

# 島根原子力発電所 2号炉 原子炉格納容器の限界温度・圧力 に関する評価結果

---

令和元年12月  
中国電力株式会社

1. 評価の概要	.....P	2
2. 評価結果	.....P	3
3. ドライウェル主フランジシール部のガスケット増厚について	.....P	6
4. 審査会合での指摘事項に対する回答	.....P	8

# 1. 評価概要

島根2号炉の重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器の限界温度・圧力をそれぞれ200℃、2Pd(0.853MPa, Pd:最高使用圧力(0.427MPa))としていることから、当該環境において原子炉格納容器の閉じ込め機能が維持されることを確認する。

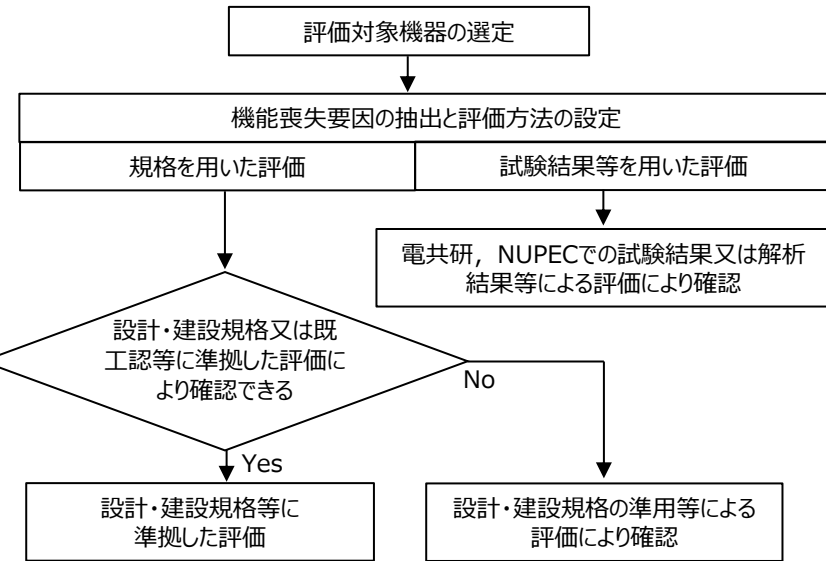


表1-1 評価対象機器の評価内容

評価対象機器		想定される機能喪失要因	評価方法
①	原子炉格納容器本体	➢延性破壊	➢有限要素法による弾塑性解析 ➢設計・建設規格の準用 ➢既工認値を用いた評価
		➢疲労破壊	➢設計・建設規格に準拠
②	ドライウェル主フランジ	➢延性破壊	➢有限要素法による弾塑性解析 ➢設計・建設規格に準拠
		➢変形, 高温劣化 (シール部)	➢圧縮永久ひずみ試験結果
③	ハッチ類 (機器搬入口, 所員用エアロック等)	➢延性破壊	➢設計・建設規格の準用 ➢既工認値を用いた評価
		➢座屈	➢機械工学便覧に準拠
		➢変形, 高温劣化 (シール部)	➢圧縮永久ひずみ試験結果
④	配管貫通部	➢延性破壊	➢設計・建設規格に準拠 ➢設計・建設規格の準用 ➢既工認値を用いた評価
		➢変形, 高温劣化 (シール部)	➢圧縮永久ひずみ試験結果
		➢疲労破壊	➢設計・建設規格に準拠
⑤	電気配線貫通部	➢延性破壊	➢設計・建設規格の準用
		➢高温劣化(シール部)	➢既往試験結果
⑥	原子炉格納容器隔離弁	➢延性破壊	➢設計・建設規格に準拠
		➢高温劣化(シール部)	➢圧縮永久ひずみ試験結果 ➢漏えい試験結果

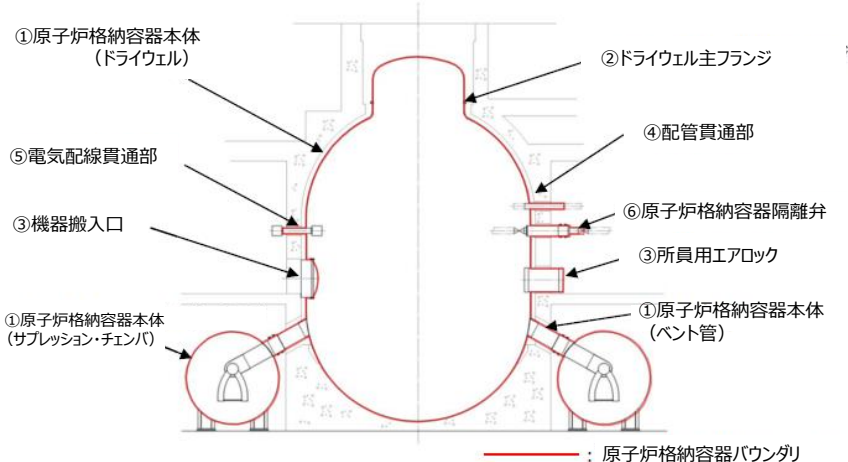


図1-1 バウンダリを構成する機器の概要図

## 2. 評価結果

評価対象機器	評価対象部位	評価方法の概要	評価値	判定値
原子炉格納容器本体	一般部	設計・建設規格(PVE-3230他)を準用し、2/3Su値(200℃)に相当する許容圧力を評価	1.080MPa(許容圧力)	2Pd(0.853MPa)を上回ること
	構造・形状不連続部	電共研で実施した有限要素法による代表プラントでの結果を用い、破損圧力を評価	約4.1~4.7Pd(破損圧力)	2Pd(0.853MPa)を上回ること
	ドライウエル基部	既工事計画認可申請書の評価値を用いて200℃、2 Pdにおける発生応力を評価	671MPa(発生応力) [ ](疲労累積係数)	501MPaを下回ること(発生応力が許容応力を上回ったため疲労評価を実施: 疲労累積係数1以下)
	ベント管ペローズ	設計・建設規格(PVE-3810)に準拠し、200℃、2 Pdにおける疲労累積係数を評価	[ ](疲労累積係数)	疲労累積係数1以下
ドライウエル主フランジ	ボルト, フランジ	電共研で実施した有限要素法による代表プラントの結果を用い、破損圧力を評価	約4.3~4.8Pd(破損圧力)	2Pd(0.853MPa)を上回ること
		設計・建設規格(PVE-3700)に準拠し、JIS B8265に基づいて200℃、2 Pdにおける発生応力を評価	397MPa以下(発生応力)	576MPaを下回ること
	シール部※	隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	[ ]mm(開口量)	許容開口量 [ ]mm
ハッチ類(機器搬入口)	円筒胴	設計・建設規格(PVE-3230)を準用し、200℃における許容圧力を評価	3.345MPa(許容圧力)	2Pd(0.853MPa)を上回ること
	鏡板	機械工学便覧の座屈評価式を準拠し、座屈圧力を評価	6.454MPa(座屈圧力)	2Pd(0.853MPa)を上回ること
	シール部	隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	[ ]mm(開口量)	許容開口量 [ ]mm
ハッチ類(所員用エアロック)	円筒胴	設計・建設規格(PVE-3230)を準用し、2/3Su値(200℃)に相当する許容圧力を評価	3.716MPa(許容圧力)	2Pd(0.853MPa)を上回ること
	隔壁	既工事計画認可申請書の評価値を用いて、Su値(200℃)に相当する許容圧力を評価	1.162MPa(許容圧力)	2Pd(0.853MPa)を上回ること
	シール部	隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	[ ]mm(開口量)	許容開口量 [ ]mm

