

バックアップシール材の試験について

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

- (1) 高温曝露及び蒸気曝露後気密確認試験
- (2) 開口模擬後気密確認試験
- (3) 実機適用性試験
- (4) 長時間試験（改良 EPDM との組み合わせ）

各々の試験の詳細を以下に示す。

- (1) 蒸気曝露試験（250℃×168 時間）後気密確認試験

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

- ① γ 線照射

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

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

- ② 高温曝露

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

- ③ 蒸気曝露

東京電力技術開発センター第二研究棟の蒸気用オートクレーブを使用

して、試験体（3個）を1MPa、250℃の蒸気環境下で168時間曝露を実施した。蒸気用オートクレーブの系統図を図2に、試験体設置状況を図3に示す。

④ He 気密確認試験

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

⑤ FT-IR 分析

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



図1 小型試験治具寸法

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。

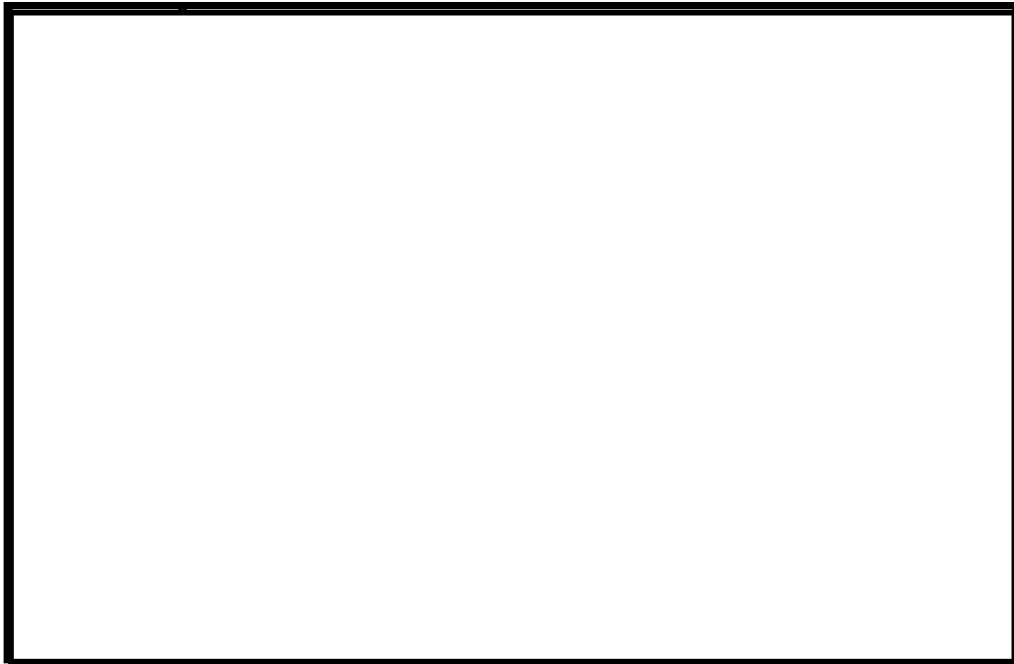


図2 蒸気用オートクレーブ系統図

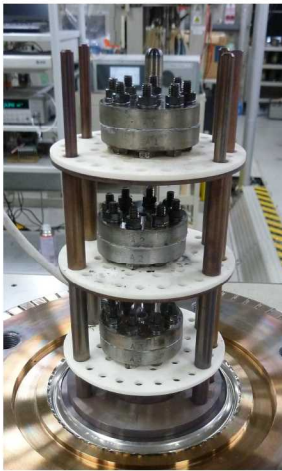


図3 蒸気曝露
試験片設置状況

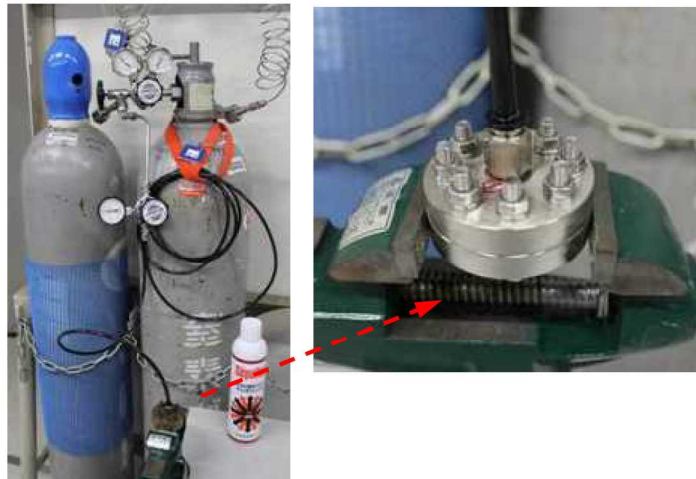


図4 気密確認試験状況

表 1 He 気密確認試験結果（高温曝露後）

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

○：リーク及び圧力降下なし

表 2 He 気密確認試験結果（蒸気曝露後）

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

○：リーク及び圧力降下なし



図 5 FT-IR 分析結果

(2) 開口模擬後気密確認試験

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

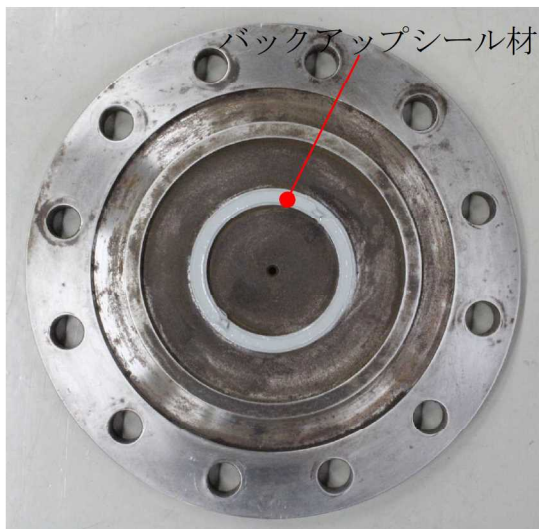


図 6 バックアップシール材塗布状況
(1.5mm 厚さ)



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

表 3 開口模擬後 He 気密確認試験結果

No.	塗布厚さ	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa	備考
4	1.5mm	変位付与前	○	○	○	
		1.0mm	○	○	○	
5	5.0mm	変位付与前	○	○	○	
		1.0mm	○	○	○	
6	1.5mm	変位付与前	○	○	○	
		1.9mm	○	○	○	

○：リーク及び圧力降下なし

(3) 実機適用性試験

実機フランジは直径が大きく塗布長さが長いため、実際にバックアップシール材を適用した場合に問題なく気密性が担保出来るか否か、また、既存のシール材との干渉の有無を確認するため、柏崎刈羽原子力発電所 4 号機 SRV ハッチを使用してバックアップシール材を塗布と局所漏えい試験を実施した。

バックアップシール材塗布条件は、図 8 に示す内外シール材に PCV 外側にバックアップシール材を塗布して既存シール材とバックアップシール材との干渉の有無を確認する条件、図 9 に示す内シール材と PCV 外側にバックアップシール材塗布のバックアップシール材単体でシール機能を持つことを確認する条件の 2 通り実施した。いずれも局所漏えい試験結果は良好であった。なお、バックアップシール材の塗布時には、塗布厚さが 1～1.5mm 程度となる様に治具を用いて作業を実施した (図 10 参照)。

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。

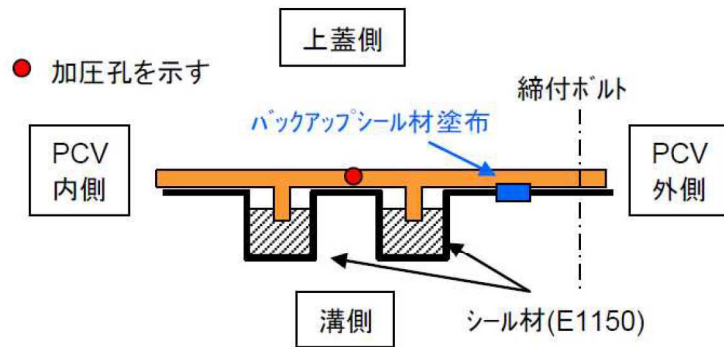


図8 内外シール材+PCV 外側バックアップシール材塗布条件

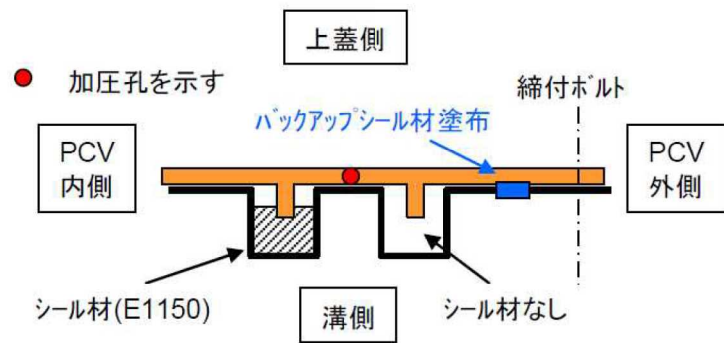


図9 内シール材+PCV 外側バックアップシール材塗布条件

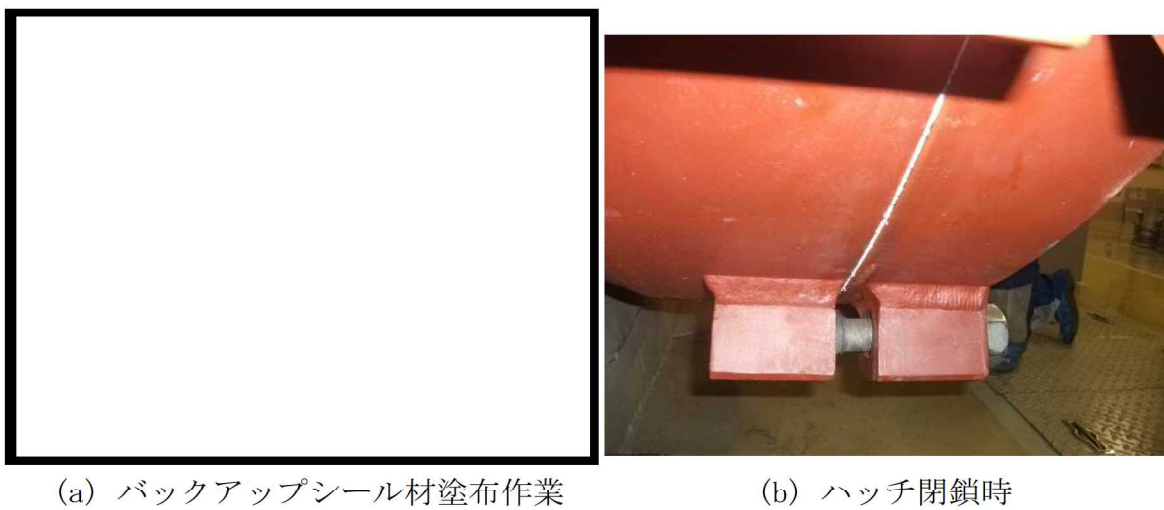


図10 柏崎刈羽原子力発電所4号機SRVハッチ試験状況

(4) 長時間試験

シビアアクシデントにおいては、復旧までに相応の日数が必要と考えられることから、30日、又はそれ以上の期間曝露したシール材の気密性を確認することを目的に、改良 EPDM シール材（ γ 線照射量 800kGy）とその外側にバックアップシール材を適用した条件で、長期間高温曝露を実施した後に He 気密確認試験を行い漏えいの有無を確認した。各々の詳細条件を以下に示す。また、試験体の状況（改良 EPDM+バックアップシール材塗布）を図 11 に示す。

① 高温曝露

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

② He 気密確認試験

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



図 11 試験体の状況
(改良 EPDM+バックアップシール材)



図 12 He 気密確認試験状況

表 4 He 気密確認試験結果

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

○ : リーク及び圧力降下なし

補足：他構造部材への影響について

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

以 上

一次＋二次応力の評価について

1. 一次＋二次応力評価

添付資料 3～6 に示す格納容器の健全性評価において、トップヘッドフランジ、ハッチ類、エアロック、配管貫通部の一次応力評価を記載している。これは、重大事故時の応力評価について、JSME 設計・建設規格の運転状態 IVにおける荷重の組合せに準じて一次応力評価を実施したものである。一方、格納容器の温度上昇に伴う構造健全性への影響についても確認する必要があるため、一次＋二次応力の評価についても実施している。本資料では、その評価結果を示す。

2. 評価結果

トップヘッドフランジ、ハッチ類、エアロック、配管貫通部の一次＋二次応力評価の、評価基準値を $2S_y$ として実施した。その結果、 $2S_y$ を超過し、塑性域に達すると見込まれる部位が確認された。これらの評価結果について、材料別で一次＋二次応力が最大になる箇所及びそのときの弾塑性ひずみを表 1, 2 に示す。弾塑性ひずみが最大となる材料は SUS304LTP であり、弾塑性ひずみ値は約 12%となるが、JIS G 3459 配管用ステンレス鋼管で示す機械的性質によると、SUS304LTP の伸びは 22%以上であるため、今回の評価結果から破断に至るものではない。よって、 200°C 、 $2P_d$ 環境下における原子炉格納容器の閉じ込め機能は確保可能と考えている。

表 1 残留ひずみ評価のまとめ (6号炉)

材質	σ_n [MPa]	2Sy [MPa]	E [MPa]	ϵ_p [-]	ϵ_{ep} [-]	機器名
SFVC2B						配管貫通部 X-220 (P3)
SGV480						下部 D/W アクセストンネルスリーブ及び鏡板 (所員用エアロック付) (P5)
STS480						配管貫通部 X-200B, C (P2)
SUS304L						配管貫通部 X-204~206, 222 (P5)
SPV490						下部 D/W アクセストンネルスリーブ及び鏡板 (所員用エアロック付) (P9)
SUSF316L						配管貫通部 X-215 (P3)
SUS304LTP						配管貫通部 X-210B, C (P2)

σ_n : 一次+二次応力 (それぞれの材質ごとに最大の応力となる点を評価した)

ϵ_p : 塑性ひずみ

ϵ_{ep} : 弾塑性ひずみ

表 2 残留ひずみ評価のまとめ (7号炉)

材質	σ_n [MPa]	2Sy [MPa]	E [MPa]	ϵ_p [-]	ϵ_{ep} [-]	機器名
SFVC2B						配管貫通部 X-220 (P3)
SFVC2B※						配管貫通部 X-31C (P3)
SGV480						配管貫通部 X-31C (P2)
STS480						配管貫通部 X-200B, C (P2)
SUS304						配管貫通部 X-70, 71A/B, 72 (P3)
SUS304L						配管貫通部 X-204 (P5)
SUS304LTP						配管貫通部 X-204 (P2)

σ_n : 一次+二次応力 (それぞれの材質ごとに最大の応力となる点を評価した)

ϵ_p : 塑性ひずみ

ϵ_{ep} : 弾塑性ひずみ

※ : 302°C (その他は 200°C)

<参考例> 7号炉 SUS304LTP の弾塑性ひずみの算出

表3 配管貫通部 (X-204) スリーブ取付部の塑性ひずみ

	項目		単位	値	備考
評価条件	一次+二次応力強さ	σ_n	MPa		200℃, 2Pdにおける評価点の応力強さ
	縦弾性係数 (SUS304LTP at 200℃)	E	MPa		設計・建設規格 付録材料図表より
	降伏応力 (SUS304LTP at 200℃)	S_y	MPa		設計・建設規格 付録材料図表より
評価結果	最大応力に対する弾性ひずみ	ϵ_e	—		$= \sigma_n / E$
	弾塑性ひずみ	ϵ_{ep}	—		$= (\sigma_n \cdot \epsilon_e) / S_y$
	降伏応力での弾性ひずみ	ϵ_y	—		$= S_y / E$
	塑性ひずみ	ϵ_p	—		$= \epsilon_{ep} - \epsilon_y$

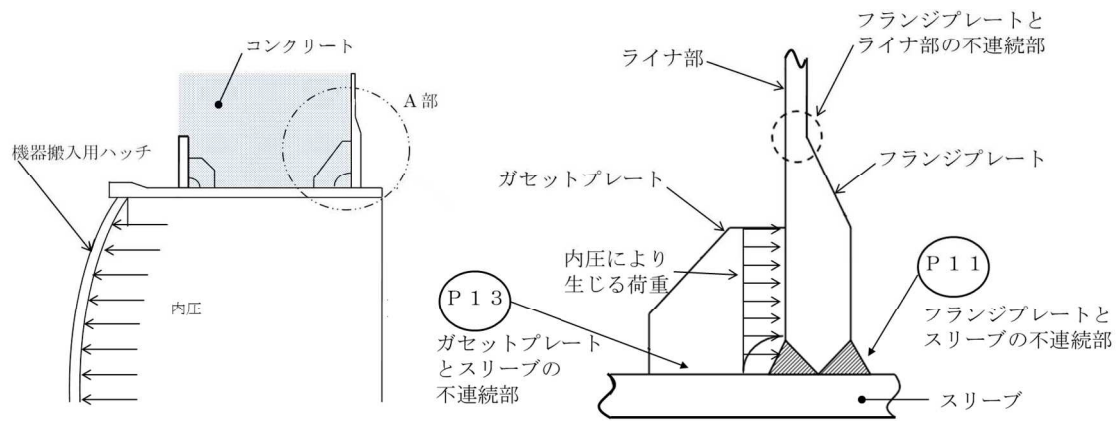
ライナの不連続部の評価について

ライナの不連続部の評価として、ライナ部と貫通部アンカに分けて評価を行う。

1. ライナ部の不連続部の評価

ライナ部の不連続部の代表例としてライナ部と上部ドライウエル機器搬入用ハッチの接続部を図1-1に示す。ライナ部と上部ドライウエル機器搬入用ハッチのフランジプレートの不連続部はA部拡大図に示す破線部である。

図1-2に示すように 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、ABWR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を実施している。この有限要素法による評価では、ABWRプラントのRCCV全体モデル解析でライナ部のひずみが大きくなる「上部ドライウエル開口近傍隅角部」を局部評価点として選定し、部分詳細モデルの評価範囲の中に前述の不連続部を含めている。この評価結果は、「2. 原子炉格納容器本体（ライナ部）」に示すように200℃、2Pdの条件下におけるライナ部（不連続部を含む）のひずみは小さく、構造健全性が維持されることを確認した。



A部拡大図

図1-1 ライナと上部ドライウェル機器搬入用ハッチの接続部

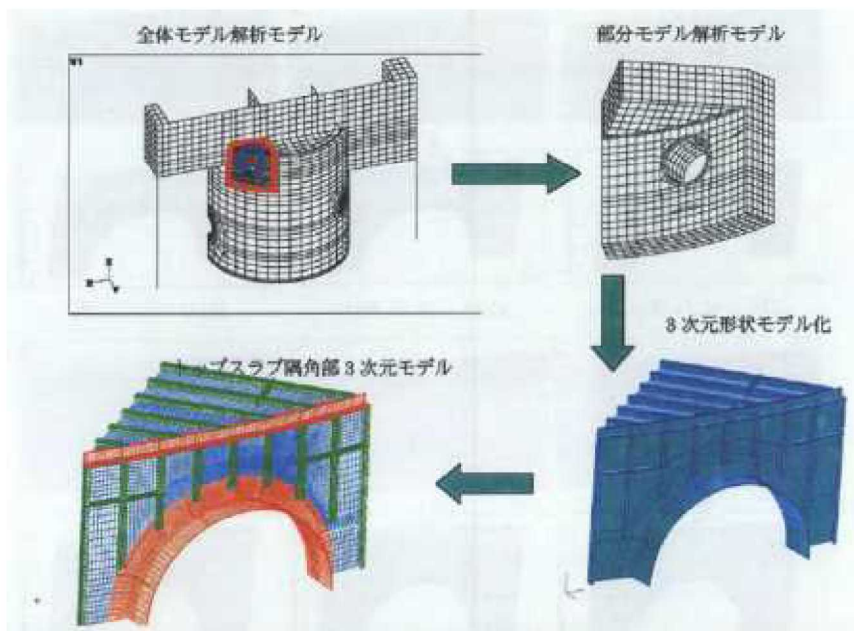


図1-2 上部ドライウェル開口近傍隅角部 評価モデル

2. 貫通部アンカの不連続部の評価

貫通部アンカの評価の代表例として上部ドライウェル機器搬入用ハッチを用いる。従来の鉄筋コンクリート製原子炉格納容器の建設時工事計画認可申請書添付書類「上部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」と同じ

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。

評価手法を用い、貫通部アンカの不連続部の中で最大応力が加わると考えているフランジプレートとスリーブの不連続部、ガセットプレートとスリーブの不連続部に生じる応力を評価した。この時、内圧により生じる荷重は保守的にフランジプレート及びガセットプレートで全て受けていると仮定する。応力の評価結果は表 2-1 に示す通り、200℃、2Pd の条件下における各応力評価点の応力は許容値以下であり、構造健全性が維持されることを確認した。計算の詳細を次頁以降に示す。

表 2-1 フランジプレート及びガセットプレートの応力評価まとめ

応力 評価点 番号	応力評価 点	曲げ応力 (MPa)		せん断応力 (MPa)		応力比 (-)	
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん断
P 1 1	フランジ プレート (内側)		312		156		
P 1 3	ガセット プレート (内側)		—		156		

※評価条件：圧力 2Pd (0.62MPa)，温度 200℃

3. 上部ドライウェル機器搬入用ハッチ 貫通部アンカの評価

3.1 フランジプレート(内側) (応力評価点 P 1 1)

3.1.1 形状及び寸法

フランジプレート(内側)の形状及び寸法を図3-1に示す。

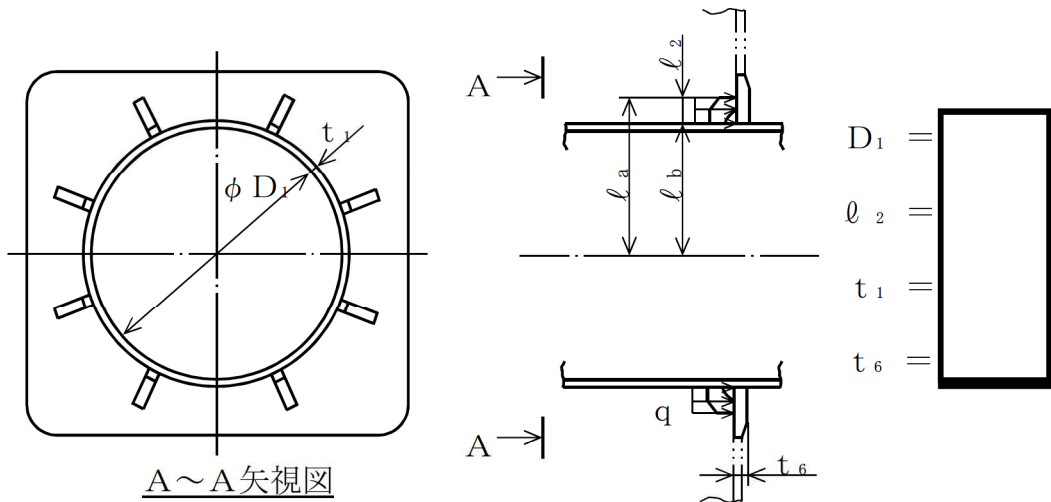


図3-1 フランジプレート(内側)の形状及び寸法 (単位: mm)

