

II 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

目次

1. 評価の概要	1
(1) はじめに	1
(2) 限界温度・圧力の評価	1
(3) 健全性確認	2
a. 評価対象	2
b. 機能喪失要因	4
c. 評価方法	5
d. 評価結果の概要	9
(4) 結論	34

1. 評価の概要

(1) はじめに

島根原子力発電所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[gage]、Pd：最高使用圧力(0.427MPa[gage]))として評価している。以下にその根拠と妥当性を示す。

第1表 原子炉格納容器の設計条件と限界温度・圧力の比較

	設計仕様 (最高使用温度・圧力)	有効性評価で使用する 限界温度・圧力
温度	171℃ ^{※1}	200℃
圧力	0.427MPa[gage] (1Pd) {4.35kg/cm ² g}	0.853MPa[gage] ^{※2} (2Pd)

※1：ドライウエルの最高使用温度を示す。サプレッション・チェンバの最高使用温度は104℃である。

※2：4.35kg/cm²g (1Pd) を2倍した後、SI単位換算した数値。

(2) 限界温度・圧力の評価

原子炉格納容器の限界温度・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ことを条件として設定する。放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、原子炉格納容器バウンダリを構成する機器である原子炉格納容器本体、ハッチ類、貫通部、隔離弁等が、重大事故等時において著しい損傷が生じることなく、気密性を確保することが必要である。

重大事故等時の原子炉格納容器閉じ込め機能については、これまでに実施した電力会社等による共同研究（以下「電共研」という。）や、当時の（財）原子力発電技術機構（以下「NUPERC」という。）による「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）」の研究成果を踏まえた評価等に加え、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故では原

原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失し、放射性物質の放出につながった可能性が高いことから、これまでの福島第一原子力発電所事故の分析、評価によって得られている知見を考慮して、原子炉格納容器バウンダリを構成する機器の機能が健全に維持できることが確認できる条件を設定する。

これらを踏まえ、有効性評価における重大事故等時の原子炉格納容器の限界温度・圧力をそれぞれ200℃、2 Pdと設定していることに対し、上記に示す電共研やNUPERCの研究成果、解析評価及び福島第一原子力発電所事故の知見等により妥当性を確認するものである。

(3) 健全性確認

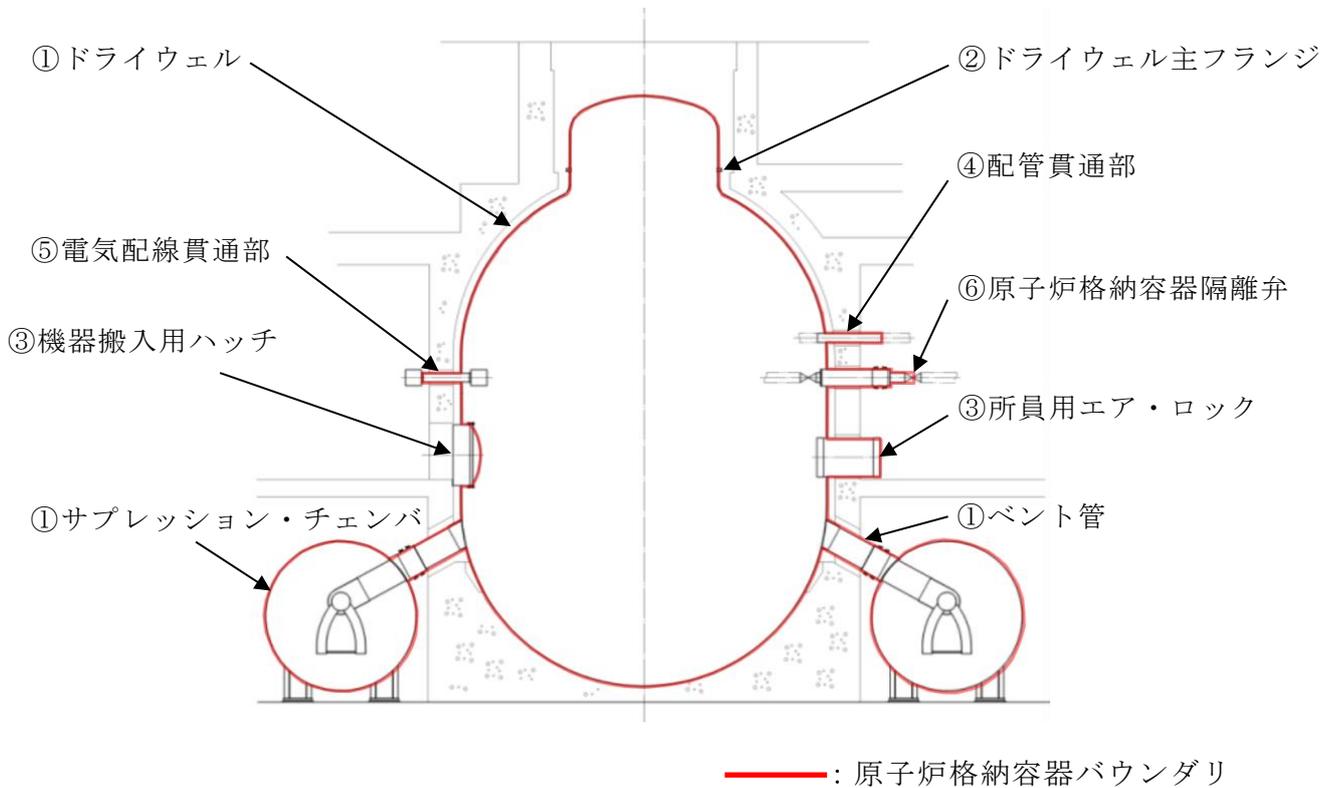
a. 評価対象

放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、200℃、2 Pdの環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等の構造健全性を確認する必要がある。

さらに、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原子炉格納容器に設置されるドライウェル主フランジ部、ハッチフランジ部、電気配線貫通部等のシール部についても、200℃、2 Pd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のほかに、200℃、2 Pdの環境下で原子炉格納容器の変位荷重等の影響により、構造上、リークパスになる可能性がある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変形に伴いリークパスになる可能性があるシール部が評価対象となり、以下の原子炉格納容器バウンダリ構成部を評価する。なお、第1図に原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要を示す。

- ① 原子炉格納容器本体（ドライウエル，サプレッション・チェンバ，ベント管（ベント管ベローズ含む））
- ② ドライウエル主フランジ
- ③ ハッチ類（機器搬入用ハッチ，所員用エア・ロック，逃がし安全弁搬出用ハッチ，制御棒駆動機構搬出ハッチ）
- ④ 配管貫通部（接続配管，スリーブ，平板類，セーフエンド，ベローズ）
- ⑤ 電気配線貫通部
- ⑥ 原子炉格納容器隔離弁



第1図 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図

b. 機能喪失要因

原子炉格納容器バウンダリを構成する各設備の重大事故等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に伴い、第2表に示す要因が想定される。