※再評価部位

## 2. 評価結果

評価対象機器	評価対象部位	評価方法の概要	評価値	判定値
ハッチ類 (逃がし安全弁 搬出ハッチ)	円筒胴	設計・建設規格(PVE-3230)を準用し、200℃における許容圧力を評価	5.763MPa(許容圧力)	2Pd(0.853MPa)を上回ること
	鏡板	機械工学便覧の座屈評価式を準拠し、座屈圧力を評価	14.865MPa(許容圧力)	2Pd(0.853MPa)を上回ること
	シール部	機器搬入口(内開き構造で貫通部径最大)で代表評価	-	-
ハッチ類 (制御棒駆動機 構搬出ハッチ)	円筒胴	設計・建設規格(PVE-3230)を準用し、2/3Su値(200℃)に相当する許容圧力を評価	28.424MPa(許容圧力)	2Pd(0.853MPa)を上回ること
	鏡板	設計・建設規格(PVE-3230)を準用し、2/3Su値(200℃)に相当する許容圧力を評価	11.195MPa(許容圧力)	2Pd(0.853MPa)を上回ること
	シール部	隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	□ mm(開口量)	許容開口量□ mm
配管貫通部 (接続配管)	接続配管	代表配管について、設計・建設規格PPC-3530を準用し、原子炉格納容器変位に伴う発生応力を評価(許容応力評価を超える場合は、疲労累積係数を評価)	591MPa(発生応力) □ (疲労累積係数)	250MPaを下回ること(発生応力が許容応力を上回ったため疲労評価を実施: 疲労累積係数1以下)
配管貫通部 (スリーブ)	スリーブ本体	設計・建設規格(PVE-3611)を準用し、2/3Su値(200℃)に相当する許容圧力を評価	2.796MPa(許容圧力)	2Pd(0.853MPa)を上回ること
	スリーブ取付部	原子炉格納容器内圧及び配管からの荷重を考慮して、既工事計画認可申請書と同様の手法で発生応力を評価	366MPa(発生応力)	501MPaを下回ること

## 2. 評価結果

評価対象機器	評価対象部位	評価方法の概要	評価値	判定値
配管貫通部(平板類)	ボルト締め平板	設計・建設規格(PVE-3410)を準用し, 2/3Su値(200℃)に相当する許容圧力を評価	1.697MPa(許容圧力)	2Pd(0.853MPa)を上回ること
	ボルト, フランジ	設計・建設規格(PVE-3700)を準拠し, JIS B8265に基づいて200℃, 2 Pdにおける発生応力を評価	106MPa(発生応力)	281MPaを下回ること
	シール部	隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	□ mm (開口量)	許容開口量 □ mm
配管貫通部(セーフエンド)	セーフエンド	設計・建設規格(PVE-3230)を準用し, 2/3Su値(200℃)に相当する許容圧力を評価	4.773MPa(許容圧力)	2Pd(0.853MPa)を上回ること
配管貫通部(ベローズ)	ベローズ	設計・建設規格(PVE-3810)に準拠し, 200℃, 2 Pdにおける疲労累積係数を評価	□ (疲労累積係数)	疲労累積係数 1 以下
電気配線貫通部	スリーブ	「配管貫通部(スリーブ)」に合わせて評価	—	—
	アダプタ	設計・建設規格(PVE-3611)を準用し, 2/3Su値(200℃)に相当する許容圧力を評価	高圧: 8.942MPa(許容圧力) 低圧: 12.035MPa(許容圧力)	2Pd(0.853MPa)を上回ること
	ヘッド	設計・建設規格(PVE-3410)を準用し, 2/3Su値(200℃)に相当する許容圧力を評価	高圧: 18.368MPa(許容圧力) 低圧: 24.563MPa(許容圧力)	2Pd(0.853MPa)を上回ること
	シール部	電共研, NUPEC等試験等で実施された電気配線貫通部のモデル試験体を用いた気密性能確認結果に基づき評価	漏えいなし	シール部が健全であること
原子炉格納容器隔離弁	弁箱	設計・建設規格(弁の圧力温度基準に基づく評価)に準拠し, 弁箱の耐圧機能の評価	1.32MPa(許容圧力)	2Pd(0.853MPa)を上回ること
	シール部	試験結果に基づき評価	漏えいなし	シール部が健全であること

### 3. ドライウェル主フランジシール部のガスケット増厚について(1/2) ⑥

前回審査会合（第202回審査会合（平成27年3月3日））において説明した内容から、以下の点について変更しているため、その経緯・検討結果について説明する。

#### 【経緯】

原子炉格納容器のシール部の健全性については、限界温度・圧力における開口量をFEM弾塑性解析にて算出し、許容開口量と比較することにより、確認している。

前回の審査会合では、開口量評価において、FEM弾塑性解析の物性値に耐性共研※1の値を用いて報告していたが、JSME設計・建設規格の物性値の方が、以下に示すとおり解析評価に用いる物性値としては、JSME設計・建設規格の方がより開口量が大きくなると判断したため、JSME設計・建設規格の物性値を用いて再評価することとした。

- 開口量評価を実施する上で最も影響の大きい降伏応力および設計引張強さについては、数値的に全ての材質において耐性共研よりも小さく、評価上厳しい値である。
- 線膨張係数および縦弾性係数については、数値的に耐性共研の方が厳しいものはあるが、それぞれ温度上昇および弾性ひずみによる開口量は小さく、評価にはほとんど影響しない。

なお、JSME設計・建設規格の物性値を用いた評価については、既往論文※2にてNUPEC試験※3(1/10縮尺モデル試験)を対象としたベンチマーク解析としての適用実績があり、実機の挙動を適切に評価できる。

以上から、JSME設計・建設規格の物性値を用いて再評価を行った結果、ドライウェル主フランジの限界温度・圧力における開口量が、許容開口量を満足しないことが確認されたため、ドライウェル主フランジのガスケットを増厚し、許容開口量の裕度を確保することとした。