3.1.2 最高使用圧力(内圧)による応力

最高使用圧力(内圧)により、フランジプレート(内側)に生じる応力は、図3-2に示すようにフランジプレート(内側)を等分布荷重を受ける3辺固定1辺自由の矩形板にモデル化し、参考文献(1)の式に基づき計算する。

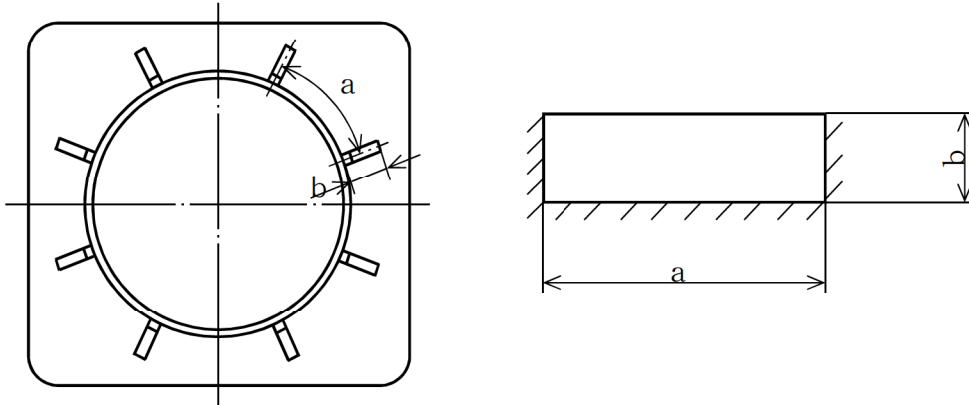


図 3-2 計算モデル

(1) 曲げ応力

$$\sigma_b = \frac{\beta_1 \cdot q \cdot b^2}{t_6^2} =$$

ここに,

$\beta_1 = 3.0$ 参考文献(1)の式より $\beta_1 = 3.0$ の場合,

フランジプレートは片持ばりとして計算される。)

$$a = \pi \cdot (\ell_a + \ell_b) / n$$

$$= \pi \times$$

$$b = \ell_2 =$$

n : ガセットプレートの枚数=8枚

$$q = \frac{(D_1 + 2 \cdot t_1)^2 \cdot P}{4 \cdot (\ell_a^2 - \ell_b^2)} =$$

ℓ_a : 円筒胴中心よりガセットプレート (内側) 外端までの距離

$$= D_1/2 + t_1 + \ell_2 =$$

ℓ_b : 円筒胴外半径

$$-D_1/2 + t_1 = \boxed{}$$

P : 最高使用圧力 (内圧)

$$= 3.16 \text{ kg/cm}^2 (= 1 \text{ Pd})$$

(2) せん断応力

$$\tau = \frac{\gamma_1 \cdot q \cdot b}{t_6} = \boxed{}$$

ここに,

$\gamma_1 = 1.0$ $\boxed{}$ 参考文献(1)より $\gamma_1 = 1.0$ の場合, フランジプレートは片持ばりとして計算される。)

3.1.3 上部ドライウェル機器搬入用ハッチに作用する荷重による応力

上部ドライウェル機器搬入用ハッチに作用する荷重として死荷重による鉛直方向荷重を考慮する。ここで, 荷重の作用位置はすべての場合に対して安全側となるよう上部ドライウェル機器搬入用ハッチの外側端 (フランジ面) とする。

$$ML : \text{モーメント} = W_1 \cdot \ell_1$$

$$= \boxed{}$$

$$Q : \text{せん断力} = W_1 = \boxed{}$$

(1) 曲げ応力

$$\sigma_b = \frac{\beta_1 \cdot q \cdot b^2}{t_6^2} =$$

ここに、

$$q = \frac{4 \cdot M \cdot l_a}{\pi \times (l_a^4 - l_b^4)} =$$

M : モーメント =

(2) せん断応力

$$\tau = \frac{\gamma_1 \cdot q \cdot b}{t_6} =$$

3.2 ガセットプレート (内側) (応力評価点 P 1 3)

3.2.1 形状及び寸法

ガセットプレートの形状及び寸法を図 4-1 に示す。

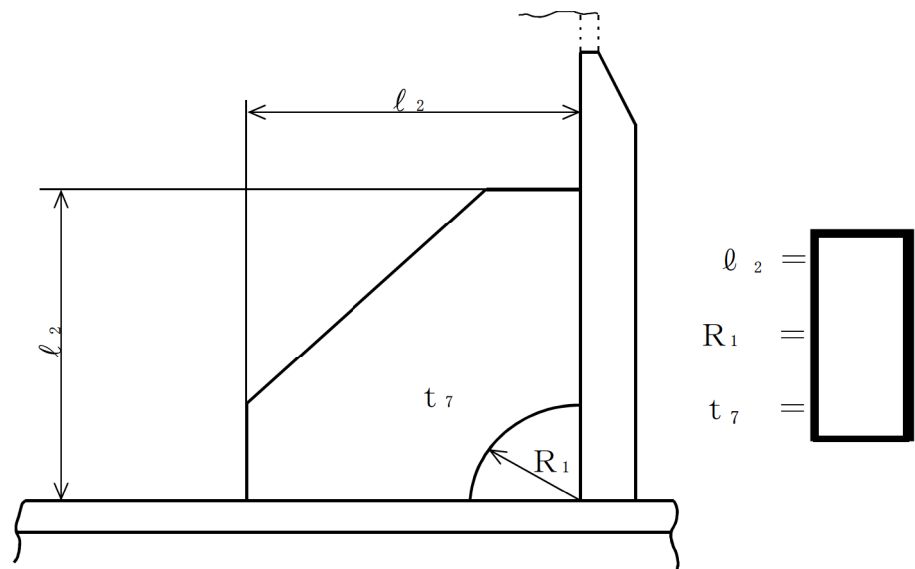


図 4-1 ガセットプレートの形状及び寸法 (単位 : mm)

3.2.2 最高使用圧力(内圧)による応力

最高使用圧力(内圧)によるせん断応力は、図4-2に示すガセットプレート(内側)1枚当たりの分担面積に等分布荷重を受けるものとして次のように計算される。

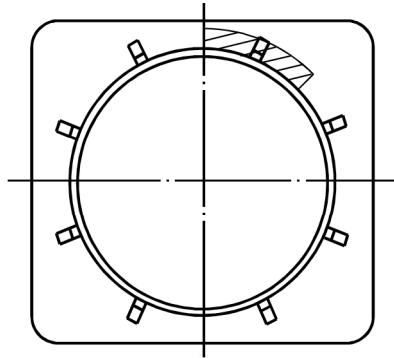


図4-2 ガセットプレート1枚当たりの分担面積

$$\tau = \frac{q \cdot A}{t_7 \cdot (l_2 - R_1)} =$$

ここに、

$$q =$$

A : ガセットプレート(内側)1枚当たりの分担面積

$$= \pi \cdot (l_a^2 - l_b^2) / n$$

$$= \pi \times$$

n : ガセットプレートの枚数=8枚

l_a, l_b 寸法は3.1.2項参照のこと

3.2.3 上部ドライウェル機器搬入用ハッチに作用する荷重による応力

3.1.3 項で計算した荷重がガセットプレートに作用する。

3.2.2 項と同様に計算する。

$$\tau = \frac{q \cdot A}{t_7 \cdot (l_2 - R_1)} =$$

ここに、

$$q =$$

3.3 応力評価

フランジプレート（内側）（応力評価点 P 1 1）及びガセットプレート（内側）（応力評価点 P 1 3）に対する応力評価を表 5-1 に示す。

表 5-1 に示すように、各応力評価点の応力は、許容値以下である。

表 5-1 各荷重によりフランジプレート及びガセットプレートに生じる応力
まとめ

単位：MPa

荷重番号	荷重	P 1 1		P 1 3
		曲げ応力	せん断応力	せん断応力
(1)	最高使用圧力 (内圧)			
(6)	鉛直荷重 (通常)			
(1) × 2 + (6)	評価用応力			
許容応力		312	156	156

4. 参考文献

- (1) WARREN C. YOUNG “ROARK’ S FORMULAS for Stress and Strain” 7th
Edition

格納容器貫通部における楕円変形の影響について

原子炉格納容器の貫通部は、事故条件下において、圧力上昇や温度上昇により貫通部が楕円変形する可能性がある。この影響について、下記のとおり検討を行った。

柏崎刈羽6/7号機の原子炉格納容器の貫通部は、躯体のコンクリートに開口が設けられ、この開口部に貫通部が設置されている。このため、貫通部の胴板の周囲がコンクリートで覆われており、コンクリートの変形以上に貫通部胴板が変形することはなく、また、コンクリート躯体厚さが2 m程度あるため、圧力の変動等によっても、貫通部胴板が大変形することはない（図－1 参照）。

また、ハッチ等の貫通部の蓋は、フランジボルトにより貫通部に固定され、フランジボルト以外に拘束力を作用させるものが存在しないため、フランジ面が内圧以外の要因で開口することはない。

このため、貫通部が変形することにより開口が生じることはないものと考えられる。

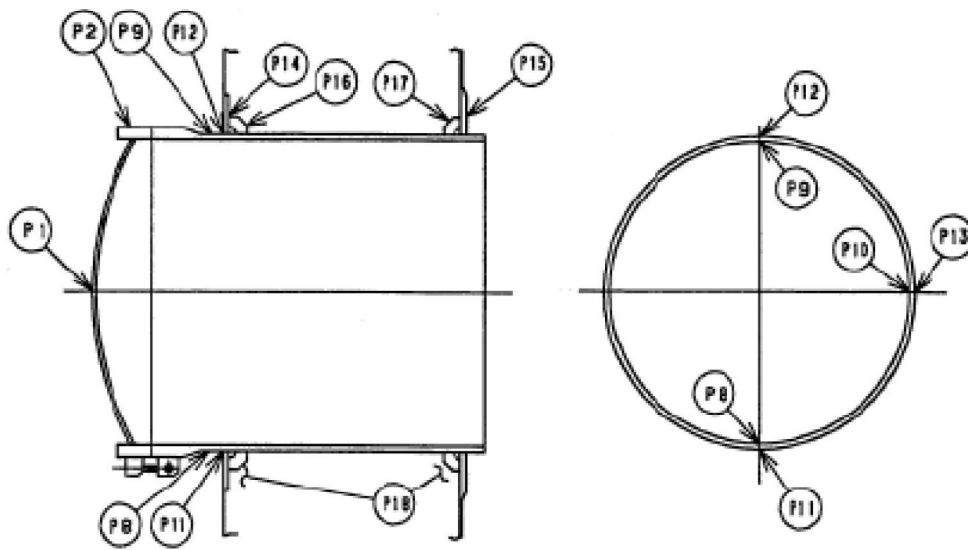


図-1 原子炉格納容器貫通部（機器ハッチの例）

以上

モデル化している各部位の耐震性について

格納容器バウンダリの構成機器について、各機器(ドライウェルトトップヘッド、機器搬入用ハッチ、サプレッションチェンバ出入口、所員用エアロック、原子炉格納容器配管貫通部及び原子炉格納容器電気配線貫通部)について、基準地震動 S_s に対する耐震性を示すため、地震時の発生応力を算出し、供用状態 D_s の評価基準値と比較した。その結果、表 - 1 に示すとおり、全ての評価部位において評価基準値を満足しており、評価対象部位は地震に対して健全性を有していると考ええる。

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

表 - 1 地震時の原子炉格納容器における発生応力及び評価基準値

(7号機)

評価対象	一次応力		
	応力分類	発生応力 (MPa)	供用状態 D _s における評価基準値 (MPa)
ドライウエル トップヘッド	$P_L + P_b$	111	380
上部ドライウエル 機器搬入用ハッチ	せん断応力	55	158
下部ドライウエル 機器搬入用ハッチ	$P_L + P_b$	40	380
サプレッション・ チェンバ出入口	せん断応力	30	164
上部ドライウエル 所員用エアロック	せん断応力	57	158
下部ドライウエル 所員用エアロック	$P_L + P_b$	46	380
原子炉格納容器 配管貫通部	P_m	245	269
原子炉格納容器 電気配線貫通部	曲げ応力	256	317

以上

フランジの開口に対するシール材の復元特性について

1. はじめに

フランジ等のシール部に用いるシール材は、フランジ等の開口量に合わせて形状が変化することによりシール性能を確保しているが、フランジ等の開口量の変化する速度にシール材の形状の変化が追従できない場合には、漏えいが生じる可能性がある。

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

2. シール材の形状変化速度

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

当社が評価している有効性評価に関する事故シナリオにおいて、フランジ開口量の変化速度が最も早くなるのは、熔融炉心がペDESTALに落下した際の圧力上昇時 (FCI 評価) である。この場合における開口量の変化速度は 0.3mm/s 程度であることがわかっているため、これを参照して、0.3mm/s を上回る 300mm/min (5mm/s) 及び 500mm/min (8.33mm/s) を試験速度とした。

試験では、常温下で所定距離 (3.75mm) まで一定速度 (300mm/min 又は 500mm/min) で圧縮後、初期位置まで一定速度 (300mm/min 又は 500mm/min) で荷重を開放し、この際に改良 EPDM 材に加わる圧縮応力を測定する試験を実施した (図 1 参照)。本試験装置では、シール材の荷重を開放するとき、シール材の復元速度が試験装置の開放速度より大きい場合には圧縮応力が計測されることから、これにより、復元速度を測定することができる。

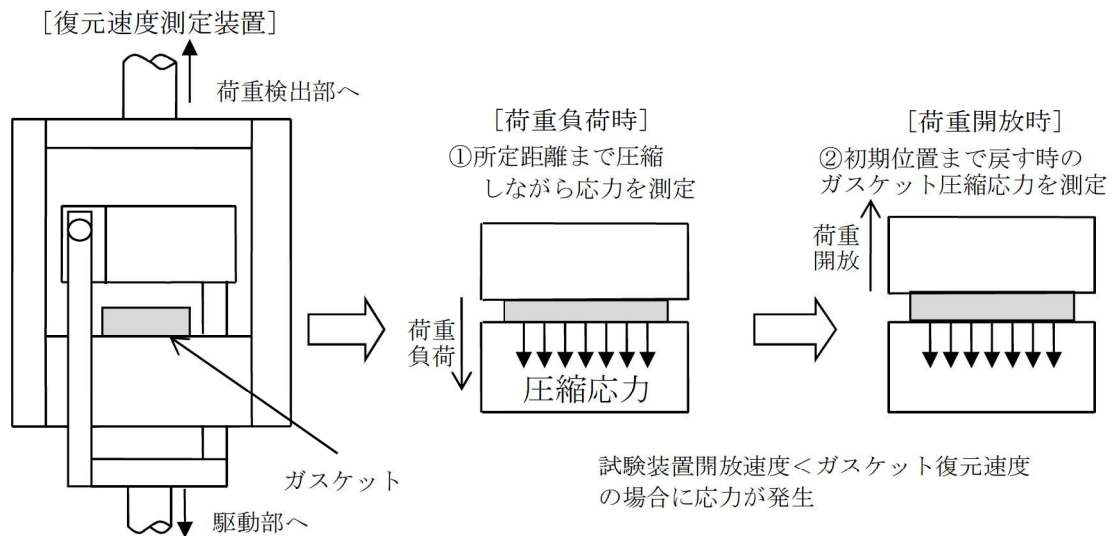


図1 復元速度測定試験の概要

3. 試験結果

試験結果を図2に示す。この図に示すように、荷重開放時の各計測点において圧縮応力が測定されたことから、改良EPDMシール材の復元速度は500mm/min (8.33mm/s) 以上であることを確認した。前述の通り、フランジ開口量の変化速度が最も早くなるのは、溶融炉心がペDESTALに落下した際の圧力上昇時 (FCI 評価) であるが、その時のフランジ開口変化速度は0.3mm/s程度であり、以下の通りシール材復元速度は十分な追従性を有しているものであり、急速な開口に対してもシール機能を維持できるものと考えている。

シール材復元速度 500mm/min (8.33mm/s) 以上 > フランジ開口変化速度
(0.3mm/s)



図2 一定復元速度下で測定した改良 EPDM シール材の圧縮応力

なお、本試験は、劣化していない材料に対して実施したものであるが、表1で示すとおり、劣化後の圧縮永久歪み、硬さ、質量変化率からは、有意な性状変化は見られていない。また、さらに詳細に劣化による影響を確認するために、劣化後の材料のFT-IRやシート面の硬さに関する検討を行った。その結果、シール材の性状に大きな変化は確認されなかった。

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

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

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

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。

<追従性判断に使用できる理由>

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



図 3 FT-IR 測定結果 (シート面)

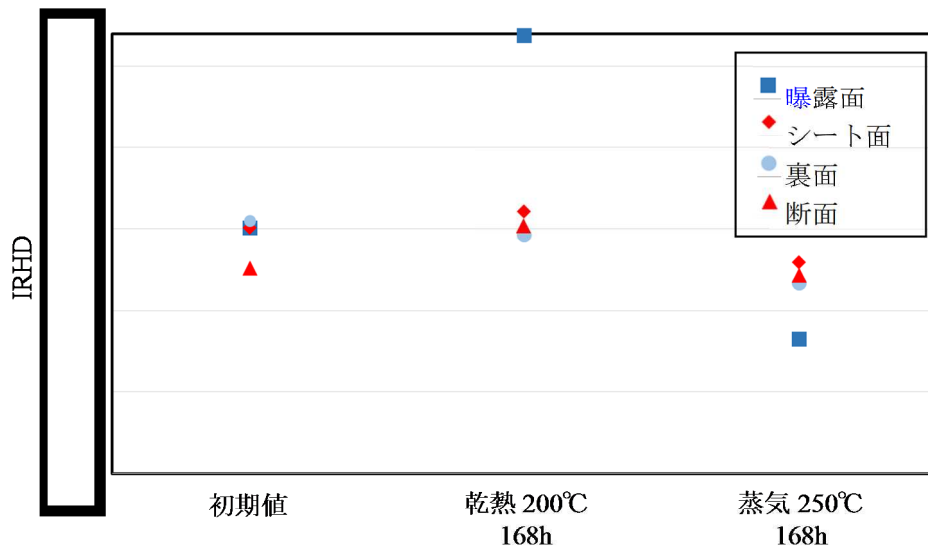


図 4 硬さ測定結果
別紙 10-5

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。

また、上記試験に加え、劣化した試験体を用いた復元速度測定も実施している。試験条件を表 2、試験結果を図 5、6 に示しているが、劣化後においても復元速度は 500mm/min 以上であり、十分な復元速度を有していることが確認できた。

表 2 劣化試験体を用いた復元速度測定試験の試験条件

ケース	材料	照射量	曝露媒体	曝露温度	試験体数
1	改良 EPDM	1MGy	蒸気	200℃ (168 時間)	3 個
2	改良 EPDM	1MGy	蒸気	200℃ (168 時間) + 150℃ (168 時間)	3 個

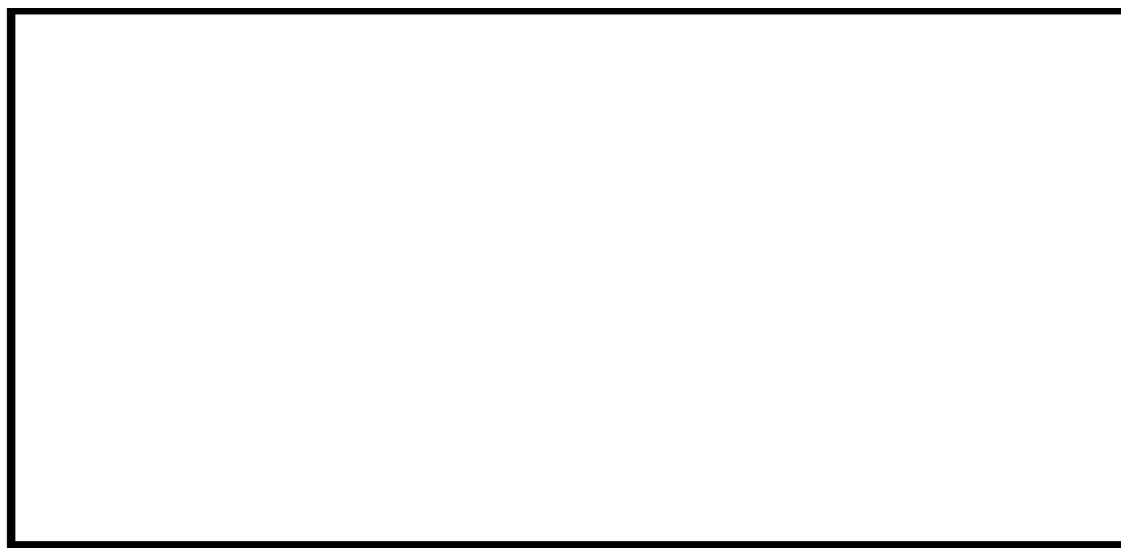


図 5 復元速度測定試験 (試験数：各 3)

(劣化条件<ケース 1>：放射線 1MGy, 熱 200℃, 168h)

(左：300mm/min, 右：500mm/min)



図6 復元速度測定試験（試験数：各3）

（劣化条件＜ケース2＞：放射線 1MGy， 熱（蒸気）200℃， 168h⇒150℃， 168h）

（左：300mm/min， 右：500mm/min）

本試験で得られた結果から、劣化を考慮した場合の改良 EPDM 製シール材の復元速度は 500mm/min (=8.33mm/s) 以上あることが確認できる。これは、有効性評価で考慮している最もフランジ開口の変化速度早い事象（0.3mm/s）と比較しても、十分な裕度を有しており、試験データにもばらつきが小さいことから、事故時に必要なシール性能を維持できるものと評価できる。

実機フランジモデル試験の概要について

改良EPDM材のシール機能の性能確認として、実機フランジモデルを用いて、実機条件に近い状態でのシール健全性の確認を行った。試験フローを図1に示し、試験の概要を以下に示す。

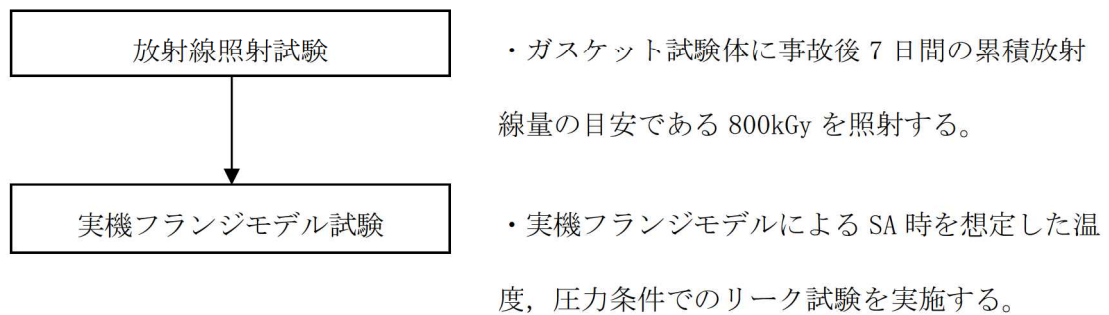


図1 実機フランジモデル試験フロー

1. 試験装置

実機フランジ模擬試験の試験装置は図2に示すようにフランジユニット、ガス供給ユニット、リークガス計測ユニットから構成される。フランジユニットは、直径250mmのガスケット試験体を組み込んで内部を加圧可能な試験フランジと、試験フランジを所定の試験条件に加熱制御するためのフランジ加熱ヒータから構成される。試験フランジのガスケット試験体を組み込む溝断面形状(フランジ型式)は実機フランジで採用されているタング&グループ型(T&G型)、甲丸型の2種類を模擬している。フランジ断面形状は実機と同形状であり、中心径のみを縮小した試験装置としているため、試験で得られ

