能を確認するためには，シール材がセットされるフランジが「圧力上昇によりどの程度開口するのか」を評価し，その開口量に熱等により劣化した「シール材の復元量」を確認することを目的に実施している（第１表参照)。

東海第二発電所の限界温度・圧力の評価では，フランジ部の開口量と圧縮永久ひずみ試験結果を用いることでシール部の健全性を評価している。

第 1 表　フランジ部の開口量評価と圧縮永久ひずみ試験の位置付け

フランジ部からの漏えい要因	確認事項	試験（及び評価）の位置付け
圧力の上昇によりフランジ部が開口することによる漏えい	フランジ部の圧力上昇に対する開口量	解析による開口量評価
開口量がシール材の復元特性を超えることによる漏えい	熱等により劣化したシール材の復元量	永久ひずみ試験によるシール材の復元量評価

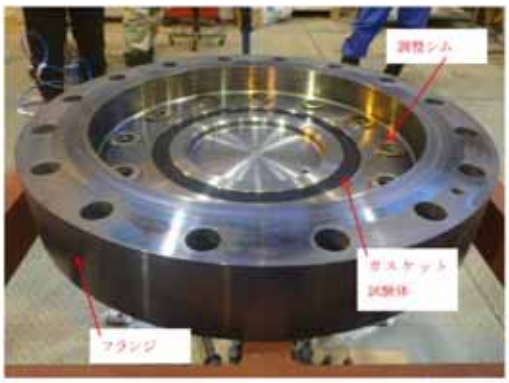
2)　実機フランジ模擬試験

圧縮永久ひずみ試験結果を用いた開口量評価では，内圧によるフランジの構造部の変形は模擬しているが，実機フランジ溝にはガスケットをセットした状態におけるシール材の変形は模擬していないため，実機にセットした状態におけるシール材の変形による気密性を確認する必要がある。また，1)項で記述したシール機能の評価では，ガスケットの復元量とフランジの開口量が等しい状態（押し込み量が 0mm で接している状態）までをシール機能維持のクライテリアとしており，その状態においても気密性を有することを確認する必要がある。実機フランジ模擬試験は，圧縮永久ひずみ試験の結果を用いた開口量評価の中で最も厳しい状態を再現する試験をすることで，開口量評価の妥当性を確認するために実施している。（第 2 表参照）

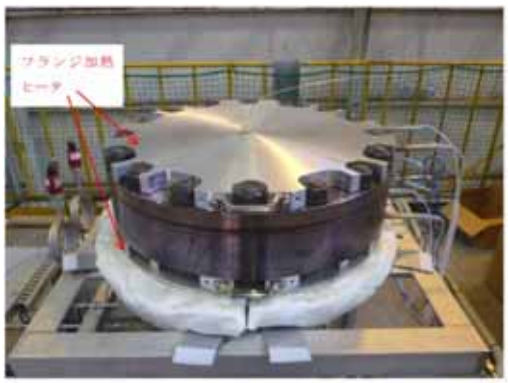
第 2 表　実機フランジ模擬試験の位置付け

開口量評価における未確認事項	確認事項	実機フランジ模擬試験の位置付け
実機フランジガスケット溝にガスケットをセットした状態における内圧や熱膨張によりシール材が変形した状態における気密性	内圧，熱膨張でシール材がフランジ溝内で変形した状態で気密性を有すること	フランジ溝内でのシール材の変形を考慮するため，実機フランジを模擬した試験装置※により気密性を有していることを確認
ガスケットに対するタングの押し込み量が 0mm で接している状態（開口量＝許容開口量）における気密性	ガスケットに対するタングの押し込み量が 0mm で接している状態で気密性を有すること	ガスケットに対するタングの押し込み量が 0mm で接している状態で試験を実施することにより気密性を有していることを確認

※試験装置の断面形状は実機と同形状であり，ガスケット及び溝寸法は幅・高さともに実機と同等，中心径のみ縮小した試験装置（第 1 図参照）



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 1 図　試験装置外観写真

2．実機フランジ模擬試験の高温被曝露の方法について

改良ＥＰＤＭ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，実機フランジ模擬試験では蒸気ではなく高温空気（乾熱）で曝露し，シビアアクシデント環境より保守的な条件で試験を実施している。また，温度については格納容器限界温度200℃が7日間継続する条件であり，シビアアクシデント環境よりも厳しい条件で曝露しており，それに加え，さらに余裕をみた 250℃，300℃をそれぞれ定める期間を一定温度で高温に曝露した試験を実施している。

よって，本試験は高温曝露時に，蒸気環境よりも厳しい乾熱曝露，シビアアクシデント環境よりも保守的な温度条件により，シビアアクシデント環境を適切に模擬できていると考える。

3．実機フランジ模擬試験の放射線照射の方法について

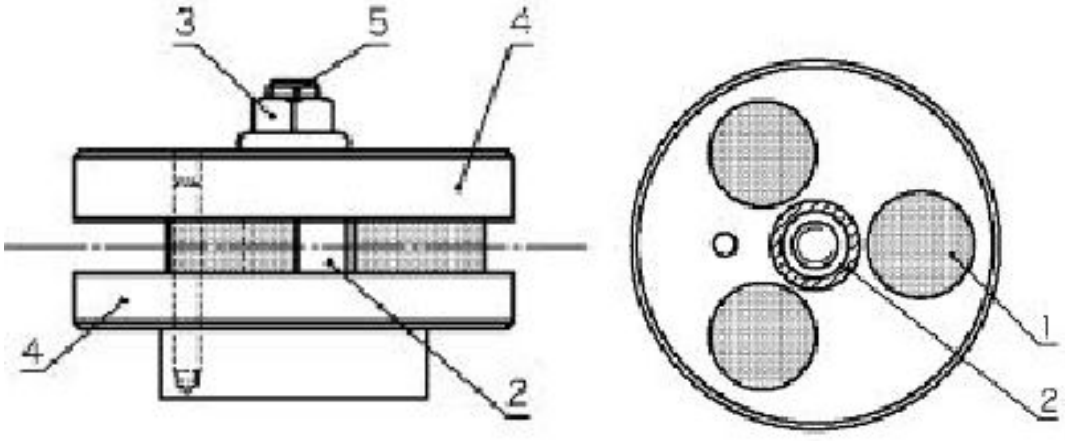
放射線照射量については，シビアアクシデント条件を模擬するために，有効性評価（大ＬＯＣＡ＋ＥＣＣＳ機能喪失＋ＳＢＯ）におけるフランジガスケット部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGyを用いて試験している。

また，放射線照射と高温曝露の順序について「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイドライン」に事故時環境評価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いることから，この考えを参考にし，放射線照射後に高温曝露を行う順序で試験を実施している。

改良ＥＰＤＭ材の圧縮永久ひずみ試験について

改良ＥＰＤＭ製シール材の事故時環境における劣化特性を，高温蒸気曝露の期間を確認するために，JIS K6262「加硫ゴム及び熱加塑性ゴムの常温・高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じて圧縮永久ひずみ試験を実施した。

試験装置を第１図に示しており，試験片は，予めγ線照射したシール材を用いている。放射線量は，事故条件を模擬するために，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［　　］を用いて実施している。試験は，試験片を圧縮板ではさみボルトを締付けることにより圧縮させる。圧縮量はスペーサの厚さで調整している。



１　試験片　　４　圧縮板
２　スペーサ　５　ボルト
３　ナット

第１図　圧縮永久ひずみ試験装置

試験条件としては，加圧試験容器を用いて高温蒸気で曝露し，温度は，格納容器限界温度である 200℃で 7 日間(168h)一定温度で高温曝露している。

圧縮永久ひずみ率は,試験片の初期厚みと試験後の試験片の厚さを測定し,次の式（1）により算出する。測定は各試験片の中心を 0.01mm の単位まで測定し，3 個の試験片で得られた値の平均値を算出する。概念図を第 2 図に示す。

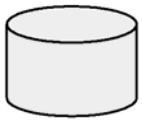
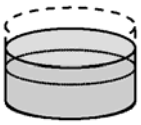
$$Cs = \frac{(t_0 - t_1)}{(t_0 - t_2)} \times 100 \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (1)$$

Cs：圧縮永久ひずみ率

t_0：試験片の初期厚み

t_1：試験後の試験片の厚み

t_2：スペーサ厚さ

初期状態	試験状態	圧縮開放
		
厚さ t_0	厚さ t_2（25%圧縮）	厚さ t_1 $Cs = \frac{(t_0 - t_1)}{(t_0 - t_2)} \times 100$

第 2 図　圧縮永久ひずみの算出概念図

試験結果を第１表に示す。

第１表　圧縮永久ひずみ試験※1結果（改良ＥＰＤＭ材）

材料	試験温度	構造部放射線照射量	試験雰囲気	試験時間	ひずみ率（%）	
					各試験片	平均
改良 EPDM 材	200℃		蒸気	168h		

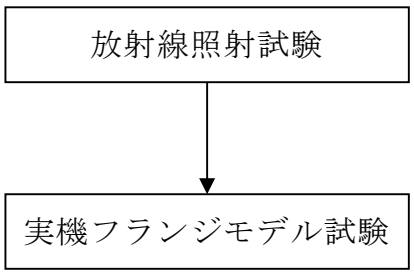
※1　JIS K 6262 に従い実施
※2　試料を圧縮し完全に回復した状態が 0%，全く回復しない状態が 100%

参考資料 3

実機フランジ試験の概要について

改良ＥＰＤＭ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。



ガスケット試験体に事故後 7 日間の累積放射線量の目安である 800kGy を照射する。

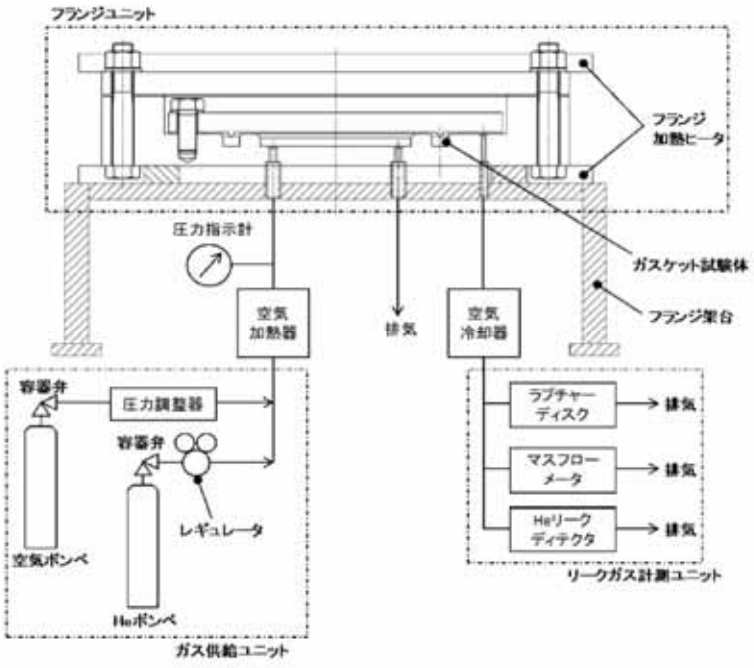
実機フランジの形状を模擬した試験によるシビアアクシデントを想定した温度，圧力条件でのリーク試験を実施する。

第 1 図　実機フランジ模擬試験の試験フロー

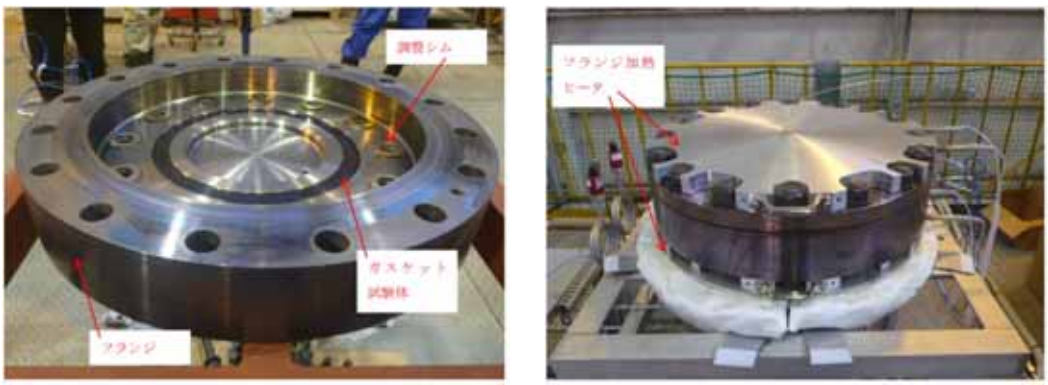
1．試験装置

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グ＆グルーブ型（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，このことからも逐次法による劣化の付与は妥当であると考える。

また，改良ＥＰＤＭ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℃・168Hr，250℃・96Hr，300℃・24Hr の耐性が確認された。第 4 図に 200℃・168Hr 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（[redacted]）	200℃	168Hr	0mm	無
2	改良 EPDM（[redacted]）	250℃	96Hr	0mm	無
3	改良 EPDM（[redacted]）	250℃	96Hr	0mm	無
4	改良 EPDM（[redacted]）	300℃	24Hr	0mm	無
5	改良 EPDM（[redacted]）	300℃	24Hr	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）

第 4 図　200℃・168Hr 試験後の試験体外観

改良ＥＰＤＭ材における縮小モデル試験結果の適用について

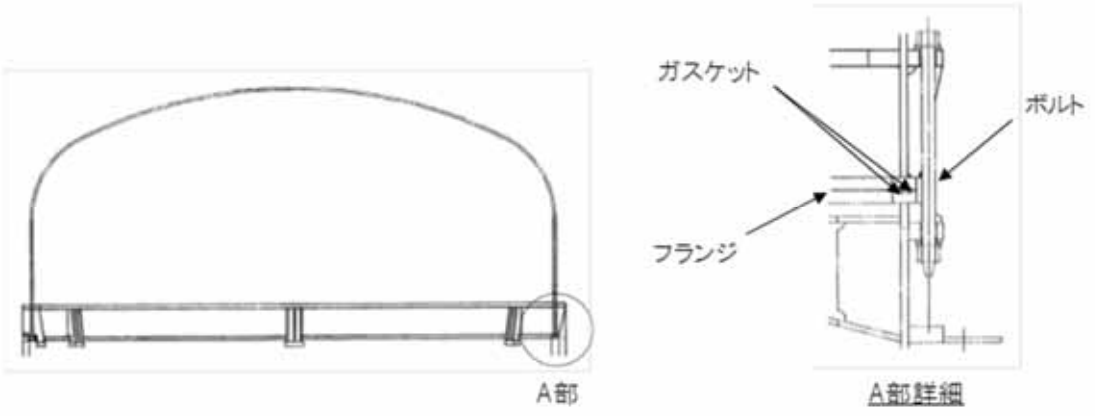
改良ＥＰＤＭ材については，シール機能の性能確認として圧縮永久ひずみ試験に加えて，実機フランジを模擬した試験装置（「実機フランジ模擬試験装置」という。）を用いてシール機能を確認している。

実機フランジ模擬試験装置のフランジの断面形状は実機と同形状，ガスケット及び溝寸法は幅・高さともに実機と同等であり，中心径のみを縮小した試験装置としており，フランジ部は実機と同様な変形を模擬できる。

また，実機フランジ模擬試験では開口量を 0mm（ガスケットとタングが接している状態）に設定し，実機の 2Pd 時以上の開口量を模擬した条件で試験を実施している。

1．実機と実機フランジ模擬試験装置の比較

実機（トップヘッドフランジ）及び，実機フランジ模擬試験装置のフランジ部の断面形状及び寸法を第 1 図，第 2 図，第 1 表に示す。



第 1 図　トップヘッドフランジ図

第 2 図　実機フランジ模擬試験装置図

第 1 表　実機フランジと実機フランジ模擬試験装置の寸法比較

単位：mm

	ガスケット寸法				溝寸法			
	内径	外径	幅	高さ	内径	外径	幅	高さ
実機フランジ（トップヘッドフランジ）								
実機フランジ模擬試験装置								

2．実機への適用性

前述のとおり，実機フランジ模擬試験装置は，フランジの断面形状が実機と同形状，ガスケット及び溝寸法は幅・高さとも実機と同等であり，中心径のみを縮小した試験装置である。ガスケットの内径を di，外径を do とすると，JIS B 2490 よりガスケットからのリーク量はガスケットの接触面の内径に比例し，ガスケット接触幅に反比例する。

$$L \propto \frac{di}{(do-di)／2} = \frac{1}{(do／di-1)／2}$$

表１より実機フランジ模擬試験のガスケットの断面形状は実機と一致していることから，ガスケットの接触幅は実機と一致している。このため，フランジ部からのリーク量はガスケット内径に比例する。また，実機フランジ模擬試験では締め付け量を 0mm に設定し，実機の 2Pd 時以上の開口量を模擬した条件で試験を実施している。

本試験で得られたリーク量より，ガスケット径比で補正した実機フランジでのリーク量を推定したところ，格納容器全ハッチ類からのリーク量は 0.001％／d 以下であり，格納容器の設計漏えい率（0.5％／d）の 1／500 以下となる。このように，改良ＥＰＤM材の試験結果は，格納容器の設計漏えい率と比較して十分に余裕がある状態であることから，改良ＥＰＤM材の実機への適用は可能であると考える。

改良ＥＰＤＭシール材の試験について

改良ＥＰＤＭシール材について，耐高温性，耐蒸気性を確認するために，800kGy のγ線照射を行った材料を用いて，高温曝露又は蒸気曝露を行った後，気密確認試験を実施して漏えいの有無を確認した。また，試験後の外観観察，FT-IR 分析及び硬さ測定を行い，曝露後のシール材の状況を確認した。本試験に使用した試験治具寸法を図１，外観を図２に示すとおりであり，シール材の断面寸法は実機の1/2 とし，内側の段差1mm に加えて外側からも高温空気又は蒸気に曝露されることとなる。

なお，治具に使用されている鉄鋼材料と改良ＥＰＤＭとでは，改良ＥＰＤＭの方が線膨張係数は大きく，温度を低下させた場合には改良ＥＰＤＭの方が治具と比較して収縮量が大きくなるため，試験治具溝内でのタング等との密着性は低下する方向となり，気密試験は高温状態より室温での試験の方が厳しくなると考えられる。加えて，実プラントではシール材は内外２本のシールが使用されているが，本試験では１本のシール材のみでの気密性確認となることから，本試験のオートクレーブでの蒸気曝露及び室温でのHe 気密確認試験の条件は，実プラントで想定されるシビアアクシデント条件と比較して保守的な条件となると想定される。試験の詳細と結果を以下に記載する。

① 高温曝露

熱処理炉を使用して200℃，168h の高温曝露を実施した。

② 蒸気曝露

蒸気用オートクレーブを使用して，1MPa，250℃の蒸気環境下で168 時間曝露を実施した。蒸気用オートクレーブの系統図を図3に，試験体設置状況を図４に示す。

③ He 気密確認試験

高温曝露及び蒸気曝露後の試験体について，He を用いて気密試験を実施した。負荷圧力は0.3MPa，0.65MPa，0.9MPa とし，スヌープでのリーク確認と，0.3MPa は保持時間10 分，0.65MPa 及び0.9MPa は保持時間30 分で圧力降下の有無を確認した。また，0.8mm の隙間ゲージを用いて開口変位を模擬した気密確認試験も実施した（実機1.6mm 相当の変位）。試験状況を図５，６ に，試験結果を表１に示す。いずれの条件下でもリーク及び圧力降下は認められなかった。

