

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

原子炉格納容器の限界温度・限界圧力
に関する評価結果について
(指摘事項に対する回答)

平成27年8月

東京電力株式会社

No	審査会合コメント	項目
1	部位毎の評価において、時間条件付きで健全性を確認した場合はそれを明示すること。	限界温度圧力の考え方
2	200℃、2Pdの適用可能時間を過ぎてから用いる限界圧力・温度を、考え方を含めて示すこと。	
3	改良 EPDM の試験条件がシビアアクシデント環境を適切に模擬できていることを説明すること。	シール材強化 (1)
4	シール材が運転中の環境（放射線量，温度）を考慮しても SA 時に問題ないことを示すこと。	
5	改良 EPDM の試験等が縮小モデルで行われているが，縮小モデルの試験結果を実機に適用できることを示すこと。	
6	負荷がかかっている状態でオートクレーブの試験ができているということを説明すること。	
7	当初の設計になかったバックアップシール材を付けることによる悪影響がないか説明すること。	シール材強化 (2)
8	バックアップシール材を塗らなかった場合の突起のシール材への押し込み深さ及びバックアップシール材を塗った場合のシール材の厚みを定量的に説明すること。	
9	自社研のデータを採用している場合は，第三者レビューなり，客観的な妥当性を説明すること。また，改良 EPDM の圧縮永久ひずみ試験に関する文献等を示すこと。	
10	1F 事故時の PCV トップヘッドフランジのシール性に関し，圧力（実測値）と温度（解析結果）だけではなく，周辺の空間線量の変化も考慮して説明すること。	
11	エアロック扉のシール性について，原子炉格納容器の内圧による扉の変形（たわみ等）による変形支点の変位も考慮して説明すること。	エアロック
12	エアロックに電線貫通部があるか説明すること	
13	黒鉛製のシール材の温度，圧力の評価を説明すること	

No	審査会合コメント	項目
14	解析でどこまでの部分をカバーしているなど評価範囲を説明すること	構造評価
15	配管貫通部の代表性について、様々な破損・変形様式を考慮しても、L/D の厳しいものを選定することが妥当であることを説明すること	
16	PCV 隔離弁の評価対象弁の抽出について、適切な抽出フローを示し、説明すること。	
17	200℃、2Pd によりフランジに永久変形が生じないことを示すこと。	
18	原子炉格納容器においてどの順でリークが始まるのかを判断するため、部位毎の余裕を評価すること。	
19	格納容器の機能喪失の検出の考え方を整理して説明すること。	その他
20	TIP の爆破弁の構造と信頼性をどのように確認しているか説明すること。	
21	ベローズの評価において、1山あたりの吸収すべき変位量がベローズの山間ピッチを超えている場合の考え方を示すこと。	(対象外) RCCV にはベローズ構造が存在しないため
22	電気配線貫通部のシール性能評価については、冷却材喪失事故時の環境試験結果と既往の電共研 (S63/3) 試験結果に基づくアレニウス則評価の位置付けを明確に説明すること。また、アレニウス則による評価については、有機物の活性化エネルギーを含め評価方法を説明すること。	(対象外) アレニウス則評価は使用していないため
23	PEEK 材の適用箇所の概略と劣化時に予想される挙動を説明すること。	(対象外) PEEK 材は使用していないため

No.1	部位毎の評価において、時間条件付きで健全性を確認した場合はそれを明示すること
------	--

【回答 1】

原子炉格納容器限界温度・圧力の評価については、表 1-1 に示す部位をそれぞれ評価している。そのうちシール材を使用している原子炉格納容器バウンダリ箇所の評価については、福島原子力事故の知見も踏まえ、原子炉格納容器温度（200℃）による劣化を考慮して評価すべきと考えており、シール部については時間条件付きで健全性を確認している。なお当社は、シール材は 200℃を 7 日間経験した後も 2Pd における閉じ込め機能を確認することで、重大事故時等におけるシール機能が健全であると判断している。表 1-1 に時間条件付きで健全性を確認した部位について明示する。