たリーク量は、ガスケット径比で補正することで実機フランジのリーク量に適用できる(図3参照)。また、内圧上昇後の格納容器フランジの開口を模擬するため、ガスケット試験体の押込み量をフランジ間に設置する調整シムにより設定する。ガス供給ユニットは、高压空気ポンベと圧力調整器から構成され、所定の圧力に調整された加圧ガスを空気加熱器により所定の温度に加熱制御する。リーク量はリークガス計測ユニットのマスフローメータにて計測される。試験装置外観写真を図4に示す。

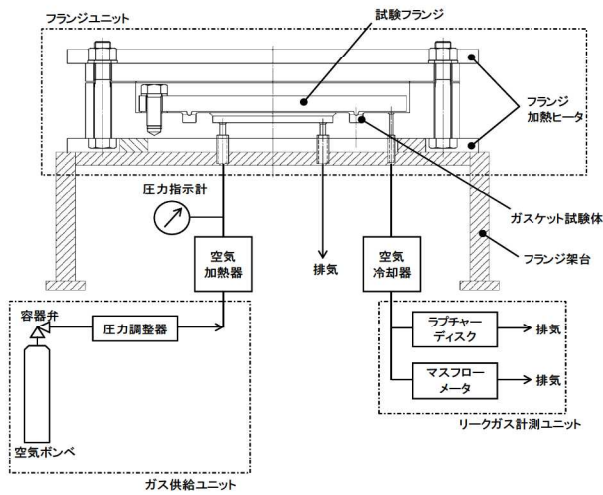


図2 試験装置概要図

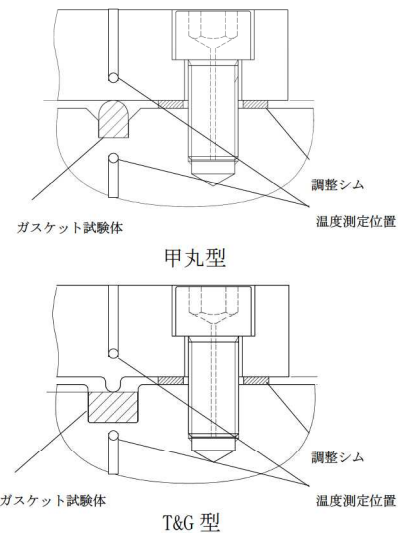
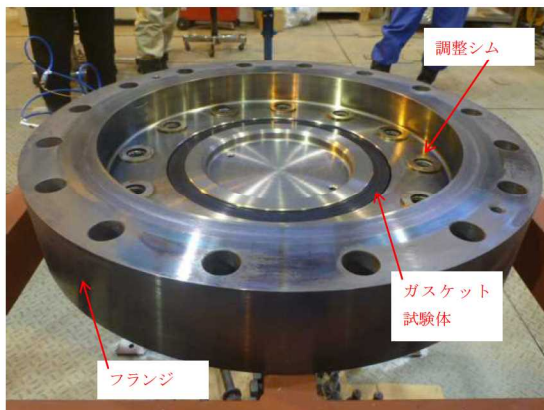
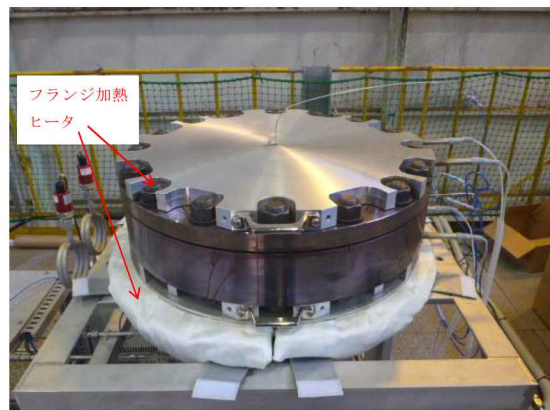


図3 フランジ型式による溝断面形状の違い



試験装置外観 (フランジ開放時)



試験装置外観 (フランジ密閉時)

図4 試験装置外観写真

2. 試験条件

試験条件を表 1 に示す。事故条件を模擬するために、放射線照射量は、フランジガスケット部の事故後 7 日間の累積放射線量の目安である 800kGy を予め照射したシール材を用いる。放射線による劣化と熱による劣化は、逐次法(放射線→熱)により付与した。

一般に有機材料の放射線劣化挙動には、酸素が影響を及ぼすことが知られているが、環境に酸素が存在しない場合においては放射線と熱の同時法と逐次法(放射線→熱)の劣化はほぼ等しいことが知られている。格納容器内は、通常時は窒素環境下、事故時は蒸気環境下であり、酸素が常に供給される環境では無いことから、放射線と熱の同時曝露の影響は十分小さいものと考えられるため、逐次法による劣化の付与は妥当であると考えられる。

また、改良 EPDM材の劣化は、一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、加圧雰囲気は蒸気ではなく高温空気(乾熱)を用いる。また、温度については、格納容器限界温度である 200℃、さらに余裕を見た 250℃、300℃とし、加圧圧力は格納容器限界圧力 2Pd (0.620MPa) を包絡する圧力で気密確認を実施する。また、内圧上昇後の実機フランジの開口を模擬するため、フランジによるガスケット試験体の押込量を最小限(0mm)で設定する。ガスケットの押込量は、設計押込量に対し、予備試験によりリークしない最小の押込量に設定する。なお、予備試験の結果、何れの試験ケースともリークしない最小押込量は 0mm であった。

3. 試験結果

試験結果を表 1 に示す。フランジによるガスケット試験体の押込量が最小限(0mm)であっても有意な漏えいは発生せず、200℃・168hr、250℃・96hr の耐性が確認された。300℃のケースにおいては試験途中でリークが発生し

たケースがあったものの、概ね 24hr 程度の耐性を有することが確認された。図 5 に 200℃・168hr の試験ケースにおける試験体の外観を示す。図 5 より、フランジとガスケット試験体との接触面を境界として劣化(表面のひび割れ)は内周側で留まり、外周側に有意な劣化が見られないことから、フランジ接触面でシール機能を維持できていることが確認された。また、断面形状より、劣化(表面のひび割れ)はガスケット試験体の表面層のみで留まっているため、有意な劣化が進行していないことが確認された。

表 1 SA 条件での試験結果※1

No.	フランジ型式	試験体	温度	継続時間	押込量	漏えい
1	T&G 型	改良 EPDM(A)	200℃	168hr	0mm	無
2	甲丸型	改良 EPDM(A)	200℃	168hr	0mm	無
3	T&G 型	改良 EPDM(A)	250℃	96hr	0mm	無
4	甲丸型	改良 EPDM(A)	250℃	96hr	0mm	無
5	T&G 型	改良 EPDM(B)	250℃	96hr	0mm	無
6	甲丸型	改良 EPDM(B)	250℃	96hr	0mm	無
7	T&G 型	改良 EPDM(A)	300℃	24hr	0mm	無
8	甲丸型	改良 EPDM(A)	300℃	24hr	0mm	有※2
9	T&G 型	改良 EPDM(B)	300℃	24hr	0mm	無
10	甲丸型	改良 EPDM(B)	200℃	168hr	0mm	無

※1：下記条件は全ケース共通である。

試験圧力：2Pd 以上，照射量：800kGy，加圧媒体：乾熱（空気）

※2：継続時間 22hr 時点で漏えいが発生した

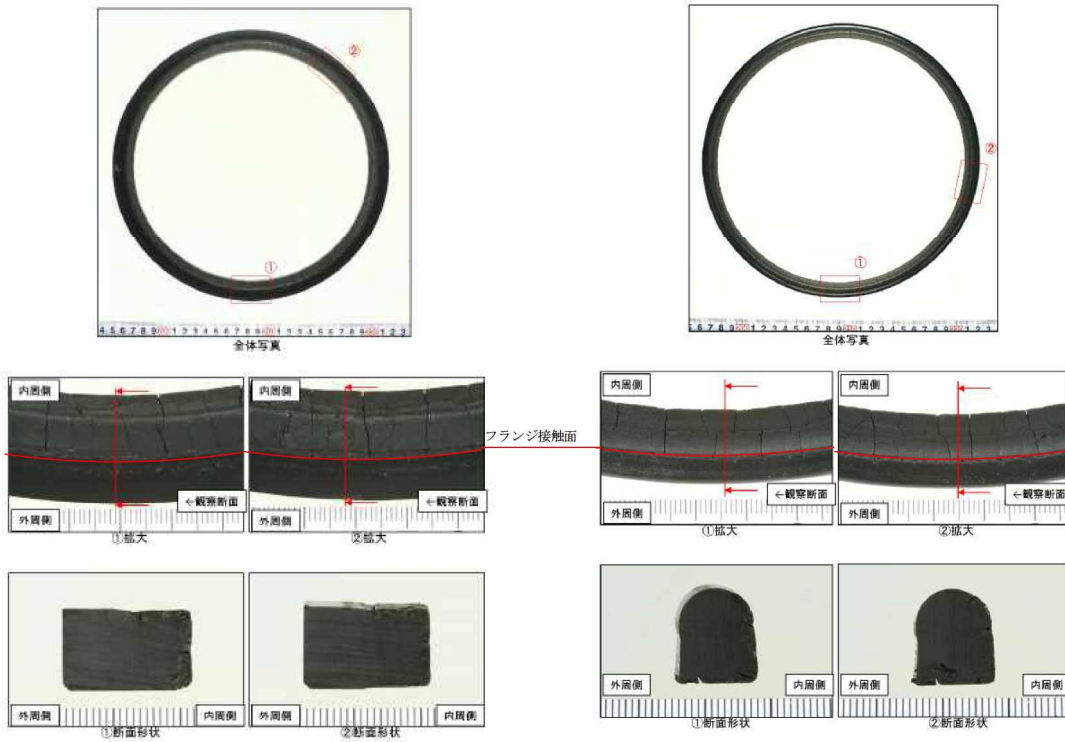


図5 200°C・168hr 試験後の試験体外観 (左：T&G型，右：甲丸型)

(*) 日本原子力学会 2015年秋の大会投稿

NUPEC 解析モデルの当社プラントへの適用性について

NUPEC 評価の ABWR 代表プラントにおける解析モデルは、構造不連続部に生じる局所的なひずみを評価できるよう、高ひずみが発生する破損想定部を対象に、ライナとそれに付帯するライナアンカやフラットバーも 3 次元形状で模擬している。破損想定部の対象は RCCV 全体モデル解析でライナひずみが大い領域が見られた下部ドライウエルアクセストンネル開口近傍と上部ドライウエル開口近傍隅角部の鋼製部とした。柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉と代表プラントに関する原子炉格納容器ライナの仕様は表 1 に示すように同等であり、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉に対し本結果は適用可能である。

また、コンクリート部については NUPEC 評価に加え、最新知見を踏まえて自社での評価も実施している。詳細は、次頁以降に示す。

表 1 原子炉格納容器コンクリート・ライナの仕様

項目	柏崎刈羽原子力発電所		代表プラント	
	6 号炉	7 号炉		
最高使用圧力 (MPa)	0.31	0.31	0.31	
鉄筋コンクリート	厚さ (mm)	2000	2000	
	コンクリート	33 N/mm ² 設計基準強度	33 N/mm ² 設計基準強度	33 N/mm ² 設計基準強度
	鉄筋	SD390	SD390	SD390
円筒部ライナ	内径 (mm)			
	高さ (mm)			
	板厚 (mm)			
	アンカ寸法 (mm)			
トップスラブ ライナ	板厚 (mm)			
	アンカ寸法 (mm)			
下部ドライウエル アクセストンネル 開口周りスリーブ	内径 (mm)			
	板厚 (mm)			
下部ドライウエル アクセストンネル 開口周り厚板部	板厚 (mm)			
	ガセットプレー ト寸法 (mm)			
材質	ライナプレート			
	ライナアンカ			

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

（1）標準ケース（NUPEC 条件）

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とし、200℃条件下での材料物性（規格値；図 2～図 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 に示す格納容器本体解析モデルを用いる。

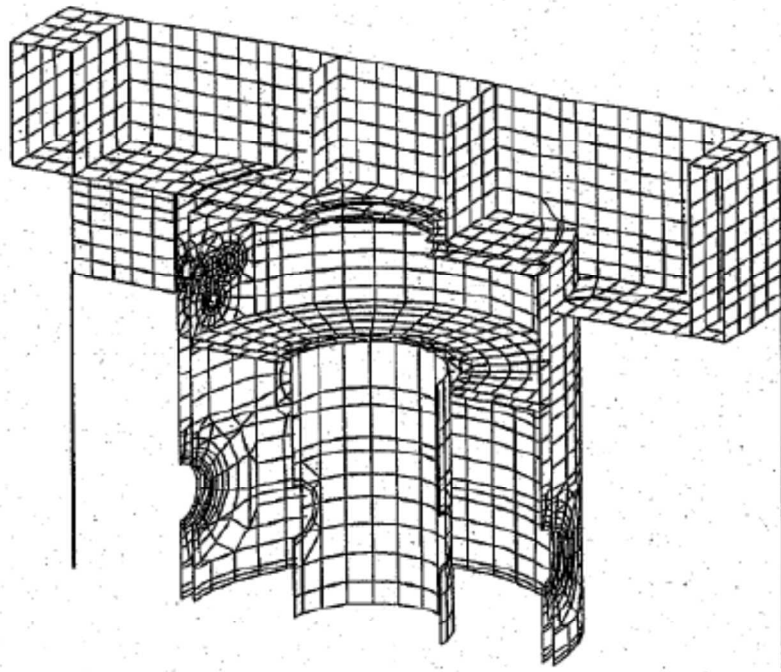


図1 格納容器本体解析モデル

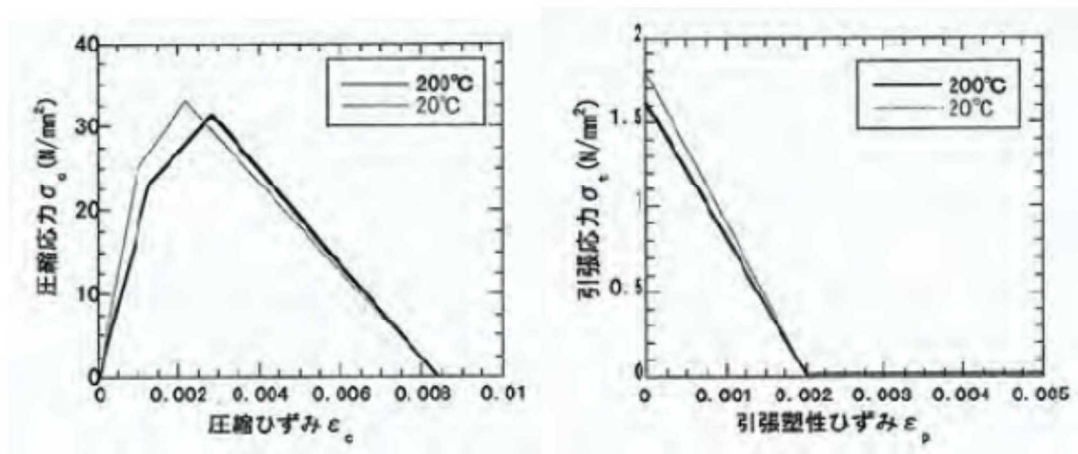


図2 コンクリート物性

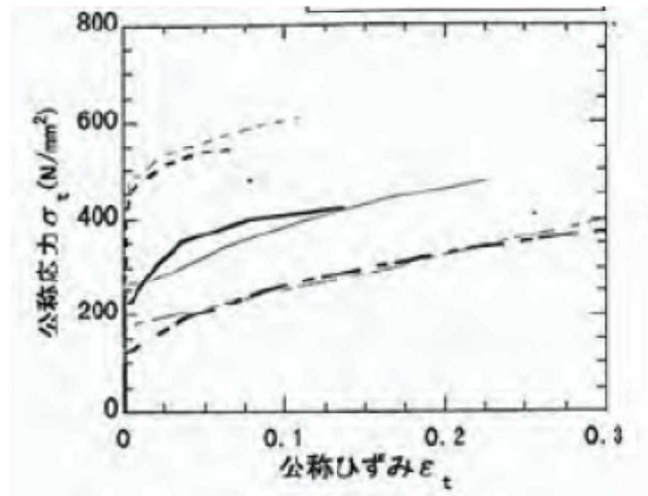


図3 ライナ引張/圧縮特性

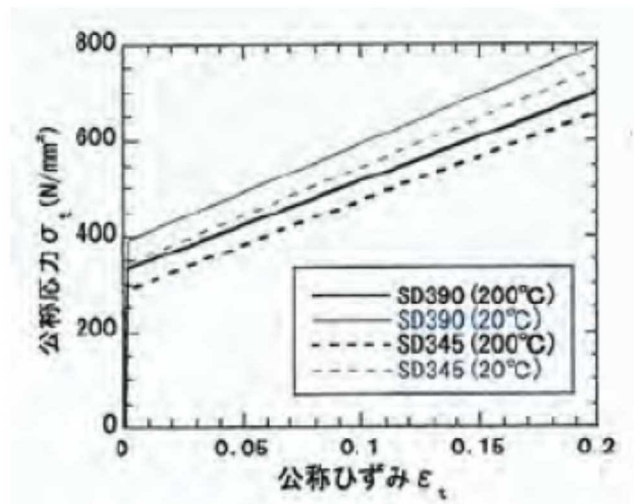


図4 鉄筋引張特性

(2) 6号及び7号炉における追加解析 (6号及び7号炉条件)

6号及び7号炉を対象にしたパラメータスタディとして、(1)の標準解析から10年程度経過していることなどを考慮して、解析条件の一部を変更して、当社独自の追加解析を実施している。(1)に示すNUPEC条件から変更した箇所を表2に示す。本検討での解析モデルは、図5に示すように、NUPEC条件解析実施当時に比べて計算機能力が向上しているため、より現実的な360度モデルを用いることとした。このことにより、必ずしも配置が対称形になっていなかった一部の開口部について、解析では実機の位置

と異なっていた点などを解消することが可能となり、より正確な解析が可能となった。また、常温時のコンクリート物性は、設計基準強度に基づく設計剛性からサイト固有の現実的な条件を反映して実剛性を用いることとし、さらに高温時のコンクリート物性は、NUPEC 条件解析実施当時の最新知見ではなく、現時点で最も標準的に用いられることの多い国際的標準規格である欧州規格 (Eurocodes) に基づき評価することとした。参考までに、200℃におけるコンクリート物性の比較を図6に示す。それ以外の鉄筋及びライナの構造や物性、並びに、境界条件を含む解析条件に関してはNUPEC 条件と同様としている。

表2 解析条件の変更点

項目		NUPEC 条件	6号及び7号炉条件
解析モデル		180度モデル	360度モデル
コンクリート物性	常温条件	設計剛性	実剛性
	高温条件	当時の最新知見 ^{1), 2)}	欧州規格

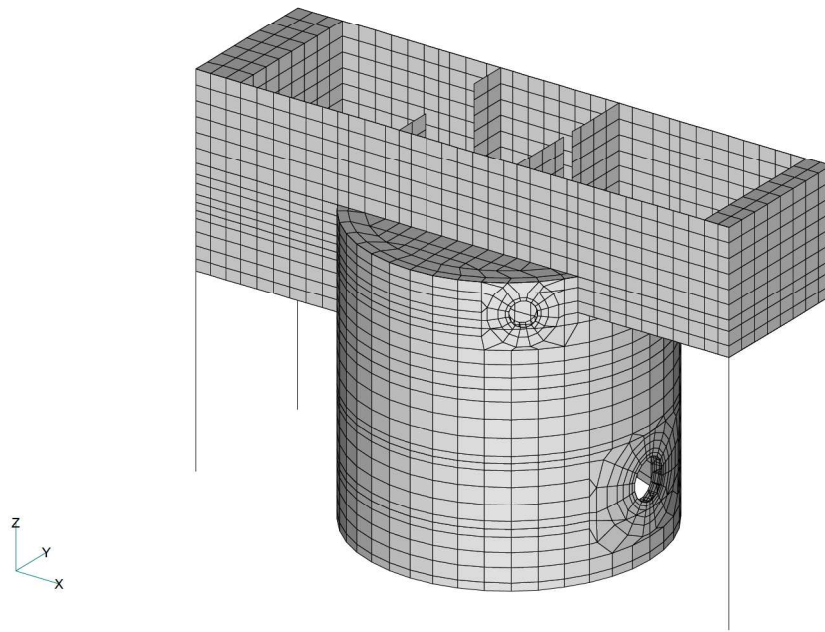


図5 格納容器本体解析モデル (6号及び7号炉相当ケース)

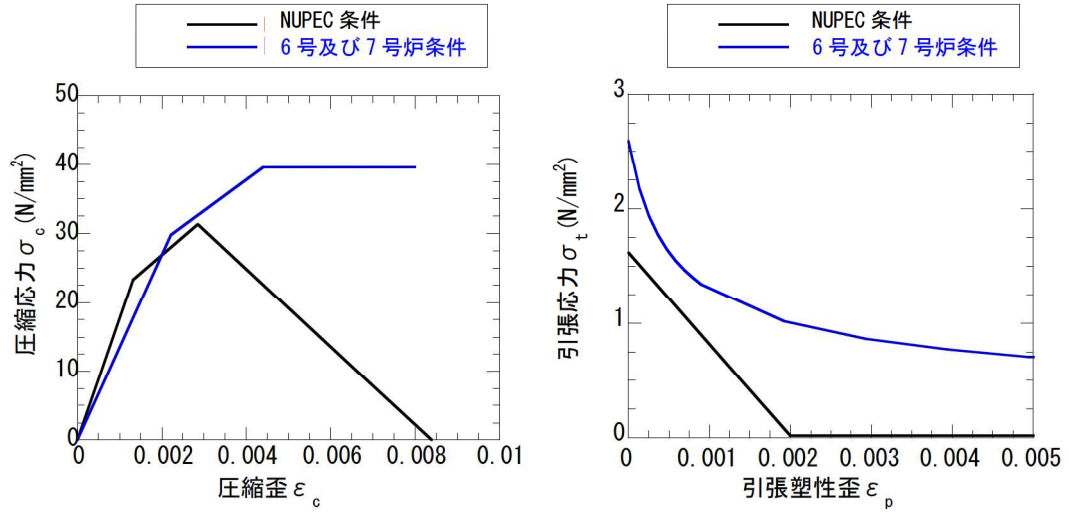


図6 200°Cにおけるコンクリート物性の比較

【参考文献】

- 1) Y.Sugawara et al, ” Nonlinear Analysis of Reinforced Concrete Structures Subjected to High temperature and external load” , SMiRT12
- 2) Y.Sugawara et al, ” Ultimate Strength of Reinforced Concrete Members Subjected to Transient High temperature Distribution”, SMiRT12

1.3 評価結果

(1) 標準ケース (NUPEC 条件)

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 7 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 4.0Pd～4.5Pd で発生すると考えられる。したがって、有効性評価における限界温度、圧力としている 200℃、2Pd を用いることは妥当であると言える。