※1：電共研「事故時の格納容器耐性評価に関する研究」（平成元年度）

※2：日本機械学会M&M2013材料力学カンファレンス「原子炉格納容器試験体の弾塑性FEMを用いた解析評価」（平成25年度）

※3：重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成14年度）



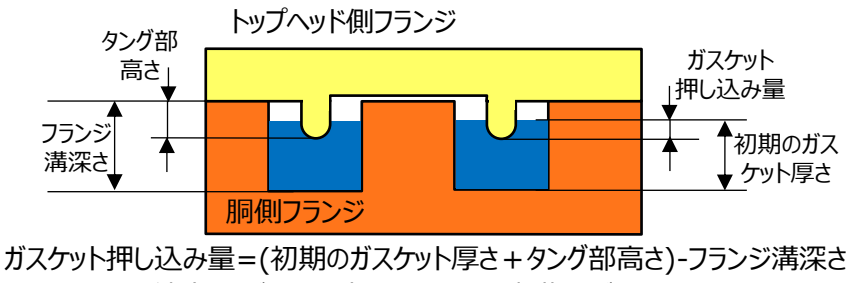
# 3. ドライウェル主フランジシール部のガスケット増厚について(2/2)

## 【検討結果】

ドライウェル主フランジは、ガスケットの増厚を実施することにより、許容開口量の裕度を確保する。  
 ガスケットを増厚することにより、ガスケットの圧縮率が従来よりも大きくなるため、圧縮永久ひずみ率及びガスケットの健全性へ影響を与える可能性がある。その影響を確認するため、圧縮永久ひずみ試験を実施し、圧縮永久ひずみ率及びガスケットの健全性が確認できたため、ガスケットの増厚が可能であることを確認した。

表3-1 増厚検討の圧縮永久ひずみ試験結果

増厚幅	データ数	圧縮率	圧縮永久ひずみ率※1	ガスケットの健全性
	32			破損なし



$$\text{ガスケット押し込み量} = (\text{初期のガスケット厚さ} + \text{タング部高さ}) - \text{フランジ溝深さ}$$

$$\text{圧縮率} = (\text{ガスケット押し込み量}) / (\text{初期のガスケット厚さ}) \times 100$$

※1 圧縮永久ひずみ率が0%であれば、タングによる押し込みを開放した際に、ガスケットは押し込み前の厚さ（100%）に復元する。

増厚後のガスケットにおける圧縮永久ひずみ率は、従来厚さのガスケットで試験を実施した場合の圧縮永久ひずみ率の平均値と同等の結果が得られたことから、ドライウェル主フランジの開口量評価は、従来厚さのガスケットを使用した場合と同様に、圧縮永久ひずみ率：□□□□（製作公差等を踏まえた評価においては□□□□）を適用し、許容開口量を算出した。その結果、下表のとおり開口量は許容開口量以下であり、裕度を確保していることを確認した。

表3-2 増厚検討の試験結果を踏まえた開口量評価結果

項目	シール部	ガスケット厚さ	押し込み量	圧縮永久ひずみ率	許容開口量	開口量	裕度
公称値	内側	□□□□	□□□□	□□□□	□□□□	□□□□	□□□□
評価値※2	内側	□□□□	□□□□	□□□□	□□□□	□□□□	□□□□

※2 製作公差等を考慮した値  
 押し込み量 = (ガスケット押し込み量) - (シール部公差) + (熱膨張)  
 許容開口量 = [(押し込み量) - (調整シムの最小厚さ)] × [1 - (圧縮永久ひずみ率) / 100]

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（1/3）

No.	審査会合日	指摘事項の内容	回答頁
1	平成27年3月3日	部位毎の評価において、時間条件付きで健全性を確認した場合はそれを明示すること。	11
2	平成27年3月3日	200℃、2Pdの適用可能時間を過ぎてから用いる限界圧力・温度を、考え方を含めて示すこと。	12
3	平成27年3月3日	改良EPDMの試験条件がシビアアクシデント環境を適切に模擬できていることを説明すること。	13
4	平成27年3月3日	自社研のデータを採用している場合は、第三者のレビューなり、客観的な妥当性を説明すること。また、改良EPDMの圧縮永久ひずみ試験に関する文献等を示すこと。	13
5	平成27年3月3日	負荷がかかっている状態でオートクレーブの試験ができているということを説明すること。	14
6	平成27年3月3日	シール材が運転中の環境（放射線量、温度）を考慮してもSA時に問題のないことを示すこと。	15

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (2/3)

No.	審査会合日	指摘事項の内容	回答頁
7	平成27年3月3日	改良EPDMの試験等が縮小モデルで行われているが、縮小モデルの試験結果を実機に適用できることを示すこと。	16
8	平成27年3月3日	格納容器エアロック扉等のシール性について、格納容器内圧による扉の変形(たわみ等)による変形支点の変位も考慮して説明すること。	17
9	平成27年3月3日	200℃, 2Pdによりフランジに永久変形が生じないことを示すこと。	18
10	平成27年3月3日	原子炉格納容器においてどの順でリークが始まるかを判断するため、部位毎の余裕を評価すること。	19
11	平成27年3月3日	格納容器の機能喪失の検出の考え方を整理して説明すること。	20
12	平成27年3月3日	解析でどこまでの部分をカバーしているなど評価範囲を説明すること。	21

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (3/3)

No.	審査会合日	指摘事項の内容	回答頁
13	平成27年3月3日	電気配線貫通部のシール性能評価については、冷却材喪失事故時の環境試験結果と既往の電共研(S63/3)試験結果に基づくアレニウス則評価の位置付けを明確に説明すること。また、アレニウス則による評価については、有機物の活性化エネルギーを含め評価方法を説明すること。	22
14	平成27年3月3日	PEEK材の適用箇所の概略と劣化時に予想される挙動を説明すること。	23
15	平成27年3月3日	黒鉛製のシール材の温度、圧力の評価を説明すること。	24
16	平成27年3月3日	ベローズの評価において、1山あたりの吸収すべき変位量がベローズの山間ピッチを超えている場合の考え方を説明すること。	25
17	平成27年3月3日	TIPの爆破弁の構造と信頼性をどのように確認しているか説明すること。	26

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.1)

- 指摘事項 (第202回審査会合 (平成27年3月3日) 原子炉格納容器限界温度・圧力) 部位毎の評価において, 時間条件付きで健全性を確認した場合はそれを明示すること。

- 回答

- シール材が高温環境下で劣化することにより, 原子炉格納容器閉じ込め機能が喪失する可能性があるため, 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・圧力における原子炉格納容器閉じ込め機能の健全性を確認している。具体的な評価部位は, 以下のとおり。
  - ・ ドライウェル主フランジ (シール部)
  - ・ 機器搬入口 (シール部)
  - ・ 所員用エアロック (シール部)
  - ・ 逃がし安全弁搬出ハッチ (シール部)
  - ・ 制御棒駆動機構搬出ハッチ (シール部)
  - ・ 配管貫通部平板類 (シール部)
  - ・ 電気配線貫通部 (モジュール)
  - ・ 原子炉格納容器隔離弁 (シール部)

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.2)

- 指摘事項 (第202回審査会合 (平成27年3月3日) 原子炉格納容器限界温度・圧力) 200℃, 2Pdの適用可能時間を過ぎてから用いる限界圧力・温度を, 考え方を含めて示すこと。

