

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 6 号機で使用する黒鉛製シール材の仕様例を表 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 原子炉格納容器隔離弁に使用する黒鉛製シール材の仕様例

対象部位	仕様		
	耐熱温度	耐圧性	耐放射線性
原子炉格納容器隔離弁	400℃ ^{*1}	77.6MPa ^{*1}	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、実施したドライウエ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、ドライウエ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、フランジが開口しても、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、ドライウエ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エ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、同時にドライウエ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エ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。

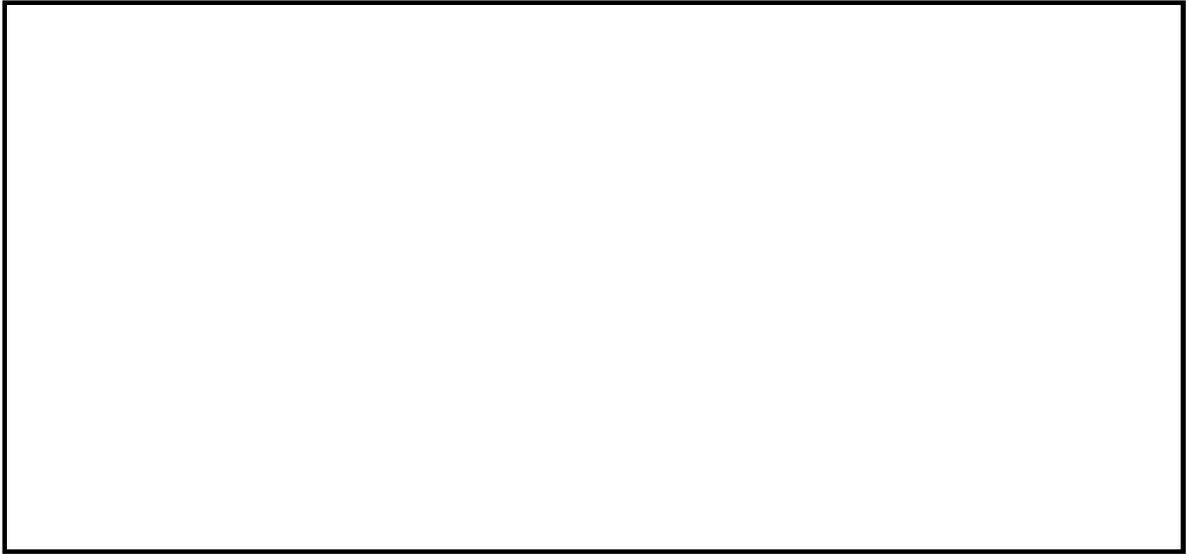


図1 ドライウェル主フランジ部の解析モデル

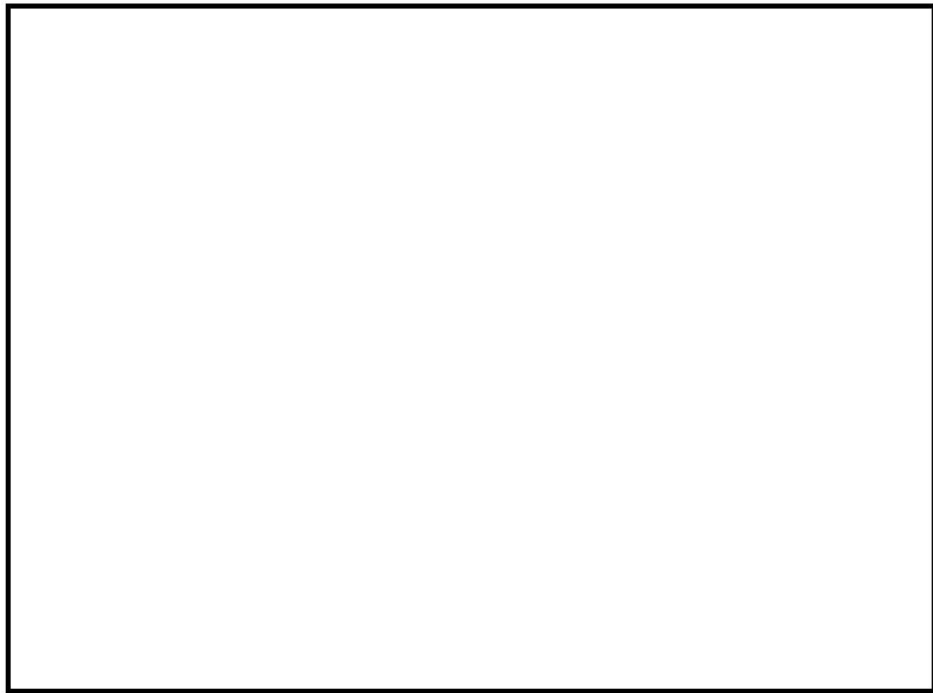


図2 ドライウェル主フランジ部における圧力-開口量の関係

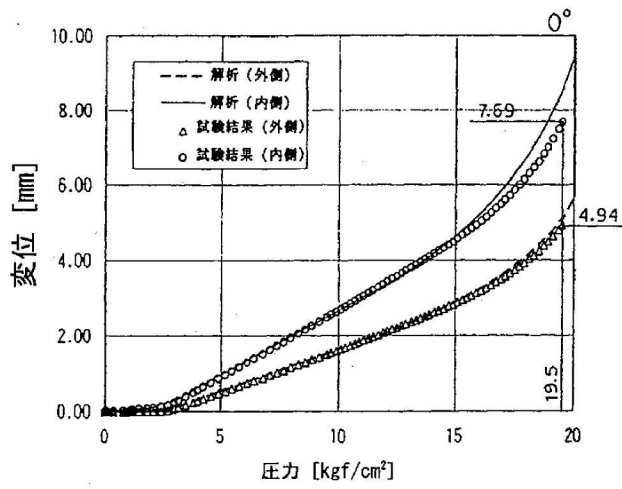


図3 NUPEC 機器搬入用ハッチフランジの圧力-開口量関係

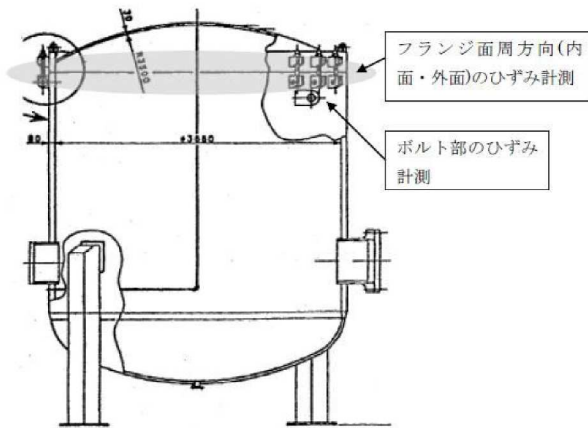


図4 NUPEC ハッチモデル試験体

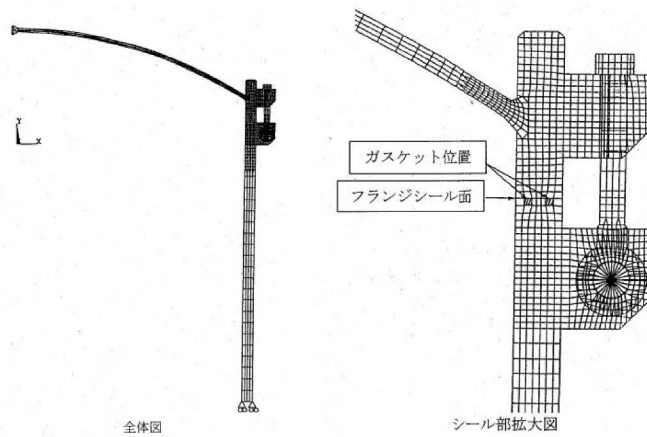


図5 NUPEC ハッチモデル試験解析モデル

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): 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、ドライウエ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*
ドライウエル主フランジ	内側	1.35		
	外側	1.06		
上部ドライウエル機器搬入用ハッチ	内側	0.74		
	外側	0.58		
下部ドライウエル機器搬入用ハッチ	内側	0.75		
	外側	0.62		
サプレッションチェンバ出入口	内側	0.87		
	外側	0.68		
所員用エアロック				
閉止フランジ (ISI 用ハッチ)				