④ 試験後外観観察

デジタルマイクロスコープを用いてHe気密確認試験後のシール材表面を観察した。観察結果を図7 に示す。シール材表面に割れ等の顕著な劣化は認められなかった。

図１　試験治具寸法

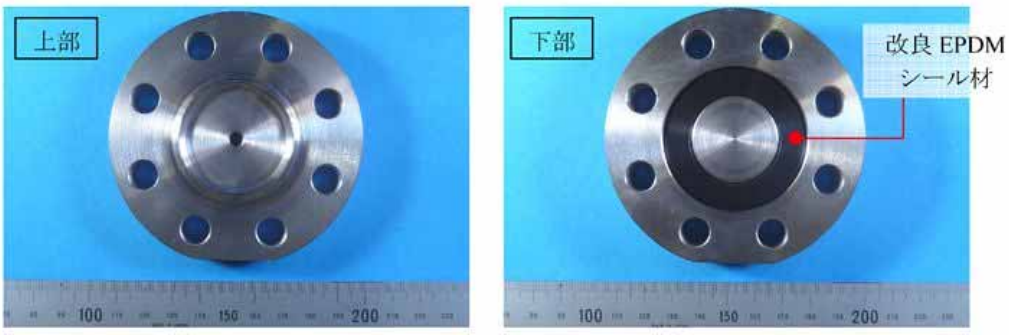


図２　試験治具及びシール材外観

図３　蒸気用オートクレーブ系統図

図４　蒸気曝露試験体設置状況

図５　He 気密確認試験状況

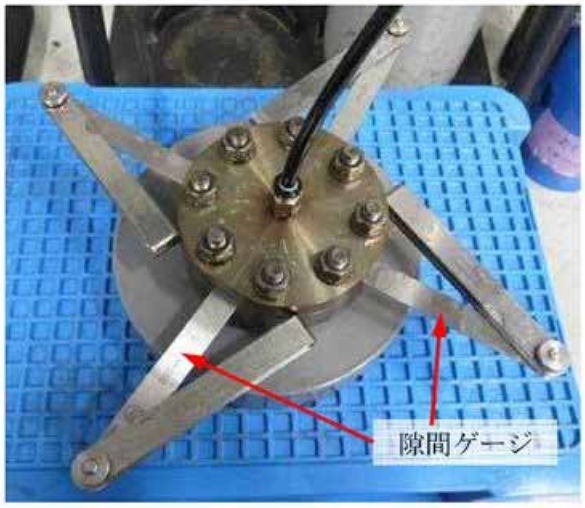


図６　He 気密試験時開口模擬
（隙間ゲージ使用）

表１　He 気密確認試験状況

No.	蒸気曝露条件	γ線照射量	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱200℃，168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気1MPa，250℃，168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気1MPa，250℃，168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし

図７　試験後外観観察結果
（a：乾熱 200℃，168h，b，c：蒸気 250℃，168h）

⑤ FT-IR 分析

試験後のシール材のFT-IR 分析結果を図８，９に示す。FT-IR は赤外線が分子結合の振動や回転運動のエネルギーとして吸収されることを利用して，試料に赤外線を照射して透過又は反射した光量を測定することにより分子構造や官能基の情報を取得可能である。高温曝露中に空気が直接接触する位置（曝露面）では，ベースポリマーの骨格に対応するピークが消失していたが，その他の分析位置，曝露条件では顕著な劣化は認められなかった。

図８　FT-IR 分析結果（曝露面）

図９　FT-IR 分析結果（シート面）

⑥ 硬さ測定

試験後のシール材の硬さ測定結果を図10 に示す。曝露面，シート面，裏面，断面の硬さを測定した。曝露面において，乾熱200℃， 168h 条件では酸化劣化によって硬さが顕著に上昇していた。その他の部位，条件では，蒸気250℃， 168h 条件の曝露面で若干の軟化が確認された以外，硬さは初期値近傍であり，顕著な劣化は確認されなかった。

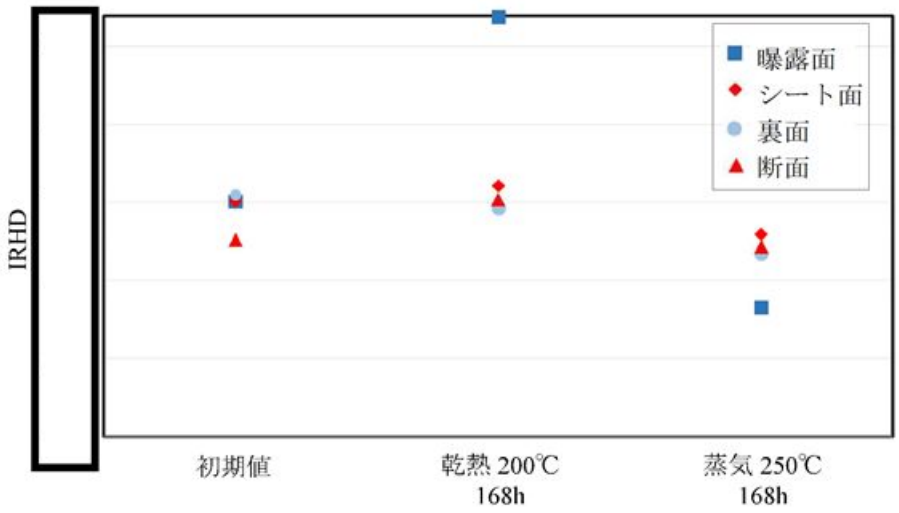


図１０　硬さ測定結果

以上の試験結果から，200℃， 2Pd， 168h の条件下では，改良ＥＰＤＭシール材を使用した場合は，圧力上昇時のフランジ部の開口を勘案しても原子炉格納容器フランジ部の気密性は保たれると考えられる。

バックアップシール材の試験について

バックアップシール材（一液硬化型耐火シーラント）に関して，耐高温性，施工性等を確認するために，以下の試験を実施した。

（１）高温曝露及び蒸気曝露後気密確認試験

（２）開口模擬後気密確認試験

（３）実機適用性試験

（４）長時間試験（改良ＥＰＤＭとの組み合わせ）

各々の試験の詳細を以下に示す。

（１）蒸気曝露試験（250℃×168 時間）後気密確認試験

フランジ部に塗布するバックアップシール材に関して，小型試験体（図１参照）を用いてγ線照射，及び，蒸気曝露後にHe 気密確認試験を実施し漏洩の有無を確認するとともに，試験後にFT－IR 分析を実施して化学構造の変化状況を確認した。各々の詳細条件を以下に記載する。

①γ線照射

線源$^{60}_{Co}$，照射時間100時間，目標800kGy にてγ線照射を実施した。

照射実績は，雰囲気線量8.19kGy/h，8.27kGy/h，累積照射量819kGy，827kGy であった。

② 高温曝露

熱処理炉を使用して300℃，73h及び350℃，73hの高温曝露を実施した。

③ 蒸気曝露

蒸気用オートクレーブを使用して，試験体（３個）を1MPa，250℃の蒸

気環境下で168時間曝露を実施した。蒸気用オートクレーブの系統図を図２に，試験体設置状況を図３ に示す。

④ He 気密確認試験

蒸気曝露後の試験体について，He を用いて気密試験を実施した。高温曝露条件では負荷圧力0.2，0.3，0.4，0.5，0.62 MPa，蒸気曝露条件では負荷圧力は0.3，0.65，0.9MPaとし，スヌープでのリーク確認と0.65MPa及び0.9MPaは保持時間30分，その他の圧力では保持時間10分で圧力降下の有無を確認した。試験状況を図４に，試験結果を表１，２に示す。いずれの試験体もリーク及び圧力降下は認められなかった。

⑤ FT－IR 分析

He気密確認試験後にFT－IR分析を実施した。FT－IRは赤外線が分子結合の振動や回転運動のエネルギーとして吸収されることを利用して，試料に赤外線を照射して透過又は反射した光量を測定することにより分子構造や官能基の情報を取得可能である。分析結果を図５に示す。本試験条件では350℃高温曝露条件を除いてシロキサン構造の変化量は小さく，顕著な劣化は認められなかった。

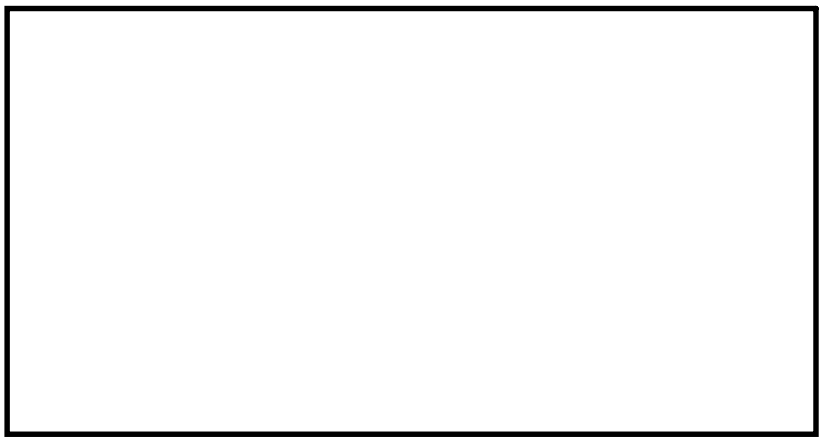


図１　小型試験治具寸法

図２　蒸気用オートクレーブ系統図

図３　蒸気曝露
試験片設置状況

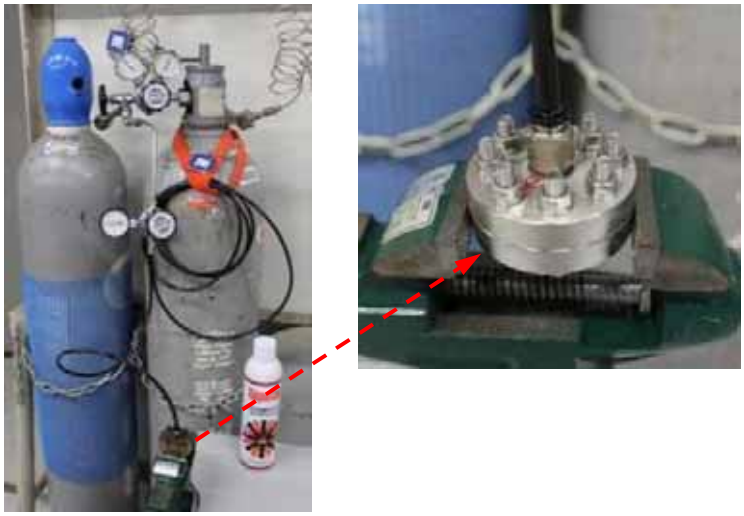


図４　気密確認試験状況

表１　He気密確認試験結果（高温曝露後）

No.	高温曝露 条件	0.2MPa	0.3MPa	0.4MPa	0.5MPa	0.62MPa	γ線 照射量
1	300℃，73h	○	○	○	○	○	827kGy
2	350℃，73h	○	○	○	○	○	827kGy

○：リーク及び圧力降下なし

表２　He気密確認試験結果（蒸気曝露後）

No.	蒸気曝露条件	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa	γ線照射量
1	1MPa，　250℃，　168h	○	○	○	819kGy
2	1MPa，　250℃，　168h	○	○	○	819kGy
3	1MPa，　250℃，　168h	○	○	○	819kGy

○：リーク及び圧力降下なし

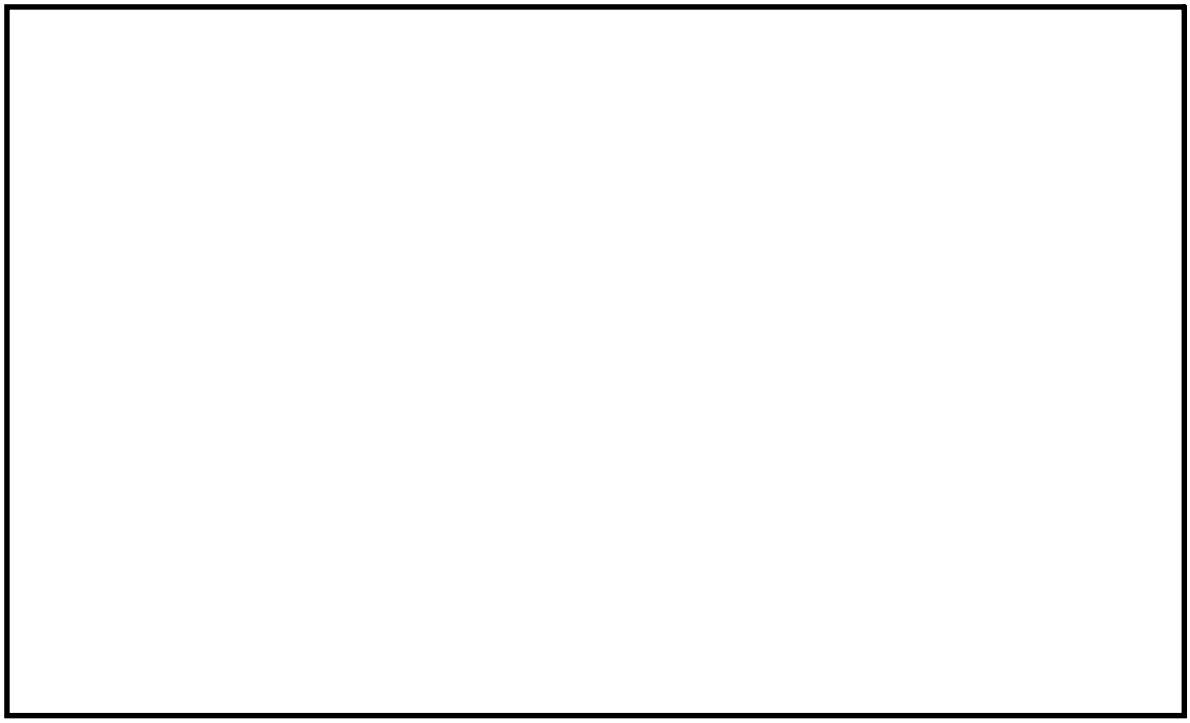


図５　FT－IR 分析結果

（２）開口模擬後気密確認試験

シビアアクシデント時には，事故後ベント実施までは圧力が2Pd近傍と高くなりフランジ部が開口することから，フランジ開口を経験した後にバックアップシール材に気密性があるか否かを確認するため，30cm中型試験体を用いて隙間ゲージで一度変位を経験させた後にHe 気密確認試験を実施して漏えいの有無を確認した。試験状況を図６，7，試験条件及び結果を表3 に示す。1.9mmまでの変位を経験した後もHe気密確認においてリーク及び圧力降下は認められなかった。なお，He気密確認試験は（１）の蒸気曝露試験（250℃×168時間）後気密確認試験と同様に，負荷圧力は0.3MPa，0.65MPa，0.9MPaとし，スヌープでのリーク確認と0.3MPaは保持時間10分，0.65MPa及び0.9MPaは保持時間30分で圧力降下の有無を確認した。

図６　バックアップシール材塗布状況
（1.5mm 厚さ）

図７　変位付与状況
隙間ゲージを用いて所定の変位を加えた後，
隙間ゲージを抜いて再締め付け

表３　開口模擬後 He 気密確認試験結果

No.	塗布厚さ	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa	備考
1	1.5mm	変位付与前	○	○	○	
		1.0mm	○	○	○	
2	5.0mm	変位付与前	○	○	○	
		1.0mm	○	○	○	
3	1.5mm	変位付与前	○	○	○	
		1.9mm	○	○	○	

○：リーク及び圧力降下なし

（３）実機適用性試験

実機フランジは直径が大きく塗布長さが長いため，実際にバックアップシール材を適用した場合に問題なく気密性が担保出来るか否か，また，既存のシール材との干渉の有無を確認するため，バックアップシール材を塗布と局所漏えい試験を実施した。

バックアップシール材塗布条件は，図8 に示す内外シール材にPCV 外側にバックアップシール材を塗布して既存シール材とバックアップシール材との干渉の有無を確認する条件，図9 に示す内シール材とPCV外側にバックアップシール材塗布のバックアップシール材単体でシール機能を持つことを確認する条件の2通り実施した。いずれも局所漏えい試験結果は良好であった。

なお，バックアップシール材の塗布時には，塗布厚さが1～1.5mm程度となる様に治具を用いて作業を実施した（図１０参照）。

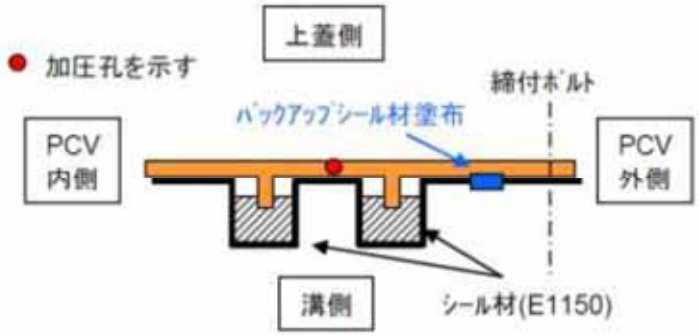


図８　内外シール材＋PCV 外側バックアップシール材塗布条件

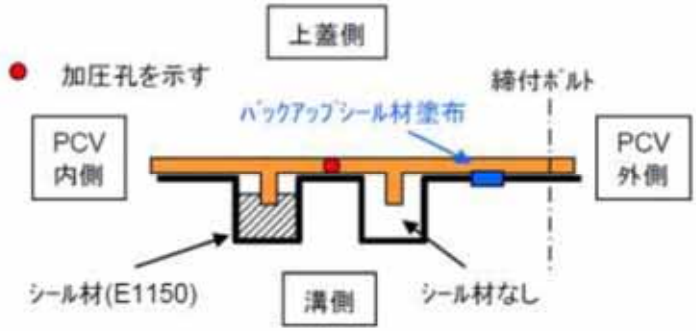
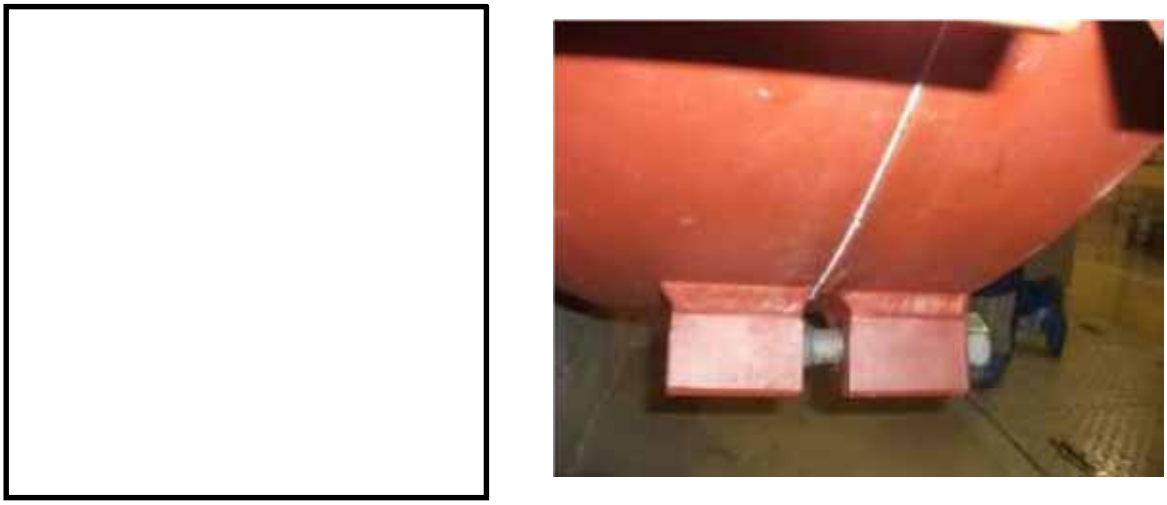


