

原子炉格納容器限界温度・圧力に関する評価結果

目 次

頁

(本文)

1. 評価の概要

(1)はじめに	1
(2)限界温度・圧力の評価	2
(3)健全性確認	3
(4)結論	36

別添－1 福島第一原子力発電所事故時の格納容器温度・圧力の挙動

別添－2 格納容器限界温度・圧力に関する海外知見について

別添－3 原子炉格納容器バウンダリにおけるシール材の変更について

(添付資料)

1. 原子炉格納容器本体（コンクリート部）

1.1 評価方針	1-1
1.2 評価	1-1
1.3 評価結果	1-3

2. 原子炉格納容器本体（ライナ部）

2.1 評価方針	2-1
2.2 評価	2-1
2.3 評価結果	2-3

3.	トップヘッドフランジ	
3.1	評価方針	3-1
3.2	評価結果	3-5
	(1) 本体の耐圧	3-5
	(2) フランジ固定部の強度	3-14
	(3) ガasketの健全性	3-16
3.3	評価まとめ	3-32
4.	ハッチ類 (機器搬入用ハッチ等)	
4.1	評価方針	4-1
4.2	評価結果	4-5
	(1) 本体の耐圧	4-5
	(2) フランジの固定部の強度	4-23
	(3) ガasketの健全性	4-26
4.3	評価まとめ	4-40
5.	エアロック	
5.1	評価方針	5-1
5.2	評価結果	5-7
	(1) 本体の耐圧	5-7
	(2) ガasketの健全性	5-28

6. 配管貫通部

6-1 配管貫通部（貫通配管）

6-1.1 評価方針・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-1

6-1.2 評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-1

6-1.3 評価結果・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-5

添付 6-1 原子炉格納容器貫通配管の評価部位の代表性について
・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-13

6-2 配管貫通部（スリーブ・端板・閉止板）

6-2.1 評価方針・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-16

6-2.2 評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-18

6-2.2.1 基本板厚計算・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-18

6-2.2.1.1 スリーブ・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-18

6-2.2.1.2 端板・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-20

6-2.2.1.3 閉止板・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-22

6-2.2.2 応力評価・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-24

6-2.3 評価結果・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-35

6-3 配管貫通部（閉止フランジ）

6-3.1 フランジ部の構造・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-36

6-3.2 評価部位・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-37

6-3.3 評価・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-37

6-3.4 評価結果・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-38

7. 電気配線貫通部	
7.1 評価方針	7-1
7.2 評価	7-8
7.2.1 電気配線貫通部の板厚計算	7-8
7.2.2 電気配線貫通部シール材の評価	7-18
8. 原子炉格納容器隔離弁	
8.1 はじめに	8-1
8.2 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 評価結果	8-3
8.3 TIP ボール弁及びパージ弁	8-5
8.3.1 評価方針	8-5
8.3.2 評価結果	8-6
添付 8-1 原子炉格納容器隔離弁の抽出について	8-10
添付 8-2 格納容器隔離弁の重大事故環境下における耐性確認試験について	8-12

- 別紙-1 6号炉 原子炉格納容器貫通部リスト
- 別紙-2 7号炉 原子炉格納容器貫通部リスト
- 別紙-3 トップヘッドフランジ等の開口量評価の妥当性について
- 別紙-4 改良 EPDM シール材の試験について
- 別紙-5 バックアップシール材の試験について
- 別紙-6 一次+二次応力の評価について
- 別紙-7 ライナの不連続部の評価について
- 別紙-8 格納容器貫通部における楕円変形の影響について
- 別紙-9 モデル化している各部位の耐震性について
- 別紙-10 フランジ開口に対するシール材の復元特性について
- 別紙-11 実機フランジモデル試験の概要について
- 別紙-12 NUPEC 解析モデルの当社プラントへの適用性について
- 別紙-13 SA 時の S/C 構造評価における水力学的動荷重の影響について
- 別紙-14 限界温度・圧力に対する評価対象部位の裕度について
- 別紙-15 配管貫通部の代表性について
- 別紙-16 バックアップシール材塗布による設計影響について
- 別紙-17 TIP パージ弁への改良シール部材適用について
- 別紙-18 200°C, 2Pd の適用可能時間を過ぎてから用いる限界圧力・温度について
- 別紙-19 経年劣化を考慮したシール機能について

1. 評価の概要

(1) はじめに

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7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（0.62MPa、Pd：最高使用圧力（0.31MPa））として評価している。以下にその根拠と妥当性を示す。

表-1.1 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	0.31MPa (1Pd) {3.16kgf/cm ² }	0.62MPa (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。

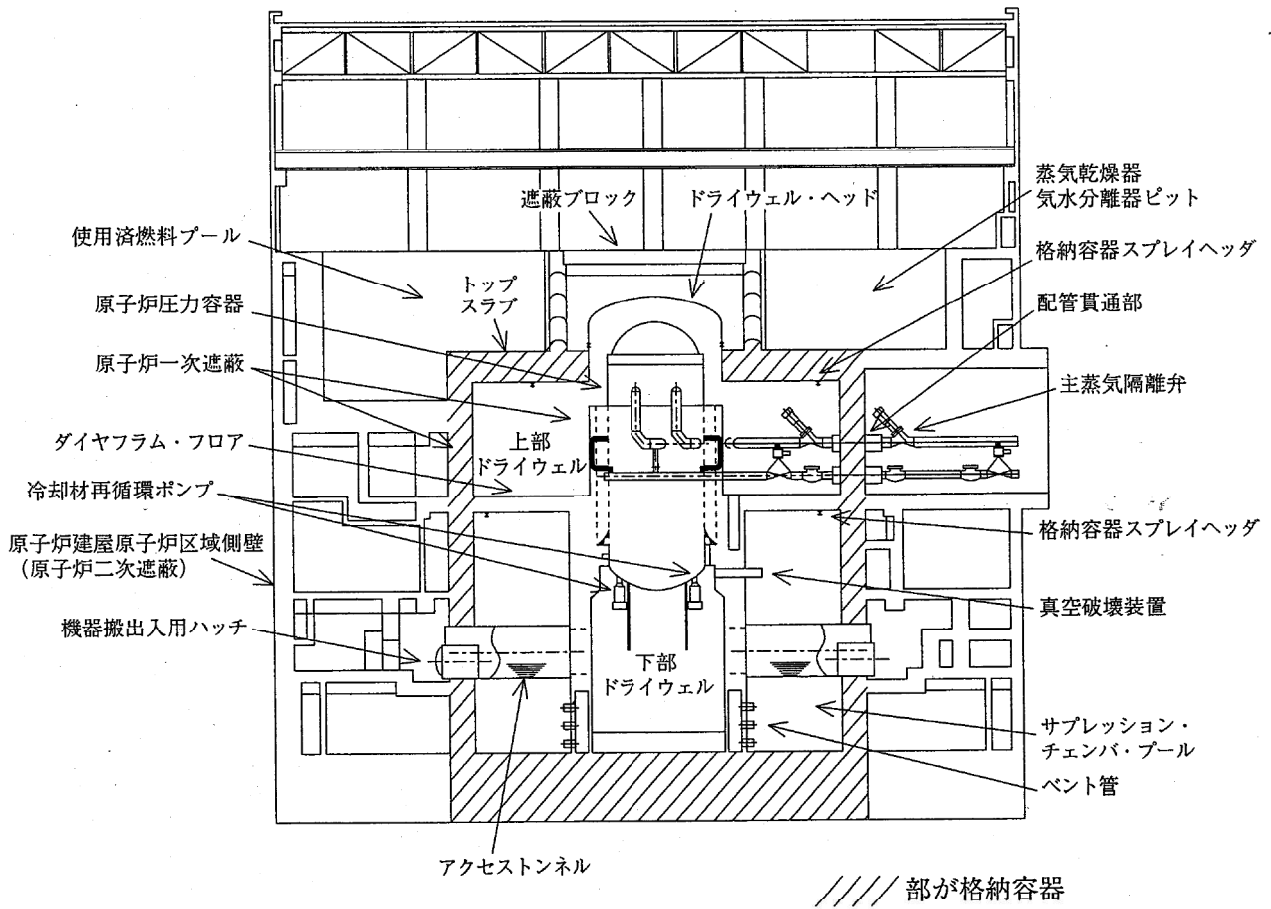


図-1.1 原子炉格納容器全体図

(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「NUPEC」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、福島第一原子力発電所事故では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、これまでの福島事故の分析、評価によって得られている知見を考慮して、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℃、2Pd と設定していることに対し、上記に示す電共研や NUPEC 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

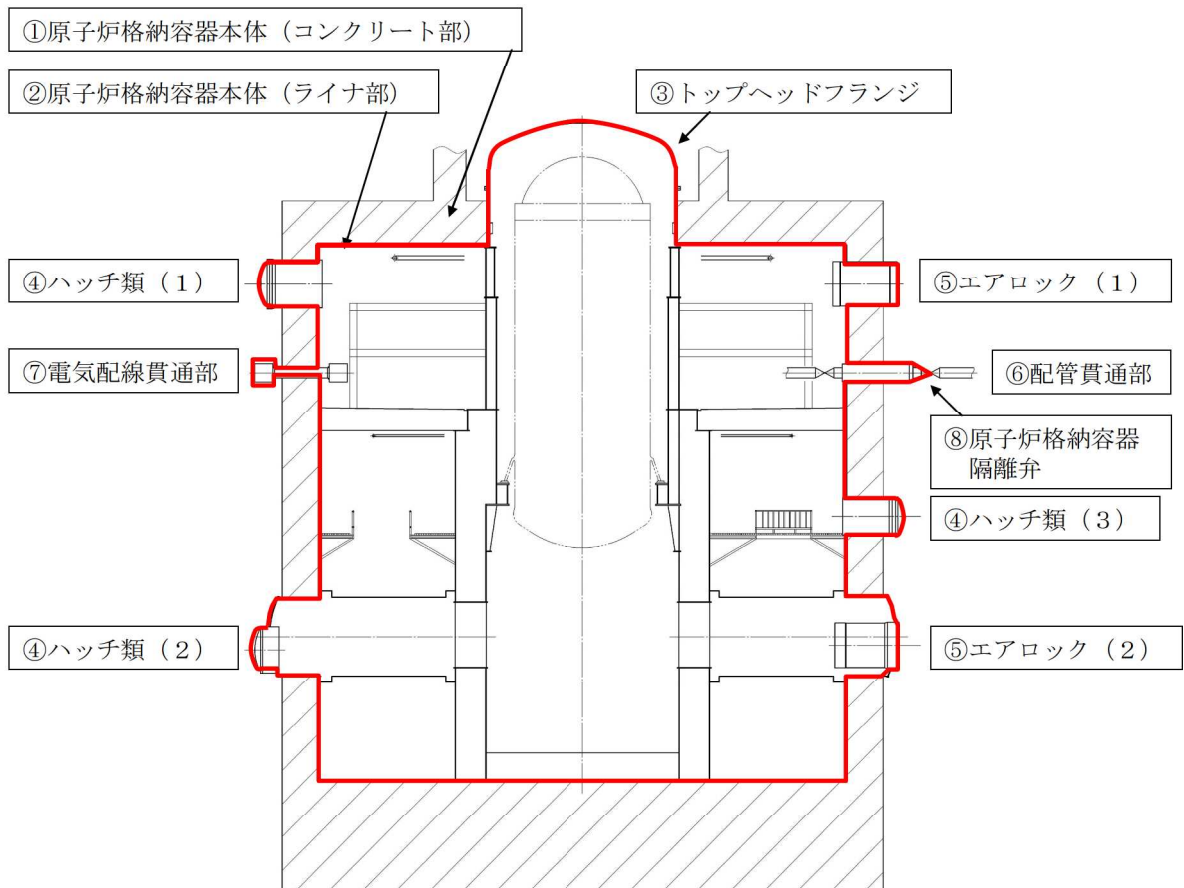
a. 評価対象

放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、200℃、2Pd 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、格納容器からの漏えい要因の一つとして推定している原子炉格納容器に設置されるトップヘッドフランジ部、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℃、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の他に、200℃、2Pd 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、図-1.2 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（コンクリート部）
- ②原子炉格納容器本体（ライナ部）
- ③トップヘッドフランジ
- ④ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）
- ⑤エアロック
- ⑥配管貫通部（貫通配管，スリーブ，端板，閉止フランジ，閉止板）
- ⑦電気配線貫通部
- ⑧原子炉格納容器隔離弁



※赤線は原子炉格納容器のバウンダリを示す

- ハッチ類 (1) 上部ドライウエル機器搬入用ハッチ
- ハッチ類 (2) 下部ドライウエル機器搬入用ハッチ
- ハッチ類 (3) サプレッション・チェンバ出入口
- エアロック (1) 上部ドライウエル所員用エアロック
- エアロック (2) 下部ドライウエル所員用エアロック

図-1.2 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、内圧条件や原子炉格納容器本体の変形に伴う、以下の要因が想定される。

①原子炉格納容器本体（コンクリート部）

曲げせん断破壊

②原子炉格納容器本体（ライナ部）

延性破壊

③トップヘッドフランジ

延性破壊，変形・高温劣化（シール部）

④ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）

延性破壊，変形・高温劣化（シール部）

⑤エアロック

延性破壊，変形・高温劣化（シール部）

⑥配管貫通部

・貫通配管・・・・・・・・延性破壊

・スリーブ・・・・・・・・延性破壊

・端板・・・・・・・・延性破壊

・閉止板・・・・・・・・延性破壊

・閉止フランジ・・・・変形・高温劣化（シール部）

⑦電気配線貫通部

延性破壊，高温劣化（シール部）

⑧原子炉格納容器隔離弁

延性破壊，高温劣化（シール部）

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することで、200℃、2Pd の環境下での健全性及び機能維持を確認する。

- (a) 自社研究、電共研又は NUPEC での試験結果等による評価
- (b) 設計・建設規格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図-1.3 及び表-1.2 に示す。