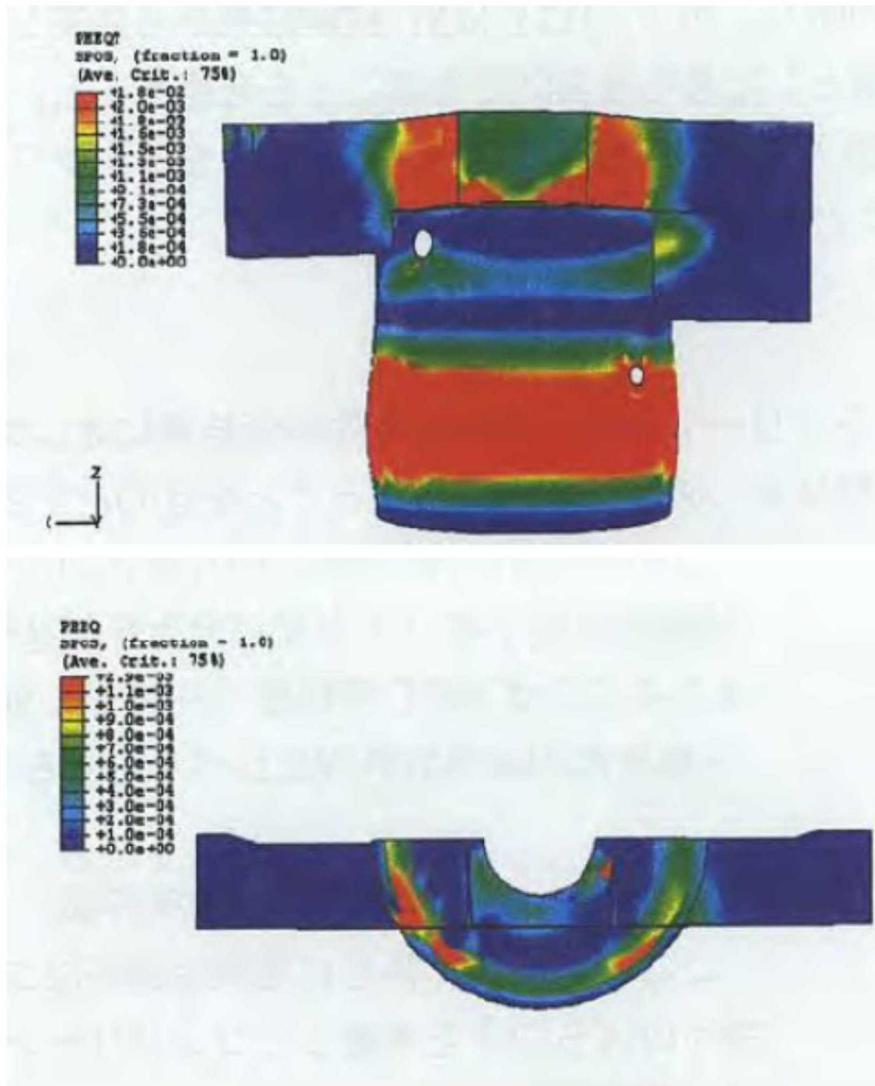


図7 4.0Pdにおける相当塑性ひずみ分布図（上：引張側 下：圧縮側）

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) 6号及び7号炉における追加解析(6号及び7号炉条件)

4.0Pdにおける相当塑性ひずみ分布図を図8に示す。コンクリートの構造特性を変更した影響が大きいと考えられるが、標準ケース(NUPEC条件)と比べて、シェル部の損傷範囲は広がっているものの、発生ひずみの最大値は小さくなっており、格納容器本体(コンクリート部)の耐圧限界は標準ケース(NUPEC条件)と同等以上であると考えられる(標準ケースの4.0Pd~4.5Pdよりもやや大きく5.0Pd以上と評価している)。

また、参考として、200℃、2Pd時点でのシェル部及びトップスラブ部の一般部におけるコンクリートの最小主ひずみ分布、ライナのひずみ分布及び鉄筋のひずみ分布を図9~図10に示す。これより格納容器本体(コンクリート部)の鉄筋は、大部分は降伏ひずみに達しておらず、一部の要素で局所的に降伏ひずみに達している程度であり、破断までには十分な余裕があり、格納容器本体(コンクリート部)のコンクリートは、ひび割れは発生しているものの、圧縮ひずみは0.002よりも小さく、破壊までには十分な余裕があり、格納容器本体(ライナ部)のライナは、圧縮ひずみが0.005よりも小さく、破断までに十分な余裕があることが評価できる。このように当社における追加解析の結果を加えることにより、標準ケース(NUPEC条件)の評価結果に信頼性を加えることができたと考えており、有効性評価における限界温度、圧力としている200℃、2Pdを用いることは妥当であると評価している。

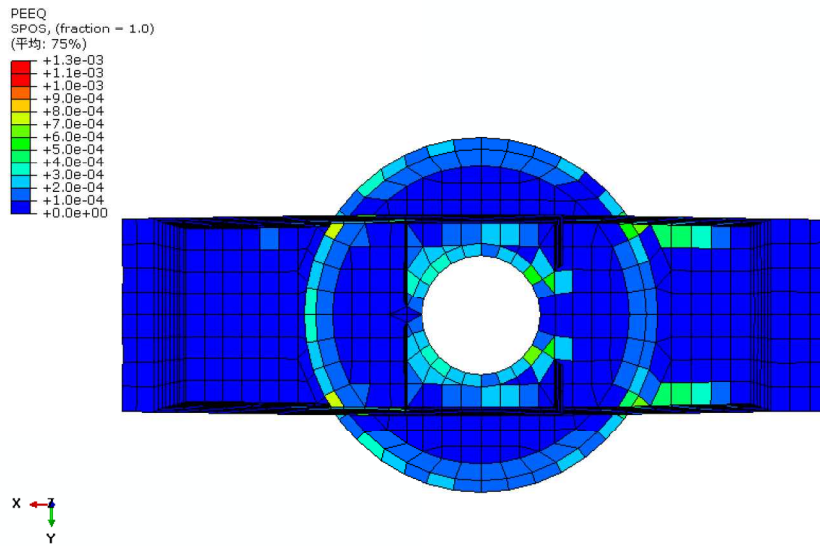
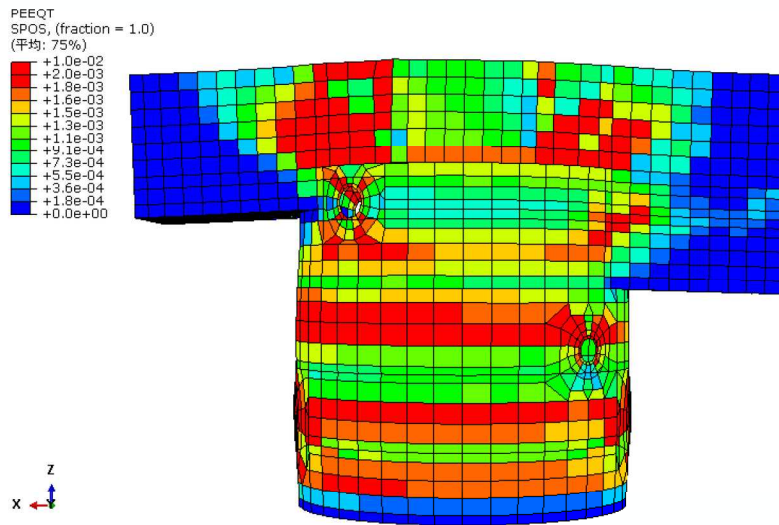


図8 4.0Pdにおける相当塑性ひずみ分布図

(6号及び7号炉相当ケース, 上:引張側 下:圧縮側)

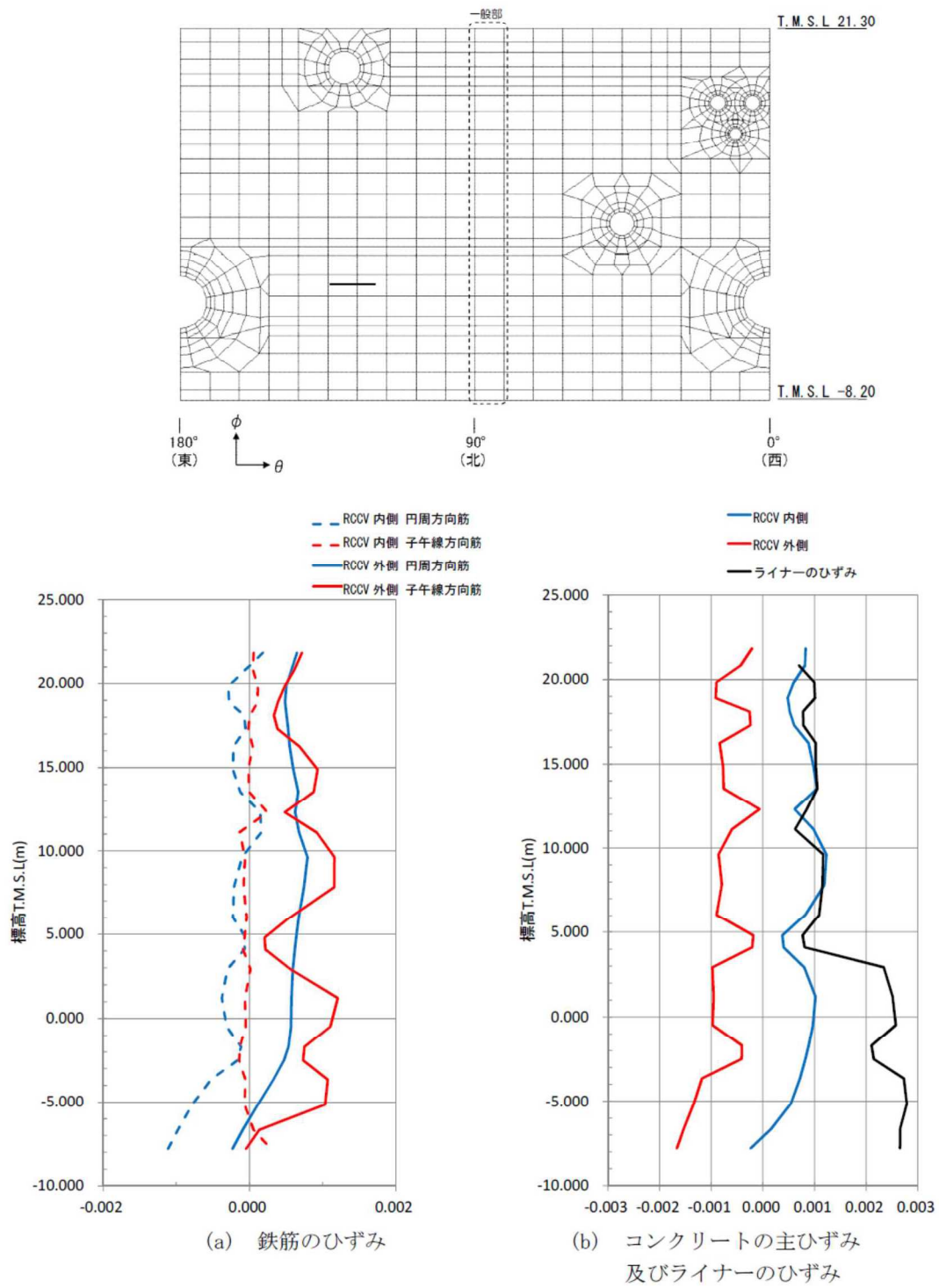


図9 シェル部の一般部におけるコンクリート及び鉄筋のひずみ分布

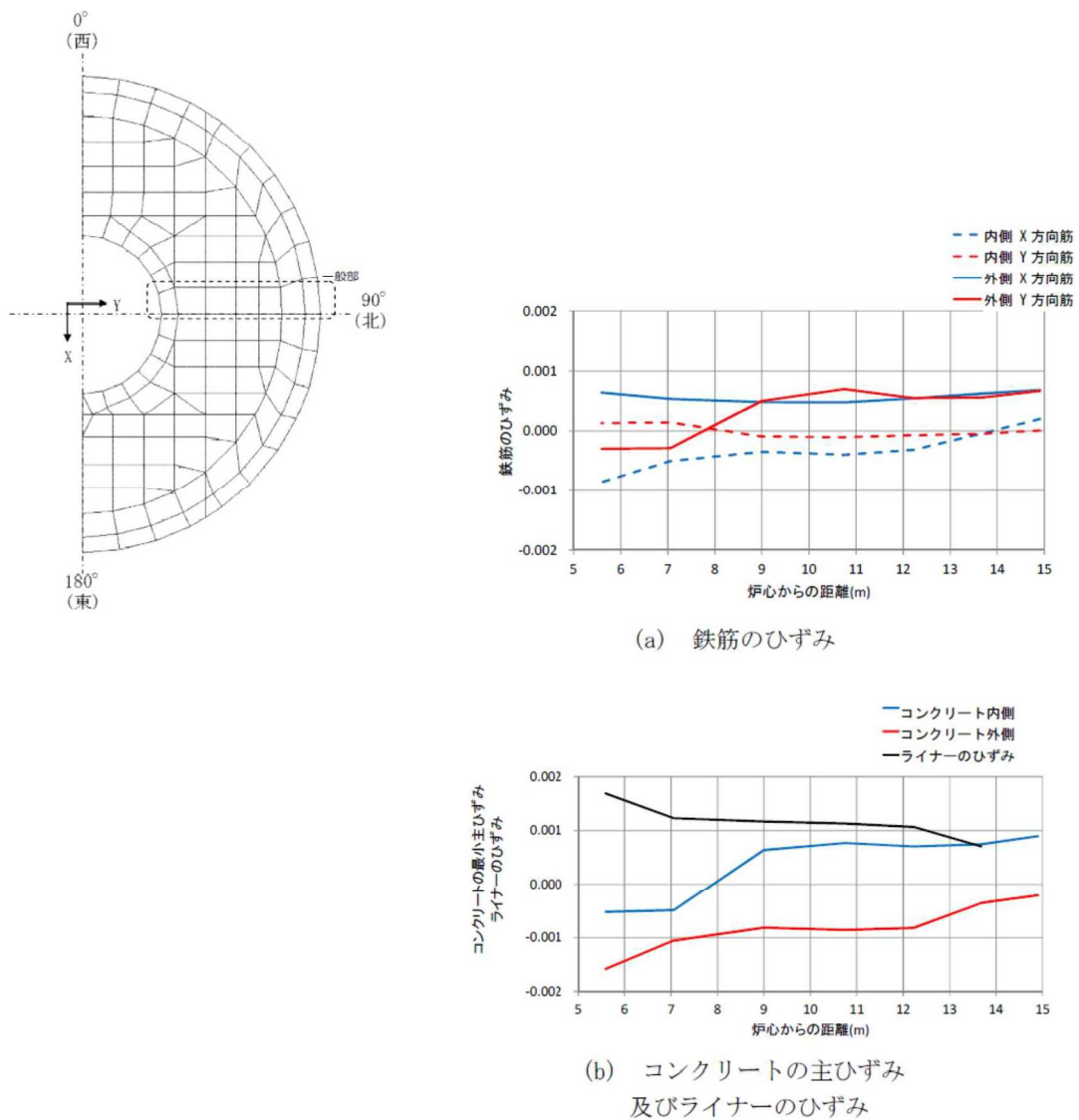


図 10 トップスラブ部の一般部におけるコンクリート及び鉄筋のひずみ分布

【参考資料】

- 1) 齋藤 英明 他, ”鉄筋コンクリート製格納容器 (RCCV) の開発 (その4) トップスラブ実験 (1/10 模型) —実験計画—”, 日本建築学会大会学術講演梗概集, 昭和 63 年 10 月
- 2) 齋藤 英明 他, ”鉄筋コンクリート製格納容器 (RCCV) の開発 (その5) トップスラブ実験 (1/10 模型) —実験結果とまとめ—”, 日本建築学会大会学術講演梗概集, 昭和 63 年 10 月

参考資料 1)

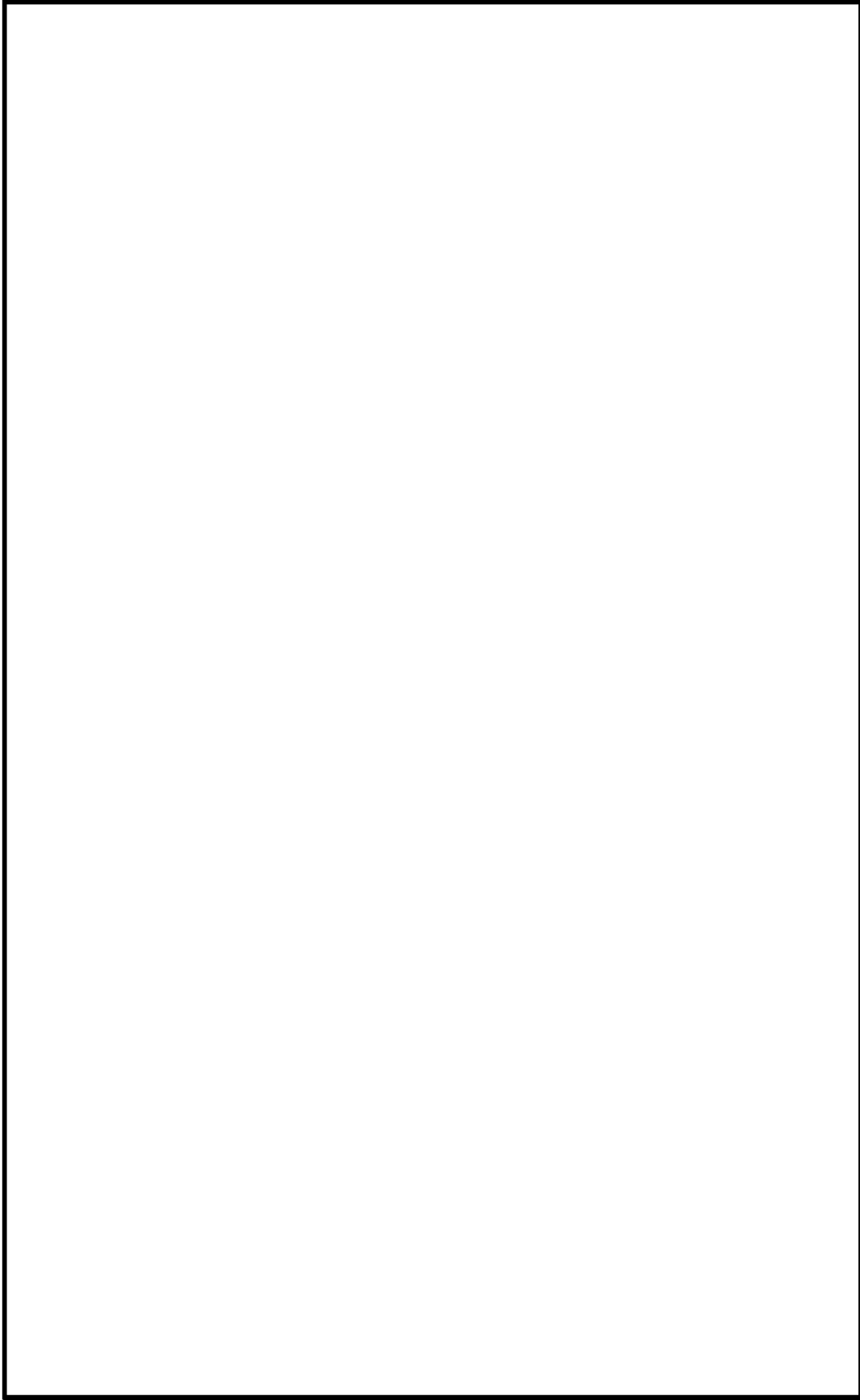
鉄筋コンクリート製格納容器（RCCV）の開発

（その4） トップスラブ実験（1/10模型）－実験計画－

正会員 齋藤 英明*¹ 同 菊地利喜郎*¹ 古川 秀康*² 村松 豊*⁴

正会員○三浦 俊夫*⁴ 同 長谷川歳恭*⁴ 同 平川 啓司*⁵ 同 大森 信次*⁶

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。



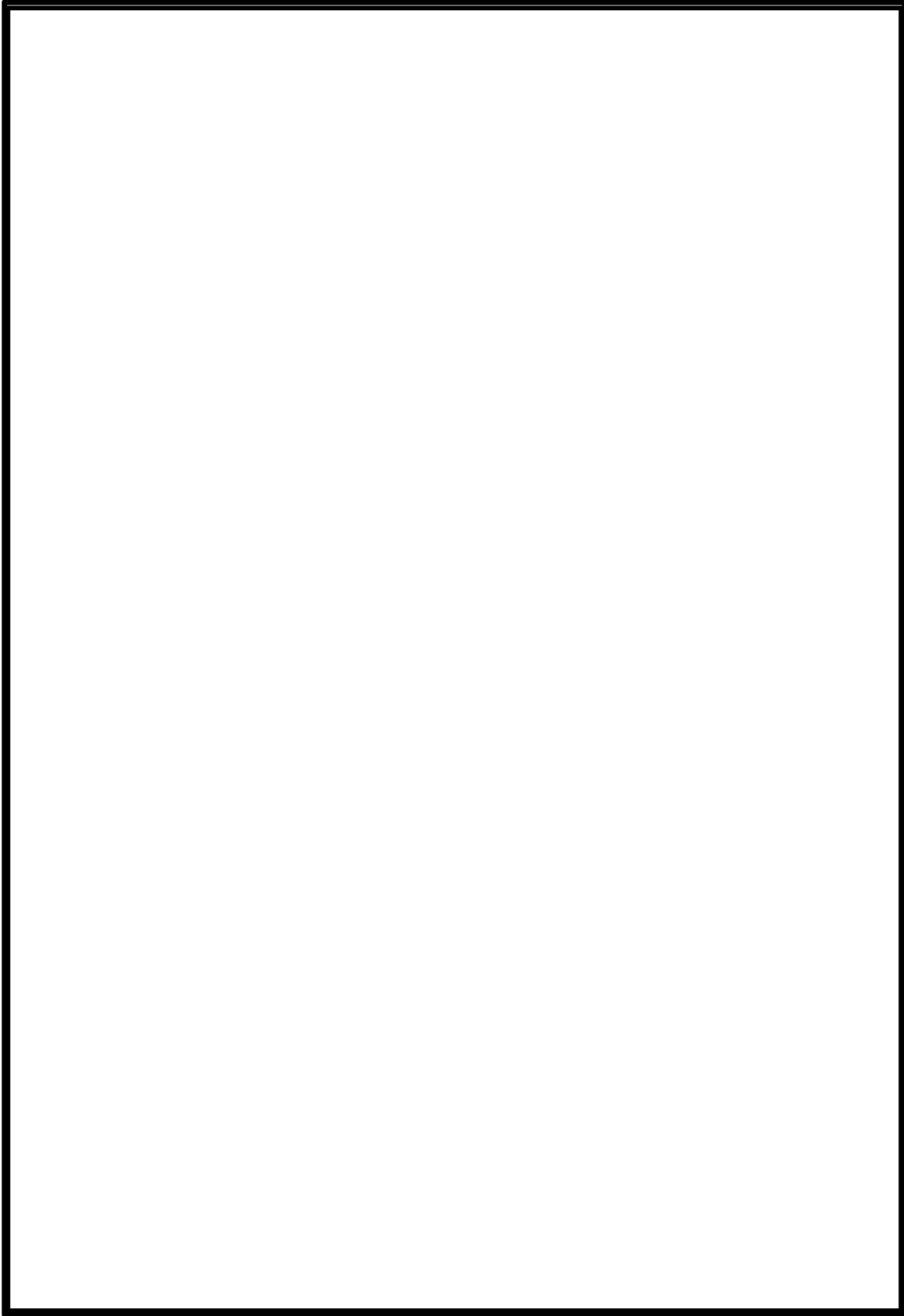
参考資料 2)