### ■ 回答

- 有効性評価結果より, 7日間以降は原子炉格納容器温度が150℃を下回ることを確認していることから, 時間経過によるシール材の長期的な影響を確認するため, 150℃環境下での改良EPDM製シール材の基礎特性試験を実施し, その結果を表に示す。

- 7日間以降, 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殆ど変化はなく, 経時劣化の兆候は見られない。したがって, 168時間以降における原子炉格納容器の温度を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。

表2-1 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日～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[%]			
硬度変化			
質量変化率[%]			

- 7日間以降については, 原子炉格納容器温度・圧力は低下しており, シール材の経時劣化の兆候は見られないことから, 最初の7日間に対して限界温度・圧力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ている。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, 7日間以降の領域においては原子炉格納容器温度が150℃を超えない範囲で, また, 原子炉格納容器圧力については1Pd程度以下でプラント状態を運用する。

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.3,4)

- 指摘事項 (第202回審査会合 (平成27年3月3日) 原子炉格納容器限界温度・圧力)
  - 改良EPDMの試験条件がシビアアクシデント環境を適切に模擬できていることを説明すること。
  - 自社研のデータを採用している場合は、第三者のレビューなり、客観的な妥当性を説明すること。また、改良EPDMの圧縮永久ひずみ試験に関する文献等を示すこと。
- 回答
  - 改良EPDMの試験は、下表のとおり重大事故等時の環境を適切に考慮し実施しており、日本原子力学会等で公開されている。

表3-1 実機環境と試験条件の比較 (1/2)

	重大事故等時実機環境 (原子炉格納容器内)	圧縮永久ひずみ試験	実機フランジ模擬試験※1	実機を模擬した 小型フランジ試験※2
シール材の放射線環境	金属に囲まれている	直接曝露	直接曝露	直接曝露
積算放射線量	<input type="text"/>	<input type="text"/>	800kGy	800kGy
温度	200℃以下	200℃	200℃	200℃
放射線と熱の付与順序	同時	放射線→熱※3	放射線→熱※3	放射線→熱※3

※1:日本原子力学会2015年秋の大会「改良EPDM材料の格納容器フランジシール部への適用性評価(1)実機フランジ模擬試験計画、(2)実機フランジ模擬試験の実施」

※2:日本機械学会 第20回動力・エネルギー技術シンポジウム「BWRの格納容器ベントにおける総合的な放射性物質放出抑制について」

2015年 電気学会 電力・エネルギー部門大会「原子炉格納容器(PCV)フランジ・ハッチ部シール材の気密試験」

※3:文献を基に劣化が最大となる順序で付与

表3-1 実機環境と試験条件の比較 (2/2)

	重大事故等時実機環境 (原子炉格納容器外)	原子炉格納容器隔離弁 模擬試験(バタフライ弁)※4	原子炉格納容器隔離弁 模擬試験(TIPパージ弁)
シール材の放射線環境	金属に囲まれている	直接曝露	直接曝露
積算放射線量	<input type="text"/>	300kGy	860kGy
温度	200℃以下	200℃	200℃
放射線と熱の付与順序	同時	放射線→熱※3	放射線→熱※3

※4:日本原子力学会2015年秋の大会「改良EPDM材料の格納容器バタフライ弁への適用性 (1)実機バタフライ弁模擬試験の実施」

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.5)

- 指摘事項 (第202回審査会合 (平成27年3月3日) 原子炉格納容器限界温度・圧力) 負荷がかかっている状態でオートクレーブの試験ができているということを説明すること。

### ■ 回答

#### 【蒸気曝露試験】

- 実プラントの重大事故等時には、改良EPDM製シール材は内周側からのみ高温蒸気が曝露されると想定されるが、オートクレーブでの蒸気曝露中は右下図の矢印 (黄色) で示した通り内周側と外周側の両側から高温蒸気で曝露される状態となる。

#### 【気密試験】

- 実プラントの重大事故等時には高温状態であるが、本試験では温度を低下させて気密試験を実施している。治具に使用されている鉄鋼材料と改良EPDM製シール材とは、改良EPDM製シール材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製シール材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ク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。なお、改良EPDMシール材の健全性については、蒸気曝露後もほとんど劣化していないことが確認できており、気密試験温度による材料への影響はほとんどない。

以上より、オートクレーブ曝露を含めた本試験は、妥当な条件での試験と考えられる。



図5-1 蒸気曝露試験体設置状況

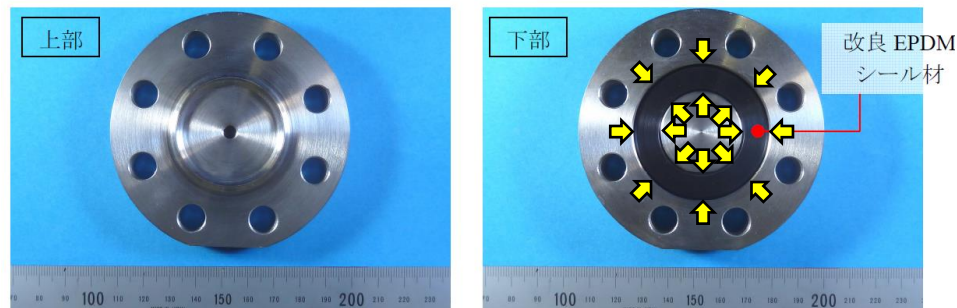


図5-2 試験治具及びシール材外観



## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.6)

- 指摘事項 (第202回審査会合 (平成27年3月3日) 原子炉格納容器限界温度・圧力) シール材が運転中の環境 (放射線量, 温度) を考慮してもSA時に問題のないことを示すこと。
- 回答
  - 原子炉格納容器のシール材に使用する改良EPDMについては, 性能確認のための試験を実施しており, 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, 原子炉格納容器のシール材については, 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く, 定期検査において取替を行っていることから, 重大事故等時において十分に性能が確保されと考えられる。
  - 長期間シール材を継続使用する電気配線貫通部(モジュール)は, 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 (下表参照)。

表6-1 電気配線貫通部 (モジュール) の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回で実施。1サイクルは [ ] を [ ] 時間で変化させている。
2	放射線照射試験	ペネトレーションが40年間の運転期間及び冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し, 照射量 [ ] として試験を実施。
3	熱劣化試験	加熱促進により, 40年間に相当する加速熱劣化として [ ], [ ] を加える。

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.7)

- 指摘事項 (第202回審査会合 (平成27年3月3日) 原子炉格納容器限界温度・圧力) 改良EPDMの試験等が縮小モデルで行われているが、縮小モデルの試験結果を実機に適用できることを示すこと。
- 回答
  - 実機フランジ模擬試験装置のフランジ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、径方向についてのみ縮小した試験装置としていることから、フランジ部は実機と同様な変形を模擬できる。
  - 本試験のガスケットの断面形状及び接触面は実機と一致しているため、フランジ部からの漏えい量はガスケット内径に比例する。本試験で判定基準として設定した漏えい量よりガスケット径比で補正して、実機フランジでの漏えい量を推定したところ原子炉格納容器全ハッチ類からのリーク量は0.001%/day程度であり、原子炉格納容器の設計漏えい率(0.5%/day)に対して十分余裕があるため、改良EPDM材の実機への適用は可能である。

