

本資料のうち、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。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7 補足-011-2 改4
提出年月日	2020年9月7日

【原子炉格納施設の設計条件に関する説明書に係る補足説明資料
(原子炉格納容器の重大事故等時の閉じ込め機能健全性について)】

2020年9月

東京電力ホールディングス株式会社

目 次

1. 概要

- 別紙 1. シール機能維持に対する考え方について
- 別紙 2. 改良 EPDM 製シール材の適用性について
- 別紙 3. 改良 EPDM 製シール材における各試験について
- 別紙 4. 改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ試験について
- 別紙 5. 実機フランジ模擬試験の概要について
- 別紙 6. 改良 EPDM 製シール材における実機フランジ模擬試験結果の適用について
- 別紙 7. 改良 EPDM 製シール材の実機を模擬した小型フランジ試験について
- 別紙 8. バックアップシール材のシール機能について
- 別紙 9. 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 10. ドライウェル主フランジ等の開口量評価について
- 別紙 11. 経年劣化を考慮したシール機能について
- 別紙 12. 化学薬品や核分裂生成物のシール機能への影響について
- 別紙 13. シール材の運転環境（放射線量，温度）の考慮について
- 別紙 14. 黒鉛製シール材について
- 別紙 15. フランジ開口量評価の妥当性について（構造解析との関連性）
- 別紙 16. 原子炉格納容器の各シール部の開口裕度について
- 別紙 17. 所員用エアロック開口量評価に係る変形支点の変位の影響について
- 別紙 18. 原子炉格納容器隔離弁の重大事故等時環境における耐性確認試験の概要について
- 別紙 19. 重大事故等時におけるシール機能の追従性について
- 別紙 20. フランジ部の塑性変形の評価について
- 別紙 21. 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
- 別紙 22. 開口量評価条件の設置許可時からの変更点について
- 別紙 23. フランジ開口量評価結果 ボルト部の応力コンター図及び変形図
- 別紙 24. 代替循環冷却系の健全性
- 別紙 25. ドライウェル上鏡部の温度分布形成による局所的な影響について

1. 概要

本資料は、「原子炉格納施設的设计条件に係る説明書」(以下、「説明書」という。)の「6. 重大事故等における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能評価及びその他影響確認」に示す重大事故等時の原子炉格納容器の閉じ込め機能維持の詳細を示すものである。

シール機能維持に対する考え方について

原子炉格納容器のハッチ類，配管貫通部，電気配線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁のシール部のシール機能は，ガスケット等の試験結果及び材料特性により判定基準を定め，200℃，2Pd の環境下においてシール機能が維持できることを確認している。シール機能維持の考え方を表 1 に示す。

表 1 シール機能維持の考え方

対象箇所	判定基準	シール機能維持の考え方
<ul style="list-style-type: none"> ・ドライウェル主フランジ ・機器ハッチ類 ・所員用エアロック (扉のシール材) ・配管貫通部 (閉止フランジ) 	許容開口量以下	<p>開口量評価で得られた開口量*1が，ガスケットの試験結果*2に基づき設定した許容開口量（シール機能が維持できる開口量）以下であることを確認することにより，シール機能が維持できることを確認</p> <p>注記 *1：フランジ部の形状・寸法に基づき解析等により算出 *2：圧縮永久ひずみ試験結果及び実機フランジ模擬試験による漏えい試験結果</p>
<ul style="list-style-type: none"> ・電気配線貫通部 (モジュール) ・原子炉格納容器隔離弁 (不活性ガス系バタフライ弁) 	設計漏えい量以下	試験における漏えい量が設計漏えい量以下であることを確認することにより，シール機能が維持できることを確認
<ul style="list-style-type: none"> ・所員用エアロック (扉以外のシール材) ・原子炉格納容器隔離弁 (TIP ボール弁) 	200℃以上	圧力により開口が生じる部位ではないため，試験結果及び材料仕様によりシール材の高温環境下における耐性を確認することにより，シール機能が維持できることを確認

また，ハッチ類，電気配線貫通部（モジュール）及び原子炉格納容器隔離弁（不活性ガス系バタフライ弁）については，シール材の漏えい試験結果に基づき設定した判定基準を基にシール機能の維持を確認している。このことから，各漏えい試験において判定基準として設定した漏えい量より，判定基準を満たした場合に実機において想定される漏えい量を推定したところ，原子炉格納容器全体の設計漏えい率に比べても十分小さい値であり，シール機能は維持されると判断している。漏えい量の推定結果を表 2 に示す。

表 2 判定基準を満たした場合に想定される漏えい量の推定結果 (1/2)

対象箇所	判定基準	判定基準を満たした場合に想定される漏えい量
<ul style="list-style-type: none"> ・ドライウェル主フランジ ・機器ハッチ類 ・所員用エアロック (扉のシール材) ・配管貫通部 (閉止フランジ) 	許容開口量 以下	<p>実機フランジ模擬試験において、開口量＝許容開口量となる状態を模擬したリーク試験を実施しており、本試験において判定基準として設定した漏えい量から原子炉格納容器ハッチ類の実機相当に換算した漏えい量は、原子炉格納容器設計漏えい率である 0.4%/day に比べ、十分に小さい値であることを確認している。</p> <p>○漏えい有無の判定基準 漏えい量：1cc/min 以下</p> <p>○実機相当換算値 0.001%/day 以下 (PCV 空間容積に対する割合)</p>

表2 判定基準を満たした場合に想定される漏えい量の推定結果 (2/2)

対象箇所	判定基準	判定基準を満たした場合に想定される漏えい量
<ul style="list-style-type: none"> ・ 電気配線貫通部 (モジュール) ・ 原子炉格納容器隔離弁 (不活性ガス系バタフライ弁) 	<p>設計漏えい量以下</p>	<p>試験における判定基準として設定した漏えい量から電気配線貫通部 (モジュール) 及び原子炉格納容器隔離弁 (不活性ガス系バタフライ弁) の実機相当に換算した漏えい量は、原子炉格納容器設計漏えい率である 0.4%/day に比べ、十分に小さい値であることを確認している。</p> <p><電気配線貫通部 (モジュール) ></p> <ul style="list-style-type: none"> ○漏えい有無の判定基準 (設計漏えい量) 1.0×10⁻⁷Pa・m³/s 以下 ○実機相当換算値 5.2×10⁻⁹%/day 以下 (PCV 空間容積に対する割合) <p><原子炉格納容器隔離弁 (不活性ガス系バタフライ弁) ></p> <ul style="list-style-type: none"> ○漏えい有無の判定基準 (設計漏えい量) 240cc/min 以下/600A ○実機相当換算値 0.02%/day 以下 (PCV 空間容積に対する割合)
<ul style="list-style-type: none"> ・ 所員用エアロック (扉以外のシール材) ・ 原子炉格納容器隔離弁 (TIP ボール弁) 	<p>200℃以上</p>	<p>圧力により開口が生じる部位ではなく、また、高温環境下での耐性を確認していることから原子炉格納容器内の200℃の環境条件であってもシール機能に影響を及ぼすものではない。</p>

改良 EPDM 製シール材の適用性について

柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機では、改良 EPDM 製シール材として

を採用する計画である。

改良 EPDM 製シール材の開発経緯を以下に示す。

- ・従来、原子炉格納容器のシール材（ガスケット）として採用していたシリコンゴムは、使用温度範囲が -60°C ～ 200°C であり、従来の EPDM 製シール材の使用温度範囲 50°C ～ 150°C よりも耐熱性は若干高いものの、既往の試験結果から高温蒸気環境での劣化が確認されていた。
- ・従来の EPDM 製シール材はシリコンゴムに比較して高温蒸気に強い材料であったが、更なる耐熱性向上を目的に材料の改良を進め、改良 EPDM 製シール材を開発した。

改良 EPDM 製シール材については、ガスケットメーカーにおいて、耐熱性、耐高温蒸気性及び耐放射線性の確認を目的に、重大事故等時環境を考慮した条件（放射線量 800kGy を照射した上で 200°C の蒸気環境にて 168 時間）にて圧縮永久ひずみ試験が実施されており、耐性が確認されている。

柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機で採用予定の改良 EPDM 製シール材については、ガスケットメーカーで実施された試験と同様に圧縮永久ひずみ試験を実施するとともに、重大事故等時の温度及び放射線による劣化特性がシール機能に影響を及ぼすものでないことを実機フランジ模擬試験にて確認している。

また、改良 EPDM 製シール材は、従来の EPDM 製シール材と同様、ガスケットメーカーにて材料や特長に応じ定めた型番号として管理されているものであり、当該品を特定可能であることから、メーカー型番号を指定することにより今回シール機能が確認されたものを確実に調達することが可能である。

なお、今後の技術開発により、より高い信頼性があるシール材が開発された場合は、今回と同様に圧縮永久ひずみ試験等により重大事故等時環境におけるシール機能評価を行うなど、実機フランジへの適用性について検討する。

改良 EPDM 製シール材における各試験について

改良 EPDM 製シール材の適用にあたり、「改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ試験」及び「実機フランジ模擬試験」の 2 種類の試験を実施している。本資料では、各試験の位置付けを明確化するとともに、「実機フランジ模擬試験」の試験条件が重大事故等時環境を適切に模擬できているかを確認するため、「高温曝露の方法」及び「放射線試験の方法」について適切性を確認した。

1. 各試験の位置付けについて

1.1 改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ試験

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

このため、フランジ部からの漏えいは「内部圧力の上昇によりフランジ部が開口すること」に加え、「その開口量がシール材の復元量を超える」場合に生じる。したがって、シール材の耐漏えい性能を確認するためには、シール材がセットされるフランジが「圧力上昇によりどの程度開口するのか」を評価し、その開口量に対して熱等により劣化した「シール材の復元量」を確認することが必要となる。フランジ部の開口量評価と圧縮永久ひずみ試験の位置付けを表 1 に示す。

表 1 フランジ部の開口量評価と圧縮永久ひずみ試験の位置付け

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

圧縮永久ひずみ試験で得られるひずみ率がフランジ構造によらず、一様に適用できる理由を整理する。

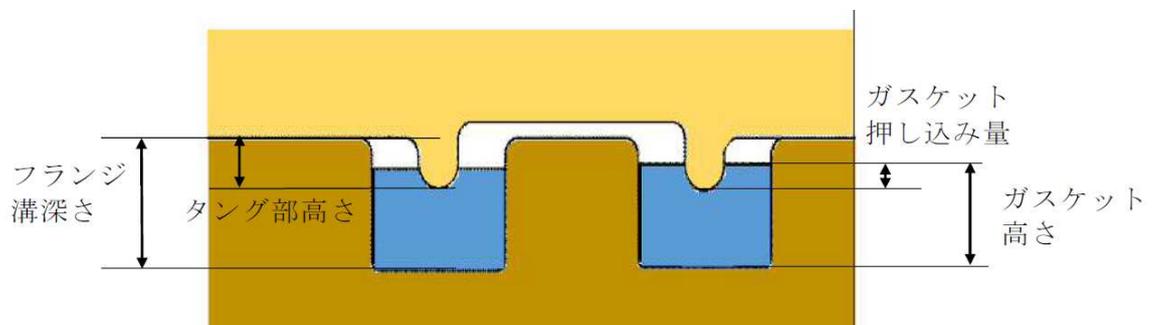
- ・原子炉格納容器の限界温度、圧力である 200℃、2Pd で評価しているため、圧力上昇による影響は、フランジ構造によらず同等である。
- ・本試験は、フランジ構造に関わらず、圧縮状態で使用される静的シール部におけるシール材単体の劣化度（ひずみ率）から復元量を確認するものであることから、フランジ構造の違いはフランジ構造の解析による開口量計算において評価している。

- ・本試験におけるシール材試験片の圧縮率は、%としており、改良 EPDM 製シール材に適用する「角型断面ガスケットを用いるボルト締めフランジのガスケットの圧縮率」（表 2）とほぼ同等である。

よって、柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機原子炉格納容器の限界温度、圧力の評価では、フランジ部の開口量と圧縮永久ひずみ試験結果を用いることでシール部の健全性を評価できる。

表 2 角型断面ガスケットを用いるボルト締めフランジのガスケット圧縮率

設備名	フランジ溝 深さ (mm)	タング部 高さ (mm)	ガスケット 高さ (mm)	ガスケット 押し込み量 (mm)	圧縮率 (%)
ドライウエル 主フランジ					
ドライウエル 機器搬入用ハッチ (上部, 下部)					
サプレッション チェンバ出入口					



- ・ガスケット押し込み量 = (ガスケット高さ + タング部高さ) - フランジ溝深さ
- ・圧縮率 = (ガスケット押し込み量 / ガスケット高さ) × 100%

1.2 実機フランジ模擬試験

圧縮永久ひずみ試験結果を用いた開口量評価では、内圧によるフランジ構造部の変形は模擬しているが、実機フランジ溝にガスケットをセットした状態におけるシール材の変形は模擬していないため、実機にセットした状態におけるシール材の変形による気密性を確認する必要がある。また、1.1項で記述したシール機能の評価では、ガスケットの復元量とフランジの開口量が等しい状態（ガスケット押し込み量が0mmで接している状態）までをシール機能維持の判定基準としており、その状態においても気密性を有することを確認する必要がある。

実機フランジ模擬試験は、圧縮永久ひずみ試験の結果を用いた開口量評価の中で最も厳しい状態を再現する試験をすることで、開口量評価の妥当性を確認するために実施している。（表3）

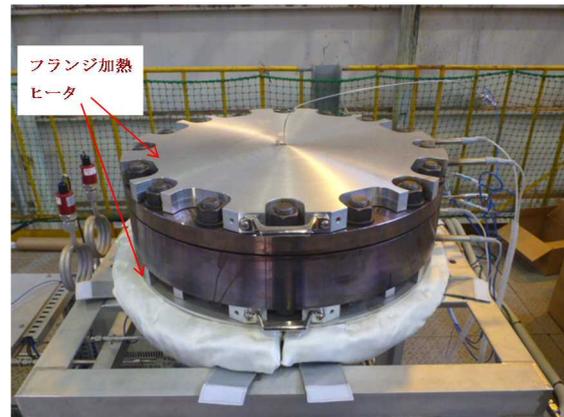
表3 実機フランジ模擬試験の位置付け

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

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



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1 試験装置外観写真

実機フランジ模擬試験で得られた結果がフランジ構造によらず、一様に適用できる理由を整理する。

- ・原子炉格納容器の限界温度、圧力である 200℃、2Pd で評価しているため、内圧上昇による影響は、フランジ構造によらず同等である。
- ・内圧上昇後にフランジが開口した状態を想定し、ガスケットの復元量とフランジの開口量が等しい状態（押し込み量が 0mm で接している状態）でのシール機能を確認しているものであり、フランジ構造による開口の違いはフランジ部の解析による開口量計算において評価している。

実機フランジ試験によって、ガスケットに対するタンクの押し込み量が 0mm で接している状態を再現しており、漏えいはガスケットの復元量に対してフランジの開口量が大きくなった場合（ガスケットの押し込み量 < 0mm）に発生することを踏まえると、本試験条件は最も厳しい状態である。よって、柏崎刈羽原子力発電所第7号機原子炉格納容器の限界温度、圧力の評価では、フランジ部の解析による開口量評価において、開口量が許容開口量以内であることを確認することで、シール部の健全性を評価できる。

2. 実機フランジ模擬試験の高温曝露の方法について

改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ試験において、蒸気環境よりも高温空気（乾熱）環境の方がより大きな劣化が確認されたこと、並びに、改良 EPDM 製シール材の劣化は、一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、実機フランジ模擬試験では蒸気ではなく高温空気（乾熱）で曝露し、重大事故等時環境より保守的な条件で試験を実施している。また、温度については原子炉格納容器限界温度 200℃が 7 日間継続する条件であり、重大事故等時環境よりも厳しい条件で曝露しており、それに加え、さらに余裕をみた 250℃、300℃をそれぞれ定める期間、一定温度で高温に曝露した試験を実施している。

よって、本試験は高温曝露時に、蒸気環境よりも厳しい乾熱曝露、重大事故等時環境よりも保守的な温度条件により、重大事故等時環境を適切に模擬できていると考える。

3. 実機フランジ模擬試験の放射線照射の方法について

放射線照射量については、重大事故等時環境を模擬するために、有効性評価（大 LOCA + ECCS 機能喪失 + SBO）におけるフランジガスケット部の重大事故等発生後 7 日間の累積放射線照射量の目安である 800kGy を適用している。

また、放射線照射と高温曝露の順序について「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」に重大事故等時環境評価試験の試験実施方法として放射線照射を実施した後に定められた温度条件下に曝露することを定められていることから、この考え方を参考にし、放射線照射後に高温曝露を行う逐次法で試験を実施している。

改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ試験について

改良 EPDM 製シール材の重大事故等時環境における劣化特性を確認するために、J I S K 6 2 6 2 「加硫ゴム及び熱可塑性ゴムの常温・高温及び低温における圧縮永久ひずみのもとめ方」に準じた圧縮永久ひずみ試験を実施した。

試験装置の概要を図 1 に示す。試験片として、予め γ 線照射したシール材を用いている。放射線量は、重大事故等時環境を模擬するために、フランジガスケット部の重大事故等発生後 7 日間の累積放射線照射量の目安である 800kGy とした。試験は、試験片をタンク&グローブ形状を模擬した圧縮板ではさみ、ボルトを締め付けることにより圧縮させる。なお、試験片の圧縮量や各部位の形状関係は実機と同等となるような試験装置としている。

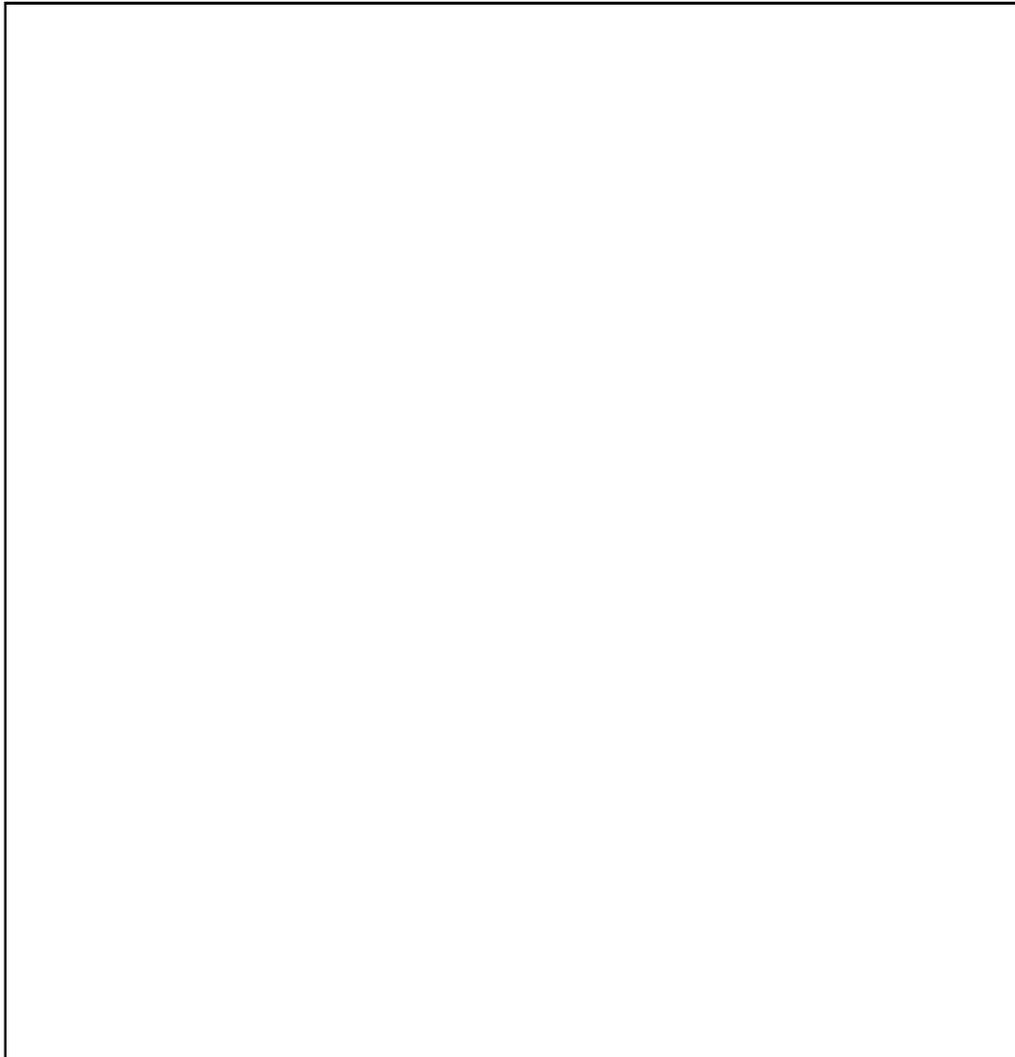


図 1 圧縮永久ひずみ試験装置

試験では、加圧試験容器を用いて高温空気及び高温蒸気で曝露し、試験温度は、原子炉格納容器限界温度である 200℃に加えて、さらに余裕をみた 250℃とする。試験期間は 7 日間（168 時間）とし、一定温度で高温曝露している。

圧縮永久ひずみ率は、試験片の初期厚さと試験後の試験片厚さを測定し、次の式（1）により算出する。各試験片の中心厚さを 0.01mm の単位まで測定し、得られた値の平均値を算出する。圧縮永久ひずみ率の算出概念図を図 2 に示す。

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

Cs : 圧縮永久ひずみ率

t₀ : 試験片の初期厚み

t₁ : 試験後の試験片の厚み

t₂ : スペーサ厚さ

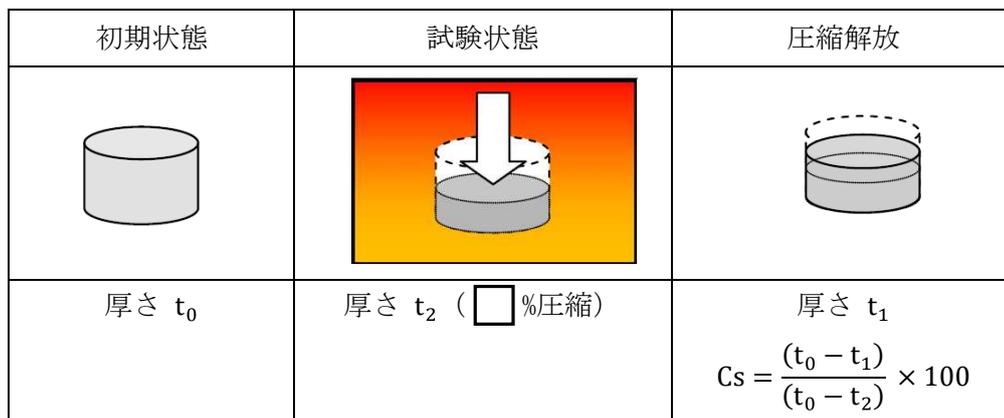


図 2 圧縮永久ひずみ率の算出概念図

圧縮永久ひずみ試験の結果を表 1 に示す。

表 1 圧縮永久ひずみ試験*1 結果

試験体	試験温度	放射線照射量	試験雰囲気	試験時間	圧縮永久ひずみ率*2 (%)
改良 EPDM 製シール材 <input type="text"/>	200℃	800kGy	空気 (乾熱)	168 時間	<input type="text"/>
	250℃		空気 (乾熱)		
	200℃		蒸気		
	250℃		蒸気		

注記*1 : J I S K 6 2 6 2 に従い実施

*2 : 試料を圧縮し完全に元の状態に戻った場合を 0%、全く復旧せずに完全に圧縮された状態のままである状態を 100%

実機フランジ模擬試験の概要について

改良 EPDM 製シール材のシール機能の性能確認として、実機フランジの形状を模擬した試験装置を用いて、実機条件に近い状態でのシール機能の健全性確認を行った。

試験フローを図 1 に示し、試験の概要を以下に示す。

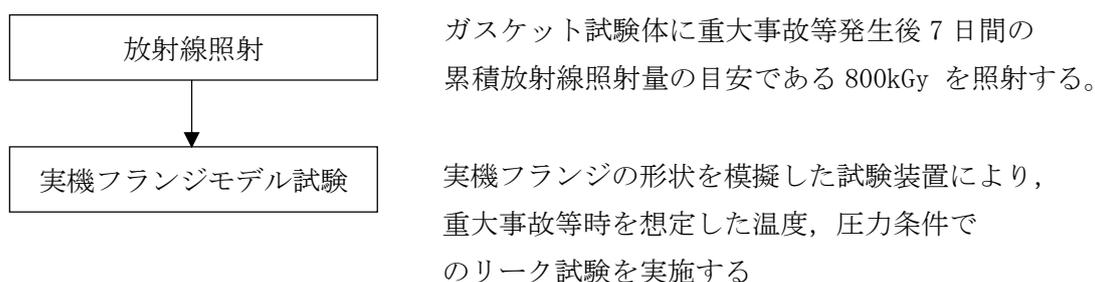


図 1 実機フランジモデル試験フロー

1. 試験装置

実機フランジ模擬試験の試験装置は図 2、図 3 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。試験フランジに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）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を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換算できる。

また、内圧上昇後の原子炉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し込み量をフランジ間に設置する調整シムにより設定する。ガス供給ユニットは、高圧空気ボンベと圧力調整器から構成され、所定の圧力に調整された加圧ガスを空気加熱器により所定の温度に加熱制御する。リーク量はリークガス計測ユニットのマスフローメータにて計測される。試験装置外観写真を図 3 に示す。