第2表 評価対象における機能喪失要因

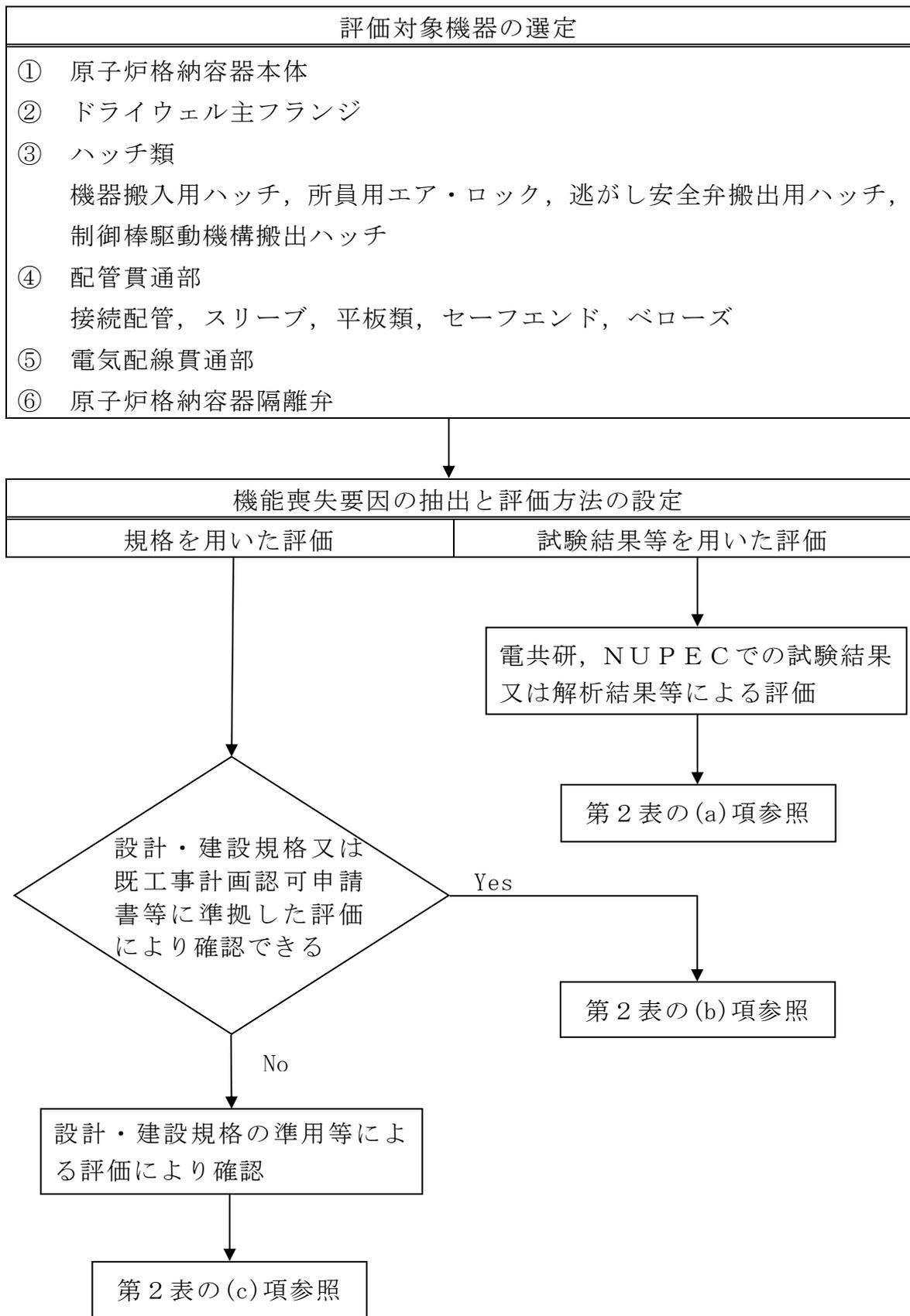
評価対象		機能喪失要因		
		構造部	シール部	
①原子炉格納容器本体	一般部	延性破壊	—	
	構造不連続部	延性破壊	—	
	ドライウェル基部	延性破壊	—	
	ベント管ベローズ	疲労破壊	—	
②ドライウェル主フランジ	フランジ	延性破壊	変形, 高温劣化	
	ボルト	延性破壊	—	
③ハッチ類	機器搬入用ハッチ	円筒胴	延性破壊	変形, 高温劣化
		鏡板	座屈	—
	所員用エア・ロック	円筒胴	延性破壊	—
		隔壁	延性破壊	変形, 高温劣化
	逃がし安全弁搬出用ハッチ	円筒胴	延性破壊	変形, 高温劣化
		鏡板	座屈	—
	制御棒駆動機構搬出ハッチ	円筒胴	延性破壊	—
		鏡板	延性破壊	—
フランジ		延性破壊	変形, 高温劣化	
ボルト		延性破壊	—	
④配管貫通部	接続配管	延性破壊	—	
	スリーブ	延性破壊	—	
	ボルト締め平板	延性破壊	—	
	フランジ	延性破壊	変形, 高温劣化	
	ボルト	延性破壊	—	
	セーフエンド	延性破壊	—	
	ベローズ	疲労破壊	—	
⑤電気配線貫通部	アダプタ	延性破壊	—	
	ヘッド	延性破壊	—	
	モジュール	—	高温劣化	
⑥原子炉格納容器隔離弁	耐圧部	延性破壊	—	
	シール部	—	高温劣化	

c. 評価方法

構造健全性及びシール部の機能維持について、各設備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、以下のいずれかの方法により評価し、200℃、2 Pdの環境下での健全性及び機能維持を確認する。

- (a) 電共研，NUPECでの試験結果又は解析結果等による評価
- (b) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版含む）J S M E S N C 1-2005/2007）（以下「設計・建設規格」という。）又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価
- (c) 設計・建設規格の準用等による評価

評価方法による評価対象機器の分類を第2図に、評価対象機器の分類及び評価内容を第3表に示す。



第2図 評価方法による評価対象機器の分類

第3表 評価対象機器の分類及び評価内容（1 / 2）

評価対象部位		想定される機能喪失要因	評価方法	評価方法の概要	判定基準	
①	原子炉格納容器本体	胴部等	延性破壊（一般部）	(c)	設計・建設規格（PVE-3230（ほか））を準用し、2/3Su 値（200℃）に相当する許容圧力を評価	2 Pd を上回る こと
			延性破壊（構造不連続部）	(a)	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	
			延性破壊（ドライウエル基部）	(c)	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	許容応力を下 回ること （疲労累積係 数 1 以下）
		ベント管 パローズ	疲労破壊	(b)	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 1 以下
②	ドライウエル 主フランジ	延性破壊 （ボルト、フランジ）	(a)	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	2 Pd を上回る こと	
			(b)	設計・建設規格（PVE-3700）に準拠し、J I S B 8265 に基づいて 200℃、2 Pd におけるボルト及びフランジの発生応力を評価	許容応力を下 回ること	
		変形、高温劣化 （シール部）	(a)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	シール部が健 全であること	
③	ハッチ類 （機器搬入用ハッチ）	延性破壊（円筒胴）	(c)	設計・建設規格（PVE-3230）を準用し、200℃における許容圧力を評価	2 Pd を上回る こと	
		座屈（鏡板）	(b)	機械工学便覧の座屈評価式に準拠し、座屈圧力を評価	2 Pd を上回る こと	
		変形、高温劣化 （シール部）	(a)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	シール部が健 全であること	
	ハッチ類 （所員用エア・ロック）	延性破壊（円筒胴）	(c)	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	2 Pd を上回る こと	
		延性破壊（隔壁）	(c)	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	2 Pd を上回る こと	
		変形、高温劣化 （シール部）	(a)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	シール部が健 全であること	
	ハッチ類 （逃がし安全弁搬 出用ハッチ）	延性破壊（円筒胴）	(c)	設計・建設規格（PVE-3230）を準用し、200℃における許容圧力を評価	2 Pd を上回る こと	
		座屈（鏡板）	(b)	機械工学便覧の座屈評価式に準拠し、座屈圧力を評価	2 Pd を上回る こと	
		変形、高温劣化 （シール部）	(a)	機器搬入用ハッチ（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）	延性破壊 （円筒胴、鏡板）	(c)	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	2 Pd を上回る こと	
		延性破壊 （ボルト、フランジ）	(b)	設計・建設規格（PVE-3700）に準拠し、J I S B 8265 に基づいて 200℃、2 Pd におけるボルト及びフランジの発生応力を評価	許容応力を下 回ること	
		変形、高温劣化 （シール部）	(a)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	シール部が健 全であること	

第3表 評価対象機器の分類及び評価内容 (2 / 2)

評価対象部位	想定される機能喪失要因	評価方法	評価方法の概要	判定基準	
④	配管貫通部 (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)	許容応力を下回ること (疲労累積係数 1 以下)	
	配管貫通部 (スリーブ)	延性破壊	(c)	設計・建設規格 (PVE-3611) を準用し、 $2/3Su$ 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価	2 Pd を上回ること
		延性破壊 (スリーブ本体, スリーブ取付部)	(c)	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	許容応力を下回ること
	配管貫通部 (平板類)	延性破壊 (ボルト締め平板)	(c)	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し、 $2/3Su$ 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価	2 Pd を上回ること
		延性破壊 (フランジ)	(b)	設計・建設規格 (PVE-3700) に準拠し、J I S B 8265 に基づいて 200°C, 2 Pd におけるフランジの発生応力を評価	許容応力を下回ること
		延性破壊 (ボルト)	(b)	設計・建設規格 (PVE-3700) に準拠し、J I S B 8265 に基づいて 200°C, 2 Pd におけるボルトの必要総有効断面積を評価	必要総有効断面積がボルト総有効断面積以下であること
		変形, 高温劣化 (シール部)	(a)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	シール部が健全であること
	配管貫通部 (セーフエンド)	延性破壊	(c)	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、 $2/3Su$ 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価	2 Pd を上回ること
	配管貫通部 (ペローズ)	疲労破壊	(b)	設計・建設規格 (PVE-3810) に準拠し、200°C, 2 Pd における疲労累積係数を評価	疲労累積係数 1 以下
	⑤	電気配線貫通部	延性破壊 (アダプタ, ヘッダ)	(c)	設計・建設規格 (PVE-3611 ほか) を準用し、 $2/3Su$ 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価
高温劣化 (シール部)			(a)	電共研, N U P E C 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	シール部が健全であること
⑥	原子炉格納容器隔離弁	延性破壊 (耐圧部)	(b)	設計・建設規格 (弁の圧力温度基準に基づく評価) に準拠し、耐圧機能の評価	2 Pd を上回ること
		高温劣化 (シール部)	(a)	シール部について試験結果に基づき評価	シール部が健全であること

d. 評価結果の概要

① 原子炉格納容器本体

原子炉格納容器本体は、鋼製の上下部半球胴部円筒形ドライウェル、円環形サプレッション・チェンバ、これらを連結するベント管及びベント管ベローズによって構成している。

原子炉格納容器本体（ベント管ベローズ除く）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℃、2 Pd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、座屈が発生するような圧縮力が原子炉格納容器本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって、原子炉格納容器本体（ベント管ベローズ除く）の機能喪失要因は、高温状態での内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊及びドライウェル基部を固定端とした熱変形に伴う延性破壊が想定される。

また、ベント管ベローズ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℃、2 Pd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。

したがって、ベント管ベローズの200℃、2 Pd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等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。

原子炉格納容器本体（ベント管ベローズ除く）における構造健全性評価として、一般部の部材において内圧による荷重を受け止める部位のうち鏡板、円筒胴、球形胴について一次一般膜応力評価を行い、200℃における許容応力が2 Pd以上であることを確認した。

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ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内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 $2/3Su$ 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。

一方、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）」において、代表プラントの原子炉格納容器を対象に有限要素法によるひずみ評価が実施されており、これを用いて島根原子力発電所2号炉での原子炉格納容器の局所の健全性を確認する。