以上より、縮小モデルの試験結果を実機へ適用できることを確認した。

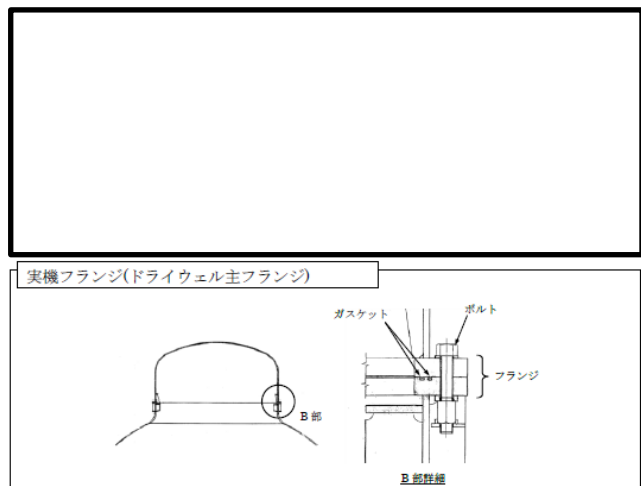


表7-1 実機フランジ模擬試験装置と実機フランジの寸法比較

	ガスケット寸法(mm)				溝寸法(mm)			
	内径	外径	幅	高さ	内径	外径	幅	高さ
実機フランジ模擬試験装置								
実機フランジ(ドライウェル主フランジ内側)								

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.8)

- 指摘事項 (第202回審査会合 (平成27年3月3日) 原子炉格納容器限界温度・圧力) 格納容器エアロック扉等のシール性について, 格納容器内圧による扉の変形(たわみ等)による変形支点の変位も考慮して説明すること。
- 回答
  - 所員用エアロック扉の変形に伴う支点の移動について評価し, シール性に影響がないことを確認した。
    - 扉板の変位量 (0.2mm) は, ガasket幅(30mm)と比べ十分に小さく, シール機能が喪失することはない。
    - また, 扉板の変形による支点の移動を考慮した場合の所員用エアロック扉板シール部の開口量 (1.00mm) は, 扉板の変形による支点の移動を考慮しない場合の開口量 (  mm) より小さい。
    - 扉板の変形による支点の移動を考慮した場合の所員用エアロック扉板シール部の開口量 (1.00mm) は, 許容開口量 (  mm) 以下であることから, シール機能は維持される。

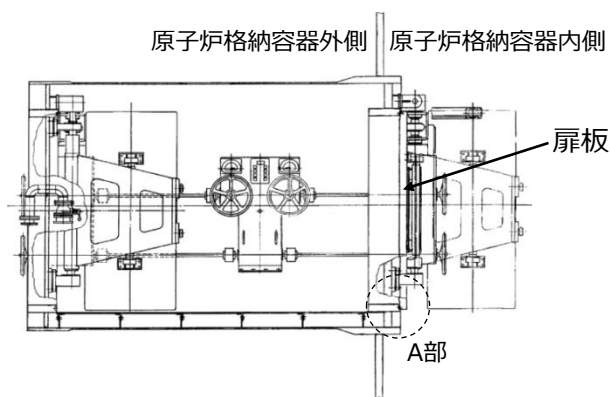


図8-1 所員用エアロック構造図

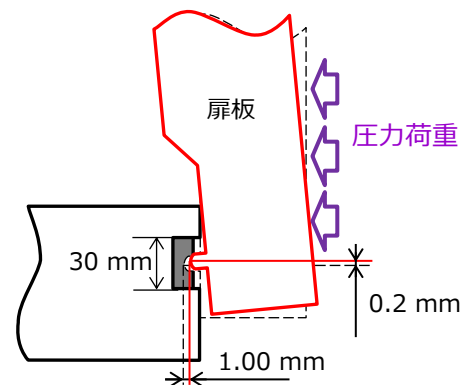


図8-2 所員用エアロック扉板シール部の  
変形挙動のイメージ(A部詳細)

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.9)

- 指摘事項 (第202回審査会合 (平成27年3月3日) 原子炉格納容器限界温度・圧力) 200℃, 2Pdによりフランジに永久変形が生じないことを示すこと。

### ■ 回答

- フランジ部の200℃, 2Pdにおける発生応力を算出し, 設計・建設規格の原子炉格納容器(クラスMC容器)の供用状態Cにおける評価基準値と比較した結果, 全て評価基準値以下となり, 永久変形は生じないことを確認した。
- 以下は, ドライウェル主フランジの評価結果を示すが, 機器搬入口, 所員用エアロック, 逃がし安全弁搬出ハッチ及び制御棒駆動機構搬出ハッチ, 配管貫通部 (平板類) についても, 永久変形が生じないことを確認した。

表9-1 応力評価結果 (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	37	339
	ボルト穴の中心円におけるフランジの半径方向応力	185	226
	フランジの半径方向応力	6	226
	フランジの周方向応力	1	226
	組合せ応力	22	226
		19	226
	使用状態でのボルトの応力	397	502

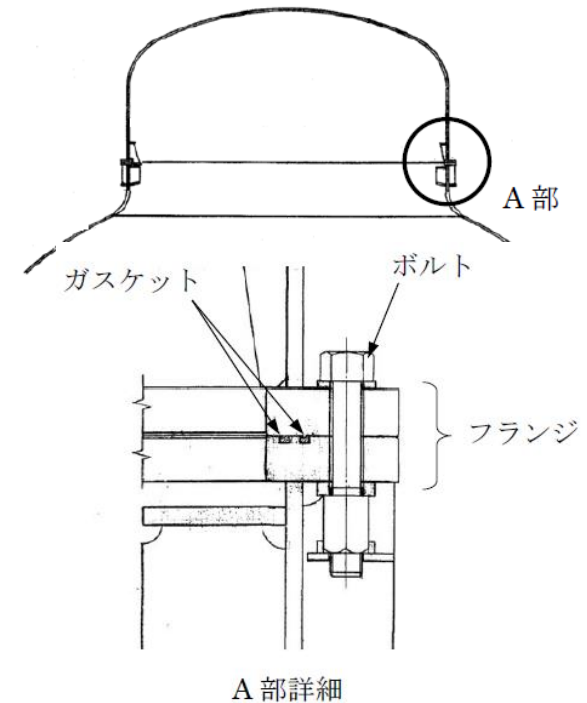


図9-1 ドライウェル主フランジの概要図

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.10)

- 指摘事項 (第202回審査会合 (平成27年3月3日) 原子炉格納容器限界温度・圧力)  
原子炉格納容器においてどの順でリークが始まるかを判断するため、部位毎の余裕を評価すること。

- 回答
  - 構造部については、余裕が最小となるものは配管貫通部 (ベローズ) の約1.1であるが、200℃, 2Pdの状態においても漏えいが生じることはない。
  - 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いるため、7日間の期間を超えて200℃, 2Pdの状態が長期間継続した場合には、シール材の機能が低下する。
  - よって、フランジ構造であるドライウェル主フランジ、機器搬入口などは、長期間の200℃, 2Pdによるフランジ部への影響に加え、シール材の機能低下も相俟って、漏えいが生じやすくなると考えられる。