注記*：許容値/開口量

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

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。

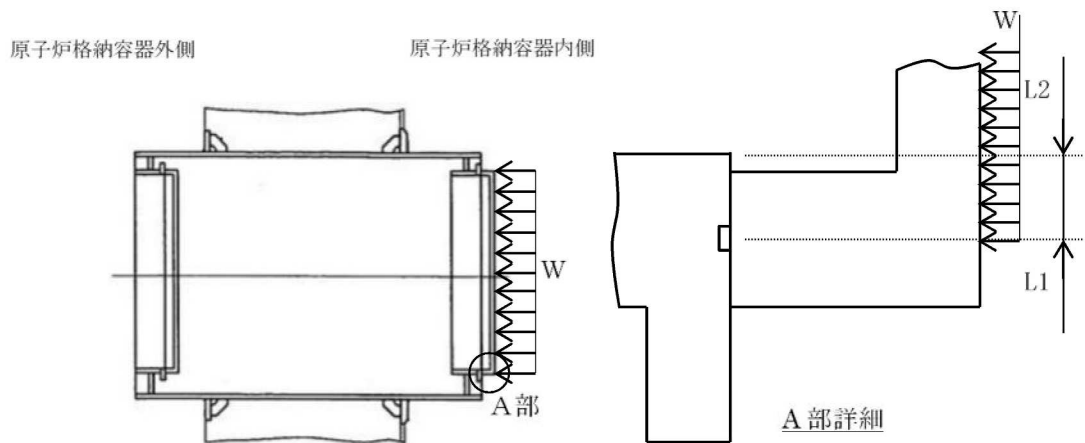


図1 所員用エアロックのシール部構造

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6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 を評価した結果、 mm 程度であり、ガスケット幅 mm と比較しても十分小さく無視できる。

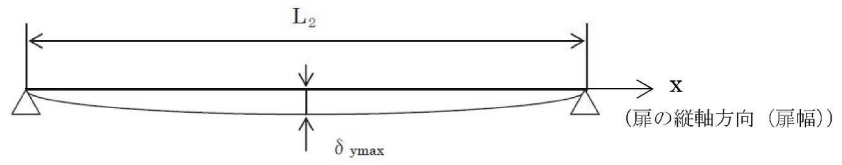
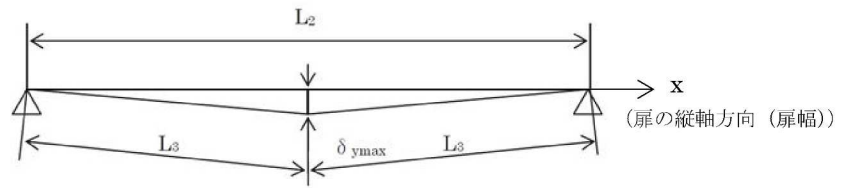


図2 2点支持はりモデル



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

上記で示した扉の軸方向への変位量 $\delta x = \square$ 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と同じ \square mm であった。

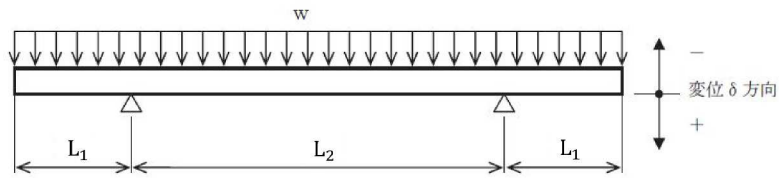


図4 2点支持はりモデル

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

$$= \square \text{ mm}$$

w	扉に加わる荷重(N/mm) (= (2Pd+95kPa) × 幅 \square mm)	
L ₁	支点からシール部までの長さ (mm)	
L ₂	支持点間の長さ (mm)	
E	縦弾性係数 (MPa)	191,000
I	断面二次モーメント (mm ⁴)	9.357 × 10 ⁷
δ	変位量 (mm)	\square

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十分小さいものとする。

表 1 試験フロー及び試験内容

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" value="□"/> 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。

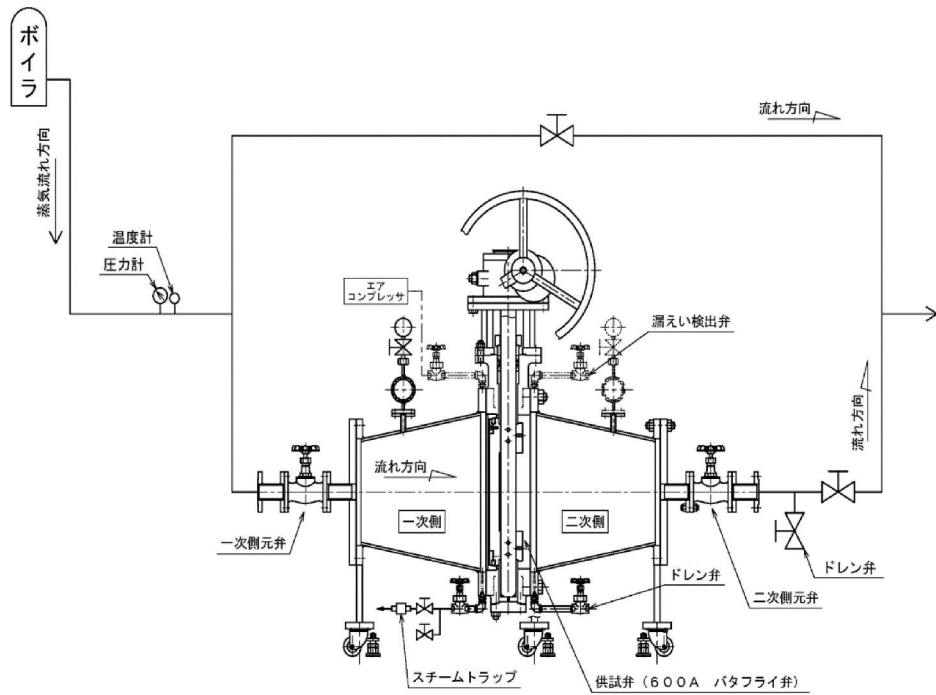


図1 蒸気通気試験装置概要図

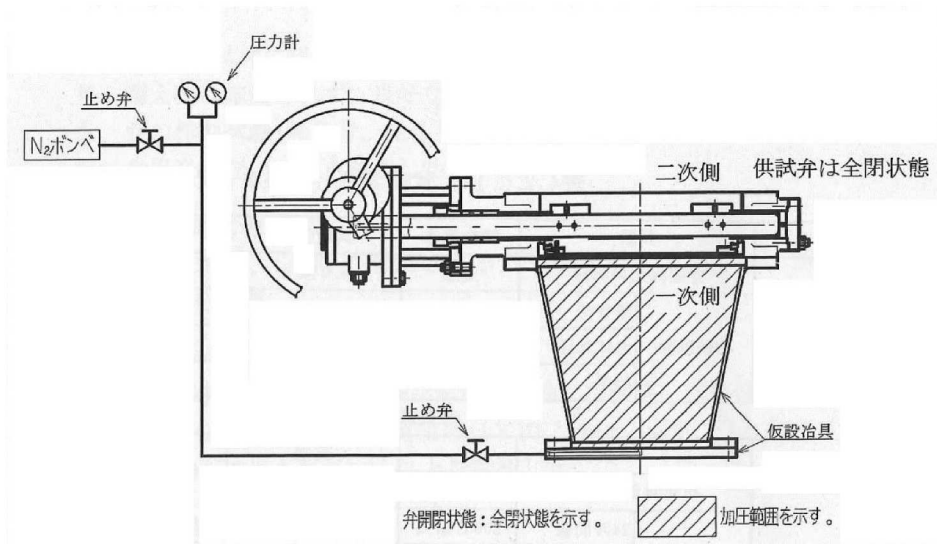


図2 常温弁座漏えい試験概要図

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	□ 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。

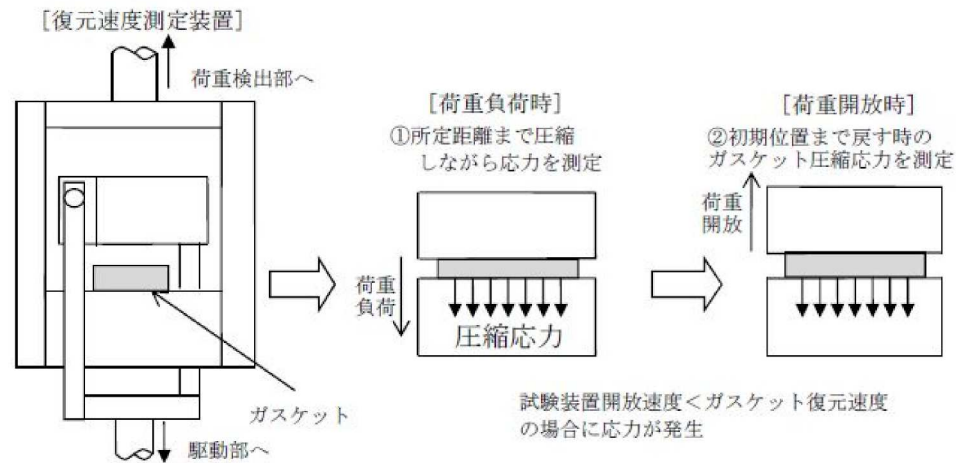


図1 復元速度測定試験の概要

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)