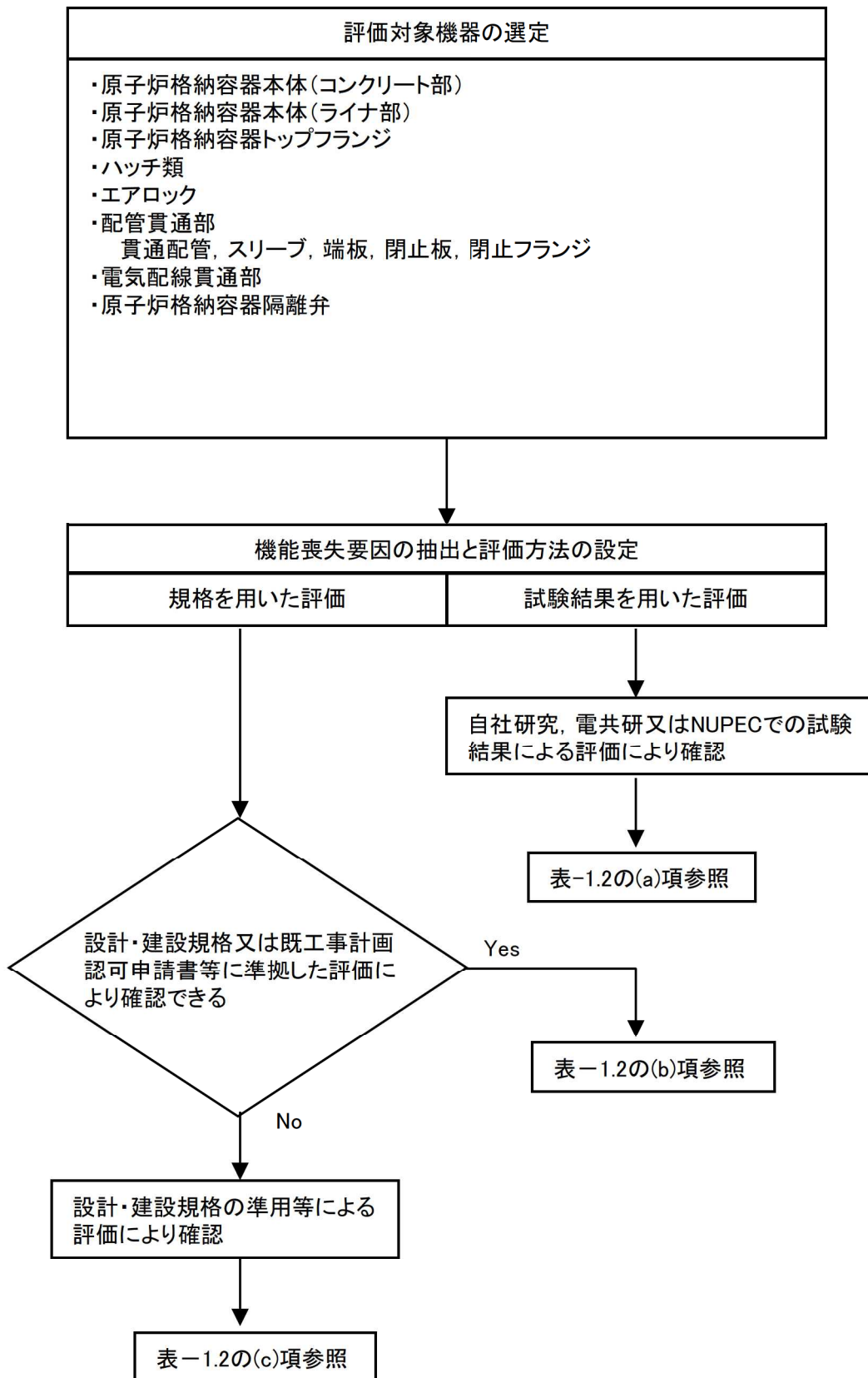


図-1.3 評価方法による評価対象機器の分類

表－1.2 評価対象機器の分類及び評価内容

評価対象部位		想定される機能喪失要因	評価手法	評価方法の概要	判定基準
①	原子炉格納容器本体 (コンクリート部)	曲げせん断破壊	(a)	NUPEC で実施された有限要素法を用いた弾塑性解析により、200℃条件下で、コンクリート部の内圧に対する耐圧性状を確認	2Pdを上回ること
②	原子炉格納容器本体 (ライナ部)	延性破壊	(a)	NUPEC で実施された有限要素法を用いた歪み評価をもとに、ライナ部破損圧力を評価	2Pdを上回ること
③	トップヘッド フランジ	延性破壊	(b)	設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力を200℃における2/3Suとして評価	許容応力を下回ること
			(a)	NUPEC で実施された1/10スケールモデル試験体を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価	2Pd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
④	ハッチ類 (機器搬入用ハッチ等)	延性破壊	(b)	設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力を200℃における2/3Suとして評価	許容応力を下回ること
			(a)	NUPEC で実施されたハッチモデル試験体を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価	2Pd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
⑤	エアロック	延性破壊	(b)	設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力を200℃における2/3Suとして評価	許容応力を下回ること
			(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
⑥	配管貫通部(貫通配管)	延性破壊	(b)	代表配管について、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格 PPC-3530 に準拠し、既工事計画認可申請書で実績ある手法で評価を実施	PPC-3530 に規定される1次、2次応力の制限値を満足すること
	配管貫通部(スリーブ、端板、閉止板)	延性破壊	(b)	代表貫通部について、設計・建設規格 PVE-3410, 3610 に準拠し、必要板厚を算定	設計上の必要板厚を上回ること
	配管貫通部(閉止フランジ)	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
⑦	電気配線貫通部	延性破壊	(b)	代表貫通部について、設計・建設規格 PVE-3230 に準拠し、必要板厚を算定	設計上の必要板厚を上回ること
		高温劣化 (シール部)	(a)	電共研、NUPEC 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限界圧力・温度を評価	200℃、2Pd を上回ること
⑧	原子炉格納容器隔離弁	延性破壊	(c)	設計・建設規格(弁の圧力温度基準に基づく評価)に基づき、弁箱の耐圧機能を評価	200℃、2Pd 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（コンクリート部）

原子炉格納容器は鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート造であり、原子炉建屋と一体となっている。原子炉格納容器本体（コンクリート部）の設計時に考慮される機能喪失要因は内圧上昇に伴う破損であり、コンクリート部の構造健全性を維持できる限界の内圧を評価することで200℃、2Pdにおける健全性を確認する。

コンクリート部の構造健全性については、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）において有限要素法を用いた弾塑性解析により限界の内圧を確認している。この結果から、原子炉格納容器本体（コンクリート部）の破損は200℃条件下において4.0Pd～4.5Pdで発生すると考えられるため、限界温度・圧力である200℃、2Pdでの構造健全性を確認した。

②原子炉格納容器本体（ライナ部）

原子炉格納容器本体（ライナ部）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。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後に圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから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（ライナ部）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。

一方、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、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、これを用いて柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 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 RCCV 全体モデル解析でライナひずみが大きい領域が見られた「下部ドライウェルアクセストンネル開口近傍（RCCV 脚部含む）」、「上部ドライウェル開口近傍隅角部」を局所評価点として選定した。このライナ部破損評価にあたり、同様のライナ構造を有する PCCV 試験結果に基づく、多軸応力場での三軸度 TF (Triaxiality Factor；多軸応力場における延性低下の影響を示す係数) で修正を行った判断評価基準を適用した結果、重大事故等時のライナ部の破損に対する限界圧力は $2Pd$ 以上あることを確認した。

③ トップヘッドフランジ

トップヘッドフランジは、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。

トップヘッド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、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 、 $2Pd$ 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、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、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、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。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後に圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は評価対象外と考えることができる。

このため、下記のとおり 200°C、2Pd の環境下での健全性を確認した。

- ・ 本体

トップヘッドフランジにおける構造健全性評価として、ドライウェル上鏡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、円筒胴について一次一般膜応力評価、貫通部アンカ及びコンクリート部について一次応力評価等を行い、発生応力が許容応力以下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トップヘッド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、トップヘッドフランジに発生する応力が、 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 $1.5 \times 2/3Su (=Su)$ 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。

また、ドライウェル上鏡については 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、代表プラントの鋼製格納容器をモデル化した 1/10 スケールモデル試験体を用いた耐圧試験を行い、限界圧力

を評価している。この耐圧試験の結果、限界圧力は約 4.6MPa であることが示されており、それ以下では破損が生じないことを確認している。この 1/10 スケールモデル試験体は Mark-Ⅱ 改良型の上鏡を想定して試験が行われたものであるが、Mark-Ⅱ 改良型の上鏡と RCCV の上鏡の基本的な構造は同じであり、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉との上鏡形状の違いを考慮したとしても、限界圧力 2Pd 環境下で構造健全性を有していることを確認した。

- ・シール機能

- ・フランジ固定部の強度

トップヘッドフランジのシール機能維持について、構造健全性の確認のために、フランジ固定部の締付ボルトの強度評価及びフランジの開口評価を行った。

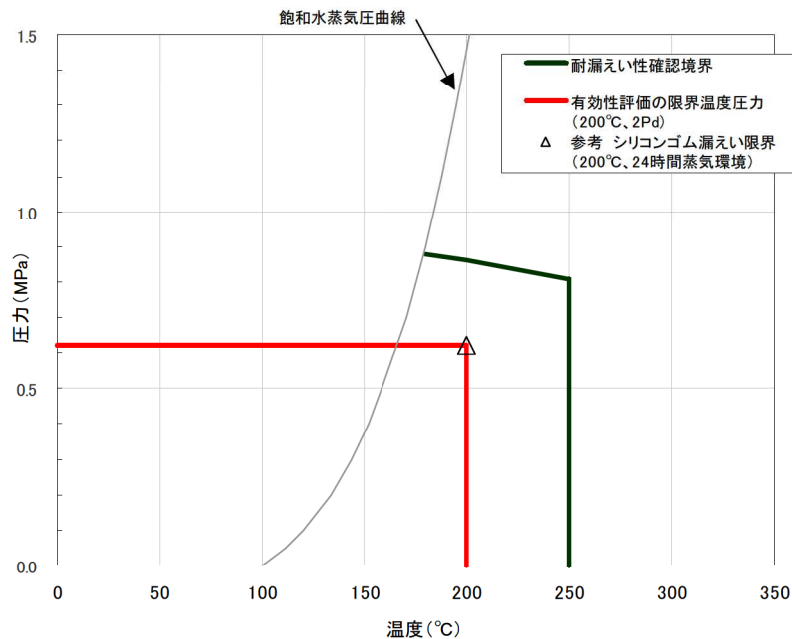
締付ボルトについて、原子炉格納容器限界温度、圧力 (200℃, 2Pd) における強度評価を、既工事計画認可申請書の強度計算をベースに実施した。評価の結果、いずれも許容応力以下であることから、締付ボルトは 200℃, 2Pd において健全であることを確認した。

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、FEM 解析を用いて ABWR 代表プラントとして 7 号炉のトップヘッドフランジ部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、内側ガスケット部で約 1.3mm、外側ガスケット部で約 0.9mm となった。

- ・ 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（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 EPDM について事故時の格納容器内環境でのシール材劣化特性を考慮してシール機能を評価した。その結果，200℃，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。なお，更なる安全性の向上のため，高温蒸気曝露で劣化が進む特性を持つシール材を補強するために，更に高温蒸気に耐えられるバックアップシール材を追加塗布し，フランジシール部の重大事故等時における閉じ込め機能の健全性を確保する。

以上の評価結果から，トップヘッドフランジの耐性は，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（別添-1参照），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。上記の評価におけるシール材の機能確保に関する評価線図を図-1.4に示す。



<圧力-温度線図記載条件>

- ・トップヘッドフランジに採用する改良 EPDM の高温劣化特性を考慮
- ・有効性評価で確認している 7 日間の劣化を考慮
- ・シリコンゴム (参考) については, 200°C で 24 時間 (1 日) の劣化を考慮

図-1.4 シール材の機能確保に関する評価線図 (トップヘッドフランジ)

本線図では, 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を示しており, 有効性評価に用いている格納容器の限界温度・圧力の条件である 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ると考えます。

なお, 上記のような構造健全性確保の考え方は, 米国の原子力事業者が実施している格納容器の健全性評価と同様の手法であり, 妥当性を有するものであると考えます (別添-2 参照)。

以上のことから, トップヘッドフランジについて, 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。

④ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）

ハッチ類は、フランジ付きの胴板が原子炉格納容器のコンクリート躯体に固定され、この胴板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、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。

ハッチ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、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、ハッチ類の機能喪失要因は、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。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後の圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は評価対象外と考えることができる。

このため、下記のとおり200℃、2Pdの環境下での健全性を確認した。

・本体

ハッチ類における構造健全性評価として、上部ドライウエル機器搬入用ハッチ、下部ドライウエル機器搬入用ハッチ、サブレーション・チェンバ出入口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，円筒胴について一次一般膜応力評価，貫通部アンカ及びコンクリート部については一次応力評価等を行い，発生応力が許容応力以下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部位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，スリーブに発生する応力が， 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 $1.5 \times 2/3Su$ ($-Su$) 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。

また、ハッチ類については 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、代表プラントの鋼製格納容器（Mark-II 改良型）の機器搬入用ハッチをモデル化した試験体を用いた耐圧試験を行い、限界圧力を評価している。この耐圧試験の結果、限界圧力は 19.5kg/cm^2 （約 6.0Pd）であることが示されており、それ以下では破損が生じないことを確認している。このハッチモデル試験体は Mark-II 改良型のハッチを想定して試験が行われたものであるが、Mark-II 改良型のハッチと RCCV のハッチの基本的な構造は同じであり、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉とのハッチ形状の違いを考慮したとしても、限界圧力 2Pd 環境下で構造健全性を有していることを確認した。

- ・シール機能
 - ・フランジ固定部

ハッチ類のシール機能維持については、過去に NUPEC でハッチ類を模擬したハッチモデル試験を行っており、ハッチフランジ部の圧力とフランジ開口量の関係測定している。この測定結果は常温試験によるものであるが、高温環境下（ 200°C ）による剛性の低下を考慮しても、フランジ開口が許

容開口量(ガスケットが健全の場合)に達する圧力は約 2.5Pd であり, 限界圧力 2Pd におけるシール機能の健全性を確認した。なお, ハッチモデル試験体は鋼製格納容器 (Mark-II 改良型) を想定し, シリコンゴムのガスケットを用いて試験が行われたものであるが, RCCV のハッチについても基本構造は同じであり, 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉との鏡板形状の違いを考慮したとしても, 適用可能であると考えている。

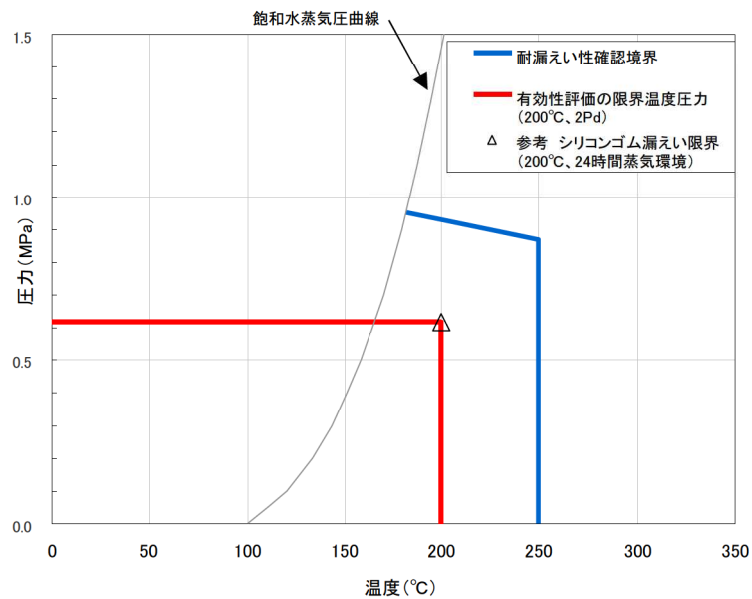
また, 原子炉格納容器の重大事故等時の過温, 過圧時におけるフランジ開口量を評価するために, FEM 解析を用いて ABWR 代表プラントとして 7 号炉のハッチ部における開口量を評価した。その結果, 2Pd における開口量は, 内側ガスケット部で約 1.4mm, 外側ガスケット部で約 1.0mm となった。

・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, より高温耐性に優れた改良 EPDM のシール材に変更する。本評価では, 改良 EPDM について事故時の格納容器内環境でのシール材劣化特性を考慮してシール機能の評価した。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。なお, 更なる安全性の向上のため, 高温環境下で劣化が進む特性を持つシール材を補強するために, 更に高温環境下で耐えられるバックアップシール材を追加塗布し, フランジシール部の重大事故等時