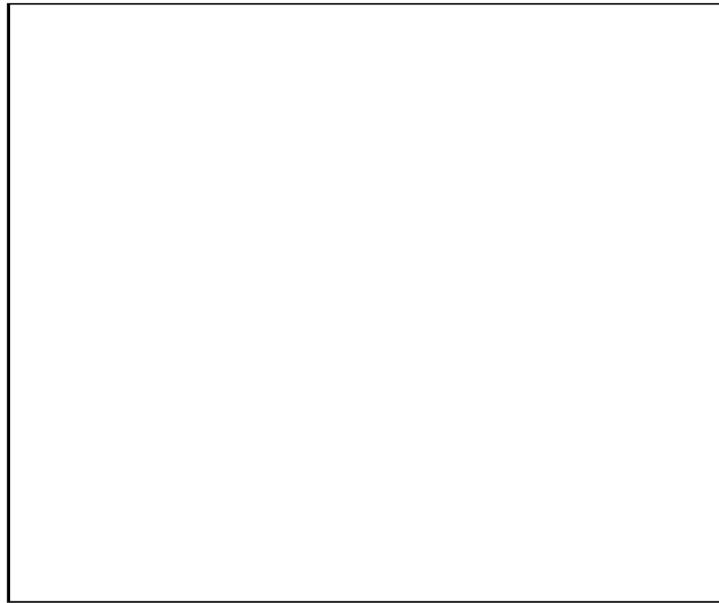
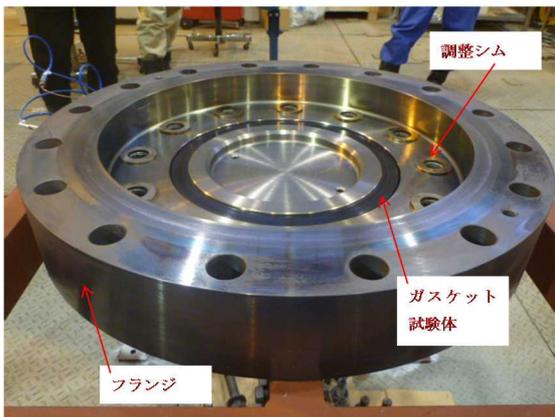
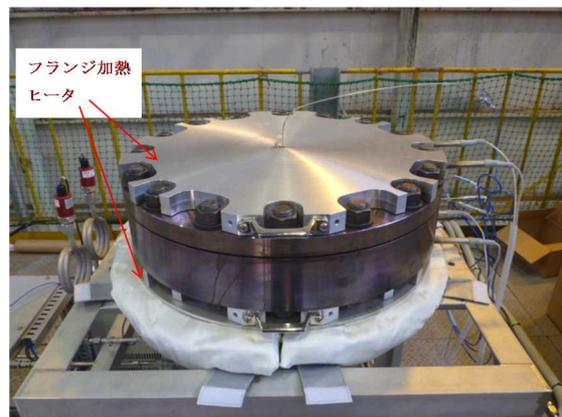


図2 試験装置概要図



試験装置外観（フランジ開放時）



試験装置外観（フランジ密閉時）

図3 試験装置外観

2. 試験条件

重大事故等時環境を模擬するために、放射線照射量は、フランジガスケット部の重大事故等発生後7日間の累積放射線照射量の目安である800kGyをあらかじめ照射したシール材をガスケット試験体として用いる。放射線による劣化と熱による劣化は、放射線照射をした後に定められた温度条件下に曝露する逐次法により付与した。

一般に有機材料の放射線劣化挙動には、酸素が影響を及ぼすことが知られているが、環境に酸素が存在しない場合においては放射線と熱の同時法と逐次法の劣化はほぼ等しいことが知られている。原子炉格納容器内は、通常時は窒素環境下、重大事故等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による劣化への影響は十分小さく、逐次法による劣化の付与は妥当であると考えられる。なお、

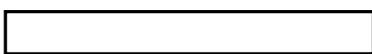
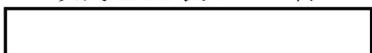
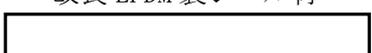
「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイドライン」において、重大事故等時環境試験の試験方法として放射線照射をした後に定められた温度条件下に曝露することが定められており、このことから逐次法による劣化の付与は妥当であると考え。

改良 EPDM 製シール材の劣化は、一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、試験雰囲気は蒸気ではなく高温空気（乾熱）を用い、試験温度については、原子炉格納容器限界温度である 200℃、さらに余裕を見た 250℃、300℃とし、試験圧力は原子炉格納容器限界圧力 2Pd (0.62MPa) を包絡する圧力で気密性確認を実施する。また、原子炉格納容器内圧上昇後の実機フランジの開口を模擬するため、フランジによるガスケット試験体の押し込み量を最小(0mm)に設定する。なお、最小押し込み量(0mm)は、高温での試験を実施する前段階として、常温での予備加圧を実施し、ガスケットから漏えいが起こらない状態と定義する。

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し込み量が最小(0mm)であっても、有意な漏えいは発生せず、200℃・168 時間、250℃・96 時間、300℃・24 時間の耐性が確認された。図 4 に 200℃・168 時間の試験ケースにおける試験体の外観を示す。図 4 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 重大事故等時条件での試験結果

試験体	温度	継続時間	押し込み量	漏えいの有無
改良 EPDM 製シール材 	200℃	168 時間	0mm	なし
改良 EPDM 製シール材 	250℃	96 時間	0mm	なし
改良 EPDM 製シール材 	300℃	24 時間	0mm	なし

下記条件は全ケース共通

試験圧力：2Pd 以上 (0.62MPa 以上)、放射線照射量：800kGy、試験雰囲気：乾熱（空気）
漏えい判定基準：1cc / min 以上の漏えい量が 30 分以上継続した場合に漏えい有とする。



全体写真

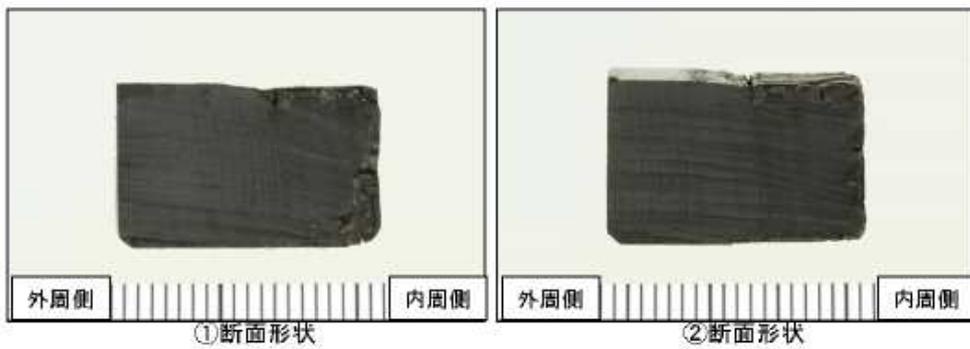
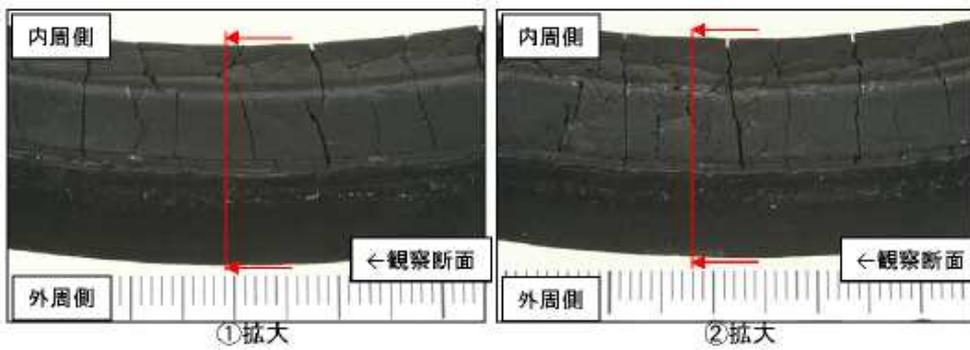


図4 試験後の試験体外観 (200℃・168時間)

改良 EPDM 製シール材における実機フランジ模擬試験結果の適用について

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

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

また、実機フランジ模擬試験ではガスケット試験体の押し込み量を 0mm（ガスケットとタンクが接している状態）に設定し、実機の 2Pd 時の開口量以上を模擬した条件で試験を実施している。

1. 実機と実機フランジ模擬試験装置の比較

実機（ドライウェル主フランジ）及び、実機フランジ模擬試験装置のフランジ部の断面形状及び寸法を図 1、図 2 及び表 1 に示す。

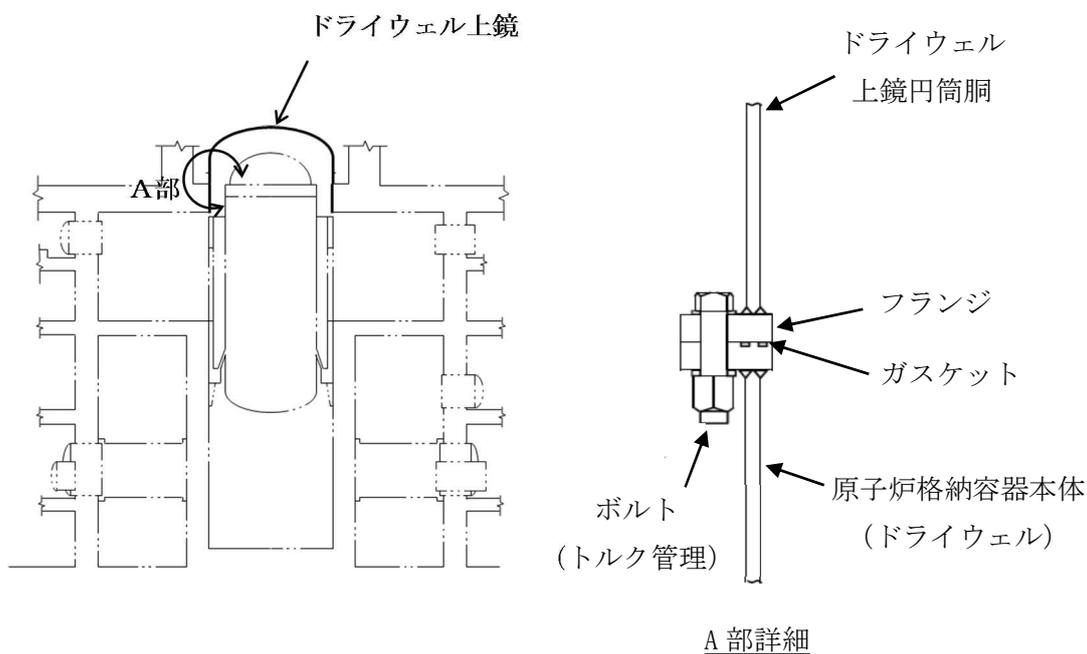


図 1 ドライウェル主フランジ断面形状

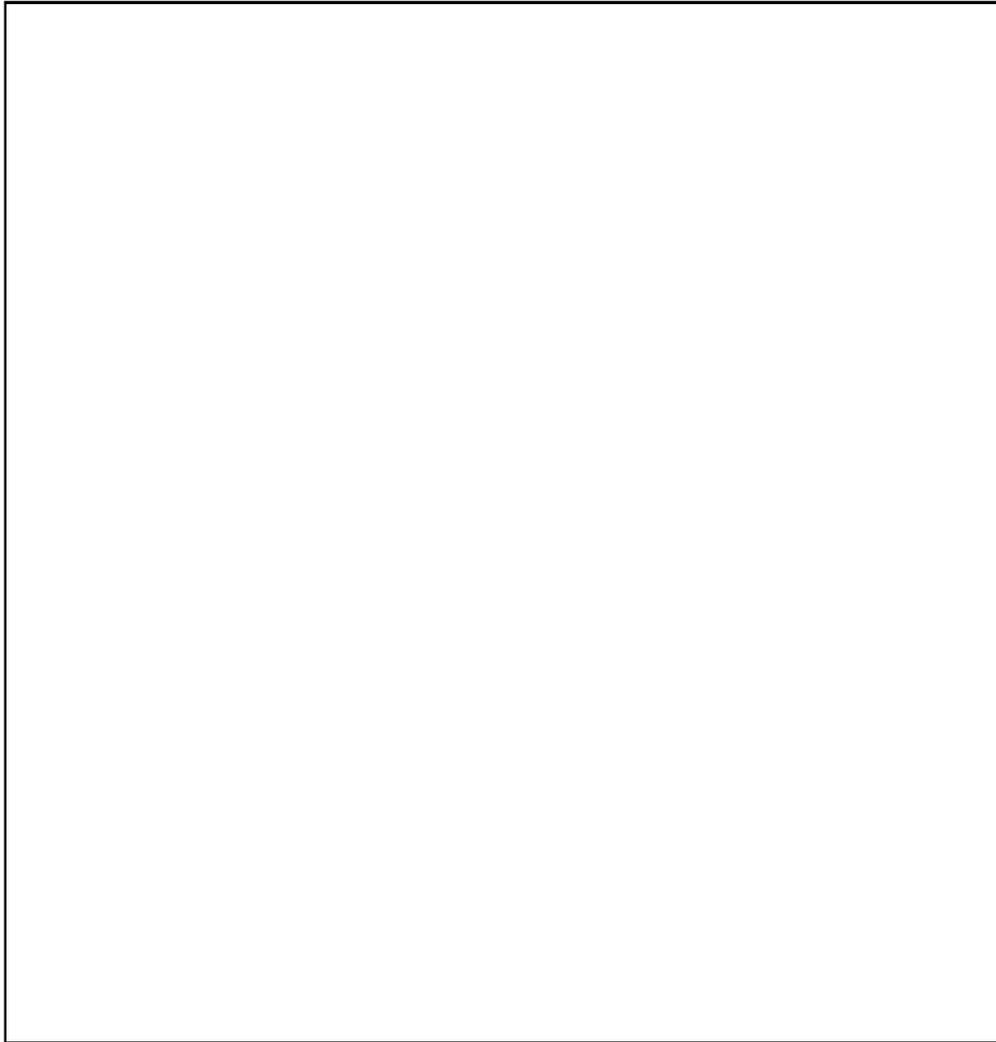


図2 実機フランジ模擬試験装置図

表1 実機フランジと実機フランジ模擬試験装置の寸法比較

単位：mm

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

2. 実機への適用

前述のとおり，実機フランジ模擬試験装置は，フランジの断面形状が実機と同形状，ガスケット及び溝寸法は幅・高さともに実機と同等であり，中心径のみを縮小した試験装置である。

実機フランジ模擬試験では，漏えい有無の判定基準として，1cc/min 以上の漏えい量が 30 分以上継続した場合に漏えい有と判断することとしている。ここで，試験の判定基準として設定した 1cc/min の漏えい量を実機フランジでの漏えい量に換算し，原子炉格納容器の設計漏えい率との比較を行った結果は以下のとおりである。

ガスケットの内径を d_i ，外径を d_o とすると，J I S B 2490 よりガスケットからの漏えい量 L はガスケットの接触面の内径 d_i に比例し，ガスケット接触幅 $(d_o - d_i)/2$ に反比例する。

$$L \propto \frac{d_i}{(d_o - d_i)/2} = \frac{1}{(d_o/d_i - 1)/2}$$

表 1 より実機フランジ模擬試験のガスケットの断面形状は実機と一致させていることから，ガスケット試験体の接触幅は実機ガスケットと一致している。このため，フランジ部からの漏えい量はガスケット内径に比例する。

本試験で判定基準として設定した漏えい量 (1cc/min) より，ガスケット径比で補正した実機フランジでの漏えい量から求めた，原子炉格納容器全ハッチ類フランジ部からの漏えい量は 0.001%/day 以下であり，原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.4%/day) の 1/400 以下となる。実機フランジのガスケット径を表 2，実機フランジにおける漏えい量の推定結果を表 3 に示す。

このように，重大事故等時環境を模擬した改良 EPDM 製シール材における実機フランジ模擬試験結果は，原子炉格納容器の設計漏えい率と比較して十分に余裕がある状態であることから，改良 EPDM 製シール材の実機への適用は可能であると考えられる。

表2 実機フランジのガスケット径

対象	ガスケット径 (mm) *1, 3
ドライウェル主フランジ	[]
上部ドライウェル機器搬入用ハッチ	
下部ドライウェル機器搬入用ハッチ	
所員用エアロック *2	
サプレッションチェンバ出入口	
合計	

注記*1：二重ガスケットについては保守的に外側ガスケットの中心径を用いる。

*2：所員用エアロックはガスケット周長が等価となる等価直径とする。

*3：ガスケット径が 1000mm 以下の閉止フランジ付貫通部については、他の大開口部と比較して影響が小さいため対象外とする。

表3 実機フランジにおける漏えい量の推定結果

試験での漏えい判定基準 (L_1)	1cc/min
試験フランジガスケット径 (D_1)	[] mm
原子炉格納容器フランジガスケット径合計 (D_0)	[] mm
ガスケット径比 ($\alpha = D_0/D_1$)	[] mm/mm
原子炉格納容器フランジでの漏えい量 ($L_0 = L_1 \times \alpha$)	[] cc/min
	[] m ³ /day
原子炉格納容器空間容積 (V_0)	13350 m ³ *1
原子炉格納容器空間容積に対する割合 (L_0/V_0)	[] %/day

注記 *1: ドライウェル空間容積(約 7350m³) + サプレッションチェンバ空間容積(約 6000m³, サプレッションプール水量が約 3600m³ の場合において)

改良 EPDM 製シール材の実機を模擬した小型フランジ試験について

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

なお、治具に使用されている鉄鋼材料と改良 EPDM 製シール材とでは、改良 EPDM 製シール材の方が線膨張係数は大きく、温度を低下させた場合には改良 EPDM 製シール材の方が治具と比較して収縮量が大きくなるため、試験治具溝内でのタンク等との密着性は低下する方向となり、気密試験は高温状態より室温での試験の方が厳しくなると考えられる。このことから、本試験のオートクレーブでの蒸気曝露及び室温での H e 気密性確認試験の条件は、実プラントで想定される重大事故等時環境と比較して保守的な条件となる。試験の詳細と結果を以下に記載する。

① 高温曝露

熱処理炉内に小型フランジ試験装置を設置し、乾熱 200℃、168 時間の高温曝露を実施した。

② 蒸気曝露

蒸気用オートクレーブ内に小型フランジ試験装置を設置し、1MPa、250℃の蒸気環境下で 168 時間曝露を実施した。蒸気用オートクレーブの系統図を図 3 に、蒸気曝露試験体設置状況を図 4 に示す。

③ H e 気密性確認試験

高温曝露及び蒸気曝露後の試験体について、H e 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、スヌープでの漏えい確認と、0.3MPa では保持時間 10 分、0.65MPa 及び 0.9MPa では保持時間 30 分で圧力降下の有無を確認した。また、0.8mm の隙間ゲージを用いてフランジ開口変位を模擬した気密性確認試験も実施した（実機 1.6mm 相当の変位）。試験状況を図 5、図 6 に、試験結果を表 1 に示す。いずれの条件下でも漏えい及び圧力降下は認められなかった。

④ 試験後外観観察

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



図1 試験治具寸法

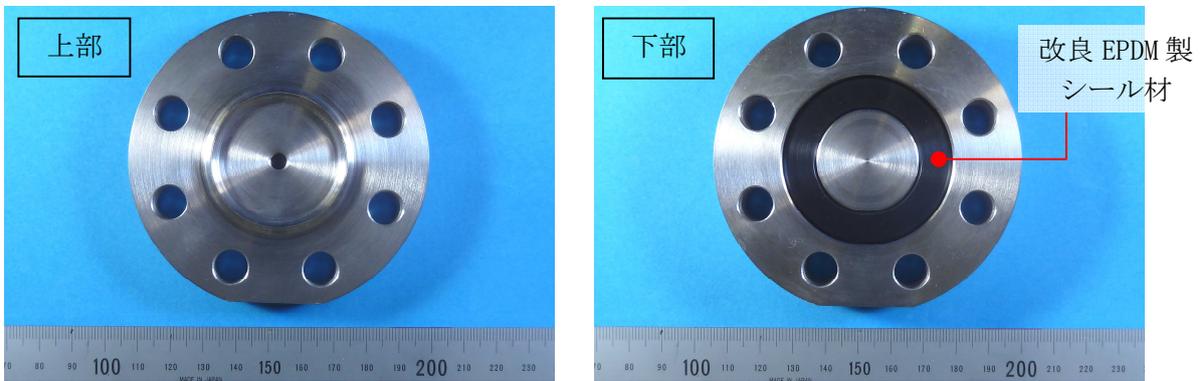


図2 試験治具及びシール材外観



図3 蒸気用オートクレーブ系統図

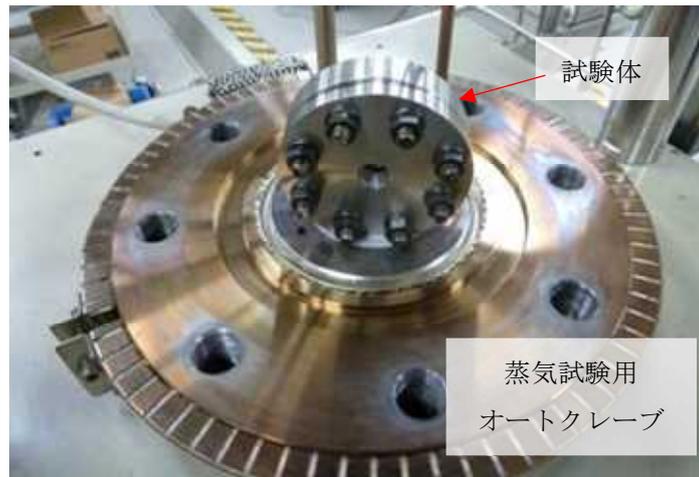


図4 蒸気曝露試験体設置状況



図5 He気密性確認試験状況



図6 He気密試験時開口模擬
(隙間ゲージ使用)

表1 He気密性確認試験状況

No.	曝露条件	放射線 照射量	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200°C, 168h	800kGy	なし	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気 1MPa, 250°C, 168h	800kGy	なし	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気 1MPa, 250°C, 168h	800kGy	なし	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

○：漏えい及び圧力降下なし



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

⑤ FT-IR 分析

試験後のシール材の FT-IR 分析*結果を図 8, 図 9 に示す。高温曝露中に空気が直接接触する位置 (曝露面) では, ベースポリマーの骨格に対応するピークが消失していたが, その他の分析位置, 曝露条件では顕著な劣化は認められなかった。

注記* : FT-IR 分析で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。

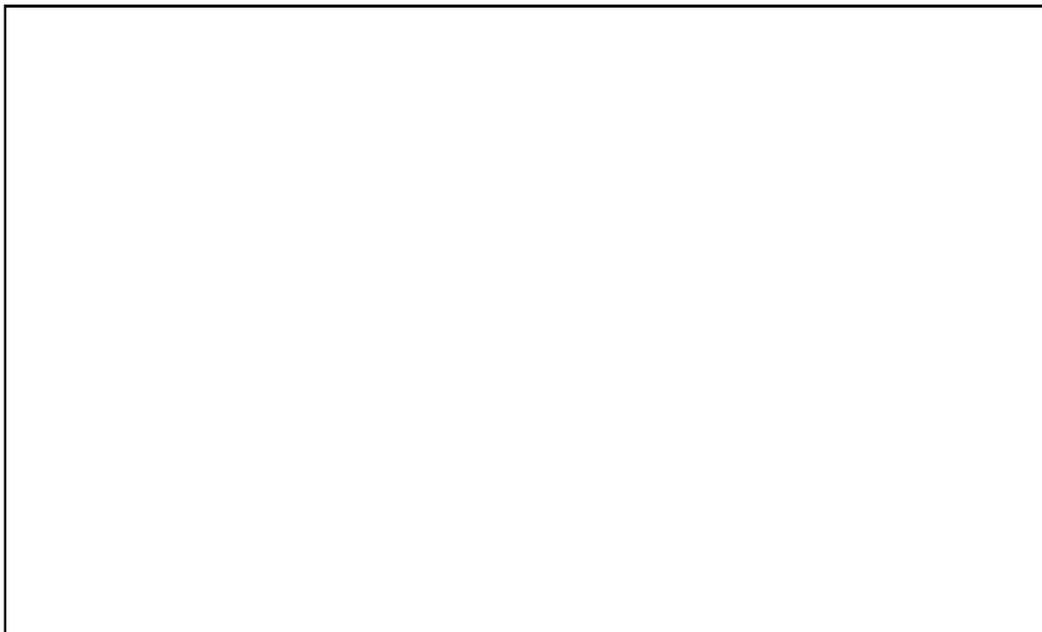


図8 FT-IR 分析結果 (曝露面)

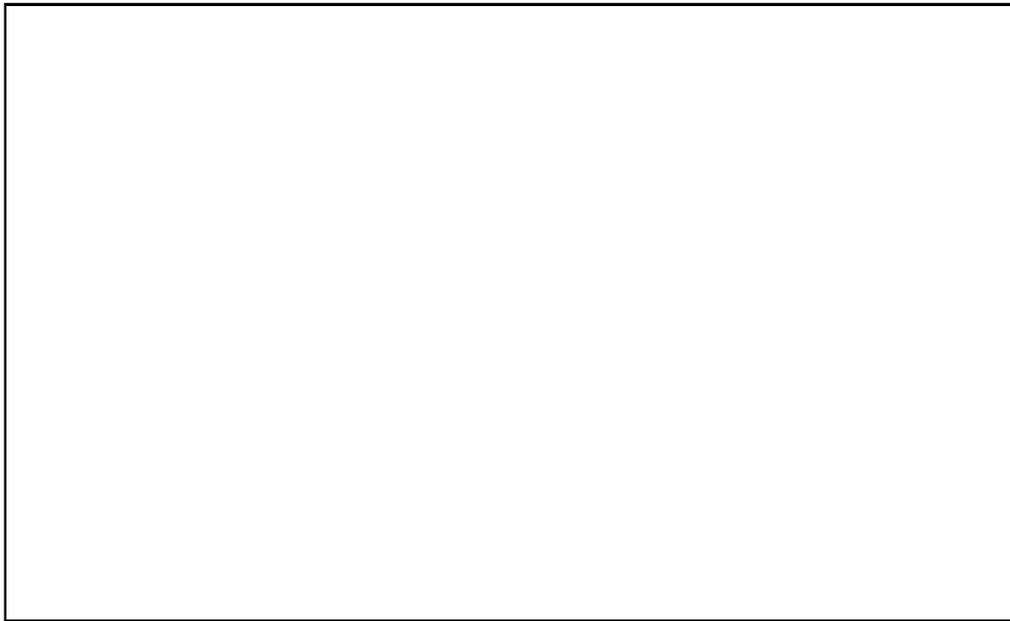


図9 FT-IR分析結果（シート面）

⑥ 硬さ測定

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

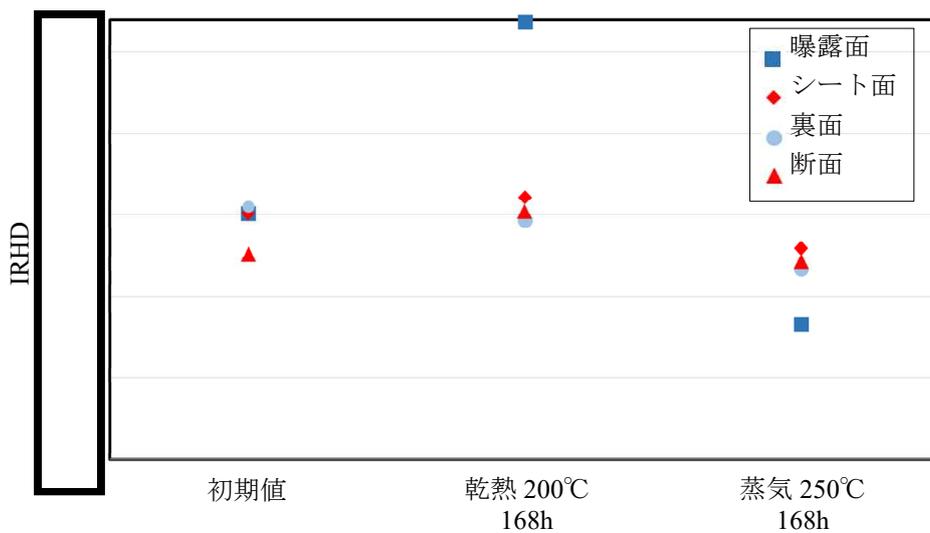


図10 硬さ測定結果

以上の試験結果より、200℃、2Pd、168時間の条件下においては、改良 EPDM 製シール材に顕著な劣化が認められないことから、フランジガスケット材として改良 EPDM 製シール材を使用した場合は、原子炉格納容器内部圧力上昇時のフランジ部の開口を勘案しても原子炉格納容器フランジ部の気密性は保たれると考えられる。