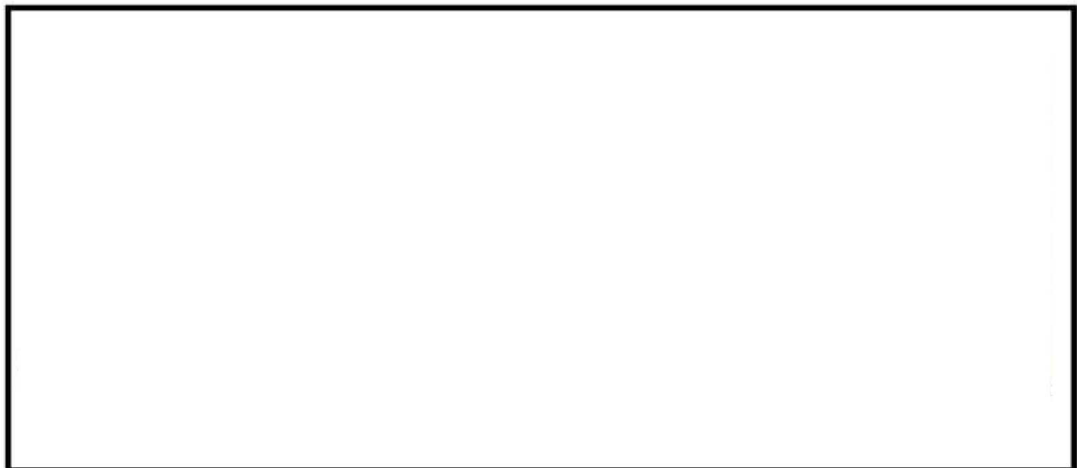


図2 一定復元速度下で測定した改良EPDM製シール材の圧縮応力

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、更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）

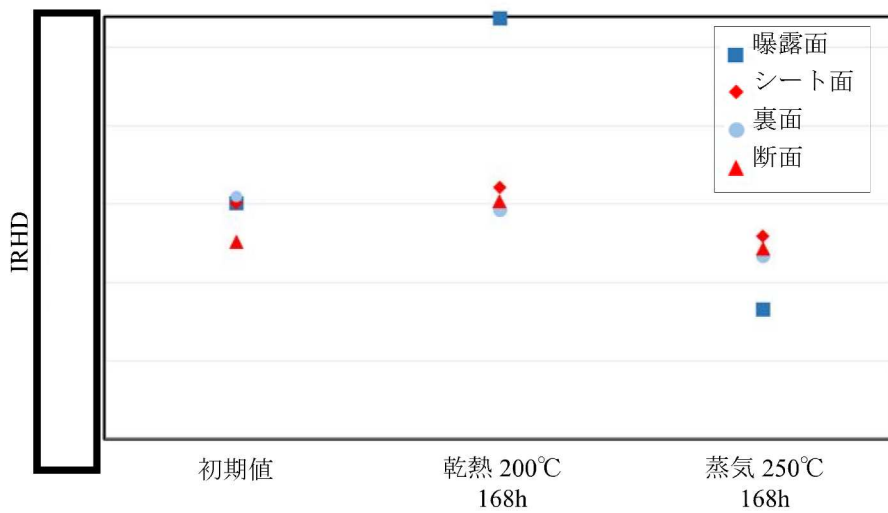


図4 硬さ測定結果

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℃ (168h)	3 個
2	改良 EPDM	1MGy	蒸気	200℃ (168h) + 150℃ (168h)	3 個

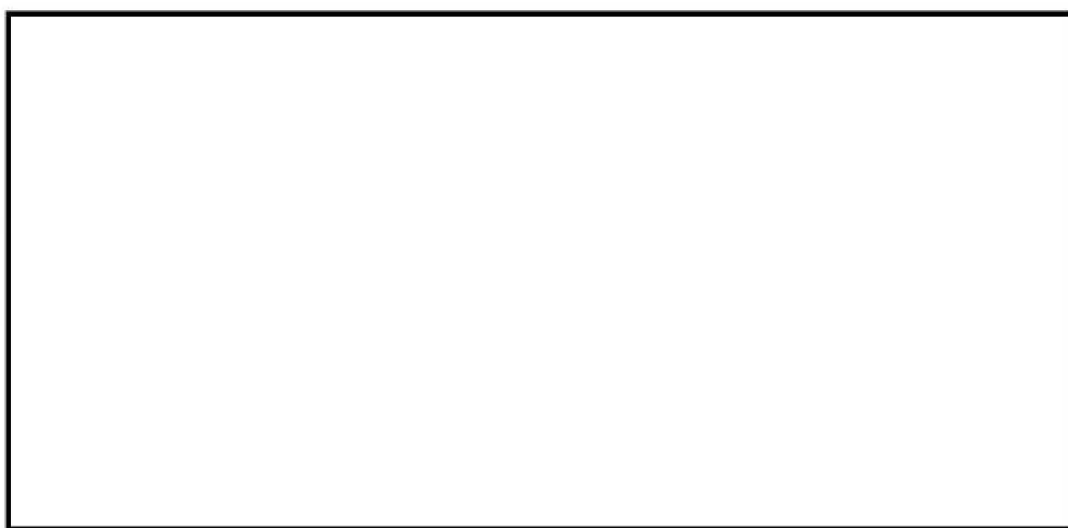


図 5 復元速度測定試験 (試験数 : 各 3)

(劣化条件<ケース 1> : 放射線照射量 1MGy, 暴露温度 200℃, 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

荷重	発生応力			供用状態Cにおける 許容限界値 (MPa)	
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	201	
			背面	-201	
	フランジの半径方向応力	σ_R	接触面	3	
			背面	-6	
	フランジの周方向応力	σ_T	接触面	41	
			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	100	
			外面	34	
	円筒胴のフランジとの結合部 の周方向応力	σ_{H2}	内面	70	
			外面	50	
組み合せ応力	$(\sigma_H^* + \sigma'_R)/2$		151		
	$(\sigma_H^* + \sigma_T)/2$		71		
平均引張応力				353	

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)	101

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)	91

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)	139

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、VI-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VI-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 及び表 6 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)	187

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)	216

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+SBO）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