この有限要素法による評価では、代表プラントのMARK-I改良型全体モデル解析結果より最も弱い部位と考えられる「円筒部中心部」及び構造不連続部であるハッチ取付部のうち最も弱い部位と考えられる「機器搬入用ハッチ取付部」を局所評価点として選定し

ている。この原子炉格納容器本体破損評価にあたり、寸法（胴内径、板厚等）の影響を評価し、補正を行った結果、重大事故等時の原子炉格納容器本体の破損に対する温度・圧力は200℃、2 Pd以上あることを確認した。

ドライウェル基部については、鋼材の熱膨張が拘束されることによる熱応力が発生することから、一次＋二次応力の評価を実施し、許容値を原子炉格納容器（クラスMC容器）の供用状態A、Bに対する許容値と同じ3 S（S値：200℃における値）を超えるが、設計・建設規格PVB-3300に規定される疲労評価により、疲労累積係数が1以下であることから、200℃、2 Pdでの健全性を確認した。

また、ベント管ベローズについて、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200℃、2 Pdにおける疲労累積係数を算出し、通常運転時の疲労累積係数との合計が1以下であることを確認した。

② ドライウェル主フランジ

ドライウェル主フランジは、原子炉格納容器の上蓋フランジであり、締付ボルトで固定される構造である。また、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。

ドライウェル主フランジ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、延性破壊並びに高温、高圧に伴う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。今回の評価条件である200℃、2 Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと及び繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、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、ドライウェル主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、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、下記のとおり、200℃、2 Pdの環境下での健全性を確認した。

- ・ 本体

ドライウエル主フランジの構造健全性評価として、フランジ及び締付ボルトの健全性を以下のとおり確認した。

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)」では、代表プラントのドライウエル主フランジを対象に、有限要素法を用いた弾塑性解析が実施されている。これに基づき島根原子力発電所2号炉のドライウエル主フランジの破損圧力を評価した結果、200℃条件下における破損圧力は約4.3Pd~4.8Pdと考えられるため、限界温度・圧力である200℃、2 Pdでの構造健全性を確認した。

また、既工事計画認可申請書と同様の評価手法である設計・建設規格PVE-3700を適用し、J I S B 8265「压力容器の構造—一般事項」に基づいてフランジ及びボルトの発生応力を算出し、許容応力を下回ることを確認した。

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ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内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ドライウエル主フランジ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Pm（一次一般膜応力強さ）には1.5、PL+Pb（一次局部膜応力強さ+一次曲げ応力強さ）には1.0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， $PL+P_b$ が S_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 ， $PL+P_b$ 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 $2/3S_u$ ， $PL+P_b$ は $1.5 \times 2/3S_u$ （ $=S_u$ ）と規定されている。前者は，膜応力であり断面の応力が S_u に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率1.5を考慮して規定されているが，後者は，断面表面が S_u に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は1.0としている。

- ・ シール機能

- ・ フランジ部

原子炉格納容器の重大事故等時の過温，過圧時におけるフランジ開口量を評価するために，有限要素法解析を用いてドライウエル主フランジにおける開口量を評価した。その結果， $2Pd$ における開口量は，内側ガスケット部及び外側ガスケット部において許容開口量以下であることを確認した。

- ・ シール材

シール材（ガスケット）には，従来はシリコンゴムを使用していたが，福島第一原子力発電所事故で当該シール材が事故環境に曝されて劣化した可能性があることも踏まえ，事故環境での性能特性に優れた改良EPDM製（EPDMはエチレンプロピレンゴムを示す。）のシール材に変更する。本評価では，改良

E P D M製シール材について、7日間劣化させた状態の圧縮永久ひずみ率を基に許容開口量を算出してシール機能を評価した。その結果、200℃、2 Pdの環境下において、少なくとも7日間の健全性が確保されることを確認した。

以上の評価結果から、ドライウェル主フランジの耐性は、シール材の耐力が支配的となる。シール材が高温環境下で劣化することにより、放射性物質の閉じ込め機能を喪失する可能性については、福島第一原子力発電所の事故の分析からも確認されており、福島第一原子力発電所事故の経験と分析を踏まえ、高温環境下における耐性を強化した改良E P D M製シール材を用いることにより、機能を向上させる。

シール材の機能確保に関しては、温度・圧力が低下するほど、漏えい、破損に対する裕度が増加することから、有効性評価に用いている原子炉格納容器の限界温度・圧力の条件である200℃、2 Pdは、機器や材料が有する耐力に対して裕度を確保した設定であると考えられる。

このことから、ドライウェル主フランジについて、原子炉格納容器の限界温度・圧力の200℃、2 Pdは、機器や材料が有する耐力に対して裕度を確保した設定であり、妥当である。

③ ハッチ類

・機器搬入用ハッチ

機器搬入用ハッチは、フランジ付きの円筒胴が原子炉格納容器内側に突き出し、この円筒胴のフランジに鏡板のフランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはシール溝が二重に配置されており、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。なお、ドライウェル主フランジと異なり、原子炉格納容器加圧時は機器搬入用ハッチフランジがフランジ支持部に押し付けられる構造とな

っている。

機器搬入用ハッチ（円筒胴）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、延性破壊並びに高温、高压に伴う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。今回の評価条件である200℃、2 Pd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、座屈が発生するような圧縮力が円筒胴に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって、機器搬入用ハッチ（円筒胴）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。

また、機器搬入用ハッチ（鏡板）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℃、2 Pd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、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び延性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（鏡板）の機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による座屈が考えられる。

このため、下記のとおり200℃、2 Pdの環境下での健全性を確認した。

・ 本体

機器搬入用ハッチにおける構造健全性評価として、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一次一般膜応力評価を行い、許容応力が2 Pd以上であることを確認した。

また、鏡板については、外圧を受ける球殻の座屈圧力の理論

式に基づき評価を行い、座屈圧力（許容圧力）が 2 Pd 以上であることを確認した。

- ・シール機能

- ・フランジ固定部

原子炉格納容器の重大事故等時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、有限要素法解析を用いて機器搬入用ハッチにおける開口量を評価した。その結果、2 Pd における開口量は、内側ガスケット部及び外側ガスケット部において許容開口量以下であることを確認した。

- ・シール材

シール材（ガスケット）には、従来はシリコンゴムを使用しているが、福島第一原子力発電所事故で高温劣化した可能性があることも踏まえ、事故環境での性能特性に優れた改良 EPDM 製のシール材に変更する。本評価では、改良 EPDM 製シール材について、7 日間劣化させた状態の圧縮永久ひずみ率を基に許容開口量を算出してシール機能を評価した。その結果、200℃、2 Pd の環境下において、少なくとも 7 日間の健全性が確保されることを確認した。

以上の評価結果から、機器搬入用ハッチの耐性は、シール材の耐力が支配的となる。シール材が高温環境下で劣化することにより、放射性物質の閉じ込め機能を喪失する可能性については、福島第一原子力発電所事故の分析からも確認されており、福島第一原子力発電所事故の経験と分析を踏まえ、高温環境下における耐性を強化した改良 EPDM 製シール材を用いることにより、機能を向上させる。

シール材の機能確保に関しては、温度・圧力が低下するほど、漏えい、破損に対する裕度が増加することから、有効性評価に用いている原子炉格納容器の限界温度・圧力の条件である 200℃、2Pd

は、機器や材料が有する耐力に対して裕度を確保した設定である
と考える。

このことから、機器搬入用ハッチについて、原子炉格納容器の
限界温度・圧力の 200°C 、 2Pd は、機器や材料が有する耐力に対し
て裕度を確保した設定であり、妥当である。

・所員用エア・ロック

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
胴の両端に平板（隔壁）を溶接し、人が出入りできる開口部を設
けている。この開口部に柵板（隔壁）を溶接し、柵板の前面を開
閉扉で塞ぐ構造である。柵板の前面と扉間のシールには改良EP
DMのガスケットを使用している。なお、ドライウェル主フラン
ジと異なり、原子炉格納容器加圧時は所員用エア・ロック扉が支
持部に押し付けられる構造となっているため、扉板が開くことは
ない。また、扉には均圧弁に繋がる配管や扉開閉ハンドル軸等が
貫通しており、均圧弁、扉開閉ハンドル貫通部及び電線貫通部に
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、延性破壊並びに高温、高圧に伴うフラ
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。今回の評価条件である 200°C 、 2Pd 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、座屈が発生するよう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、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けることによ
る、過度な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定さ
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、下記のとおり200℃、2 Pdの環境下での健全性を確認した。

・ 本体

所員用エア・ロックにおける構造健全性評価として、所員用エア・ロックにおいて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厚さの評価式を準用し、許容圧力の評価を行い、許容圧力が2 Pdを上回ることを確認した。また、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、既工認の最高使用圧力1 Pdでの発生応力値を引用し、原子炉格納容器の限界温度200℃における許容値に基づき許容圧力の評価を行い、許容圧力が2 Pdを上回ることを確認した。

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ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内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、 $PL+P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には1.0として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力 P_m が $2/3Su$ 値、 $PL+P_b$ がSu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 、 $PL+P_b$ 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 $2/3S_u$ 、 $PL+P_b$ は $1.5 \times 2/3S_u (=S_u)$ と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が S_u に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率1.5を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が S_u に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は1.0としている。