バックアップシール材のシール機能について

原子炉格納容器閉じ込め機能の更なる安全性向上対策を目的に、自主的な取り組みとして、バックアップシール材（一液硬化型耐火シーラント）を塗布する。バックアップシール材は図 1 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には、耐高温性、耐蒸気性、耐放射線性が確認され、重大事故等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。

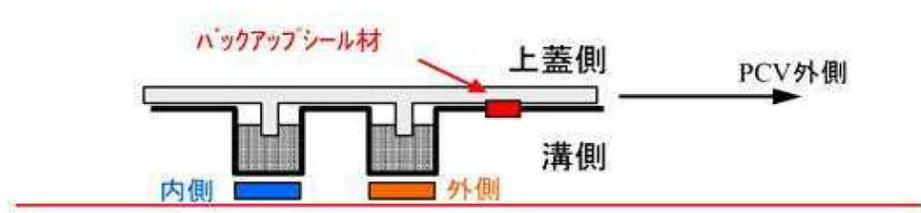


図 1 バックアップシール材イメージ図

1. バックアップシール材の適用目的

原子炉格納容器フランジ部のシール機能は、200℃、2Pd の環境下において、改良 EPDM 製シール材により重大事故等発生後の 7 日間のシール機能が維持できることを確認しているが、原子炉格納容器内が長期間にわたり高温状態が続くことでシール材の性能が低下することを考慮して、改良 EPDM 製シール材の外側にバックアップシール材を塗布し、「改良 EPDM 製シール材+バックアップシール材」の組み合わせとすることで、長期におけるシール機能健全性を補強する。

また、改良 EPDM 製シール材は、重大事故等時の耐環境性に優れていることを確認しているが、一般的な劣化モードとして酸化劣化が挙げられるため、長期におけるシール材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を塗布することから、改良 EPDM 製シール材への原子炉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、酸化劣化における改良 EPDM 製シール材のシール性能低下を抑えることが可能である。

以上より、バックアップシール材は、重大事故等発生後の改良 EPDM 製シール材の長期におけるシール機能健全性を補強することができるため、原子炉格納容器閉じ込め機能の更なる安全性向上対策として、ドライウェル主フランジ、機器ハッチ類のシール部に「改良 EPDM 製シール材+バックアップシール材」を採用する。

2. バックアップシール材の性能確認試験

バックアップシール材に関して、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性確認試験
- (2) 開口模擬後気密性確認試験
- (3) 実機適用性試験
- (4) 長時間試験（改良 EPDM 製シール材との組み合わせ）

各々の試験の詳細を以下に示す。

(1) 高温曝露及び蒸気曝露（250℃，168 時間）後気密性確認試験

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 2 参照）を用いて放射線照射及び蒸気曝露後に H e 気密性確認試験を実施し漏えいの有無を確認するとともに、試験後に FT-IR 分析を実施してバックアップシール材の化学構造の変化状況を確認した。試験条件の詳細を以下に記載する。

①放射線照射

重大事故等時環境を模擬するために、放射線照射量はフランジ部の重大事故等後 7 日間の累積放射線照射量の目安である 800kGy を目標に、線源 ^{60}Co 、照射時間 100 時間にて、放射線照射を実施した。

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℃，73 時間及び 350℃，73 時間の高温曝露を実施した。

③蒸気曝露

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

④H e 気密性確認試験

蒸気曝露後の試験体について、H e を用いて気密性確認試験を実施した。高温曝露条件では負荷圧力 0.2，0.3，0.4，0.5，0.62MPa，蒸気曝露条件では負荷圧力は 0.3，0.65，0.9MPa とし、スヌープでの漏えい確認と 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。気密性

確認試験状況を図 5 に、試験結果を表 1, 2 に示す。いずれの試験体も漏えい及び圧力降下は認められなかった。

⑤FT-IR 分析

He 気密性確認試験後に FT-IR 分析*を実施した。分析結果を図 6 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。

注記* : 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。

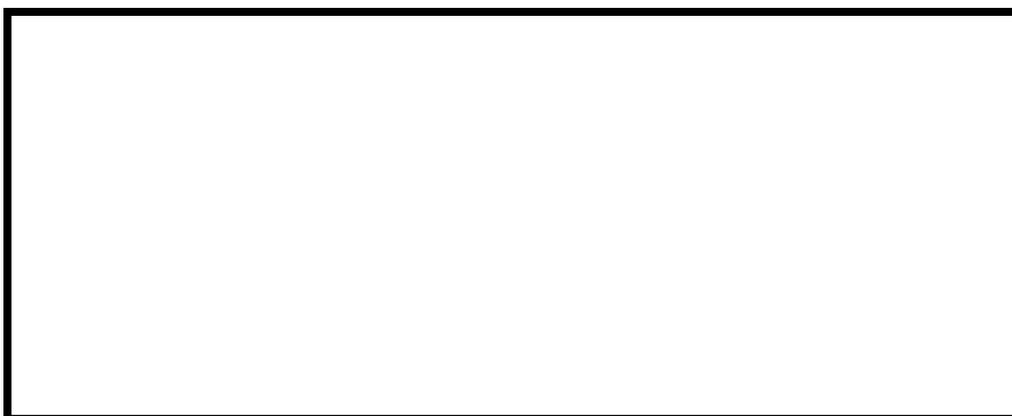


図 2 小型試験治具寸法

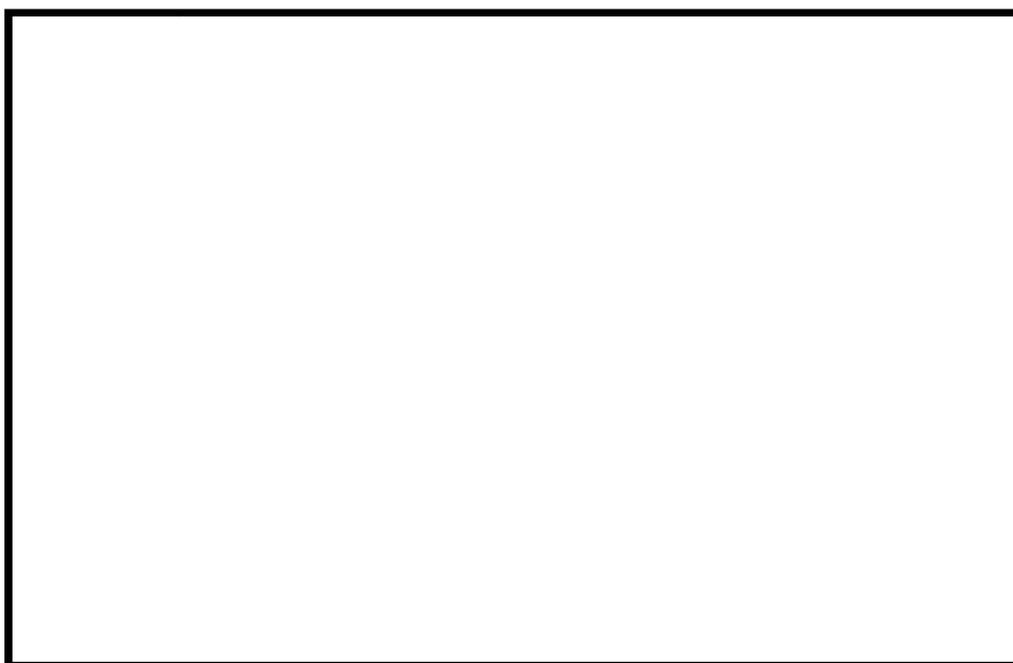


図 3 蒸気用オートクレーブ系統図

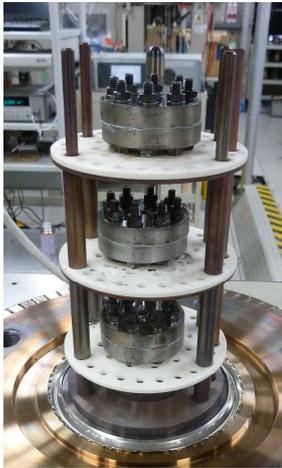


図4 蒸気曝露
試験片設置状況



図5 気密性確認試験状況

表1 He気密性確認試験結果（高温曝露後）

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

○：漏えい及び圧力降下なし

表2 He気密性確認試験結果（蒸気曝露後）

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

○：漏えい及び圧力降下なし

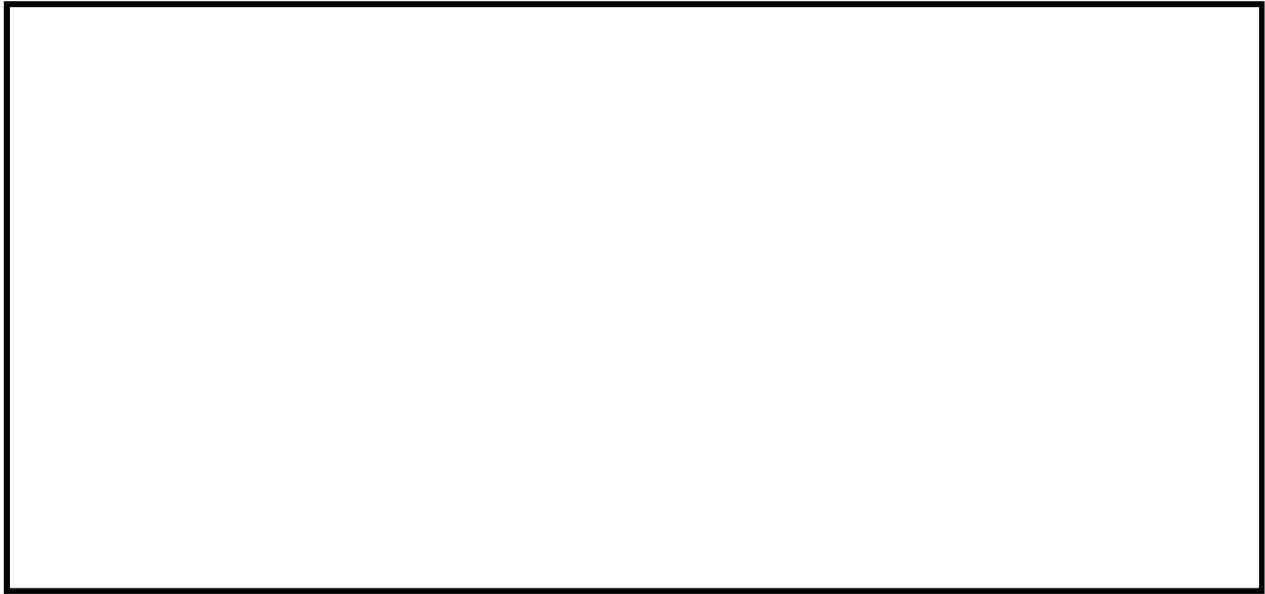


図6 FT-IR 分析結果

(2) 開口模擬後気密性確認試験

重大事故等時には、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 H e 気密性確認試験を実施した。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 H e 気密性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 7、図 8、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 H e 気密性確認試験において漏えい及び圧力降下は認められなかった。なお、H e 気密性確認試験は (1) の高温曝露及び蒸気曝露試験 (250℃, 168 時間) 後気密性確認試験と同様に、負荷圧力は 0.3MPa, 0.65MPa, 0.9MPa とし、スヌープでの漏えい確認と 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。

なお、開口模擬後気密性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 分析結果では 250℃蒸気曝露でバックアップシール材の化学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、重大事故等時のフランジ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においては、(1) ⑤FT-IR 分析の結果も踏まえると、高温曝露の有無は試験結果に大きな影響を与えないと考える。



図7 バックアップシール材塗布状況
(1.5mm 厚さ)



図8 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気密性確認試験結果

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

○：漏えい及び圧力降下なし

(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為、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確保可能か、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第4号機SRVハッチにバックアップシール材を塗布した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9に示す内側及び外側シール材に加えて、原子炉格納容器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10に示す内側シール材に原子炉格納容器外側にバックアップシール材を塗布し、バックアップシール材単体でシール機能を有する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程度となるように治具を用いて作業を実施した（図11参照）。

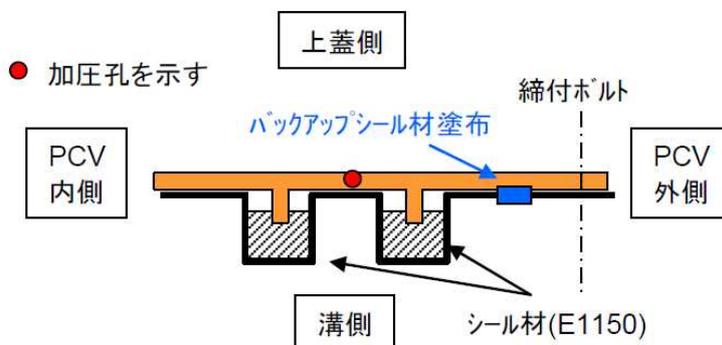


図9 内外シール材+PCV 外側バックアップシール材塗布条件

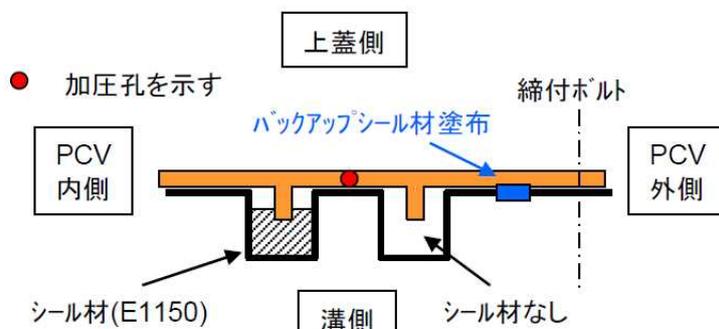
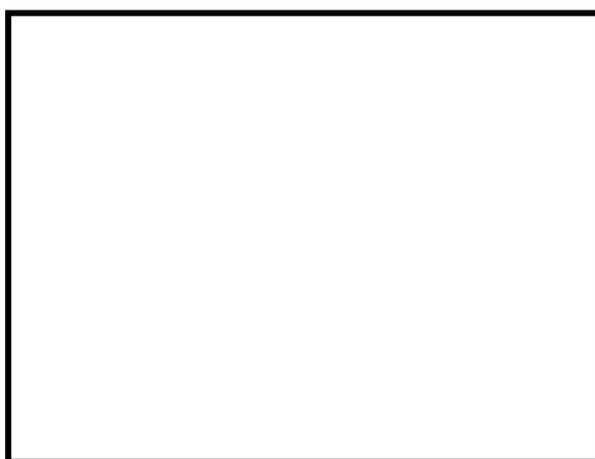


図10 内シール材+PCV 外側バックアップシール材塗布条件



(a) バックアップシール材塗布作業状況



(b) ハッチ閉鎖時

図11 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

重大事故等時においては、復旧までに相応の期間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製シール材（放射線照射量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気密性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製シール材+バックアップシール材塗布）を図12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気密性確認試験を実施し、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継続実施している。

②He気密性確認試験

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、スヌープでの漏えい確認と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13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漏えい及び圧力降下は認められなかった。

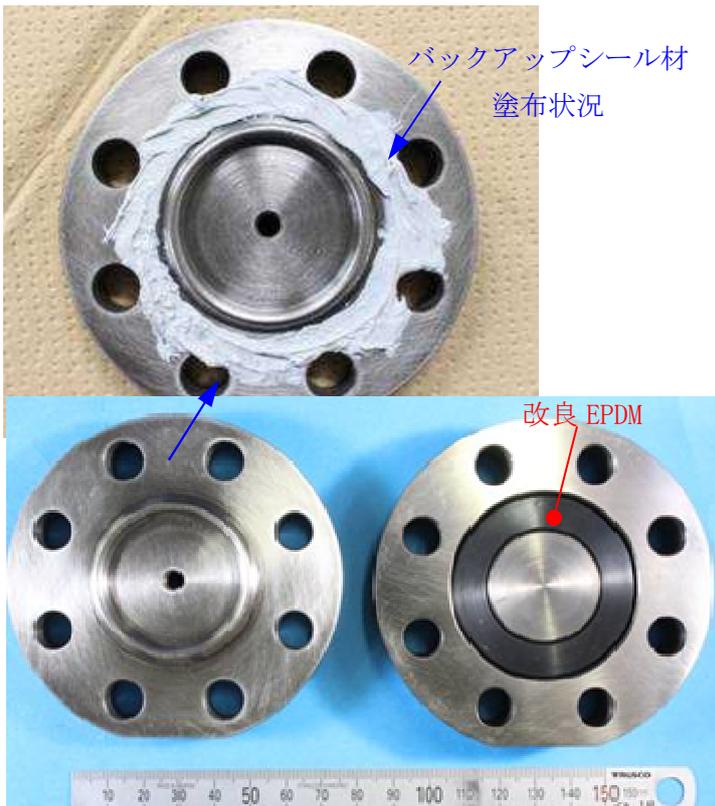


図 12 試験体の状況
(改良 EPDM 製シール材+バックアップシール材)



図 13 He 気密性確認試験状況

表 4 He 気密性確認試験結果

曝露条件	曝露日数	曝露時間(h)	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
乾熱 200℃	30	720	○	○	○
	45	1,080	○	○	○
	60	1,440	○	○	○
	75	1,800	○	○	○
	90	2,160	○	○	○
	105	2,520	○	○	○

○：漏えい及び圧力降下なし

以上のことから、バックアップシール材について原子炉格納容器限界温度 200℃における長期におけるシール性能を確認できた。また、ベント実施までの間に原子炉格納容器の過圧によるフランジ開口を経験した後においても、優れた高温耐性とシール性能を確認することができた。よって、バックアップシール材は、ベント実施後の長期シール機能強化に有効である。

なお、原子炉格納容器閉じ込め機能として最も厳しいシナリオである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用しないシナリオでは、原子炉格納容器雰囲気温度は7日間（168時間）時点で150℃未満であり、その後の原子炉格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下傾向となるため、7日間（168時間）以降は150℃を下回る。したがって、これよりも苛酷な200℃状態が30日間継続しても原子炉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、重大事故等発生後長期のシール性能向上のためには「改良 EPDM 製シール材+バックアップシール材」は有効であると考えられる。

3. 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4のとおり定めている。塗布幅は幅が広い程シール性能が向上するが、試験でシール機能が確認できた最小の塗布幅を基に設定している。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基に設定している。また、バックアップシール材は塗布後、徐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基に設定している。

表4 バックアップシール材の塗布条件

項目	塗布条件 (ドライウェル主フランジ)	塗布条件 (機器ハッチ類)
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. 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4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、厚さを確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。

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確認について

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 製）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し込み量を確保すること
- ②内圧及びシール材反力に対して、適切なフランジ強度を有すること
- ③シール材が、化学的影響を受ける等により、反応や劣化等の影響を受けないこと
- ④フランジ締め付け作業の施工性が確保できること

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

2. バックアップシール材厚さの影響について

バックアップシール材の有無による、組み上げ後のフランジ部の厚み変化はほとんどなく、約 0.01mm であることが確認されている。また、バックアップシール材の塗布条件として、ドライウェル主フランジについては幅 mm 以上、厚さ mm 以上、機器ハッチ類については幅 mm 以上、厚さ mm 以上としている。この条件を施工管理できるように、専用治具を用いて塗布作業を実施する。具体的には、塗布条件を満足できるように切り欠きを有したヘラのようなものを使用することで考えている。これをフランジ面に当てて、延ばすことでバックアップシール材を特別な技量なく、幅及び厚さを均一に塗布可能なものとする。

図 1 の中型試験体（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なし）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あり）の試験体の厚さを測定した。その結果を表 1 に示す。

実プラントでのシール材の押し込み量は約 mm 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量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なし(mm)	バックアップシール材あり(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

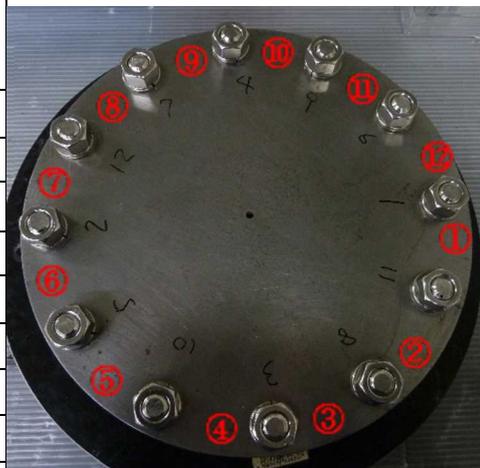


図1 試験体厚さ測定位置

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 2. からバックアップシール材塗布時の組み上げ後のフランジ部厚み変化は 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によるフランジ部厚み変化を 0.5mm とし、開口量評価及び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、タンク（突起）による改良 EPDM 製シール材の押し込み量は低減する。このため、最も評価結果が厳しくなる上部ドライウェル機器搬入用ハッチにて 2Pd 時の押し込み量と必要押し込み量を比較し、シール機能を維持できることを確認した（図2, 表2 参照）。なお、ここで用いた改良 EPDM 製シール材の必要押し込み量は、実機を模擬した試験を実施し、押し込み量 0mm でもシール機能を維持できることを確認していることから、0mm とした。

$$\begin{aligned}
 \text{評価式：押し込み量} &= \text{初期押し込み量} - \text{バックアップシール材厚さ} - \text{開口量} \\
 &= (\square \text{ mm}) - (0.5\text{mm}) - (1.59\text{mm}) \\
 &= \square \text{ mm} > 0\text{mm}
 \end{aligned}$$

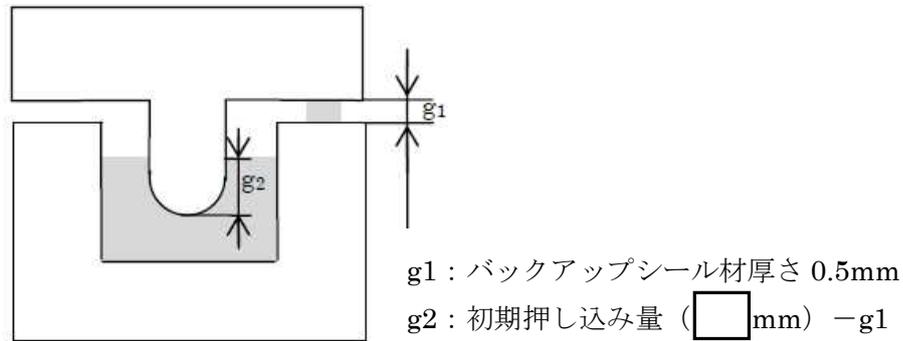


図2 バックアップシール材を保守的に0.5mm厚さとした初期押し込み状態図

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押し込み量

設備名	バックアップシール材厚さ	開口量	押し込み量	必要押し込み量
上部ドライウエル 機器搬入用ハッチ	0.50	1.59	□	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ほとん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

内圧による荷重	シール材 (改良 EPDM 製) 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

(単位:kN)

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供用状態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

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

(単位：MPa)

4. 改良 EPDM 製シール材に対する悪影響，フランジ締め付け・開放作業への影響について改良 EPDM 製シール材との化学的反応等の影響については，改良 EPDM 製シール材とバックアップシール材を組み合わせたフランジによる長期熱劣化影響確認試験において，劣化後の気密性が確認できていることから，影響はないと考える。

また，フランジ締め付け・開放作業時の影響については，柏崎刈羽原子力発電所第 4 号機の SRV 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することにより確認している。バックアップシール材は，フランジ開放時（点検時）の手入れの際に容易に除去可能であり，フランジ締め付け時にバックアップシール材の余剰分が生じた場合は，フランジ外面に出てくるが，容易に除去可能であることから，現場作業等へ有意な影響を与えることはない。

なお，フランジ締付ボルトのトルク管理については，バックアップシール材がない場合にフランジの初期押し込み量 \square mm を確保できるよう，締め付け作業時に実施しているが，同トルクによる締め付けにおいて，バックアップシール材の厚みを考慮しても，重大事故等時環境において閉じ込め機能を十分確保できることを確認したことから，締付ボルトのトルク管理値に変更は必要ない。

5. まとめ

以上より，バックアップシール材塗布におけるフランジ押し込み量への影響は 0.01mm 程度とわずかであり，かつ，仮に押し込み量に 0.5mm の影響があると保守的な想定をした場合でも，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 製シール材に対して化学的反応等の影響がないこと，フランジ締め付け・開放作業の成立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への影響はない。

ドライウェル主フランジ等の開口量評価について

1. ドライウェル主フランジの開口量評価における製作公差等の影響について

原子炉格納容器フランジ部の閉じ込め機能評価については、フランジ開口量評価と改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ特性を組み合わせることで評価している。ドライウェル主フランジの開口量評価を図 1，改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果を表 1 に示す。



図 1 ドライウェル主フランジの圧力と開口量の関係 (200°C)

表 1 改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果

No	放射線 照射量	雰囲気	温度	圧縮永久ひずみ率 [%]		
				24h	72h	168h
1	800kGy	乾熱	200°C			
2	800kGy	乾熱	250°C			
3	800kGy	蒸気	200°C			
4	800kGy	蒸気	250°C			

図 1 の開口量評価線図で設定している許容開口量は、原子炉格納容器内温度 200°C の状態で 7 日間経過した際のシール材復元量が、フランジ開口量に追従できなくなる限界であり、原子炉格納容器限界温度、圧力である 200°C，2Pd に対して、シール材機能は余裕があることを示している。