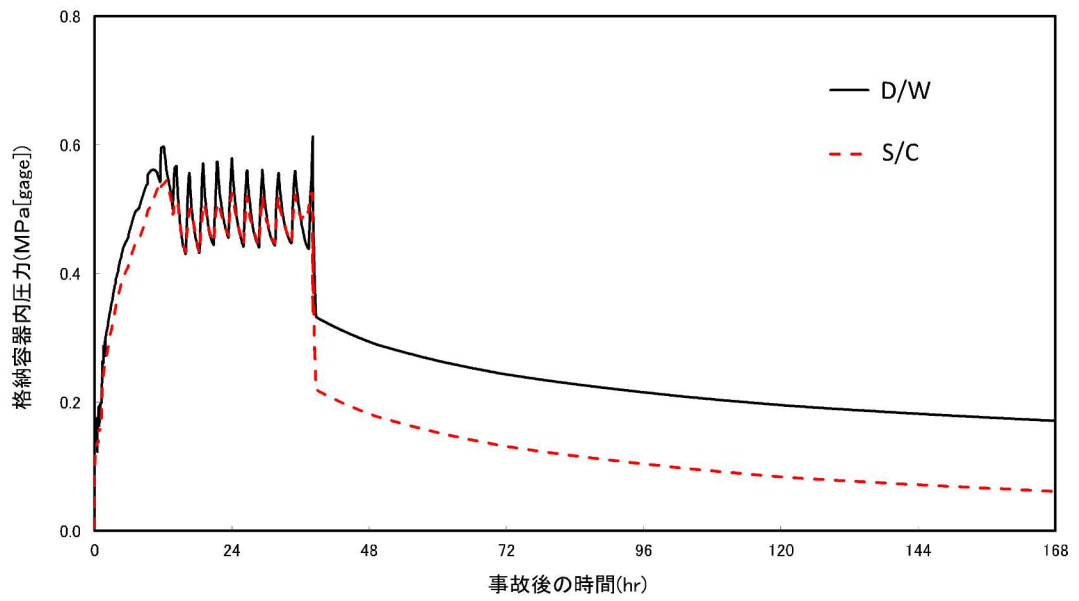


図1 原子炉格納容器圧力（大 LOCA+ECCS 機能喪失+SBO）

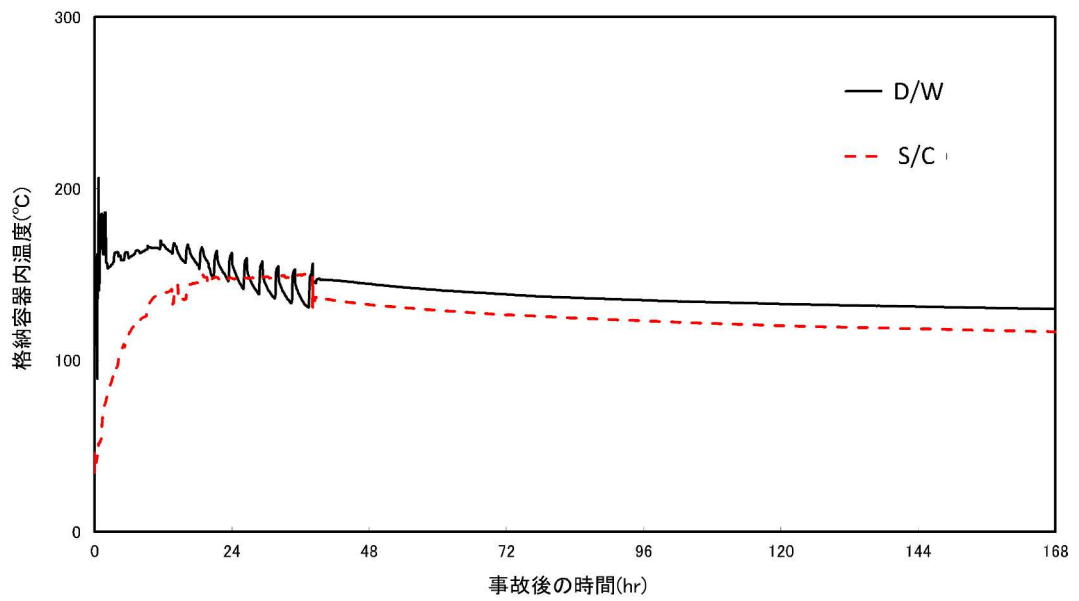


図2 原子炉格納容器温度（大 LOCA+ECCS 機能喪失+SBO）

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。

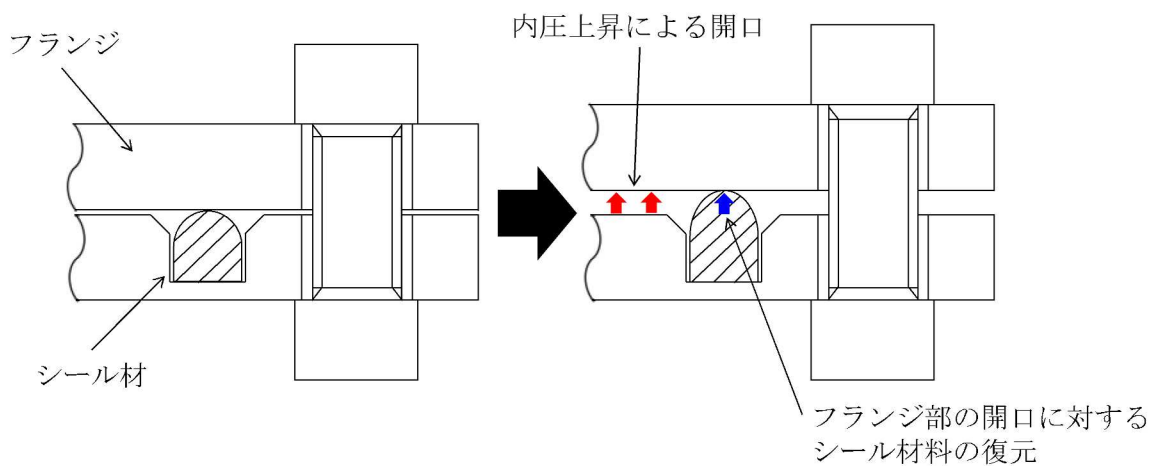


図3 シール部の機能維持確認の模式図

表2 原子炉格納容器圧力と開口量の関係

フランジ部位		代替循環冷却運転 ケースの168h時 (0.21MPa)	2Pd (0.62MPa)
ドライウエル主フランジ	内側	mm	1.35 mm
	外側	mm	1.06 mm
上部ドライウエル 機器搬入用ハッチ	内側	mm	0.74 mm
	外側	mm	0.58 mm
下部ドライウエル 機器搬入用ハッチ	内側	mm	0.75 mm
	外側	mm	0.62 mm
サプレッションチェンバ出入口	内側	mm	0.87 mm
	外側	mm	0.68 mm

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 \square %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。