における閉じ込め機能の健全性を確保する。

以上の評価結果から、ハッチ類の耐性は、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（別添-1参照），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。上記の評価におけるシール材の機能確保に関する評価線図を図-1.5に示す。



<圧力-温度線図記載条件>

- ・ハッチ類に採用する改良 EPDM の高温劣化特性を考慮
- ・有効性評価で確認している 7 日間の劣化を考慮
- ・シリコンゴム（参考）については、200℃で 24 時間（1 日）の劣化を考慮

図-1.5 シール材の機能確保に関する評価線図（機器搬入用ハッチ）

本線図では、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を示しており、有効性評価に用いている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える。

なお、上記のような構造健全性確保の考え方は、米国の原子力事業者が実施している格納容器の健全性評価と同様の手法であり、妥当性を有するものであると考ええる（別添-2参照）。

以上のことから、ハッチ類について、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裕度を確保した設定であり、妥当である。

⑤エアロック

エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器のコンクリート躯体に固定されており、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。この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールには改良 EPDM のガスケットを使用している。なお、トップヘッドフランジやハッチ類と異なり、原子炉格納容器加圧時はエアロック扉が支持部に押しつ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、均圧弁及び扉開閉ハンドル貫通部にシール材を使用している。

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°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, 有意な圧縮力が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, 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°C, 2Pd の環境下での健全性を確認した。

- ・ 本体

エアロックにおける構造健全性評価として, 上部ドライウェル所員用エアロック, 下部ドライウェル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(扉, 隔壁, 円筒胴)を評価対象として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した。

ここで, 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 200°C, 2Pd の環境下での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 1.0 とした評価を行う。すなわち, エアロックに発生する応力が, 設

計引張強さ (S_u) 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態 D の P_L+P_b （一次局部膜応力強さ+一次曲げ応力強さ）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（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、エアロックの限界温度及び限界圧力の状態は、供用状態 D をはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に P_L+P_b の許容値として設計引張強さ（但し、限界温度における設計引張強さ）を適用することは妥当であり、許容値を設計引張強さ (S_u) とする。

- ・ シール機能

- ・ 扉

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、内圧が負荷される面積が大きいことから、て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。

扉に用いられているシール材は、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、より高温耐性に優れた改良 EPDM のシール材に変更する。本評価では、改良 EPDM について事故時の格納容器内環境でのシール材劣化特性を考慮してシール機能を評価した。その結果、200℃、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。

・シール材

扉のシリコンゴムのガスケット以外にエアロックの扉板貫通部に使用しているシール材は以下の通りである。

(6 号炉)

- ①ハンドル軸貫通部 Oリング・・・ふっ素ゴム
- ②均圧弁・・・ふっ素樹脂

(7 号炉)

- ①ハンドル軸貫通部 Oリング・・・ふっ素ゴム
- ②均圧弁・・・ふっ素樹脂

ハンドル軸貫通部 Oリングに使われているシール材（ふっ素ゴム）及び均圧弁に使われているシール材（ふっ素樹脂）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、ハンドル軸貫通部 Oリングを、より耐放射線性に優れた改良 EPDM のシール材に変更する。

均圧弁に使われているシール材（ふっ素樹脂）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ため、耐環境性に優れたシール材を適用した均圧弁へ

の改良を行うか、エアロック外扉を貫通する均圧弁接続配管の原子炉建屋側の開放部に、耐環境性に優れたシール材（改良 EPDM）をもつ閉止フランジを取付け、従来品の均圧弁と閉止フランジを合わせることで重大事故環境下における健全性を確保する。

⑥配管貫通部

・貫通配管

貫通配管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 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、圧縮力が貫通配管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後の圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は評価対象外と考えることができる。一方、 200°C 、 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、貫通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。よって、貫通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、貫通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＋二次応力が制限値を満足することを確認する。

このため、配管に発生する応力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 に規定される一次＋二次

応力の制限値を満足することを確認した。なお、前述の一次＋二次応力の制限値は既工事計画認可申請書でも採用しているものである。

- ・スリーブ

スリーブ本体及び取付部（以下「スリーブ」という。）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。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後の圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから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、スリーブに発生する応力が大きいと考えられる最大口径の配管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

力を超過するスリーブ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、スリーブに発生する応力が、 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 $1.5 \times 2/3Su (=Su)$ 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。

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。

以上から、 200°C , 2Pd 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。

・端板

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。一方, 200℃, 2Pd の環境下では原子炉格納容器が大きく変形することにより貫通配管に原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。

ここで, 端板に発生する応力が大きい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端板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, 端板に発生する応力が, 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 $2/3S_u$ 、 P_L+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。

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 $2/3S_u$ 以下であることも確認した。

・閉止フランジ

今回の評価条件である 200°C 、 $2Pd$ を考慮した場合、閉止フランジについては、耐圧部材の破損、フランジ部の開口の進展による締付ボルトの破損、開口量増加による漏えいが想定される。閉止フランジについては、設計・建設規格に基づきフランジを選定していることから、破損については評価上支配的ではないため、フランジ開口によるシール機能喪失について評価を行い、 200°C 、 $2Pd$ において健全であることを確認した。

また、閉止フランジに用いているシール材（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、より高温耐性に優れた改良EPDMのシール材に変更する。本評価では、改良EPDMにつ

いて事故時の格納容器内環境でのシール材劣化特性を考慮してシール機能を評価した。その結果、200℃、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。

- ・閉止板

閉止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。

一方、閉止板には、原子炉格納容器内圧が作用するため、一次応力（曲げ応力）が生じ、閉止板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。このため、閉止板に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該閉止板の厚さが、200℃、2Pd環境下において、設計・建設規格のPVE-3410に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認し、閉止板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。

⑦電気配線貫通部

- ・電気配線貫通部本体

電気配線貫通部では、電気配線貫通部のうちスリーブ、アダプタ、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、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、過度の圧縮力がスリ

ーブ、アダプタ、ヘッダ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、スリーブ、アダプタ、ヘッダの機能喪失要因は、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。スリーブ、アダプタ、ヘッダが 200℃、2Pd の環境下で外圧・内圧作用による応力が生じた際、最小厚さが設計・建設規格（PVE-3230）に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。

・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℃、約 2.6Pd（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 3.2Pd（1.0MPa）、約 260℃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、格納容器内を 200℃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℃, 2Pd 条件下でのシール機能を
確認した。

⑧原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁のうちバタフライ弁, 移動式炉心内計装
(Traversing Incore Probe, 以下「TIP」という。) ボール弁及びパ
ージ弁について, 事故環境下でのシール材の損傷(変形)が想定され
るため以下の通り健全性を確認する。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ないこと,
繰り返し荷重が作用しないこと, 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バタフライ弁, TIP 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
とによる過渡な変形(一次応力)が想定されるため, 以下の通り健全
性を確認する。

・原子炉格納容器隔離弁(バタフライ弁)

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

また, 隔離機能(気密性保持)については, 弁体シート部ガスケ
ットの耐環境性が支配的であり, 今後, バタフライ弁のシート部に
改良 EPDM を採用するため, 改良 EPDM 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（TIP ボール弁及びパージ弁）

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

また、従来から TIP ボール弁にはふっ素ゴム、ふっ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、トップヘッドフランジ及び機器搬入用ハッチで採用したものと同様に改良 EPDM 製シール材に変更する。なお、TIP ボール弁の弁座シートについては、均圧弁の改良と同様に耐環境性に優れた PEEK 材（PEEK はポリエーテルエーテルケトンを示す。）が適用可能な見通しが立ったことから、PEEK 材に変更することでも問題ない。

また、TIP パージ弁についてはグラントリング及び弁ふたシールについては改良 EPDM 製シール材を採用する。弁座シートについては改良 EPDM 製シール材又はメタルシールとし、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。
- ・弁のグラント部及びボンネット部のシールには、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。

- ・弁シート部は全て金属製である。

(4) 結論

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7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（トップヘッドフランジ，ハッチ類，エアロック），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，圧力に対する妥当性を評価した。

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，表1.3で示す通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製シール材を用いること（別添-3参照）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，柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉で設定した原子炉格納容器の限界温度・圧力の200℃，2Pd（最高使用圧力の2倍：0.62 MPa）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。

表 1.3 評価対象機器が有する限界温度・圧力に対する裕度

評価対象部位	想定される機能喪失要因	裕度の考え方	2Pdに対する裕度 (評価結果)
① 原子炉格納容器本体 (コンクリート部)	曲げせん断破壊	NUPECで実施された弾塑性解析により、200℃条件下で、コンクリート部の内圧に対する耐圧性を確認	約2.0 (4.0Pd近傍からコンクリート部の局所的破損開始)
	延性破壊	NUPECで実施された歪み評価をもとに、200℃条件下で、ライナ部破損圧力を評価	約1.8 (約3.5Pdでライナ部の相当塑性ひずみが破断ひずみに到達)
② 原子炉格納容器本体 (ライナ部)	延性破壊	設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力と比較	約1.5 (締め付けボルトの発生応力と許容値との比較)
	変形・高温劣化 (シール部)	NUPECで実施された1/10スケールモデル試験体を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価	約1.4 (試験結果から弾性限界圧力 (約2.8Pd) を算出)
③ トップヘッドフランジ	延性破壊	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)
	変形・高温劣化 (シール部)	設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力と比較	約1.1 (ガセットプレートとのせん断力と許容値との比較)
④ ハッチ類 (機器搬入用ハッチ等)	延性破壊	NUPECで実施されたハッチモデル試験体を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価	約3.0 (ハッチモデル試験体の限界圧力 (6.0Pd) との比較)
	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)
⑤ エアロック	延性破壊	設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力と比較	約1.1 (ガセットプレートとのせん断力と許容値との比較)
	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)
⑥ 配管貫通部 (貫通配管)	延性破壊	代表配管について、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格PPC-3530に準拠し、既工事計画認可申請書で実績ある手法で評価を実施	約1.1 (配管に生じる応力と許容値との比較)
	延性破壊	代表配管について、設計・建設規格PVE-3410、3610に準拠し、必要板厚 (現在の板厚で生じる応力が許容値を満たすこと) を算定	約4.0 (配管貫通部の部材 (コンクリート部) に生じる応力と許容値との比較)
⑦ 電気配線貫通部	延性破壊	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	— (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)
	高温劣化 (シール部)	代表貫通部について、設計・建設規格PVE-3230に準拠し、必要板厚を算定	約1.7 (呼び厚さと計算上必要な厚さとの比較)
⑧ 原子炉格納容器隔離弁	延性破壊	電共研、NUPEC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限界圧力・温度を評価	約1.3 (NUPECでの試験において、約2.6Pdでも漏えいが無いことを確認)
	高温劣化 (シール部)	設計・建設規格 (弁の圧力温度基準に基づく評価) に基づき、弁箱の耐圧機能を評価	約2.1 (200℃における弁許容圧力と格納容器限界圧力との比較)
	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)

福島第一原子力発電所事故時の原子炉格納容器温度・圧力の挙動

これまでに実施した当社の福島第一原子力発電所の事故（以下、「1F 事故」という）の分析では、原子炉格納容器トップヘッドのフランジ部がシール機能を喪失したために、放射性物質の放出につながった可能性が高いと評価している^[1]。事故時には、格納容器内部の圧力が上昇するとフランジ部に開口挙動が生じるが、シール部の気密性が維持されていれば、格納容器外部への放射性物質の漏えいを防止することが可能であったと考えられる。1F 事故以前の格納容器限界温度・圧力に関する研究では、実機フランジ部を模擬した試験や高温高压蒸気環境を想定したシール材性能試験が実施され、当時想定していた事故条件下では健全性が確保できることが確認されていた。一方、1F 事故では、シール材が高温高压条件の蒸気環境下に、長時間さらされることによって劣化し、格納容器の閉じ込め機能を喪失したものと考えられる。

本資料では、福島第一原子力発電所 1～3 号機の挙動のうち、事象の進展中での格納容器の閉じ込め機能喪失のタイミングが比較的明確になっている 1 号機および 2 号機に着目し、格納容器温度・圧力の挙動と格納容器の閉じ込め機能喪失の関係を整理した。1F 事故時の圧力変化の実績（図 1-1、図 3-1 参照）では、実機で観測された圧力データは、従来の研究で健全性が確認されていた最高使用圧力の 2 倍（最高使用圧力 0.427 MPa[gage]）を下回っている。一方、温度データについては、収集された実績データは少ないが、格納容器スプレイなど事故対策設備が十分に機能せず、温度制御が困難であったことから、格納容器内の温度は非常に高い状態にあったと推測される。その結果、格納容器内

は高温蒸気環境となり、シリコン製シール材の劣化が時間経過と共に進行したと考えられる。ここで、シール材の劣化は、格納容器の閉じ込め機能維持を評価する観点からは、シール部での上下フランジの圧縮を解放した際の戻り量の程度（圧縮永久ひずみに相当）で表すことができる。通常時において、格納容器トップヘッドのフランジ部はボルトにより締め付けられ閉じているが、格納容器内部圧力が上昇した場合には、上蓋が持ち上がる方向に圧力が作用するため、フランジ部は開口する。この開口は、シール材の機能が健全な場合には、シール材の戻り量（復元力による圧縮の解放）によって開口が埋められるため漏えいは発生しない。しかし、劣化の進行に伴いシール材の戻り量が低下すると、シール材で開口を埋めることができなくなるため、開口部からの漏えいが発生する。

・1号機の状況

図1-1、図1-2に1号機の格納容器圧力と温度の変化を示す。D/W圧力は、3月12日 2時30分頃に0.84 MPa[abs]を計測した後、格納容器のベントに成功するまでの間、0.7 MPa[abs]～0.8 MPa[abs]程度の範囲の圧力を維持している。事故時に想定される注水による蒸気発生、格納容器温度の上昇等の事象を考慮すると、格納容器圧力は上昇する傾向となると考えられるが、格納容器内部の圧力が緩やかな減少傾向で安定していたことから、この期間において格納容器からの小規模な漏えいが生じていた可能性が考えられる。

格納容器からの過温による漏えいを仮定した3月12日 5時頃の時点では、格納容器温度は300℃付近に到達している。図2は、実機相当のフランジを用いた、高温蒸気環境下でのシリコン製シール材のシール部漏えい試験^[2]の結果であり、蒸気による加圧に対して漏えいが発生した温度・圧力を示している。温度が200℃を超えると、漏えい発生時の圧力が徐々に低下し、300℃のような

高温条件では、0.5 MPa を下回るレベルの圧力でもシール部が破損し、漏えいが生じている。1号機は、全ての注水機能を喪失したため事故直後から温度が上昇しており、漏えいを仮定した時点では、温度は300°C付近、格納容器圧力は0.8 MPa と高くなっていた。この温度・圧力条件は、前述の試験結果に照らして評価すると、漏えいが発生する条件を超えるものであることから、シール材の高温破損にともなう機能喪失により漏えいに至った可能性が高いと推測される。