なお、原子炉格納容器のドライウェル主フランジについては、技術基準規則第 44 条に要求される単体の漏えい試験を可能とするよう内側シール部と外側シール部の間に加圧空間を有する二重シール構造を採用している。原子炉格納容器バウンダリに要求される重大事故等時の閉じ込め機能維持の観点からは、内外どちらかのシール部の機能が保たれていればよく、さらに一方のシール機能が喪失するまではもう一方のシール部が直接、重大事故等時環境に曝されるものではない。そこで、本評価では、保守的に最初に原子炉格納容器内雰囲気にも曝され、同圧力のときの開口量が大きくなる内側シール部の閉じ込め機能を評価した。

開口量評価は、フランジ開口量とシール材復元量を比較するものであり、評価に当たっては、シール部を構成する部位の製作公差（フランジの製作公差、シール材の製作公差等）、シール部の構成材料の熱膨張、ガス性状に蒸気だけでなく乾熱も含めた複数条件での試験結果を踏まえ、保守的な評価となるようにしている。シール部の構造、寸法のばらつきを考慮した評価の考え方を表 2 に示す。

表 2 シール部の構造、寸法のばらつきを考慮した評価の考え方

評価項目	評価内容	考え方
シール部を構成する部位の製作公差	二乗和平方根の採用	・機器の寸法公差は、一般的に独立した値を組み合わせる場合、各々の寸法公差の二乗和平方根を用いて、算出する。
シール部の構成材料の熱膨張	材料の熱膨張を考慮	・開口量評価は、200℃におけるシール部の評価であることから、構成材料の熱膨張を考慮した。

表 2 に基づき、シール部を構成する部位の製作公差等を考慮したドライウェル主フランジの開口量評価を実施する。

製作公差がドライウェル主フランジの開口量評価に影響する箇所は、シール材を締め付ける部位の開口方向の製作公差であるため、フランジ溝深さ、タング部高さ及びガスケット高さが該当する（図 2 参照）。これらの製作公差を表 3 に示す。

表 3 製作公差を考慮したガスケットの押し込み量

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

表3より、製作公差を考慮したガスケットの押し込み量は、
 mm (公称値) - mm (公差) = mm と評価できる。

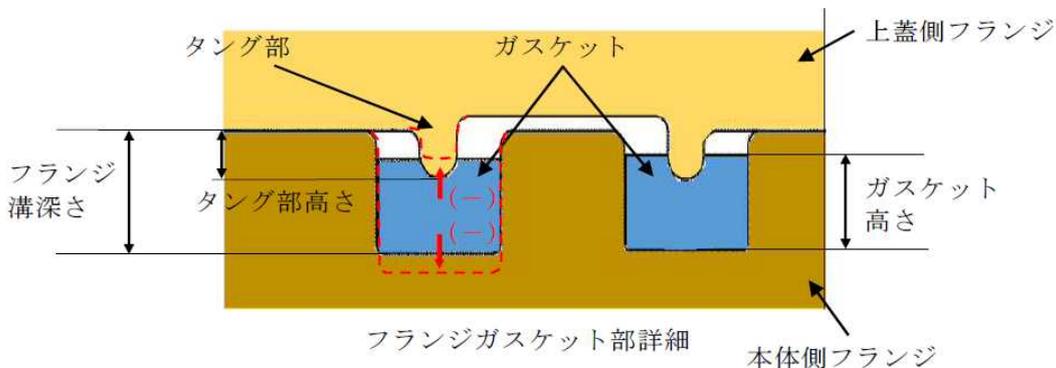


図2 製作公差の概要 (赤点線：製作公差のイメージ)

各部位の熱膨張を考慮した寸法を表4に示す。熱膨張変位の概要を図3に示す。

表4 各部位の熱膨張を考慮した寸法

部位	基準寸法	熱膨張変位
フランジ溝深さ (mm)		
タング部高さ (mm)		
ガスケット高さ (mm)		
熱膨張変位合計 (mm)		

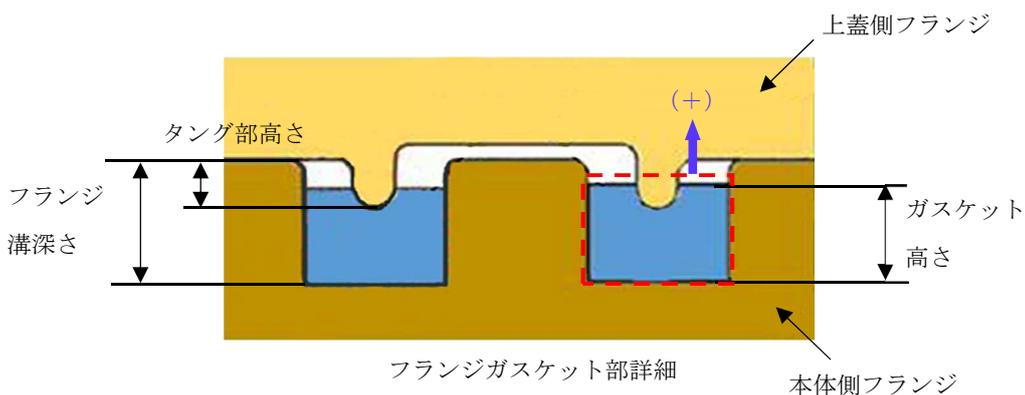


図3 熱膨張変位の概要 (赤点線：熱膨張のイメージ)

熱膨張量 ΔL の評価式は以下のとおり。

$$\Delta L = L \times \alpha \times \Delta t$$

ここで、

L：基準寸法(mm)

α ：材料の熱膨張係数(mm/mm・°C)

ガスケット＝

Δt ：据付状態から評価温度までの温度差(°C) (=200－＝)

表4より、熱膨張を考慮したガスケットの押し込み量は、製作公差を考慮したガスケットの押し込み量より、mm＋mm＝mmと評価できる。

以上の結果から、シール部の構造、寸法のばらつきを考慮した評価は表5のとおりとなり、ばらつきを保守側に積み上げて評価した場合においても、内側・外側ともシール機能は維持されることを確認した。

表5 シール部の構造、寸法のばらつきを考慮した評価結果

評価		押し込み量 (mm)	圧縮永久 ひずみ率 (%)	許容開口量 (mm)	開口量 (2Pd) (mm)	評価 結果
公称値	内側				1.11	○
	外側				0.87	○
評価値	内側				1.11	○
	外側				0.87	○

2. ドライウェル主フランジ以外の開口量評価における製作公差等の影響について

ドライウェル主フランジの開口量評価(1.にて記載)と同様に、原子炉格納容器バウンダリ構成部として、評価対象としているドライウェル機器搬入用ハッチ(上部、下部)、サプレッションチェンバ出入口についても開口量評価を実施する。評価結果は、表6から表10のとおりであり、製作公差を考慮しても閉じ込め機能が維持できる。

表6 ドライウェル機器搬入用ハッチ(上部、下部)及び
サプレッションチェンバ出入口のガスケット押し込み量

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

表7 ドライウェル機器搬入用ハッチ（上部，下部）及び
サプレッションチェンバ出入口の各部位の熱膨張を考慮した寸法

部位	基準寸法	熱膨張変位
フランジ溝深さ (mm)		
タング部高さ (mm)		
ガスケット高さ (mm)		
熱膨張変位合計 (mm)		

表8 上部ドライウェル機器搬入用ハッチの開口量評価結果

評価		押し込み量 (mm)	圧縮永久 ひずみ率 (%)	許容開口量 (mm)	開口量 (2Pd) (mm)	評価 結果
公称値	内側				1.59	○
	外側				1.21	○
評価値	内側				1.59	○
	外側				1.21	○

注記*：押し込み量 = [(ガスケット押し込み量) - (シール部公差) + (熱膨張変位) - (調整シムの最小厚さ)]

表9 下部ドライウェル機器搬入用ハッチの開口量評価結果

評価		押し込み量 (mm)	圧縮永久 ひずみ率 (%)	許容開口量 (mm)	開口量 (2Pd) (mm)	評価 結果
公称値	内側				1.14	○
	外側				0.86	○
評価値	内側				1.14	○
	外側				0.86	○

注記*：押し込み量 = [(ガスケット押し込み量) - (シール部公差) + (熱膨張変位) - (調整シムの最小厚さ)]

表10 サプレッションチェンバ出入口の開口量評価結果

評価		押し込み量 (mm)	圧縮永久 ひずみ率 (%)	許容開口量 (mm)	開口量 (2Pd) (mm)	評価 結果
公称値	内側				0.86	○
	外側				0.63	○
評価値	内側				0.86	○
	外側				0.63	○

注記*：押し込み量 = [(ガスケット押し込み量) - (シール部公差) + (熱膨張変位) - (調整シムの最小厚さ)]

3. 開口量評価における保守性について

FEM解析による開口量評価においては、構造物の剛性や強度が実機に比べ低めとした評価としていることに加え、圧縮永久ひずみ率は劣化に対して実機よりも保守的な想定に基づき選定していること等から、保守性がある評価となっている。表 11 に開口量評価における保守性の考え方を示す。

表 11 開口量評価における保守性

項目		保守性	備考
開口量	FEM解析	・構造物に設けられているリブを無視するなど、実際の構造物よりも剛性を低く見積もっている。	
		・材料物性値を規格値ベースとすることで、強度を低めに見積もっている。	
		・フランジが閉じる方向に作用する自重を考慮していない。	
許容開口量	漏えい限界	・既往知見で得られたガスケット自身の変形によるセルフシール性については評価に反映されない。	・実機フランジ模擬試験において、試験装置等の製作誤差は把握できていない。
	圧縮永久ひずみ率	・実機のガスケットは底面・側面が溝と接しているのに対し、圧縮永久ひずみ試験は、試験体の側面全体が直接蒸気環境下に曝されるため、圧縮永久ひずみ試験から得られた圧縮永久ひずみ率は材料の劣化を保守側に見積もっている。	
		・実機ガスケット全体のうち、タング部で圧縮している部分は局所的であり、圧縮されていない部分が大部分残存しているため、タング押し込み部の復元量は、圧縮されていない部分のゴム弾性の寄与も想定される。	

4. ドライウェル主フランジの施工管理について

ドライウェル主フランジ部の構造を図4に示す。上蓋側フランジと本体側フランジのフランジ面を隙間が無いように据え付けることで、タングによるガスケット押し込み量 \square mm が確保出来る構造となっている。実機のドライウェル主フランジにおいては、定期検査におけるドライウェル主フランジ閉鎖時に、所定のトルクでボルトを締め付けることが要領書で定められていること、締め付け後に隙間ゲージによる異物の噛み込みや予期せぬフランジの変形等による隙間が生じていないことを確認していることから、作業者の技量によってガスケットの押し込み量が変動することは考え難く、施工管理による品質維持は可能であると考えられる。

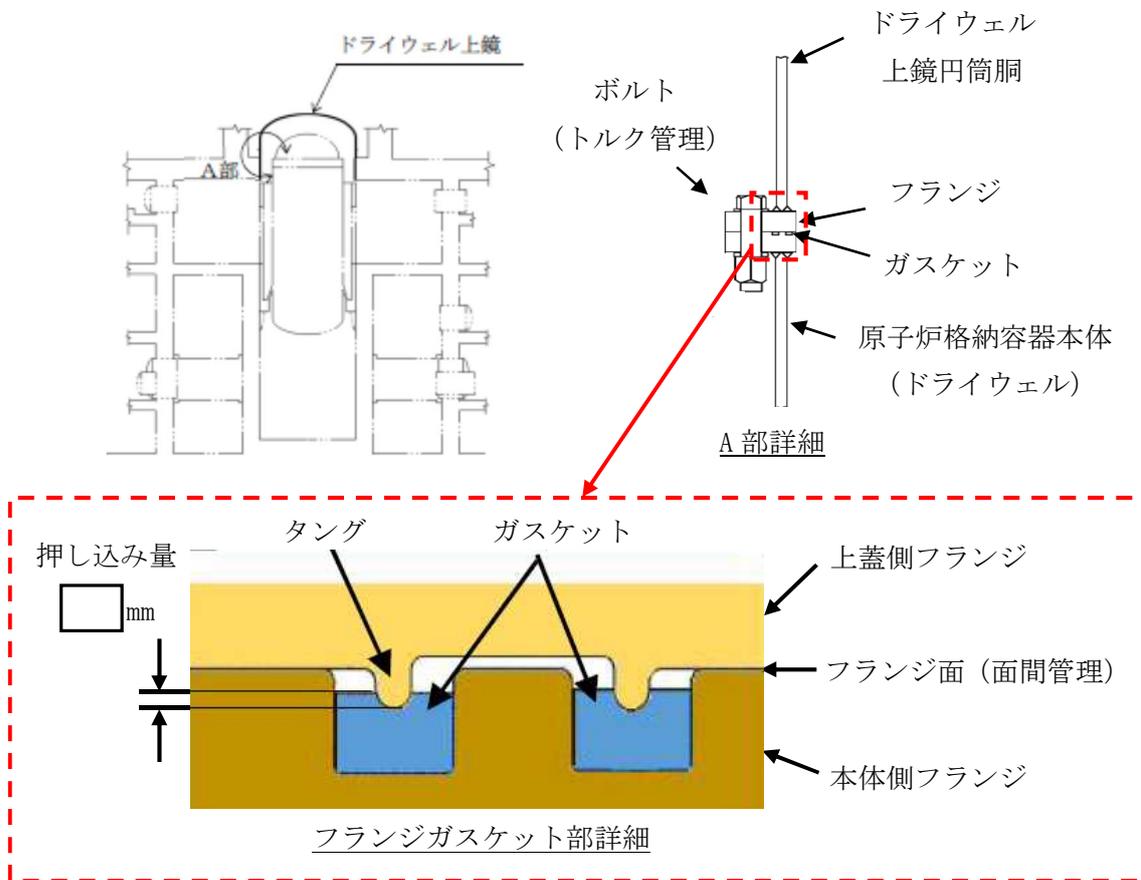


図4 ドライウェル主フランジ部の構造

また、ドライウェル主フランジの溝及びタングは、定期検査の開放時に手入れ及び外観目視点検を開放の都度行い、傷や変形がないことを確認している。さらに、ドライウェル主フランジ閉鎖後に原子炉格納容器全体の漏えい率検査及びドライウェル主フランジ部のみのリークテストにより所定の漏えい率以下であることを確認している。原子炉格納容器全体漏えい率検査実績及びドライウェル主フランジ部リークテスト実績を図

5, 図6に示す。上記よりドライウェル主フランジの溝及びタンクは気密性を維持していると考ええる。

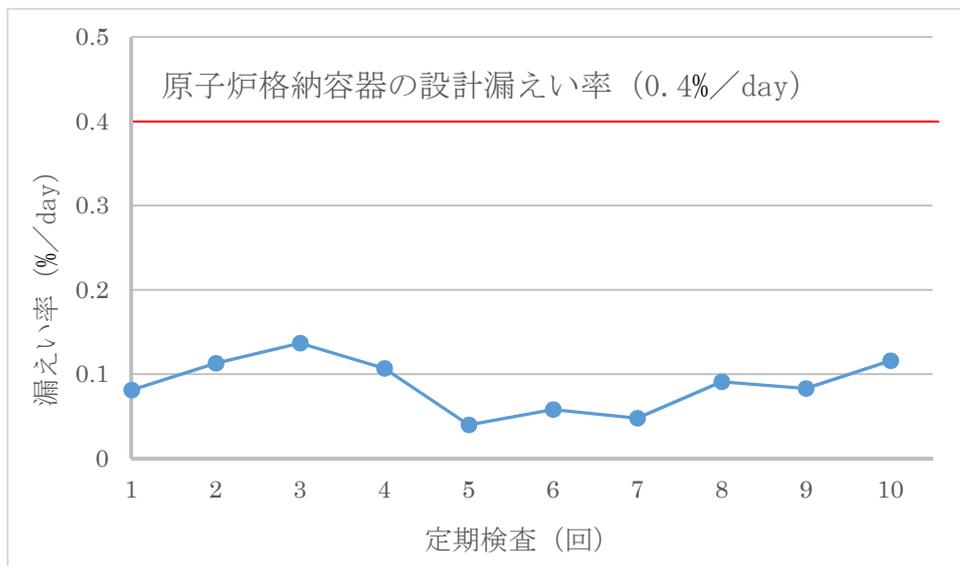


図5 原子炉格納容器全体漏えい率検査実績

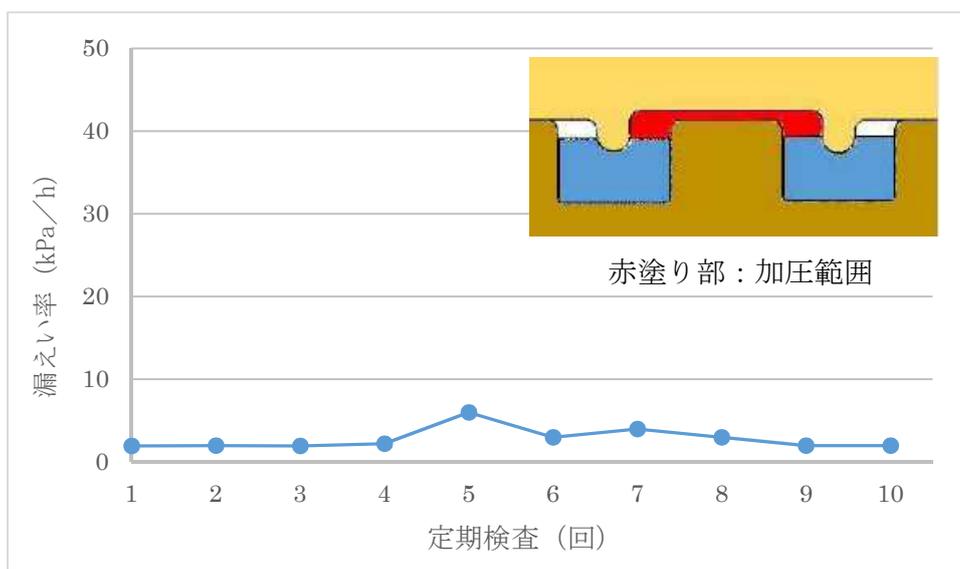


図6 ドライウェル主フランジ部リークテスト実績

経年劣化を考慮したシール機能について

本資料では、シール材の経年劣化を考慮したシール機能の健全性について示す。

原子炉格納容器のシール材に使用する改良 EPDM 製シール材については、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、重大事故等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、高温蒸気環境下及び高温乾熱環境下でのシール機能を確認している。また、開口部に用いられる改良 EPDM 製シール材は、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られること、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、十分にシール機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重大事故等時にシール機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	電気配線貫通部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 [] で変化させている。
2	放射線照射試験	電気配線貫通部が 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 [] kGy 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、自主的な取り組み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) H e 気密性確認試験 (0.3, 0.65, 0.9MPa)

(2) FT-IR 分析

試験の結果, H e 気密性確認試験において表 2 で示すとおり漏えいは認められなかった。
また, FT-IR 分析においても図 1 に示すとおり, 55°C, 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 H e 気密性確認試験結果

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

○ : 漏えい及び圧力降下なし



図 1 FT-IR 分析結果

化学薬品や核分裂生成物のシール機能への影響について

1. 化学薬品等のシール機能への影響

柏崎刈羽原子力発電所第7号機のシール材として適用する改良 EPDM 製シール材は、エチレンとプロピレン等の共重合によって得られる合成ゴムの一種であり、同材質のゴムである EP ゴムは、これまでも原子炉格納容器隔離弁の弁体等に使用されてきた実績のある材料である。

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

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

潤滑油については、主蒸気隔離弁等の機器の動作に使用されているが、各シール部から離れた位置に設置されており、仮に漏えいが発生した場合でも機器の下部に設置される堰、又はダイヤフラムフロア床面の傾斜によって、ドレンサンプ設備に導かれることで周辺への流出は防止され、シール材に悪影響を及ぼすことはない。

表1 EPDM 製シール材の基本特性

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

凡例 A：優 B：良 D：不可（但し配合による）

出典：日本バルカー工業（株）発行「バルカーハンドブック」より抜粋

2. 重大事故等時に発生する核分裂生成物や水素のシール機能への影響

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

一方、ハロゲン元素のよう素については、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットでは影響がないが、有機材料である EPDM 製シール材では影響を生じる可能性がある。今後、使用することとしている EPDM 製シール材については、当社での社内試験による影響の確認を行っており、炉心損傷時に想定されるよう素濃度（約 8200mg/m³）よりも高濃度のよう素環境下（10,000mg/m³ 以上）においても、圧縮永久ひずみ等のシール材としての性状に大きな変化がないことを確認している。このように、よう素環境下での性能が確認された材料を用いることにより、シール機能への影響が生じることはないものとする。なお、以上の EPDM に関する特性は、改良 EPDM 製シール材においても同様であり、改良 EPDM 製シール材も問題はない。

重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する水素の原子炉格納容器外への主要な放出モードとして気体分子のガスケット材料透過が考えられる。これは水素等の分子量が小さい気体の場合に起こりうる事象であるが、重大事故等時の原子炉格納容器内環境条件下（温度・放射線）においてシール機能の顕著な劣化は生じないこと、及び気体分子の透過に対して十分な材料の厚みが確保されていること、実機を模擬した小型フランジによる H₂ 気密性確認試験にて漏えいがないことを確認していること（別紙 7 参照）から、ガスケット材料透過による原子炉格納容器外への水素の放出可能性は極めて低いものと考えられる。

シール材の運転環境（放射線，温度）の考慮について

ドライウェル主フランジ等のシール材に使用する改良 EPDM 製シール材については、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、重大事故等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、高温蒸気環境下及び高温乾熱環境下での性能を確認している。また、開口部に用いられる改良 EPDM 製シール材は、通常運転中に想定される温度環境を踏まえても劣化はほとんどないものと考えられること、プラントの定期検査に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、十分にシール機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（高圧用）及び電気配線貫通部（低圧用）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。

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重大事故等時のシール機能は確保されているものとする。

黒鉛製シール材について

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

柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機で使用する黒鉛製シール材の仕様を表 1 に示すとおり，重大事故環境下に十分な耐性を有する製品を選定している。

表 1 貫通部に使用する黒鉛製シール材の仕様

対象部位	仕様		
	耐熱温度	耐圧性	耐放射線性
所員用エアロック (上部, 下部) 電気配線貫通部	232℃* ¹	68.6MPa* ¹ (20℃において 使用した値)	800kGy 以上 (1.0MGy* ²)

注記*1：メーカーカタログから引用

*2：文献から引用した一般値

フランジ開口量評価の妥当性について（構造解析との関連性）

今回、実施したドライウェル主フランジ及び機器ハッチ類のフランジ部の開口量評価では、FEM解析を用いている。FEM解析では、開口量に影響を及ぼす可能性のあるボルト等の構造は、実機の寸法等を模擬して解析モデルに反映している。また、フランジ部の開口挙動への影響が大きいと考えられる上下フランジ面同士の接触の影響も考慮し、三次元ソリッド要素を用いて弾塑性大変形解析を実施した。例として、ドライウェル主フランジの評価モデルを図1に、圧力-開口量の関係を図2に示す。

以上のような解析手法を用いることにより、高い精度で開口量の評価が可能である。図3は、NUPECで実施された機器ハッチ類フランジの圧力と開口量の関係である。この開口量は、図4に示すハッチモデル試験体のフランジ部にひずみゲージを取り付けて、漏えいが生じるまで内圧を加えて計測されたものである。なお、この試験において、漏えいが発生したのは、内圧が6.17Pd、フランジ開口量が平均で6.3mmのときであり、フランジが開いても、所定の圧力までは漏えいが生じていない結果が得られている。この試験結果に対して、当社解析と同様に精度を向上させた解析手法を適用し、同等のメッシュ分割を用いて評価を行っている（図5及び表1参照）。図3の試験結果と解析結果の比較に示すように、解析結果は、圧力の上昇に伴って増加するフランジ部の開口量を精度よく評価できていることがわかる。

例として、ドライウェル主フランジの開口量評価では、フランジ部だけでなく鋼材が圧力を負担する上鏡を含めてドライウェル主フランジ全体をモデル化している。そのため、内圧の増加により、ボルト部にモーメントが生じて、フランジ部の開口が発生する。フランジ部に生じるモーメントが増加すると、同時にドライウェル主フランジ全体の幾何学形状も変化するため、ボルトへの荷重のかかり方が逐次的に変化し、結果として、内圧の増加に対する開口挙動が曲線的に変化する。