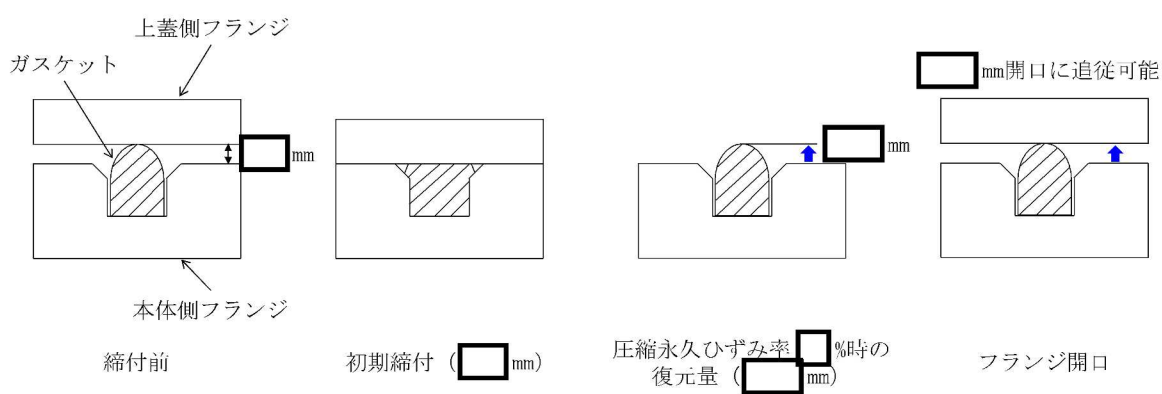


図 4 圧縮永久ひずみ率 \square %時のシール材復元量とフランジ開口量

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。

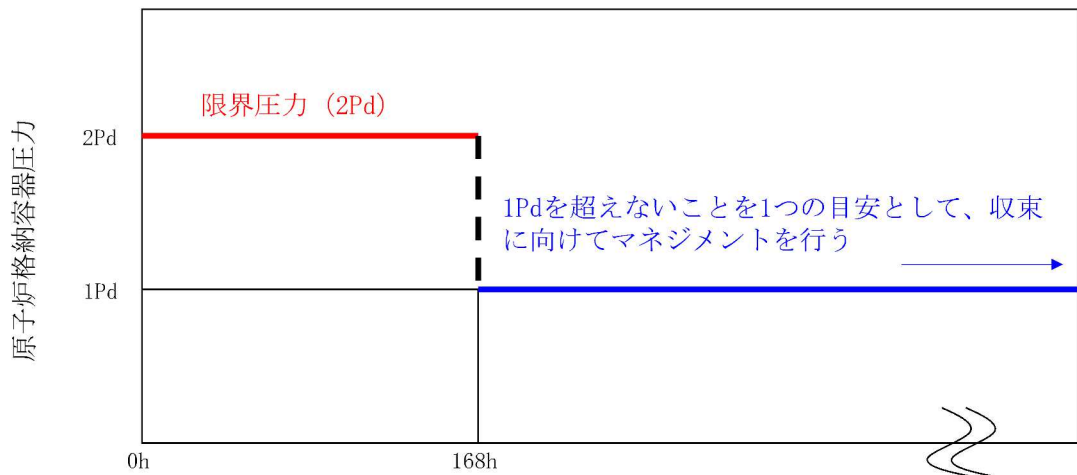


図5 原子炉格納容器圧力の168時間以降の考え方

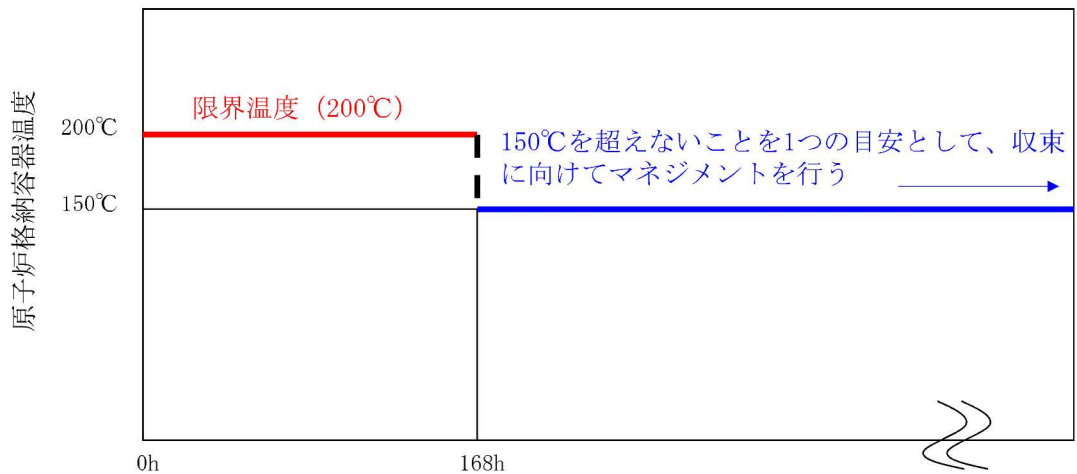


図6 原子炉格納容器温度の168時間以降の考え方

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、設計及び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。なお、設置許可時条件として示すのは、柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機における評価条件である。

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プレッ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 (柏崎刈羽原子力発電所第7号機)	今回条件 (柏崎刈羽原子力発電所第6号機)	変更理由
解析コード	FINAS VERSION 20.1	ABAQUS R2017x	設計及び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：16954 ・要素数：12768	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	設計及び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 : []	変更なし（設計方針による差異）
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 (柏崎刈羽原子力発電所第7号機)	今回条件 (柏崎刈羽原子力発電所第6号機)	変更理由
解析コード	FINAS VERSION 21.0	ABAQUS R2017x	設計及び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：6786 ・要素数：4884	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（設計方針による差異）
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（下部ドライウエ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	下部ドライウエル機器搬入用ハッチ (柏崎刈羽原子力発電所第6号機)	サブプレッションチェンバ出入口 (柏崎刈羽原子力発電所第6号機)	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：8731 ・要素数：6535	・節点数：6901 ・要素数：5003	
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	下部ドライウエ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。

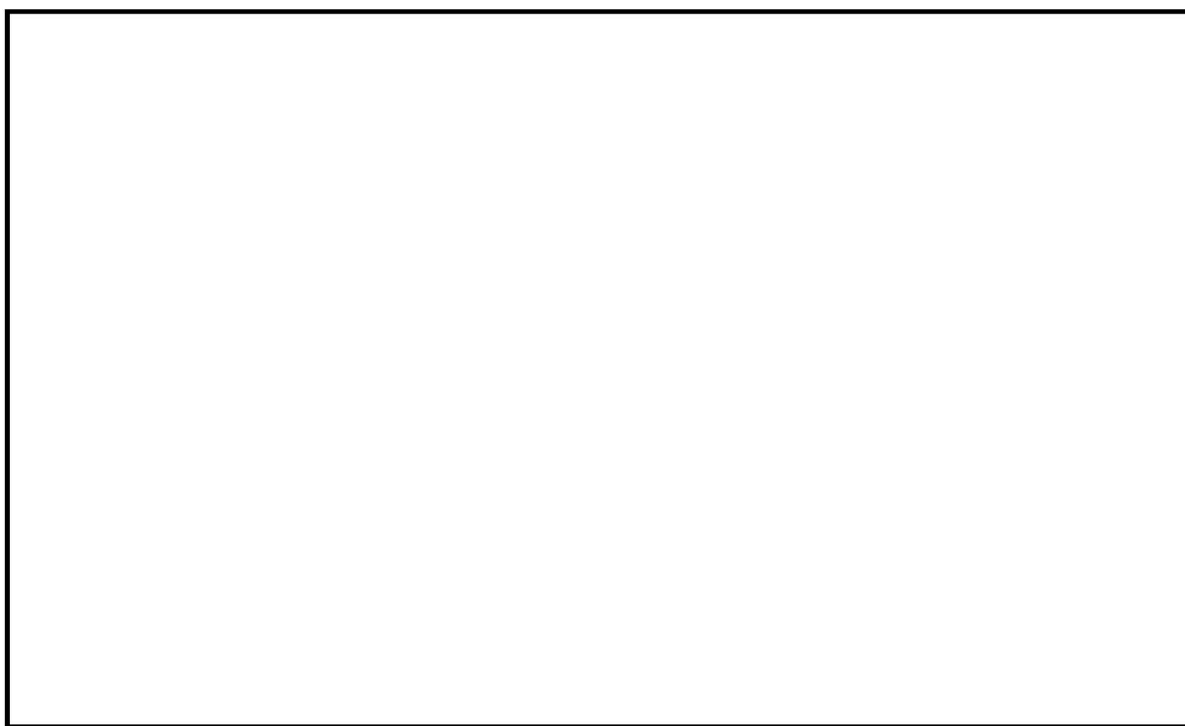


図 1 応力コンター図及び変形図 (ドライウェル主フランジ)