表 1-1 格納容器評価対象（時間条件付きで健全性を確認する部位）

評価対象部位		想定される機能喪失要因	評価方法の概要	時間条件付の確認
①	原子炉格納容器本体 (コンクリート部)	曲げせん断破壊	NUPEC で実施された有限要素法を用いた弾塑性解析により、200℃条件下で、コンクリート部の内圧に対する耐圧性状を確認	—
②	原子炉格納容器本体 (ライナ部)	延性破壊	NUPEC で実施された有限要素法を用いた歪み評価をもとに、ライナ部破損圧力を評価	—
③	トップヘッドフランジ	延性破壊	設計・建設規格の評価式に準拠し 200℃、2Pd において応力評価を行い、許容応力を 200℃における 2/3Su として評価	—
			NUPEC で実施された 1/10 スケールモデル試験体を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価	—
		変形・高温劣化 (シール部)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	○
④	ハッチ類 (機器搬入用ハッチ等)	延性破壊	設計・建設規格の評価式に準拠し 200℃、2Pd において応力評価を行い、許容応力を 200℃における 2/3Su として評価	—
			NUPEC で実施されたハッチモデル試験体を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価	—
		変形・高温劣化 (シール部)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	○
⑤	エアロック	延性破壊	設計・建設規格の評価式に準拠し 200℃、2Pd において応力評価を行い、許容応力を 200℃における 2/3Su として評価	—
			シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	○

⑥	配管貫通部（貫通配管）	延性破壊	代表配管について，原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を，設計・建設規格 PPC-3530 に準拠し，既工事計画認可申請書で実績ある手法で評価を実施	—
	配管貫通部（スリーブ，端板，閉止板，閉止フランジ）	延性破壊	代表配管について，設計・建設規格 PVE-3410, 3610 に準拠し，必要板厚を算定	—
	配管貫通部（閉止フランジ）	変形・高温劣化（シール部）	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	○
⑦	電気配線貫通部	延性破壊	代表貫通部について，設計・建設規格 PVE-3230 に準拠し，必要板厚を算定	—
		変形・高温劣化（シール部）	電共研，NUPEC で実施された電気配線貫通部のモデル試験体を用いた気密性能確認結果に基づき限界圧力・温度を評価	○
⑧	原子炉格納容器隔離弁	変形・高温劣化（シール部）	シール部について試験結果に基づき評価	○

No.2	200℃, 2Pd の適用可能時間を過ぎてから用いる限界圧力・温度を, 考え方を含めて示すこと。
------	--

【回答 2】

有効性評価における格納容器限界温度・圧力は 200℃, 2Pd と設定しており, コメント No.1 で示した通り, 200℃, 2Pd について時間経過を考慮した評価が必要な部位はシール部と考えている。このため, シール部については, 200℃, 2Pd の状態が 7 日間 (168 時間) 継続した場合でもシール機能に影響ないことを確認することで, 限界温度・圧力における格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。

また, 7 日間 (168 時間) 以降については, 有効性評価の代表シナリオ (大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失) を確認したところ, 表 2-1 で示す通り, 格納容器圧力については, ベント操作を実施した場合, 代替循環冷却系を運転した場合に関わらず圧力は低くなっており, 格納容器温度については 150℃を下回っている (図 2-1~2-2 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 2-1 事故発生後の経過時間と格納容器圧力・温度の関係