- ・シール機能

- ・扉

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し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、内圧が負荷される面積が大きいことから、この原理で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理論式に基づき評価した。その結果、 $2Pd$ における開口量は、許容開口量以下であることを確認した。

- ・シール材

シール材（ガスケット）には、従来はシリコンゴムを使用しているが、福島第一原子力発電所事故で高温劣化した可能性があることも踏まえ、事故環境での性能特性に優れた改良EPDM製のシール材に変更する。本評価では、改良EPDM製シール材について、7日間劣化させた状態の圧縮永久ひずみ率を基に許容開口量を算出してシール機能を評価した。その結果、 200°C 、 $2Pd$ の環境下において、少なくとも7日間

の健全性が確保されることを確認した。

また、扉のシリコンゴムのガスケット以外に所員用エア・ロックの扉板貫通部に使用しているシール材は①～③のとおりである。

- ① ハンドル軸貫通部Oリング・・・・・・・・フッ素ゴム
- ② 電線管貫通部・・・・・・・・・・・・・・・・フッ素樹脂
- ③ 均圧弁シート・・・・・・・・・・・・・・・・フッ素樹脂

ハンドル軸貫通部Oリングに使われているシール材（フッ素ゴム）、均圧弁に使われているシール材（フッ素樹脂）及び電線管貫通部に使われているシール材（フッ素樹脂）は、重大事故環境下の放射線による影響で、シール機能が劣化することが考えられる。このため、シール材を変更することで200℃、2 Pdの環境下における健全性が確保されることをそれぞれ以下のとおり確認した。

ハンドル軸貫通部Oリングについては、より耐放射線性に優れた改良E P D M製のシール材に変更する。これにより、扉のシール材と同様、200℃、2 Pdの環境下において、少なくとも7日間の健全性が確保される。

均圧弁のシール材については、より耐放射線性に優れたP E E K材（P E E Kはポリエーテルエーテルケトンを示す。）に変更する。シール材の仕様及び試験結果より、重大事故環境下における耐性を有することから、200℃、2 Pdの環境下において健全性が確保される。

電線管貫通部のシール材については、より耐環境性に優れた膨張黒鉛のシール材に変更する。シール材の仕様より、重大事故環境下における耐性を有することから200℃、2 Pdの環境下において健全性が確保される。

- ・逃がし安全弁搬出用ハッチ

逃がし安全弁搬出用ハッチは、フランジ付きの円筒胴が原子炉格納容器内側に突き出し、この円筒胴のフランジに鏡板のフランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。なお、ドライウェル主フランジと異なり、原子炉格納容器加圧時は逃がし安全弁搬出用ハッチフランジがフランジ支持部に押し付けられる構造となっている。

逃がし安全弁搬出用ハッチ（円筒胴）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、延性破壊並びに高温、高圧に伴う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。今回の評価条件である200℃、2Pd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、座屈が発生するような圧縮力が円筒胴に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって、逃がし安全弁搬出用ハッチ（円筒胴）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。

また、逃がし安全弁搬出用ハッチ（鏡板）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、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊は評価対象外と考えることができる。

したがって、逃がし安全弁搬出用ハッチ（鏡板）の機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による座屈が考えられる。

このため、下記のとおり200℃、2 Pdの環境下での健全性を確認した。

- ・ 本体

逃がし安全弁搬出用ハッチにおける構造健全性評価として、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一次一般膜応力評価を行い、許容圧力が2 Pd以上であることを確認した。

また、鏡板については、外圧を受ける球殻の座屈圧力を理論式に基づき評価を行い、座屈圧力（許容圧力）が2 Pd以上であることを確認した。

- ・ シール機能

- ・ フランジ固定部

逃がし安全弁搬出用ハッチの重大事故等時の過温、過圧時におけるフランジ開口量の評価については、貫通部径の違いにより機器搬入口の方がフランジ部に作用する圧力荷重が大きいため、また、機器搬入口の方が原子炉格納容器内側への突き出し長さが短く、原子炉格納容器胴部の変形の影響を受けやすいことから、機器搬入用ハッチで代表評価した。

- ・ シール材

シール材（ガスケット）には、従来はシリコンゴムを使用しているが、福島第一原子力発電所事故で高温劣化した可能性があることも踏まえ、事故環境での性能特性に優れた改良EPDM製のシール材に変更する。本評価では、改良EPDM製シール材について、7日間劣化させた状態の圧縮永久ひずみ率を基に許容開口量を算出してシール機能を評価した。その結果、200℃、2 Pdの環境下において、少なくとも7日間

の健全性が確保されることを確認した。

以上の評価結果から、逃がし安全弁搬出用ハッチの200℃、2 Pd に対する耐性は、シール材の耐力が支配的となる。シール材が高温環境下で劣化することにより、放射性物質の閉じ込め機能を喪失する可能性については、福島第一原子力発電所の事故の分析からも確認されており、福島第一原子力発電所事故の経験と分析を踏まえ、高温環境下における耐性を強化した改良E P D M製シール材を用いることにより、機能を向上させる。

・制御棒駆動機構搬出ハッチ

制御棒駆動機構搬出ハッチは、フランジ付きの円筒胴が原子炉格納容器外側に突出し、この円筒胴のフランジに蓋フランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。

制御棒駆動機構搬出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、座屈、延性破壊並びに高温、高圧に伴う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。今回の評価条件である200℃、2 Pd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、座屈が発生するような圧縮力が制御棒駆動機構搬出ハッチに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって、制御棒駆動機構搬出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、以下のとおり200℃、2 Pdの環境下での健全性を確認

した。

・ 本体

制御棒駆動機構搬出ハッチにおける構造健全性評価として、内圧による荷重を受け止める部位のうち円筒胴、鏡板について一次一般膜応力評価を行い、許容圧力が $2 P_d$ 以上であることを確認した。

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ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内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制御棒駆動機構搬出ハッチ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 $2/3 Su$ 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 $2/3 Su$ 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。

- ・シール機能

- ・フランジ固定部

制御棒駆動機構搬出ハッチのシール機能維持について、構造健全性の確認のために、フランジ固定部のフランジ及び締付ボルトの強度評価並びにフランジの開口評価を行った。

フランジ及び締付けボルトについて、J I S B 8265「圧力容器の構造—一般事項」を用いて、2 Pdにおける発生応力が許容応力を下回ることを確認した。

また、原子炉格納容器の重大事故等時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、有限要素法解析を用いて制御棒駆動機構搬出ハッチにおける開口量を評価した。その結果、2 Pdにおける開口量は、内側ガスケット部及び外側ガスケット部において許容開口量以下であることを確認した。

- ・シール材

シール材（ガスケット）には、従来はシリコンゴムを使用しているが、福島第一原子力発電所事故で高温劣化した可能性があることも踏まえ、事故環境での性能特性に優れた改良E P D M製のシール材に変更する。本評価では、改良E P D M製シール材について、7日間劣化させた状態の圧縮永久ひずみ率を基に許容開口量を算出してシール機能を評価した。その結果、200℃、2 Pdの環境下において、少なくとも7日間の健全性が確保されることを確認した。

以上の評価結果から、制御棒駆動機構搬出ハッチの200℃、2 Pdに対する耐性は、シール材の耐力が支配的となる。シール材が高温環境下で劣化することにより、放射性物質の閉じ込め機能を喪失する可能性については、福島第一原子力発電所の事故の分析からも確認されており、福島第一原子力発電所事故の経験と分析を

踏まえ、高温環境下における耐性を強化した改良EPDM製シール材を用いることにより、機能を向上させる。

④ 配管貫通部

・接続配管

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、座屈が発生するような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。一方、200℃、2Pdの環境下では原子炉格納容器が変形すると考えられることから、接続配管には原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。

したがって、接続配管の機能喪失要因は、曲げ荷重に伴う延性破壊が想定される。ここで、接続配管に加えられる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、自重等の一次応力と併せて、一次＋二次応力が許容値を満足することを確認する。

このため、接続配管に発生する反力及びモーメントが大きい貫通部を代表として選定し、当該配管について3次元梁モデルを用いた弾性解析を実施し、設計・建設規格のPPC-3530に規定される応力の許容値を超えるが、PPB-3535に規定される疲労評価の結果、疲労累積係数が1以下であることを確認した。

・スリーブ

スリーブ本体及び取付部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座屈が発生するような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。

したがって、スリーブの機能喪失要因は高温状態での内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

ここで、スリーブ本体に発生する応力が大きいと考えられる最大径の貫通部を代表として選定し、設計・建設規格の解説表PVB-3110-1のとおり、延性破壊評価として一次応力の評価を行い、許容圧力が $2Pd$ を上回ることを確認した。

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ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内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スリーブ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として評価を行う。すなわち、スリーブ本体に発生する応力 P_m が $2/3Su$ 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。

スリーブ取付部について、接続配管で選定した代表貫通部について、既工認と同様の評価手法で発生応力を評価し、許容応力以下であることを確認した。

以上から、200℃、2 Pdの環境下において、スリーブは損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。

・平板類

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、フランジ間のシール部には、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、延性破壊並びに高温、高圧に伴う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。今回の評価条件である200℃、2 Pd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、繰返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、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、平板類の機能喪失要因は高温状態での内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。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、発生する応力が大きくなる最大径の貫通部を代表として選定し、下記のとおり、200℃、2 Pdの環境下での健全性を確認した。

・本体

平板類における構造健全性評価として、内圧による荷重を受け止める部位のうちボルト締め平板、ボルト、フランジについて一次応力評価を行い、許容圧力が2 Pd以上であることを確認した。