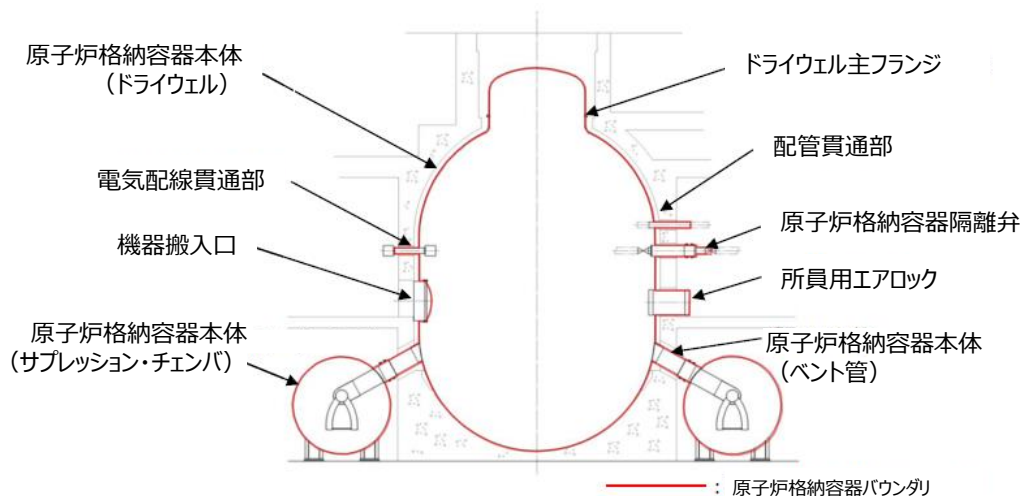


図10-1 評価対象部位

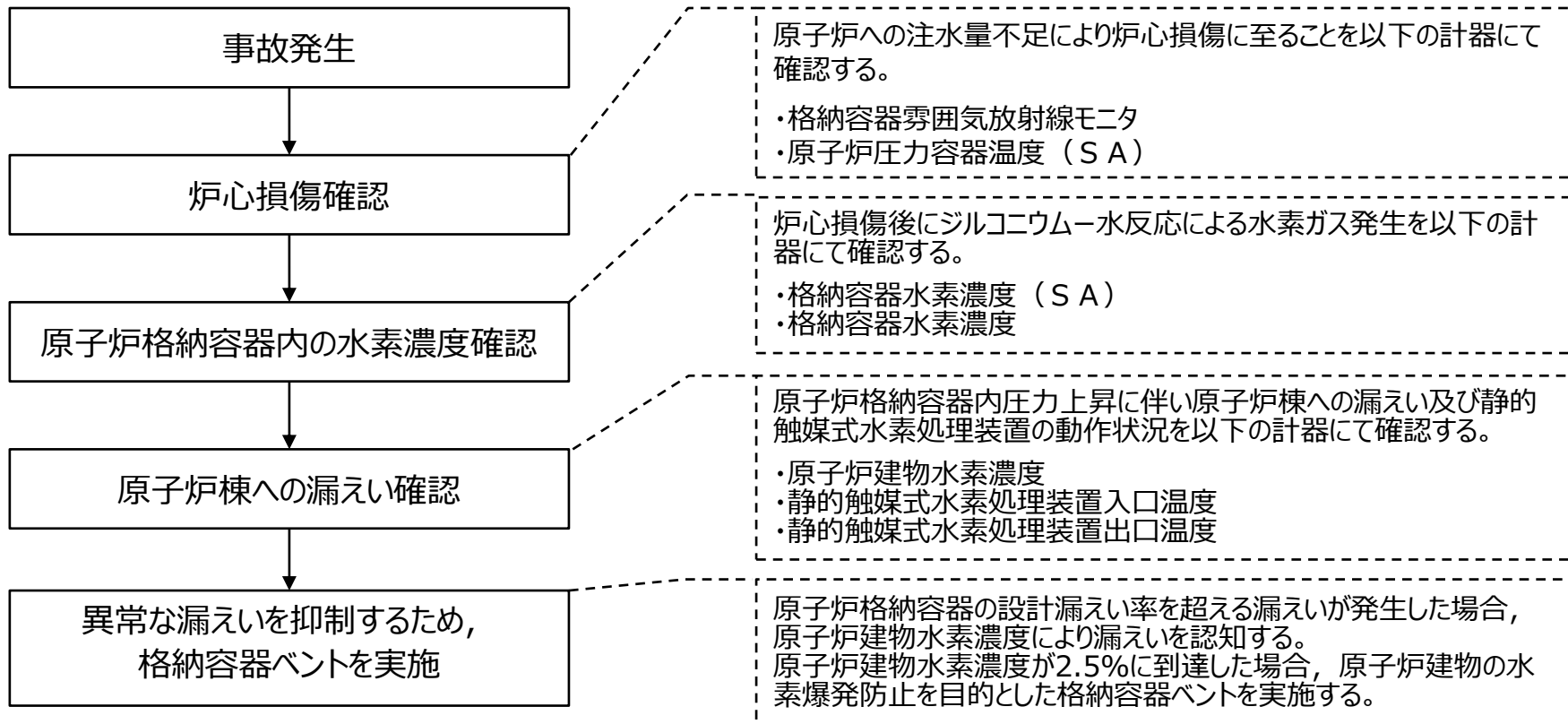
表10-1 2Pdに対する余裕度 (構造部)

評価対象	2Pdに対する余裕度
原子炉格納容器本体	約1.2
ドライウェル主フランジ	約1.4
機器搬入口	約3.9
所員用エアロック	約1.3
逃がし安全弁搬出ハッチ	約6.7
制御棒駆動機構搬出ハッチ	約13.1
配管貫通部	約1.1
電気配線貫通部	約10.4
原子炉格納容器隔離弁	約1.5

- ・ 破損限界を評価できるものについては、200℃, 2Pdにおける状態と破損限界との比較により余裕度を評価
- ・ 破損限界が確認できていないものについては、200℃, 2Pdの状態における健全性を確認した際の判定基準に対する余裕度を評価
- ・ ただし、本評価においては、評価基準として、規格等に定められている許容値を用いて評価しているものであり、許容値が保守的に設定されているものであることから、実際の構造部材としての実力ではさらに余裕度を有しているものとする。

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.11)

- 指摘事項（第202回審査会合（平成27年3月3日）原子炉格納容器限界温度・圧力）格納容器の機能喪失の検出の考え方を整理して説明すること。
- 回答
  - 原子炉格納容器の閉じ込め機能の喪失は，原子炉棟への水素ガスの漏えいを検出することで確認する。
  - 原子炉格納容器の圧力を確認するとともに，「原子炉建物水素濃度」，「静的触媒式水素処理装置入口温度」及び「静的触媒式水素処理装置出口温度」の計器により原子炉棟への水素ガスの漏えいを検出する。