・2号機の状況

図3-1、図3-2に2号機の格納容器圧力と温度の変化を示す。事故当初は、蒸気駆動のポンプにより原子炉への注水が行われていたため温度圧力ともに低い状態であったが、ポンプが機能を喪失したと思われる3月13日頃から温度・圧力ともに高い状態が継続した。温度は150°Cから175°C程度と1号機ほど高くはないが、シリコン製シール材にとっては、蒸気環境では厳しい温度域であり、この間にシール材の劣化が進んでいたと考えられる。加えて、3月14日 23時25分には、原子炉圧力容器の損傷に伴って、D/W圧力が0.75 MPa[abs]程度まで上昇している。これらの状況から、2号機は1号機と比較して長い時間をかけてシール材の劣化が進み、3月15日 7時20分に圧力が急激に低下し、閉じ込め機能を喪失したと考えられるまでの間、高い圧力レベルでもシリコン製シール材のシール機能が維持されていたと推測される。

ここで、3月11日から3月18日にかけての1F正門付近における敷地内空間線量率の推移を図4に示す。空間線量率データは、風向等の気象条件の影響を大きく受けるとともに、格納容器ベントで放出した放射性物質に起因する変動が生じる場合があるため、格納容器からの意図しない漏えいによる放出状況の

みに依存するものではないが、格納容器の損傷状況の推定に際して参考情報とすることができると考えられる。空間線量率データは、3月12日4時頃から線量率の上昇が見られ、1号機の格納容器からの漏えいが始まっていたと推測される時期と一致している。また、同様に2号機で圧力が急激に低下した3月15日7時頃にも線量率の上昇が確認できる。空間線量率データの変化は、格納容器からの放射性物質の漏えい発生時期の傍証とすることができる。

一方、福島第二原子力発電所(2F)では、すべてのプラントで炉心を損傷させることなく冷温停止することができた。2F-1, 2, 4号機では、津波の影響で全ての海水系ポンプが使用不能となり、一時的に原子炉除熱機能を喪失した。しかし、原子炉隔離時冷却系の起動等により原子炉水位を維持しつつ、主蒸気逃がし安全弁で原子炉圧力の制御(減圧操作)を行い、原子炉への注水を原子炉隔離時冷却系から復水補給水系による代替注水に切り替えて、注水を継続した。事故発生以降、原子炉除熱機能を回復するまでの間、これらプラントの格納容器内の圧力、温度は、緩やかに上昇したものの、D/W温度は最大でも125℃程度までしか上昇しておらず、シリコンゴムの劣化が問題とならない範囲に収まっている。また、D/W圧力は、最大でも設計上の最高使用圧力

(0.31MPa[gage])を下回る0.25MPa[gage]程度までしか上昇しておらず、フランジの開口量の観点からも格納容器からの意図しない漏えいが生じる状況とはならなかったと考えられる。このように、2Fではアクシデントマネジメントが有効に機能した結果、事故時の格納容器の閉じ込め機能を維持することができた。

これらに示すとおり、1F事故での格納容器の温度・圧力の推移や格納容器からの漏えいの状況、敷地内空間線量率の推移等から、実機でのシリコン製シール材の劣化と閉じこめ機能への影響を推測した。1号機、2号機の実績からは、

格納容器トップヘッドのフランジ部は、高温蒸気環境下におかれることによりシール材の劣化が進行し、最終的には、閉じ込め機能の喪失に至ったと考えられる。1F 事故の結果から、格納容器の健全性を維持するためには、特にトップヘッド等のシール部からの漏えいに注意する必要がある。また、シール材は、事故時には時間に依存して劣化する特性が顕著であることから、事故マネジメントの組み合わせ等により、温度、圧力を適切に制御することが必要となる。

[1]福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 2 回進捗報告（平成 26 年 8 月 6 日 東京電力株式会社）

[2]K. Hirao, T. Zama, M. Goto et al., ``High-temperature leak characteristics of PCV hatch flange gasket, '' Nucl. Eng. Des., 145, 375-386 (1993).

以上

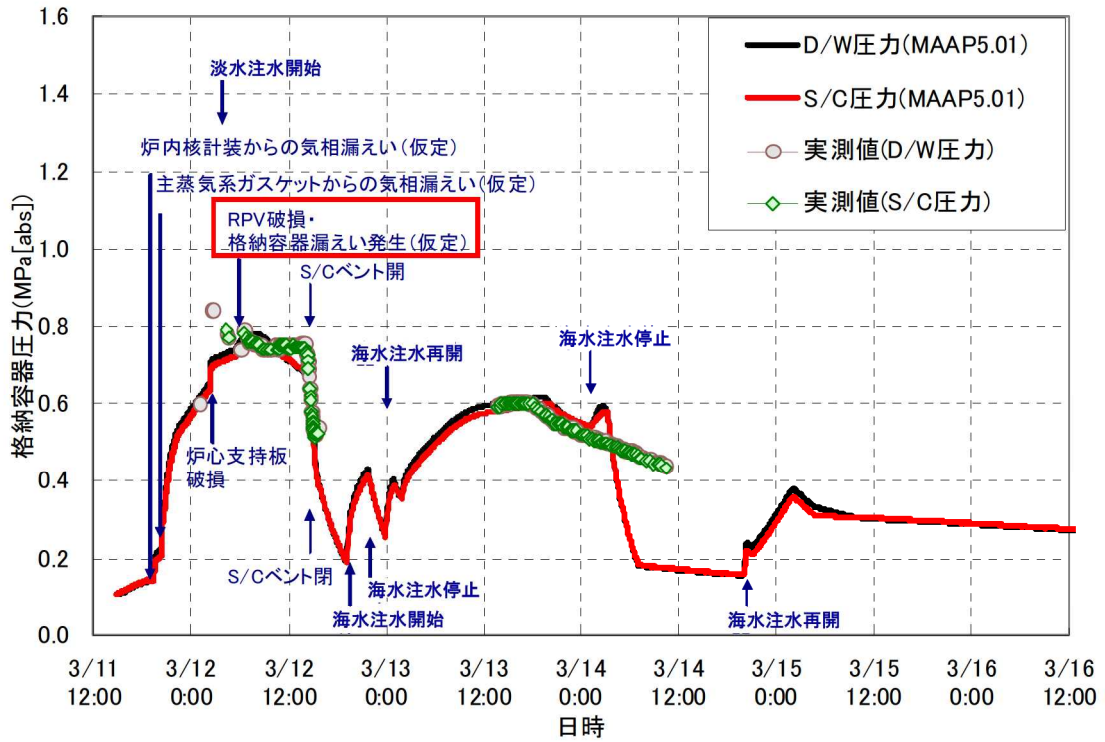


図 1-1 1 号機 格納容器圧力挙動

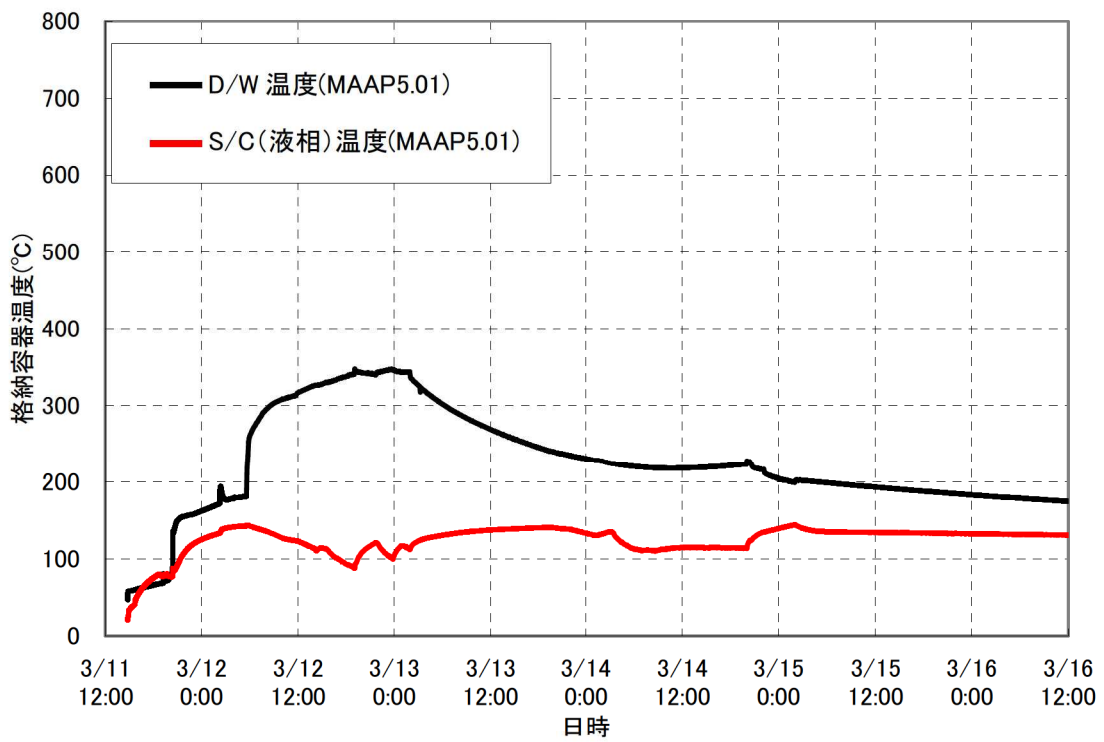


図 1-2 1 号機 格納容器温度挙動

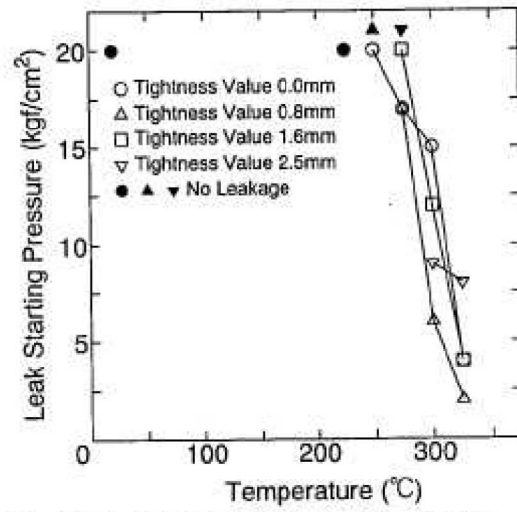


Fig. 10. Effect of temperature to leak starting pressure (Semi-Round Type, steam).