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ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内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平板類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, $PL+P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には1.0として評価を行う。すなわち、平板類に発生する応力 P_m が $2/3Su$, $PL+P_b$ 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 , $PL+P_b$ 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 $2/3Su$, $PL+P_b$ は $1.5 \times 2/3Su (=Su)$ 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。

- ・ シール機能
 - ・ フランジ部

ボルト締め平板のシール機能維持について、構造健全性の確認のために、フランジ固定部のフランジ強度評価及び締付ボルトの有効断面積評価並びにフランジの開口評価を行った。

フランジ部について、J I S B 8265「压力容器の構造—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した。

また、平板類の重大事故等時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、圧力による開口量を理論式に基づき評価した。

・シール材

シール材（ガスケット）には、従来はシリコンゴムを使用していたが、福島第一原子力発電所事故で高温劣化した可能性があることも踏まえ、事故環境での性能特性に優れた改良EPDM製のシール材に変更する。本評価では、改良EPDM製シール材について、7日間劣化させた状態の圧縮永久ひずみ率を基に許容開口量を算出してシール機能を評価した。その結果、 200°C 、 $2Pd$ の環境下において、少なくとも7日間の健全性が確保されることを確認した。

・セーフエンド

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°C 、 $2Pd$ 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、座屈が発生するような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。

したがって、セーフエンドの機能喪失要因は高温状態での内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

ここで、セーフエンドに発生する応力が大きいと考えられる最大径の貫通部を代表として選定し、設計・建設規格の解説表PVB-3110-1のとおり、延性破壊評価として一次応力の評価を実施した。

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ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内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セーフエンド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として評価を行う。すなわち、セーフエンドに発生する応力 P_m が $2/3Su$ 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。

また、一次一般膜応力強さは、供用状態Dにおける一次一般膜応力の許容値である $2/3Su$ 以下であることも確認した。

・ベローズ

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℃、2 Pd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。

したがって、ベローズ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等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。

ここで、既工事計画認可申請書において疲労累積係数が最も大きいベローズを代表として選定し、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疲労累積係数を算出し、通常運転時の疲労累積係数との合計が1以下であることから、200℃、2 Pdでの健全性を確認した。

⑤ 電気配線貫通部

電気配線貫通部は、構造上、高圧用と低圧用の2種類に大別される。

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

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

電気配線貫通部のうちスリーブ、アダプタ及びヘッ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、延性破壊並びに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。なお、スリーブについては④配管貫通部（スリーブ）にて

評価を実施している。今回の評価条件である200℃、2 Pd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、座屈が発生するような圧縮力がアダプタ及びヘッ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。

したがって、アダプタ及びヘッドの機能喪失要因は、高温状態での内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、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、下記のとおり200℃、2 Pdの環境下での健全性を確認した。

- ・ 本体

アダプタ及びヘッドについて、設計・建設規格に示される必要厚さの評価式を準用し、許容圧力の評価を行い、許容圧力が2 Pdを上回ることを確認した。

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ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内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アダプタ及びヘッド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Pm（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、アダプタ及びヘッドに発生する応力Pmが2/3Su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Pmの許容値と同等である。なお、耐圧機能

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

・ シール材

電気配線貫通部のシール材については、電共研「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）」において、実機電気配線貫通部と同等の試験体を用い、原子炉格納容器内側の電気配線貫通部端子箱部分の環境条件を 200°C 、約 $1.8P_d$ （約 0.8MPa ）とした条件下におけるモジュール部シール材の耐漏えい性を確認している。

また、NUPEC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2年度～平成14年度）において、実機電気配線貫通部モジュールと同等のモジュール試験体を用い、シール材からの漏えい限界圧力・温度の把握を行っている。この評価では、最大 $2.3P_d$ （ 1.0MPa ）、約 260°C までの耐漏えい性を確認している。

さらに、過去の電気配線貫通部の環境試験において、原子炉格納容器内を 200°C と模擬した試験において、電気配線貫通部の長期健全性を確認している。

したがって、電気配線貫通部については、有効性評価における限界温度・圧力としている 200°C 、 $2P_d$ 条件下でのシール機能を確認した。

⑥ 原子炉格納容器隔離弁

弁の耐圧部は、弁箱、弁ふた、弁体等で構成している。また、弁体、グランド部及び弁ふた部等には、シール材を使用している。

原子炉格納容器隔離弁のうち、窒素ガス制御系バタフライ弁、移動式炉心内計装 (Traversing Incore Probe, 以下「T I P」という。) ボール弁及びパージ弁には、ゴム系又は樹脂系のシール材を使用している。

弁の耐圧部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、延性破壊並びに高温、高圧に伴う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が、200℃、2 Pdの環境下では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、座屈が発生するような圧縮力が弁本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって、原子炉格納容器隔離弁のうち窒素ガス制御系バタフライ弁、T I P ボール弁及びパージ弁の耐圧部の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な変形（一次応力）に伴う延性破壊、また、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、下記のとおり200℃、2 Pdの環境下での健全性を確認した。

- ・原子炉格納容器隔離弁（窒素ガス制御系バタフライ弁）

- ・耐圧部

- 設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、耐圧機能の評価を行い、200℃、2 Pdでの耐圧性能を有することを確認した。

- ・シール材

- 隔離機能（気密性保持）については、弁座シートの耐環境性が支配的であり、今後、窒素ガス制御系バタフライ弁のシート部に改良E P D M製シール材を採用するため、改良E P D Mの環境試験結果を確認し、事故環境下における放射性物質の閉じ込め機能

があることを確認した。

- ・原子炉格納容器隔離弁（T I P ボール弁及びパージ弁）

- ・ 耐圧部

- 設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、耐圧機能の評価を行い、200℃、2 Pdでの耐圧性能を有することを確認した。

- ・ シール材

- 従来からT I P ボール弁にはフッ素ゴム、フッ素樹脂のシール材が使われている。これらは重大事故環境下の放射線によりシール機能が劣化することが考えられるため、ドライウェル主フランジ及び機器搬入用ハッチのシール材で採用したものと同様に改良E P D M製シール材に変更する。

- また、T I P パージ弁についても、改良E P D M製シール材を採用し、耐環境性を強化するため、重大事故環境下におけるシール機能は問題ない。

なお、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℃、2 Pdの環境下で健全性を有している。

- ・ 耐圧部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（耐圧性能が最小のものでも1.03MPa）、耐圧上問題になることはない。
- ・ 弁のグランド部及び弁ふた部のシールには、黒鉛製のパッキン、ガスケットを有しており、耐熱性上問題となることはない。
- ・ 弁シート部は金属製又は黒鉛製である。

(4) 結論

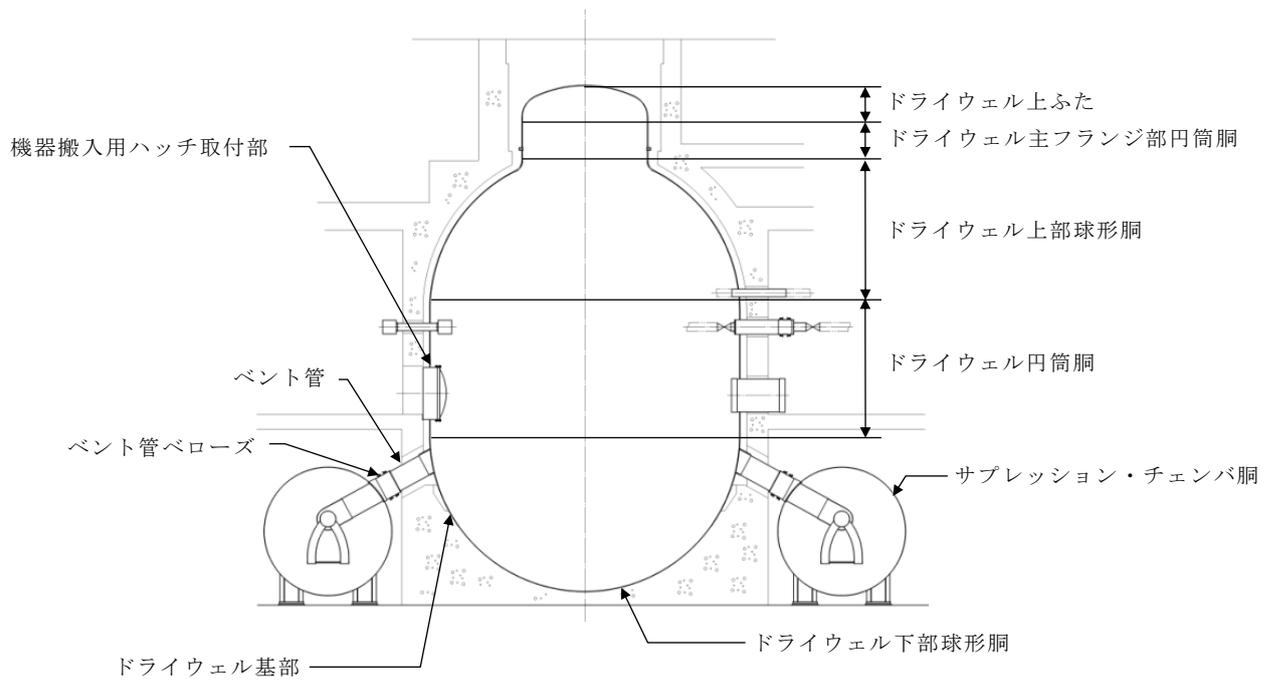
島根原子力発電所2号炉の原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器に設置されている開口部（ドライウェル主フランジ、ハッチ類）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔

離弁の構造健全性について、有効性評価における限界温度・圧力として設定する200℃、2Pdの妥当性を評価した。また、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部についても、同様に限界温度・圧力の妥当性を評価した。

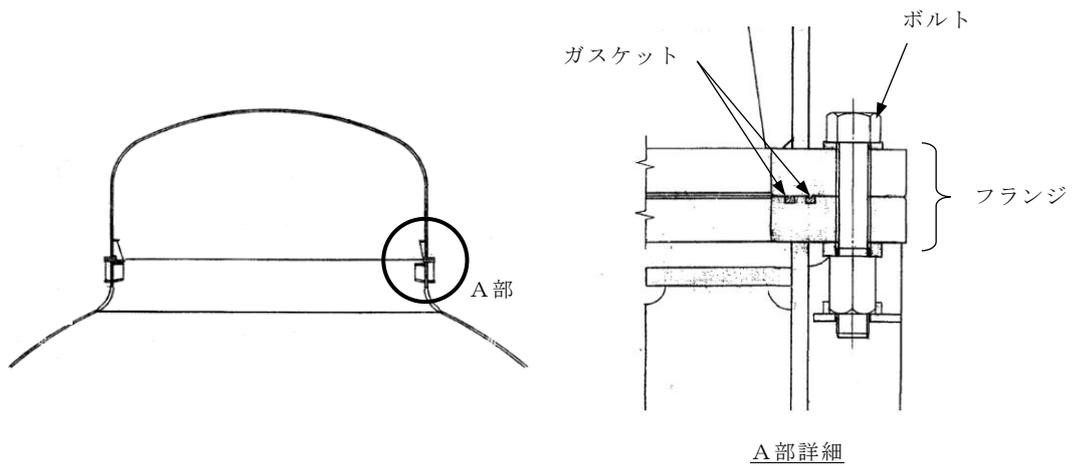
その結果、構造健全性については、限界温度・圧力環境下において想定される損傷モードにおける評価では、第4表に示すとおり許容値に対して余裕があることから機器に著しい損傷が生じることなく、放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認した。

一方、シール部については、シール材が高温環境下において劣化する特性を有していることを考慮しても、限界温度・圧力環境下において、シール材に耐環境性に優れた改良EPDM製シール材、PEEK材を用いることにより、少なくとも7日間の健全性を確保できることを確認した。

以上のことから、島根原子力発電所2号炉で設定した原子炉格納容器の限界温度・圧力の200℃、2Pdは、機器や材料が有する耐力に対して余裕を確保した設定であり、妥当である。



原子炉格納容器本体

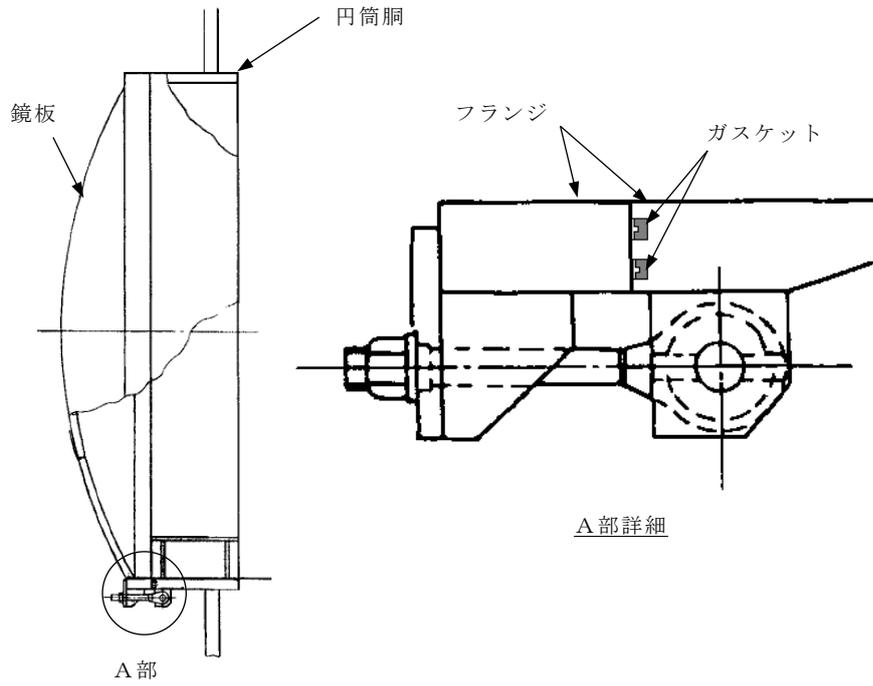


ドライウェル主フランジ

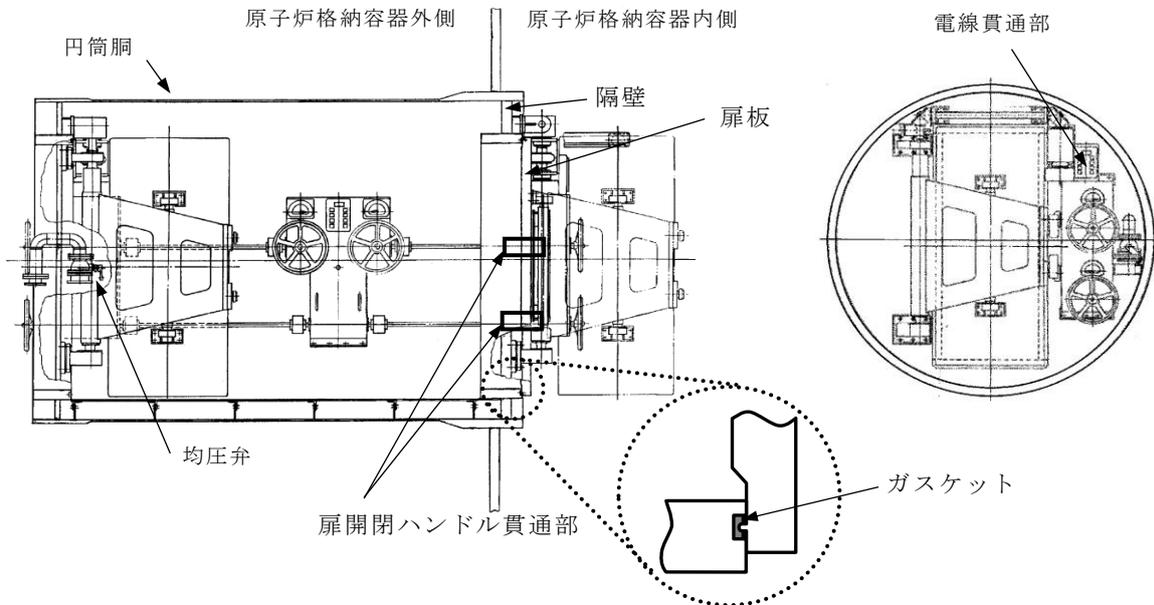
第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (1 / 7)

原子炉格納容器内側

原子炉格納容器外側



機器搬入用ハッチ

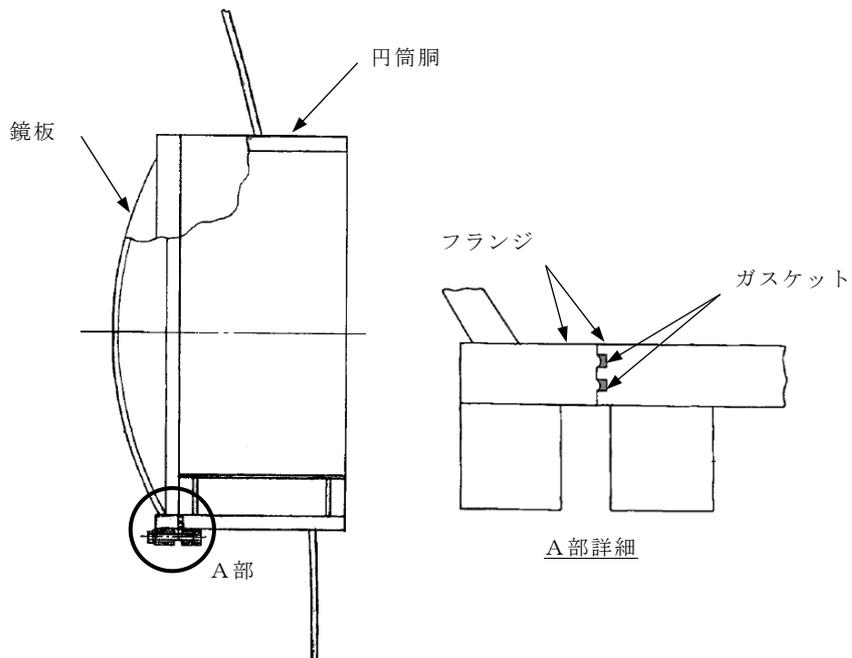


所員用エア・ロック

第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (2 / 7)