以上より、FEM解析を用いて実施したドライウェル主フランジ及び機器ハッチ類のフランジ部の開口量評価により、実機の挙動を適切に評価することが可能である。

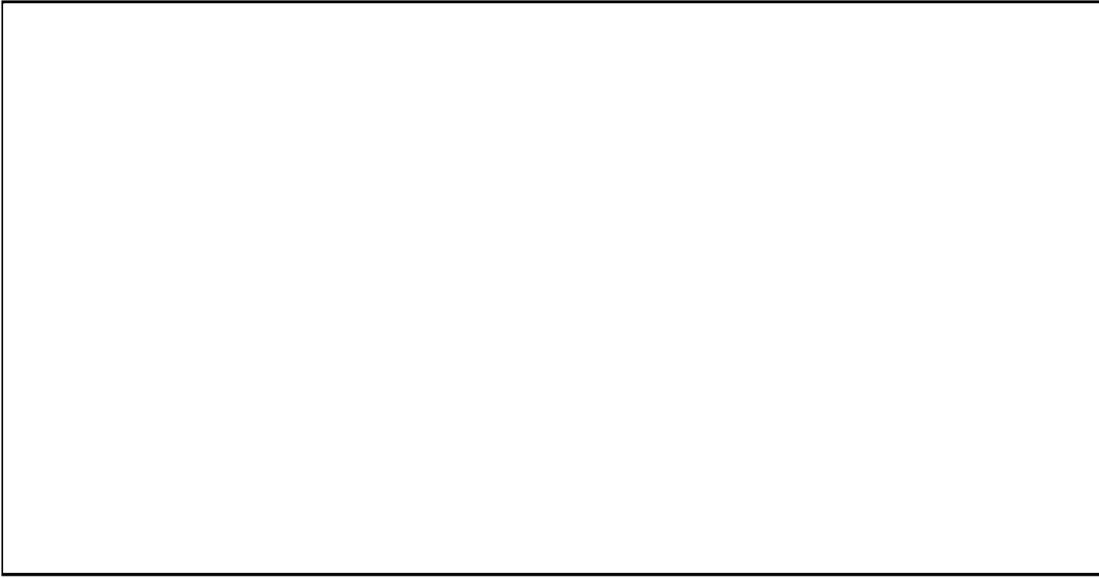


図1 ドライウェル主フランジ部の解析モデル

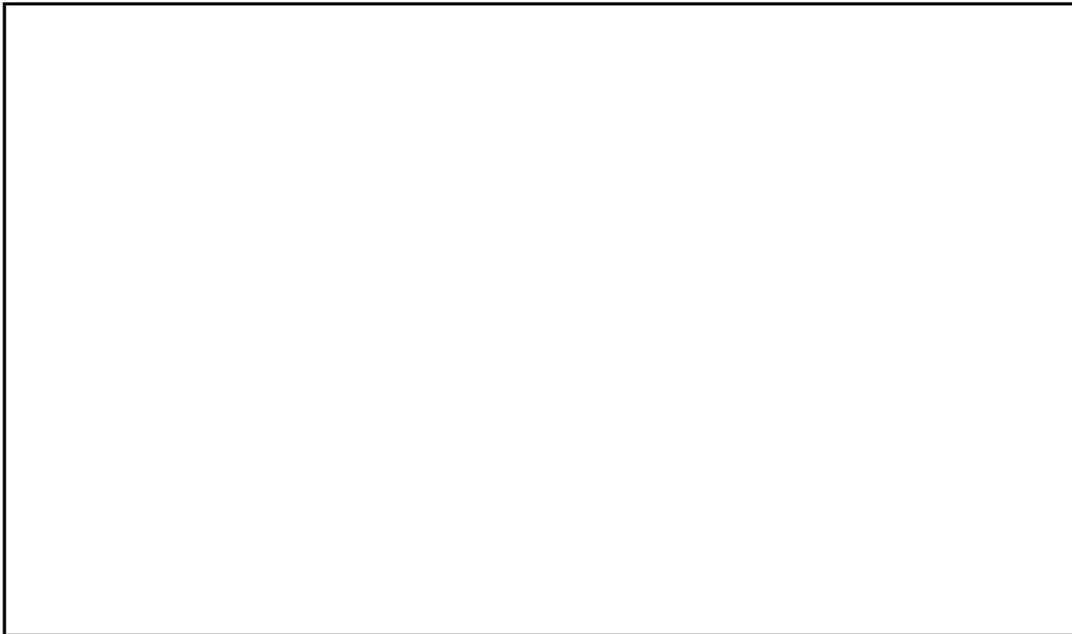


図2 ドライウェル主フランジ部における圧力-開口量の関係

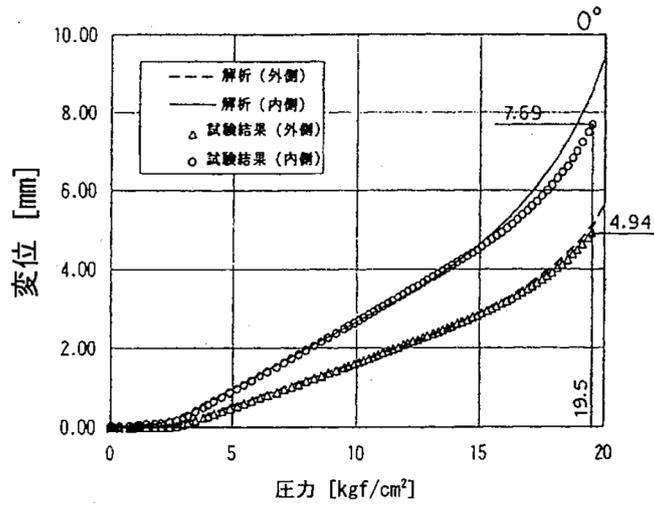


図3 NUPEC 機器搬入用ハッチフランジの圧力-開口量関係

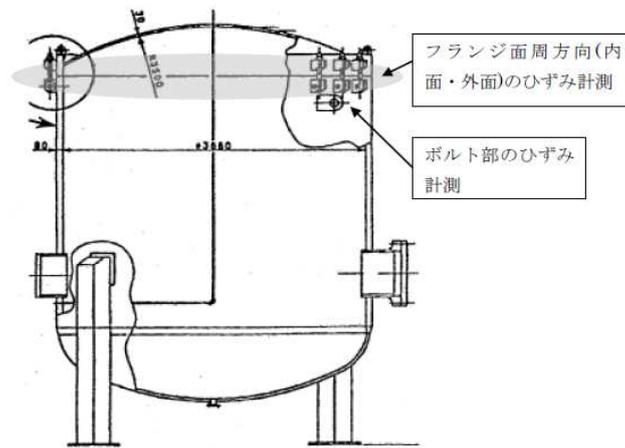


図4 NUPEC ハッチモデル試験体

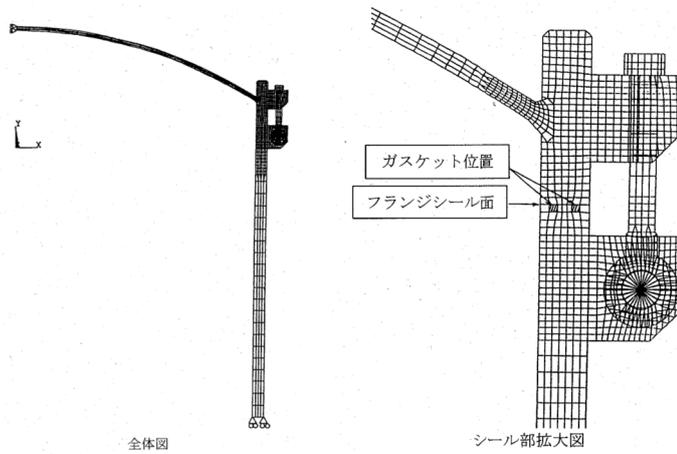


図5 NUPEC ハッチモデル試験解析モデル

表1 NUPEC 解析モデルと当社解析モデルの比較

解析項目	NUPEC 解析モデル	当社解析モデル (ドライウェル主フランジの例) *
解析コード	ANSYS	ABAQUS
モデル化範囲	胴部, 上鏡部: 軸対称ソリッド要素 ボルト, ブラケット: 平面応力要素 フランジシール面: 接触要素	原子炉格納容器胴部 (円筒胴), 上鏡部, フランジシール部構成部材 (フランジ, ボルト, ナット等): ボルト 1/2 ピッチ分をセクターとした周期対称ソリッド要素 フランジシール面: 接触要素
材料定数	試験体の材料の引張試験から得られた物性値を用いた。 応力ひずみ関係は, 真応力-真ひずみ関係を多直線で近似して用いた。	材料規格に基づく物性値を用いた。 応力ひずみ関係は, ASME B&PV Code Sec. VIII (2012Addenda) Div.2 ANNEX 3-D による真応力-真ひずみ関係を多直線で近似して用いた。
境界条件	上鏡中央は, 軸対称性から X 方向に拘束, Y 方向を自由。胴板下端は X 方向に自由, Y 方向を拘束。	建屋コンクリートに埋まっている円筒部下端を完全固定とし, 周方向端部断面に対称境界を設定。
ボルト初期締め付け荷重	実機で設定している値を用いた。	実機で設定している値を用いた。
荷重条件	内圧を段階的に負荷し, 1.96MPa となるまで解析を実施した。	内圧を段階的に負荷し, 1.24MPa となるまで解析を実施した。

注記*: 機器ハッチ類についても同様思想に基づき設定。

原子炉格納容器の各シール部の開口裕度について

原子炉格納容器バウンダリを構成する各設備に関して、重大事故等時に放射性物質の閉じ込め機能が喪失する要因として、原子炉格納容器内の温度・圧力条件の変化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、シール部のシール機能が失われる場合が想定される。

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

一方、シール部については、シール材が重大事故等時環境下において時間的に劣化していくことが確認されており、現在の評価において健全性が確認されている7日間の期間を超えて200℃、2Pdの環境条件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、ドライウェル主フランジや機器搬入用ハッチ等、フランジ構造になっている箇所については、圧力の上昇に伴い開口量が増加するため、その影響により、他のシール部に比べて漏えいが生じるリスクが高いものと考えられる。

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

フランジ部の限界温度、圧力に対する裕度を表1に示す。

表1 フランジ部の限界温度・圧力に対する裕度

評価対象部位		開口量 (mm)	許容値 (mm)	裕度*		
ドライウェル主フランジ	内側			2.0		
	外側			2.6		
上部ドライウェル機器搬入用ハッチ	内側			1.4		
	外側			1.8		
下部ドライウェル機器搬入用ハッチ	内側			2.0		
	外側			2.6		
サプレッションチェンバ 出入口	内側			2.7		
	外側			3.6		
所員用エアロック						3.5
閉止フランジ (ISI用ハッチ)						32.1

注記*：許容値/開口量

所員用エアロック開口量評価に係わる変形支点の変位の影響について

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

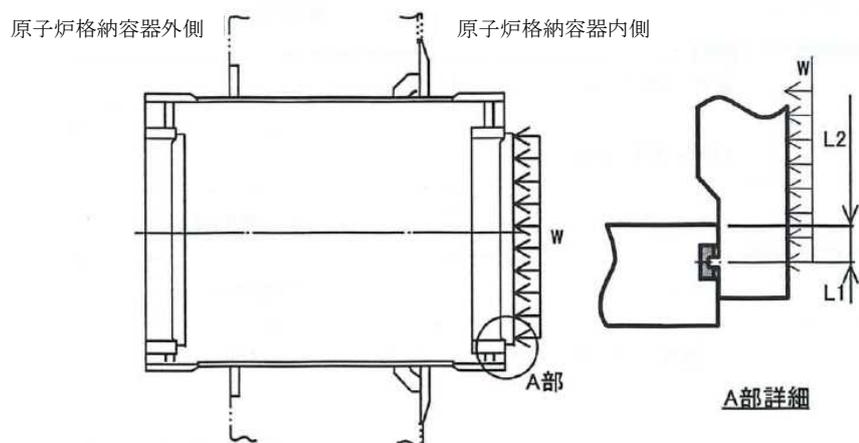


図1 所員用エアロックのシール部構造

1. 扉板の変形（たわみ等）について

所員用エアロック扉板を図2、図3のように2点支持のはりとしてモデル化する。柏崎刈羽原子力発電所第7号機の所員用エアロック扉板は平板形状であり、扉板の板厚を考慮してモデル化していることから、はりとしてモデル化することは妥当であると考えられる。また、はりモデルは変位量が保守的となる扉板長辺側をモデル化しており、保守的な評価であると言える。

支点の移動の影響を確認するに当たり、このはりモデルにおける扉板の変形（たわみ等）によって生じる縦軸方向（扉幅）の変位量 δx を、現状の支点からガスケット中心距離の1/2移動した場合の0.5mmと仮定する。

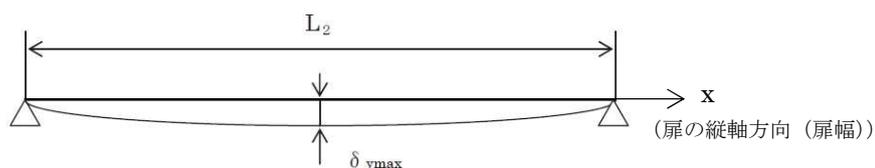
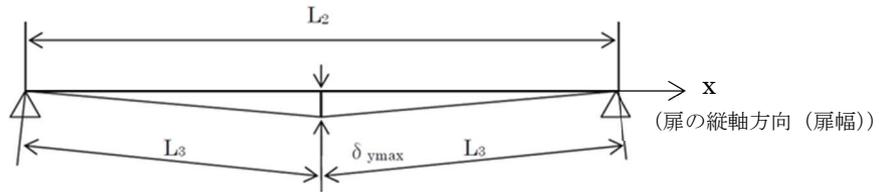


図2 2点支持はりモデル



縦軸方向（扉端）の変位量 δx は $\delta x = 2 \times L_3 - L_2$

図3 三角形モデル

2. 変形支点の変位について

上記で示した扉の縦軸方向への滑り $\delta x = 0.5\text{mm}$ の場合について、所員用エアロック扉を図4のように2点支持はりモデル化し、シール部の開口量を算出した。その結果、扉シール部の変位は、変形支点を考慮しない場合の変位量よりやや小さい mm であった。したがって、内圧による隔壁の変形を考慮しないことは保守的な評価であると考えられる。

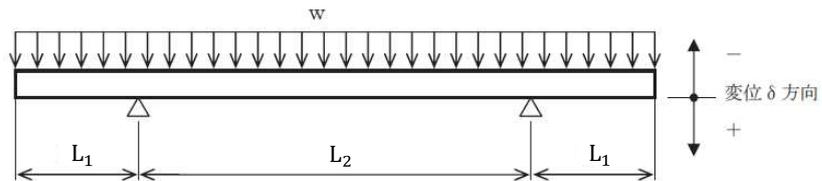


図4 2点支持はりモデル

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

$$= \text{ mm}$$

$$w = P \times b \quad (w : \text{単位荷重})$$

$$I = b \times h^3 / 12 \quad (I : \text{断面二次モーメント})$$

P	圧力(MPa[gage])	0.62
b	扉板の幅(mm)	<input type="text"/>
L ₁	支点からシール部までの長さ(mm)	
E	縦弾性係数(MPa)	191,000
h	扉板の厚さ(mm)	<input type="text"/>
L ₂	支点間の長さ(mm)	
δ	変位量(mm)	

原子炉格納容器隔離弁の重大事故等時環境における耐性確認試験の概要について

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

1. 試験内容

試験フロー及び試験内容を表 1 に示す。また、図 1 に蒸気通気試験装置の概要図、図 2 に常温弁座漏えい試験の概要図を示す。600A バタフライ弁を供試弁とし、弁座シール材に改良 EPDM 製シール材を適用して、初期性能確認、劣化処理を行った後、200℃における飽和蒸気環境下（BWR の原子炉格納容器の設計圧力の 2 倍(2Pd)以上）で 168 時間蒸気通気試験を実施する。さらに常温復帰後、窒素を媒体とした常温弁座漏えい試験を実施する。重大事故等時環境における原子炉格納容器の閉じ込め機能を確認する観点から、弁は閉弁状態で実施する。重大事故等時環境における放射線による劣化と熱による劣化の重畳については、シート材に放射線照射をした後、定められた温度条件下に曝露する逐次法により付与する。一般に有機材料の劣化挙動には、酸素が影響を及ぼすことが知られているが、環境に酸素が存在しない場合においては放射線と熱の同時法と逐次法の劣化はほぼ等しいことが知られている。バタフライ弁のシール材は原子炉格納容器内の雰囲気をシールするものであり、重大事故等時の蒸気環境をシールし、酸素が常に供給される環境をシールするものではないことから、放射線と熱の同時曝露のシール機能への影響は小さいものとする。

試験フロー	試験内容
熱・放射線同時劣化処理	通常運転中に負荷される温度，放射線量を供試体に加える。
初期機能試験	初期状態における閉じ込め機能等を確認する。
機械的劣化処理(弁開閉)	負荷試験機を用いて，弁の開閉操作を実施する。
放射線照射劣化 (重大事故等時環境条件)	重大事故等時環境で想定される放射線量（ <input type="text"/> MGy）を供試体に照射する。
蒸気通気試験	図 1 に示す試験装置で 200℃，2Pd 以上の蒸気環境下（飽和蒸気）における閉じ込め機能を確認する。蒸気は 168 時間通気し，24 時間おきに二次側の漏えい検出弁で漏えいの有無を確認する。
常温弁座漏えい試験	図 2 に示す試験装置で供試弁一次側を 2Pd 以上の窒素加圧環境下とし，二次側からの漏えいがないことを確認する。

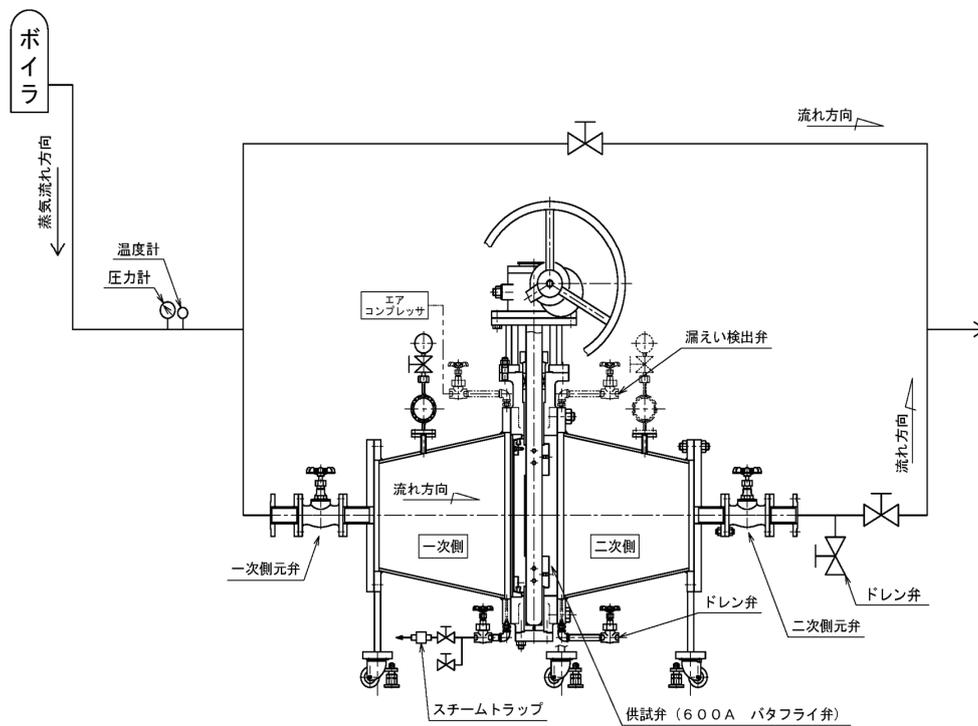


図1 蒸気通気試験装置概要図

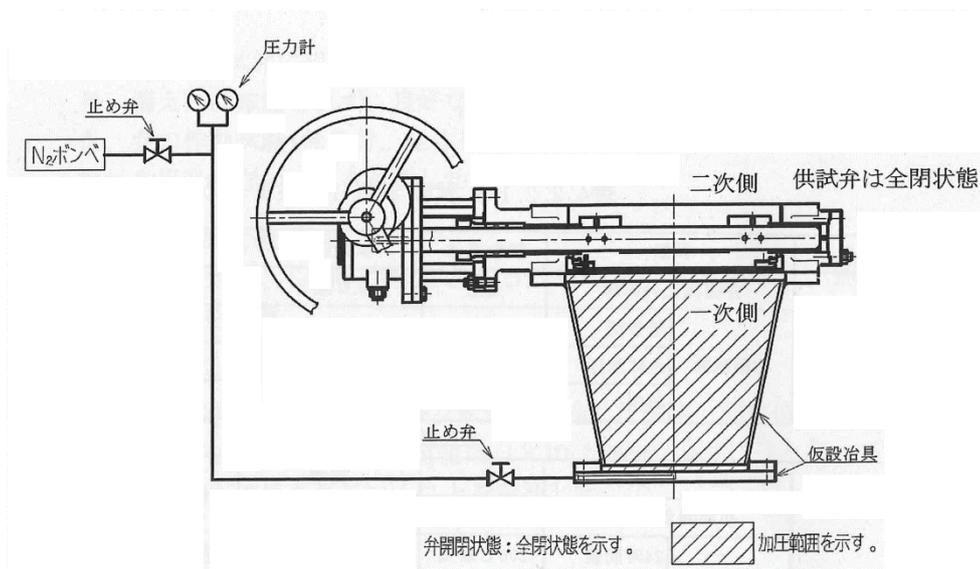


図2 常温弁座漏えい試験概要図

2. 試験結果

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

表 2 蒸気通気試験の試験結果

シート材	圧力	温度	加圧媒体	継続時間	照射量	漏えい
改良 EPDM	2Pd(0.62MPa) 以上	200℃	蒸気	168 時間	<input type="checkbox"/> MGy	なし

表 3 常温弁座漏えい試験の試験結果

シート材	圧力	温度	加圧媒体	漏えい
改良 EPDM	2Pd(0.62MPa) 以上	常温	窒素	なし

重大事故等時におけるシール機能の追従性について

1. はじめに

原子炉格納容器については、重大事故等時に原子炉格納容器圧力の上昇率が大きくなる場合においてシール機能が追従できず、原子炉格納容器から漏えいが生じる可能性がある。原子炉格納容器のフランジ開口量の変化速度が最も速くなる事故シナリオは、熔融燃料-冷却材相互作用発生時であり、本ケースを対象に、圧力上昇時のシール機能への影響について評価した。

2. 原子炉圧力容器破損に伴う圧力上昇の影響について

有効性評価に関する事故シナリオにおいて、原子炉格納容器のフランジ開口量の変化速度が最も速くなるのは、1.に記載のとおり熔融燃料-冷却材相互作用発生時である。フランジ等のシール部に用いるシール材は、フランジ等の開口量に合わせて形状が変化することによりシール機能を確保しているが、原子炉格納容器の圧力上昇時のフランジの開口量の変化する速度にシール材の形状の変化が追従できない場合には、漏えいが生じる可能性がある。

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

2.1 シール材の形状変化速度

フランジ部においてシール材に採用する改良 EPDM 製シール材について、復元速度を評価するため、J I S K 6 2 5 4に基づく試験を行った。

当社が評価してい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、熔融燃料-冷却材相互作用発生時である。この場合における開口量の変化速度は、0.3mm/s 程度であることが分かっているため、これを参照して、0.3mm/s を上回る 300mm/min (5mm/s) 及び 500mm/min (8.33 mm/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 500 mm/min) で荷重を開放し、この際に改良 EPDM 製シール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。

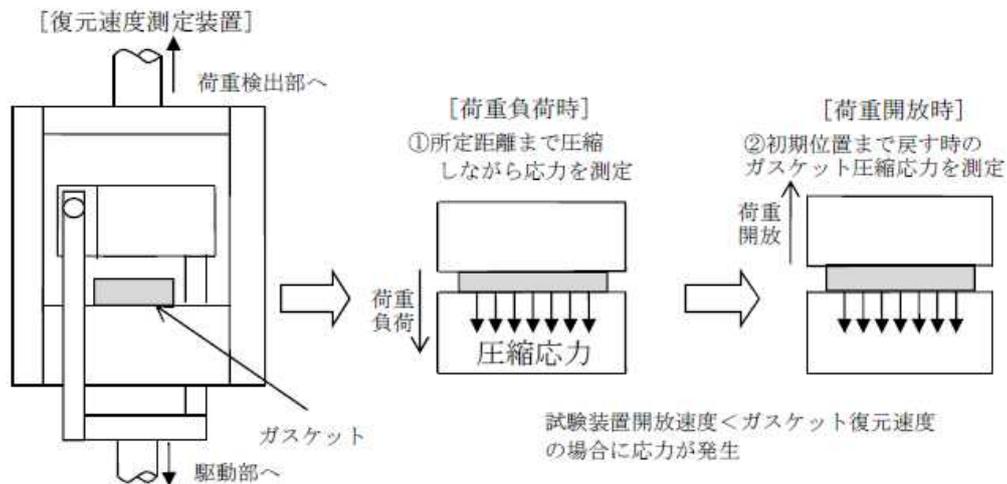


図1 復元速度測定試験の概要

2.2 試験結果

試験結果を図2に示す。この図に示すように、荷重開放時の各計測点において圧縮応力が測定されたことから、改良EPDM製シール材の復元速度は500mm/min

(8.33mm/s)以上であることを確認した。前述のとおり、フランジ開口量の変化速度が早くなるのは、熔融燃料-冷却材相互作用発生時であるが、その時のフランジ開口変化速度は0.3mm/s程度であり、以下のとおりシール材復元速度は十分な追従性を有しているものであり、急速な開口に対してもシール機能を維持できるものとする。

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)

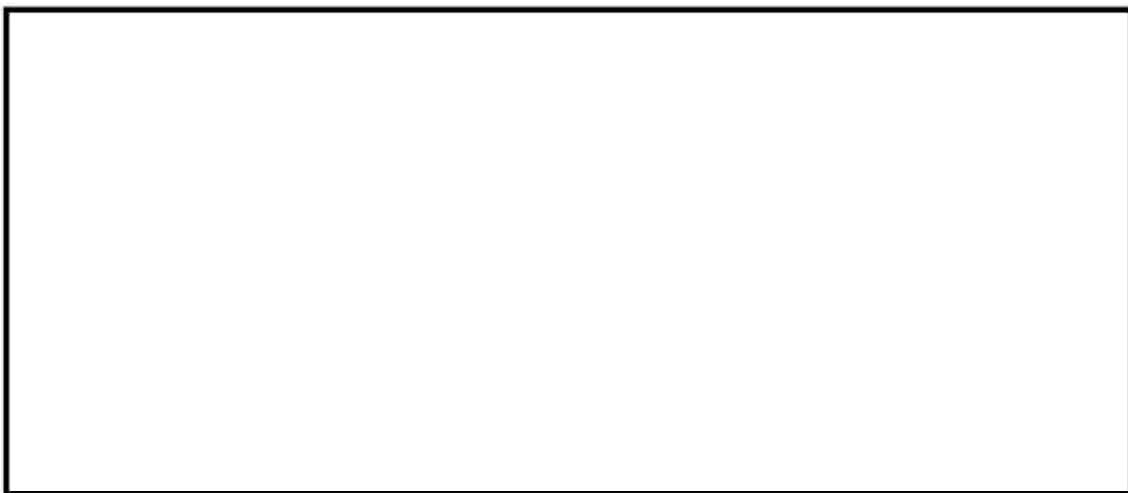


図2 一定復元速度下で測定した改良EPDM製シール材の圧縮応力

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に示すとおり、劣化後の圧縮永久ひずみ率、硬さ、質量変化率からは、有意な性状変化が見られていない。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。

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：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

<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 製シール材、及び 800kGy の放射線照射を行い、蒸気 250℃を 168 時間曝露した改良 EPDM 製シール材について、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、FT-IR スペクトルは、分析位置に顕著な劣化が認められないこと、硬さ測定結果は、200℃、168 時間条件では酸化劣化によって暴露面の近傍

においては硬さが顕著に上昇したが、その他は、硬さの初期値近傍であることから、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。