図９　内シール材＋PCV 外側バックアップシール材塗布条件



(a) バックアップシール材塗布作業　　(b) ハッチ閉鎖時

図 10 バックアップシール塗布試験状況

（４）長時間試験

シビアアクシデントにおいては，復旧までに相応の日数が必要と考えられることから，30日，又はそれ以上の期間曝露したシール材の気密性を確認することを目的に，改良ＥＰＤＭ シール材（γ線照射量800kGy）とその外側にバックアップシール材を適用した条件で，長期間高温曝露を実施した後にHe気密確認試験を行い漏えいの有無を確認した。各々の詳細条件を以下に示す。

また，試験体の状況（改良ＥＰＤＭ＋バックアップシール材塗布）を図１１に示す。

① 高温曝露

熱処理炉を用いて，乾熱200℃条件下にて高温曝露を実施した。なお，試験体は，所定の日数曝露した後に取り出して下記のHe気密確認試験を実施し，He気密確認試験後には，再度，熱処理炉に戻して乾熱200℃条件にて追加日数の高温曝露を行う条件で試験を継続実施している。

② He 気密確認試験

高温曝露後の試験体について，He を用いて気密試験を実施した。負荷圧力は0.3MPa，0.65MPa，0.9MPaとし，スヌープでのリーク確認と0.3MPaは保持時間10分，0.65MPa及び0.9MPaは保持時間30分で圧力降下の有無を確認した。試験状況を図１２に，試験結果を表４に示す。いずれの試験体，試験条件においてもリーク及び圧力降下は認められなかった。

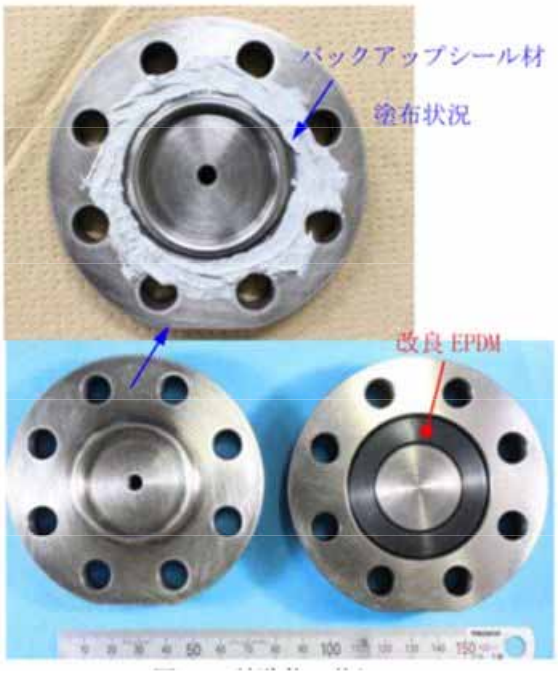


図１１　試験体の状況
（改良ＥＰＤＭ＋バックアップシール材）

図１２　He 気密確認試験状況

表４　He気密確認試験結果

No.	曝露条件	曝露日数	曝露時間(h)	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200℃	30	720	○	○	○
2	乾熱 200℃	45	1,080	○	○	○
3	乾熱 200℃	60	1,440	○	○	○
4	乾熱 200℃	75	1,800	○	○	○
5	乾熱 200℃	90	2,160	○	○	○
6	乾熱 200℃	105	2,520	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし

補足：他構造部材への影響について

バックアップシール材は，取り外し時には，スクレーパー等にて除去可能である。また，塗布時を含めて，油等の薬品を使用する必要がないことから，他構造部材への影響を考慮する必要は無いと考えられる。

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

（1）バックアップシール材塗布によるフランジ設計への影響懸念

フランジ設計として，漏えい発生を防止するためにＯリング溝にシール材（改良ＥＰＤＭ）がセットされているが，シール機能を確保するために以下が設計上考慮されている。

① シール材について，開口を考慮した適切な押込み量を確保すること
② 内圧及びシール材反力について，適切なフランジ強度を有すること
③ シール材が，化学的影響を受ける等により，反応や劣化等の影響を受けないこと
④ フランジ締め付け作業の施工性が確保できること

バックアップシール材をフランジ面に塗布することで，上記①～④について悪影響を与えないことを確認するため，バックアップシール材が塗布されることにより「フランジ開口量評価でシール材（改良ＥＰＤＭ）追従性に悪影響を与えないこと」，「フランジ応力評価に悪影響を与えないこと」，「シール材（改良ＥＰＤＭ）に化学反応等の悪影響を与えないこと」，「フランジ締付作業・開放作業に悪影響を与えないこと」を確認した。

（2）バックアップシール材厚さの影響について

バックアップシール材の有無によるフランジ厚さの変化はほとんど無く，約 0.01mm であることが確認されている。

実プラントでのシール材の押込み深さは[　　]である。一方，バックアップシール材適用による押込み量の変化は約 0.01mm と想定され，バックアップシール材適用による押込み深さの変化量やフランジ開口量への影響は無視できる程度で悪影響はないと考えられる。

（3）バックアップシール材塗布に伴うフランジへの影響について

バックアップシール材を塗布した場合の影響評価として，①開口量評価及び②フランジ応力評価を実施した。前述（1）からバックアップシール材塗布時の厚さは約 0.01mm である。

① 開口量評価

構造上バックアップシール材の厚さ分，突起によるガスケットの締め付け量は低減する。このため，最も評価結果が厳しくなるトップヘッドフランジにて 2Pd 時の締付量と必要締付量を比較し，シール性能を維持できることを確認した（図2，表2参照)。なお，ここで用いたガスケットの必要締め付け量は実機を模擬した試験を実施し，締付量 0mm でもシール性能を維持できることを確認している。

評価式：締付量＝初期締付量―バックアップ材厚さ－開口量

＝（[　　]）―（0.01mm）―（[　　]）

＝ [　　] ＞ 0mm

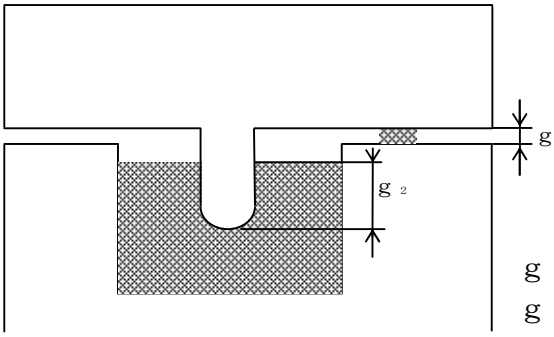


図２　バックアップシール材塗布時の初期締付状態図

表２　2Pd 時のバックアップシール材を用いたフランジシール部

開口量と締付量

設備名	バックアップシール材厚さ	開口量	締付量	必要締付量
ドライウェル機器搬入用ハッチ	0.01			0 以上

（単位：mm）

② フランジ部応力評価

バックアップシール材を用いた際，2Pd 時にフランジに加わる荷重には，内圧による荷重，ガスケット反力による荷重及びバックアップシール材による荷重があるが，バックアップシール材反力による荷重は内圧による荷重と比較して極めて小さくなる。このため，フランジ部へ発生する応力の影響は内圧が支配的であり，バックアップシール材の有無によりフランジ部へ加わる発生応力はほとんど変化しないと考えられる。

（４）改良ＥＰＤＭに対する悪影響，フランジ締付・開放作業への影響について

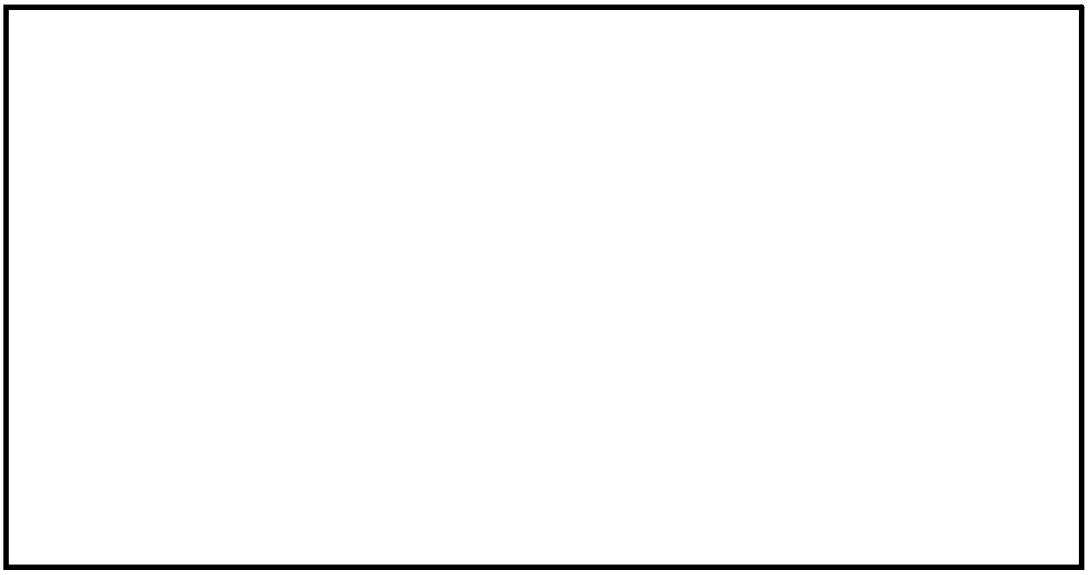
現場作業等への影響について，フランジ締付時の締付ボルト管理トルク値の変更は必要ないこと，フランジ開放時（点検時）の手入れの際にバックアップシール材は容易に除去可能であることを確認している。また，化学影響については，長期熱劣化影響確認試験で改良ＥＰＤＭとバックアップシール材を組み合わせたフランジで劣化後の気密性が確認できていることからも，悪影響がないと考えている。

（５）まとめ

上記（１）～（４）より，バックアップシール材塗布におけるフランジ締込量への影響は約 0.01mm とわずかであり，開口量評価及びフランジ部応力評価に大きな影響を与えないことを確認した。また，改良ＥＰＤＭシール材に対して化学反応の影響がないこと，フランジ締付作業性も確保できることから，バックアップシール材塗布によるフランジ設計上の影響はない。

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

原子炉格納容器フランジ部の閉じ込め機能評価については，フランジ開口量評価とシール材（改良ＥＰＤＭ）の圧縮永久ひずみ特性を組み合わせることで評価している。その代表例としてトップヘッドフランジの開口量評価を第 1 図，改良ＥＰＤＭ材の圧縮永久ひずみ試験結果を第 1 表に示す。



第 1 図　トップヘッドフランジの圧力と開口量の関係
（東海第二発電所モデル，200℃）

第 1 表　圧縮永久ひずみ試験※1 結果（改良ＥＰＤＭ材）

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

図 1 の開口量評価線図で設定している許容開口量は，格納容器内温度 200℃の筐体を 7 日間経過した際のシール材復元量が，フランジ開口量に追従できなくなる限界であり，格納容器限界温度・圧力である 200℃，2Pd に対して，シール材機能は余裕があることを示している。なお，これらの評価はフランジの内側シール材の追従性が失われた時を機能喪失とみなした評価であるが，実際には外側シール材の追従性が失われるまでは閉じ込め機能を確保できる。外側シール材部の開口量は内側シール材部と比較して小さいこともあり，本評価は保守的に格納容器の閉じ込め機能を評価した結果である。

開口量評価については,フランジ開口量とシール材復元量を比較しているが,フランジの製作公差，シール材の製作公差を踏まえた場合の評価を次に示す。

製作公差が下記評価に影響する箇所は，シール材を締め付ける部位の開口方向の製作公差であるため，ガスケット溝深さ，タング部高さ及びガスケット高さが該当する（図 2 参照)。これらの製作公差を表 2 に示す。製作公差を踏まえ保守的に設置したガスケット押し込み量[　　]を用い,格納容器内圧 2Pd 時における開口量と，シール材復元量が 200℃，7 日間,[　　]の環境で劣化した圧縮永久ひずみ率[　]を用いて，製作公差を考慮した場合の許容開口量と開口量を評価した結果を表 3 に示す。

開口量評価において最も裕度が小さいトップヘッドフランジ部について，製作公差を考慮した場合においても，格納容器内圧 2Pd に対して閉じ込め機能は確保できる。

なお，実機のトップヘッドフランジにおいては，施工上の管理としてフランジボルトの締め付け時に，フランジ面間の寸法を確認している。

表２　トップヘッドフランジの製作公差

寸法	公称値（公差）	評価値
フランジ溝深さ		
タング部高さ		
ガスケット高さ		
バックアップシール厚さ	－	0.01mm
ガスケット押し込み量		

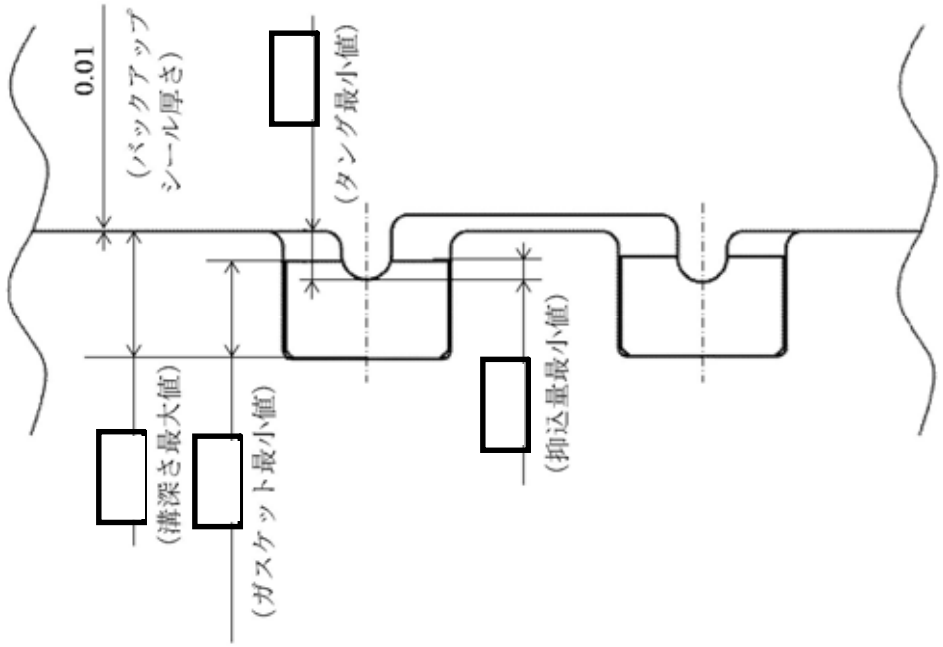


図２　ガスケット部の開口方向の公差

表３　製作公差を考慮した場合の許容開口量と開口量の関係

		押し込み量	ひずみ量	許容開口量	開口量（2Pd）
公称値	内側				
	外側				
評価値	内側				
	外側				

参考資料９

経年劣化を考慮したシール機能について

本章では，シール材の経年劣化を考慮したシール機能の健全性について示す。

原子炉格納容器のシール材に使用する改良ＥＰＤＭ 材については，性能確認のための試験を実施している。試験においては，通常運転時に加えて，事故時に想定される照射線量を上回る放射線環境を経験したシール材に対し，高温蒸気環境下での耐漏えい性能を確認している。また，開口部に用いられる改良ＥＰＤM材は，通常運転中に想定される温度環境を踏まえても劣化はほとんどしないものと考えていること，かつ，原子炉格納容器の開口部に用いられているシール材については，全て，プラントの定期検査において取り替えを行っており，複数の運転サイクルにわたって使用しないものであることから，現在の性能確認の結果により，十分に耐漏えい性能が確保されるものと考えられる。

また，長期間シール材を継続使用する電気配線貫通部については，過去の電気配線貫通部の環境試験において，電気配線貫通部（低電圧用）及び電気配線貫通部（高電圧用）を対象として，通常運転中の劣化を考慮した上で冷却材喪失事故模擬試験が実施されており，健全性が確認されている（表１参照）。

これらのことから，原子炉格納容器に使用されているシール材は，運転中の環境を考慮しても事故時に耐漏えい性能を確保されるものと考えられる。

表１　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[redacted]を[redacted]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[redacted]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[redacted]を加える。

また，自主的取組として適用することを考えているバックアップシール材について，経年劣化によるシール機能の影響を確認した。ここでは，バックアップシール材をフランジに長時間塗布したときの変形特性を確認するために，バックアップシール材を塗布した試験用フランジを恒温槽で約560日間（18ヶ月程度）55℃に保持し，バックアップシール材に関して，以下を実施した。

（１）He 気密確認試験（0.3，0.65，0.9 MPa）

（２）FT－IR 分析

試験の結果，He 気密確認試験において表２で示す通り漏洩は認められなかった。また，FT－IR 分析においても図１に示す通り，55℃ 約18ヶ月保持材のスペクトルは初期材と同様のスペクトルで劣化は認められず，プラント通常運転状態で１サイクル（13ヶ月程度）経過しても性状が変わらないと考えられる。

表２　He気密確認試験結果

保持条件	0.3 MPa	0.65 MPa	0.9 MPa
55℃ 約18ヶ月	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし

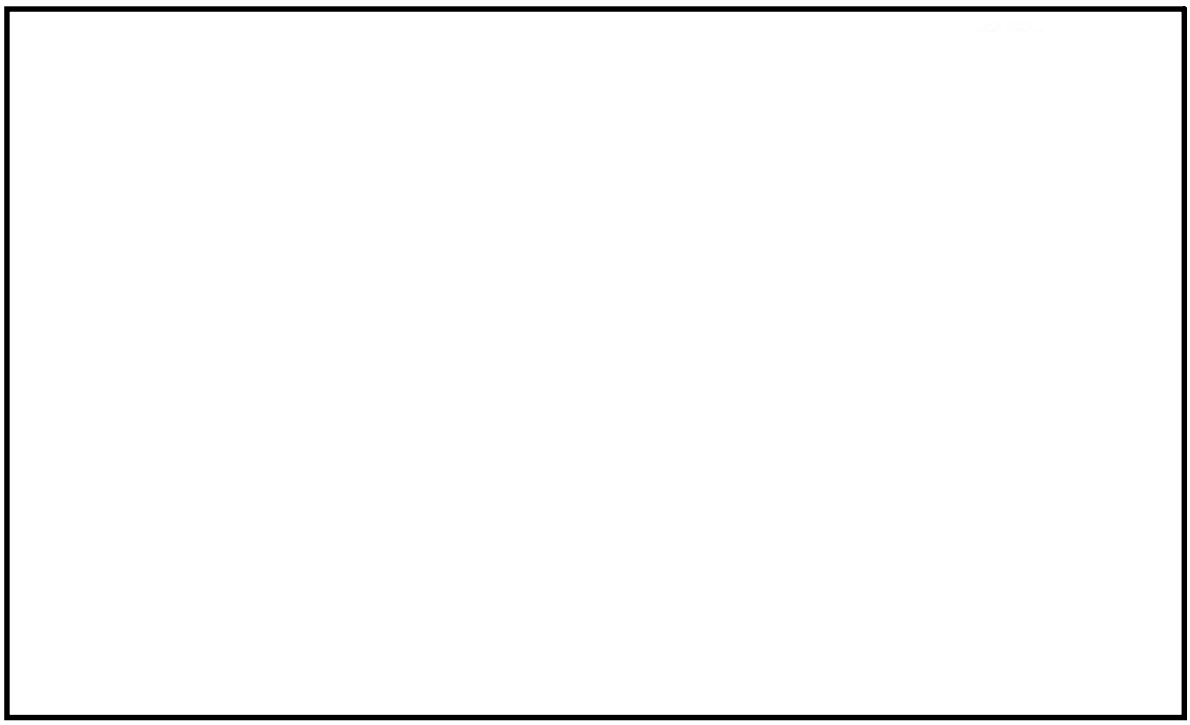


図１　FT－IR 分析結果

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

１．化学薬品等のシール機能への影響

東海第二発電所のシール材として適用する改良ＥＰＤM材は，エチレンとプロピレン等の共重合によって得られる合成ゴムの一種であり，同材質のゴムは，これまでも格納容器隔離弁の弁体等に使用されてきた実績のある材料である。