原子炉格納容器内側

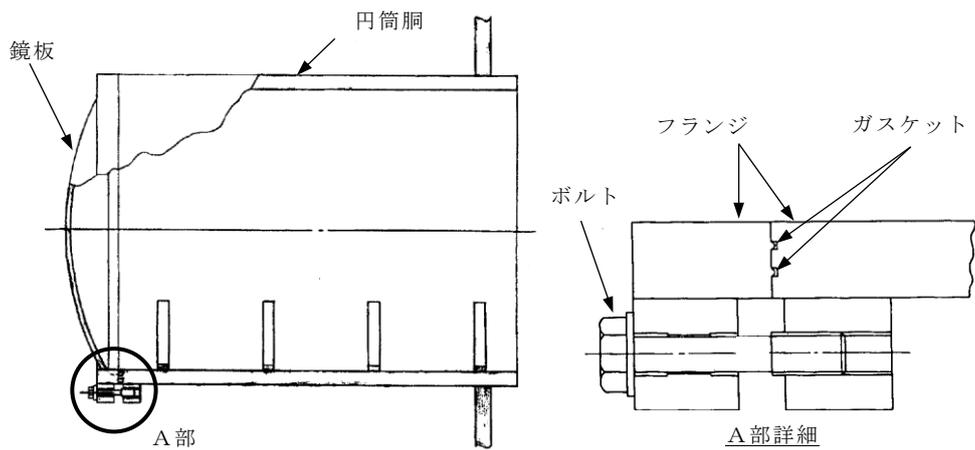
原子炉格納容器外側



逃がし安全弁搬出用ハッチ

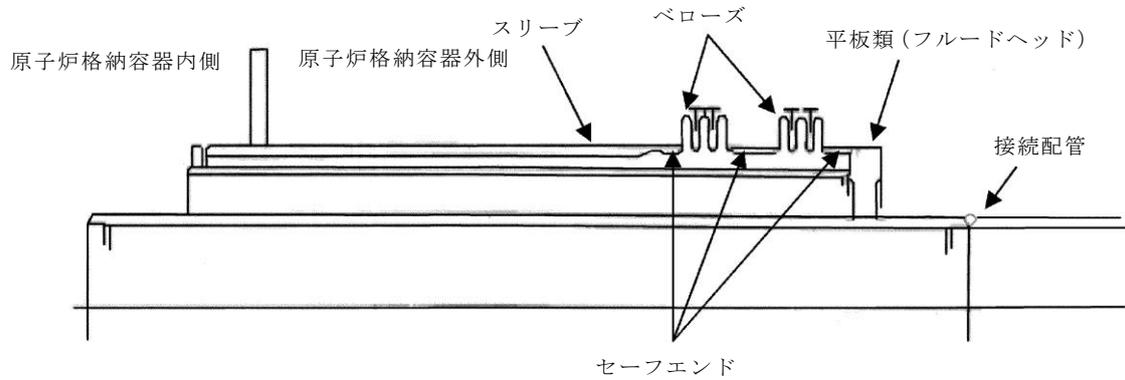
原子炉格納容器外側

原子炉格納容器内側

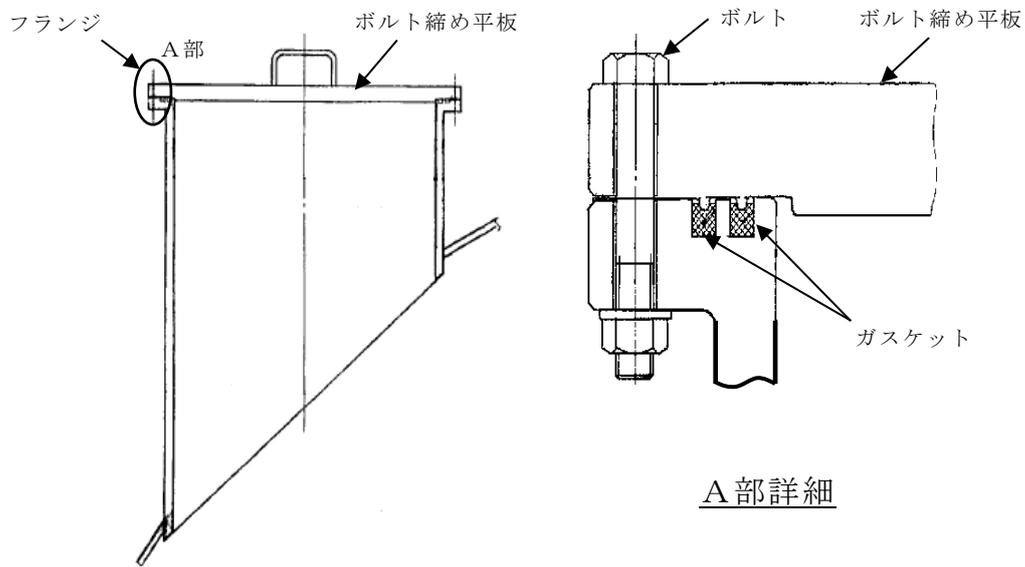


制御棒駆動機構搬出用ハッチ

第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (3 / 7)