鉄筋コンクリート製格納容器 (RCCV) の開発

(その5) トップスラブ実験 (1/10模型) - 実験結果とまとめ -

正会員 齋藤 英明*¹ 同 菊地利喜郎*¹ 村松 豊*² 古川 秀康*³
正会員 田中 伸幸*⁴ 同 三浦 俊夫*⁴ 同 岡本 晴彦*⁵ 同 高橋 敏夫*⁶

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。



SA 時の S/C 構造評価における水力的動荷重の影響について

本章では、SA 時の S/C 水位上昇を踏まえた水力的動荷重の影響について説明する。SA 時の S/C 水位上昇する時間帯で S/C に作用する可能性がある水力的動荷重は、以下に示す通り、ベント管からの吹き出しによる荷重（蒸気凝縮振動荷重、チャギング荷重）及び主蒸気逃がし安全弁作動時におけるクエンチャからの吹き出しによる荷重（逃がし安全弁作動時荷重）が考えられる。これ以外の水力的動荷重については、図 1 で示す通り事故後初期に起きる事象であり、S/C 水位が上昇する時間帯に考慮する必要はないと考えている。

(1) ドライウェルと S/C を繋ぐベント管からの蒸気吹き出しによる荷重

- ・ 蒸気凝縮振動荷重
- ・ チャギング荷重

(2) 主蒸気逃し安全弁（SRV）作動時にプール水中の SRV 排気管端

部に設置されたクエンチャからの気泡吹き出しによる荷重

- ・ 逃がし安全弁作動時気泡振動荷重

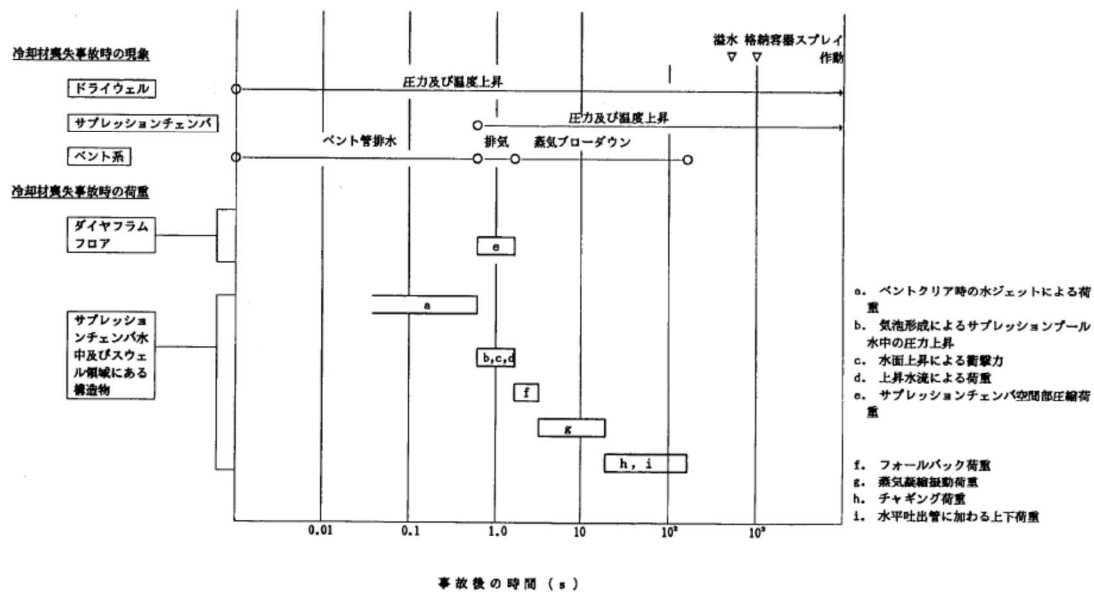
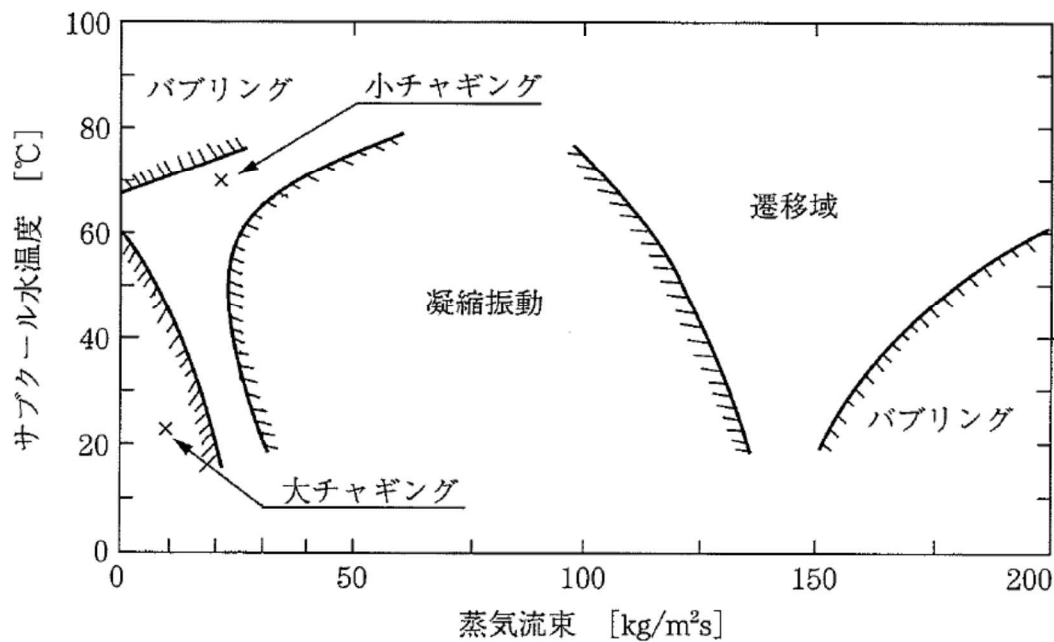


図1 冷却材喪失事故時荷重の時間履歴（既工認図書 抜粋）

以上のことから、蒸気凝縮振動荷重・チャギング荷重・逃がし安全弁動作時気泡振動荷重について、SA時のS/C水位上昇時における影響を後述するが、いずれも建設時に考慮している動荷重で設計していれば影響を与えないレベルであることを確認した。

- (1) ドライウェルとS/Cを繋ぐベント管からの吹き出しによる荷重
- ・ 蒸気凝縮振動荷重
 - ・ チャギング荷重

SA時S/C水位が高い状況に考慮すべき動荷重について検討を行った。蒸気凝縮に伴う動荷重には、高蒸気流量域で生じる蒸気凝縮振動（Condensation Oscillation）と、蒸気流量が小さい領域で生じるチャギング（Chugging）があり、前者は水温が高くなると荷重が増大し、後者は逆に水温が高くなると荷重は小さくなることが知られている。これらの関係を整理したものを図2に示す。



藤井 他「気液二相流の動的配管計画」日刊工業新聞社(1999)をもとに作成

図2 蒸気凝縮の態様

ここで、SA 時の S/C 水位が高い状況における格納容器ベント時の蒸気凝縮振動、チャギングについて考えるため、大 LOCA (ベント) シナリオの図 3 格納容器内圧力、図 4 サプレッション・チェンバ水位、図 5 サプレッション・プール水温を参照する。

格納容器ベント時のベント管における蒸気流量は、格納容器圧力が 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s からベント管流路面積 11.3m²を踏まえて算出すると約 2.8kg/m²s であり、LOCA 発生直後の蒸気流量約 100kg/m²s に比べて十分に小さいため、蒸気凝縮振動は発生しないものと考えている。また、チャギングについても、チャギングが発生すると思われる蒸気流量よりも十分低いこと (安定なバブリング領域)、かつ、仮に発生したとしても S/C 水温が 100℃以上と高く、チャギング荷重が小さくなる領域であることから、その影響は設計上考慮している荷重に比べ十分小さいものと考えている。

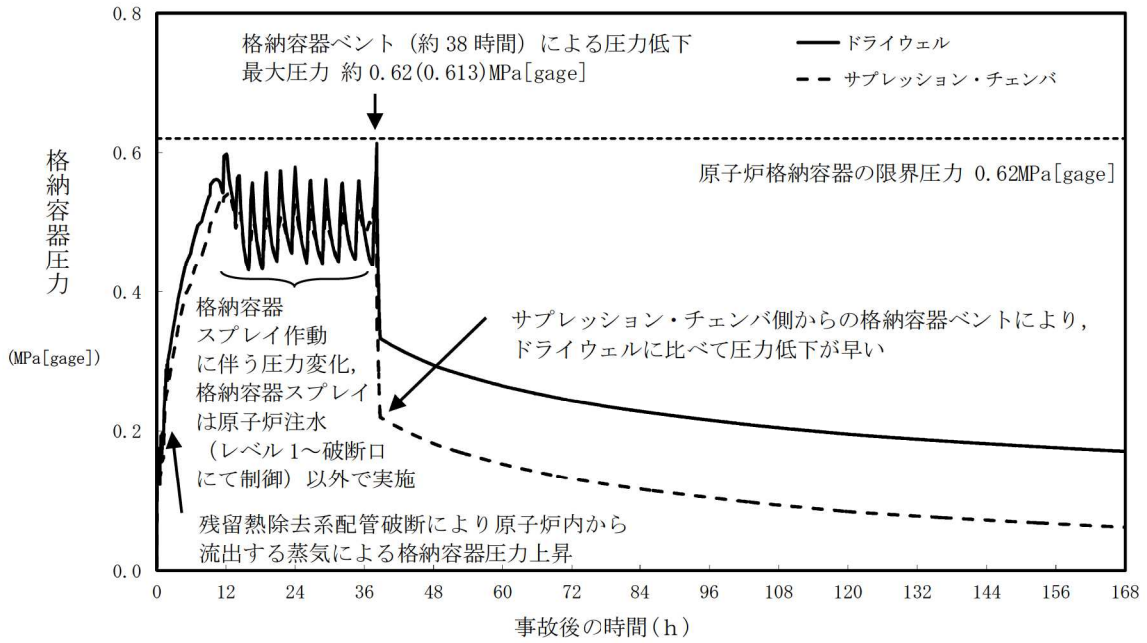


図 3 格納容器圧力の推移 (大 LOCA)

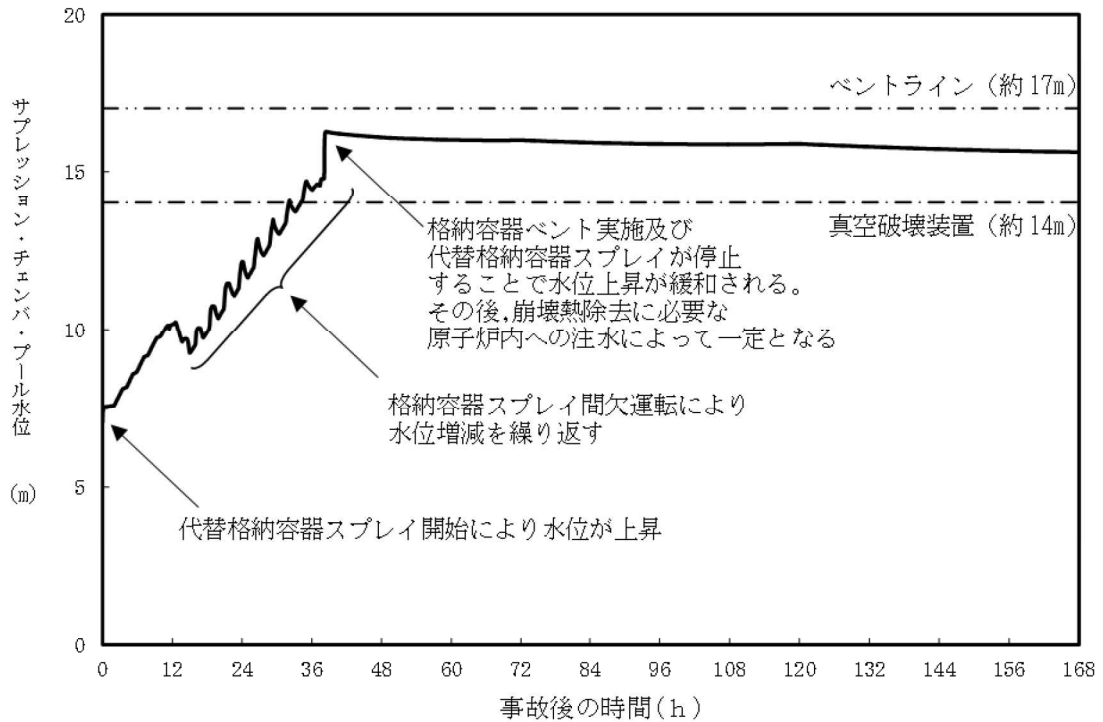


図 4 サブプレッション・チェンバ・プール水位の推移 (大 LOCA)

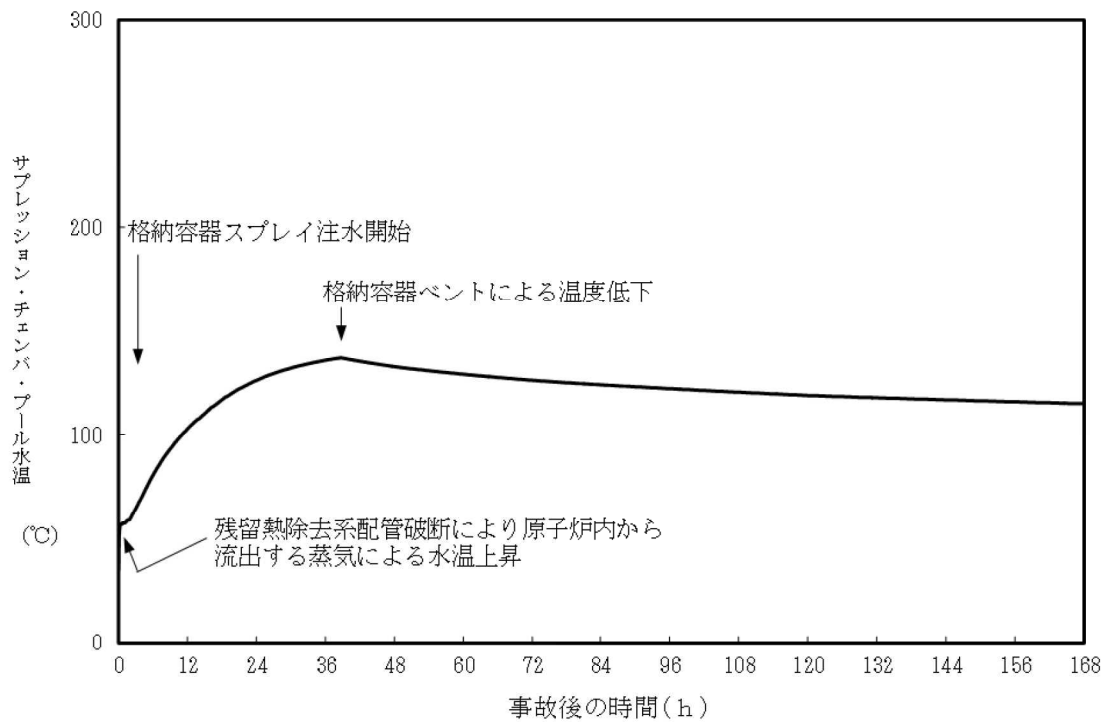


図5 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移 (大 LOCA)

(2)主蒸気逃し安全弁 (SRV) 作動時にプール水中のSRV排気管端部に設置されたクエンチャからの気泡吹き出しによる荷重

・逃がし安全弁作動時気泡振動荷重

SA 時 S/C 水位が高い状況に考慮すべき動荷重について検討を行った。逃がし安全弁作動時荷重を考慮すべき状況は、SBO 時のように、原子炉が高压状態での隔離が長時間継続し、かつ外部水源からの注水を行う場合であり、その場合は S/C 水位が上昇した状態で逃がし安全弁作動時荷重が生じ得る。SBO 時の原子炉圧力、蒸気流量、サプレッション・チェンバ水位、サプレッション・チェンバ水温を図 6~9 に示すが、この場合の S/C 水位は真空破壊

弁高さよりも十分に低い。

また、LOCA 時やその他のシーケンス時には、原子炉は短時間で減圧されるため、その後 S/C 水位が上昇した時点では、原子炉又は SRV 排気管からの大流量の蒸気放出はなく、逃がし安全弁作動時荷重を考慮する必要はないと考えている。

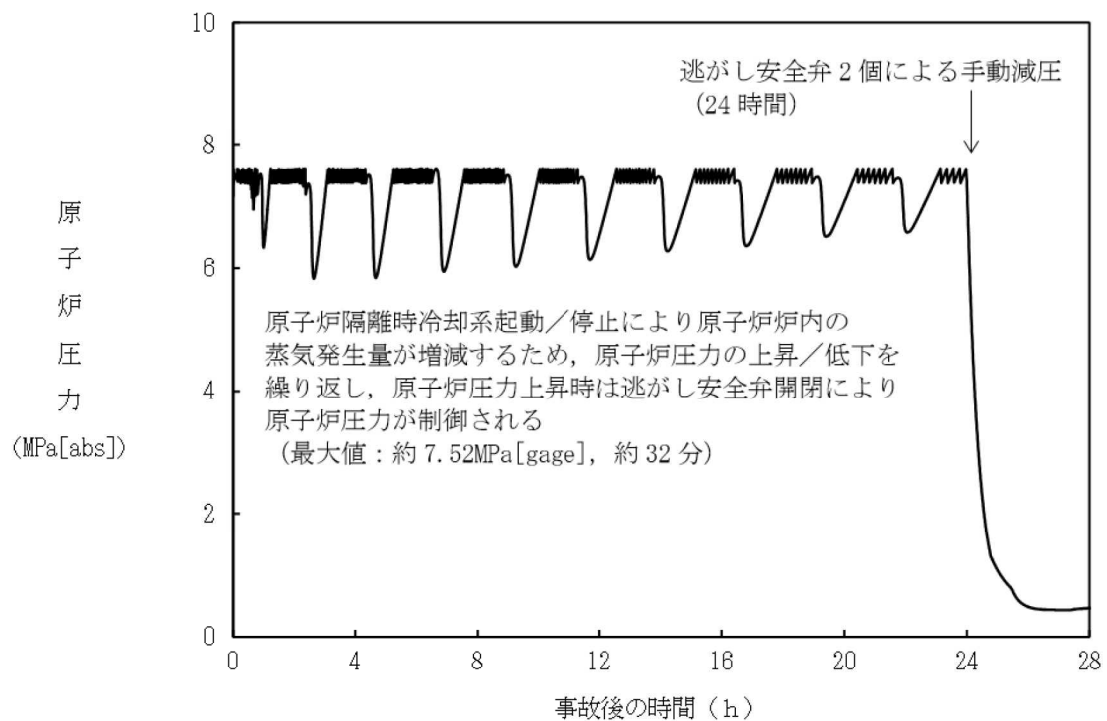


図 6 原子炉圧力の推移 (SBO)

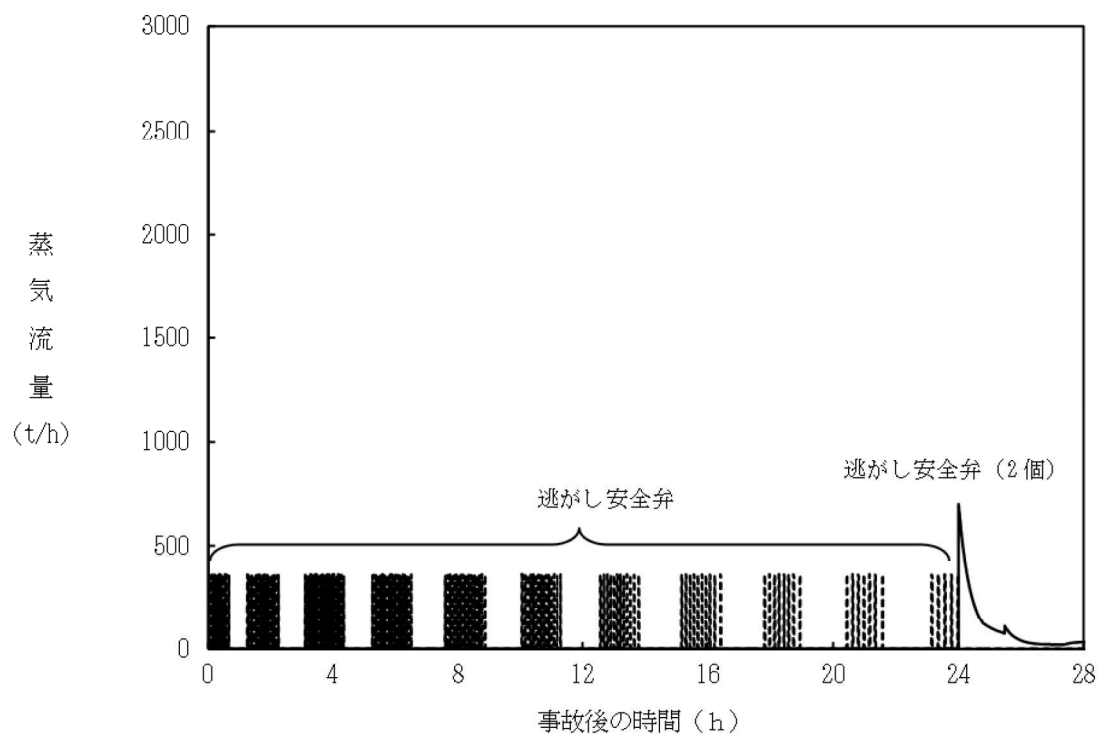


図7 逃がし安全弁からの蒸気流出流量の推移 (SBO)

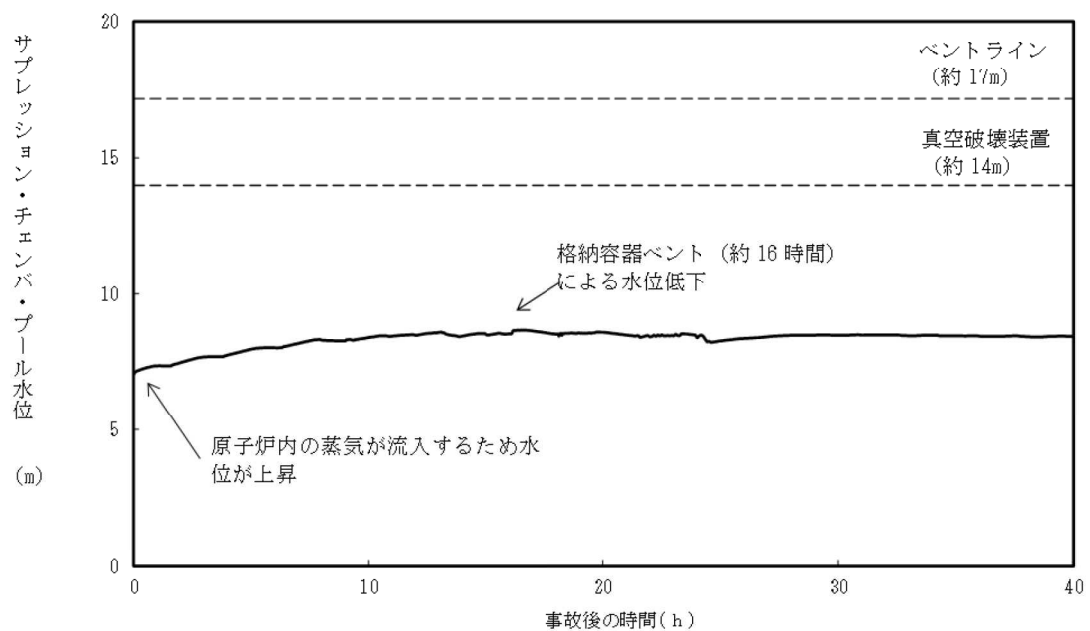


図8 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移 (SBO)