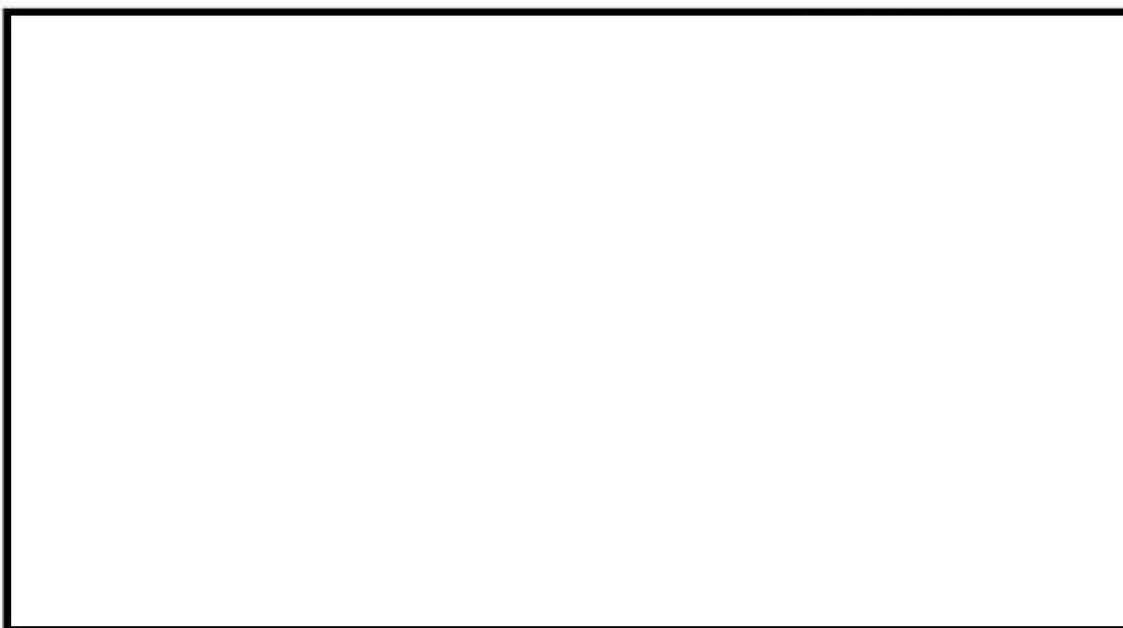


図3 FT-IR測定結果（シート面）

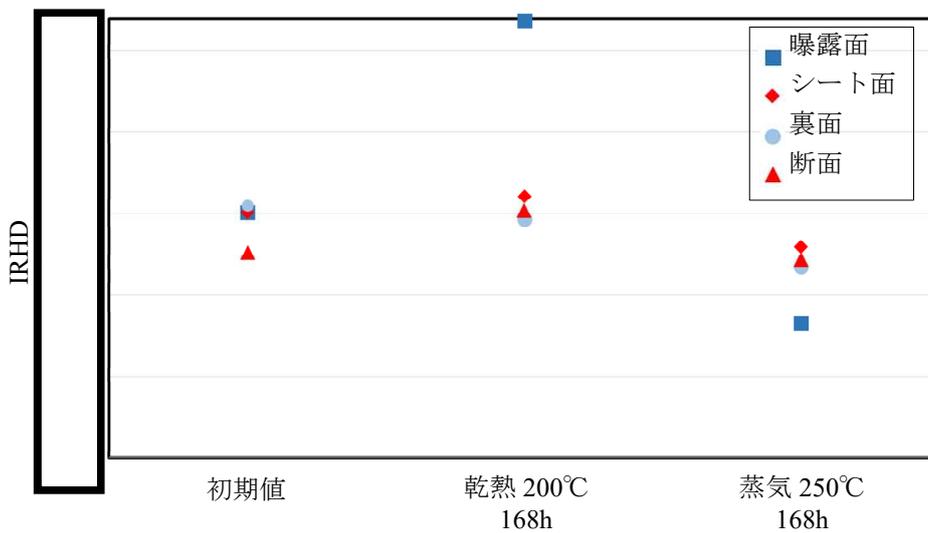


図4 硬さ測定結果

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	シート材	放射線照射量	暴露媒体	暴露温度	試験体数
1	改良 EPDM	1MGy	蒸気	200°C (168h)	3 個
2	改良 EPDM	1MGy	蒸気	200°C (168h) + 150°C (168h)	3 個

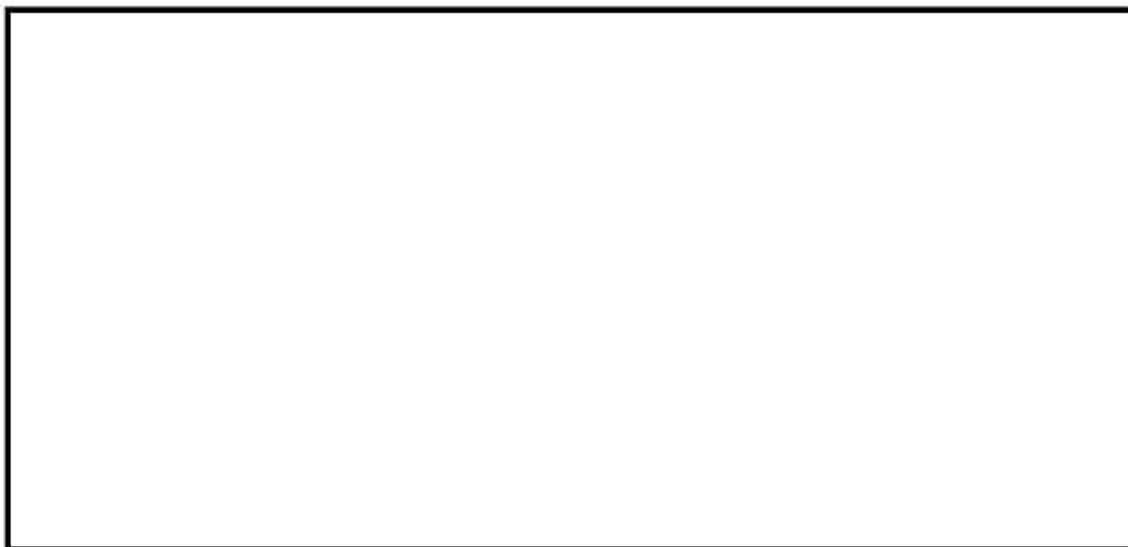


図 5 復元速度測定試験 (試験数 : 各 3)
 (劣化条件<ケース 1> : 放射線照射量 1MGy, 暴露温度 200°C, 168h)
 (左 : 300mm/min, 右 : 500mm/min)

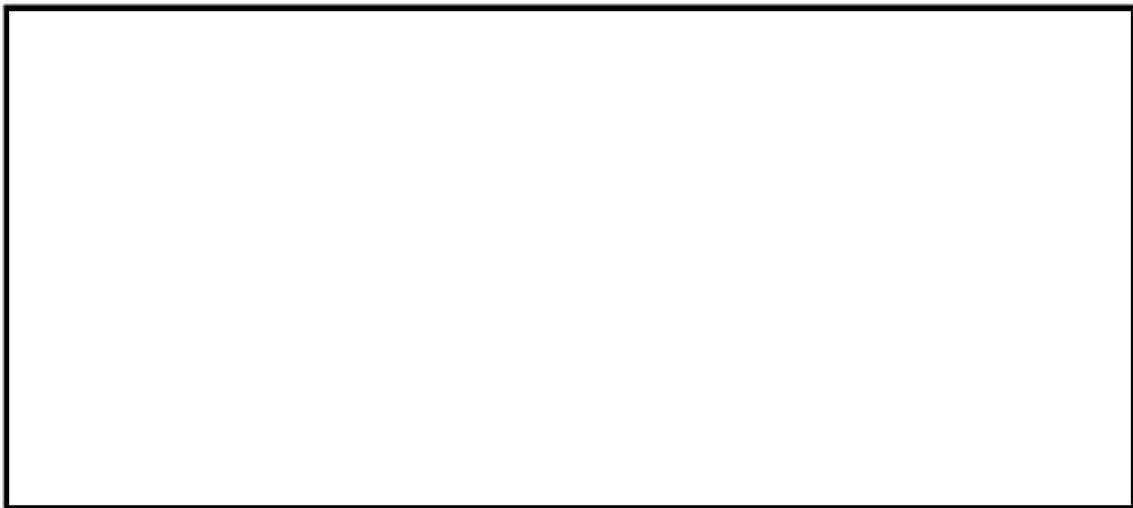


図6 復元速度測定試験（試験数：各3）

（劣化条件<ケース2>：放射線照射量 1MGy，暴露温度 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）以上であることが確認できる。これは，当社が評価している事故シナリオのうち最もフランジ開口の変化速度が早い事象（0.3mm/s 程度）と比較しても，十分な裕度を有しており，試験データのばらつきも小さいことから，重大事故等時に必要なシール機能を維持できるものと評価できる。

フランジ部の塑性変形の評価について

原子炉格納容器バウンダリの健全性評価のうち、開口評価を行っているものに対して、重大事故等時の原子炉格納容器過圧状態における開口により、塑性変形が生じないことを示す。

開口影響がある部位の評価として、200℃、2Pdにおけるフランジ部の変形によるフランジ部の発生応力を算出し、供用状態Cにおける許容限界値と比較した。その結果、全てのフランジ部の発生応力が供用状態Cにおける許容限界内に収まっており、塑性変形が生じないことを確認した。

<評価対象>

- ①ドライウェル主フランジ
- ②ドライウェル機器搬入用ハッチ（上部，下部）
- ③サブプレッションチェンバ出入口
- ④所員用エアロック（上部，下部）

①ドライウェル主フランジ

ドライウェル主フランジについて、既工認と同様の評価手法を用いて算出したフランジ及びボルトの発生応力が、供用状態Cにおける許容限界内に収まることを確認する。

ドライウェル主フランジの評価結果を表1に示す。発生応力は供用状態Cにおける許容限界内に収まっており、塑性変形は生じない。

表1 ドライウェル主フランジの評価結果

単位：MPa

荷重	発生応力				供用状態Cにおける 許容限界値
2Pd	ボルト中心円における フランジの半径方向応力	σ'_R	接触面	193	
			背面	-193	
	フランジの半径方向応力	σ_R	接触面	4	
			背面	-7	
	フランジの周方向応力	σ_T	接触面	40	
			背面	20	
	円筒胴のフランジとの結合部 の軸方向応力	σ_{H1}	内面	109	
			外面	25	
	円筒胴のフランジとの結合部 の周方向応力	σ_{H2}	内面	72	
			外面	46	
組み合わせ応力	$(\sigma_H^* + \sigma'_R)/2$		151		
	$(\sigma_H^* + \sigma_T)/2$		75		
平均引張応力				210	

注記*： σ_H は σ_{H1} と σ_{H2} のいずれか大きい値とする。

②ドライウェル機器搬入用ハッチ（上部，下部）

ドライウェル機器搬入用ハッチのフランジ部について，既工認と同様の評価手法を用いて算出したフランジの発生応力が，供用状態Cにおける許容限界内に収まることを確認する。

ドライウェル機器搬入用ハッチフランジの評価結果を表2及び表3に示す。発生応力は供用状態Cにおける許容限界内に収まっており，塑性変形は生じない。

表2 上部ドライウェル機器搬入用ハッチフランジの評価結果

材質：

[]		
S	供用状態Cにおける許容限界値 (MPa)	
σ	発生応力 (MPa)	303

表3 下部ドライウェル機器搬入用ハッチフランジの評価結果

材質：

S	供用状態Cにおける許容限界値 (MPa)	
σ	発生応力 (MPa)	256

③サブプレッションチェンバ出入口

サブプレッションチェンバ出入口のフランジ部について、既工認と同様の評価手法を用いて算出したフランジの発生応力が、供用状態Cにおける許容限界内に収まることを確認する。

サブプレッションチェンバ出入口の評価結果を表4に示す。発生応力は供用状態Cにおける許容限界内に収まっており、塑性変形は生じない。

表4 サブプレッションチェンバ出入口フランジ部の評価結果

材質：

S	供用状態Cにおける許容限界値 (MPa)	
σ	発生応力 (MPa)	170

④所員用エアロック（上部，下部）

所員用エアロックの隔壁部は、V-3-3-6-1-3-2「上部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」及びV-3-3-6-1-3-3「下部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」で示す最も厳しい応力点の発生応力が、供用状態Cの許容限界内に収まることを確認する。

応力評価結果を表5に示す。発生応力は供用状態Cにおける許容限界内に収まっており、塑性変形は生じない。

表5 上部ドライウェル所員用エアロックの評価結果

材質：

S	供用状態Cにおける許容限界値 (MPa)	
σ	発生応力 (MPa)	225

表6 下部ドライウェル所員用エアロックの評価結果

材質：

S	供用状態Cにおける許容限界値 (MPa)	
σ	発生応力 (MPa)	258

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

1. 概要

有効性評価における原子炉格納容器限界温度, 圧力の判定基準 (評価項目) は 200℃, 2Pd と設定しており, 200℃, 2Pd の状態が継続することを考慮した評価が必要な部位はシール部である。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, 圧力における原子炉格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。

ここでは, 200℃, 2Pd を適用可能な 7 日間 (168 時間) 以降においても, 有効性評価で得られている厳しい条件を考慮し, 原子炉格納容器の閉じ込め機能を示す。

また, 上記に加えて, 7 日間 (168 時間) 以降の累積放射線照射量に対しても, 原子炉格納容器の閉じ込め機能に影響がないことを確認する。

2. 7 日間 (168 時間) 以降の圧力, 温度の条件

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+ECCS 機能喪失+SB0) を確認したところ, 表 1 で示すとおり, 原子炉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, 原子炉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 重大事故等発生後の経過時間と原子炉格納容器圧力, 温度の関係

重大事故等発生後の経過時間	0~168 時間	168 時間以降
原子炉格納容器圧力	原子炉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原子炉格納容器圧力は低下している
原子炉格納容器温度	原子炉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原子炉格納容器温度は 150℃を下回る

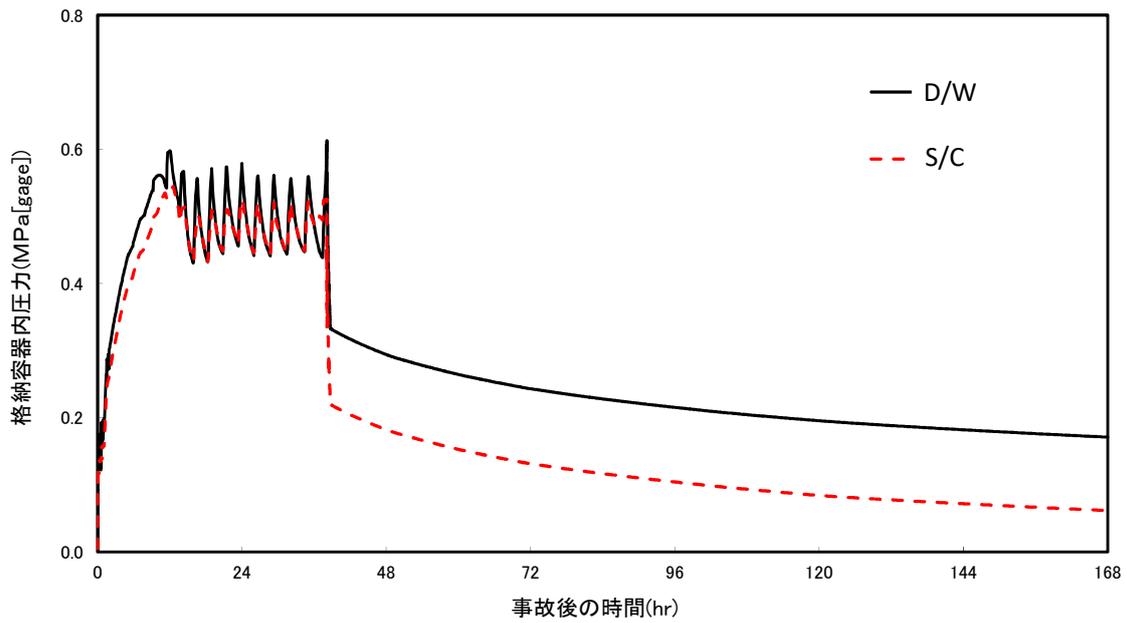


図1 原子炉格納容器圧力 (大 LOCA+ECCS 機能喪失+SB0)

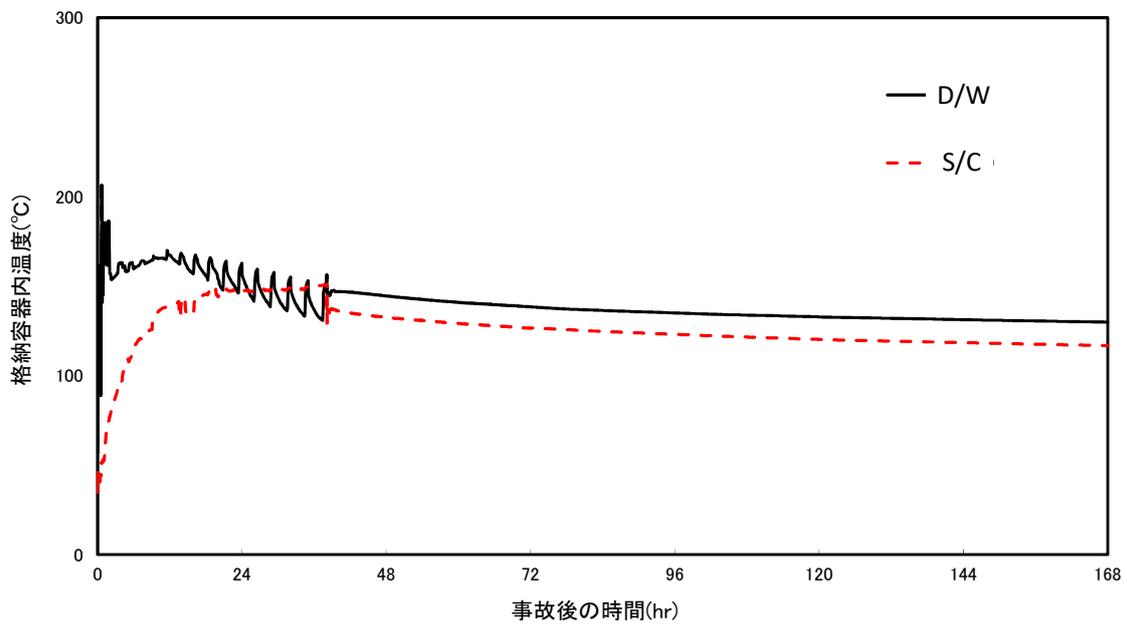


図2 原子炉格納容器温度 (大 LOCA+ECCS 機能喪失+SB0)

3. 7日間（168時間）以降の原子炉格納容器圧力，温度と閉じ込め機能の関係について

3.1 7日間（168時間）以降の原子炉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，原子炉格納容器の健全性に影響を及ぼす部位はシール材である。シール部の機能維持は，図3の模式図に示すとおり，原子炉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，原子炉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168時間時の原子炉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，原子炉格納容器圧力は約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，原子炉格納容器温度に関係することから3.2で示す。

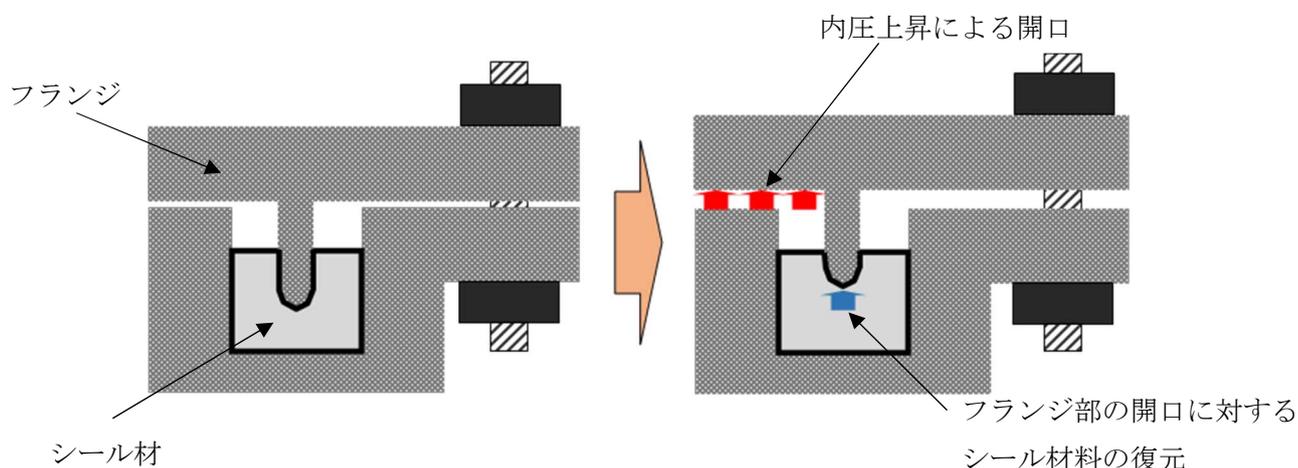


図3 シール部の機能維持確認の模式図

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)
ドライウェル主フランジ	内側	mm	1.11mm
	外側		0.87mm
上部ドライウェル 機器搬入用ハッチ	内側		1.59mm
	外側		1.21mm
下部ドライウェル 機器搬入用ハッチ	内側		0.96mm
	外側		0.72mm
サブプレッションチェンバ出入口	内側		0.79mm
	外側		0.59mm

3.2 7日間（168時間）以降の原子炉格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

原子炉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（原子炉格納容器温度が150℃を下回る状況）な影響を調査する。ここでは、ドライウェル主フランジや機器ハッチ類等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ほとんど変化は無く、経時劣化の兆候は見られない。したがって、重大事故等発生後 168 時間以降における原子炉格納容器の温度を 150℃と設定した場合でも、シール部の機能は十分維持される。なお、EPDM の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。また、表 3 の結果から圧縮永久ひずみ率 % 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 時間以降の原子炉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が確認できる。

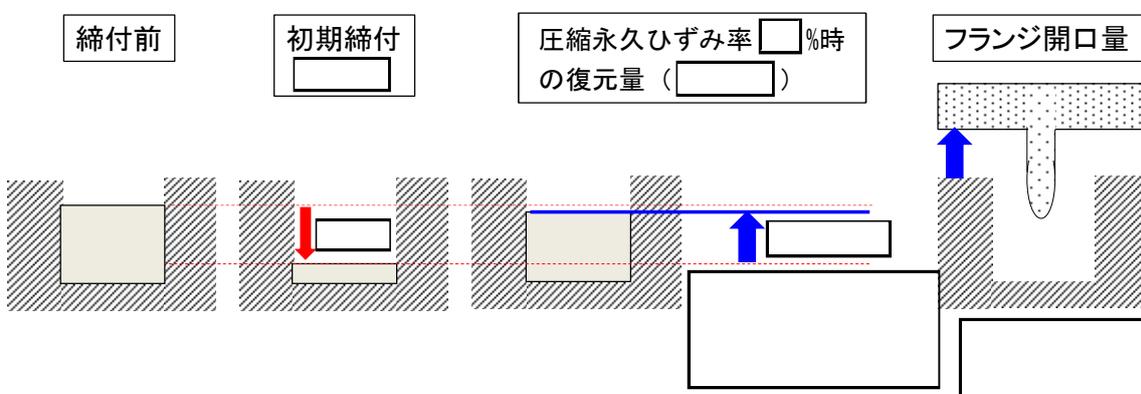


図 4 圧縮永久ひずみ率 % 時のシール材復元量とフランジ開口量

4. 7日間（168時間）以降の原子炉格納容器の閉じ込め機能について

前述の検討を踏まえ、168時間以降については、原子炉格納容器圧力、温度が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、長期的な原子炉格納容器閉じ込め機能は維持されると考える。ただし、重大事故等時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、原子炉格納容器温度が150℃を超えない範囲で、また、原子炉格納容器圧力が1Pdを超えない範囲でプラント状態を運用する。

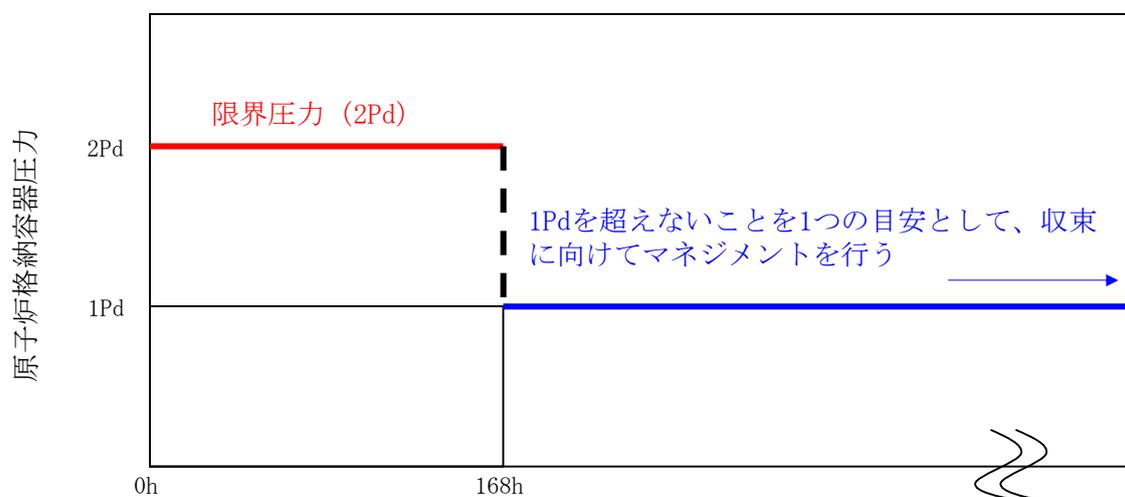


図5 原子炉格納容器圧力の168時間以降の考え方

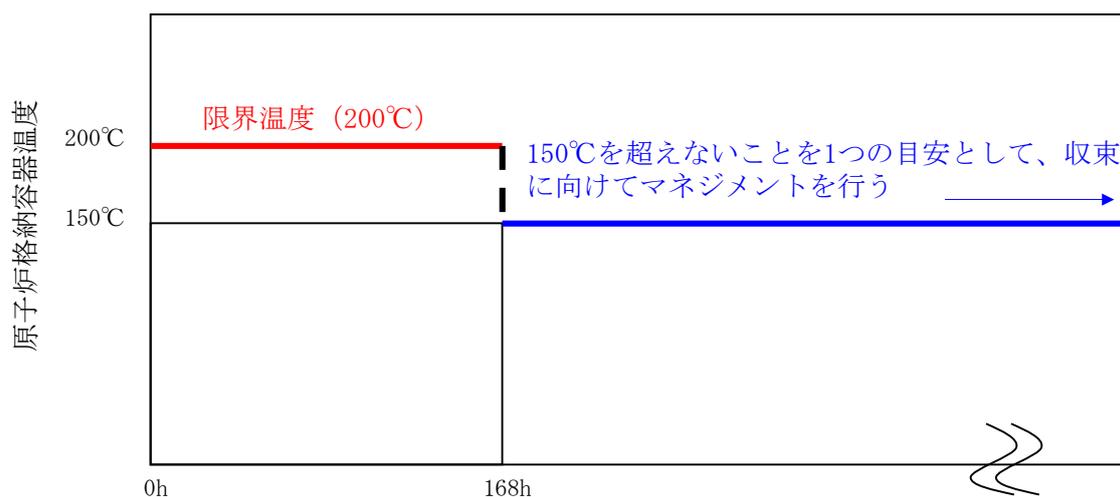


図6 原子炉格納容器温度の168時間以降の考え方

5. 7日間（168時間）以降の放射線照射量と閉じ込め機能の関係について

時間経過によるシール材の長期的な影響を調査する。ここでは、ドライウェル主フランジや機器ハッチ類等に使用されている改良 EPDM 製シール材を用いて、168時間以降の累積放射線照射量・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4に示す。累積放射線照射量による影響は、試験結果より、有意な変更がないことから、168時間以降の累積放射線照射量に対してもシール機能は維持することができる。