ＥＰＤM材の基本的な特性を考慮した場合，シール機能に影響を及ぼす可能性のある物質としては，「溶剤」と「潤滑油」が挙げられる。第 1 表にＥＰＤM材の基本特性を示す。

洗い油やベンゼン等の溶剤については，管理区域内への持ち込み管理を行っており，プラント運転中においては格納容器内に存在しないため，シール材に悪影響を及ぼすことはない。

潤滑油については，原子炉再循環ポンプモータや再循環流量制御弁の動作に使用されているが，格納容器胴側に設置されるシール部から離れた位置に設置されている。仮に漏えいが発生した場合でも，機器の下部に設置される堰，又はダイアフラムフロア床面の傾斜によって，ドレンサンプ設備に導かれることで周辺への流出は防止され，シール材に悪影響を及ぼすことはない。

第 1 表　ＥＰＤM材の基本特性

耐蒸気性	A
耐水性	A
耐性（植物油）	A ～ B
耐性（潤滑油）	D
耐性（溶剤）	D

凡例　A：優　　B：良　　D：不可（但し配合による）
出典：日本バルカー工業（株）発行「バルカーハンドブック」より抜粋

２．重大事故等時に発生する核分裂生成物や水素のシール機能への影響

炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能性がある物質として，アルカリ金属であるセシウム及びハロゲン元素であるよう素が存在する。このうち，アルカリ金属のセシウムについては，水中でセシウムイオンとして存在しアルカリ環境の形成に寄与するが，膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットはアルカリ環境において劣化の影響はなく，また，ＥＰＤＭについても耐アルカリ性を有する材料である。このため，セシウムによる化学影響はないものと考える。

一方，ハロゲン元素のよう素については，無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットでは影響がないが，有機材料であるＥＰＤＭでは影響を生じる可能性がある。このうち，今後，設備での使用を考慮している改良ＥＰＤＭについては，自社研究による影響の確認を行っており，炉心損傷時に想定されるよう素濃度（約 450mg／m^3）よりも高濃度のよう素環境下（約 1,000mg/m^3）においても，圧縮永久歪み等のシール材としての性状に大きな変化がないことを確認している。このように，よう素に対する性能が確認された材料を用いることにより，漏えい等の影響が生じることはないものと考える。

重大事故等時に格納容器内で発生する水素の格納容器外への主要な放出モードとして気体分子のガスケット材料透過が考えられる。これは水素等の分子量が小さい気体の場合に起こりうる事象であるが，重大事故時の環境条件下（温度・放射線）において顕著な劣化は生じないこと，及び前述の通り２重シールとなっており気体分子の透過に対して十分な材料の厚みが確保されていることから，透過による格納容器外への水素の放出可能性は極めて低いものと考えられる。

以上

シール材の運転環境（放射線量，温度）の考慮について

トップヘッドフランジ等のシール材に使用する改良ＥＰＤM材については，性能確認のための試験を実施している。試験においては，通常運転時に加えて，事故時に想定される照射線量を上回る放射線環境を経験したシール材に対し，高温蒸気環境下での性能を確認している。また，開口部に用いられる改良ＥＰＤM材は，通常運転中に想定される温度環境を踏まえても劣化はほとんどないものと考えられること，プラントの定期検査においては取替を行っており，複数の運転サイクルにわたって使用しないものであることから，現在の性能確認の結果により，十分に性能か確保されるものと考えられる。

また，長期間シール材を継続使用する電気配線貫通部に関しては，過去の電気配線貫通部の環境試験において，通常運転中の劣化を考慮したＬＯＣＡ試験を実施しており，健全性を確認している。

これらのことから，原子炉格納容器に使用されているシール材は，運転中の環境を考慮しても事故時に性能を確保されるものと考える。

黒鉛製シール材について

黒鉛製シール材は，膨張黒鉛（化学反応を用いて鱗片状黒鉛に物質を挿入した黒鉛層間化合物を急熱すると層間に入れられた物質が燃焼，ガス化し，黒鉛が層の重なり方向に膨張したもの）を圧縮加工したものであり，一般的に高温環境下においても 400℃程度の安定性の高いシール材料である。

東海第二発電所で使用する黒鉛製シール材の仕様を第 1 表に示す。重大事故環境下に十分な耐性を有する製品であることを確認している。

第 1 表　貫通部に使用する黒鉛製シール材の仕様

対象部位	仕様		
	耐熱温度	耐圧性	耐放射線性
所員用エアロック 電気配線貫通部	400℃以上	6.9MPa	15MGy

試験データの代表性・信頼性について

長期的な格納容器温度（168 時間以降で 150℃を下回る状況）と閉じ込め機能の関係を評価するために，時間経過によるシール材の長期的な影響を第 1 表の試験結果で示しているが，その試験データの信頼性について説明する。

第 1 表で改良ＥＰＤＭシール材の圧縮永久ひずみ率，硬さ，質量変化率をそれぞれ試験時間に対して示しているが，これは同じ条件に曝露した試験体 3 個のデータの平均値を示したものである。試験体 3 個のそれぞれの試験結果を第 2 表に示す。圧縮永久ひずみ率，硬さ，質量変化率ともに試験体 3 個の実測値データに大きなばらつきは無いことが確認できる。

第 1 表　改良ＥＰＤＭシール材の基礎特性データの経時変化

試験時間	0～7 日	7 日～14 日	14 日～30 日
試験温度			
圧縮永久ひずみ率（%）			
硬さ			
質量変化率（%）			

第 2 表　0～7 日（200℃），7 日～30 日（150℃）の圧縮永久ひずみ試験

No	試験時間（日）	試験温度（℃）	圧縮永久ひずみ試験					
			圧縮永久ひずみ率（%）		硬さ		質量変化率（%）	
			実測値	平均値	実測値	平均値	実測値	平均値
1	0～7	200						
2	7～14	150						
3	14～30	150						

また，シール材の復元特性を示すために，劣化を付与した試験体を用いて，復元速度測定試験を実施した。試験ケースを第 3 表に示す。

全てのケースにおいて試験体 3 個に対して実施したものであり，試験結果のばらつきを確認するため，代表としてケース 1-2 の試験体 3 個全ての試験結果を第 1 図に示す。いずれの試験体においても同様の傾向を示しており，500mm/min の試験に大きいばらつきはない。

その他の試験ケースについても，大きなばらつきはないため，試験体 3 個のうち代表として 1 個を第 2 図及び第 3 図に示す。

第 3 表　改良ＥＰＤＭシール材の基礎特性データの経時変化

ケース	材料	照射量	曝露媒体	曝露温度	復元速度	試験体数
1-1	改良 EPDM 材					3
1-2	改良 EPDM 材					3
2-1	改良 EPDM 材					3
2-2	改良 EPDM 材					3

第 1 図　復元速度測定試験（ケース 1-2 の試験体 3 個）

第 2 図　復元速度測定試験（左：ケース 1-1，右：ケース 1-2）

第 3 図　復元速度測定試験（左：ケース 2-1，右：ケース 2-2）

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）

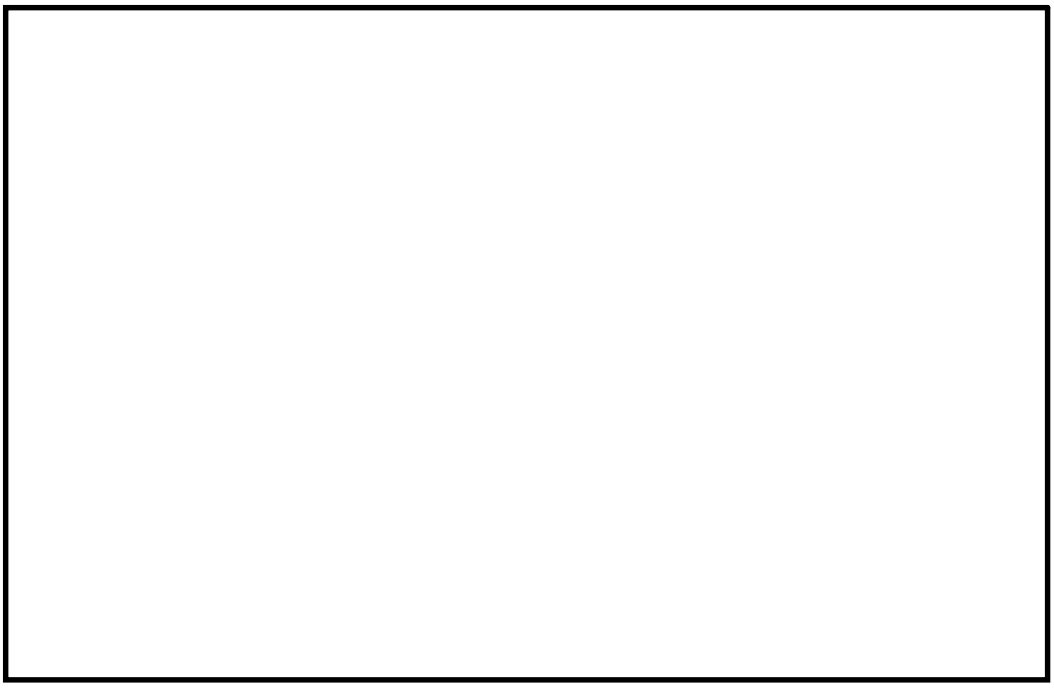
今回、実施したトップヘッドフランジの開口量評価には、FEM 解析を用いている。FEM 解析では，開口量に影響を及ぼす可能性のあるボルト等の構造は，実機の寸法等を模擬して解析モデルに反映している。また，フランジ部の開口の挙動への影響が大きいと考えられる上下フランジ面同士の接触の影響も考慮し，三次元ソリッド要素を用いて弾塑性大変形解析を実施した。その評価モデルを第 1 図に，圧力－開口量の関係を第 2 図示す。

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ＮＵＰＥＣ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。なお，これらの評価手法は，ＪＳＭＥシビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン（BWR 鋼製格納容器編）にも反映された手法である。

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

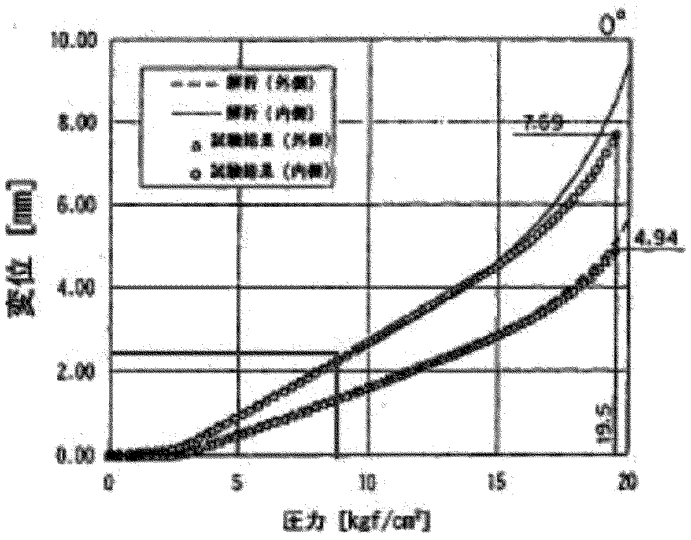
口挙動が曲線的に変化する。

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。

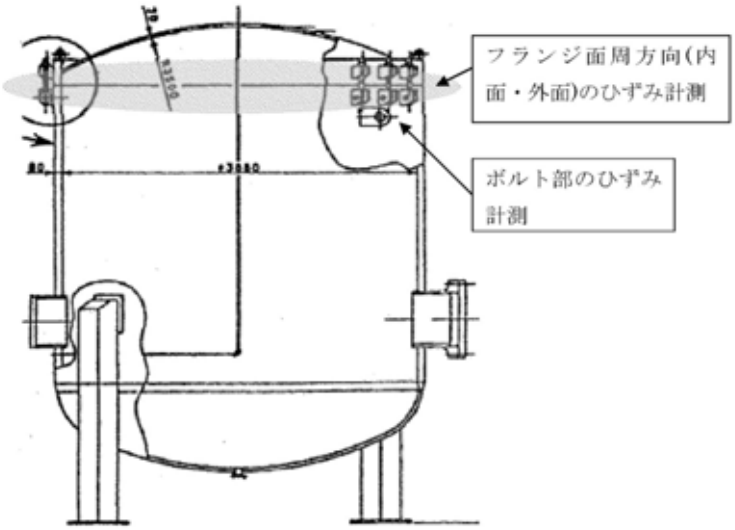


第 1 図　トップヘッドフランジの解析モデル

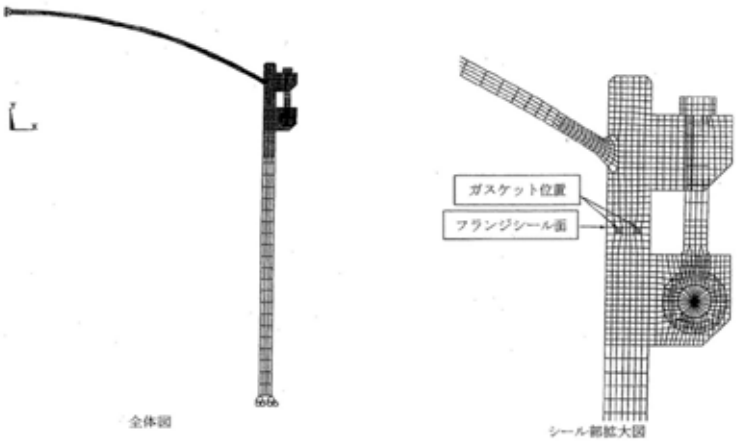
第 2 図　トップヘッドフランジ部における圧力－開口量の関係



第３図　ＮＵＰＥＣ機器搬入用ハッチフランジの圧力－開口量の関



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

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

原子炉格納容器バウンダリを構成する各設備に関して，重大事故等時に「放射性物質の閉じ込め機能が喪失する要因として，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に伴い，構造健全性が失われる場合と，シール部の耐漏えい機能が失われる場合が想定される

構造部材の評価基準については，規格等に定められている許容値を用いて評価しており，200℃，2Pd の環境条件が継続しても構造強度を維持できるため，閉じ込め機能の機能に対して十分な裕度を有しているものと考える。

一方，シール部については，シール材が事故条件下において時間的に劣化していくことが確認されており，現在の評価において健全性が確認されている 7 日間の期間を超えて 200℃，2Pd の状態が長時間継続した場合には，シール材が機能を喪失し漏えいが生じる可能性がある。また，シール部でも，トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等，フランジ構造になっている箇所については，圧力の上昇に伴い開口量が増加するため，その影響により，他のシール部に比べて漏えいが生じるリスクが高いものと考えられる。

以上の検討結果から，原子炉格納容器で漏えいが発生する可能性が高い部位はフランジ構造のシール部であると評価できる。このため，フランジ構造のシール部について，200℃，2Pd の状態での健全性を確認した際の判定基準に対する裕度を確認した。

フランジ部の限界温度・圧力に対する裕度を第 1 表に示す。

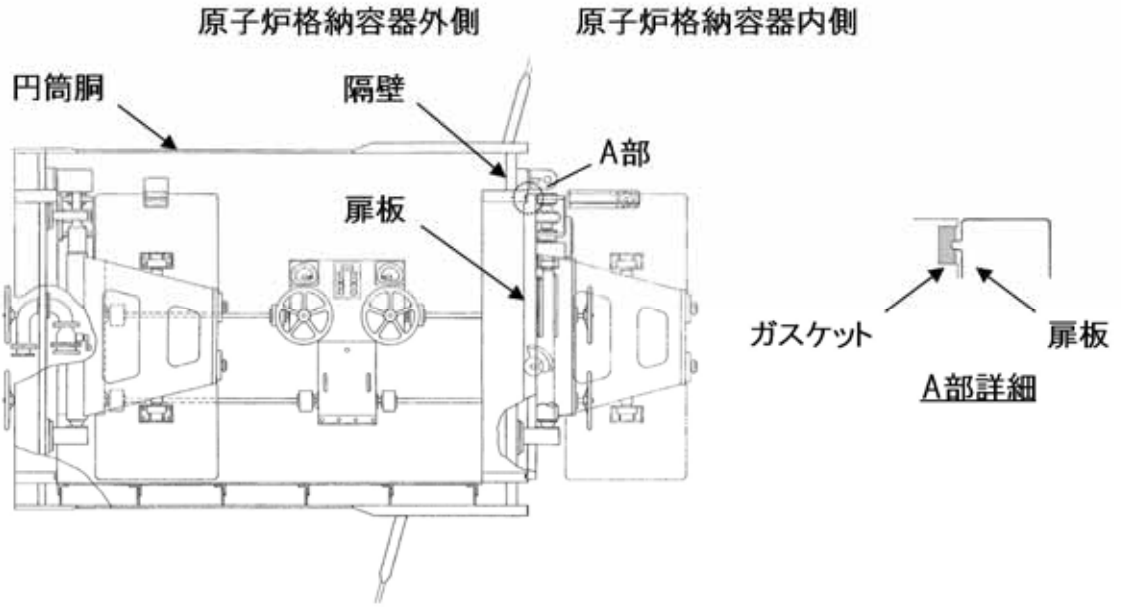
第１表　フランジ部の限界温度・圧力に対する裕度

評価対象部位	開口量 (mm)	許容値 (mm)	裕　度※
トップヘッドフランジ	[redacted]	[redacted]	1.1
			1.4
機器搬入用ハッチ	トップヘッドフランジ以上の剛性を有していることを確認 剛性比：[redacted]		－
サプレッション・チェンバアクセスハッチ	トップヘッドフランジ以上の剛性を有していることを確認 剛性比：[redacted]		－
所員用エアロック	[redacted]	[redacted]	6.5
閉止フランジ			800

※：許容値／開口量

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

所員用エアロックにおけるシール部の評価については，原子炉格納容器内圧による扉変形に伴うシール部の開口量評価を実施しているが，この評価では，変形による支点のずれを考慮しない評価としているため，支点のずれに伴う影響について評価を行う。第 1 図に所員用エアロックシール部の構造を示す。

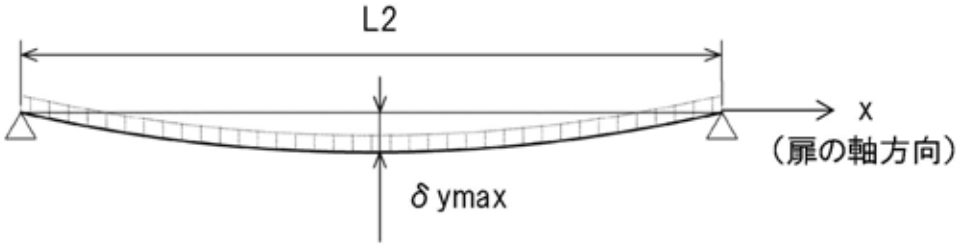


第 1 図　所員用エアロックのシール部構造

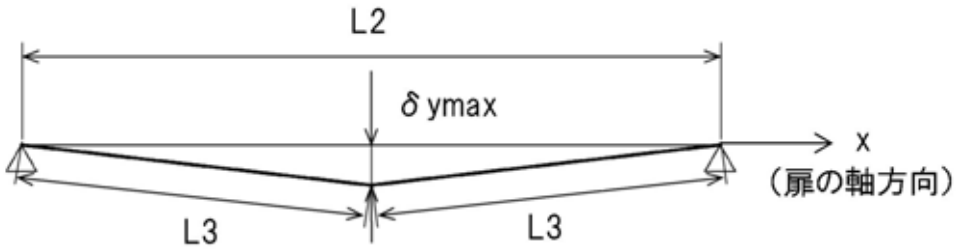
1．扉の変形（たわみ等）について

所員用エアロック扉を第 2 図，第 3 図のように 2 点支持のはりとしてモデル化する。東海第二発電所のエアロック扉は平板形状であり，扉板厚を考慮してモデル化していることから，はりとしてモデル化することは妥当であると考える。また，はりモデルは変位量が保守的となる扉板長辺側をモデル化しており，実際に荷重がかかった際は，上下に加え左右にも支持があるところを，上下 2 点支持としていることから，保守的な評価であると言える。