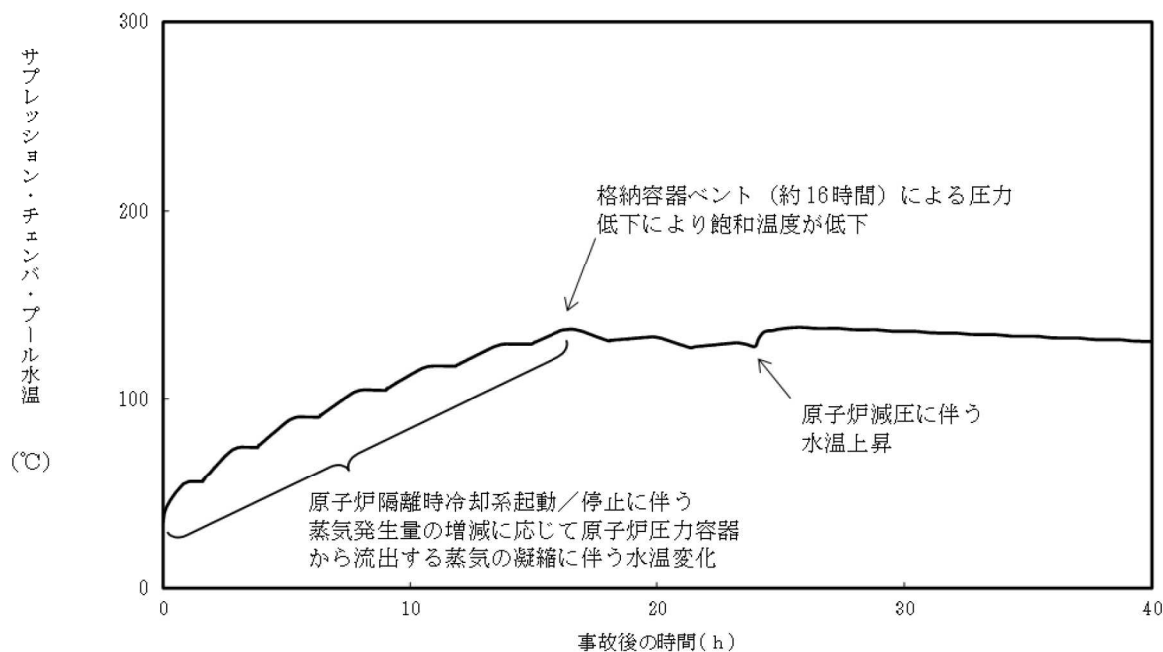


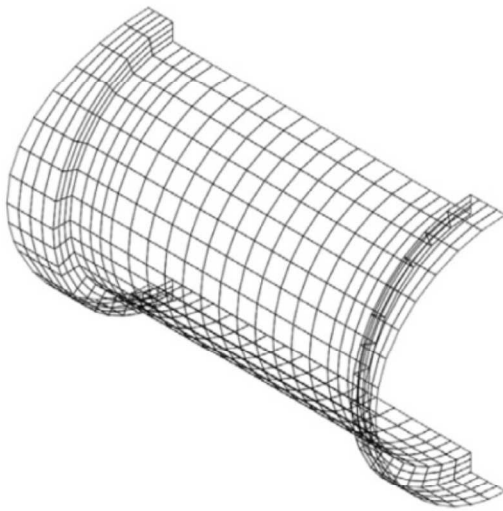
図9 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移 (SBO)

以上のことから、SA時S/C水位上昇時のベント管による蒸気凝縮荷重及びチャギング荷重、逃がし安全弁作動時における逃がし安全弁作動時荷重については考慮する必要はないと考えており、建設時に設計考慮した動荷重で評価していることで十分と考えている。

ただし、保守的な考えとして、S/C水位上昇時においてチャギング荷重が発生した場合の評価を、7号炉を代表として以下に示す。なお、本評価は概略評価であり、参考値の位置づけで示す。

<評価モデル>

S/Cに加わる水力学的動荷重について、最も強度評価に影響を与える部位はアクセストンネルである。よって、S/C水位上昇時のチャギング荷重を評価するために、7号炉アクセストンネルの強度評価を図10のFEMモデルを用いて評価した。応力評価点については図11に示す。



応力評価点番号	応力評価点
P 1	原子炉本体基礎側端部 (P 1-A~P 1-C)
P 2	原子炉本体基礎側フレキシブルジョイント部 (P 2-A~P 2-C)
P 3	下部ドライウェルアクセストンネル円筒胴 (P 3-A~P 3-C)
P 4	原子炉格納容器側フレキシブルジョイント部 (P 4-A~P 4-C)
P 5	原子炉格納容器側端部 (P 5-A~P 5-C)

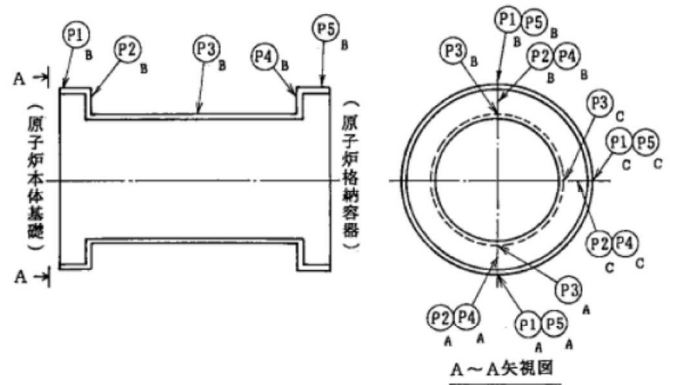


図10 アクセストンネルFEMモデル

図11 応力評価点

<評価条件>

評価条件は表1に示す。S/C水位上昇によるチャギング荷重の影響を評価するために、S/C水位はW/Wベントライン下端高さ（S/C床面より17.15m）の条件とし、その水位に応じたチャギング荷重値を用いて評価する。なお、評価条件としてD/W - W/W想定差圧、平均温度は建設時と同じ条件とする。

表1 アクセストンネル評価の条件

項目	建設時評価	今回評価
CH 荷重値	最大正圧 : +32kPa 最大負圧 : -19kPa	建設時と同じ
S/C 水位	HWL (S/C 床面より 7.1m)	ベントライン下端高さ (S/C 床面より 17.15m)
想定差圧	144kPa	建設時と同じ
平均温度	137.5℃	建設時と同じ

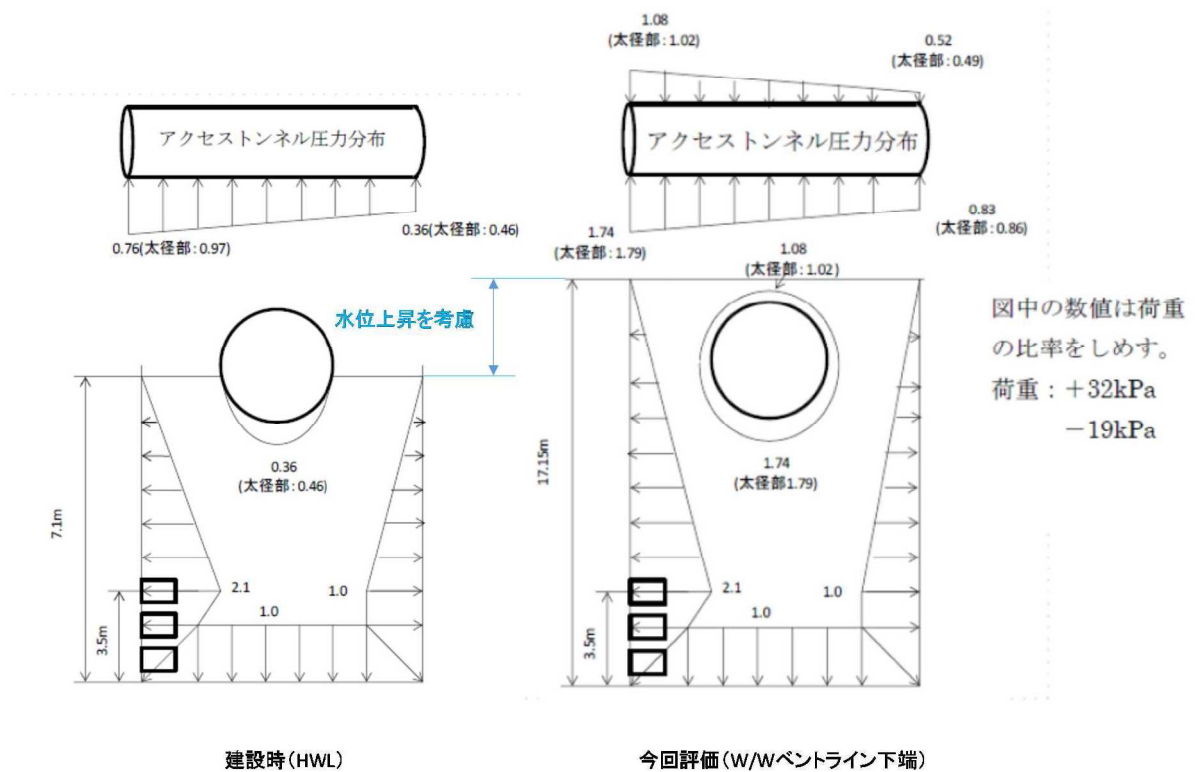


図12 チャギング荷重分布

<評価結果>

水位上昇時の運転状態Ⅳの応力評価のまとめを表 2 に示す。表 2 に示す通り、各応力評価は許容応力以下である。また、建設時との比も最大で約 1%程度であり、チャギング荷重の影響は、水位上昇を考慮してもほとんど影響しないことが確認できた。なお、シビアアクシデント時を想定すると S/C 水位上昇時は S/C 水温が高く、チャギング荷重の影響がほとんどみられない領域と考えられるが、本評価においてはチャギング荷重が厳しめに加わる想定で評価を実施している。このことから、S/C 水位上昇によるチャギング荷重の影響はほとんどないものと考えている。

表 2 水位上昇時の運転状態Ⅳの応力評価

荷重の組合せ番号	7 (CH)		
評価点番号	建設時 (HWL) N/mm ²	水位上昇時 (HWL+10.05) N/mm ²	比
P1 - A	360	357	0.99
P1 - B	350	347	0.99
P1 - C	208	209	1.00
P2 - A	293	296	1.01
P2 - B	147	138	0.94
P2 - C	211	200	0.95
P3 - A	29	24	0.83
P3 - B	32	22	0.69
P3 - C	27	28	1.04
P4 - A	116	119	1.03
P4 - B	268	260	0.97
P4 - C	222	211	0.95
P5 - A	270	267	0.99
P5 - B	271	270	1.00
P5 - C	356	350	0.98
最大	360	357	0.99
許容値	427	427	-

限界温度・圧力に対する評価対象部位の裕度について

原子炉格納容器バウンダリを構成する各設備に関して、重大事故時に放射性物質の閉じ込め機能を喪失する要因として、原子炉格納容器内の温度・圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴い、構造健全性が失われる場合と、シール部の耐漏えい機能が失われる場合が想定される。

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・・・延性破壊，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）

これら機能確保のために評価を行う必要のある機器に関し，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て評価を行ったが，判断基準に対する各機器の裕度について，表1に示す。

裕度の考え方は部位ごとに異なっており，破損限界を評価することができるものについては， $200^{\circ}\text{C} \cdot 2\text{Pd}$ における状態と破損限界との比較を行っている。一方，破損限界が確認できていないものについては， $200^{\circ}\text{C} \cdot 2\text{Pd}$ 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裕度を評価した。

その結果，構造部材について裕度が最小となるものは，ハッチ類，エアロック，配管貫通部の応力比較であり，裕度は約1.1であった。ただし，これらの評価においては，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裕度を有しているものと考ええる。

一方，シール部については，シール材が事故条件下において時間的に劣化していくことが確認されている。このため，構造部材と異なり，現在の評価において健全性が確認されている7日間の期間を超えて $200^{\circ}\text{C} \cdot 2\text{Pd}$ の状態が長時間継続した場合には，シール材が機能を喪失し漏えいが生じる可能性がある。また，シール部のうちでも，トップヘッドフランジや機器ハッチ等，

フランジ構造になっている箇所については、圧力の上昇にともない開口量が増加するため、その影響により、他のシール部に比べて漏えいが生じるリスクが高いものと考えられる。

これらの検討結果から、構造部材については、200℃・2Pdの状態が維持された場合においても漏えいが生じることはなく、また、構造部材が有する実力での強度を考慮した場合には、十分な裕度が確保されているものと評価できる。一方、フランジ構造のシール部については、200℃・2Pdの状態が維持された場合であっても、その状態が7日間を超えて長期間継続した場合には漏えいが生じる可能性がある。このため、実際の事故時における漏えいに対する裕度は、フランジ構造のシール部である、トップヘッドフランジ、機器ハッチ、エアロックが最も少ないと考える。

以上

表 1 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	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 (ガセットプレッ、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 (ガセットプレッ、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	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	— (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)
	延性破壊	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	高温劣化 (シール部)	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)
	延性破壊	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)

配管貫通部の代表性について

1. 原子炉格納容器貫通部の代表選定の考え方

- ① 原子炉格納容器配管貫通部における評価は、格納容器配管貫通部全数から本章で示す考えに基づき代表配管を選定する。
- ② 原子炉格納容器貫通部周りの配管に発生する応力は、原子炉格納容器貫通部の変位と、配管系の拘束から影響を受ける。まず、変位について原子炉格納容器が 2Pd、200℃時における変位を算定した結果を図 2 に示す。変位の評価モデルは「0° - 180°」と「90° - 270°」の 2 ケースの分割モデルで実施している。図 3 及び図 4 で評価モデルのイメージを示す。この評価結果から T. M. S. L 15m 以上の変位が最も高くなっていることを確認した。したがって 15m 以上にある配管貫通部から、拘束条件が厳しいものを選定することとした。
- ③ なお、小口径配管については、二次応力が小さい傾向にあるため、選定にあたっては対象外とする。
- ④ ここまでで抽出された配管貫通部を表 1 に纏めているが、本評価は格納容器限界温度・圧力（200℃，2Pd）における評価であることから、従来設計が 200℃以上のものは評価不要と考えているため、最高使用温度が 200℃以上の配管については対象外とする。
- ⑤ 上記の考えで抽出された配管貫通部は X-81（AC 系）、X-82（FCS 系）であり、これらについて、原子炉格納容器限界温度・圧力（200℃・2Pd）時の格納容器変位による配管損傷要因として考えられる二次応力の影響を評価するため、二次応力が厳しくなる配管拘束条件に着目して代

表配管を選定することとした。拘束条件の厳しさを表す参考の値として、貫通配管の第一拘束点までの距離(L)と配管口径(D)の比(L/D)を用いる。一般的にLが小さい程拘束が厳しく、Dが大きい程配管応力を受けやすいことから、L/Dが最も小さいものの拘束条件が厳しく、配管応力を受けやすいと考えられる。

2. 代表配管の選定結果

上記の考え方から、L/Dが最も小さいものを選定した結果、表1で示す通り不活性ガス系の配管貫通部(X-81)を選定した。なお、X-81のペネ取付高さはT.M.S.L 19mであり、L/Dは約6.4である。これらの代表配管抽出フローについては、図1で示している。

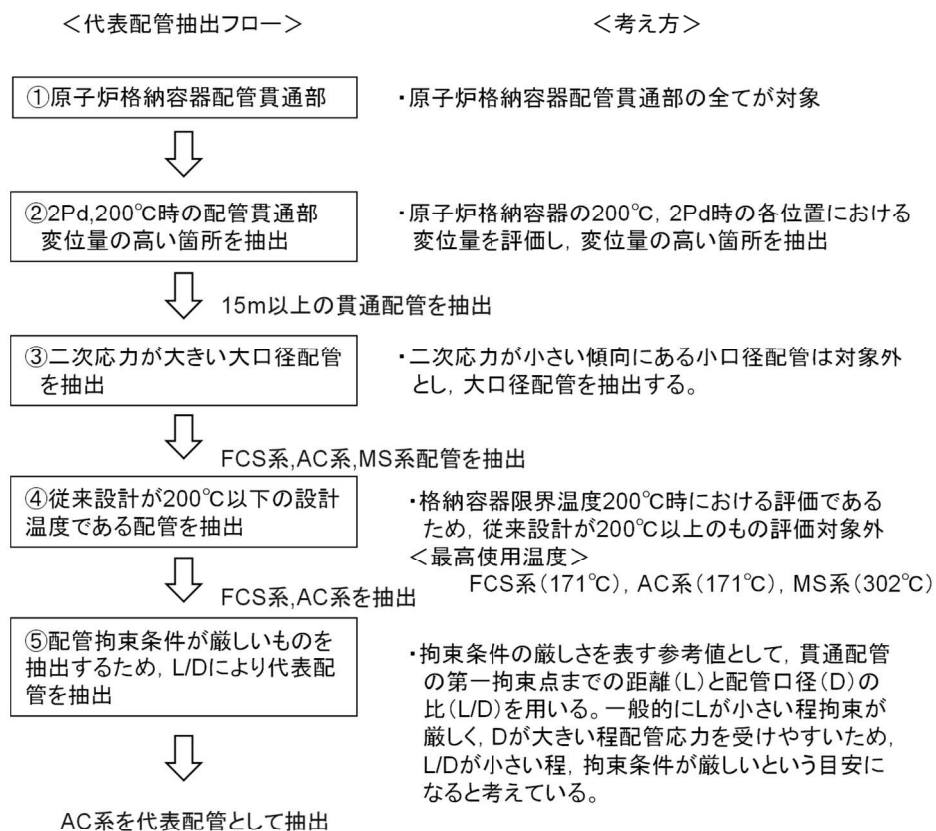


図1 代表配管抽出フロー

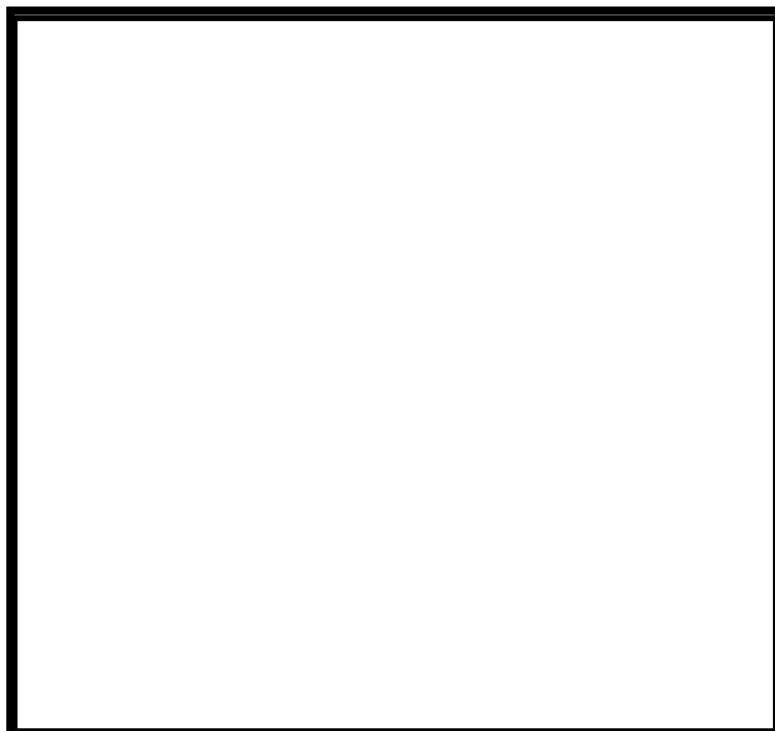


図 2 格納容器(200°C, 2Pd 時)の変位



図 3 格納容器「0° -180° 」, 「90° -270° 」について (7号炉の例)



図 4 変位の評価モデルイメージ (0° - 180°)

表 1 配管貫通部と口径比 (T. M. S. L 15m 以上)

貫通部番号	貫通部 取付 高さ	系統	プロセス管				PCV からの第 1 サポート距離 L [mm]	口径比 L/D
			外径 D [mm]	肉厚 t [mm]	D/t	最高使用 温度 [°C]		
X-82		FCS						
X-81		AC						
X-10A		MS						
X-10B		MS						
X-10C		MS						
X-10D		MS						

※ 「PCV からの第 1 サポート距離」は、原子炉建屋側の配管ラインについて示す。

※ 貫通部取付高さは T. M. S. L を示す。

<参考> 貫通部反力（モーメント）の比較

図1の代表選定フローで抽出されたAC系とFCS系の貫通配管について、L/Dの比較により代表配管を決定しているが、L/Dで代表を選定することが妥当であることを確認するために、配管貫通部の貫通部反力（モーメント）についても比較を実施した。貫通部反力（モーメント）の評価概要は図5に示す通りである。

第一サポートまでのサポート距離（支持スパン）は、各貫通部から第1拘束点までの距離とし、それぞれ放射方向 L1、鉛直方向 L2 として貫通部反力（モーメント）の指標を算出して、代表配管の選定を評価した。評価結果を表2に示しており、L/Dの評価と同様に、反力（モーメント）の評価についてもAC系が厳しい結果であり、AC系を選定することが適切であることが本結果からも確認できた。

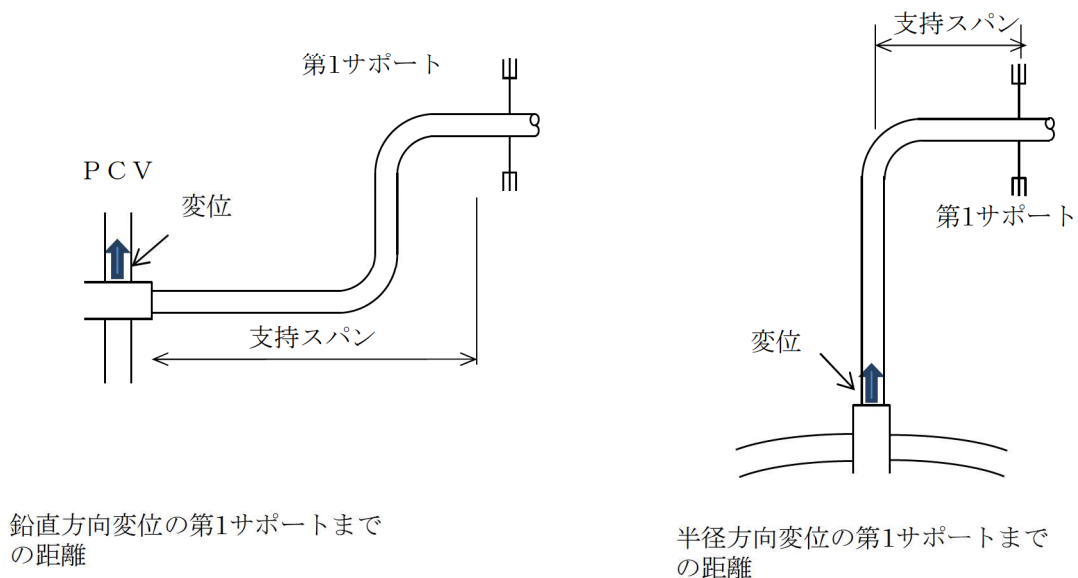


図5 貫通部反力（モーメント）評価におけるサポート支持スパンの考え方

表 2 貫通部反力（モーメント）の評価結果

貫通部 番号	系統	呼 び 径	貫通部 取付 高さ	サポート距離 (支持スパン)		貫通部反力 (モーメント) の指標		参考
				L1 (放射)	L2 (鉛直)	M1 (放射)	M2 (鉛直)	
				A	mm	mm	mm	N・mm
X-82	FCS							
X-81	AC							