図 2 既往研究でのシール材の漏えい限界

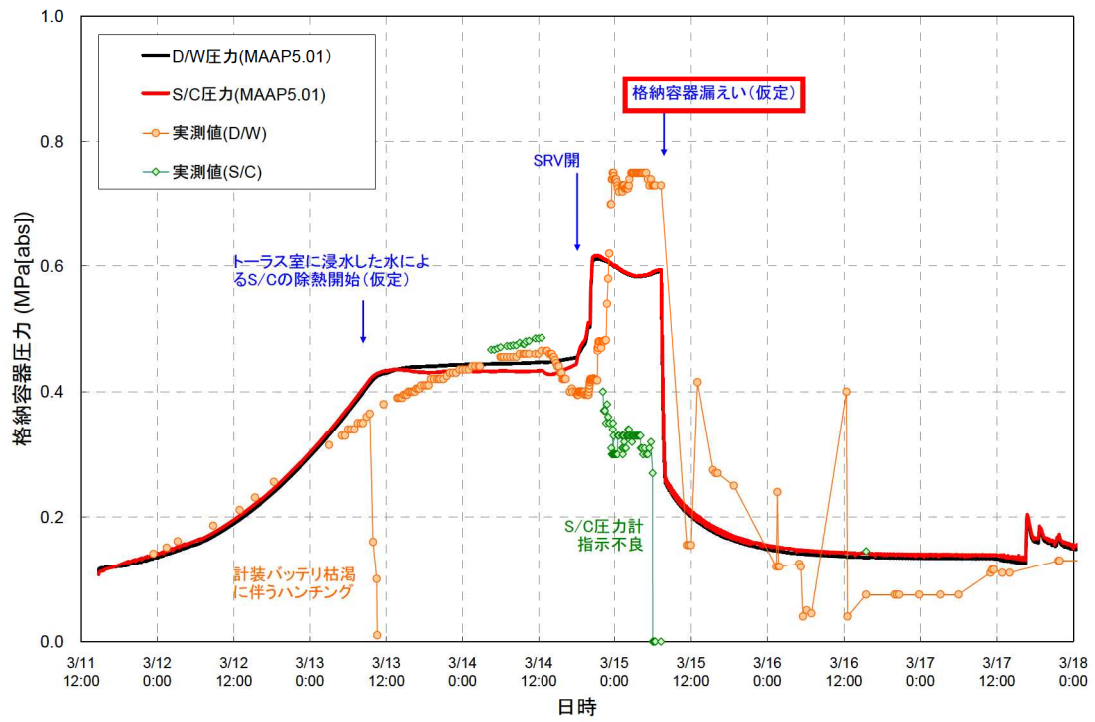


図 3-1 2号機 格納容器圧力挙動

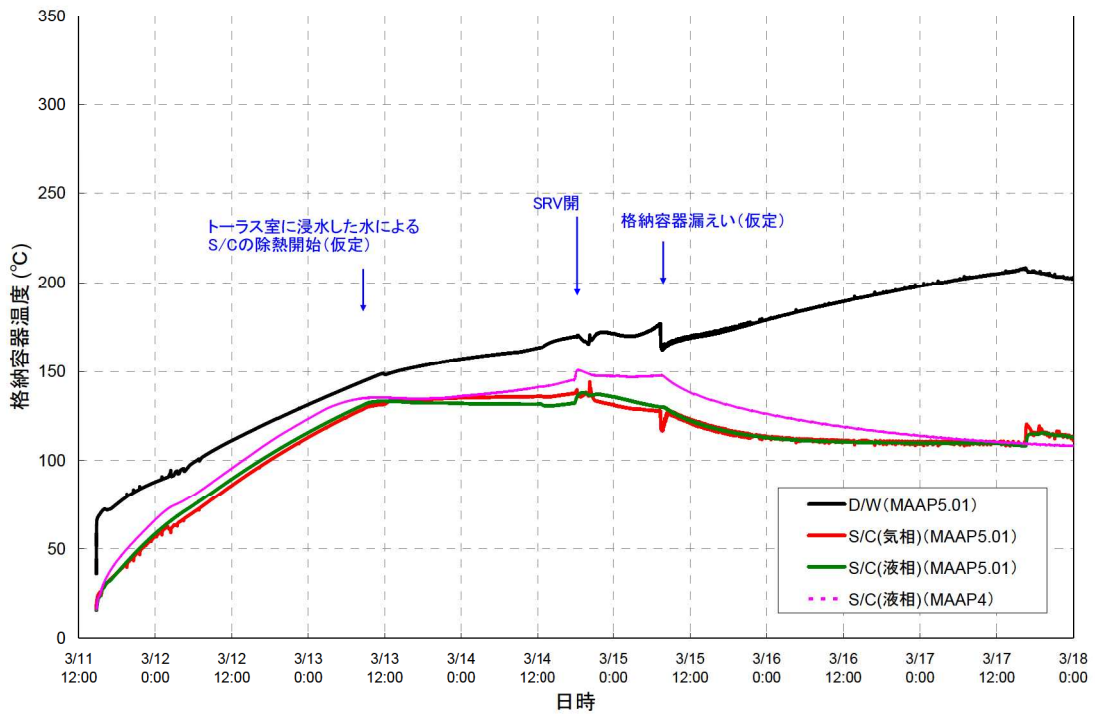


図 3-2 2号機 格納容器温度挙動

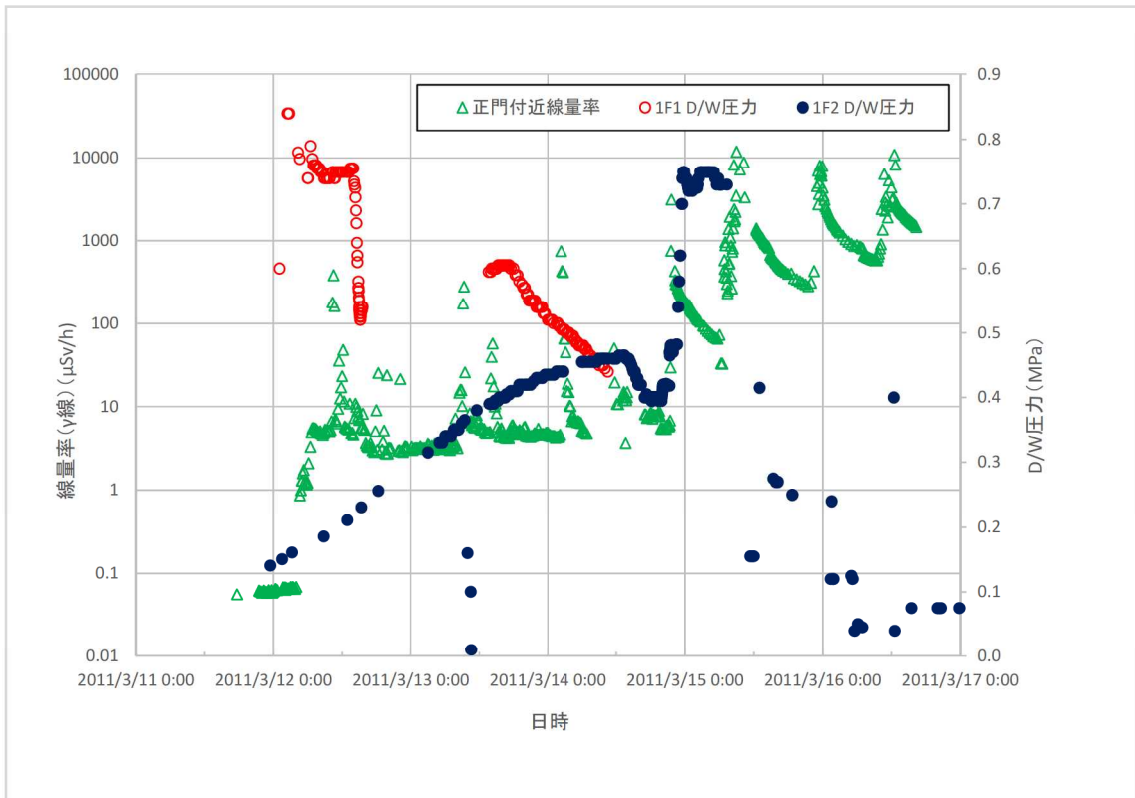


図4 福島第一原子力発電所 敷地内空間線量

格納容器限界温度・圧力に関する海外知見について

当社では、有効性評価における格納容器の限界温度・圧力について、温度を 200°C，圧力を 0.62 MPa（最高使用圧力の 2 倍）と設定した。この妥当性を評価するため、格納容器の閉じ込め機能に影響を及ぼす各種の損傷モードを圧力・温度範囲に応じて分類して評価し、「シール材の機能確保に関する評価線図」を作成した。

格納容器の損傷モードの評価に関する類似の事例が、NRC のオーダー「EA-13-109 シビアアクシデント条件下で運用可能な信頼性の高い耐圧強化ベントに係る認可を変更する命令」に対する産業界ガイダンス（NEI-13-02*1）に記載されている。NEI-13-02 では、ベント設備の設計要件を定めるに当たって、既往研究などから整理した代表的な格納容器の損傷モード分類を例示している（図 1 参照）。

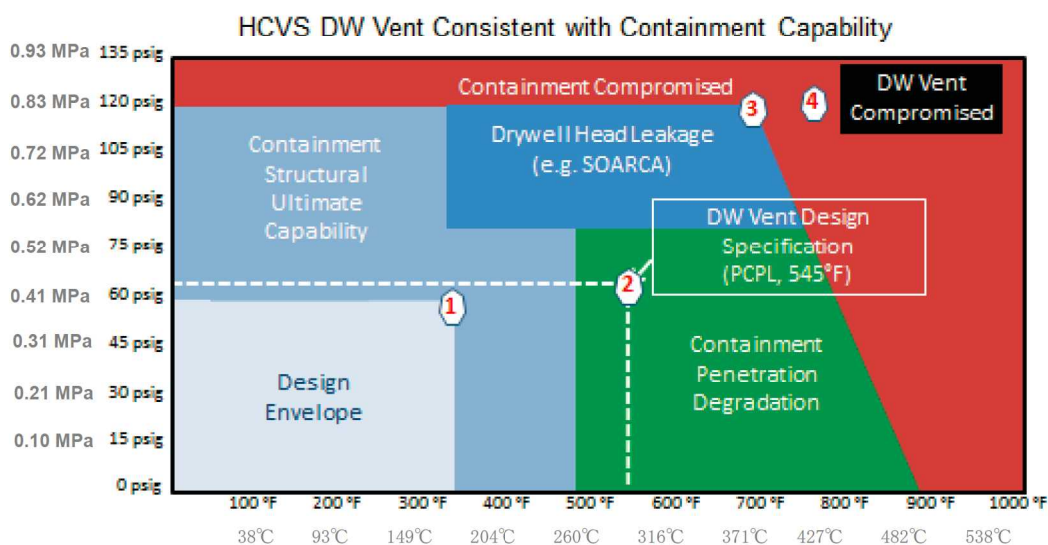


図 1 格納容器の損傷モードの分類の例（NEI-13-02*1）

本図では、既往研究などから格納容器の損傷の可能性として、格納容器トップヘッドフランジ部開口からの漏えいや電気貫通部の材料劣化が着目されている。格納容器トップヘッドフランジ部開口からの漏えいの損傷モードは、開口部を閉塞するシール材の性能に大きく依存するが、温度に関しては、過去の材料試験などに基づき、比較的高い温度域まで耐力があるとしている。一方、圧力に関しては、内圧によるフランジ開口部からの漏えいという損傷の特性上、圧力が高い領域で格納容器の支配的な損傷モードとなることを示している。NEI-13-02 では、事業者が格納容器から漏えいが生じる圧力、温度レベルを検討する際には、図 1 の例や NRC が実施した漏えい限界に関する検討 (SOARCA^{*2}) 等の関連研究などに基づくものとしている。電気貫通部については、格納容器トップヘッドのような開口挙動は生じないため、損傷の支配因子は温度による材料劣化となると考えられ、圧力が低い領域での主たる損傷モードとなることを示している。

当社でも、格納容器の健全性に影響を及ぼす損傷モードを当社プラントの固有の設備の状況を考慮して評価し、NEI-13-02 と同様の線図を作成している。当社の線図では、格納容器圧力に対しては、格納容器トップヘッド等のフランジ部からの漏えいが最も支配的となるとの評価結果が得られており、米国の考え方も整合している。当社が実施したフランジ部の漏えい評価によると、格納容器のフランジ部は、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おり、内圧の上昇に伴って開口量が増加することで、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。本評価では、シール材の健全性、つまり、開口への追従性の指標として、シール材の圧縮永久歪試験データを用いて評価している。この考え方は、NEI-13-02 でも参照されている SOARCA^{*2} での格納

容器の漏えい挙動評価とも整合する。当社では、この方法を用いて、フランジ部での漏えい限界を評価し、当社のシール材の機能確保に関する評価線図に反映している。なお、本漏えい評価では、シール材の信頼性が重要となるため、高温環境下における耐性に優れた改良 EPDM について、当社独自で、各種基礎試験や事故時の格納容器内環境を想定したシール材劣化特性試験を実施し、その材料の特性を確認している。

以上のとおり、米国の NEI-13-02 での格納容器の損傷モード分類を参照し、当社のシール材の機能確保に関する評価線図と比較を行った。当社では、温度圧力の増加によって格納容器に生じる損傷モードとしてトップヘッドからの漏えいに着目し、各種試験結果と合わせて漏えい限界を確認している点で米国の考え方と整合している。

*1 NEI13-02[Rev.0E2] INDUSTRY GUIDANCE FOR COMPLIANCE WITH ORDER
EA-13-109

*2 NUREG/CR-7110, Vol. 1 U. S. NRC State-of-the-Art Reactor Consequence
Analyses Project Volume1: Peach Bottom Integrated Analysis

以上

原子炉格納容器バウンダリにおけるシール材の変更について

原子炉格納容器バウンダリに使用しているシール材については、今後、下記に示すとおり耐熱性能に優れたシール材に変更する。

バウンダリ箇所		部位	変更前部材	変更後部材	自主的取組
トップヘッドフランジ		フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	バックアップシール材
ハッチ類	上部ドライウェル 機器搬出入口	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	バックアップシール材
	下部ドライウェル 機器搬出入口	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	バックアップシール材
	サプレッション・ チェンバ出入口	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	バックアップシール材
エアロック	上部ドライウェル 所員用エアロック	扉ガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	—
		ハンドル軸貫通部 Oリング	ふっ素ゴム	改良 EPDM	—
		均圧弁シート	ふっ素樹脂	均圧弁の改良 又は 閉止板 +改良 EPDM	—

バウンダリ箇所		部位	変更前部材	変更後部材	自主的取組
エアロック	下部ドライウエル 所員用エアロック	扉ガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	—
		ハンドル軸貫通部 Oリング	ふっ素ゴム	改良 EPDM	—
		均圧弁シート	ふっ素樹脂	均圧弁の改良 又は 閉止板 +改良 EPDM	—
配管貫通部	閉止フランジ	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	—
原子炉格納容器隔離弁	バタフライ弁	弁座シート	EP ゴム	改良 EPDM	—
	TIP ボール弁	弁座シート	ふっ素樹脂	改良 EPDM 又は PEEK 材	—
		グラントOリング	ふっ素ゴム	改良 EPDM	—
		弁ふたシール	ふっ素樹脂	改良 EPDM	—
	TIP パージ弁	弁座シート	EP ゴム	改良 EPDM 又は メタルシール	—
		グラントOリング	EP ゴム	改良 EPDM	—
		弁ふたシール	EP ゴム	改良 EPDM	—

1. 原子炉格納容器本体（コンクリート部）

1.1 評価方針

原子炉格納容器は鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート造であり、原子炉建屋と一体となっている。原子炉格納容器本体（コンクリート部）の設計時に考慮される機能喪失要因は内圧上昇に伴う破損であり、コンクリート部の構造健全性を維持できる限界の内圧を評価することで200℃、2Pdにおける健全性を確認する。

1.2 評価

コンクリート部の構造健全性については、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）において有限要素法を用いた弾塑性解析により、原子炉格納容器本体（コンクリート部）の耐圧性状を求める。評価モデルは実炉スケールのモデルとし、200℃条件下での材料物性（規格値；図1-2～図1-4 参照）に基づき、内圧に対する静的漸増解析で耐圧性状を確認する。RCCV 全体の耐圧性状の確認のため、解析モデルは図1-1 に示す格納容器本体解析モデルを用いる。

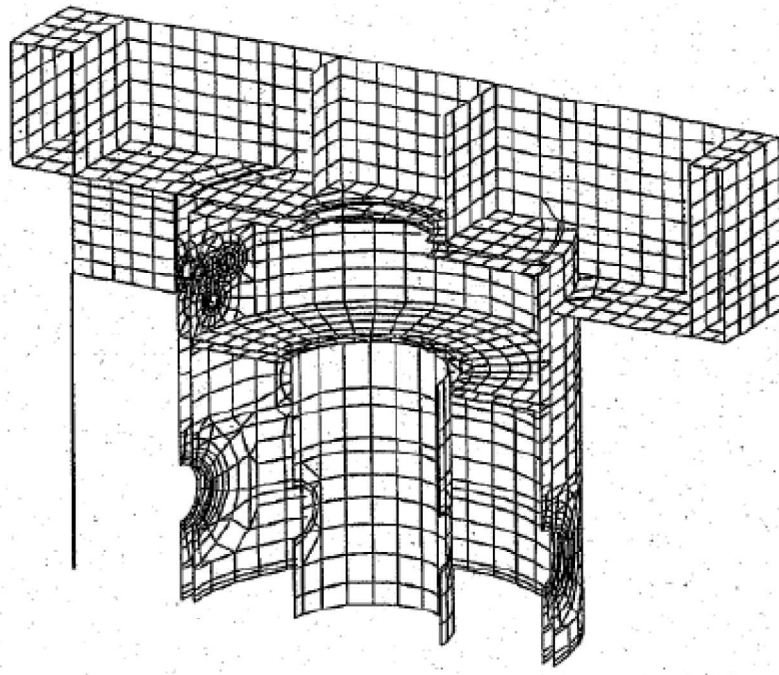


図 1-1 格納容器本体解析モデル

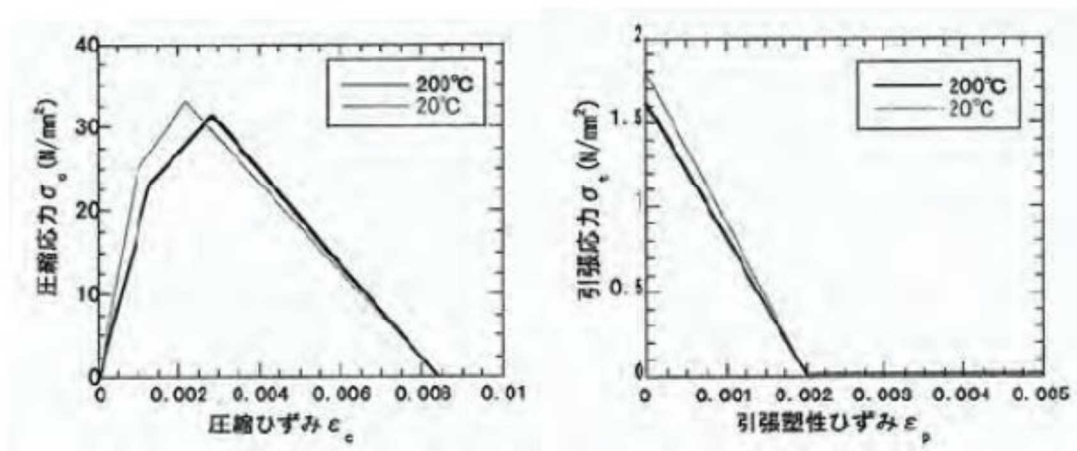


図 1-2 コンクリート物性

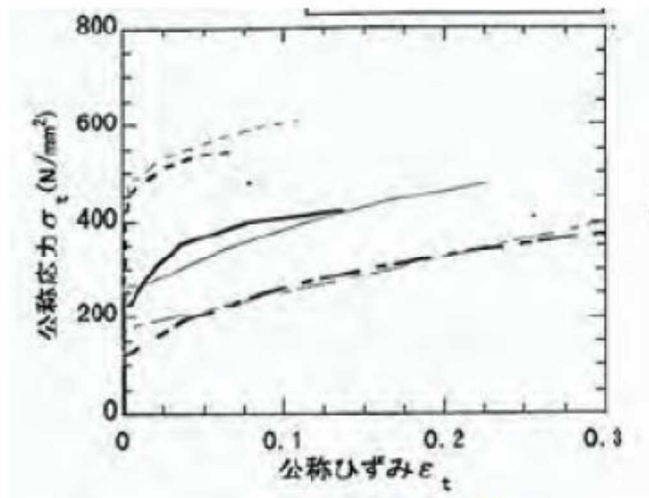


図 1-3 ライナ引張/圧縮特性

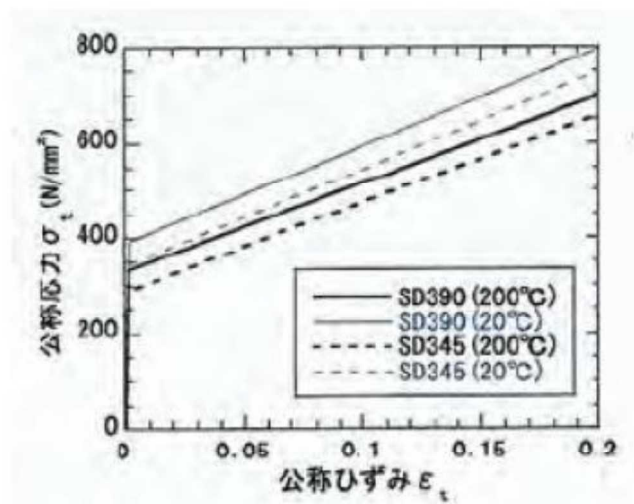


図 1-4 鉄筋引張特性

1.3 評価結果

解析の結果によると、格納容器の内圧を上昇させていった場合、3.0Pd 程度で格納容器（コンクリート部）の RCCV 壁の鉄筋が降伏し始め、4.0Pd でほぼ全面で鉄筋が降伏する。4.0Pd 近傍からアクセストンネル開口部周辺・隅角部周辺のコンクリートの局所的破損が始まり、4.5Pd では開口部・隅角部全体で変形が大きく進行する。図 1-5 に 4.0Pd における