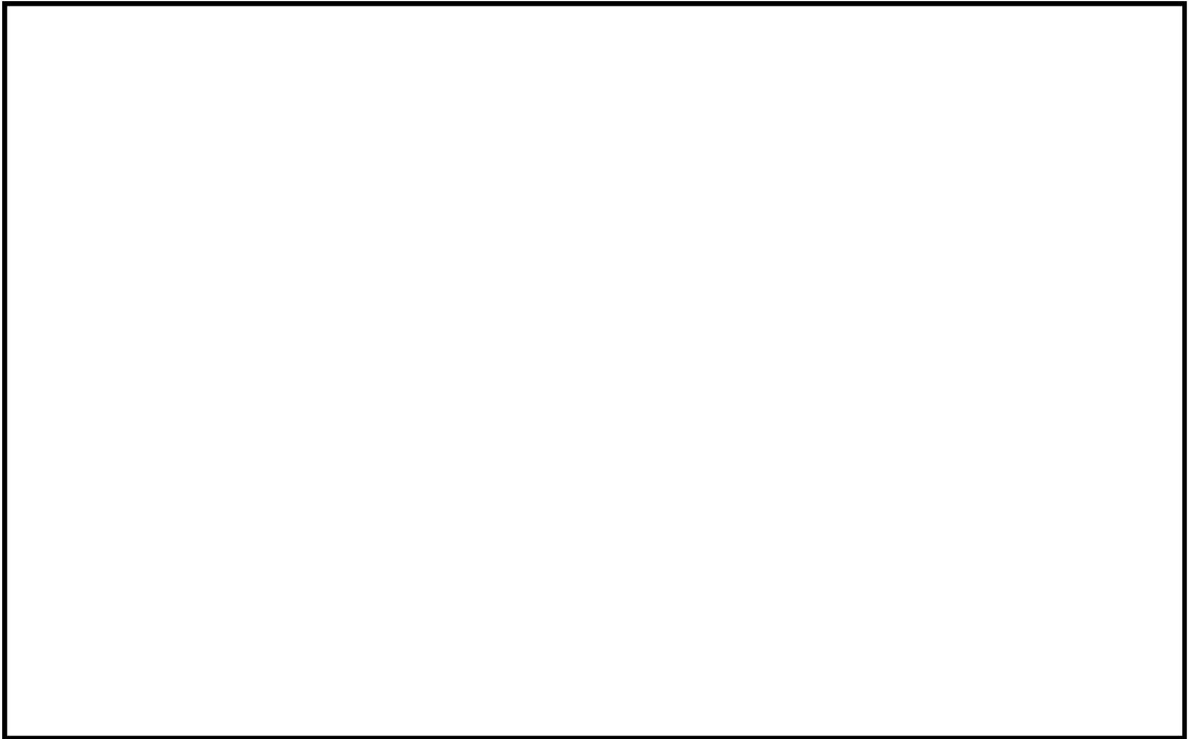


図 2 応力コンター図及び変形図（上部ドライウェル機器搬入用ハッチ）

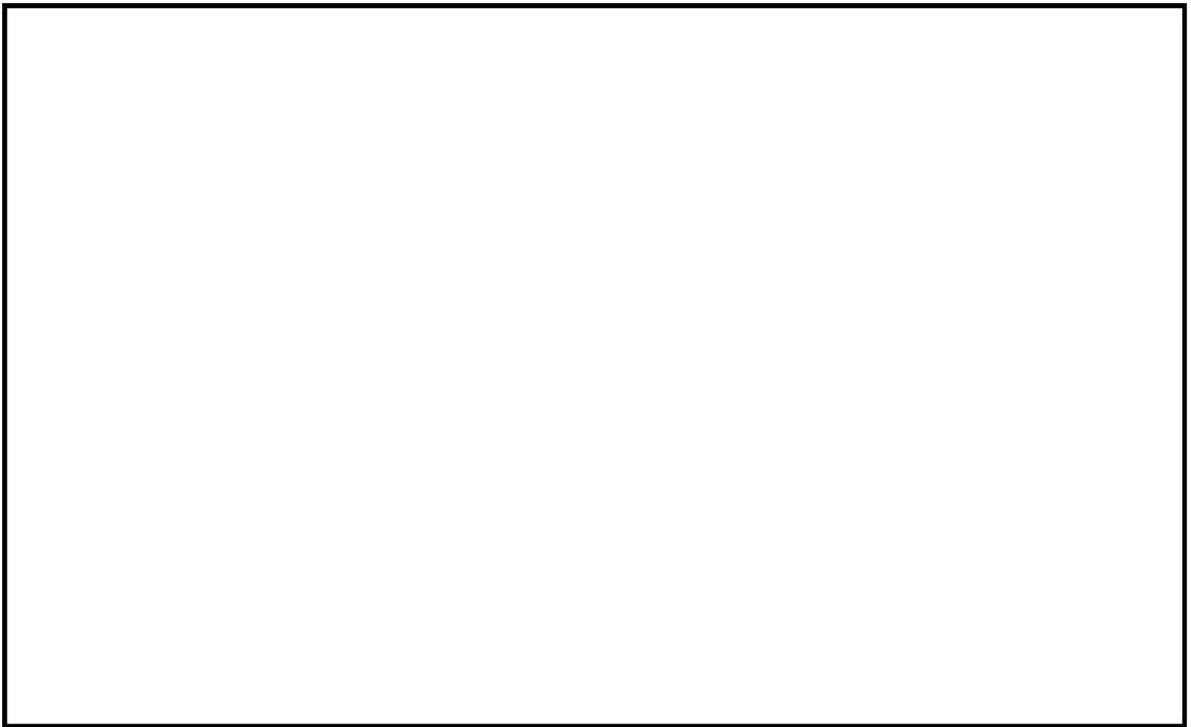


図 3 応力コンター図及び変形図（下部ドライウェル機器搬入用ハッチ）

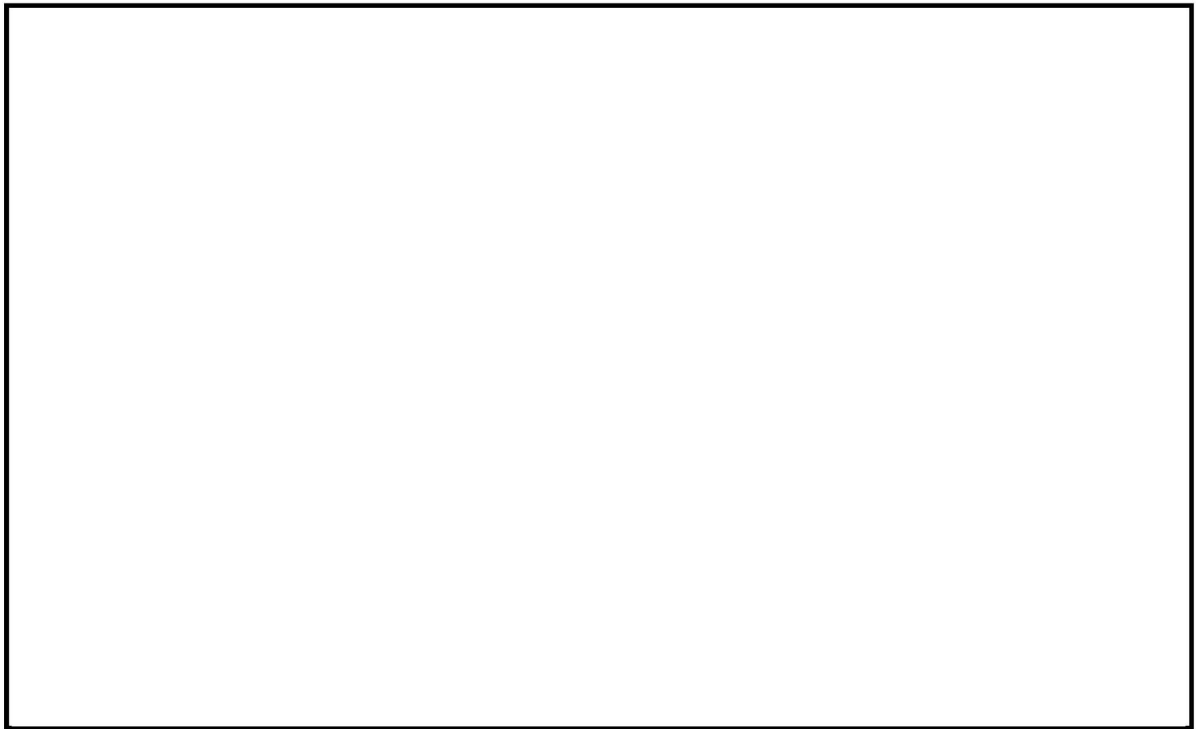


図4 応力コンター図及び変形図 (サブプレッションチェンバ出入口)

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

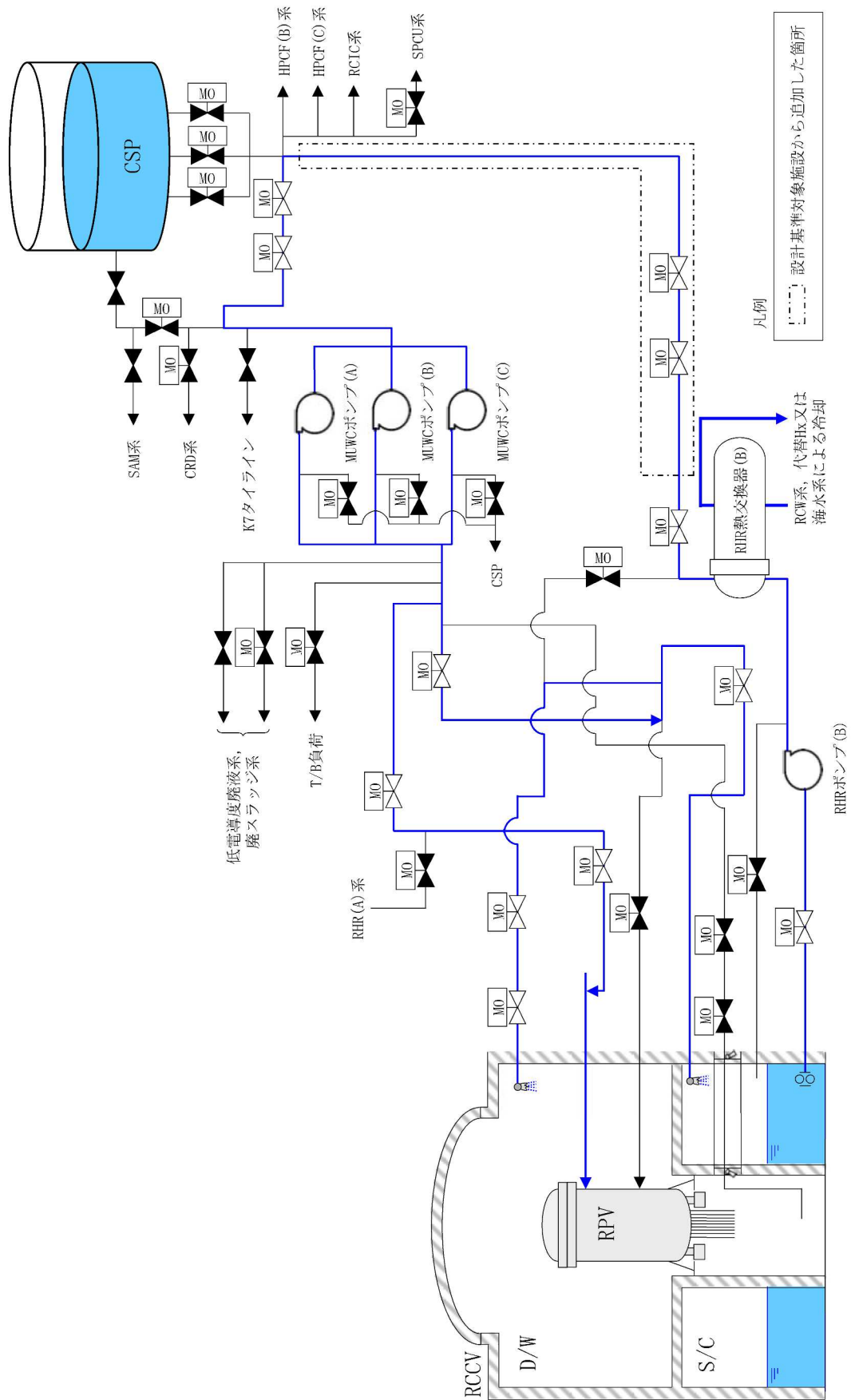
型式：横置 U 字管式

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



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、代替循環冷却系（復水移送ポンプ）に期待する評価シーケンスのうち、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 158℃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。