※貫通部取付高さは T.M.S.L を示す。

表 2 の貫通部反力（モーメント）の評価結果からも、L/D と同様に AC 系の方が厳しい値となっている。以下に貫通部反力（モーメント）の指標算出式を示しているが、式①は式④で表すことができ、反力（モーメント）は変位 δ が大きい程高く、L/D が小さい程高くなる傾向であることが言える。今回の代表選定フローについては、変位 δ が高いと思われる 15m 以上において、最終的には L/D の小さい方を代表として選定しているが、この式④からも、その考えが妥当であることが言える。

<貫通部反力(モーメント)の指標算出式>

$$M = \frac{3EI\delta}{ZL^2} \quad (\text{式①})$$

Z: 断面係数
I: 断面二次モーメント
E: 弾性係数
 δ : 変位の指標
L: サポートスパン

上記①式に以下の式②、③を代入する。

$$I = \frac{\pi(D^4 - d^4)}{64} \quad (\text{式②})$$

$$Z = \frac{\pi(D^4 - d^4)}{32D} \quad (\text{式③})$$

D: 配管外径
d: 配管内径

$$M = \frac{3E \frac{\pi(D^4 - d^4)}{64} \delta}{\frac{\pi(D^4 - d^4)}{32D} L^2} = \frac{3}{2} \frac{E\delta}{L^2/D} \quad (\text{式④})$$

なお、貫通部反力(モーメント) M の指標算出式から、M は L/D ではなく L^2/D が小さくなるにつれて大きくなることを示しているが、M は単位面積あたりのモーメントを示す指標であり、実際の反力は、M と断面係数 Z の積で表される。断面係数 Z は、一般的に配管口径 D が大きくなるにつれて大きくなる傾向にあるので、実際の反力は、 L^2/D が小さい、且つ、D が大きい程大きくなる傾向にある。図 1 で示す代表配管選定フローにおいて既に大口径配管、すなわち D が大きい配管を③で選出しており、さらに貫通部反力が大きくなる条件としては L^2/D が小さいことになる。これを簡易的に表現すると L/D が小さくなるにつれて貫通部反力が大きくなる傾向であると言えるため、反力の大きい配管貫通部の代表性を示すための参考になる指標と考えている。

ここで、表 3 に高さ 15m 以上にある配管貫通部のうち計装用配管貫通部を除く配管貫通部について L/D 及び L^2/D を整理した。配管が小口径であるものは、二次応力が小さい傾向にあり、大口径の配管貫通部と比較して貫通部反力も低くなると考えられるが、表 3 で示す通り小口径については L/D も高いため、 L/D は貫通部反力の傾向を示せているものとする。

よって、図 1 で示す代表配管選定フローにおいて、最終的に選出された配管のうち、配管拘束条件が厳しいものを選ぶための参考値として L/D を用いることについては妥当と考えている。なお、最終的には AC 系、FCS 系から AC 系を代表に抽出しているが、 L/D だけではなく、貫通部反力（モーメント）の指標も算出し、AC 系の方が拘束条件が厳しいことを示した上で抽出している。

表 3 L/D 及び L²/D の整理

貫通部番号	貫通部 取付 高さ	系統	プロセス管		PCV からの第 1 サポート距離 L [mm]	口径比 L/D	(参考) L ² /D
			外径 D [mm]	肉厚 t [mm]			
X-82		FCS					
X-142A		MS					
X-142B		MS					
X-142C		MS					
X-142D		MS					
X-147		MS					
X-69		SA					
X-70		IA					
X-71A		HPIN					
X-71B		HPIN					
X-72		HPIN					
X-81		AC					
X-10A		MS					
X-10B		MS					
X-10C		MS					
X-10D		MS					
X-22		SLC					

※貫通部取付高さは T.M.S.L を示す。

バックアップシール材塗布による設計影響について

(1) バックアップシール材塗布によるフランジ設計への影響懸念

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

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

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

(2) バックアップシール材厚さの影響について

図 1 の試験体（直径 30cm）を使用して、バックアップシール材を塗布せず試験体を組み上げた後（バックアップシール材無し）とバックアップシール材を塗布して試験体を組み上げた後（バックアップシール材有り）の試験体の厚さを測定した。その結果を表 1 に示す。バックアップシール材の有無による試験体の厚さの変化はほとんど無く、約 0.01mm 程度の差であった。

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

表 1 試験体の厚さ測定結果

測定位置	バックアップシール材無し (mm)	バックアップシール材有り (mm)
1	40.01	40.02
2	40.02	40.02
3	40.00	40.03
4	40.00	40.02
5	40.00	40.01
6	40.01	40.01
7	40.01	40.01
8	40.01	40.02
9	40.01	40.03
10	40.01	40.03
11	40.01	40.03
12	40.00	40.03
平均	40.01	40.02

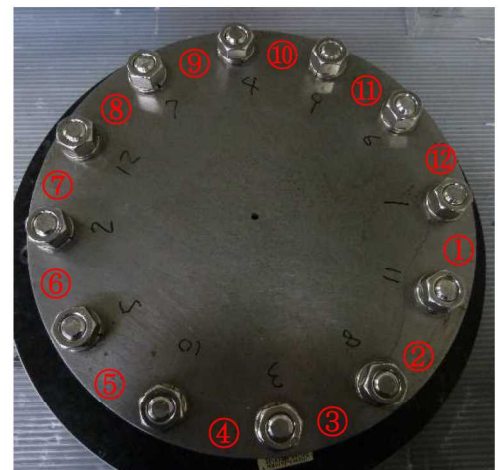


図 1 試験体厚さ測定位置

(3) バックアップシール材塗布に伴うフランジへの影響について

バックアップシール材を塗布した場合の影響評価として、①開口量評価及び②フランジ応力評価を実施した。前述(1)からバックアップシール材塗布時の厚さは0.01mm程度であるが、保守的な仮定としてバックアップシール材厚みが0.5mmとし、開口量評価、フランジ応力評価に悪影響がないことを確認した。

① 開口量評価

構造上バックアップシール材の厚さ分、突起によるEPDMガスケットの締付量は低減する。このため、最も評価結果が厳しくなるドライウェル機器搬入用ハッチにて2Pd時の締付量と必要締付量を比較し、シール性能を維持できることを確認した(図2, 表2参照)。なお、ここで用いたEPDMの必要締付量は実機を模擬した試験を実施し、締付量0mmでもシール性能を維持できることを確認している。

$$\begin{aligned} \text{評価式：締付量} &= \text{初期締付量} - \text{バックアップ材厚さ} - \text{開口量} \\ &= \text{[]} - (0.5\text{mm}) - (1.4\text{mm}) \\ &= \text{[]} > 0\text{mm} \end{aligned}$$

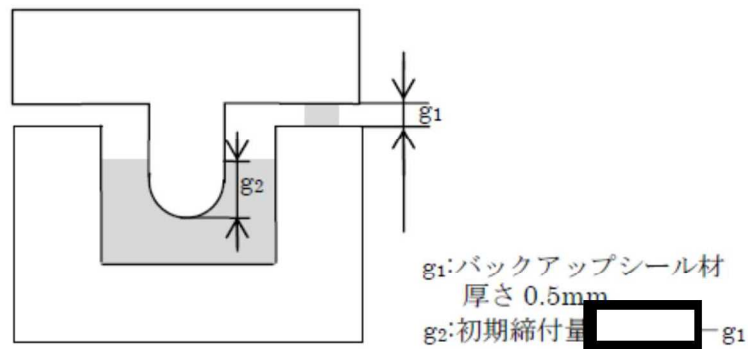


図2 バックアップシール材を保守的に0.5mm厚さとした初期縮付状態図

表2 2Pd時のバックアップシール材を用いたフランジシール部開口量と縮付量

設備名	バックアップシール材厚さ	開口量	縮付量	必要縮付量
ドライウエル 機器搬入用ハッチ	0.50	1.4	 	0以上

(単位：mm)

② フランジ部応力評価

バックアップシール材を用いた際、2Pd時にフランジに加わる荷重を表3に示す。表3よりバックアップシール材の荷重は内圧による荷重と比較して2桁以上小さくなる。このため、フランジ部へ発生する応力の影響は内圧が支配的であり、バックアップシール材の有無によりフランジ部へ加わる発生応力は殆ど変化しないと考えられる。

表 3 2Pd 時のバックアップシール材を用いたフランジに加わる荷重

(単位:kN)

内圧による荷重	ガスケット反力 による荷重	バックアップシール材反力 による荷重
5.166×10^4	5.108×10^2	1.431×10^2

参考として、バックアップシール材の有無によるフランジ部発生応力を比較したものを表 4 に示す。このように実際に上記の結果を反映したものとなっており、バックアップシール材を考慮しても、フランジ部に発生する応力は、弾性域であることを示す共用状態 Cs における評価基準値に対して十分に余裕があるといえる。

表 4 2Pd 時のバックアップシール材を用いたフランジ部発生応力

(単位 : MPa)

応力評価点	バックアップ シール材		供用状態 Cs における 評価基準値 (MPa)
	無し	有り	
ハブの軸方向応力	27	27	339
ボルト穴の中心円におけるフランジの 半径方向応力	156	156	226
フランジの半径方向応力	2	2	226
フランジの周方向応力	2	2	226
組合せ応力	15	15	226
	15	15	226
ボルトの応力	322	323	432

(4) 改良 EPDM に対する悪影響，フランジ締付・開放作業への影響について

現場作業等への影響について，フランジ締付時の締付ボルト管理トルク値の変更は必要ないこと，フランジ開放時（点検時）の手入れの際にバックアップシール材は容易に除去可能であることを確認している。また，バックアップシール材は改良 EPDM シール材と化学反応は生じないことから悪影響はないと考えられる。

以上のことは，施工時の影響確認として柏崎刈羽原子力発電所の実機の格納容器ハッチで実施したモックアップ試験時に，実際にバックアップシール材を塗布して確認しており，フランジ締付・開放作業に有意な影響を与えないことを確認している。また，化学影響については，長期熱劣化影響確認試験で改良 EPDM とバックアップシール材を組み合わせたフランジで劣化後の気密性が確認できていることから，悪影響がないと考えている。

(5) まとめ

上記（1）～（4）より，バックアップシール材塗布におけるフランジ締込量への影響は 0.01mm 程度と僅かであり，かつ，仮に保守的に締込量に 0.5mm の影響があると想定した場合でも，開口量評価及びフランジ部応力評価に大きな影響を与えないことを確認した。また，改良 EPDM シール材に対して化学反応の影響がないこと，フランジ締付作業性も確保できることから，バックアップシール材塗布によるフランジ設計上の影響はない。

TIP パージ弁への改良シール部材適用について

TIP パージ弁は、表 1 の通り弁座シート、グラウンドOリング及び弁ふたシールを改良 EPDM 及びメタルシートに変更したものを適用する。改良 EPDM については既に試験が完了し、適用は可能である。メタルシートの適用についても試験を進めており、適用の見込みが立っている。

表 1 TIP パージ弁シール部材について

バウンダリ箇所	部位	変更前	変更後
TIP パージ弁	弁座シート	EP ゴム	改良 EPDM 又はメタルシート
	グラウンドOリング	EP ゴム	改良 EPDM
	弁ふたシール	EP ゴム	改良 EPDM

<改良 EPDM の実機適用性について>

改良 EPDM の実機適用にあたっては、重大事故時環境を模擬した条件で試験を行い、シール機能が健全であることを評価した。試験項目を表 2 に示し、試験の概要を以下に示す。

表 2 シール機能健全性確認試験項目

※ No	試験項目	備考
1	弁性能試験	耐圧漏えい試験，弁座漏えい試験，作動試験を実施。
2	熱・放射線同時 劣化試験	通常運転時の弁座の経年劣化を模擬し，加速劣化試験を実施。
3	機械的劣化試験	通常運転時の弁座の経年劣化を模擬し，機械的劣化試験を実施。
4	放射線劣化試験	SA 時の放射線による劣化を模擬。
5	蒸気通気試験	SA 時における蒸気条件を模擬し，弁座及びOリングのシール性を確認。
6	分解点検	試験後に外観の異常有無及び内部部品に異常がないか確認を実施。

※No1～6 の順に試験を実施

1. 試験内容

改良 EPDM を実機適用するにあたり，改良 EPDM が SA 環境に耐えうることを検証するため耐環境試験を実施した。各耐環境性試験の詳細については以下に示す。

【熱/放射線同時劣化試験】

通常時経年劣化を模擬し，加速劣化を行った。通常運転時の環境・使用条件は，原子炉格納容器内の環境条件スペックにより放射線量率 0.6Gy/h，温度 66℃，使用期間 6 サイクル(78 ヶ月運転)(メンテナンス周期)を想定し，試験時間：943 [h] (約 40 日)とした。試験条件を表 3 に示す。

表 3 熱/放射線同時劣化試験条件

照射線量	100Gy/h
試験温度	100℃
試験時間	943h (約 40 日)

【機械的劣化試験】

本体部の通常時経年劣化を模擬し、作動試験を行った。通常時の使用期間は 6 サイクル(13 カ月/1 サイクルとする)を想定し、開閉作動回数は 500 回とした。(月 5 回×13 カ月×6 サイクル=390 回に裕度を設けた回数とした。)

【放射線劣化試験】

SA 時の放射線による劣化を模擬した試験を実施した。照射線量は、0.86MGy (TIP パージ弁の重大事故時における線量条件 (0.8MGy) に裕度を見込んだ値) とした。

【蒸気通気試験】

SA 環境条件による蒸気通気試験を実施し、弁座及びOリングのシール性の確認を実施した。試験条件を表 4 に示す。

表 4 蒸気通気試験条件

試験流体	過熱蒸気
試験圧力	0.854MPa (2Pd に余裕を見込んだ値)
試験温度	200℃
試験時間	168 時間 (7 日間)

【試験条件まとめ】

これまでに示した耐環境性試験の試験条件を表 5 にまとめた。

表 5 耐環境性試験条件まとめ

No	試験項目	試験条件
1	熱・放射線同時劣化試験	放射線量率 100Gy/h, 温度 100℃, 試験時間 943h で加速劣化を実施。
2	機械的劣化試験	本体部の通常時経年劣化を模擬し, 作動回数 500 回の弁開閉を実施。
3	放射線劣化試験	照射線量は 0.86MGy にて SA 時の放射線による劣化を模擬した試験を実施。
4	蒸気通気試験	0.854MPa [gage] (2Pd に余裕を見込んだ値), 200℃, 168 時間 (7 日間相当) の過熱蒸気通気試験を実施。

2. 漏えい試験結果

2.1 蒸気通気試験中

1 項に示す試験内容により蒸気通気試験を行った結果、弁座及びOリングからの漏えいはなかった。

2.2 蒸気通気試験後の弁性能試験結果

SA 条件化での改良 EPDM の適用性を検証するために、蒸気通気試験後のシール性の確認を行った。TIP パージ弁の外観写真を図 1 に示す。試験結果を表 6 に、試験系統の概略を図 2 に示す。また、図 3 に試験装置の外観写真を示す。結果として漏えいは確認されず、改良 EPDM の SA 時のシート性は健全であり、実機適用は妥当であることを確認した。



図 1 TIP パージ弁外観写真

表 6 試験結果まとめ

試験項目	試験条件	試験結果
蒸気通気後 性能試験	弁閉状態で、乾燥空気 1.07MPa(最高使用圧力 0.62MPa ×1.25 に余裕を見込んだ値) で弁座漏えい試験及び耐 圧漏えい試験を実施。	漏えい無

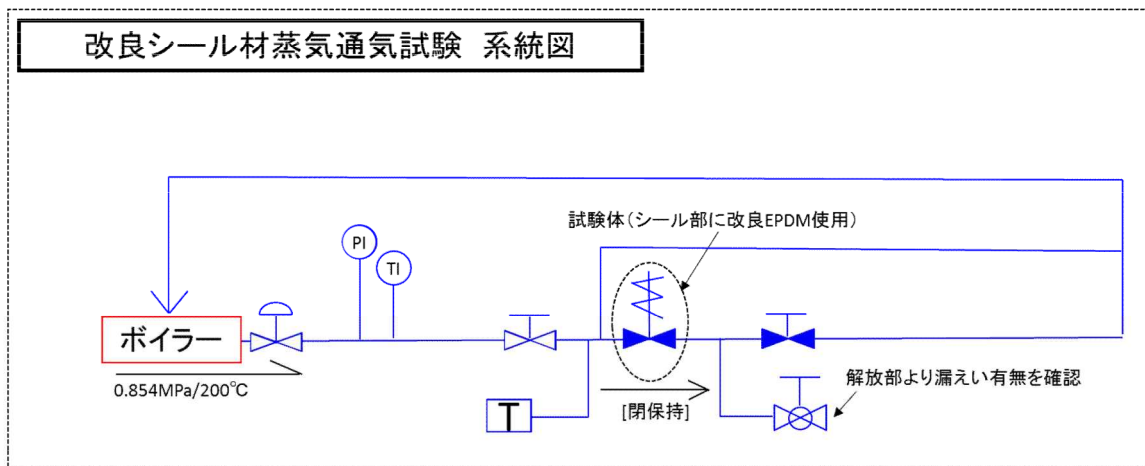


図 2 蒸気通気試験系統図

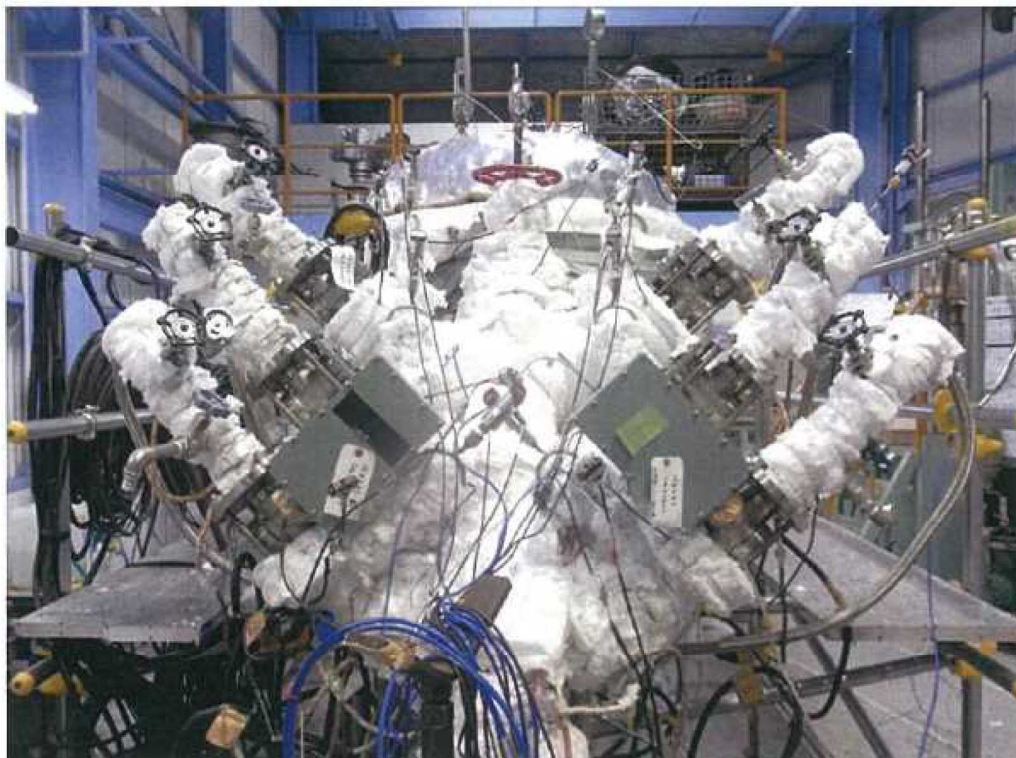


図3 試験装置外観写真

<メタルシートの実機適用性について>

TIP パージ弁の弁座シートについてはメタルシールの適用性についても検討している。実機適用にあたっては、重大事故時環境を模擬した条件である 200℃蒸気に 7 日間以上曝露され、且つ、その弁配置での重大事故時における放射線量を照射されたとしても、シール機能が健全であることを評価した上で実機適用を行う。

なお、現時点では TIP パージ弁（メタルシート）の実機適用性を確認している段階にあるが、表 7 で示す試験体を用いた試験により 2Pd における弁（メタルシート）のシール性が確認できており、温度及び放射線の影響についても表 8 に示す通り重大事故環境下における健全性に見通しが立っている。これらを踏まえ、実機適用性の検証を更に進め、200℃蒸気に 7 日

間以上曝露され、且つ、その際の重大事故時における放射線量を照射されたとしてもシール機能が健全であることを確認して実機に適用する。

表 7 TIP パージ弁（メタルシート）試験弁の弁座漏えい試験

試験項目	試験仕様			結果
	試験流体	試験圧力	保持時間	
弁座漏えい試験	空気	1.08MPa	3分	合格

表 8 TIP パージ弁（メタルシート）の温度及び放射線の影響について

部位	シール部材	温度及び放射線の影響について
弁座シート	メタルシール	メタルシールであることから、放射線及び温度により劣化するものではない
グランドOリング	改良 EPDM	放射線、温度による劣化が懸念されるが、試験により 200℃蒸気が 7 日間曝露され、その際の重大事故時における放射線量（800kGy）が照射されても健全であることを確認している。
弁ふたシール	改良 EPDM	放射線、温度による劣化が懸念されるが、試験により 200℃蒸気が 7 日間曝露され、その際の重大事故時における放射線量（800kGy）が照射されても健全であることを確認している。

200℃, 2Pd の適用可能時間を過ぎてから用いる限界圧力・温度について

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

また, 7 日間 (168 時間) 以降については, 有効性評価の代表シナリオ (大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失) を確認したところ, 表 1 で示す通り, 格納容器圧力については, ベント操作を実施した場合, 代替循環冷却系を運転した場合に関わらず圧力は低くなっており, 格納容器温度については 150℃を下回っている (図 1~2 参照)。なお, これ以外の有効性評価シナリオについても同様に低下することを確認している。

表 1 事故発生後の経過時間と格納容器圧力・温度の関係

事故発生後の経過時間	0~168 時間	168 時間以降
格納容器圧力	格納容器限界圧力として 2Pd(620kPa)を設定	有効性評価シナリオで格納容器圧力は低下している
格納容器温度	格納容器限界温度として 200℃を設定	有効性評価シナリオで 150℃を下回る