# 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.12)

■ 指摘事項 (第202回審査会合 (平成27年3月3日) 原子炉格納容器限界温度・圧力) 解析でどこまでの部分をカバーしているなど評価範囲を説明すること。

■ 回答

- 原子炉格納容器バウンダリ全体に対し、設計・建設規格に基づく評価又は全体構造解析による評価を行っている。
- ドライウェルはサブプレッション・チェンバと比較して胴の内径と板厚の比が大きいことから、内圧による応力はドライウェル側の方が厳しくなるため、ドライウェル側を代表として全体構造解析を実施している。
- ドライウェル主フランジ、配管貫通部、機器搬入口および制御棒駆動機構搬出ハッチは、開口量評価または応力評価のために部分解析を実施している。

表12-1 原子炉格納容器本体の評価部位と評価方法一覧

評価部位	材料	評価方法			
		設計・建設規格に基づく評価	全体構造解析による評価	部分解析	
ドライウェル	上ふた	SGV480	○	○	
	主フランジ部円筒胴	SGV480	○	○	○(主フランジ)
	上部球形胴	SPV490	○	○	○(配管貫通部)
	円筒胴	SPV490	○	○	○(機器搬入口, 制御棒駆動機構搬出ハッチ)
	下部球形胴	SPV490, SGV480	○	○	-
サブプレッション・チェンバ	胴	SPV490	○	-	-
ベント管	円筒胴	SGV480	○	-	-
	ベローズ	SUS304	○	-	-

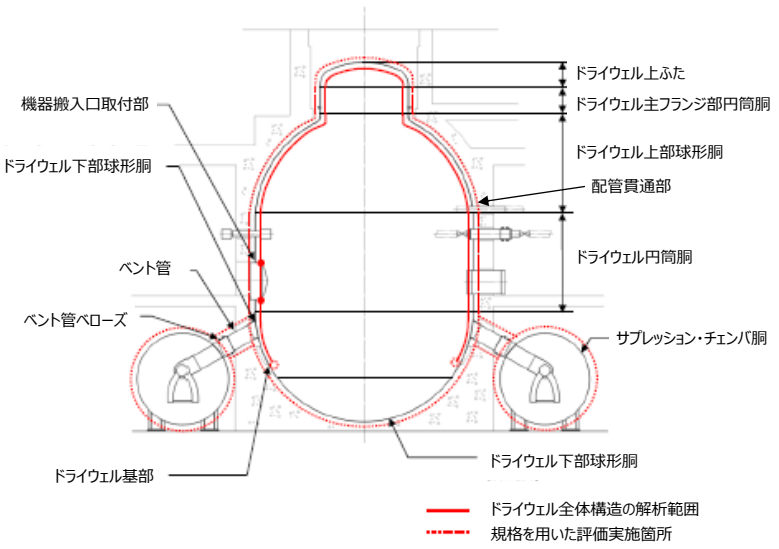


図12-1 原子炉格納容器本体の評価対象及び評価範囲



## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.13)

- 指摘事項 (第202回審査会合 (平成27年3月3日) 原子炉格納容器限界温度・圧力)  
電気配線貫通部のシール性能評価については、冷却材喪失事故時の環境試験結果と既往の電共研 (S63/3) 試験結果に基づくアレニウス則評価の位置付けを明確に説明すること。また、アレニウス則による評価については、有機物の活性化エネルギーを含め評価方法を説明すること。
- 回答
  - 電気配線貫通部のシール機能の評価については、「①冷却材喪失事故時の環境試験」及び「②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確認しているが、安全側に評価する観点から、「①冷却材喪失事故時の環境試験」の試験結果(13日間)を健全性が確保される期間として採用することとする。

表13-1 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
①冷却材喪失事故時の環境試験	13日間 (312時間)	13日間 (312時間)
②電共研試験結果に基づくアレニウス則評価	3,640時間	384時間

- アレニウス則での評価方法は、以下のとおり。

電気配線貫通部のシール材などの有機系材料の熱劣化については、文献\*1,2を基に評価を実施しており、温度 $T_2$ [K]の雰囲気長時間 $t_2$ [Hr]さらされる材料を温度 $T_1$ [K]の雰囲気加速するための時間 $t_1$ [Hr]は次の式により求められる。

$$\frac{t_1}{t_2} = \exp \left[ \frac{\varphi}{R} \left( \frac{1}{T_1} - \frac{1}{T_2} \right) \right] \quad \begin{array}{l} \varphi : \text{活性化エネルギー}^*2 : 62.8\text{kJ/mol (15kcal/mol)} \\ R : \text{気体定数 [J/(K}\cdot\text{mol)]} \end{array}$$

- \* 1 : IEEE Std 323 TM-2003 "IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations"
- \* 2 : JNES-RE-2013-2049 原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド (2014年2月, 独立行政法人 原子力安全基盤機構)

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.14)

- 指摘事項 (第202回審査会合 (平成27年3月3日) 原子炉格納容器限界温度・圧力) PEEK材の適用箇所の概略と劣化時に予想される挙動を説明すること。
- 回答
  - PEEK材は、所員用エアロックの均圧弁シートに適用する。
  - PEEK材は、耐熱性、耐放射線性に優れた材料であることから、通常運転時環境及び重大事故環境によって著しく劣化することはないと考えられる。また、均圧弁に相当する弁を使用して、重大事故等時の格納容器内環境を模擬した試験条件で曝露し、その後、2Pdを超える0.9MPaで漏えい試験を行い、気密性を確保できることを確認している。

表14-1 PEEK材の仕様

シール材	耐熱温度	耐放射線性
PEEK材	・250℃ (連続使用可能温度) ・約340℃ (融点)	約10MGy

表14-2 耐環境試験条件

放射線照射	800kGy
熱劣化	200℃×168時間

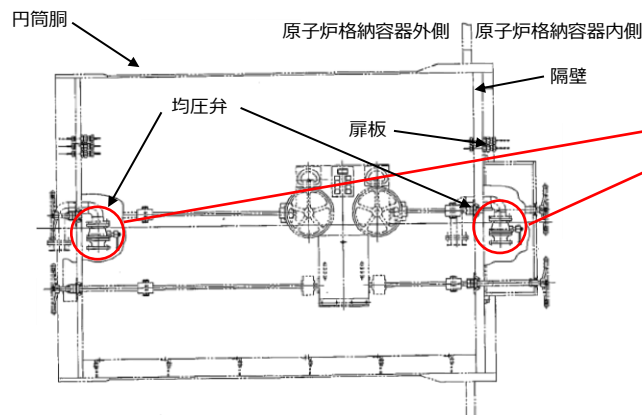


図14-1 所員用エアロック構造図

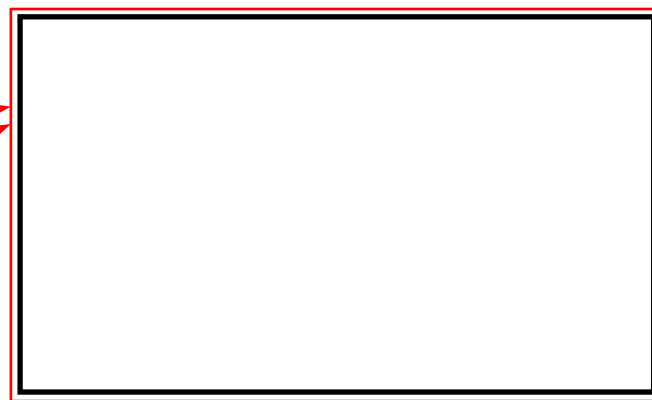


図14-2 PEEK材適用箇所

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.15)