このはりモデルにより，扉の変形（たわみ等）によって生じる縦軸方向（扉幅）の変位量δｘを評価した結果，0.2mm 程度であり，ガスケット幅 [redacted] と比較しても十分小さく無視できる。



第 2 図　2 点支持はりモデル

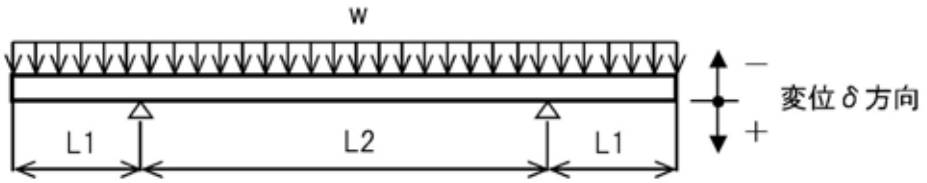


縦軸方向（扉端）の変位量δｘは　δｘ＝2×L3－L2

第 3 図　三角形モデル

2．変形支点の変位について

上記で示した扉の軸方向への滑りδx＝0.2mm の場合について，所員用エアロック扉を第 4 図のように 2 点支持はりモデル化し，シール部の開き量を算出した。その結果，扉シール部の変位は，変形支点を考慮しない場合の変位量と同じ 0.73mm であった。



第 4 図　2 点支持はりモデル

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

$$= 0.73\text{mm}$$

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。

$$\frac{dg}{dt} = \mathrm{A} \cdot \exp\left(- \frac{\varphi}{kT} \right)$$

上記式から，温度 T2 の雰囲気に時間 t2 にさらされる材料を，温度 T1 の雰囲気で加速するための時間 t1 は次の式により求められる。

$$\frac{t1}{t2} = \exp\left(\frac{\varphi}{k}\left[\frac{1}{T1} - \frac{1}{T2}\right]\right)$$

ここで，

$\frac{dg}{dt}$：反応速度

Ａ：定数

φ：活性化エネルギ

ｋ：ボルツマン定数

Ｔ：温度

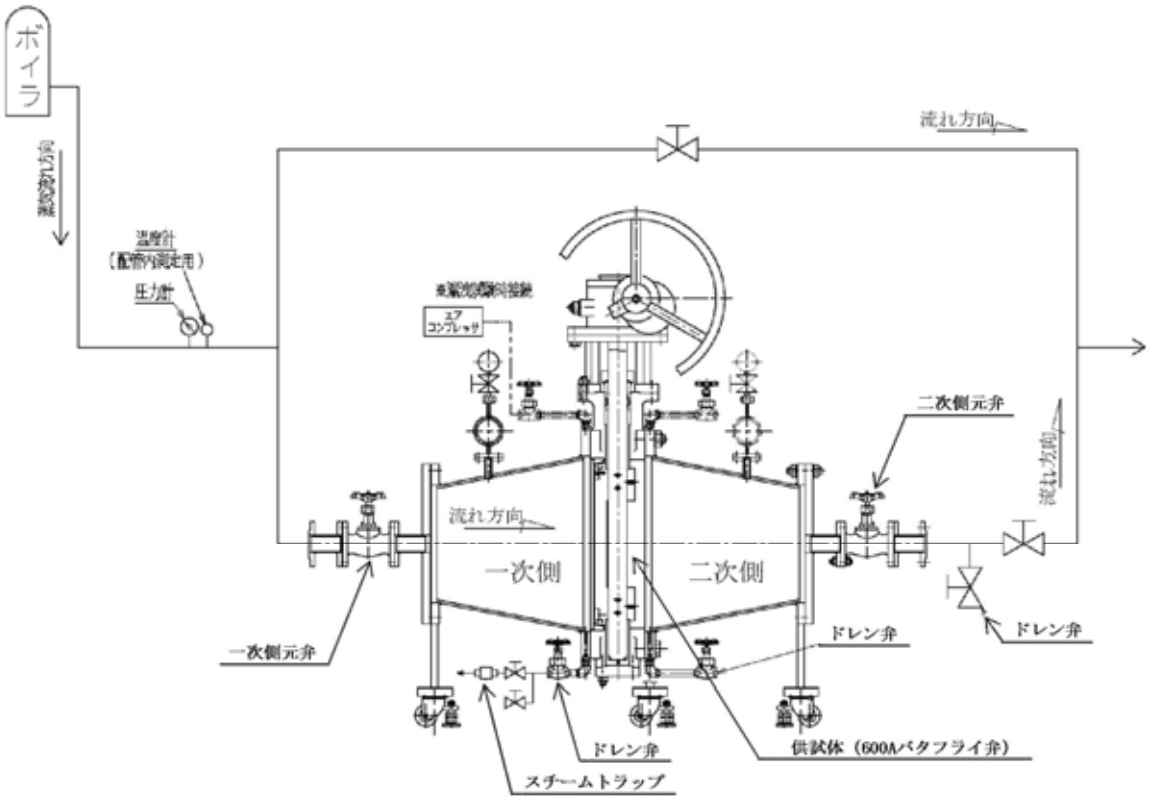
有機物であるシール材の活性化エネルギについては「原子力発電所のケーブル経年劣化ガイド（JNES-RE-2013-2049)」にて劣化処理条件として設定されている値（15kcal／mol）を使用している。この値は，過去の試験結果等におけるシール材の活性化エネルギに比べて保守的な値であることを確認している。

格納容器隔離弁の SA 環境下における耐性確認試験の概要について

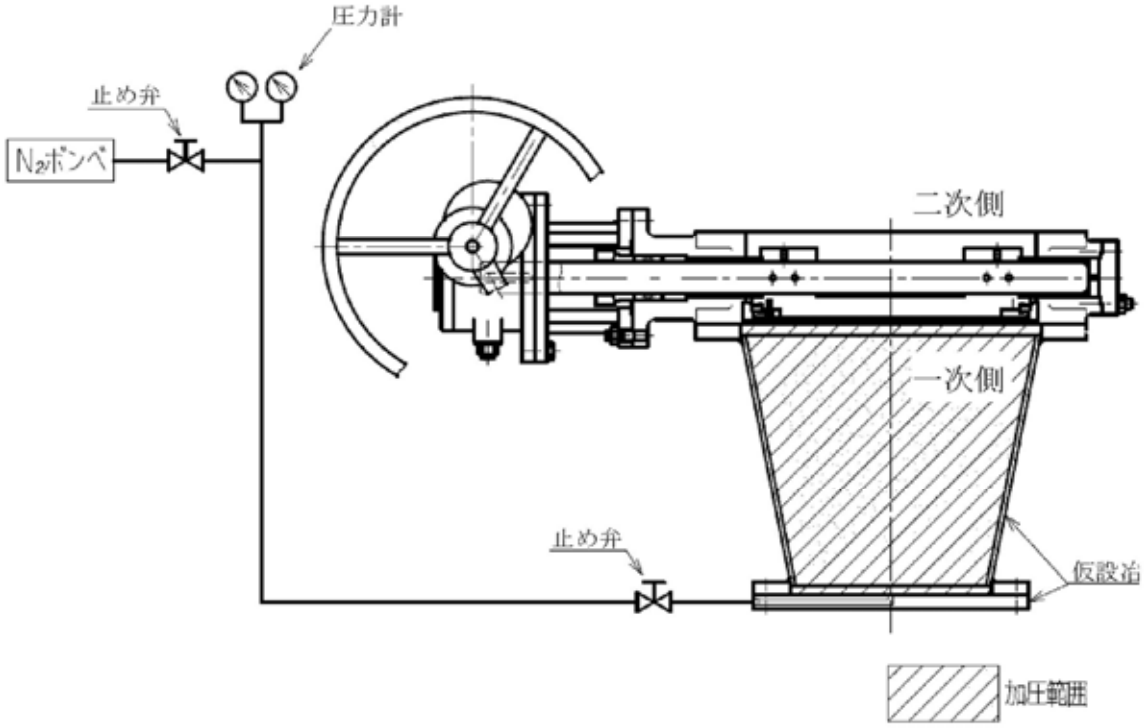
原子炉格納容器隔離弁のうち，バタフライ弁の弁座ゴムシートに対し，重大事故環境における耐性向上のため，より耐熱性・耐放射線性に優れたシール材である改良ＥＰＤM材を選定し，耐性確認試験を実施した。試験の概要を以下に示す。

1．試験内容

試験フロー及び試験内容を第 1 表に示す。また，第 1 図に蒸気通気試験装置の概要図，第 2 図に常温弁座漏えい試験の概要図を示す。600A バタフライ弁を供試体とし，弁座シール材に改良ＥＰＤM材を適用して，初期性能確認，劣化処理を行った後，200℃における飽和蒸気環境下（BWR の原子炉格納容器の設計圧力の 2 倍（2Pd）以上）で 168 時間，蒸気通気試験を実施する。さらに常温復帰後，窒素を媒体とした常温弁座漏えい試験を実施する。重大事故環境における格納容器の閉じ込め機能を確認する観点から，弁は閉弁状態で実施する。重大事故環境におけ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する。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。バタフライ弁のシール材は格納容器内の雰囲気をシールするものであり，事故時の蒸気環境をシールし，酸素が常に供給される環境をシールするものではないことから，放射線と熱の同時曝露のシール機能への影響は十分小さいものと考える。



第 1 図　蒸気通気試験装置概要図



第 2 図　常温弁座漏えい試験概要図

第 1 表　試験フロー及び試験内容

試験フロー	試験内容
熱・放射線同時劣化処理	通常運転中に負荷される温度，線量を供試体に加える
↓	
初期機能試験	初期状態における閉じ込め機能等を確認する
↓	
機械的劣化処理	負荷試験機を用いて弁の開閉操作を実施する
↓	
放射線照射劣化	重大事故環境で想定される放射線量（0.3MGy）を供試体に照射する
↓	
蒸気通気試験	図 1 に示す試験装置で 200℃，0.62MPa 以上の蒸気環境下における閉じ込め機能を確認する。蒸気は 168 時間通期し，24 時間おきに二次側の漏えい検出弁より漏えいの有無を確認する。
↓	
常温弁座漏えい試験	図 2 に示す試験装置で供試体一次側を 0.62MPa 以上の窒素加圧環境下とし，二次側からの漏えいがないことを確認する。

2．試験結果

蒸気通気試験の試験結果を第 2 表に，常温弁座漏えい試験の試験結果を第 3 表に示す。蒸気通気試験中に漏えいは確認されず，また，常温復帰後の常温弁座漏えい試験においても閉じ込め機能を維持できることを確認した。

第 2 表　蒸気通気試験結果

シート材	圧力	温度	加圧媒体	継続時間	照射量	漏えいの有無
改良 EPDM	0.62MPa 以上	200℃	蒸気	168 時間	[redacted]	無

第 3 表　常温弁座漏えい試験結果

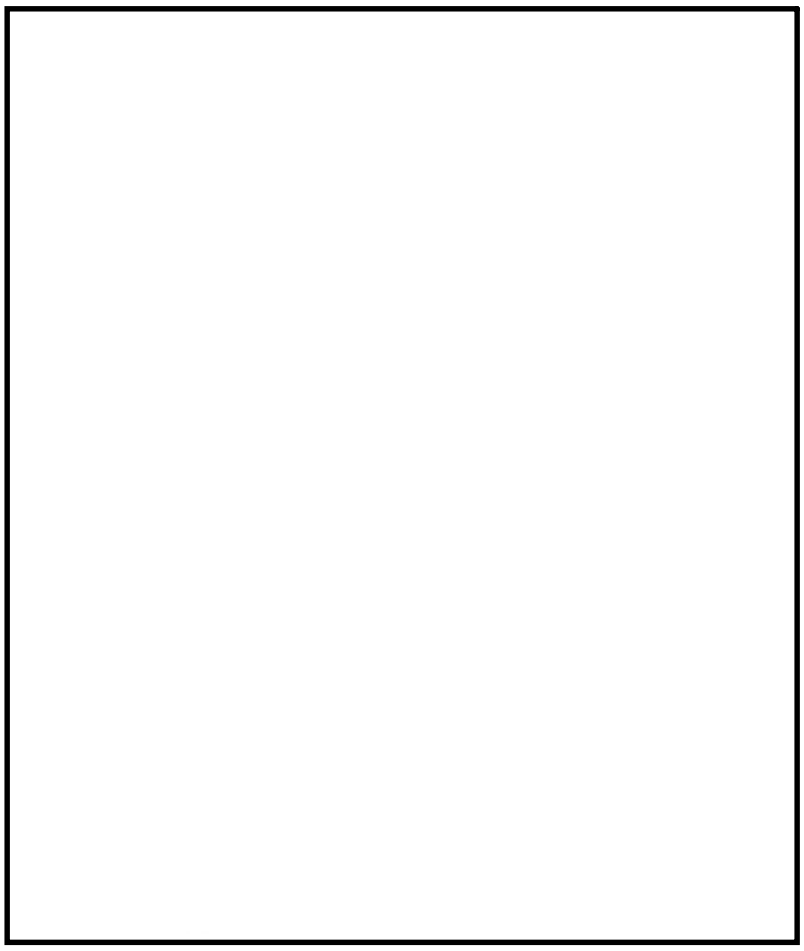
シート材	圧力	温度	加圧媒体	漏えいの有無
改良 EPDM	0.62MPa 以上	常温	窒素	無

移動式炉心内計装（TIP：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（TIP：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（LPRM）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。

TIP 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 個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。TIP のシステム概略図を第 1 図に示す。



第 1 図　TIP システム概略図

2．TIP 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，TIP 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. TIP 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。

TIP 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　TIP 火薬切断弁構造

4．TIP 火薬切断弁の信頼性確認について

TIP 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	TIP 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	TIP 火薬切断弁の点火回路の健全性確認試験

動的荷重の影響について

1. はじめに

原子炉格納容器については，事故時に動的な荷重が発生する可能性がある。ここでは，評価温度・圧力（200℃，2Pd）において考慮すべき動的荷重を抽出し，その影響を評価した。

2. 考慮すべき動的荷重の抽出

格納容器内における動的な荷重は，以下によって生じうる。

(1) 高温の炉心（溶融デブリを含む）と水との接触に伴う蒸気発生

①損傷炉心等のヒートアップした炉心への注水時の蒸気発生

②下部プレナムへの溶融炉心の移行（リロケーション）時の蒸気発生

③原子炉圧力容器破損に伴うＦＣＩ発生時の蒸気発生

(2) 原子炉冷却材バウンダリ内に内包された高エネルギー流体の格納容器への放出

①ＬＯＣＡブローダウン時の高温水・蒸気の放出

②逃がし安全弁の作動に伴うサプレッション・プールへの蒸気放出

これらのうち，格納容器圧力の上昇率が最も大きく，フランジ等の開口量の変化速度が速い事象は，(1)③のＦＣＩ発生時の蒸気発生である。この影響について，3. に示す。

また，(2)②については，格納容器圧力の上昇率は大きくないものの，サプレッション・チェンバ内で動的な荷重が発生する。加えて，(2)①についても，

ベント管からの高温水・蒸気の吹き出しによってサプレッション・チェンバ内に動的な荷重が発生する。これらの影響について，4.に示す。

3. 原子炉圧力容器破損に伴うＦＣＩ発生時の蒸気発生の影響について

有効性評価に関する事故シナリオにおいて，溶融炉心がペデスタルに落下した際に格納容器内圧力がスパイク上に上昇する。フランジ等のシール部に用いるシール材は，フランジ等の開口量に合わせて形状が変化することによりシール性能を確保しているが，上記の圧力上昇時のフランジの開口量の変化する速度にシール材の形状の変化が追従できない場合には，漏えいが生じる可能性がある。

このため，シール材の形状が変化するために必要な時間（復元速度）を確認し，フランジ部の開口量の変化速度との比較を行った。

3.1　シール材の形状変化速度

フランジ部においてシール材に採用する改良ＥＰＤＭシール材について，復元速度を評価するため，JIS-K 6254 に基づく試験を行った。

当社が評価している有効性評価に関する事故シナリオにおいて，フランジ開口量の変化速度が最も早くなるのは，溶融炉心がペデスタルに落下した際の圧力上昇時（ＦＣＩ発生時）である。この場合における開口量の変化速度は 1.49×10^{-2}mm/s 程度であることが分かっているため，これを参照して，1.49×10^{-2}mm/s を上回る 300mm/min（5mm/s）及び 500mm/min（8.33mm/s）を試験速度とした。

試験では，常温下で所定距離（3.75mm）まで一定速度（300mm/min　又は 500mm/min）で圧縮後，初期位置まで一定速度（300mm/min　又は 500mm/min）で荷重を開放し，この際に改良ＥＰＤＭ材に加わる圧縮応力を測定する試験

を実施した（図１参照）。本試験装置では，シール材の荷重を開放するとき，シール材の復元速度が試験装置の開放速度より大きい場合には圧縮応力が計測されることから，これにより，復元速度を測定することができる。

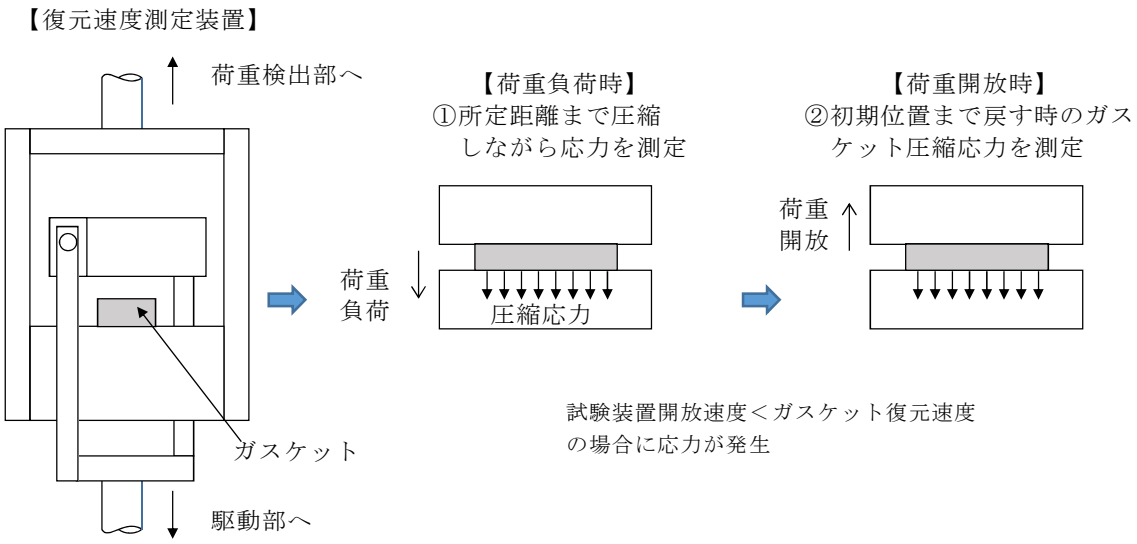


図１　復元速度測定試験の概要

3.2　試験結果

試験結果を図２に示す。この図に示すように，荷重開放時の各計測点において圧縮応力が測定されたことから，改良ＥＰＤＭシール材の復元速度は500mm/min（8.33mm/s）以上であることを確認した。前述のとおり，フランジ開口量の変化速度が最も早くなるのは，溶融炉心がペデスタルに落下した際の圧力上昇時（FCI 評価）であるが，その時のフランジ開口変化速度は 1.49×10^{-2}mm/s 程度であり，以下のとおりシール材復元速度は十分な追従性を有しているものであり，急速な開口に対してもシール機能を維持できるものと考える。