相当塑性ひずみ分布図を示す。上記結果より、格納容器本体（コンクリート部）の破損は $4.0P_d \sim 4.5P_d$ で発生すると考えられる。

また、 200°C 、 $2P_d$ の条件下におけるコンクリート部とライナ部のひずみを評価した結果、ひずみは小さく構造健全性が維持されることを確認した（別紙-12 参照）。

これらの評価結果を踏まえ、有効性評価における限界温度、圧力として 200°C 、 $2P_d$ を用いることは妥当であると言える。

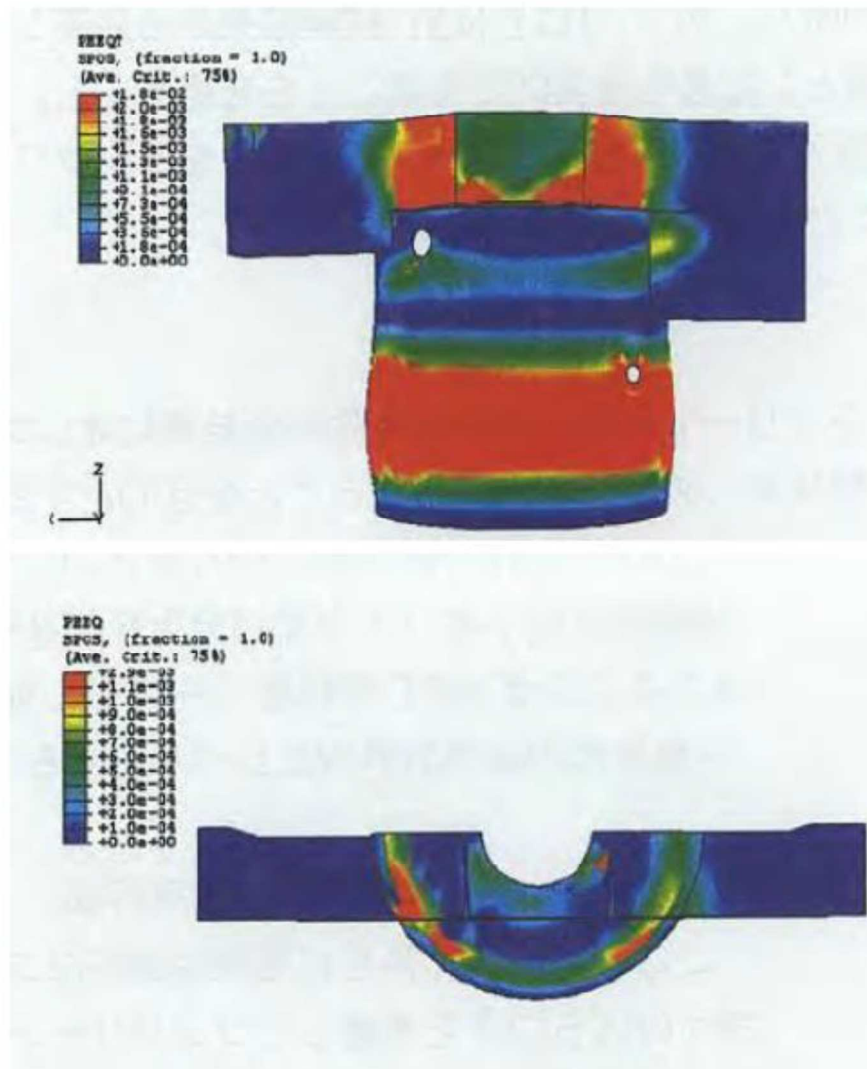


図 1-5 $4.0P_d$ における相当塑性ひずみ分布図（上：引張側 下：圧縮側）

出典：平成 14 年度 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 財団法人原子力発電技術機構）

2. 原子炉格納容器本体（ライナ部）

2.1 評価方針

原子炉格納容器本体（ライナ部）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。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後に圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから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（ライナ部）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 におけるライナ延性破壊に関する評価を行い、構造健全性を確認する。

2.2 評価

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、代表プラントの鉄筋コンクリート製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、これに基づき柏崎刈羽原子力発電所 6，7 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 RCCV 全体モデル解析でライナひずみが大きい領域が見られた「下部ドライウェルアクセストンネル開口近傍（RCCV 脚部含む）」、「上部ドライウェル開口近傍隅角部」を局所評価点として選定する（図 2-1，図 2-2 参照）。このライナ部破損評価にあたり、同様のライナ構造を有する PCCV 試験結果に基づく、多軸

応力場での三軸度 TF(Triaxiality Factor ; 多軸応力場における延性低下の影響を示す係数)で修正を行った判断評価基準を適用し、ライナ部の破損評価を行う。

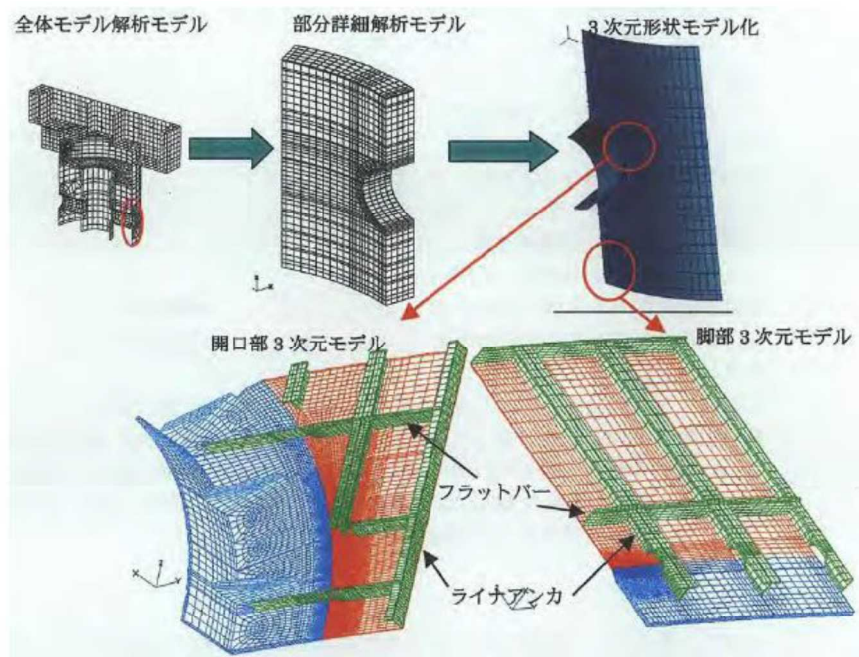


図2-1 下部ドライウェルアクセストンネル開口近傍 部分詳細モデル

出典：平成14年度 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 財団法人原子力発電技術機構）

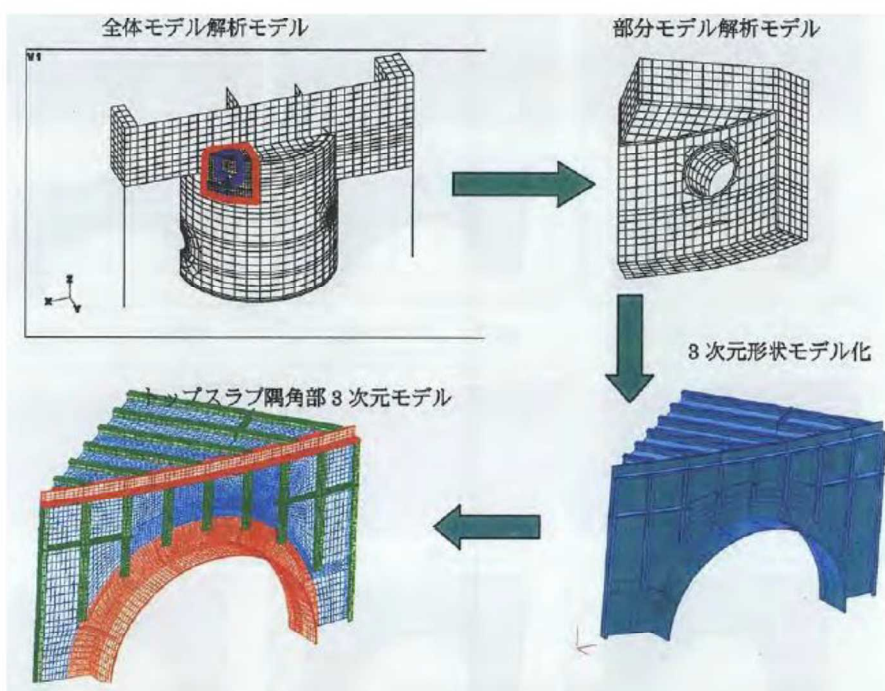


図 2-2 上部ドライウェル開口近傍隅角部 部分詳細モデル

出典：平成 14 年度 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 財団法人原子力発電技術機構）

2.3 評価結果

「下部ドライウェルアクセストンネル周り」及び「トップスラブ隅角部」のライナ解析結果から、200℃において発生する各部の相当塑性ひずみが高い「トップスラブ隅角部」の評価結果をもとにライナ部の評価を行った。評価結果として、図 2-3 にトップスラブ隅角部における高ひずみ発生部位の相当塑性ひずみと圧力の関係を示す。ライナ部の破損評価にあたり、同様のライナ構造を有する PCCV 試験結果に基づく、多軸応力場での三軸度 TF (Triaxiality Factor；多軸応力場における延性低下の影響を示す係数) で修正を行った破断評価基準を適用する。

図 2-3 の結果から、200℃環境下では、約 3.5Pd においてトップスラブ隅角部ライナ部の相当塑性ひずみが破断ひずみの評価基準値（溶接部近傍

での破断ひずみ) に到達することが確認された。上記結果により、重大事故時のライナ部の破損による原子炉格納容器本体のシール機能喪失は約 3.5Pd で発生すると考えられる。

また、200℃、2Pd の条件下におけるコンクリート部とライナ部のひずみを評価した結果、ひずみは小さく構造健全性が維持されることを確認した（別紙-12 参照）。

よって、限界温度・圧力（200℃・2Pd）における原子炉格納容器本体（ライナ部）の閉じ込め機能の健全性を確認した。

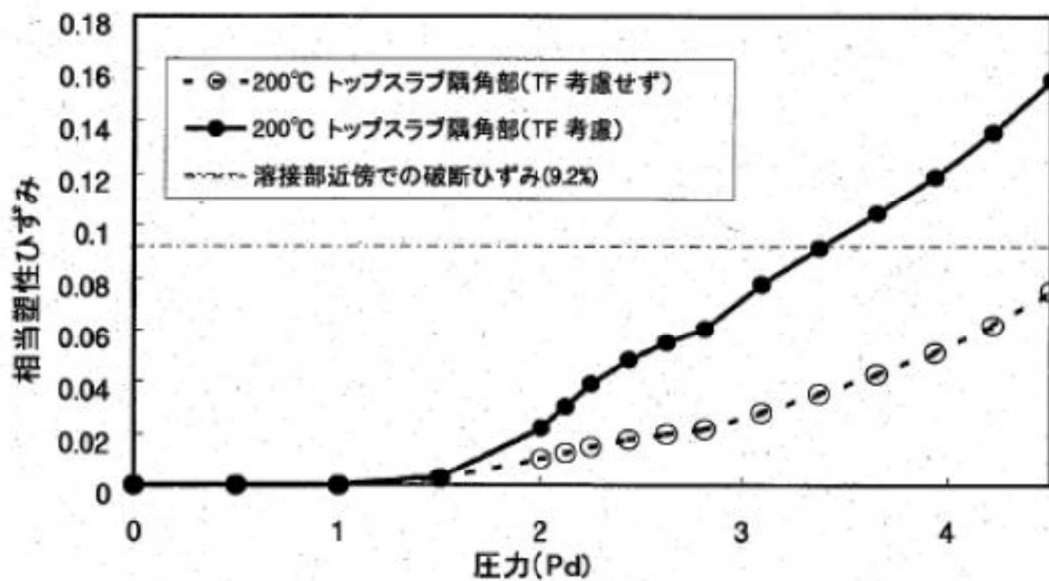


図 2-3 トップスラブ隅角部の相当塑性ひずみと圧力の関係

出典：平成 14 年度 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 財団法人原子力発電技術機構）

3. トップヘッドフランジ

3.1 評価方針

トップヘッドフランジは、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、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。

トップヘッド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、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、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、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。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後に圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は評価対象外と考えることができる。