表4 改良 EPDM 製シール材の累積放射線照射量と圧縮永久ひずみ率の関係

累積放射線照射量		圧縮永久ひずみ率	
	MGy		%
	MGy		%
	MGy		%

試験条件

雰囲気：蒸気環境

温度・劣化時間：200℃・168時間+150℃・168時間

開口量評価条件の設置許可時からの変更点について

1. はじめに

原子炉格納容器フランジ部の閉じ込め機能評価については、フランジ開口量評価と改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ特性を組み合わせることで評価している。実施したフランジ開口量評価では FEM 解析を用いているが、今回実施した評価については、設置変更許可時の評価条件から、一部条件の変更を行っている。本書は設置許可時の評価条件からの変更点について説明するものである。

2. 設置許可時のフランジ開口量評価条件からの変更点

表 1 及び表 2 は、ドライウェル主フランジ及び上部ドライウェル機器搬入用ハッチにおける開口量評価条件の、設置許可時と今回の比較表である。今回実施した評価で設定した条件は、工事計画認可における先行認可実績を踏まえて解析コードを変更すると共に、実態を踏まえた評価条件への変更を行っている。また、ドライウェル主フランジのナット及びワッシャについては、開口量の低減を目的として、より降伏点の高い材質へ変更することとし、評価を実施した。

また、参考として、今回新規に実施した下部ドライウェル機器搬入用ハッチ及びサブレーションチェンバ出入口の評価条件について、表 3 に示す。

表1 フランジ開口量評価 条件比較表 (ドライウェル主フランジ)

項目	設置許可時条件	今回条件	変更理由
解析コード	FINAS VERSION 20.1	Abaqus R2017x	先行工事計画認可において実績のあるコードに変更した
解析モデル	3次元ソリッド [] セクターモデル	3次元ソリッド [] セクターモデル	モデル軽量化の目的で、1/2ピッチモデルとした
モデル規模	・節点数：15042 ・要素数：10980	・節点数：19150 ・要素数：14084	モデルの詳細化を行った
材料特性	・温度依存の弾塑性材料，硬化則：多直線等方硬化則 ・材料構成則：API 579-1/ASME FFS-1 (2007) を使用	・温度依存の弾塑性材料，硬化則：多直線等方硬化則 ・材料構成則：ASME BPVC Sec. VIII Div.2 Part5 を使用	先行工事計画認可において実績のある材料構成則に変更した
材料	・鏡板，胴，フランジ： [] ・ボルト [] : ・ナット : ・ワッシャ :	・鏡板，胴，フランジ： [] ・ボルト [] : ・ナット : ・ワッシャ :	開口量抑制を目的としてナット及びワッシャの材質変更を行った
拘束条件	・周方向対称面：周方向の自由度を拘束 ・中心軸：水平2方向の自由度を拘束 ・胴端部：径方向フリー	・周方向対称面：周方向の自由度を拘束 ・中心軸：水平2方向の自由度を拘束 ・胴端部：完全拘束	胴端部の拘束条件について、コンクリート埋設であることから完全拘束の条件とした
荷重条件	・ボルト締結力 [] [N] (JSME 材料規格 2012 年版 許容引張応力 S 値：ボルト軸方向応力は約 [] MPa)	・ボルト締結力 [] [N] (実機締付管理値の下限：ボルト軸方向応力は約 [] MPa)	ボルト締結力について、実運用を踏まえた条件に変更した
接触条件	・摩擦係数は考慮しない ($\mu = 0.0$)	・摩擦係数を考慮する ($\mu = []$) 対象箇所： []	摩擦を考慮することとした
熱膨張	・ボルト締結力の昇温による軸力変化においてのみ考慮 ・熱膨張係数は設計・建設規格 2005 年版の値を使用	・構造部材全体について考慮 ・熱膨張係数は設計・建設規格 2005 年版の値を使用	熱膨張について、構造部材全体において考慮することとした

表2 フランジ開口量評価 条件比較表（上部ドライウェル機器搬入用ハッチ）

項目	設置許可時条件	今回条件	変更理由
解析コード	FINAS VERSION 21.0	Abaqus R2017x	先行工事計画認可において実績のあるコードに変更した
解析モデル	3次元ソリッド [] セクターモデル	3次元ソリッド [] セクターモデル	変更なし
モデル規模	・節点数：5004 ・要素数：3483	・節点数：6492 ・要素数：4454	モデルの詳細化を行った
材料特性	・温度依存の弾塑性材料，硬化則：多直線等方硬化則 ・材料構成則：ASME BPVC Sec. VIII Div.2 Part5 を使用	・温度依存の弾塑性材料，硬化則：多直線等方硬化則 ・材料構成則：ASME BPVC Sec. VIII Div.2 Part5 を使用	変更なし
材料	・蓋，胴，ブラケット [] : ・スイングボルト [] : ・ナット，ピン [] : ・ワッシャ [] :	・蓋，胴，ブラケット [] : ・スイングボルト [] : ・ナット，ピン [] : ・ワッシャ [] :	変更なし
拘束条件	・周方向対称面：周方向の自由度を拘束 ・中心軸：軸直2方向の自由度を拘束 ・胴端部：完全拘束	・周方向対称面：周方向の自由度を拘束 ・中心軸：軸直2方向の自由度を拘束 ・胴端部：完全拘束	変更なし
荷重条件	・ボルト締結力 [] [N]（JSME 材料規格 2012 年版 許容引張応力 S 値：ボルト軸方向応力は約 [] MPa）	・ボルト締結力 [] [N] （必要最小締付力：ボルト軸方向応力は約 [] MPa）	ボルト締結力について，実運用を踏まえた条件に変更した
接触条件	・摩擦係数は考慮しない（ $\mu = 0.0$ ）	・摩擦係数を考慮する（ $\mu = []$ ） 対象箇所： []	摩擦係数を考慮することとした
熱膨張	・ボルト締結力の昇温による軸力変化においてのみ考慮 ・熱膨張係数は設計・建設規格 2005 年版の値を使用	・構造部材全体について考慮 ・熱膨張係数は設計・建設規格 2005 年版の値を使用	熱膨張について，構造部材全体において考慮することとした

表3 新規実施のフランジ開口量評価条件（下部ドライウェル機器搬入用ハッチ，サブプレッションチェンバ出入口）

項目	下部ドライウェル機器搬入用ハッチ	サブプレッションチェンバ出入口	備考
解析コード	Abaqus R2017x	Abaqus R2017x	
解析モデル	3次元ソリッド [] セクターモデル	3次元ソリッド [] セクターモデル	
モデル規模	・節点数：13446 ・要素数：10564	・節点数：13453 ・要素数：10558	
材料特性	・温度依存の弾塑性材料，硬化則：多直線等方硬化則 ・材料構成則：ASME BPVC Sec. VIII Div.2 Part5 を使用	・温度依存の弾塑性材料，硬化則：多直線等方硬化則 ・材料構成則：ASME BPVC Sec. VIII Div.2 Part5 を使用	
材料	・蓋，胴，ブラケット： [] ・ボルト []： [] ・平座金： []	・蓋，胴，ブラケット： [] ・ボルト []： [] ・平座金： []	
拘束条件	・周方向対称面：周方向の自由度を拘束 ・中心軸：軸直2方向の自由度を拘束 ・胴端部：周方向，軸方向の自由度を拘束	・周方向対称面：周方向の自由度を拘束 ・中心軸：軸直2方向の自由度を拘束 ・胴端部：完全拘束	下部ドライウェル機器搬入用ハッチについては，鏡板に固定される構造のため径方向を拘束しない設定とした
荷重条件	・ボルト締結力 [] [N] (必要最小締付力：ボルト軸方向応力は約 [] MPa)	・ボルト締結力 [] [N] (必要最小締付力：ボルト軸方向応力は約 [] MPa)	
接触条件	・摩擦係数を考慮する ($\mu = []$) 対象箇所： []	・摩擦係数を考慮する ($\mu = []$) 対象箇所： []	
熱膨張	・構造部材全体について考慮 ・熱膨張係数は設計・建設規格 2005年版の値を使用	・構造部材全体について考慮 ・熱膨張係数は設計・建設規格 2005年版の値を使用	

フランジ開口量評価結果 ボルト部の応力コンター図及び変形図

1. はじめに

FEM 解析により実施した 200℃, 2Pd 条件下でのフランジ開口量評価の結果として, 開口現象に係わる主要部位であるボルト部の応力コンター図および変形図を本資料に示す。

2. ボルト部軸方向の応力コンター図及び変形図

図 1~4 に各ボルト部の応力コンター図及び変形図 (変形率は 10 倍) を示す。いずれの部位についても, ボルトの 200℃における降伏応力に対して最大発生応力が小さく, 弾性域に収まっている。



図 1 応力コンター図及び変形図 (ドライウェル主フランジ)



図2 応力コンター図及び変形図（上部ドライウェル機器搬入用ハッチ）



図3 応力コンター図及び変形図（下部ドライウェル機器搬入用ハッチ）

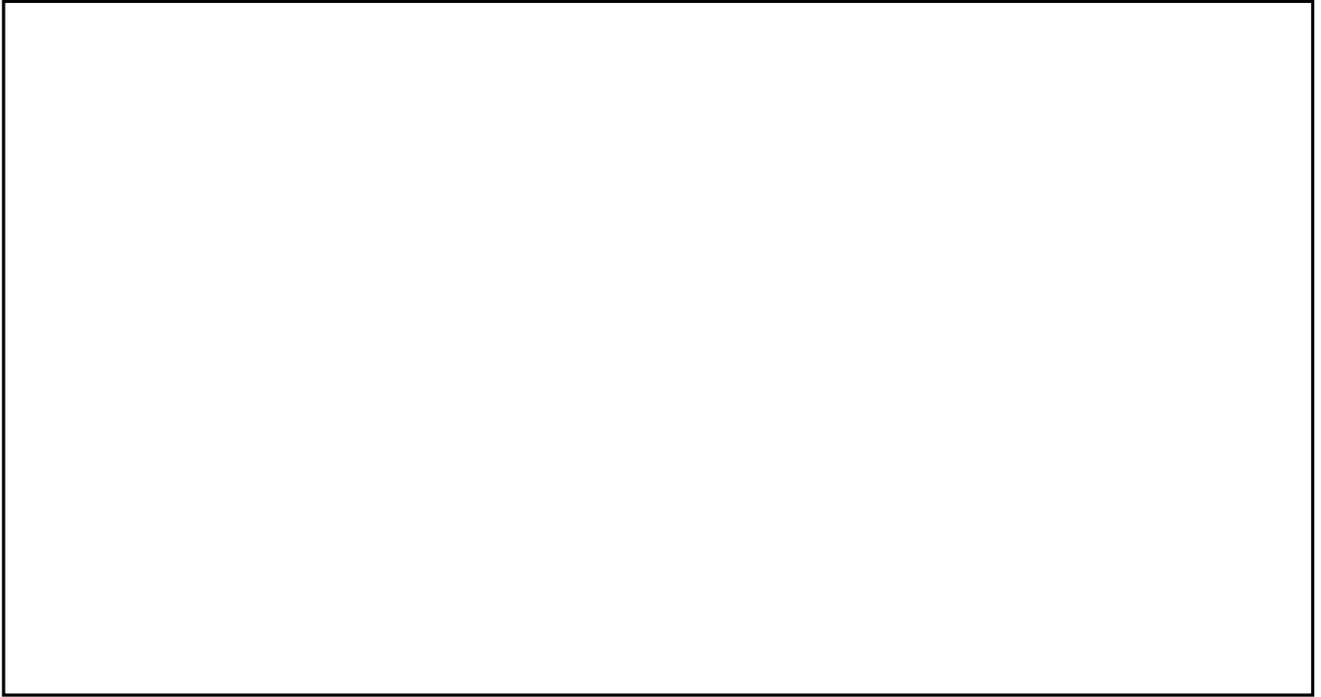


図4 応力コンター図及び変形図（サプレッションチェンバ出入口）

代替循環冷却系の健全性

1. はじめに

原子炉格納容器の温度、圧力が 200℃、2Pd の条件下において、原子炉格納容器に接続される代替循環冷却系の健全性が維持できることを確認する。

2. 代替循環冷却系

代替循環冷却系は、サプレッションチェンバを水源とし、復水移送ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び代替原子炉補機冷却系（熱交換器ユニット等）を使用し、また、流路として、代替循環冷却系の配管及び弁、残留熱除去系ポンプ並びに残留熱除去系の配管及び弁等を使用し、原子炉格納容器内へスプレイするとともに、原子炉注水を行うものである。

代替循環冷却系における主要機器の仕様を 2.1 項に、代替循環冷却系概要図を図 1 に示す。

2.1 代替循環冷却系における主要機器の仕様

(1) 復水移送ポンプ

型式：うず巻形

個数：3

容量： m³/h/個

全揚程：約 m

最高使用圧力：1.70MPa

最高使用温度：85℃

(2) 残留熱除去系熱交換器

型式：横置 U 字管式

個数：1

最高使用圧力：3.43MPa（管側）

最高使用温度：182℃（管側）

伝熱容量： MW/個

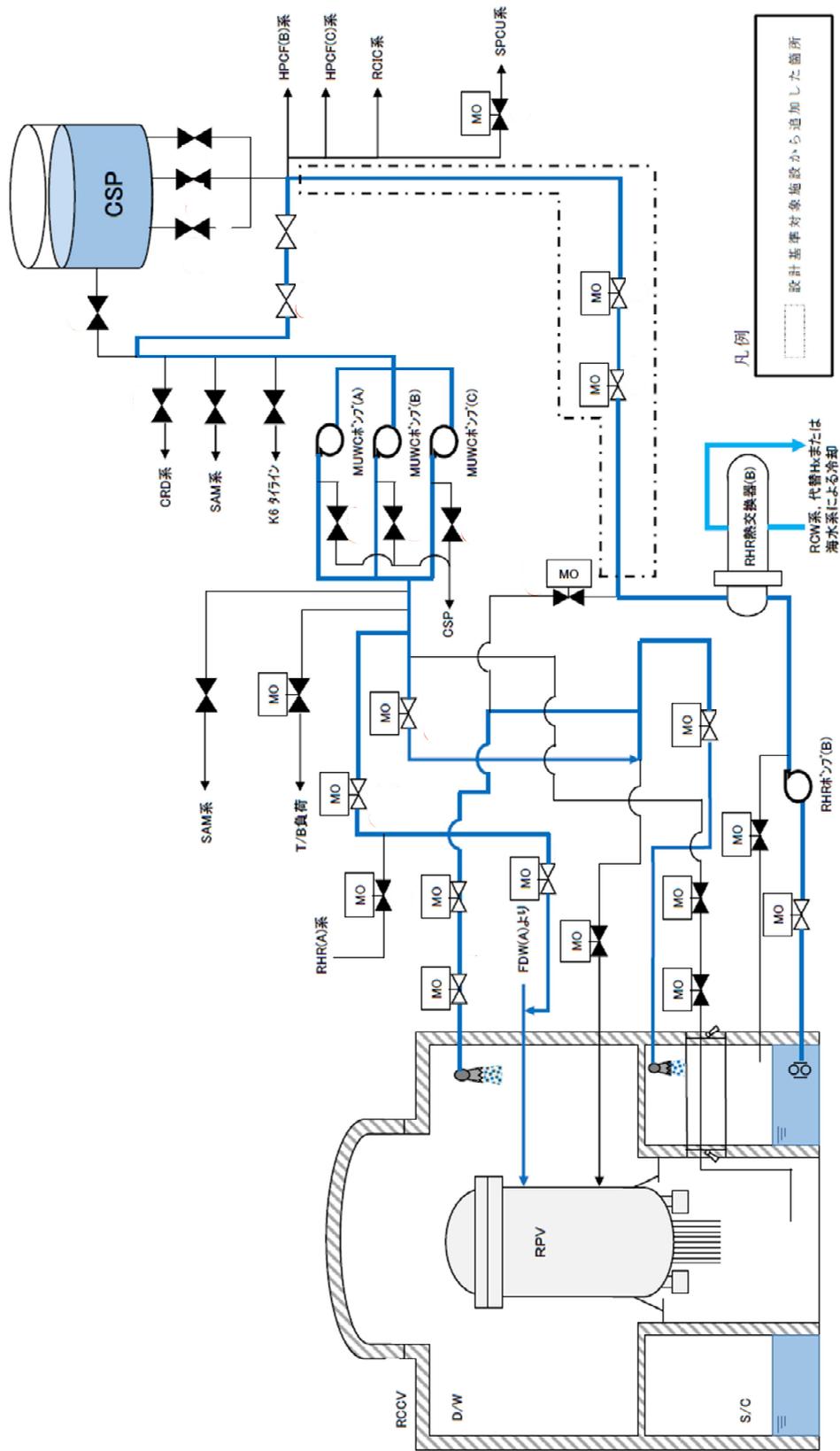


図 1 代替循環冷却系 概要図

2.2 代替循環冷却系の健全性

代替循環冷却系の健全性について、「復水移送ポンプの健全性」、「残留熱除去系ポンプの健全性」、「シール材の健全性」の観点から評価する。

(1) 復水移送ポンプの健全性

設置変更許可申請書 添付書類十で示した有効性評価解析のうち、復水移送ポンプに期待する評価シーケンスである、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」の解析時刻歴における、サブプレッションプール（以下「S/P」という。）水の最高温度はおよそ162℃となる。S/P水は残留熱除去系ポンプを經由し、代替原子炉補機冷却水ポンプ（熱交換器ユニット）からの冷却水を用いて残留熱除去系熱交換器にて冷却後、復水移送ポンプにて原子炉格納容器へのスプレイ、原子炉への注水を行う。ここでは、残留熱除去系熱交換器において冷却したS/P水の温度が、復水移送ポンプの最高使用温度85℃を超えないことを確認する。評価条件は以下のとおり。なお、残留熱除去系熱交換器については、最高使用温度が182℃で設計されているため、健全性に問題はない。

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ流量：300 m³/h/台×2台

復水移送ポンプ流量： m³/h/台×2台

海水温度：30.0℃

S/P水温：162℃

また、その前提として残留熱除去系熱交換器で減圧沸騰が起きないこと、及び復水移送ポンプ入口で減圧沸騰が起きないことを確認する（添付参照）。

上記の条件で残留熱除去系熱交換器の交換熱量を算出し、残留熱除去系熱交換器出口温度を評価した結果、出口温度は83.7℃と評価され、復水移送ポンプの最高使用温度85℃を下回る。また、残留熱除去系熱交換器における圧力が水の飽和蒸気圧力以上であり、減圧沸騰は起きない（添付参照）。なお、復水移送ポンプの運転に伴うポンプ入熱による影響及びS/P水中の核分裂生成物による発熱による影響については、復水移送ポンプの入口側に残留熱除去系熱交換器が設置されており、復水移送ポンプの運転によって、残留熱除去系熱交換器により冷却された水に入れ替わることから影響はない。

以上より、S/P水が最高温度に達する条件下においても、復水移送ポンプの健全性については問題ない。

(2) 残留熱除去系ポンプの健全性

代替循環冷却系については、残留熱除去系ポンプ（最高使用圧力：吸込側 1.37MPa, 吐出側 3.43MPa, 最高使用温度：182℃）を流路として使用する。

系統概要図（図 1）に示すとおり、代替循環冷却系は復水移送ポンプで S/P 水を循環させる系統構成となっており、残留熱除去系が機能喪失している前提で使用する設備であるため、残留熱除去系ポンプは、停止している状態でポンプ内を系統水が流れることとなる。残留熱除去系ポンプの軸封部はメカニカルシールで構成されており、ポンプ吐出側から分岐して送水される冷却水（フラッシング水）により温度上昇を抑える設計としている（図 2）。

ポンプ停止時に系統水が流れる状態においては、通常どおりメカニカルシールに冷却水（フラッシング水）が送水されないことが考えられるため、その際のシール機能への影響について確認した。

残留熱除去系ポンプのメカニカルシールは、スプリングによって摺動部を押さえつける形でシールする構造となっている（図 3）。代替循環冷却系運転時には残留熱除去系ポンプが停止している状態であるため、通常のポンプ運転時のように冷却水（フラッシング水）が封水ラインを通じてメカニカルシール部に送水されないことが想定されるが、上述のとおり、冷却水（フラッシング水）はメカニカルシールの摺動による温度上昇を抑えるためのものであり、ポンプが停止している状態では冷却の必要がなく、メカニカルシールの機能に影響はない。

なお、軸封部及び封水ラインにおいては、復水移送ポンプ運転時には残留熱除去系ポンプが停止していることから、ポンプの吐出圧力に相当する圧力がかかることはなく、原子炉格納容器限界圧力である 0.62MPa[gage]がかかった場合にも、軸封部への影響はない。

したがって、代替循環冷却系運転時において軸封部からの系統水の著しい漏えいはなく、残留熱除去系ポンプの最高使用温度以下で送水されることから健全性については問題ない。

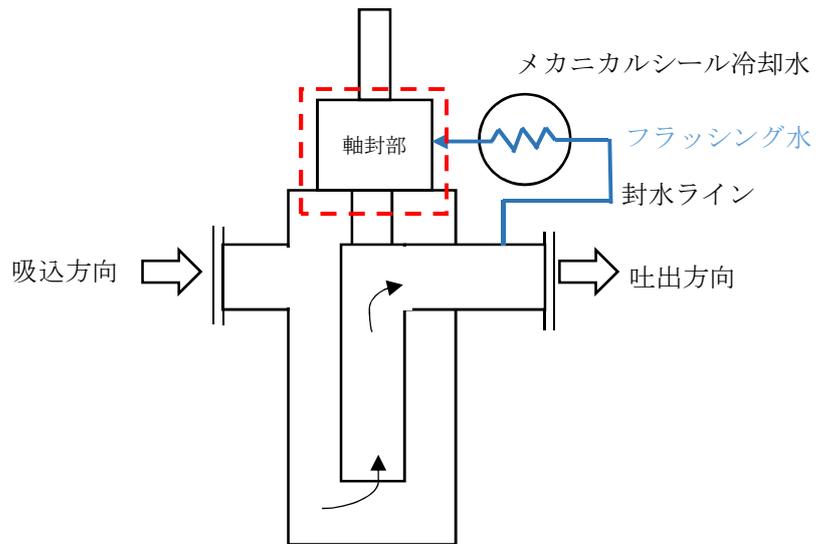


図2 残留熱除去系ポンプ 概要図

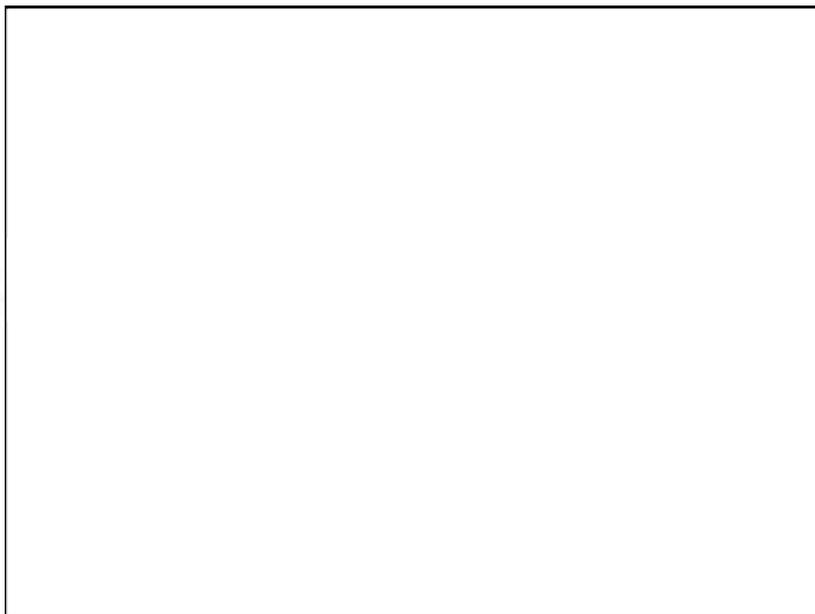


図3 残留熱除去系ポンプメカニカルシール 構造図

(3) シール材の健全性

代替循環冷却系を使用する場合に、系統内の弁、配管及びポンプのバウンダリに使用されているシール材について高温環境による影響、放射線による影響及び化学種による影響によって材料が劣化し漏えいが生じる可能性がある。これらの影響について下記のとおり評価を行った。

① 高温環境及び放射線による影響

代替循環冷却系は、重大事故等時に炉心損傷した状況で系統を使用することとなる。このため、高温環境下であること及び系統内を高放射能の流体が流れることから、高温及び放射線による劣化が懸念される。

上記に示す部材のうち、配管フランジガスケット及び弁グランドシールには膨張黒鉛材料若しくはステンレス等の金属材料が用いられている。これらは、耐熱性があること及び無機材料であることから高放射線下においても劣化の影響は極めて小さい。このため、これらについては評価温度である 200℃以上の耐熱性を有することに加え、放射線による影響についても、耐放射線性が確認されたシール材を用いることから、シール機能に問題はない。

残留熱除去系ポンプのバウンダリを構成する部材（メカニカルシール、ケーシングシール等）のシール材には、フッ素ゴムが用いられており、高温環境下での使用による影響及び放射線による影響を受けて劣化することが考えられるため、200℃の環境下において7日間の高耐熱性を有し、耐放射線性に優れた改良 EPDM 製シール材への取り替えを行うことにより、耐熱性及び耐放射線性を確保する。