ｼｰﾙ材復元速度 500mm/min(8.33mm/s)以上＞ﾌﾗﾝｼﾞ開口変化速度(1.49×10^{-2}mm/s)

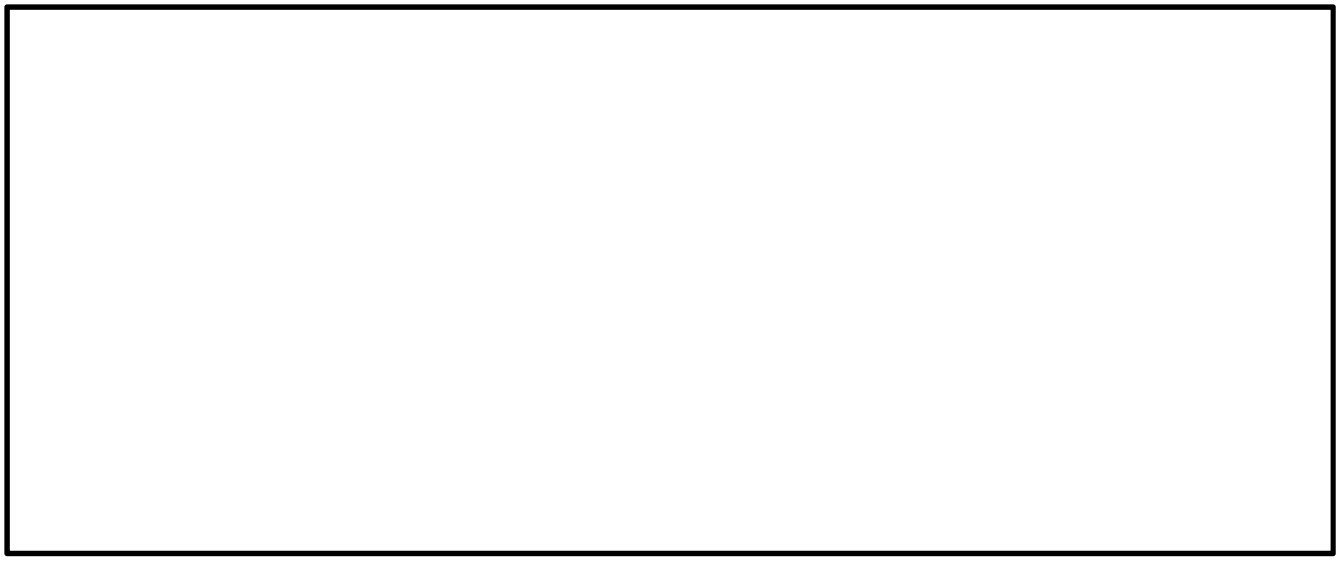


図２　一定復元速度下で測定した改良ＥＰＤＭシール材の圧縮応力

なお，本試験は，劣化していない材料に対して実施したものであるが，劣化後の圧縮永久ひずみ，硬さ，質量変化率からは，有意な性状変化は見られていない。また，さらに詳細に劣化による影響を確認するために，劣化後の材料の FT-IR やシート面の硬さに関する検討を行った。その結果，シール材の性状に大きな変化は確認されなかった。

これらに示す試験結果から，劣化を考慮した場合でもシール材の復元特性に大きな変化はなく，また，復元速度はフランジ開口速度に対して十分な余裕があることから，開口に対する追従性に問題はないものと考える。

＜追従性判断に使用できる理由＞

800kGy の放射線照射を行い，乾熱 200℃を 168 時間暴露した改良ＥＰＤＭ シール材および，800kGy の放射線照射を行い，乾熱 250℃を 168 時間暴露した改良ＥＰＤＭ シール材について，劣化後のシート面の FT―IR スペクトルを図 3 に，硬さ測定の測定値を図 4 に示す。その結果，放射線照射＋蒸気暴露後の試験片と初期試験片に顕著な差異はないことが確認できるため，復元特性が同様であると類推される。

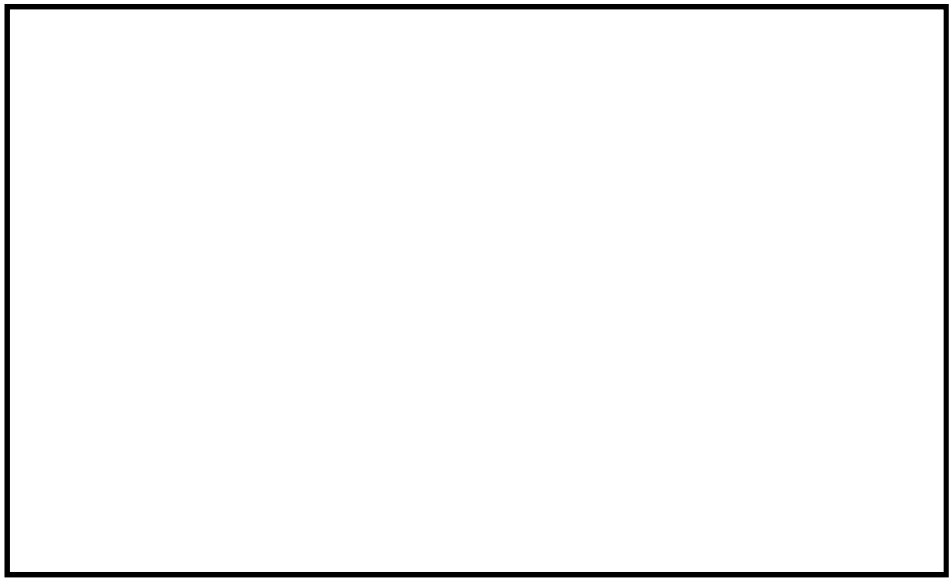


図 3　FT-IR 分析結果（シート面）

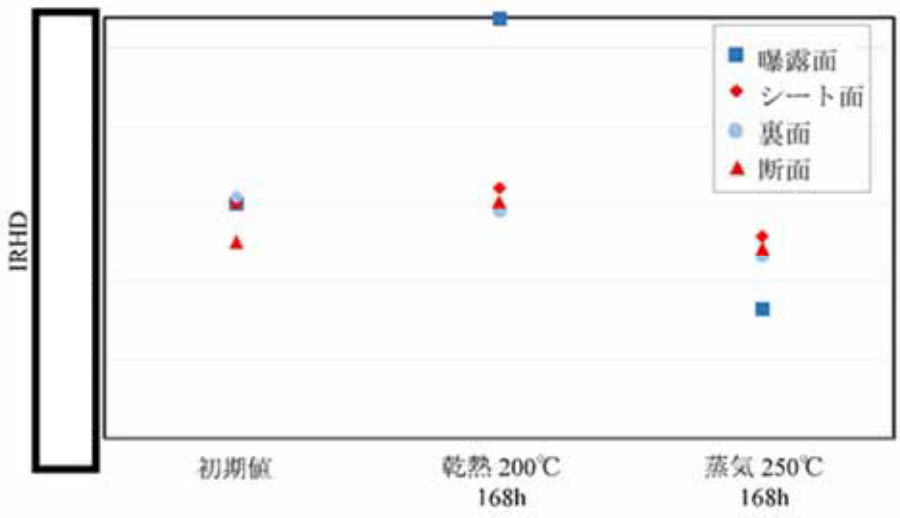


図 4　硬さ測定結果

4. 逃がし安全弁の作動に伴うサプレッション・プールへの蒸気放出の影響について

サプレッション・チェンバに作用する水力学的動荷重は大別して次の2種類がある。

(1) ドライウェルとサプレッション･チェンバを繋ぐベント管からの吹き出しによる荷重

(2) 主蒸気逃がし安全弁の作動時に，サプレッション・プール水中の排気管端部に設置されたクエンチャからの蒸気吹き出しによる荷重

このうち(1)については，格納容器圧力が低いＬＯＣＡ発生直後で支配的となる現象であるため，その後，格納容器が限界温度・圧力に近づいた状態においては評価不要と考える。したがって，(2)のクエンチャからの蒸気吹き出しによる荷重の影響について検討を行った。

クエンチャからの蒸気吹き出しに伴う荷重には，次の2種類がある。

(a) 気泡振動荷重

主蒸気逃がし安全弁作動時に排気管内の空気が圧縮され，クエンチャから水中に放出される際に，気泡の膨張・収縮の繰り返しにより生じる荷重。

(b) 蒸気凝縮振動荷重

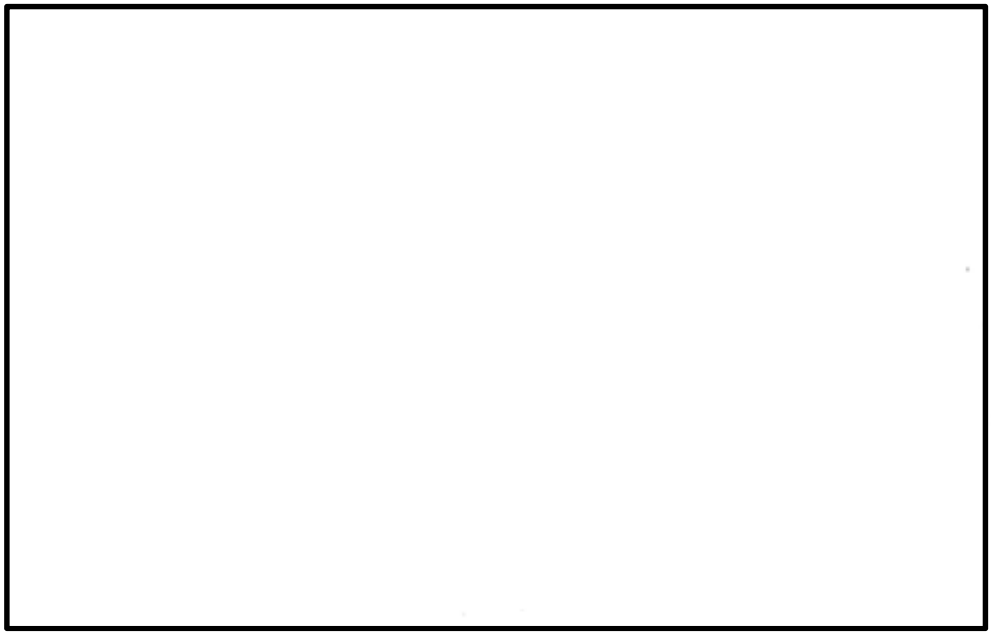
原子炉圧力容器からの蒸気が，クエンチャから水中に放出される際に生じる凝縮振動。

このうち，(a)の気泡振動荷重については，荷重の大きさがガス量とそのエネルギーに支配され，プラント設計においては主蒸気逃がし安全弁排気管の吹き出し圧力を考慮した荷重を設定している。重大事故時における排

気管内のガス量や吹き出し圧力は，設計基準事故時と同等か，温度上昇に伴う排気管内のガス密度の低下によって低下する傾向にあると考えられるため，気泡振動荷重がプラント設計条件よりも厳しくなることはない。

(b)蒸気凝縮振動荷重については，排気管に設置されているクエンチャの効果により安定した蒸気凝縮が行われることから，気泡振動荷重と比較しても十分小さく，また，サプレッション・プール水のサブクール度の変化によっても不安定凝縮が発生しない事が，過去の試験において確認されている。(第1図参照)

これらの検討結果から，重大事故等時におけるサプレッション・チェンバ動荷重の影響は，プラント設計時に考慮している動荷重の影響と同等レベルであると考える。



第1図　蒸気凝縮時の圧力変動と水温の関係

モデル化している各部位の耐震性について

原子炉格納容器バウンダリを構成する各機器について,基準地震動 Ss に対する耐震性を示すため,地震時の発生応力と供用状態 Ds の評価基準値を比較した。その結果，全ての評価部位において評価基準値を満足しており，評価対象部位は地震に対して健全性を有していると考える。(第 1 表参照)

なお，フランジ部については，フランジ面がボルトに固定されており，地震時にはフランジ接合された部位同士が一体として加振されるため，地震によってフランジ部応力は発生しないと評価している。

第 1 表　地震時の原子炉格納容器における発生応力

単位：MPa

評価機器	一次応力		
	応力分類	発生応力	供用状態 Ds における評価基準値
ドライウェル上鏡板	一次局部膜＋ 一次曲げ応力	103	380
ドライウェル円錐胴	一次局部膜＋ 一次曲げ応力	121	380
サプレッション・ チェンバ円筒胴	一次局部膜＋ 一次曲げ応力	84	387
機器搬入用ハッチ	一次局部膜＋ 一次曲げ応力	115	380
サプレッション・ チェンバアクセス ハッチ	一次局部膜＋ 一次曲げ応力	92	387
所員用エアロック	一次局部膜＋ 一次曲げ応力	123	380
配管貫通部	一次局部膜＋ 一次曲げ応力	99	344
電気配線貫通部	一次局部膜＋ 一次曲げ応力	79	356

参考資料 22

フランジ部の永久変形の評価について

原子炉格納容器バウンダリの健全性評価のうち，開口評価を行っているものに対して，事故時の原子炉格納容器加圧状態における開口により，永久変形が生じないことを示す。

開口影響がある部位の評価として，200℃，2Pd におけるフランジ部の変形について発生応力を算出し，供用状態Ｃにおける評価基準値との比較において，全てのフランジ部の発生応力が供用状態Ｃにおける基準値を下回っており，永久変形が生じないことを確認した。

＜評価対象＞

・トップヘッドフランジ

・機器搬入用ハッチ

・サプレッション・チェンバアクセスハッチ

・所員用エアロック

1．トップヘッドフランジ

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を用いて，フランジ及びボルトの発生応力を算出し，供用状態Ｃにおける評価基準値を下回ることを確認する。

トップヘッドフランジの評価結果を第1表に示す。発生応力は供用状態Ｃにおける評価基準値を下回っており，永久変形は生じない。

第1表　トップヘッドフランジの評価結果

単位：MPa

荷重	応力			供用状態Ｃにおける評価基準値
2Pd	ハブの軸方向応力	σH	185	339
	フランジの径方向応力	σR	2	226
	フランジの周方向応力	σT	85	226
	組合せ応力	$\frac{\sigma T + \sigma R}{2}$	94	226
		$\frac{\sigma H + \sigma T}{2}$	136	226
	使用状態でのボルトの応力	$\sigma b0$	247	423

2．機器搬入用ハッチ

機器搬入用ハッチのフランジ部について，既工認と同様の評価手法を用いて，フランジの発生応力を算出し，供用状態Ｃにおける評価基準値を下回ることを確認する。

機器搬入用ハッチフランジの評価結果を第2表に示す。発生応力は供用状態Ｃにおける評価基準を下回っており，永久変形は生じない。

第 2 表　機器搬入用ハッチフランジの評価結果

材質：ASME SA516 Gr.70（SGV480 相当）

S	供用状態Ｃにおける評価基準値※（MPa）	226
M_P	内圧によるモーメント（N･mm／mm）	2.112×10^4
R_m	フランジ平均半径（mm）	[redacted]
b	フランジ幅（mm）	[redacted]
h	フランジ高さ（mm）	[redacted]
I	フランジの断面二次モーメント（mm^4）	4.22×10^7
σ	発生応力（MPa）	87

3. サプレッション・チェンバアクセスハッチ

サプレッション・チェンバアクセスハッチフランジ部について，既工認と同様の評価手法を用いて，フランジの発生応力を算出し，供用状態Ｃにおける評価基準値を下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評価結果を第 3 表に示す。発生応力は供用状態Ｃにおける評価基準を下回っており,永久変形は生じない。

第 3 表　サプレッション･チェンバアクセスハッチフランジ部の評価結果

材質：ASME SA516 Gr.70（SGV480 相当）

S	供用状態Ｃにおける評価基準値※（MPa）	226
M_P	内圧によるモーメント（N･mm／mm）	5.038×10^3
R_m	フランジ平均半径（mm）	[redacted]
b	フランジ幅（mm）	[redacted]
h	フランジ高さ（mm）	[redacted]
I	フランジの断面二次モーメント（mm^4）	1.14×10^7
σ	発生応力（MPa）	29

4. 所員用エアロック

所員用エアロックの隔壁部について，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供用状態Ｃの評価基準値を用いた許容圧力を求め，2Pd を上回ることを確認する。

応力評価結果を第 4 表に示す。許容圧力は 2Pd を上回り，永久変形は生じない。

第 4 表　所員用エアロックの評価結果

材質：ASME SA516 Gr.70（SGV480 相当）

S	供用状態Ｃにおける評価基準値（MPa）	339
P_D	設計圧力（MPa）	0.279
σ	既工認での発生応力（MPa）	89
P	許容圧力	1.062
1.062MPa　＞　0.620MPa（2Pd）		

原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性

1. 検討方針

評価対象の各部位に対し，評価温度・圧力（200℃，2Pd）負荷時に部材が弾性域または塑性域のいずれにあるか，また，除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに，除荷後の挙動により，耐震性への影響を評価する。

2. 検討結果

残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については，一次応力のみ考慮する部位と一次＋二次応力を考慮する部位に分けて次のとおり判断する。

評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次応力を考慮する必要がない場合は，一次応力がSyを超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。この場合，一次応力がSy以下の場合は，除荷後に残留ひずみは生じない（図1，0→a→0）。Syを超える場合は，除荷後に残留ひずみが生じる（図1，0→a→b→c）。一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため，同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり，評価温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す（図1，c→b）。また，設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため（図2），設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題ない。

なお，材料に予めひずみが作用した場合について，作用した予ひずみ（～約19%）だけ応力－ひずみ曲線をシフトしたものと，予ひずみが作用しない材料の応力－ひずみ曲線がほぼ一致するという知見[1]が得られており，十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。

地震（許容応力状態$Ⅳ_{AS}$）の一次応力の許容応力は，供用状態Ｄの許容応力の制限内で同等であり，さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから，耐震性に影響はないと判断できる。

［1］ 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー(第12回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会)」 JWES－IS－9701，(1997)

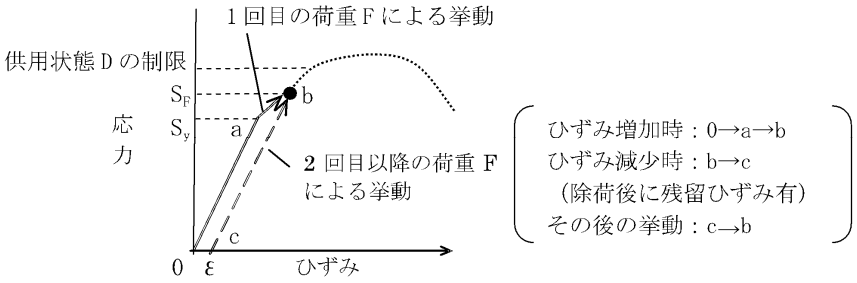


図1　降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次応力）

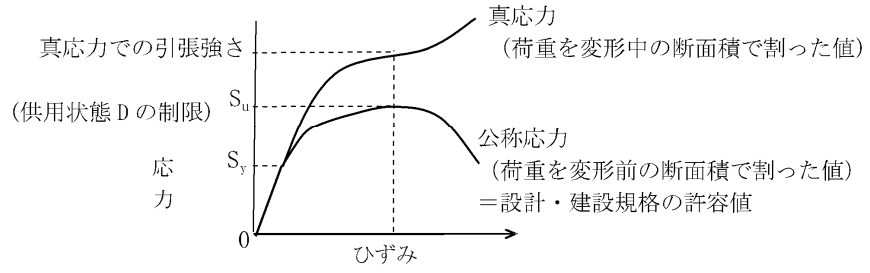


図2　公称応力と真応力について

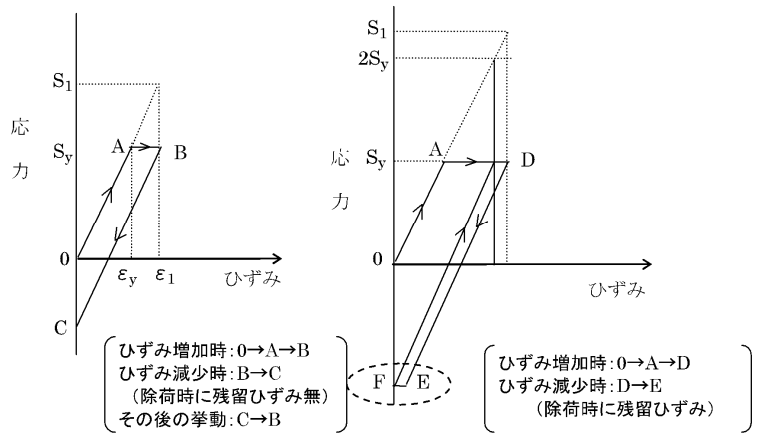
次に，評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けるため，局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は，構造不連続部に発生する二次応力も考慮して，一次＋二次応力で残留ひずみの有無を確認する。一次＋二次応力がSyを超えると塑性域に入るが（図3（解説PVB－3112），0