代替原子炉補機冷却系流量： m³/h

復水移送ポンプ流量： m³/h/台×2 台

海水温度：30.0℃

S/P 水温：158℃

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 69.6℃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。

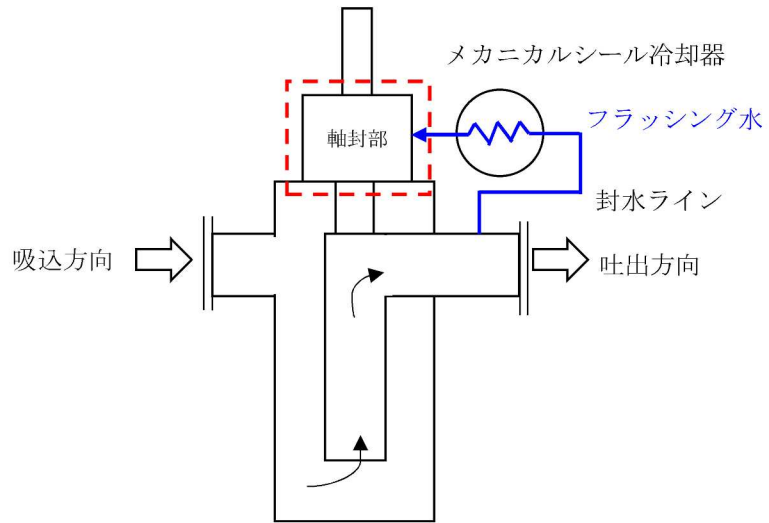


図2 残留熱除去系ポンプ 概要図

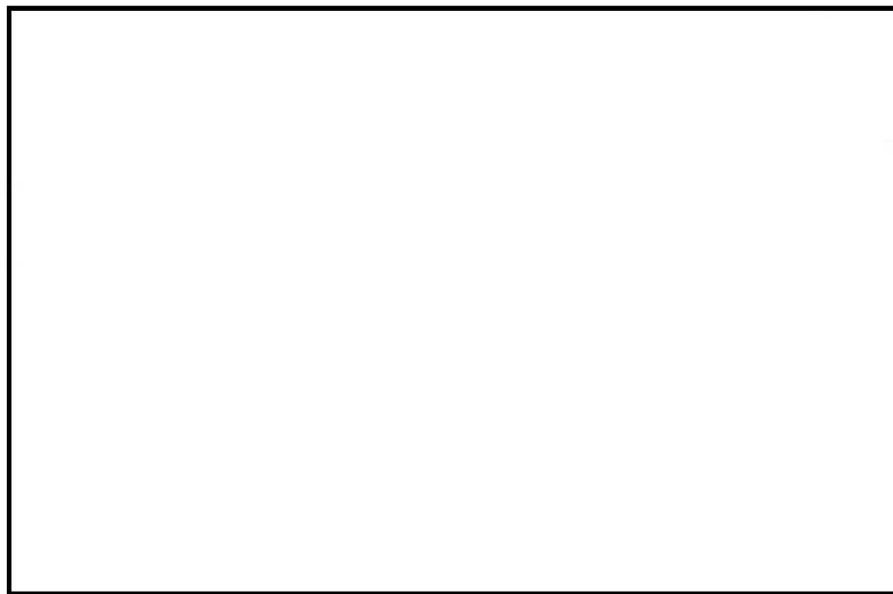


図3 残留熱除去系ポンプメカニカルシール 構造図

(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（本体内部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69.6℃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（ m³/h）を保守的に切り上げし、 m³/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。

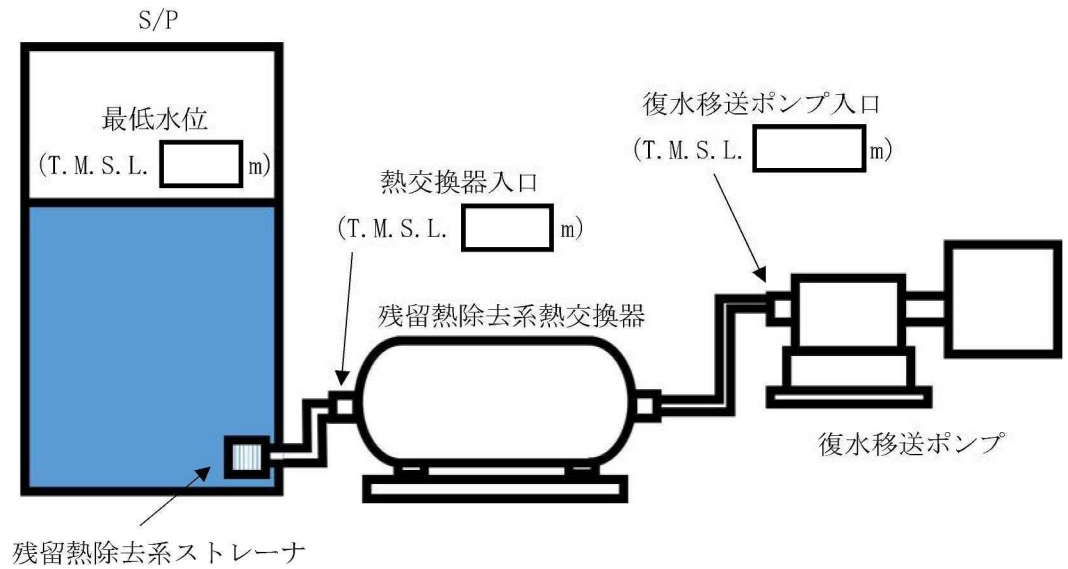


図1 復水移送ポンプの吸込側配管 概要図

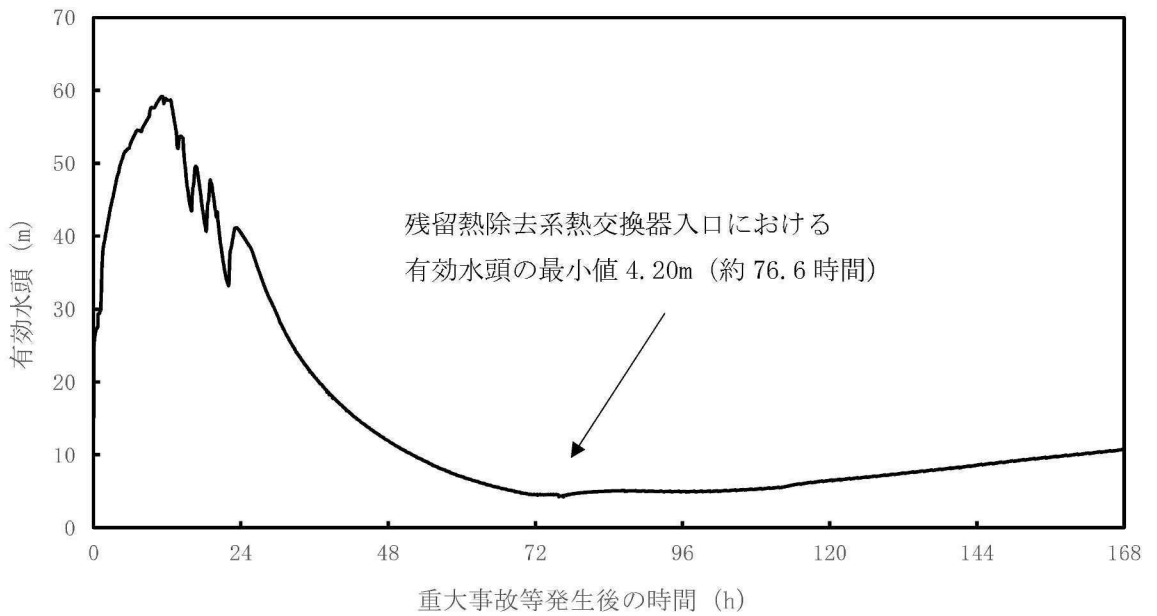


図2 残留熱除去系熱交換器入口配管内における有効水頭の推移
(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)
(代替循環冷却系を使用する場合))