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

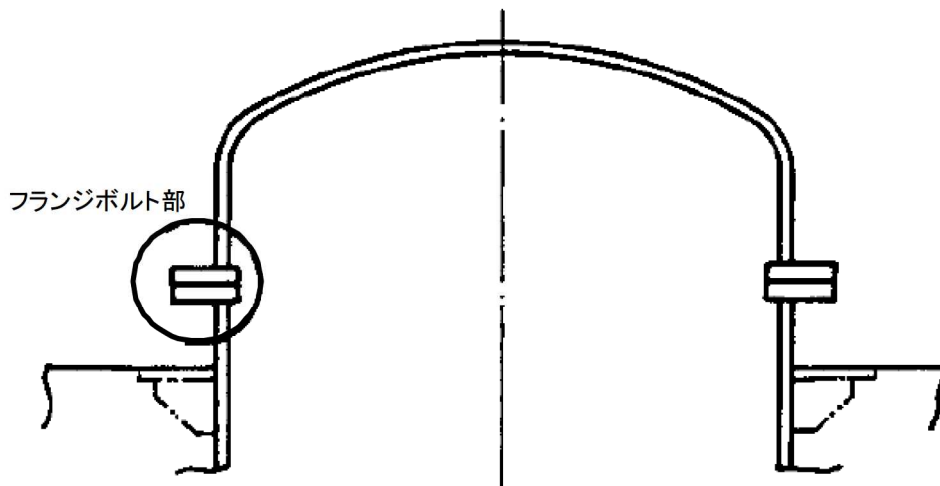


図 3-1 トップヘッドフランジ図

(1) 本体の耐圧

① 応力評価

トップヘッドフランジにおける構造健全性評価として、原子炉格納容器温度・圧力が 200℃、2Pd における強度評価を行う。この評価では、ドライウェル上鏡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、円筒胴について一次一般膜応力評価、貫通部アンカ及びコンクリート部について一次応力評価等を行い、発生応力が許容応力以下であることを確認する。

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 $1.5 \times 2/3Su (=Su)$ 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 とする。

②既往研究成果による評価

ドライウェル上鏡については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、代表プラントの鋼製格納容器をモデル化した 1/10 スケールモデル試験体を用いた耐圧試験を行い、限界圧力を評価している。この耐圧試験の結果から、格納容器限界温度、圧力を確認する。

(2) フランジ固定部の強度

① 締付ボルトの強度評価

トップヘッドフランジの締付ボルトについて、原子炉格納容器限界温度、圧力（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。

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 ABWR 代表プラントとして 7 号炉の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asket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、福島第一原子力発電所事故で当該シール材が事故環境下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、圧縮永久歪み試験結果をもとに格納容器限界開口量を評価し、重大事故時におけるフランジ開口量と比較することで格納容器閉じ込め機能の評価する。

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 評価結果

(1) 本体の耐圧

① 応力評価

トップヘッドフランジの構造健全性について、建設時工認の応力値を用いて原子炉格納容器限界温度・圧力（200℃，2Pd）における応力評価を実施した結果を示す。評価部位として、ドライウェル上鏡のうち内圧による荷重を受け止める部位（鏡板，円筒胴，貫通部アンカ及びコンクリート部）を選択し，発生応力を評価した。評価に用いた主要仕様を表3-1に示す。

表3-2～3-7に，トップヘッドフランジの応力評価結果を示す。なお，建設時工認の応力値を係数倍して応力を算出している。これらの結果から，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。

表3-1 トップヘッドフランジの主要仕様

項目	柏崎刈羽6号炉	柏崎刈羽7号炉
最高使用圧力 (MPa)	0.31	0.31
最高使用温度 (℃)	171	171
材料	SGV480	SGV480
フランジ内径 (mm)		
上鏡厚さ (mm)	24	24

【6号炉】 トップヘッドフランジの構造健全性評価結果 (200°C, 2Pd)

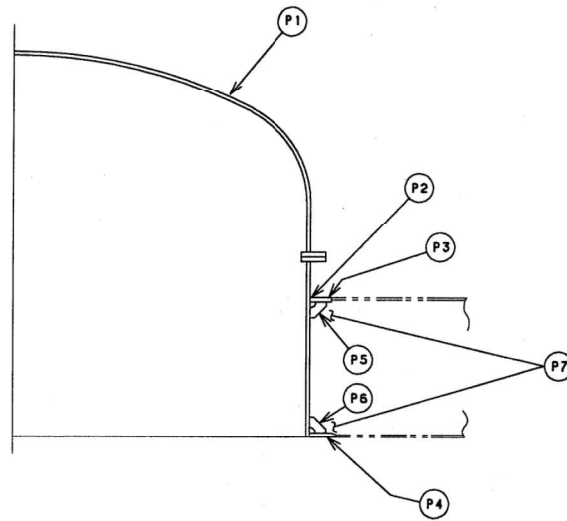


図 3-2 柏崎刈羽 6 号炉 トップヘッドフランジ

表 3-2 鋼製耐圧部の応力評価まとめ

(単位: MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力比
		P _m		P _L +P _b		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P1	上鏡球殻部とナックル部の 結合部	—	—		422	
P2	上鏡円筒胴のフランジプレ ートとの結合部	—	—		422	

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 3-3 貫通部アンカの応力評価まとめ

(単位:MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	曲げ応力		せん断応力		応力比	
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん断
P4	フランジプレート(下側)		312		156		
P6	ガセットプレート(下側)		—		156		

表 3-4 コンクリート部の応力評価まとめ

(単位 : N/mm²)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力度		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力度	
P7	コンクリート部		27.5	

以上の結果より、柏崎刈羽 6 号炉のトップヘッドフランジの 2Pd, 200°Cにおける構造健全性を確認した。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

【7号炉】 トップヘッドフランジの構造健全性評価結果 (200°C, 2Pd)

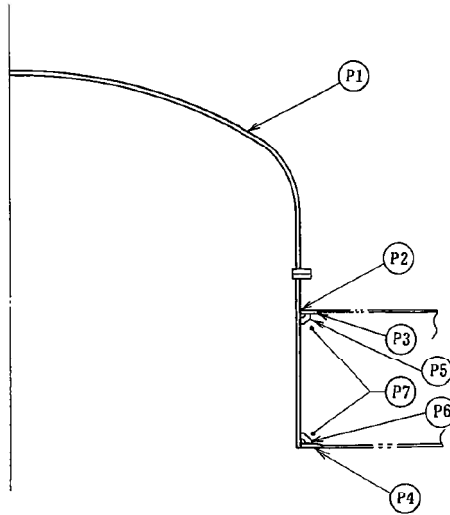


図 3-3 柏崎刈羽 7 号炉 トップヘッドフランジ

表 3-5 鋼製耐圧部の応力評価まとめ

(単位: MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力比
		P _m		P _L +P _b		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P1	鏡板	—	—		422	
P2	鏡板のスリーブとの結合部	—	—		422	

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 3-6 貫通部アンカの応力評価まとめ

(単位:MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	曲げ応力		せん断応力		応力比	
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん断
P4	フランジプレート(下側)		312		156		
P6	ガセットプレート(下側)		—		156		

表 3-7 コンクリート部の応力評価まとめ

(単位 : N/mm²)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力度		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力度	
P7	コンクリート部		27.5	

以上の結果より、柏崎刈羽7号炉のトップヘッドフランジの2Pd, 200℃における構造健全性を確認した。

②既往研究成果による評価

トップヘッドフランジについては、NUPEC 評価で実施した鋼製格納容器構造挙動試験の結果に基づき、試験体との構造・寸法の差異の影響を考慮して構造健全性を確認する。NUPEC 評価において、鋼製格納容器をモデル化した 1/10 スケールモデル試験体を用いた耐圧試験を行い、限界圧力を評価している。図 3-4 に 1/10 スケールモデル試験体の構造を示す。耐圧試験の結果、限界圧力は約 4.6MPa であり、それ以下では破損が生じないことが確認できている。なお、破損部位は上鏡以外の部位であった。当該試験体の上鏡の耐力は 4.6MPa 以上であるものと想定されるが、本評価においては、4.6MPa を基準に評価する。これらを用いて、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉のトップヘッドフランジの 2Pd における健全性を確認する。

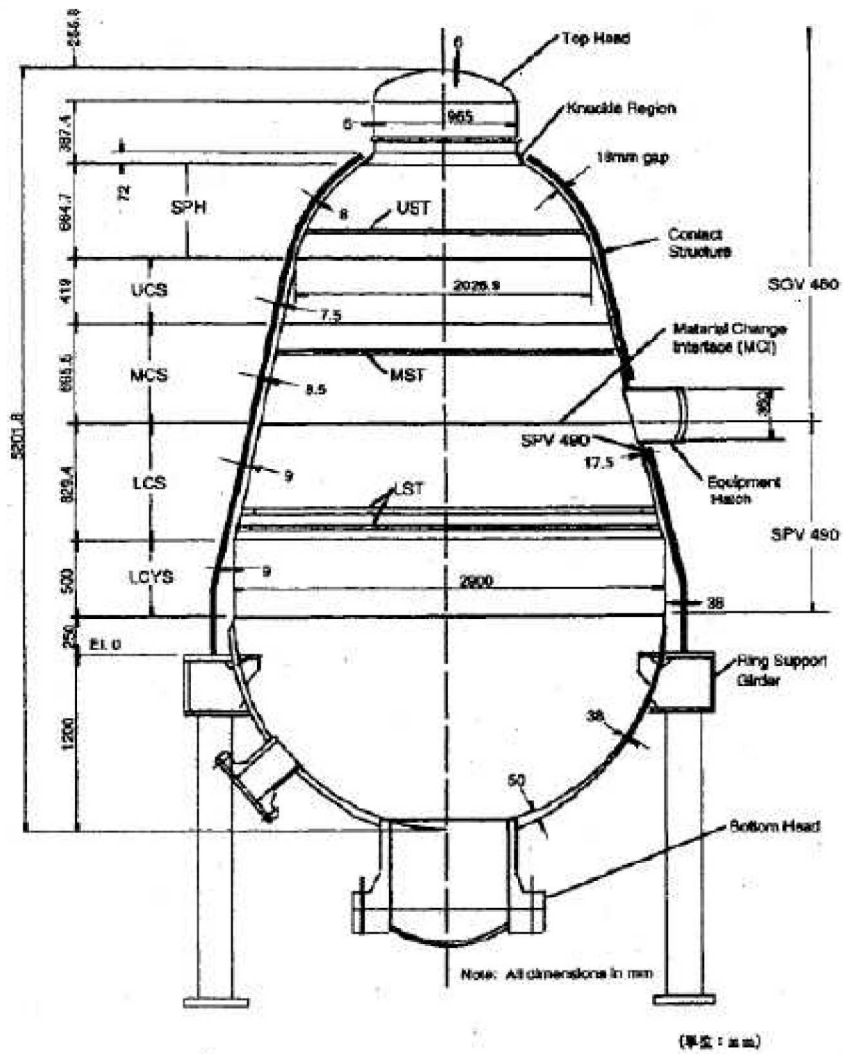


図 3-4 1/10 スケールモデル試験体

出典：平成 14 年度 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

上鏡形状(さら形鏡板)に対する必要板厚は, 設計・建設規格により計算式(3.1)で求められる。この式を変形した式(3.2)から弾性限界圧力P を算出する。

$$t = P \cdot R \cdot W / (2 \cdot S_y \cdot \eta - 0.2P) \quad \dots\dots(式3.1)$$

$$P = 2 \cdot S_y \cdot \eta \cdot t / (R \cdot W + 0.2 \cdot t) \quad \dots\dots(式3.2)$$

鋼材の200°Cにおける設計降伏点 $S_y=226\text{MPa}$, 継手効率 $\eta=1$ とすると, 弾性限界圧力P は表3-8 となる。

ここで,

R : 内半径

r : すみ肉の丸み半径

t : 板厚

W : さら形鏡板の形状に応じた係数

$$W = (1/4) \cdot \{3 + \sqrt{(R/r)}\}$$

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 3-8 トップヘッドフランジの弾性限界圧力

	トップヘッド フランジ (6/7 号炉)	1/10 スケール 試験体 上鏡	Mark-II 改 上鏡 (参考)
R		873mm	
r		166.7mm	
t		6mm	
W		1.3	
P	0.895MPa	2.387MPa	0.955MPa

NUPEC 評価での1/10 スケール試験体の上鏡は、理論式(3.2)で求められる弾性限界圧力(約2.4MPa)を上回る圧力(約4.6MPa)に対して健全性が確認されている。

1/10 スケール試験体はMark-II 改良型のトップヘッドフランジを想定して試験が行われたものであるが、Mark-II 改良型のトップヘッドフランジとRCCVのトップヘッドフランジは基本的な構造は同じである。表3-8の弾性限界圧力Pからも耐圧強度が同程度であることが確認できる。

以上の結果から、トップヘッドフランジは200°C条件において、理論式(3.2)から求めた弾性限界圧力0.895MPa(約2.8Pd)までは、少なくとも健全性を有するものと考えられる。よって、トップヘッドフランジは2Pdにおいても健全性は確保できると考えている。

(2) フランジ固定部の強度

①縮付ボルトの強度評価

フランジの縮付ボルトについて、原子炉格納容器限界温度、圧力(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。トップヘッドフランジ縮付ボルト基本仕様を表3-9、評価結果を表3-10に示す。いずれも許容応力以下であることから、縮付ボルトは200℃, 2Pdにおいて健全である。

表3-9 トップヘッドフランジの縮付ボルト基本仕様

項目	6号炉	7号炉
ボルトの材質	SNCM439	SNCM439
ボルトの呼び		
ボルトの本数		

表3-10 縮付ボルトの評価結果 (単位:MPa)

評価部位	6号炉	7号炉	許容値
トップヘッドフランジ			576

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ABWR代表プラントとして7号炉のトップヘッドフランジ部における開口量を評価した。解析モデルを図3-5に、開口量の解析評価結果を図3-6に示す。なお、本FEM解析の妥当性については別紙-3「トップヘッドフランジ等の開口量評価の妥当性について」で示す。2Pdにおける開口量は、内側ガスケット部で約1.3mm、外側ガスケット部で約0.9mmとなる。