→A→B），2Sy以下の場合は除荷時にひずみが減少し，除荷後に残留ひずみは生じない（図3（解説PVB－3112），B→C）。また，その後の挙動は図3のB－C上の弾性的挙動を示し，これは評価温度・圧力負荷前と同じである。

一次＋二次応力が$2S_y$を超える場合は，残留ひずみ有と判断する（図3(応力S1が2Sy超の場合)）。しかし，十分小さな残留ひずみであれば，上述の通り，発生応力に与える影響はないと言える。

地震（許容応力状態$Ⅳ_{AS}$）の一次＋二次応力の許容応力は，今回の一次＋二次応力の許容応力と同等であることから，地震による外力が加わったとしても一次＋二次応力の許容応力の制限内であり，さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから，耐震性に影響はないと判断できる。

なお，一次応力がS_yを超える部位については，残留ひずみ有と判断する。このとき，上述のとおり，十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないといえる。



（応力S_1 が$2S_y$ 以下の場合）　（応力S_1 が$2S_y$ 超の場合）

図3　降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次＋二次応力）

除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに，除荷後の挙動により，耐震性への影響を評価するため，一次応力がS_y以下かまたは一次＋二次応力

が$2S_y$以下かを確認した。

原子炉格納容器本体（基部）については，一次＋二次応力がS_yを超えるため除荷後に残留ひずみが生じるが供用状態Ｄの制限内であり，除荷後は弾性的挙動を示すため，耐震性への影響はない。

機器搬入口（フランジ部），配管貫通部，電線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁については，一次応力がS_yを超えないと考えられ，残留ひずみは生じない。伸縮継手については疲労係数が微小であることから耐震性への影響はない。

以上より，一次応力は供用状態D の制限内であり，一次＋二次応力は$2S_y$以下であることを確認した。

したがって，耐震評価にて考慮する許容応力に対応する地震が生じた場合，地震による外力が加わったとしても今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり，さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから，耐震性への影響はないと考える。

表1 各部位の評価温度・圧力負荷時の状況

評価部位		評価点	分類	評価値※1	判定値	残留ひずみ有無	備考
原子炉格納容器本体		基部	一次+二次	584MPa	452MPa ($2S_y$)	有 (1%未満)	
ﾄｯﾌﾟﾍｯﾄﾞﾌﾗﾝｼﾞ		同左	一次	185MPa	226 (S_y)	無	
機器搬入用ハッチ		円筒胴	一次	0.62MPa (2Pd)	1.966MPa (S_yでの限界圧力)	無	
ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞｱｸｾｽﾊｯﾁ		同左	一次	0.62MPa (2Pd)	0.708MPa (S_yでの限界圧力)	無	
所員用ｴｱﾛｯｸ		隔壁部	一次	0.62MPa (2Pd)	2.989MPa (S_yでの限界圧力)	無	
配管貫通部	接続配管	同左 (貫通部付近)	一次+二次	169MPa	370MPa ($2S_y$)	無	
	スリーブ	ｽﾘｰﾌﾞ取付部	一次+二次	188MPa	393MPa	無	
	平板類	同左	一次	0.62MPa (2Pd)	1.534MPa (S_yでの限界圧力)	無	
	ｾｰﾌｴﾝﾄﾞ	同左	一次	0.62MPa (2Pd)	3.643MPa (S_yでの限界圧力)	無	
	伸縮継手	同左	疲労係数は微小 (0.11＜1.0)				
電気配線貫通部	アダプタ	同左	一次	0.62MPa (2Pd)	7.795MPa (S_yでの限界圧力)	無	
	ヘッダ	同左	一次	0.62MPa (2Pd)	6.133MPa (S_yでの限界圧力)	無	
原子炉格納容器隔離弁		弁箱	一次	0.620MPa (2Pd)	1.03MPa (ﾚｰﾃｨﾝｸﾞ設計圧)	無	

※1 判定値を超える場合，残留ひずみ有となる。

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

１．はじめに

原子炉格納容器に限界温度・圧力に関する評価における評価対象部位について放射性物質の閉じ込め機能の健全性が，経年劣化により低下していないことを確認し，今回の限界温度・圧力に関する評価結果に影響しないことを確認する。なお，考慮する経年劣化事象については，東海第二発電所において実施した高経年化技術評価を参考に検討する。

２．原子炉格納容器本体

原子炉格納容器本体については，経年劣化事象として腐食が考えられるが，原子炉格納容器本体は，鋼板表面に防食塗装を施すとともに，保全計画に基づく外観点検において表面の腐食，塗膜等の異常があれば，適切な肉厚管理のもと，補修塗装を実施している。また，保全計画に基づき，計画的に肉厚測定を実施していることから，有意な劣化はないと考えられる。なお，原子炉格納容器本体に対して，日本電気協会電気技術規程「原子炉格納容器の漏えい率試験規程（JEAC4203)」（以下，「JEAC4203」という。）に基づく，全体漏えい率試験（1 回/1 定検）を実施し，放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。

３．原子炉格納容器本体以外

原子炉格納容器本体以外の評価部位について，考慮する経年劣化事象は以下のとおり。

・ステンレス鋼配管について外面の応力腐食割れが考えられるが，社内規則に基づき計画的な塩化物付着量測定を実施し，基準を満足しない場合は，純水拭きを実施することにより，塩化物付着量を応力腐食割れ発生のしきい値未満に管理していることから，有意な劣化はないと考えられる。

・炭素鋼配管について流れ加速型腐食による減肉が考えられるが，社内規則に基づき計画的な肉厚測定を実施し，基準を満足しない場合は，計画的に取替えを行うなど，適切な管理を行っている。

・原子炉格納容器隔離弁については，保全計画に基づく，計画的な分解点検，目視・表面検査を実施していることから，有意な劣化はないと考えられる。

・電気配線貫通部については，経年劣化事象として樹脂等の劣化が考えられる。これらの部位の経年劣化については，長期健全性試験により，健全性を確認している。

・機器搬入用ハッチ等に使用しているガスケット等については，保全計画に基づく定期的な取替を実施していることから，経年劣化事象とはならない。

・全体漏えい率検査（1 回/1 定検）を実施し，放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。

以上のことから，経年劣化による原子炉格納容器の限界温度・圧力への影響はないと考える。

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

有効性評価における格納容器温度・圧力の判断基準（評価項目）は200℃，2Pd と設定しており，200℃，2Pdについて時間経過を考慮した評価が必要な部位はシール部と考える。このため，シール部については，200℃，2Pd の状態が7 日間（168 時間）継続した場合でもシール機能に影響ないことを確認することで，限界温度・圧力における格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。

7 日間（168 時間）以降においては，格納容器圧力が最も高くなるのは，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用するシーケンス及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスである。これらのシーケンスは，格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で，格納容器内酸素濃度上昇による格納容器ベントを遅延するため，310kPa[gage]までサプレッション・チェンバへの窒素注入を行う手順としており，表1で示すとおり，7 日間（168 時間）以降の格納容器圧力は最大で310kPa[gage]となる。代表的に，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用するシーケンスの格納容器圧力の推移を図1に示す。

また，7 日間（168 時間）以降の格納容器雰囲気温度が最も高くなるのは，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用しないシーケンスである。このシーケンスの格納容器雰囲気温度の推移を図2に示すが，7 日間（168 時間）時点で150℃未満であり，その後の格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下傾向となるため，表1

で示すとおり7 日間（168 時間）以降は150℃を下回る。また，格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度※）についても，事象発生後3.9時間後に生じる最高値は157℃であるが，7日間以降は150℃を下回る。

※：評価に用いているＭＡＡＰコードは，FP沈着に伴う発熱を考慮したものとなっている。格納容器内のFP挙動については，原子力安全基盤機構（JNES）の「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析」において，FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり，格納容器全体に飛散することがないことが確認されており，健全性が維持されたシール部等の貫通部への局所的なFP沈着は発生しにくく，ＭＡＡＰコードによる壁面温度の結果は妥当と考える。

表 1 事故発生後の経過時間と格納容器圧力・温度の関係

事故発生後の経過時間	0～168 時間	168 時間以降
格納容器圧力	評価項目として 2Pd(620kPa[gage])を設定	有効性評価シナリオで 最大310kPa[gage]となる （ＭＡＡＰ解析結果）
格納容器温度	評価項目として 200℃を設定	有効性評価シナリオで 150℃を下回る （ＭＡＡＰ解析結果）

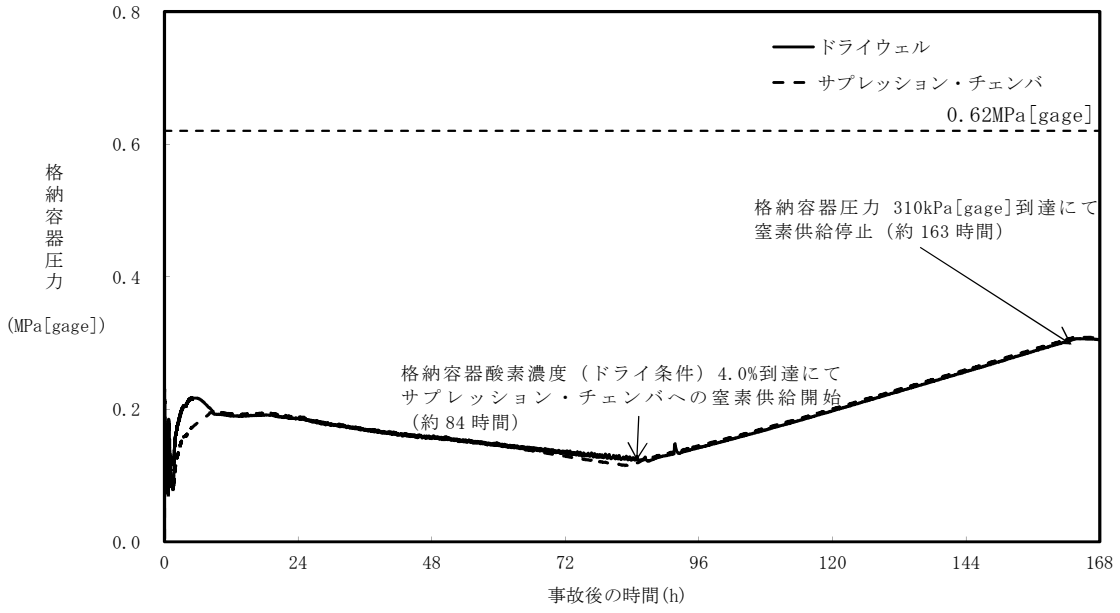


図 1 格納容器圧力（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用するシーケンス）

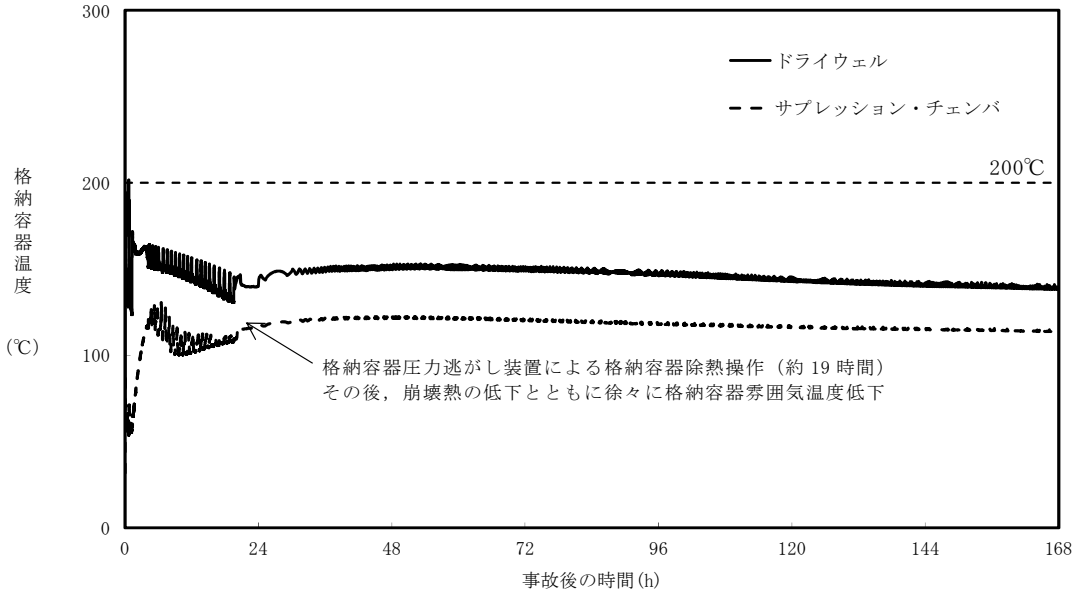


図 2 格納容器雰囲気温度（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用しないシーケンス）

① 長期（168 時間以降）の格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について

時間経過により健全性に影響を及ぼす部位はシール材である。シール部の機能維持は，図3 の模式図に示すとおり，格納容器内圧力の上昇に伴うフランジ部の過渡的な開口挙動に対し，シール材料の復元量が十分に確保されていることをもって確認している。つまり，格納容器温度によるシール材の熱劣化を考慮しても，圧縮永久ひずみ試験結果によりシール材の復元量が十分であれば，シール部の機能は健全である。長期のケースとして，有効性評価シナリオにおいて168h 時の格納容器圧力が高い代替循環冷却系運転ケースを評価しても，格納容器圧力は約0.31MPa であり開口量は小さい（表2 参照）。なお，復元量の具体的な評価は，格納容器温度に関係することから次項②で示す。

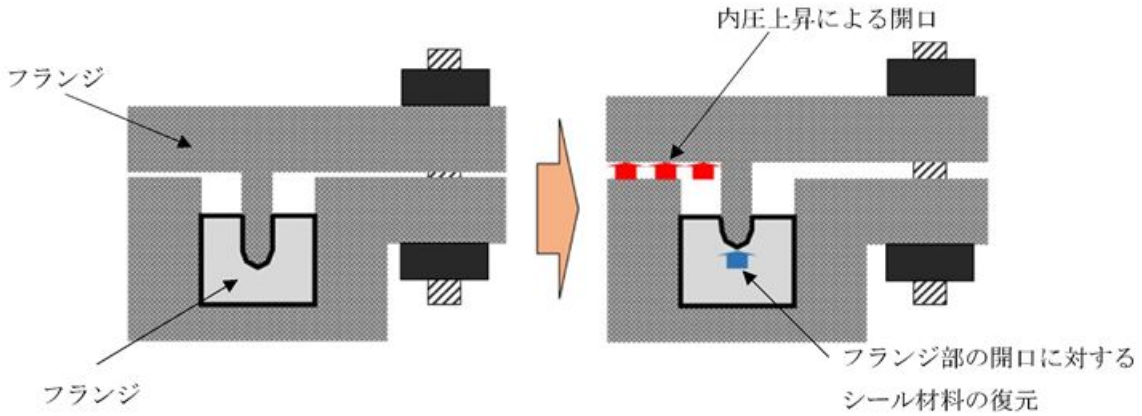


図 3 シール部の機能維持確認の模式図

表 2 格納容器圧力と開口量の関係

フランジ部位	溝	168h 時 1Pd(0.31MPa)	2Pd(0.62MPa)
トップヘッド フランジ	内側		
	外側		
機器搬入用ハッチ	内側		
	外側		
サプレッション・ チェンバアクセス ハッチハッチ	内側		
	外側		

② 長期（168 時間以降）的な格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

格納容器温度の上昇に伴う，時間経過によるシール材の長期的（150℃を下回る状況）な影響を調査する。ここでは，トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチに使用されている改良ＥＰＤＭ 製シール材を用いて，168 時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため，シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を表3 に示す。

表 3 改良ＥＰＤＭ製シール材の基礎特性データの経時変化

試験時間	0～7 日	7 日～14 日	14 日～30 日
試験温度	200℃	150℃	150℃
圧縮永久ひずみ率［%］			
硬さ			
質量変化率[%]			

注記：γ線 1.0MGy 照射済の試験体を用い，飽和蒸気環境下に暴露した後の測定値

表3 に示すように，168 時間以降，150℃の環境下においては，改良ＥＰＤＭ製シール材の基礎特性データにはほとんど変化はなく，経時劣化の兆候は見られない。したがって，SA 後168 時間以降における格納容器の温度を150℃と設定した場合でも，シール部の機能は十分維持される。なお，ＥＰＤＭは一般特性としての耐温度性は150℃であり，表3 の結果は改良ＥＰＤＭ製シール材が200℃条件を7 日間経験しても，一般特性としての耐熱温度まで低下すれば，それ以降は有意な劣化傾向は見られないことを示していると考える。また，表3 の結果から圧縮永久ひずみ[redacted]時の改良ＥＰＤＭ製シール材復元量とフランジ開口量のイメージを図4 に示しており，表2 で示す168 時間以降の格納容器圧力に対しても十分追従可能な復元量を維持していることも確認できる。

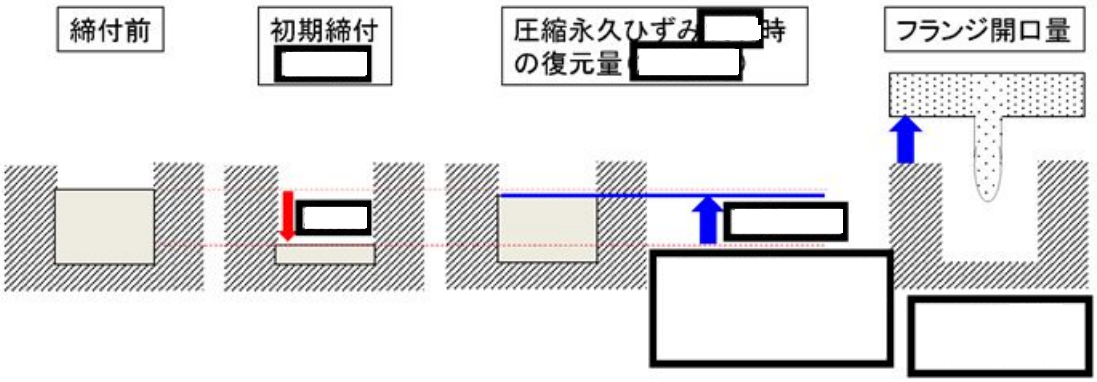


図 4 圧縮永久ひずみ 時のシール材復元量とフランジ開口量

＜時間を踏まえた限界温度・圧力の考え方＞

有効性評価結果からも，7 日間（168 時間）以降は格納容器温度がＥＰＤＭの一般特性としての耐熱温度である150℃を下回ることが判っている。また，格納容器圧力についてもベント操作の有無に関わらず圧力は低下しており，開口量は2Pd時と比較しても小さいことが確認できている。なお，代替循環冷却系を使用するシーケンスの場合，中長期的には，水の放射線分解によって生じる水素と酸素が格納容器圧力の上昇に寄与するが，酸素濃度がドライ条件で4.3vol%に到達した場合にはベントを実施することとしていることから，格納容器圧力は1Pdから数十kPaまでの上昇にとどまる。