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	4.20

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)

残留熱除去系熱交換器入口		
記載内容		根拠
項目	値 (m)	
H ₀ : 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ブプレッションチェーンバ圧力 (ゲージ圧力) の時刻歴に基づく絶対圧力を設定する。
H ₂ : 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. : <input type="text"/> m (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*で運転することを想定する。</p> <p>この場合、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* : 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等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等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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● ストレーナ本体部圧損 : <input type="text"/> m

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 style="text-align: center;">[]</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 [] 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： [] m ([] m) ●繊維質*、粒子状の異物による圧損上昇： [] m ●化学影響生成異物による圧損上昇： [] m <p>合計値である [] m としている。</p> <p>注記*：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、評価条件が保守的となるように、0.3mm 厚さ相当の繊維質を考慮し、NUREG/CR-6224 式より算出している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・繊維質異物及び粒子状の異物付着による圧損 $\frac{\Delta H}{\Delta L_0} = 1.019 \times 10^{-4} \left[3.5 S_V^2 (1 - \epsilon_m)^{1.5} \{ 1 + 57 (1 - \epsilon_m)^3 \} \mu U + 0.66 S_V \frac{(1 - \epsilon_m)}{\epsilon_m} \rho_w U^2 \right] \left(\frac{\Delta L_m}{\Delta L_0} \right)$ <p>$\Delta H = []$ (m)</p> <p>ここで、</p> <p>$\Delta L_0 = 0.0003$ (m), $S_V = []$ (m⁻¹), $\epsilon_m = []$ (-), $\mu = []$ (kg/(m·s)) (評価温度 [] °C), $U = []$ (m/s), $\rho_w = []$ (kg/m³) (評価温度 [] °C), $\Delta L_m = 0.0003$ (m)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・化学影響生成異物の付着による圧損 <p>$h_3 = h_2 - h_1 = [] - [] = []$ (m)</p> <p>ここで、</p> <p>h_1: A100H 投入直前の圧損 = [] (m), h_2: A100H 投入が完了し静定後の圧損 = [] (m), h_3: 化学影響生成異物 (A100H) の付着による圧損上昇 (m)</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。

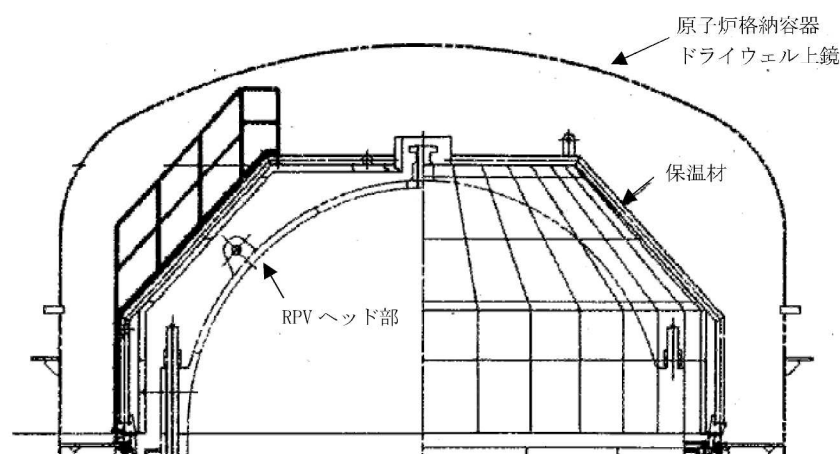


図 1 RPV ヘッド部の保温材概要図

3. 開口量評価への影響確認

上記2. に示したとおり，ドライウエ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エ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で示したドライウエ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エルに，ドライウエ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
ドライウエル上鏡部 温度	200℃	ドライウエル上鏡：200℃， ドライウエル主フランジ 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℃

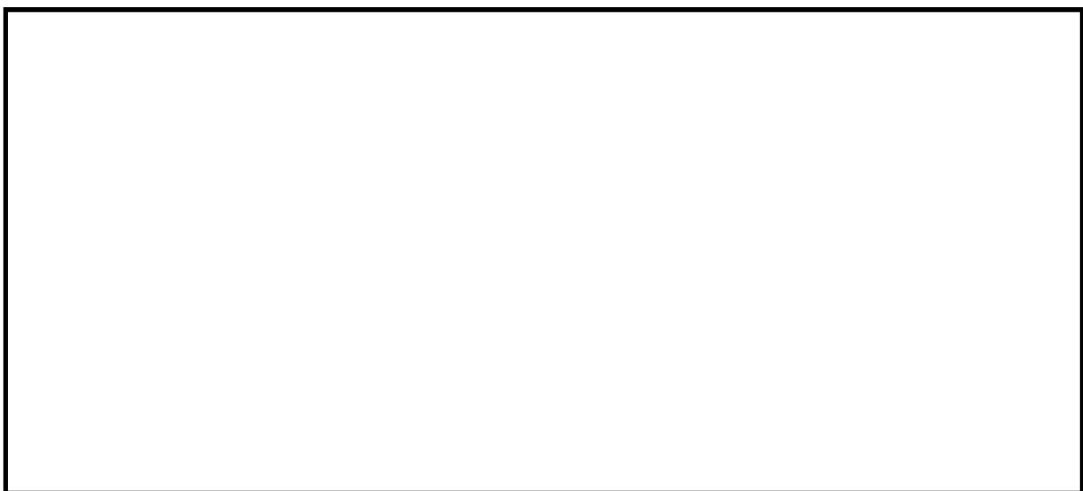


図2 開口量評価条件（ドライウエル主フランジの解析モデル）

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。

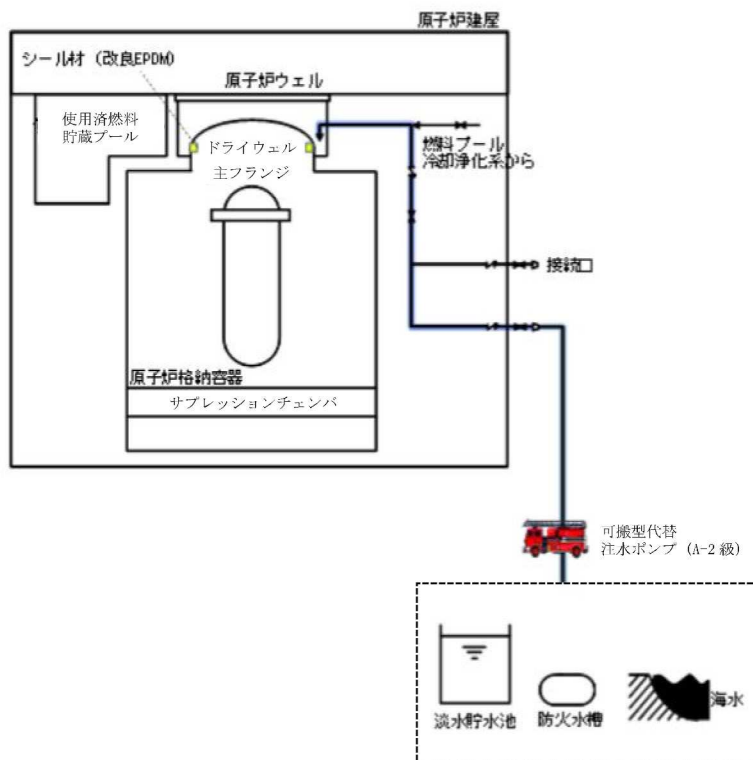


図3 格納容器頂部注水系の系統概要図

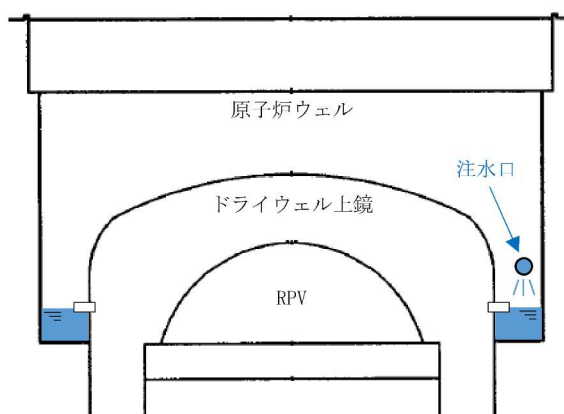


図4 格納容器頂部注水系注水口の設置位置

(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)	1.35 mm	1.36 mm
外側ガスケット 開口量 (2Pd 時)	1.06 mm	1.06 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は同等の値となった。

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。

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℃条件での開口量と同等の開口量となった。

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。