- 指摘事項 (第202回審査会合 (平成27年3月3日) 原子炉格納容器限界温度・圧力) 黒鉛製のシール材の温度, 圧力の評価を説明すること。
- 回答
  - 所員用エアロックの電線貫通部シール部に使用されている黒鉛製シール材は, 膨張黒鉛を圧縮加工したものであり, 黒鉛製シール材の選定にあたっては, 重大事故等時環境下の温度(200℃), 圧力(2Pd)に対して十分な耐性を有することを確認している。

表15-1 黒鉛製シール材の仕様

耐熱温度	最高使用圧力	耐放射線性
400℃程度	68.6MPa	15MG y

# 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.16)

- 指摘事項 (第202回審査会合 (平成27年3月3日) 原子炉格納容器限界温度・圧力) ベローズの評価において, 1山あたりの吸収すべき変位量がベローズの山間ピッチを超えている場合の考え方を説明すること。

## ■ 回答

- 限界圧力を2Pdに設定していることを踏まえ, 重大事故等時の全伸縮量を, 建設時の全伸縮量の2倍に設定し評価していたが, ベローズ伸縮量の構造上の制限を超える設定のものがあったことから, 最高使用温度・圧力と限界温度・圧力との比率で, 重大事故等時の全伸縮量を設定し評価した。
- 全伸縮量は, 構造上変形可能な伸縮量を下回っており妥当な設定と考える。また, 疲労累積係数は1以下であることを確認した。

表16-1 建設時からの倍率 (伸縮量)

項目	建設時	見直し前	見直し後
圧力	1	2	2※1
温度	1	2	1.3※2
地震	1	2	2

※1 : 限界圧力 2 Pdと最高使用圧力 1 Pdとの比

※2 : 基準温度10℃に対する限界温度200℃と最高使用温度171℃の温度差の比に, 200℃と171℃における線膨張係数の比を乗じた値

表16-2 評価結果

貫通部	重大事故等時の全伸縮量	構造上変形可能な伸縮量	疲労累積係数
X-10A~D	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>

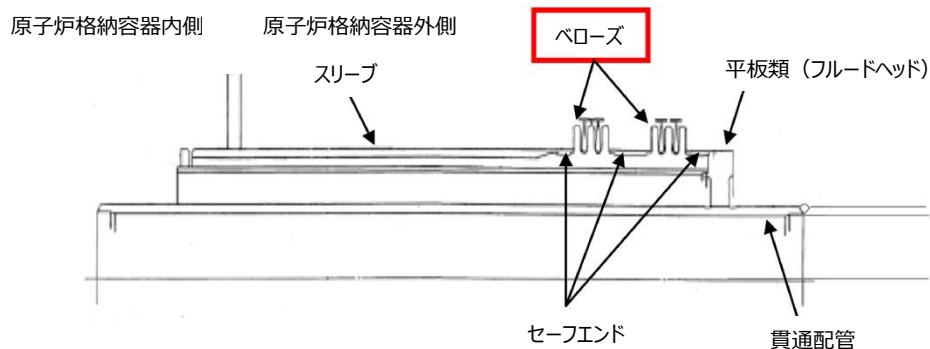


図16-1 配管貫通部ベローズ形状

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.17)

- 指摘事項 (第202回審査会合 (平成27年3月3日) 原子炉格納容器限界温度・圧力) TIPの爆破弁の構造と信頼性をどのように確認しているか説明すること。

### ■ 回答

#### 【TIP火薬切断弁の構造】

- TIP火薬切断弁に作動信号を与えると、爆発によるエネルギー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校正用導管を切断した後、カッターは所定の位置に停止する。その時にカッターとTIP火薬切断弁のパッキンによりシールし、隔離する。

#### 【TIP火薬切断弁の信頼性確認】

- 起爆回路の健全性を確認することを目的として定検毎に外観検査、絶縁抵抗測定試験および導通確認試験を実施している。
- 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、交換頻度を65ヶ月としており、TIP火薬切断弁一式交換することとしている。
- 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。

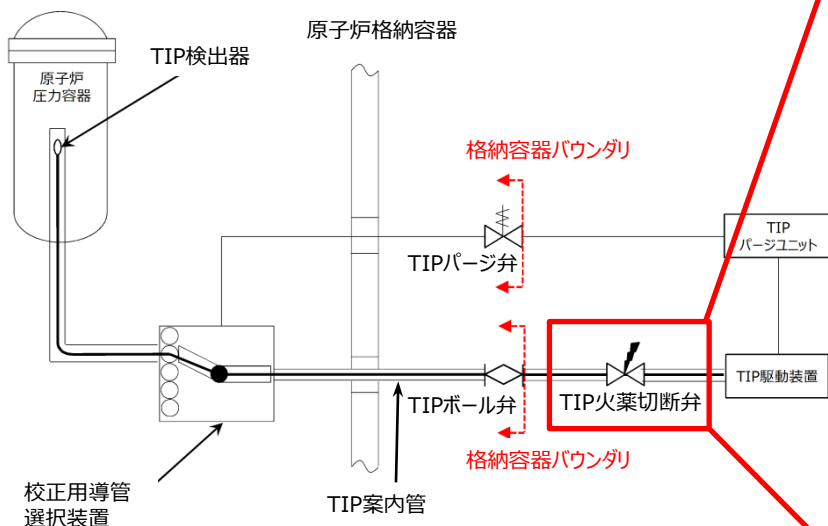


図17-1 TIPシステム構成図

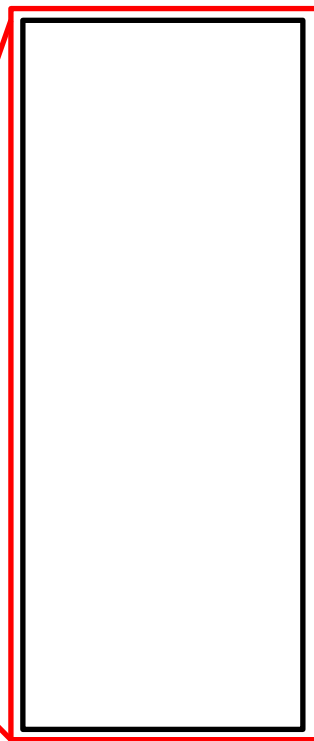


図17-2  
TIP火薬切断弁構造