また、復水移送ポンプのバウンダリを構成する部材（本体内Oリング、メカニカルシール等）のシール材についても同様に、耐熱性及び耐放射線性に優れた材料を適用する。

② 化学種による化学的影響

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

一方、ハロゲン元素のよう素については、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットでは影響がないが、有機材料である EPDM 製シール材では影響を生じる可能性がある。設備での使用を考慮している EPDM 製シール材については、当社での社内試験により、よう素による影響の確認を行っており、炉心損傷時に想定されるよう素濃度(約 8200mg/m³)よりも高濃度のよう素環境下(10,000mg/m³以上)においても、圧縮永久ひずみ等のシール材としての性状に大きな変化がないことを確認している。また、ガスケットメーカーにおいて、よう素に対する EPDM の耐性として、表 1 に示すとおり、5 段階評価（ランク 1 が最も耐性がある）のうち、ランク 2 に位置付けられており、よう素に対する耐性があるものとする。

このように、よう素に対する性能が確認された材料を用いることにより、漏えい等の影響が生じることはない。なお、以上の EPDM に関する特性は、改良 EPDM 製シール材においても同様であり、改良 EPDM 製シール材も化学種に対して問題ない。

表 1 EPDM の特性

薬品	耐性ランク
ヨウ素	2

<耐性ランクの凡例>

- 1：動的部分にも使用可能で体積変化率は 10%以内。
- 2：動的部分にも条件により使用可能，体積変化率は 20%以内。
- 3：静的部分には使用可能，体積変化率は 30%以内。
- 4：静的部分には条件により使用可能，体積変化率は 100%以内。
- 5：使用できない，体積変化率は 100%以上。

出典：日本バルカー工業（株）発行「バルカーハンドブック」より抜粋

格納容器圧力逃がし装置を使用する際、S/P 水の酸性化を防止すること及び S/P 水中の核分裂生成物由来のよう素を捕捉することにより、よう素の放出量の低減を図るため、S/P 水 pH 制御装置を自主的な取り組みとして設ける計画である。S/P 水 pH 制御装置の使用により、アルカリ薬液である水酸化ナトリウムを原子炉格納容器へ注入することとなるため、アルカリ薬液によるシール性能への影響が懸念されるが、耐アルカリ性を有する改良 EPDM 製シール材を使用することにより、原子炉格納容器バウンダリのシール機能には影響はない。

3. まとめ

復水移送ポンプの最高使用温度は 85℃であるが、残留熱除去系熱交換器により S/P 水は復水移送ポンプの最高使用温度を超えない。また、ガスケットやシール材については、黒鉛系ガスケット等を用いており、200℃、2Pd の条件下であっても健全性は維持可能である。

(添付)

復水移送ポンプの吸込側配管における減圧沸騰の可能性について

復水移送ポンプに期待する重大事故等時において、原子炉格納容器圧力及びS/P水温度は時間経過とともに変化する。復水移送ポンプには残留熱除去系熱交換器によって83.7℃以下に冷却された水が供給される設計としている。その前提として残留熱除去系熱交換器で減圧沸騰が起きないことを確認する。

<残留熱除去系熱交換器入口の有効水頭>

(1) 評価条件

図1に復水移送ポンプの吸込側配管の概要図を示す。残留熱除去系熱交換器での減圧沸騰の発生有無を評価するため、残留熱除去系熱交換器の入口位置を評価点とする。

吸込液面に作用する絶対圧力 H_a 及び残留熱除去系熱交換器入口部における飽和蒸気圧水頭 h_s については、設置変更許可申請書添付書類十で示した有効性評価解析のうち、代替循環冷却系に期待する評価シーケンスである、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」の解析時刻歴に基づき設定する。

(2) 評価条件の保守性

評価の保守性を確保するため、吸込揚程 H_s については、保守的にS/Pの最低水位に基づく一定の値を設定する。また、ストレーナ部での異物付着を考慮した圧損 H_2 及び H_3 は、復水移送ポンプの評価流量（190m³/h）を保守的に切り上げし、200m³/hを適用した値を設定する。

(3) 評価結果

図2に有効水頭の推移を示す。また、表1に有効水頭算定結果を、表2に有効水頭算定結果の詳細をそれぞれ示す。

復水移送ポンプに期待する評価事故シーケンスにおいて、残留熱除去系熱交換器入口位置における有効水頭は正の値（残留熱除去系熱交換器における圧力が水の飽和蒸気圧以上）であり、残留熱除去系熱交換器入口において減圧沸騰が生じることはない。

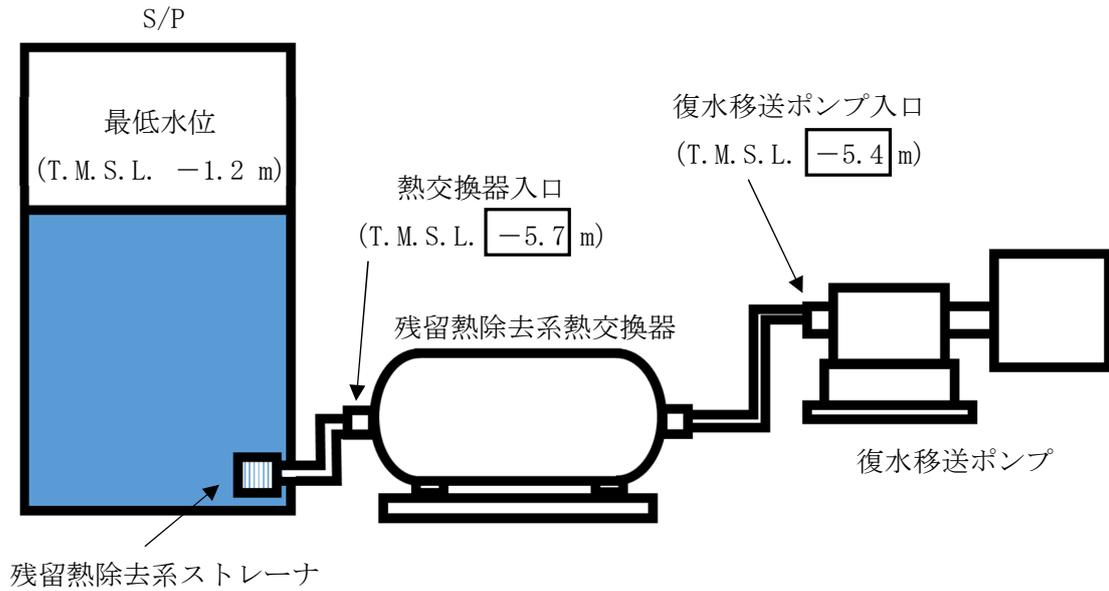


図1 復水移送ポンプの吸込側配管 概要図

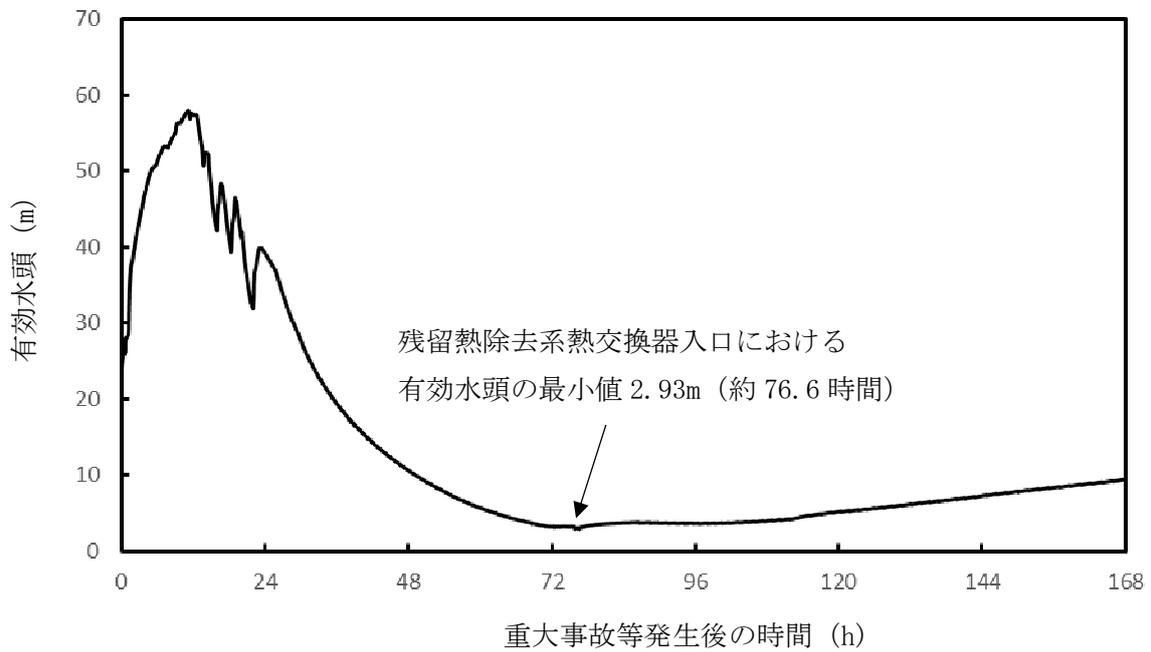


図2 残留熱除去系熱交換器入口配管内における有効水頭の推移
(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)
(代替循環冷却系を使用する場合))

表1 残留熱除去系熱交換器入口における有効水頭算定結果
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)
 (代替循環冷却系を使用する場合))

(単位：m)

	重大事故等時
H_a ：吸込み液面に作用する絶対圧力	解析時刻歴に基づき算出
H_s ：吸込揚程	
H_1 ：熱交換器入口配管圧損	
H_2 ：異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損	
H_3 ：異物付着による圧損上昇	
h_s ：熱交換器入口における飽和蒸気圧水頭	解析時刻歴に基づき算出
有効水頭 ($H_a + H_s - H_1 - H_2 - H_3 - h_s$) の最小値	2.93

表2 残留熱除去系熱交換器入口における有効水頭の評価詳細 (1/2)

記載内容		根拠
項目	値 (m)	
H _a : 吸込み液面に作用する絶対圧力	解析時刻歴に基づく	S/P 水面に作用する圧力として、設置変更許可申請書 添付書類十の重大事故等対策の有効性評価解析におけるサプレッションチェンバ圧力（ゲージ圧力）の時刻歴に基づく絶対圧力を設定する。
H _s : 吸込揚程		<p>静水頭は、以下の差分 <input type="text"/> m としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ●水源の T. M. S. L. : -1.2m (S/P の最低水位) <p>水源の T. M. S. L. としてはプラント運転時の S/P の最低水位とした。</p> <ul style="list-style-type: none"> ●残留熱除去系熱交換器入口配管の T. M. S. L. : <input type="text"/> m
H ₁ : 配管圧損		<p>S/P から残留熱除去系熱交換器入口までの配管及び弁類圧損は、復水移送ポンプが以下の流量*1で運転することを想定する。</p> <p>この場合、S/P から復水移送ポンプまでの配管及び弁類圧損の合計値は、<input type="text"/> m となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ●復水移送ポンプ : <input type="text"/> m³/h × 2 台 <p>残留熱除去系熱交換器入口までの圧力損失水頭は、圧損合計値より <input type="text"/> m に設定する。</p> <p>注記*1 : S/P から残留熱除去系熱交換器入口までの吸込配管は、残留熱除去系ポンプと共用する部分があるが、同時使用しない運用であるため、残留熱除去系ポンプの運転流量を圧損計算上で考慮する必要はない。</p>
H ₂ : 異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損		<p>異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損を、以下に示す。[算出条件 : 復水移送ポンプの評価流量(200m³/h) を使用]</p> <ul style="list-style-type: none"> ●ストレーナ本体部圧損 : <input type="text"/> m ●ティー部圧損 : <input type="text"/> m <p>合計 <input type="text"/> m を保守的に丸めて <input type="text"/> m とする。</p>

表2 残留熱除去系熱交換器入口における有効水頭の評価詳細 (2/2)

<p>H₃ : 異物付着による圧損上昇</p>		<p>異物付着による圧損上昇は、以下の数値を合計して求める。〔算出条件：復水移送ポンプの評価流量（保守的に <input type="text"/> m³/h）を使用〕</p> <ul style="list-style-type: none"> ●金属反射型保温材の付着による圧損上昇：<input type="text"/> m ●繊維質*2、粒子状の異物*2 及び化学影響生成異物による圧損上昇：<input type="text"/> m <p>合計値である <input type="text"/> m としている。</p> <p>注記*2：原子炉格納容器内の繊維質保温材はすべて撤去しているため考慮する必要はないが、NEDO-32721 式を適用するにあたり繊維質ゼロでは評価できないため、繊維質ゼロ相当（薄膜効果の発生開始 3mm の 1/10）として 0.3mm 相当の繊維質を考慮している。</p> <p>NEDO-32721 式における d 値は、ストレーナ圧損試験結果から下式にて求める。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・繊維質異物、粒子状異物及び化学影響生成異物付着による圧損 $d = \sqrt{\frac{\mu \cdot U \cdot t}{\rho \cdot g} \cdot \frac{K_h}{h}} = \text{ (ft)} \times 0.3048 \text{ (m/ft)} = \text{ (m)}$ <p>ここで、</p> <p>h = <input type="text"/> (ft), <math>\mu / \rho = \text{<input type="text"/> (ft}^2\text{/s)}</math> (試験水温 <input type="text"/> °C), U = <input type="text"/> (ft/s), t = <input type="text"/> (ft), g = 32.2 (ft/s²), K_h = <input type="text"/></p> <p>ここで算出された d 値に基づき、重大事故等時の環境を想定した圧損評価を実施している。</p> $h = \frac{\mu \cdot U \cdot t}{\rho \cdot g \cdot d^2} \cdot K_h = \text{ (m)}$ <p>ここで、</p> <p>d = <input type="text"/> (m), <math>\mu = \text{<input type="text"/> (Pa} \cdot \text{s)}</math> (評価水温 <input type="text"/> °C), U = <input type="text"/> (m/s), t = <input type="text"/> (m), <math>\rho = \text{<input type="text"/> (kg/m}^3\text{)}</math> (評価水温 <input type="text"/> °C)</p> <p>g = 9.80665 (m/s²), K_h = <input type="text"/></p>
<p>h_s : 熱交換器入口における飽和蒸気圧水頭</p>	<p>解析時刻歴に基づく</p>	<p>設置変更許可申請書 添付書類十の重大事故等対策の有効性評価解析における S/P 水温度の時刻歴に基づく飽和蒸気圧水頭を設定する。</p>
<p>有効水頭 (H_a + H_s - H₁ - H₂ - H₃ - h_s)</p>	<p>解析時刻歴に基づく</p>	<p>有効水頭は、以下の計算式により算出している。 有効水頭 = H_a + H_s - H₁ - H₂ - H₃ - h_s</p>

ドライウェル上鏡部の温度分布形成による局所的な影響について

1. はじめに

ドライウェル主フランジの重大事故等時における開口量評価については、全体を一様に 200℃、2Pd 条件として評価を行っている。

ここでは、重大事故等時にドライウェル上鏡部に局所的な温度分布が形成される可能性について検討し、また、仮に局所的な温度分布が形成された場合のドライウェル主フランジのシール機能に及ぼす影響について確認した結果を示す。

2. 重大事故等時の温度分布状況について

ドライウェル上鏡部の重大事故等時の温度分布状況については以下が考えられる。

- ・ 原子炉格納容器は金属製であり熱伝導が生じるため、ドライウェル上鏡部も含めた原子炉格納容器内で重大事故等時に極端な温度分布が形成されることはないと考えられる。
- ・ 原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）ヘッド部には図 1 に示すとおり保温材が設置されていることから、ドライウェル上鏡部に極端な温度分布が形成されることないと考えられる。
- ・ 原子炉格納容器内では気相部が成層化する可能性も考えられるが、一方で、中心部に設置されている RPV が熱源、原子炉格納容器壁面が除熱源となって対流が生じることが想定されるため、極端な温度分布は形成されにくいと考えられる。

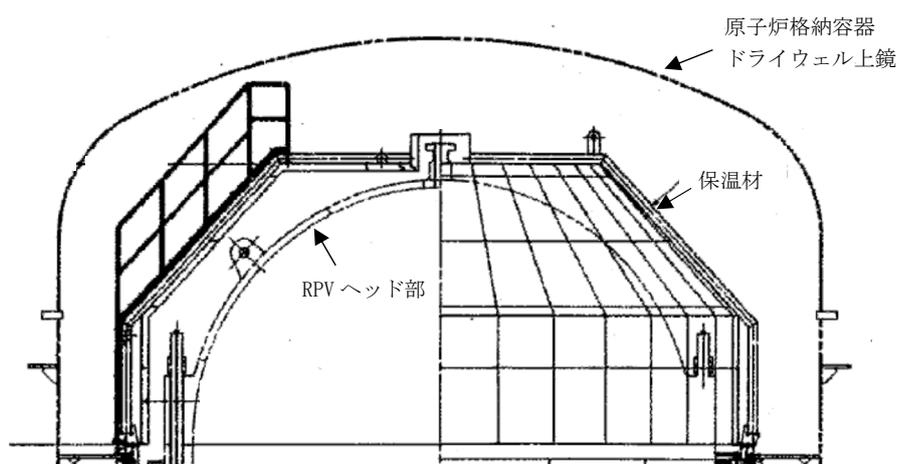


図 1 RPV ヘッド部の保温材概要図

3. 開口量評価への影響確認

上記2. に示したとおり，ドライウェル上鏡部に極端な温度分布が形成されることはないと考えられるが，仮想的な温度分布を考慮した条件でのドライウェル主フランジの開口量評価を実施し，開口量及びシール機能への影響有無について確認を行った。

(1) 評価条件

別添1で示したドライウェル主フランジの開口量評価の評価条件のうち，本評価で変更する条件を表1及び図2に示す。

重大事故等時は，原子炉建屋の水素爆発防止を目的として格納容器頂部注水系を運用する方針のため，原子炉格納容器外側の原子炉ウェルに，ドライウェル主フランジのフランジ面まで水張りする状況を想定する。このとき，注水した水の温度は，原子炉格納容器内温度が200℃の場合，熱伝導及び熱伝達により短時間で100℃まで上昇することが想定されるため，温度条件は，フランジ面より下側を100℃，フランジ面より上側を200℃の条件とした。

表1 開口量評価条件（変更点のみ抜粋）

項目	別添1の評価条件	本評価条件
ドライウェル上鏡部 温度	200℃	ドライウェル上鏡：200℃， ドライウェル主フランジ フランジ面：100℃
胴部温度	200℃	100℃
締結部材温度 (ボルト，ナット，ワッシャ)	200℃	フランジ面を境界として 上鏡側：200℃ 胴部側：100℃



図2 開口量評価条件（ドライウェル主フランジの解析モデル）

なお、格納容器頂部注水系の注水口については、系統概要図を図3に、注水口の設置位置を図4に示すとおり、ドライウエル上鏡の頂部には直接水がかからない位置に設置している。

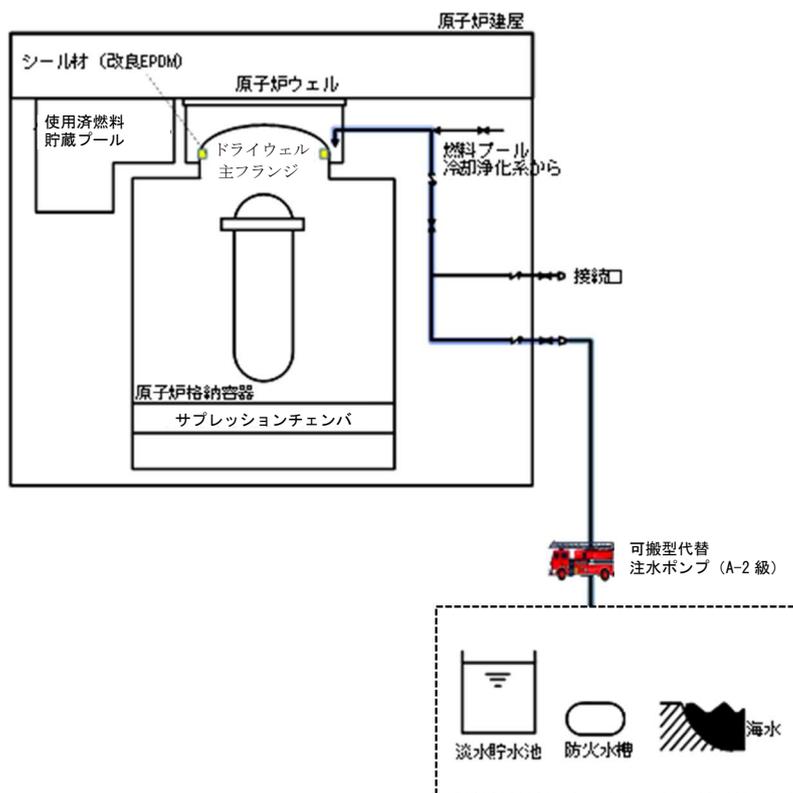


図3 格納容器頂部注水系の系統概要図

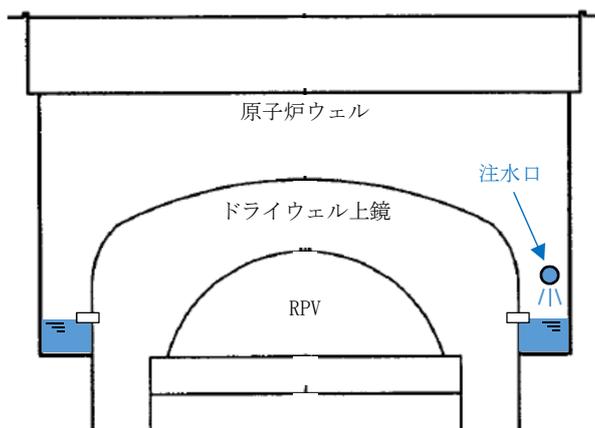


図4 格納容器頂部注水系注水口の設置位置

(2) 評価結果

別添1の評価結果，本評価結果の比較を表2に示す。また，別添1の評価結果を図5に，本評価結果を図6に示す。

表2 開口量評価結果の比較

項目	別添1の評価結果	本評価結果
内側ガスケット 開口量 (2Pd時)	1.11 mm	1.06 mm
外側ガスケット 開口量 (2Pd時)	0.87 mm	0.82 mm



図5 ドライウェル主フランジの開口量評価結果 (別添1の評価結果)

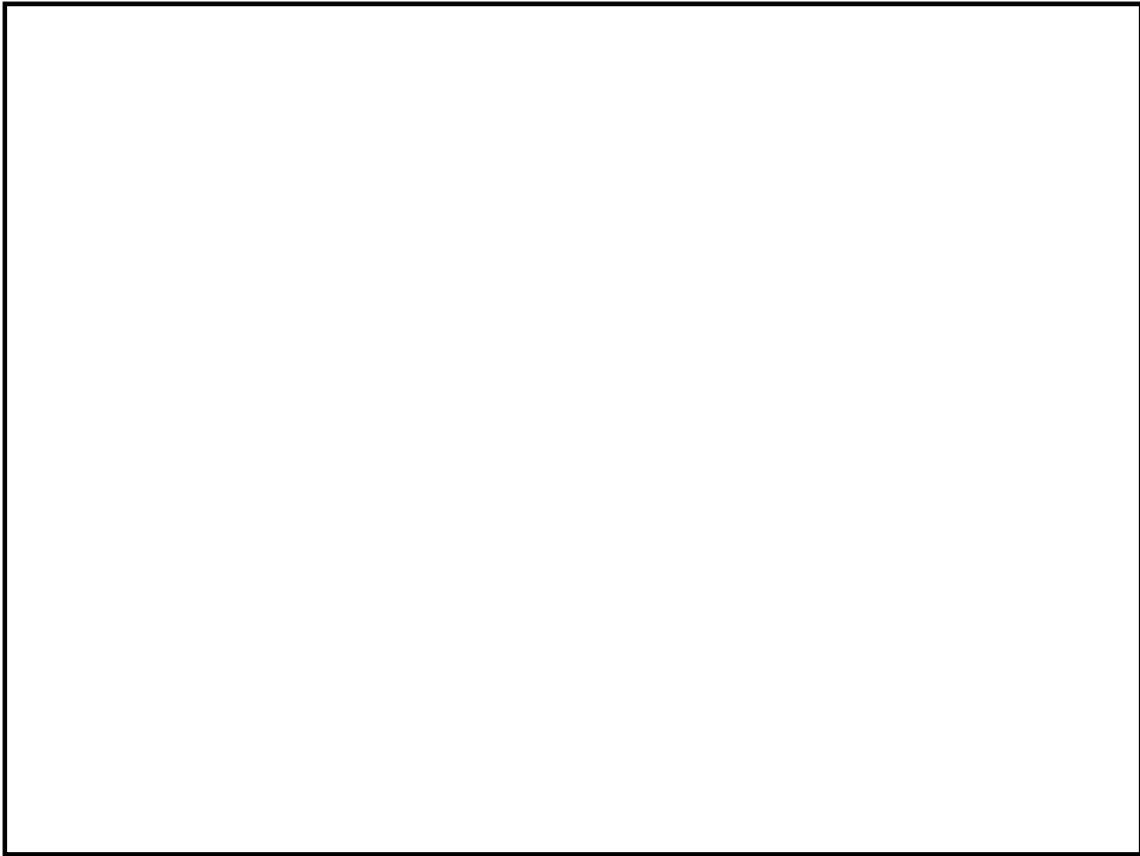


図6 ドライウェル主フランジの開口量評価結果（温度分布を考慮する場合）

表2のとおり、別添1の評価結果（一様200℃条件での評価結果）に比べて、温度分布を考慮した本評価結果の方が、開口量が小さい値となった。

これは、ドライウェル主フランジの下側が低温で熱膨張量が小さく、上側が高温で熱膨張量が大きくなり、ボルト締結部を支点としてフランジが閉じる方向に作用するため、開口量が小さい値になったものと推定される。

以上より、温度分布を考慮した場合においても開口量及びシール機能への影響はないことを確認した。

3. まとめ

重大事故等時にドライウェル上鏡部に局所的な温度分布が形成されることはないと考えられるが、仮に局所的な温度分布が形成されることを想定した条件においてドライウェル主フランジの開口量評価を実施した結果、別添1で説明している一様200℃条件での開口量に比べて小さい開口量となった。

以上より、温度分布を考慮した場合においても開口量及びシール機能への影響はないことを確認した。