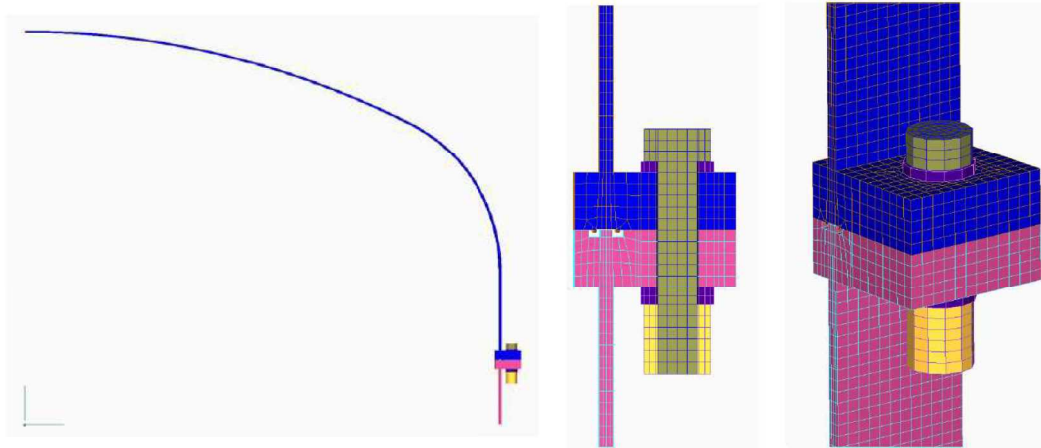


図3-5 トップヘッドフランジ開口量評価の解析モデル

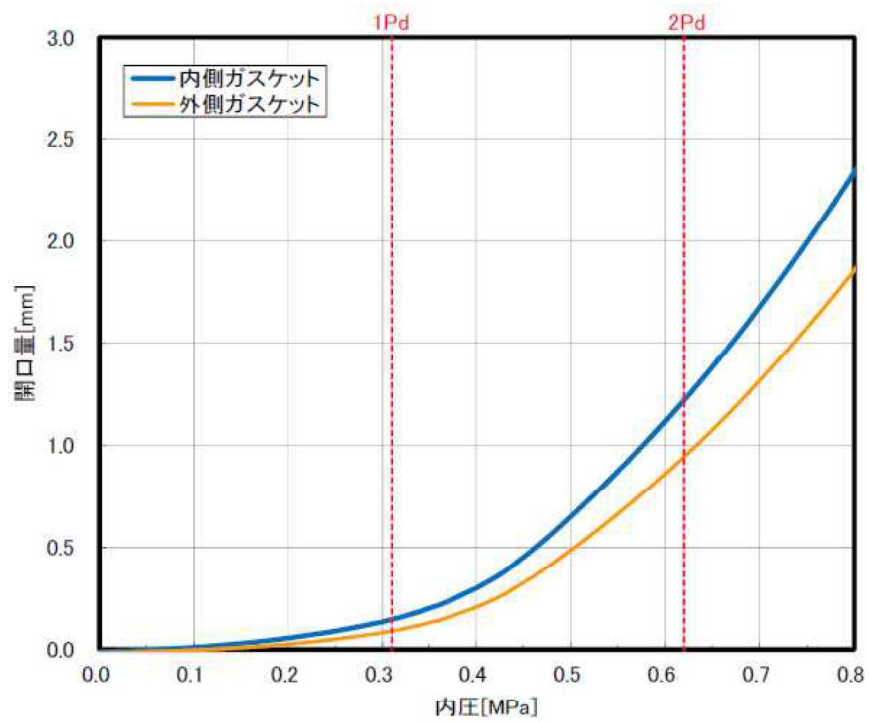


図3-6 トップヘッドフランジの各ガスケット部の圧力と開口変位の関係

(3) ガスケットの健全性

福島第一原子力発電所事故で原子炉格納容器内雰囲気漏えいした経路として、原子炉格納容器トップヘッドフランジ、機器搬入用ハッチ等のフランジシール部が推定漏えい経路の1つであると考えている。原子炉格納容器の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、福島第一原子力発電所事故のような事故環境に晒されると、原子炉格納容器トップヘッドフランジ等の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、柏崎刈羽原子力発電所 6, 7 号炉原子炉格納容器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 E P D M 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 E P D M 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。

① シール材（改良 E P D M）の圧縮永久ひずみ試験結果について

改良 E P D M 製シール材の事故時環境における劣化特性を、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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

温・高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じて圧縮永久歪み試験を実施した。その結果を表 3-11 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、圧縮永久ひずみが表 3-11 で示す「」の場合は、シール材の初期締付量が である 7 号炉を例にとると、 戻ることを意味する。この場合、 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。

表 3-11 改良 E PDM 製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果

No	放射線照射	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験		
				24h	72h	168h
1	800kGy	乾熱	200℃	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
2	800kGy	乾熱	250℃			
3	800kGy	蒸気	200℃			
4	800kGy	蒸気	250℃			

② 改良E P D M製シール材の性能確認試験

②-1 実機を模擬した小型フランジ試験

改良E P D M製シール材の性能を確認するために、圧縮永久歪み試験に加え、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。試験装置を図3-7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asket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1mm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 $2Pd(0.62\text{MPa})$ 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機器搬入用ハッチのフランジ開口量(約1.4mm)に余裕をもたせた開口量

(1.6mm) を 1/2 スケールにしたものである。

試験の詳細は別紙-4「改良E PDMシール材の試験について」で示しており、本試験により 200°Cが 168 時間継続した場合の改良E PDM製シール材のシール機能の健全性を確認した。

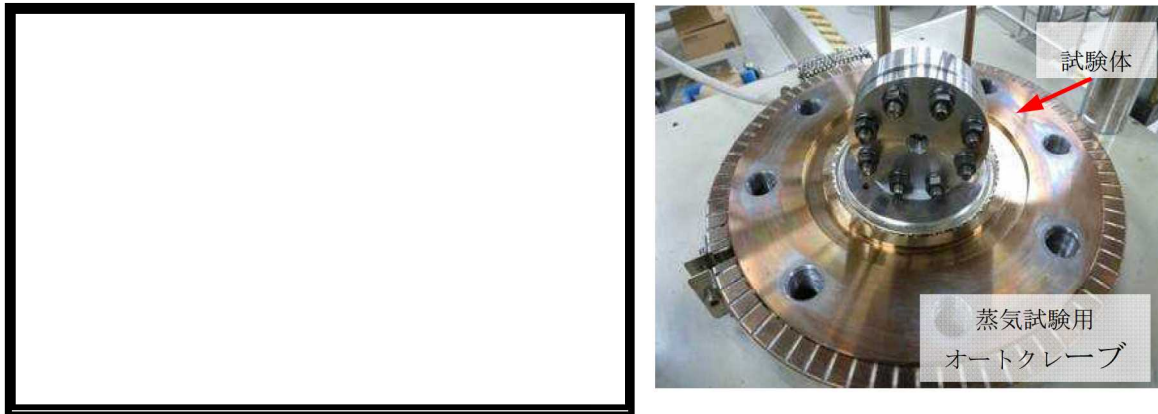


図 3-7 改良E PDM製シール材の性能確認試験装置

②-2 実機フランジモデル試験

改良E P D M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（Oリング径：約 250mm）の実機フランジモデル試験も実施しているところであり、実機条件に近い状態でのシール健全性の確認を進めているところである。試験装置は図 3-8、図 3-9 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asket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、E P D M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 $2P_d(0.62\text{MPa})$ を包絡する圧力で気密性を確認しており、その試験結果を別紙-11 に示す。本試験結果により 200℃が 168 時間継続した場合の改良E P D M製シール材のシール機能の健全性を確認した。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 3-8 実機フランジモデル試験の装置概要

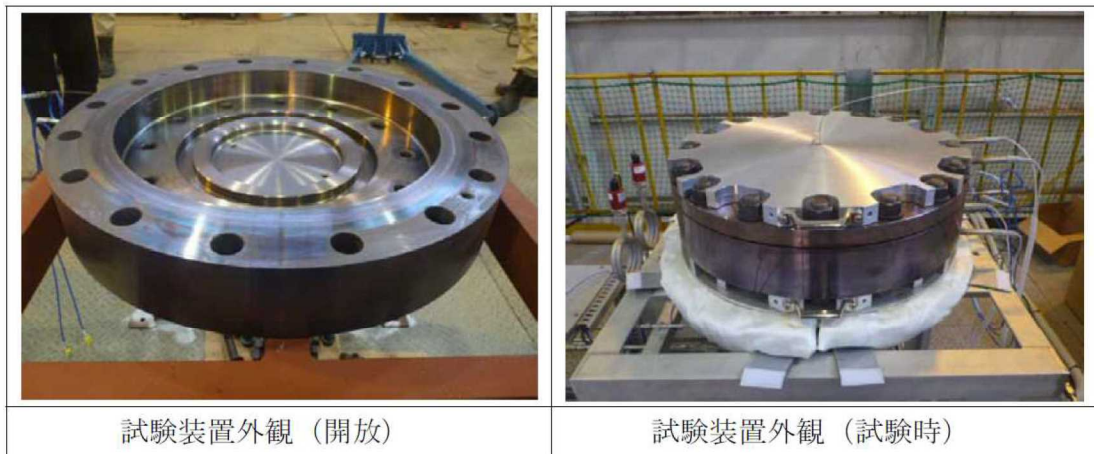


図 3-9 実機フランジモデル試験装置の外観

③ フランジ開口量を考慮した漏えい評価

前述①および②を踏まえ、事故時環境下に曝されることによるシール材劣化（シール材追従量の低下）と、原子炉格納容器の限界温度・圧力によるフランジ開口量を考慮し、限界温度・圧力である 200℃、2Pd 条件下におけるシール材の機能確保に関する評価線図を図-3.10 に示す。

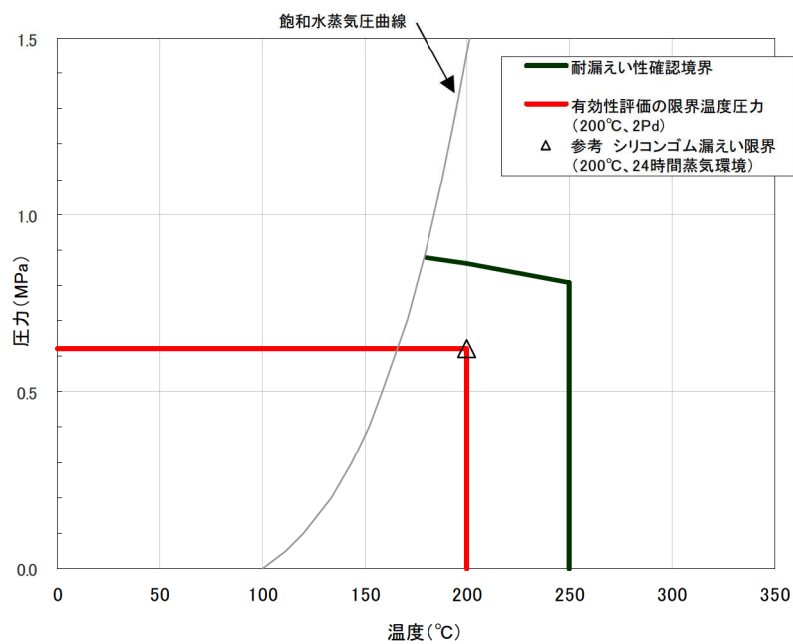


図 3-10 シール材の機能確保に関する評価線図（トップヘッドフランジ）

図中の黒太線は、シール部の健全性を確認している範囲を示す線である。この黒太線において、温度依存の傾きのある部分は、格納容器のトップヘッドフランジ部の構造解析結果（図-3.6）とシール材の圧縮永久ひずみ試験結果（表-3.11）から、フランジ部の開口量にシール材が追従できなくなる境界を示すものである（解析で示したフランジ部の開口量が、改良E PDMの圧縮永久ひずみ（乾熱、7日間）に基づき定めたシール材の戻り量と等しくなったときに漏えいすると評価）。

一方、黒太線において、温度が 250℃一定の垂直の部分は、改良 E P DMを用いたフランジ部の小型モデル試験結果から、過圧・過温状態におけるシール材の健全性が確認できている範囲を示すものである（格納容器シール部の形状を模擬した試験装置を用いて、漏えいが発生する圧力、温度の評価）。なお、250℃で実施した小型モデル試験では、漏えいは生じていないため、実際の限界温度はさらに高い温度となる。

上記の結果から、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 E P DM性シール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。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、福島事故の分析からも確認されており、福島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シール材を用いることにより、機能を向上させる。

④ バックアップシール材のシール機能について

当社は福島第一原子力発電所の事故知見を踏まえ、格納容器閉じ込め機能の更なる信頼性向上を目的としてバックアップシール材を開発した。バックアップシール材は図 3-11 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、図 3-12 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。

④-1 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日安である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)。変位は、格納容器限界圧力2Pd時のバックアップシール材塗布位置を考慮し、機器搬入用ハッチの外側ガスケットのフランジ開口量をもとに1mmに設定した。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。

試験の詳細は別紙-5「バックアップシール材の試験について」で示しており、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。

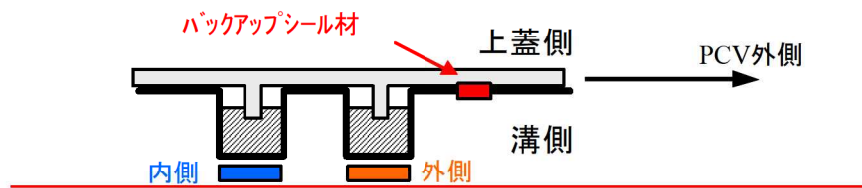


図 3-11 バックアップシール材イメージ図

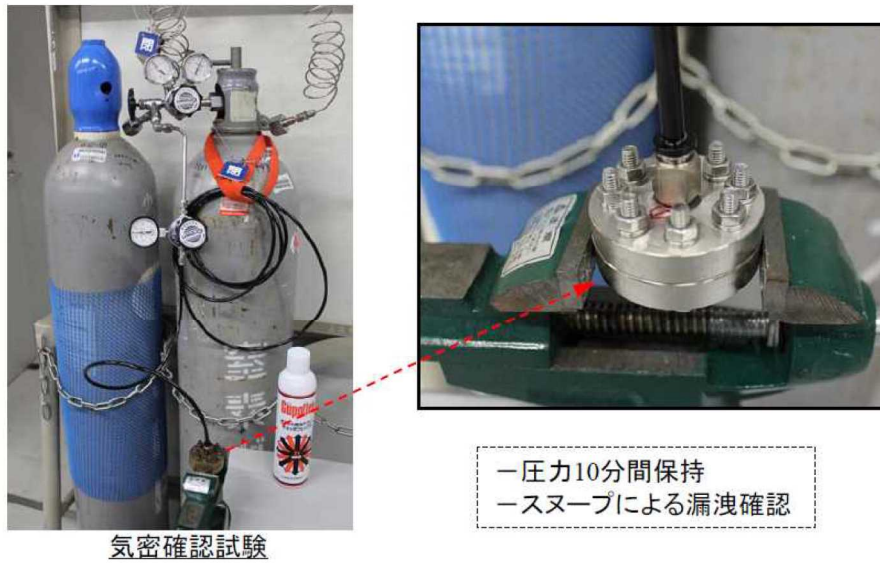


図 3-12 バックアップシール材の気密試験

表 3-11 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

⑤ -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表 3-12 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。

表 3-12 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	

④-3 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表 3-12 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。

⑤「改良E P D M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④で示す通り、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E P D M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E P D M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E P D M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E P D M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E P D M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。

なお、フランジ部にバックアップシール材を塗布することに関するフランジ設計に対する影響評価については、別紙-16において評価している通りであり、フランジへの悪影響はないものと考えている。

⑥ 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（試験装置を図 3-13 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する。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。試験の詳細は、別紙-5「バックアップシール材の試験について」の「(4)長時間試験」で示す。

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「大LOCA+SB0+ECCS機能喪失」について、事故後168時間以降も有効性評価で使用した設備以外は復旧せず、フィードアンドブリードを続けたとした場合、事故発生から30日後のドライウェル温度は130℃以下であることが評価で示されている。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。



図3-13 「改良EPDM+バックアップシール材」組合せ試験装置

表3-13 「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+	乾熱200℃	30日	800kGy	He	0.9MPa	漏えいなし
バックアップシール材	乾熱200℃	45日	800kGy	He	0.9MPa	漏えいなし

3.3評価まとめ

トップヘッドフランジの健全性評価結果を表3-14に示す。

表3-14 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)	本体の耐圧	①応力評価	200℃, 2Pdにおける各部の応力評価を実施	○
		②既往研究を用いた評価	2Pdにおける健全性を, NUPEC実施の1/10スケール試験を用いて評価	○
(2)	フランジ固定部の強度	①締付ボルト評価	200℃, 2Pdにおける締付ボルトの応力評価を実施	○
		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 (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, PCV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	「改良E P D M製シール材」で200℃, 2Pdにおけるシール機能を評価 更なる安全対策向上として「改良E P D M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E P D M製シール材の長期信頼性を補強する。	○