よって，格納容器温度・圧力が評価項目（200℃・2Pd）にて7日間経験してもシール材が問題ないことを確認することで，長期の格納容器閉じ込め機能を確保できると考える。

＜168 時間以降の考え方＞

前述の検討を踏まえ，168 時間以降については格納容器圧力・温度は低下していること，及び代替循環冷却系を使用するシーケンスにおける中長期的な水

の放射線分解に伴う水素と酸素の発生の寄与も大きくないことから，最初の168 時間に対して200℃・2Pdを超えないよう管理することで，長期的な格納容器閉じ込め機能は維持されると考える。ただし，事故環境が継続することにより，熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ，長期的なプラントマネジメントの目安として，168 時間以降の領域においては，格納容器温度が150℃を超えない範囲で，また，格納容器圧力は1Pd程度（1Pd＋数十kPa※）以下でプラント状態を運用する。

※：酸素濃度をドライ換算で4.3vol％以下とする運用の範囲

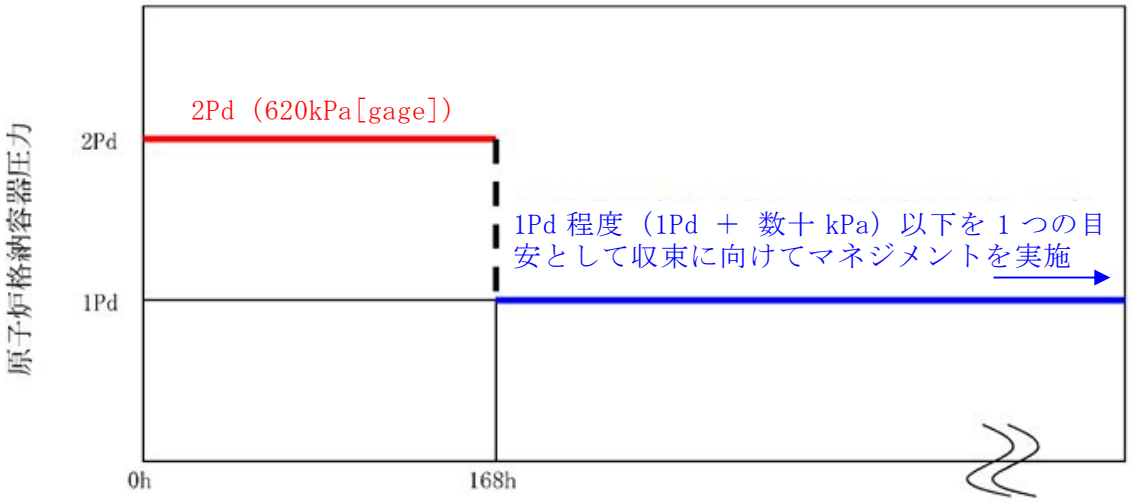


図 5 格納容器圧力の 168 時間以降の考え方

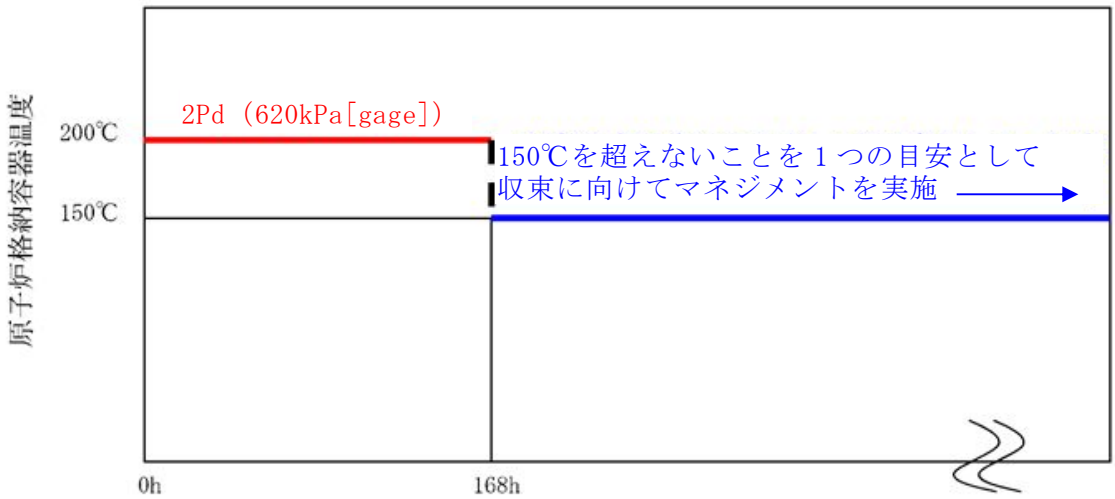


図 6 格納容器温度の 168 時間以降の考え方

原子炉格納容器貫通部リスト（1／8）

分類	貫通部 No.	用　　途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ［mm］	高　さ〔EL〕	角度
ハッチ	X-15	ｲｸｲﾌﾟﾒﾝﾄﾊｯﾁ	3658(mm)	－	16.120	233°
	X-16	ﾊﾟｰｿﾈﾙ・ｴｱ・ﾛｯｸ	2400(mm)	－	15.899	77°
	X-28	CRD ﾊｯﾁ	609.6(mm)	－	14.870	233°
	X-51	ｱｸｾｽﾊｯﾁ	1982(mm)	－	4.950	213°

分類	貫通部 No.	用　　途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ［mm］	高　さ〔EL〕	角度
プロセス配管貫通部（ドライウェル）	X-2	RPV ﾍｯﾄﾞｽﾌﾟﾚｲ	22B	29.0	34.262	118°
	X-3	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ排気系 2-26B-12,2-26V-9,150,153	20B	26.2	33.900	72°
	X-5	RCW 送り(2-9V33)	8B	12.7	18.060	53°
	X-6	HPCS	28B	39.0	25.442	237°
	X-7	予備	12B	17.4	25.372	184°
	X-8	LPCS	28B	39.0	25.442	123°
	X-11A	RHR(A)	16B	21.4	31.673	70°
	X-11B	RHR(B)	16B	21.4	16.800	198°
	X-12A	LPCI(A)	28B	39.0	25.245	174°
	X-12B	LPCI(B)	28B	39.0	25.245	6°
	X-12C	LPCI(C)	28B	39.0	25.245	355°
	X-13	SLC	10B	15.1	23.721	197°
	X-14	CUW ﾎﾟﾝﾌﾟ吸込	22B	29.0	14.730	315°
	X-17A	FDW (to RPV)	36B	51.0	17.555	12°
	X-17B	FDW (to RPV)	36B	51.0	17.555	349°

原子炉格納容器貫通部リスト（2／8）

分類	貫通部 No.	用　　途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ［mm］	高　さ〔EL〕	角度
プロセス配管貫通部（ドライウェル）	X-18A	MS（to Turbin）	44B	51.0	15.680	5°
	X-18B	MS（to Turbin）	44B	51.0	15.680	17°
	X-18C	MS（to Turbin）	44B	51.0	15.680	344°
	X-18D	MS（to Turbin）	44B	51.0	15.680	355°
	X-19A	RHR SDC 戻り	28B	39.0	14.698	90°
	X-19B	RHR SDC 戻り	28B	39.0	14.698	270°
	X-20	RHR SDC	36B	51.0	14.799	203°
	X-21	蒸気（to RCIC Turbin）	26B	39.0	24.197	147°
	X-22	復水ﾄﾞﾚﾝ	12B	17.4	15.010	0°
	X-26	予備	16B	21.4	6.278	73°
	X-43	予備	6B	11.0	16.940	90°
	X-46	RCW 戻り（2-9V30）	8B	12.7	18.060	57°
	X-52A	FCS(A)＆予備	20B	26.2	10.000	141°
	X-52B	FCS(B)＆予備	20B	26.2	10.000	203°
	X-53	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ給気系 2-26B-2,9/2-26V-16	20B	26.2	16.330	281°
	X-55	N_2ｶﾞｽ供給系＆FPC	10B	15.1	24.000	307°
	X-56	予備＆N_2ｶﾞｽ供給系,DHC	26B	39.0	16.787	120°
	X-57	FP 系＆N_2ｶﾞｽ供給系	18B	23.8	24.000	50°
	X-58	補給水系	18B	23.8	16.330	264°
	X-76	to FCS(A)	10B	15.1	16.330	160°
	X-81	予備	1 1/2B	5.1	17.000	339°

原子炉格納容器貫通部リスト（3／8）

分類	貫通部 No.	用　　途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ［mm］	高　さ〔EL〕	角度
プロセス配管貫通部（サプレッション・チェンバ）	X-4	RCIC	14B	19.0	6.202	101°
	X-23	FLOOR DRAIN SUMP	3B	7.6	6.125	261°
	X-24	EQUIPMENT DRAIN SUMP	3B	7.6	6.125	265°
	X-25A	RHR(A)	4B	8.6	11.427	73°
	X-25B	RHR(B)	4B	8.6	11.427	253°
	X-31	HPCS SUCTION	24B	31.0	-2.479	215°
	X-32	RHR(B) SUCTION	24B	31.0	-2.500	330°
	X-33	RCIC SUCTION	8B	12.7	-2.500	120°
	X-34	LPCS SUCTION	24B	31.0	-2.500	135°
	X-35	RHR(A) SUCTION	24B	31.0	-2.500	30°
	X-36	RHR(C) SUCTION	24B	31.0	-2.500	7°
	X-47	RHR(A),RCIC	16B	21.4	6.278	21°
	X-48	RHR(B),ML	16B	21.4	6.278	345°
	X-49	HPCS TEST	12B	17.4	6.278	245°
	X-59	予備	16B	21.4	6.278	105°
	X-60	RHR(A)Hx 安全弁排気の閉止	18B	23.8	6.278	45°
	X-62	RHR(B)Hx 安全弁排気の閉止	18B	23.8	10.200	353°
	X-63	LPCS TEST,RHR(A)	12B	17.4	6.278	112°
	X-77	RCIC	2B	5.5	6.125	85°
	X-78	OIL DRAIN SUMP	3B	7.6	6.125	255°
	X-79	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ･ﾁｪﾝﾊﾞ排気系(AC 系) 2-26B-10,11,2-26V152,155	20B	26.2	11.427	241°
	X-80	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ･ﾁｪﾝﾊﾞ給気系(AC 系) 2-26B-3,4,5,6,7 2-26V-18,19,69,70	20B	26.2	11.427	61°

原子炉格納容器貫通部リスト（4／8）

分類	貫通部 No.	用　　途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ［mm］	高　さ〔EL〕	角度
電気計装用貫通部（ドライウェル）	X-9A	CRD 引抜	1B	4.5	24.070～25.320	68～81°
	X-9B	CRD 引抜	1B	4.5	24.070～25.320	97～113°
	X-9C	CRD 引抜	1B	4.5	24.070～25.320	248～263°
	X-9D	CRD 引抜	1B	4.5	24.070～25.320	279～293°
	X-10A	CRD 挿入	1B	4.5	24.070～25.320	68～81°
	X-10B	CRD 挿入	1B	4.5	24.070～25.320	97～113°
	X-10C	CRD 挿入	1B	4.5	24.070～25.320	248～263°
	X-10D	CRD 挿入	1B	4.5	24.070～25.320	279～293°
	X-27A	移動式炉心内校正装置ﾄﾞﾗｲﾌﾞ	1 1/2B	5.1	15.263	29°
	X-27B	移動式炉心内校正装置ﾄﾞﾗｲﾌﾞ	1 1/2B	5.1	15.263	32°
	X-27C	移動式炉心内校正装置ﾄﾞﾗｲﾌﾞ	1 1/2B	5.1	15.263	38°
	X-27D	移動式炉心内校正装置ﾄﾞﾗｲﾌﾞ	1 1/2B	5.1	15.263	42°
	X-27E	移動式炉心内校正装置ﾄﾞﾗｲﾌﾞ	1 1/2B	5.1	15.263	45°
	X-27F	移動式炉心内校正装置ﾄﾞﾗｲﾌﾞ	1 1/2B	5.1	15.263	49°
	X-29A	ｶﾞﾝﾏﾗｼﾞｴｰｼｮﾝｾﾝｻ CH-A	10B	15.1	24.800	141°
	X-29B	ｶﾞﾝﾏﾗｼﾞｴｰｼｮﾝｾﾝｻ CH-B	10B	15.1	24.000	320°
	X-29C	AC,PASS,CAMS,RPV ﾌﾗﾝｼﾞﾘｰｸｵﾌ	10B	15.1	24.000	38°
	X-29D	CAMS,PLR,MS	10B	15.1	24.000	217°
	X-30	MS	10B	15.1	17.000	277°
	X-37A	AC(2-26V213,214)	2B	5.5	16.125	94°
	X-37B	ｼｰﾙﾍﾞﾛｰ L/T(2-26V215,216)	2B	5.5	16.125	277°

原子炉格納容器貫通部リスト（5／8）

分類	貫通部 No.	用　　途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ［mm］	高　さ〔EL〕	角度
電気計装用貫通部（ドライウェル）	X-38	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ圧力測定用,PLR,MS	10B	15.1	17.000	293°
	X-39	NB/CRD-dp,HPCS-dp	10B	15.1	16.500	205°
	X-40	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ圧力測定用,CAMS,MSPCV-L/T盤	10B	15.1	17.625	51°
	X-41A	RCIC	10B	15.1	17.500	112°
	X-41B	RCIC	10B	15.1	17.500	261°
	X-42	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ圧力測定用,MSIV-LCS MS	10B	15.1	17.625	47°
	X-44A	J/P	10B	15.1	17.000	98°
	X-44B	J/P,PASS	10B	15.1	17.000	103°
	X-44C	J/P	10B	15.1	17.000	184°
	X-44D	J/P	10B	15.1	17.000	192°
	X-54A	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ圧力測定用,PLR	10B	15.1	17.000	132°
	X-54B	PLR	10B	15.1	17.000	138°
	X-54C	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ圧力測定用 MSIV-LCS,PLR	10B	15.1	17.000	214°
	X-54D	PLR	10B	15.1	17.000	209°
	X-66A	RHR,LPCS,ﾎﾞﾄﾑﾗｲﾅｰL/T 盤	10B	15.1	16.500	108°
	X-66B	RHR	10B	15.1	16.500	274°
	X-69A	PLR HPU ﾗｲﾝ	10B	15.1	20.800	143°
	X-69B	PLR HPU ﾗｲﾝ	10B	15.1	20.800	317°
	X-73	O_2 測定用	2B	5.5	17.657	212°
	X-74	O_2 測定用,FP ﾓﾆﾀ	2B	5.5	24.000	225°
	X-75	O_2 測定用	2B	5.5	31.590	234°
	X-100A	中性子検出等	12B	17.4	23.300	60°
	X-100B	中性子検出等	12B	17.4	23.300	316°
	X-100C	中性子検出等	12B	17.4	23.300	141°
	X-100D	中性子検出等	12B	17.4	23.300	224°

原子炉格納容器貫通部リスト（6／8）

分類	貫通部 No.	用　　途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ［mm］	高　さ〔EL〕	角度
電気計装用貫通部（ドライウェル）	X-101A	PLR ﾎﾟﾝﾌﾟ電源	18B	23.8	18.000	149°
	X-101B	PLR ﾎﾟﾝﾌﾟ電源	18B	23.8	23.300	230°
	X-101C	PLR ﾎﾟﾝﾌﾟ電源	18B	23.8	18.000	154°
	X-101D	PLR ﾎﾟﾝﾌﾟ電源	18B	23.8	23.300	299°
	X-102A	指示＆制御	12B	17.4	23.300	153°
	X-102B	指示＆制御	12B	17.4	23.300	135°
	X-103	計測	12B	17.4	23.300	186°
	X-104A	CRD 位置指示用	12B	17.4	23.300	65°
	X-104B	CRD 位置指示用	12B	17.4	23.300	129°
	X-104C	CRD 位置指示用	12B	17.4	23.300	310°
	X-104D	CRD 位置指示用	12B	17.4	23.300	192°
	X-105A	電源＆出力	12B	17.4	23.300	180°
	X-105B	電源＆出力	12B	17.4	18.000	165°
	X-105C	電源＆出力	12B	17.4	23.300	174°
	X-105D	電源＆出力	12B	17.4	23.300	211°
	X-106A	予備	12B	17.4	18.000	160°
	X-106B	指示＆制御	12B	17.4	23.300	236°
	X-107A	指示＆出力	12B	17.4	18.000	182°
	X-107B	DHC 入口	12B	17.4	18.000	178°
	X-84A	水位計	1B	4.5	35.200	72°
	X-84B	水位計	1B	4.5	35.200	160°
	X-84C	水位計	1B	4.5	35.200	200°
	X-84D	水位計	1B	4.5	35.200	295°
	X-85A	水位計	1B	4.5	32.400	10°
	X-85B	水位計	1B	4.5	32.400	190°
	X-86A	水位計	1B	4.5	29.280	20°
	X-86B	水位計	1B	4.5	29.280	160°
	X-86C	水位計	1B	4.5	29.280	200°
	X-86D	水位計	1B	4.5	29.280	340°

原子炉格納容器貫通部リスト（7／8）

分類	貫通部 No.	用　　途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ［mm］	高　さ〔EL〕	角度
電気計装用貫通部（ドライウェル）	X-87	MS,炉心 dpt-N005	10B	15.1	17.000	94°
	X-88	MS	10B	15.1	16.500	114°
	X-89	MS,CUW,NB	10B	15.1	17.000	202°
	X-90	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ圧力測定用,CAMS,MS	10B	15.1	16.500	212°
	X-203	FCS	2B	5.5	18.500	205°

原子炉格納容器貫通部リスト（8／8）

分類	貫通部 No.	用　　途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ［mm］	高　さ〔EL〕	角度
電気計装用貫通部（サプレッション・チェンバ）	X-64A	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ･ﾁｪﾝﾊﾞ水位測定用	2B	5.5	-1.000	165°
	X-64B	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ･ﾁｪﾝﾊﾞ水位測定用	2B	5.5	6.125	165°
	X-64C	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ･ﾁｪﾝﾊﾞ水位測定用	2B	5.5	-1.000	350°
	X-64D	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ･ﾁｪﾝﾊﾞ水位測定用	2B	5.5	6.125	350°
	X-65	予備	2B	5.5	10.200	35°
	X-67	予備	12B	17.4	6.278	315°
	X-68	予備	2B	5.5	6.125	205°
	X-70	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ･ﾁｪﾝﾊﾞ圧力測定用	2B	5.5	6.125	338°
	X-71A	真空破壊弁 N_2ｶﾞｽ供給系	10B	15.1	6.125	95°
	X-71B	真空破壊弁 N_2ｶﾞｽ供給系	10B	15.1	6.125	275°
	X-82	O_2測定用	2B	5.5	11.200	305°
	X-83	O_2測定用,FP ﾓﾆﾀ,PASS,CAMS	2B	5.5	5.000	120°
	X-200A	MSIV LCS	4B	8.6	10.400	30°
	X-200B	MSIV LCS	4B	8.6	10.400	325°
	X-201A	予備	3B	7.6	10.400	143°
	X-201B	予備	3B	7.6	10.400	230°
	X-202A	予備	3B	7.6	10.400	165°
	X-202B	予備	3B	7.6	10.400	245°
	X-230	計測	12B	17.4	11.200	35°