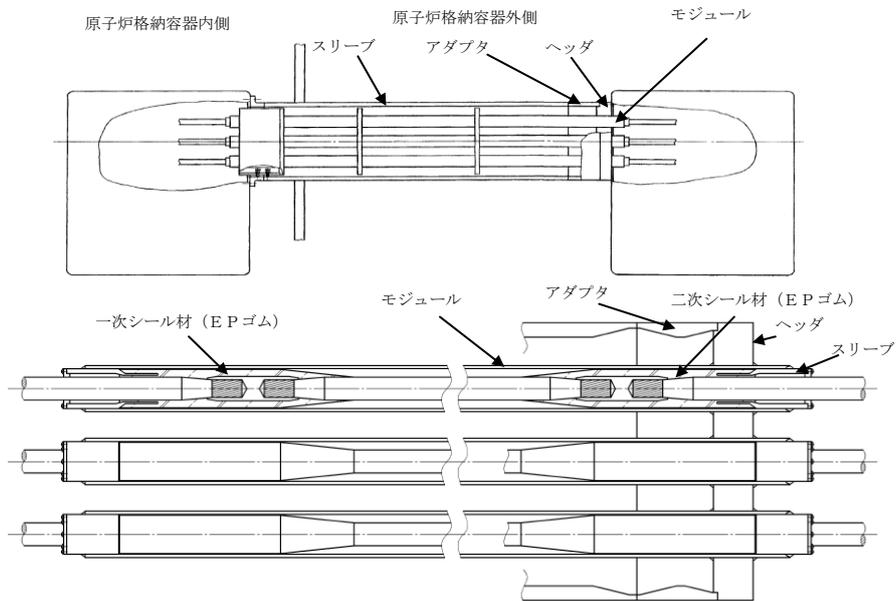


配管貫通部（接続配管，スリーブ，セーフエンド，ベローズ）

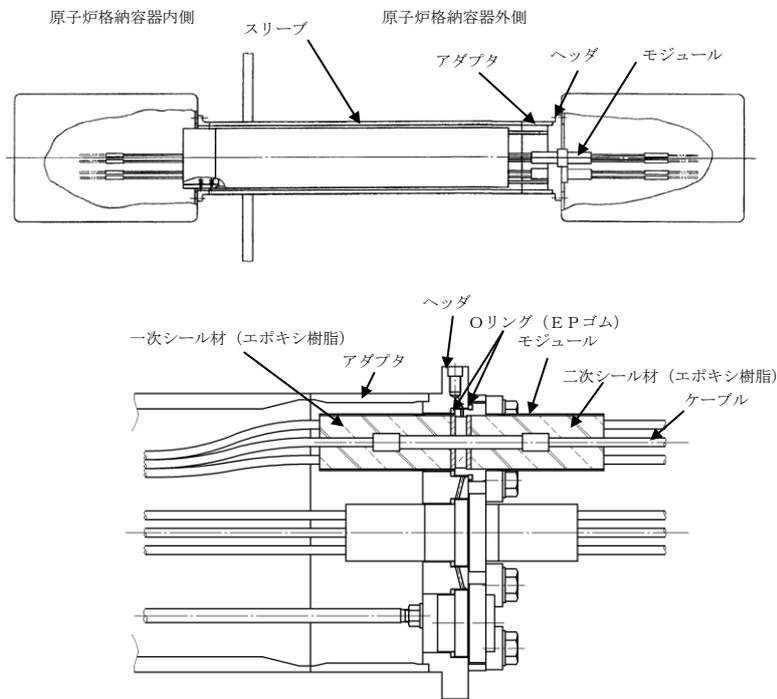


配管貫通部（平板類）

第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（4 / 7）

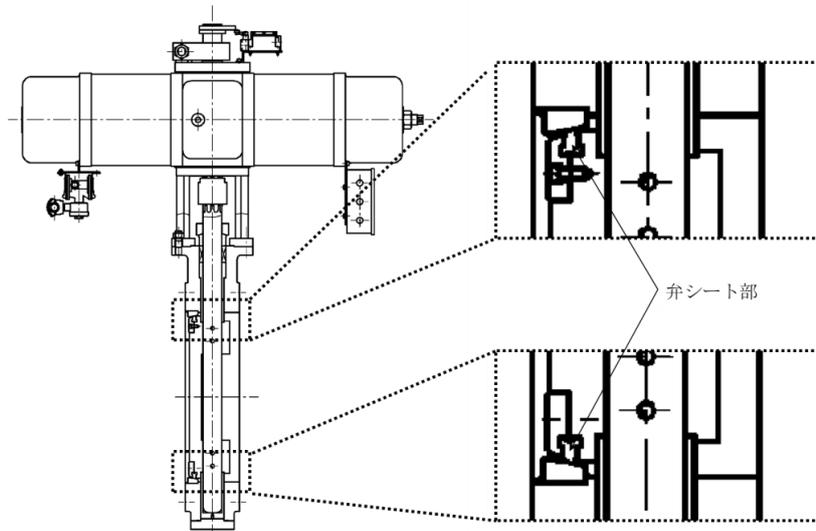


高圧用電気配線貫通部

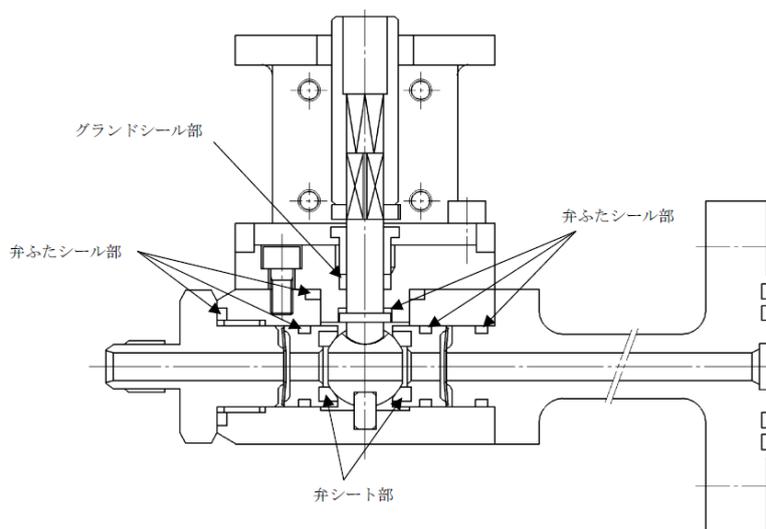


低圧用電気配線貫通部

第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (5 / 7)

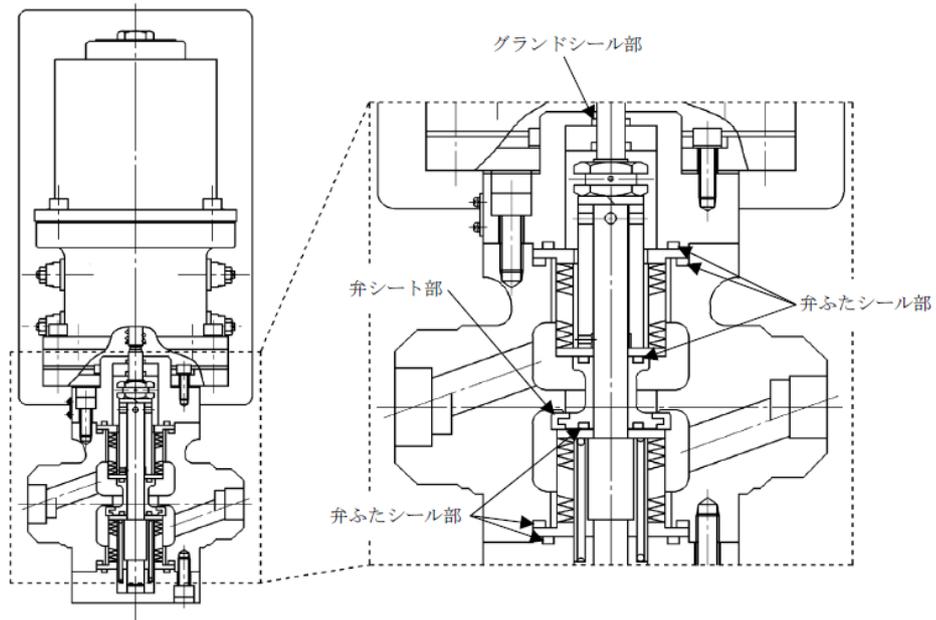


原子炉格納容器隔離弁（窒素ガス制御系バタフライ弁）



原子炉格納容器隔離弁（T I P ボール弁）

第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（6 / 7）



原子炉格納容器隔離弁（T I P パージ弁）

第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（7 / 7）

第4表 評価対象機器が有する限界温度・圧力に対する裕度 (1 / 3)

評価対象	想定される機能喪失要因	裕度の考え方	2 Pd に対する裕度 (評価結果)
① 原子炉格納容器本体	胴部等 ペント管 ペローズ	延性破壊 (一般部)	設計・建設規格 (PVE-3230 他) を準用し, 2/3Su 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価。
		延性破壊 (構造不連続部)	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。
		延性破壊 (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°C, 2 Pd における発生応力を評価。
		疲労破壊	設計・建設規格 (PVE-3810) に準拠し, 200°C, 2 Pd における疲労累積係数を評価。
② ドライウエル主フランジ	延性破壊 (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 2.1 (2 倍勾配法による破損圧力と 2 Pd との比較)
		設計・建設規格 (PVE-3700) に準拠し, J I S B 8265 に基づいて 200°C, 2 Pd におけるボルト及びフランジの発生応力を評価。	約 1.4 (締め付けボルトの発生応力と許容応力との比較)
		シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価。	— (圧力の上昇により開口量が増加することに加え, シール材が経時的に劣化するため, 裕度の評価は困難)
③ ハッチ類 (機器搬入用ハッチ)	延性破壊 (円筒胴)	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し, 200°C における許容圧力を評価。	約 3.9 (許容圧力と 2 Pd との比較)
		機械工学便覧の座屈評価式を準用し, 座屈圧力を評価。	約 7.5 (許容圧力と 2 Pd との比較)
	座屈 (鏡板)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価。	— (圧力の上昇により開口量が増加することに加え, シール材が経時的に劣化するため, 裕度の評価は困難)
		設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し, 2/3Su 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価。	約 4.3 (許容圧力と 2 Pd との比較)
		既工事計画認可申請書の評価値を用いて, Su 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価。	約 1.3 (許容圧力と 2 Pd との比較)
ハッチ類 (所員用エア・ロック)	延性破壊 (隔壁)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価。	— (圧力の上昇により開口量が増加することに加え, シール材が経時的に劣化するため, 裕度の評価は困難)

第4表 評価対象機器が有する限界温度・圧力に対する裕度 (2/3)

評価対象	想定される機能喪失要因	裕度の考え方	2 Pd に対する裕度 (評価結果)	
③	ハッチ類 (逃がし安全弁搬出用ハッチ)	延性破壊 (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。	
		座屈 (鏡板)	機械工学便覧の座屈評価式を準用し, 座屈圧力を評価。	
	ハッチ類 (制御棒駆動機構搬出ハッチ)	変形, 高温劣化 (シール部)	機器搬入用ハッチで代表評価。	約 13.1 (許容圧力と 2 Pd との比較)
		延性破壊 (円筒胴, 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。	約 2.3 (フランジの発生応力と許容応力との比較)
		延性破壊 (ボルト, フランジ)	設計・建設規格 (PVE-3700) に準拠し, J I S B 8265 に基づいて 200℃, 2 Pd におけるボルト及びびフランジの発生応力を評価。	— (圧力の上昇により開口量が増加することに加え, シール材が経時的に劣化するため, 裕度の評価は困難)
		変形, 高温劣化 (シール部)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価。	約 2500 (疲労累積係数と許容値 1 との比較)
	配管貫通部 (接続配管)	延性破壊	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。	約 3.2 (許容圧力と 2 Pd との比較)
		延性破壊 (スリーブ本体, スリーブ取付部)	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。	約 1.3 (発生応力と許容応力との比較)
	④	配管貫通部 (スリーブ)	延性破壊 (スリーブ本体, 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。
			延性破壊 (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。
配管貫通部 (平板類)		延性破壊 (フランジ)	設計・建設規格 (PVE-3700) に準拠し, J I S B 8265 に基づいて 200℃, 2 Pd におけるボルト及びびフランジの発生応力を評価。	約 2.6 (締め付けボルトの発生応力と許容応力との比較)
		延性破壊 (ボルト)	設計・建設規格 (PVE-3700) に準拠し, J I S B 8265 に基づいて 200℃, 2 Pd におけるボルトの必要総有効断面積を評価	約 1.8 (総有効断面積と必要総有効断面積の比較)
配管貫通部 (セーフエント)		変形, 高温劣化 (シール部)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価。	— (圧力の上昇により開口量が増加することに加え, シール材が経時的に劣化するため, 裕度の評価は困難)
		延性破壊	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。	約 5.5 (許容圧力と 2 Pd との比較)

第4表 評価対象機器が有する限界温度・圧力に対する裕度 (3/3)

評価対象	想定される 機能喪失要因	裕度の考え方	2 Pd に対する裕度 (評価結果)
④ 配管貫通部 (ペロローズ) 電気配線貫通部	疲労破壊	設計・建設規格 (PVE-3810) に準拠し, 200°C, 2 Pd に おける疲労累積係数を評価。	約 1.1 (疲労累積係数と許容値 1 との比較)
	延性破壊 (アダプタ, ヘッド)	設計・建設規格 (PVE-3611 他) を準用し, 2/3Su 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価。	約 10.4 (許容圧力と 2 Pd との比較)
	高温劣化 (シール部)	電共研, NUPEC 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	— (開口は生じないが, シール材が経時的に劣化するため, 裕度の評価は困難)
⑤ 原子炉格納容器隔 離弁	延性破壊 (耐圧部)	設計・建設規格 (弁の圧力温度基準に基づく評価) に準 拠し, 耐圧機能を評価	約 1.5 (許容圧力と 2 Pd との比較)
	高温劣化 (シール部)	シール部について試験結果に基づき評価	— (開口は生じないが, シール材が経時的に劣化するため, 裕度の評価は困難)