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

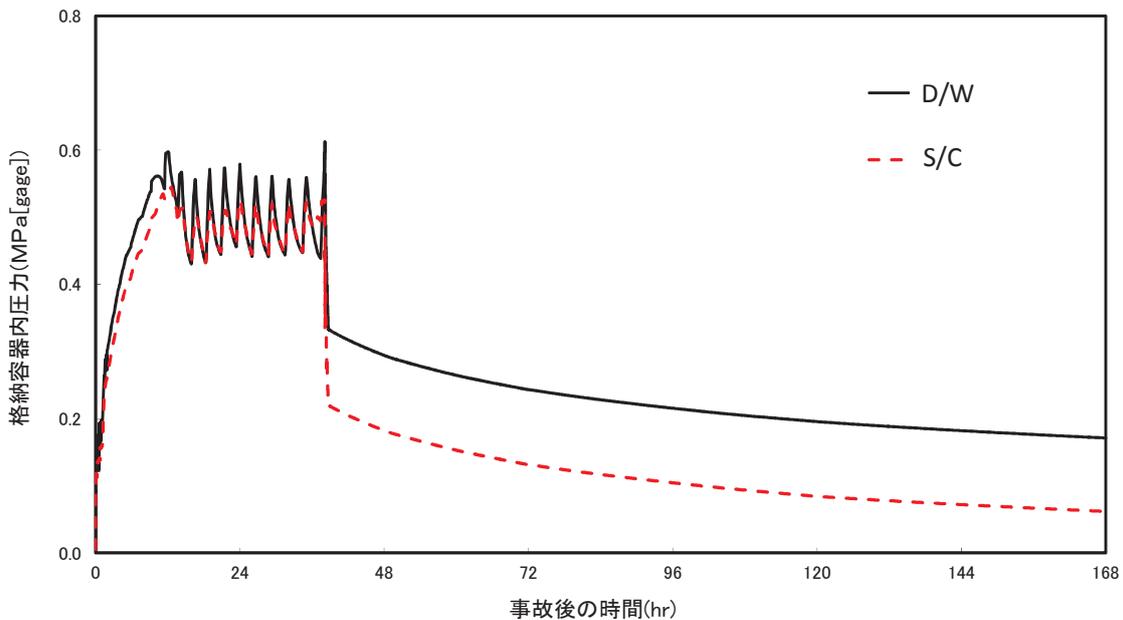


図 2-1 原子炉格納容器圧力 (大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失)

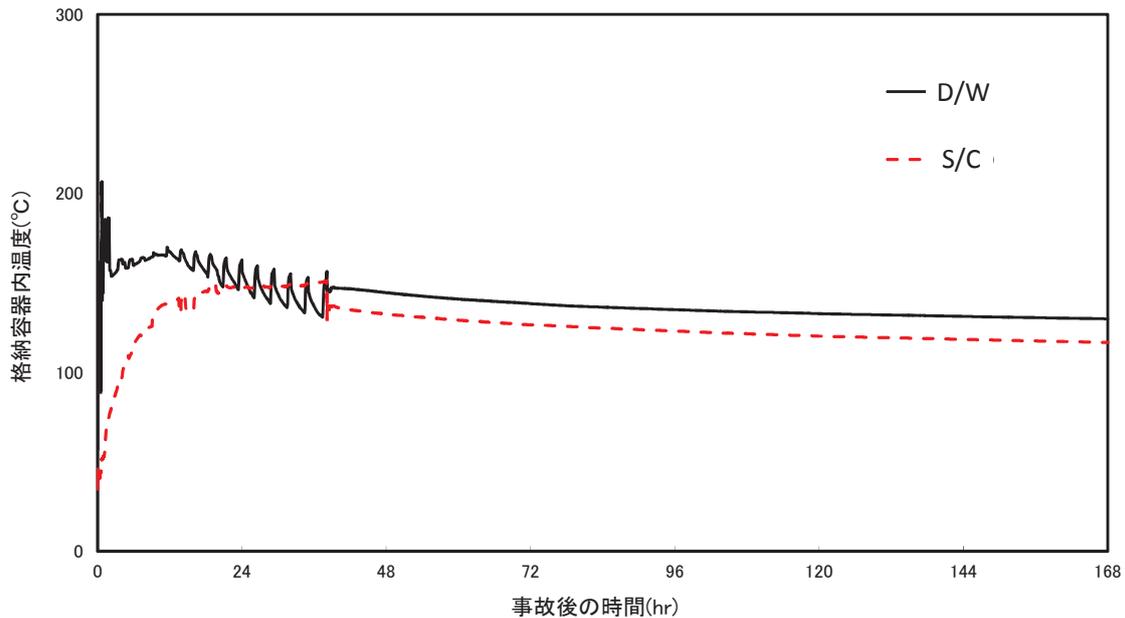


図 2-2 原子炉格納容器温度 (大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失)