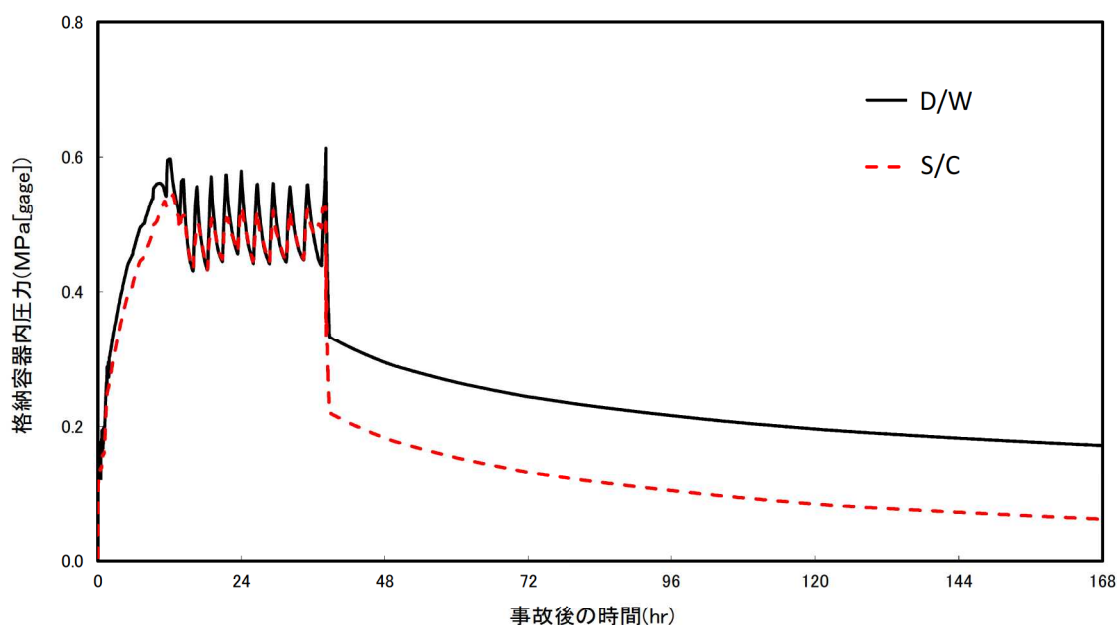


図 1 原子炉格納容器圧力 (大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失)

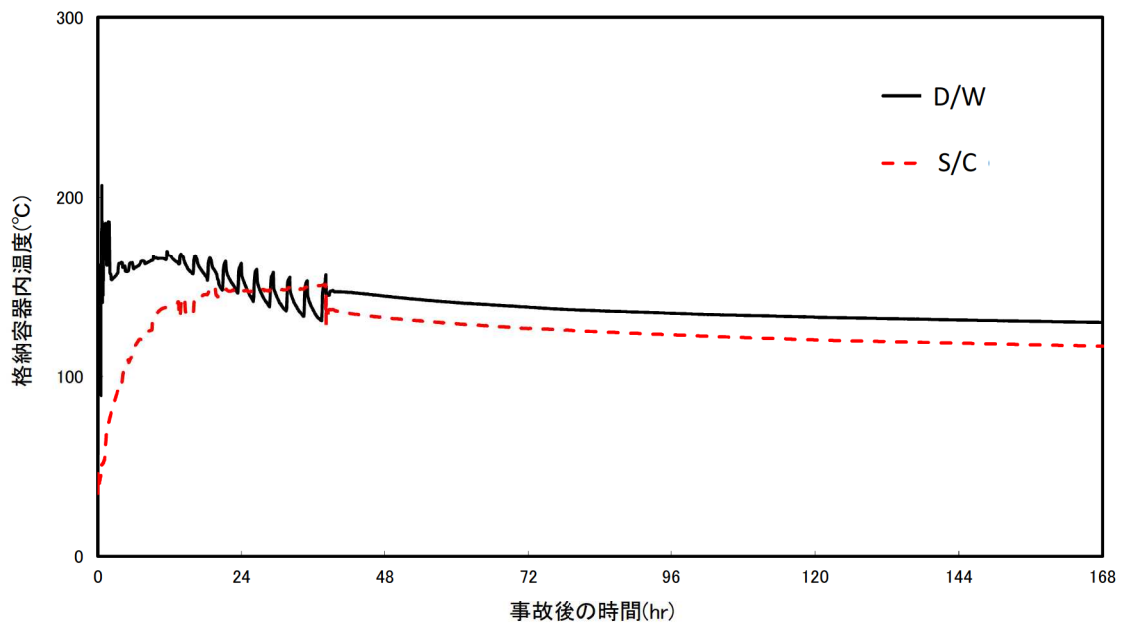


図2 原子炉格納容器温度 (大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失)

① 長期 (168 時間以降) の格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について

時間経過により健全性に影響を及ぼす部位はシール材である。シール部の機能維持は、図 3 の模式図に示す通り、格納容器内圧力の上昇に伴うフランジ部の過渡的な開口挙動に対し、シール材料の復元量が十分に確保されていることをもって確認している。つまり、格納容器温度によるシール材の熱劣化を考慮しても、圧縮永久ひずみ試験結果によりシール材の復元量が十分であれば、シール部の機能は健全である。長期のケースとして、有効性評価シナリオにおいて 168h 時の格納容器圧力が高い代替循環冷却系運転ケースを評価しても、格納容器圧力は約 0.21MPa であり開口量は小さい (表 2 参照)。なお、復元量の具体的な評価は、格納容器温度に関係することから次項②で示す。

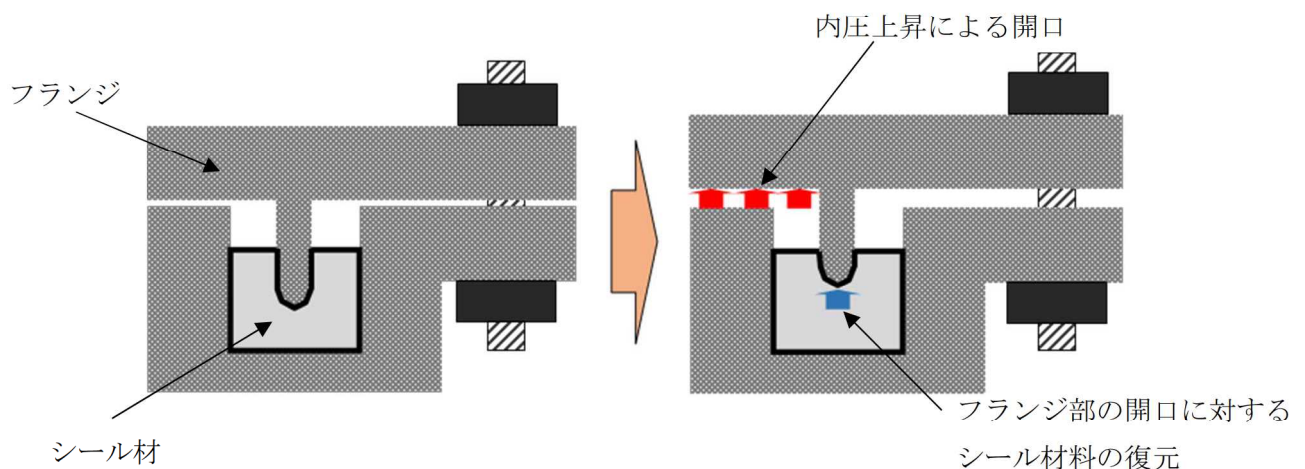


図3 シール部の機能維持確認の模式図

表 2 原子炉格納容器圧力と開口量の関係

フランジ部位	溝	代替循環冷却運転 ケースの 168h 時 (0.21MPa)	2Pd (0.62MPa)
トップヘッドフランジ	内側	約 0.10mm	約 1.3mm
	外側	約 0.05mm	約 0.9mm
機器搬入用ハッチ	内側	約 0.25mm	約 1.4mm
	外側	約 0.10mm	約 1.0mm

② 長期（168 時間以降）的な格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

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

表 3 改良 EPDM 製シール材の基礎特性データの経時変化

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

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

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

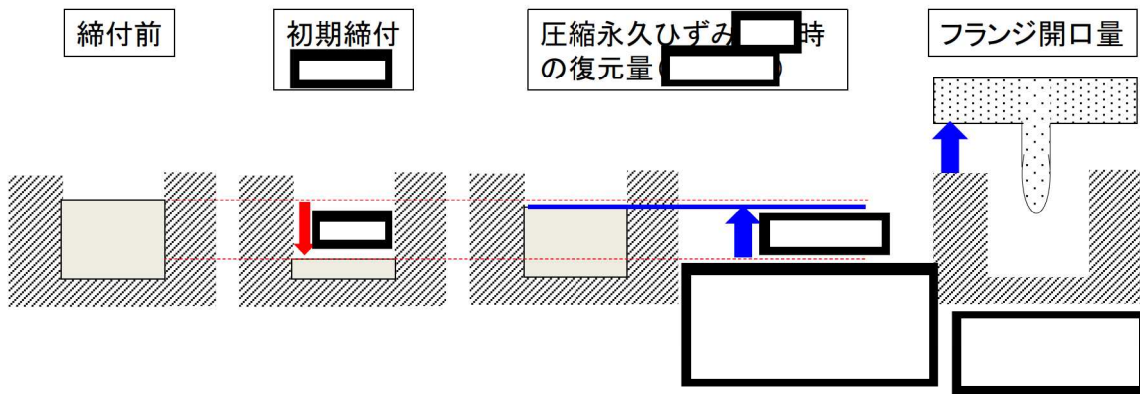


図 4 圧縮永久ひずみ 時のシール材復元量とフランジ開口量

<時間を踏まえた限界温度・圧力の考え方>

有効性評価結果からも、7 日間（168 時間）以降は原子炉格納容器温度が EPDM の一般特性としての耐熱温度である 150℃を下回ることが判っている。また、原子炉格納容器圧力についてもベント操作の有無に関わらず圧力は低下しており、開口量は限界圧力時と比較しても小さいことが確認できている。よって、当社としては、限界温度・圧力（200℃・2Pd）が 7 日間経験してもシール材が問題ないことを確認することで、長期の格納容器閉じ込め機能を確保できると考えている。

<168 時間以降の考え方>

前述の検討を踏まえ、168 時間以降については格納容器圧力・温度は低下していることから、最初の 168 時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、168 時間以降の領域においては、格納容器温度が 150°C を超えない範囲で、また、格納容器圧力が 1Pd を超えない範囲でプラント状態を運用する。

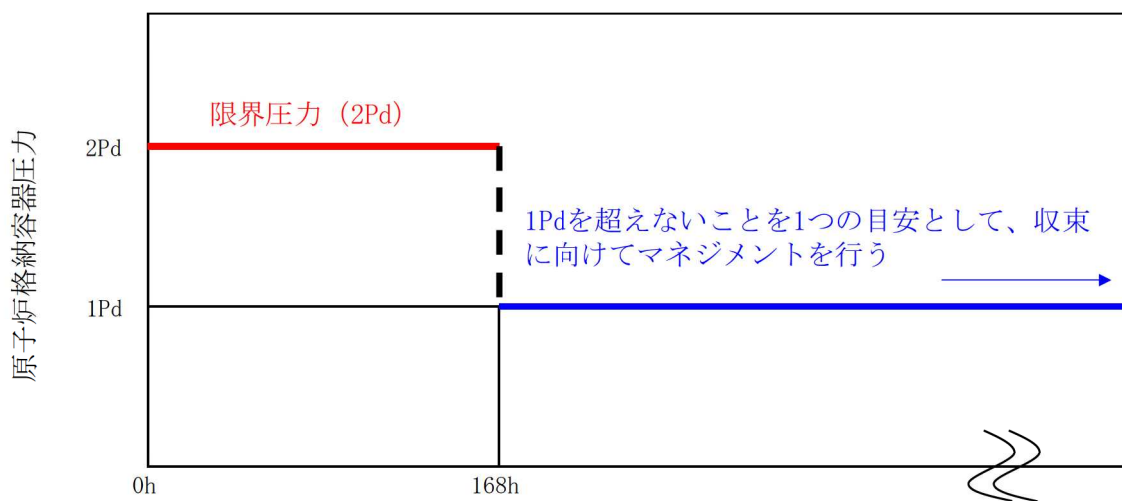


図 5 原子炉格納容器圧力の 168 時間以降の考え方

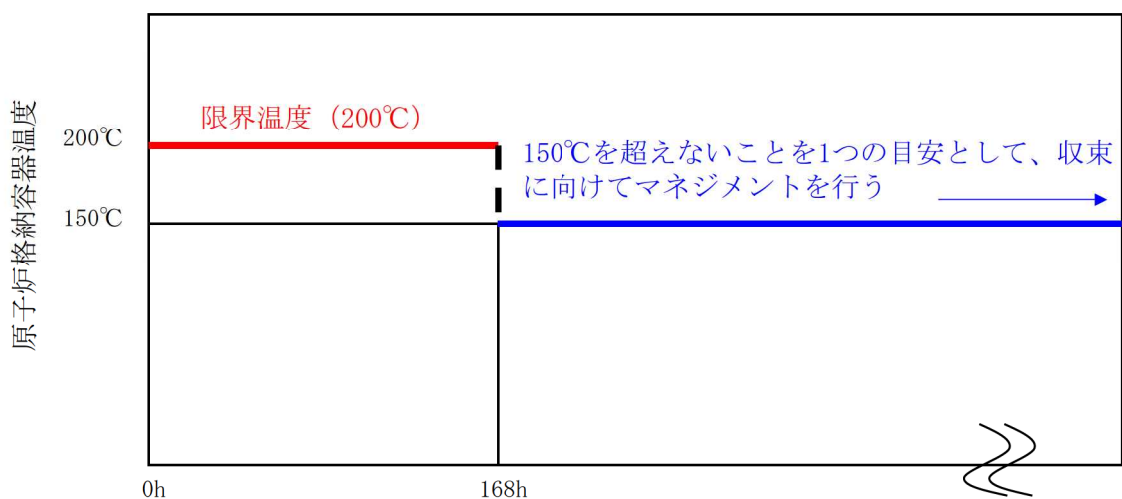


図 6 原子炉格納容器温度の 168 時間以降の考え方

フランジの開口に対するシール材の復元特性について

1. はじめに

フランジ等のシール部に用いるシール材は、フランジ等の開口量に合わせて形状が変化することによりシール性能を確保しているが、フランジ等の開口量の変化する速度にシール材の形状の変化が追従できない場合には、漏えいが生じる可能性がある。

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

2. シール材の形状変化速度

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

当社が評価している有効性評価に関する事故シナリオにおいて、フランジ開口量の変化速度が最も早くなるのは、熔融炉心がペDESTALに落下した際の圧力上昇時（FCI 評価）である。この場合における開口量の変化速度は 0.3mm/s 程度であることがわかっているため、これを参照して、0.3mm/s を大幅に上回る 300mm/min (5mm/s) 及び 500mm/min (8.33mm/s) を試験速度とした。

試験では、常温下で所定距離(3.75mm)まで一定速度(300mm/min 又は 500mm/min)で圧縮後、初期位置まで一定速度(300mm/min 又は 500mm/min)で荷重を開放し、この際に改良 EPDM 材に加わる圧縮応力を測定する試験を実施した(図7参照)。本試験装置では、シール材の荷重を開放するとき、シール材の復元速度が試験装置の開放速度より大きい場合には圧縮応力が計測されることから、これにより、復元速度を測定することができる。

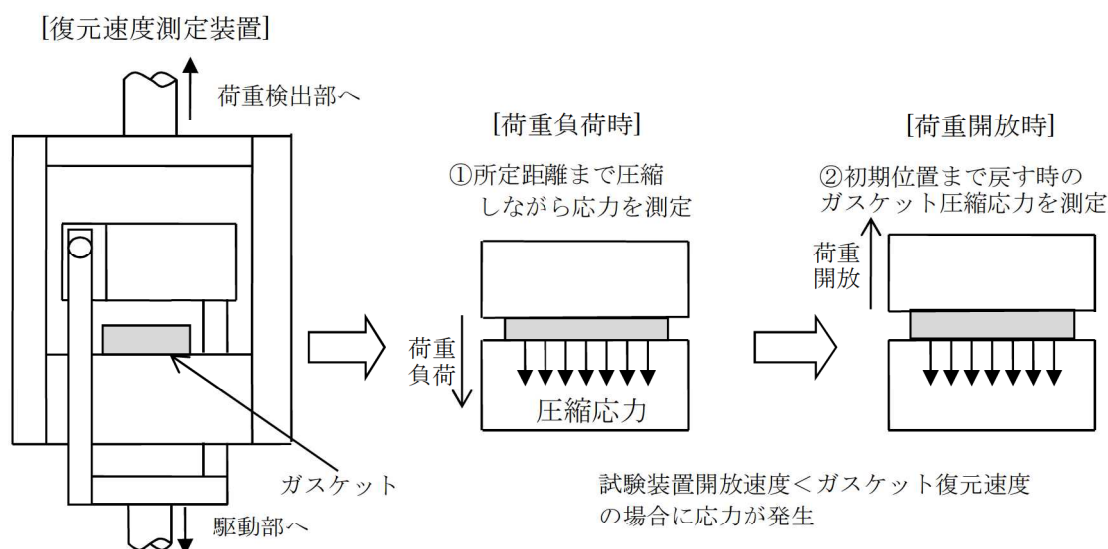


図7 復元速度測定試験の概要

3. 試験結果

試験結果を図8に示す。この図に示すように、荷重開放時の各計測点において圧縮応力が測定されたことから、改良 EPDM シール材の復元速度は 500mm/min (8.33/s) 以上であることを確認した。前述の通り、フランジ開口量の変化速度が最も早くなるのは、溶融炉心がペダスタルに落下した際の圧力上昇時 (FCI 評価) であるが、その時のフランジ開口変化速度は 0.3mm/s 程度であり、以下の通りシール材復元速度は十分な追従性を有しているものであり、急速な開口に対してもシール機能を維持できるものと考えている。

シール材復元速度 500mm/min (8.33mm/s) 以上 > フランジ開口変化速度 (0.3mm/s)



図8 一定復元速度下で測定した改良 EPDM シール材の圧縮応力
(左図 : 300mm/min, 右図: 500mm/min)

なお、本試験は、劣化していない材料に対して実施したものであるが、表3で示すとおり、劣化後の圧縮永久歪み、硬さ、質量変化率からは、有意な性状変化は見られていない。また、さらに詳細に劣化による影響を確認するために、劣化後の材料の FT-IR やシート面の硬さに関する検討を行った。その結果、シール材の性状に大きな変化は確認されなかった。

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

<追従性判断に使用できる理由>

800kGy の放射線照射を行い、乾熱 200℃を 168 時間曝露した改良 EPDM シール材および、800kGy の放射線照射を行い、蒸気 250℃を 168 時間曝露した改良 EPDM シール材について、劣化後のシート面の FT-IR スペクトルを図 9 に、硬さ測定の測定値を図 10 に示す。その結果、放射線照射+蒸気暴露後の試験片と初期試験片に顕著な差異はないことが確認できるため、復元特性が同様であると類推される。

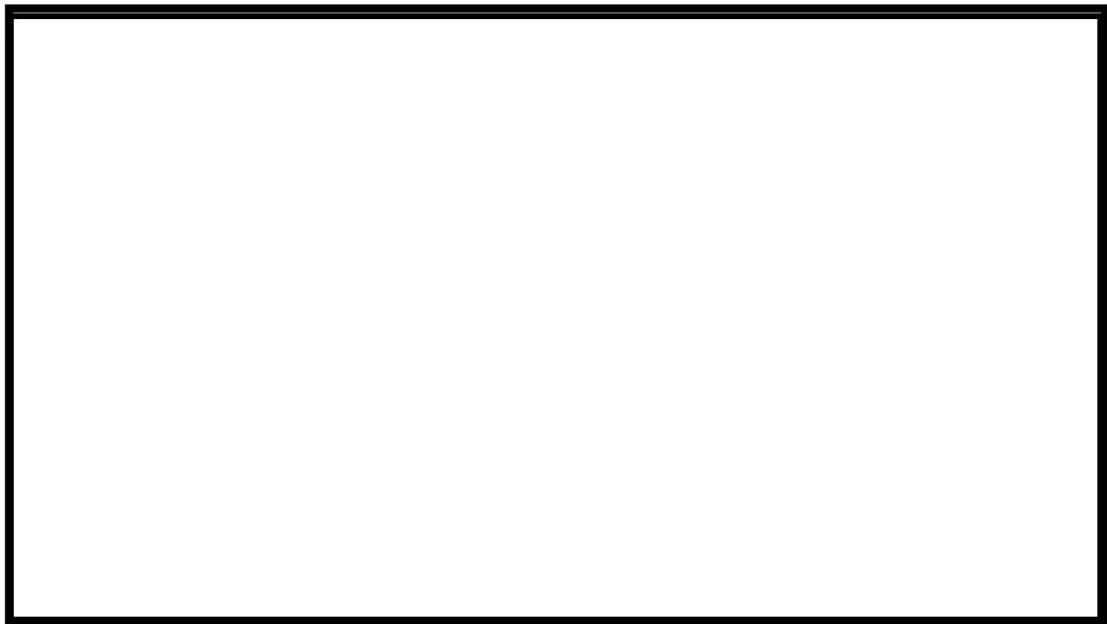


図 9 FT-IR 測定結果 (シート面)

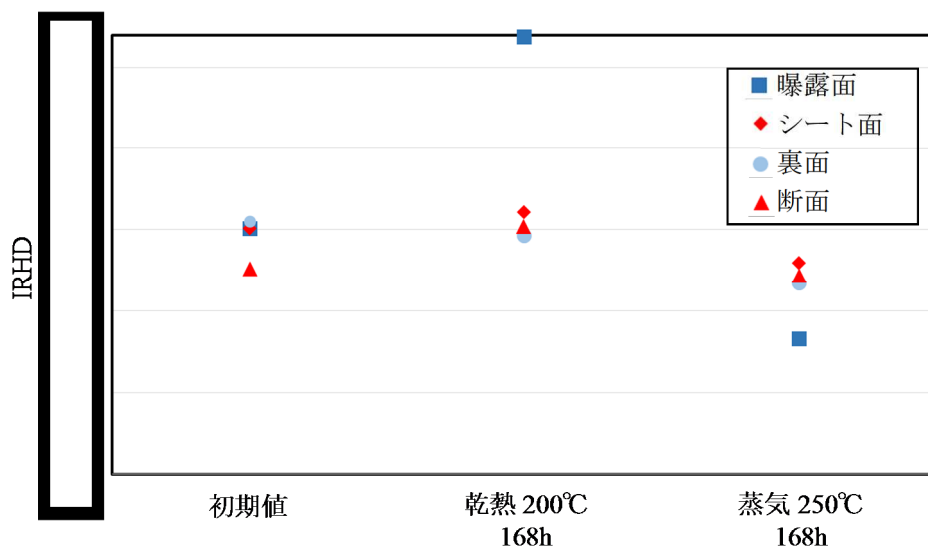


図 10 硬さ測定結果

経年劣化を考慮したシール機能について

本章では、シール材の経年劣化を考慮したシール機能の健全性について示す。

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

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

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

表 1 劣化を考慮した試験方法

No	試験項目	試験方法
1	サーマルサイクル試験	ペネトレーションを冷熱装置内に設置し、60 サイクルのサーマルサイクルを放射線照射試験の前後2回実施。1サイクルは [] 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線量 [] Gy 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。

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

(1) He 気密確認試験 (0.3, 0.65, 0.9 MPa)

(2) FT-IR 分析

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

表 2 He 気密確認試験結果

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

○：リーク及び圧力降下なし



図 1 FT-IR 分析結果