① 長期 (168 時間以降) の格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について

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

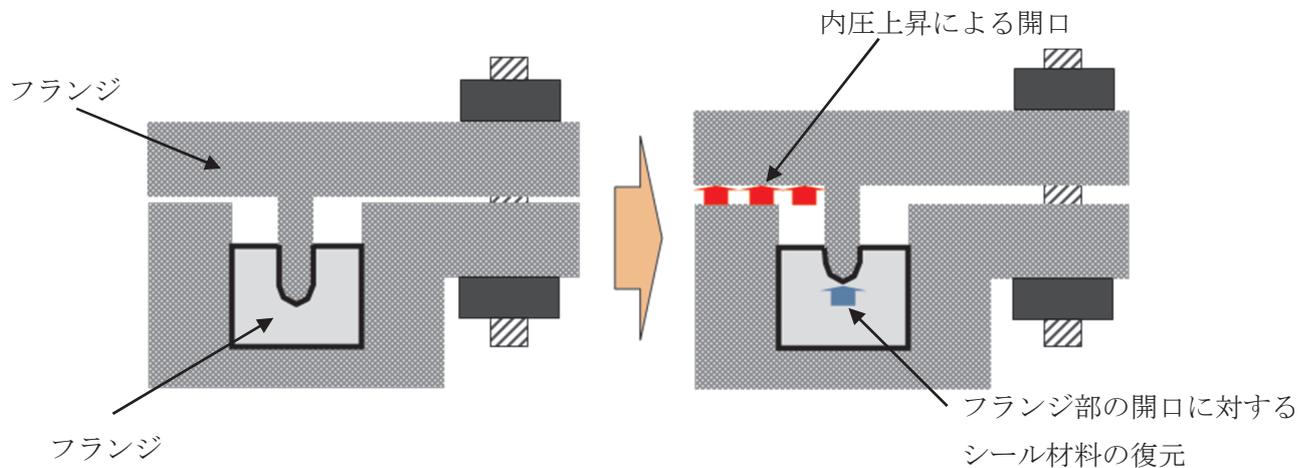


図 2-3 シール部の機能維持確認の模式図

表 2-2 原子炉格納容器圧力と開口量の関係

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

② 長期（168 時間以降）的な格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

格納容器温度の上昇に伴う、時間経過によるシール材の長期的（150℃を下回る状況）な影響を調査する。ここでは、トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチに使用されている改良 EPDM 製シール材を用いて、168 時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を表 2-3 に示す。

表 2-3 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、飽和蒸気環境下に暴露した後の測定値

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

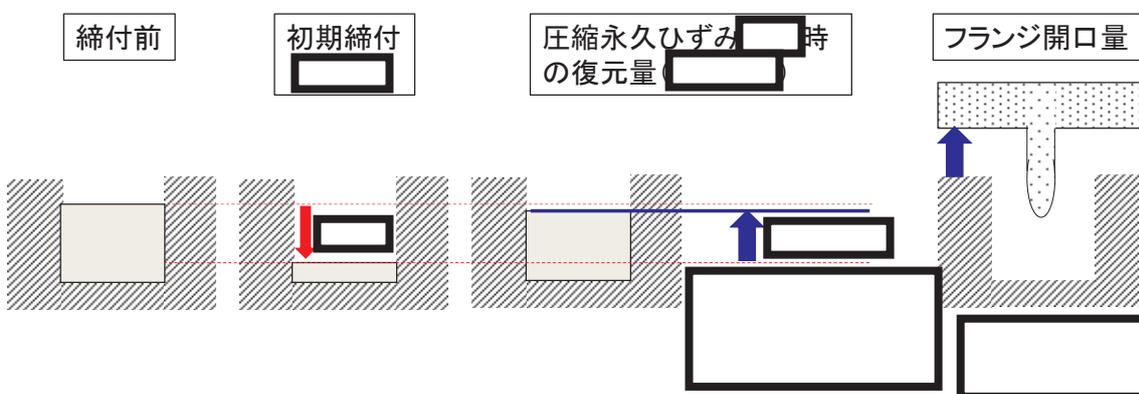


図 2-4 圧縮永久ひずみ□%時のシール材復元量とフランジ開口量

<時間を踏まえた限界温度・圧力の考え方>

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

<168 時間以降の考え方>

前述の検討を踏まえ、168 時間以降については格納容器圧力・温度は低下していることから、最初の 168 時間に対して限界温度圧力を超えないよう管理することで、長期的な格納容器閉じ込め機能は維持されると考えている。ただし、事故環境が継続することにより、熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ、長期的なプラントマネジメントの目安として、168 時間以降の領域においては、格納容器温度が 150°C を超えない範囲で、また、格納容器圧力が 1Pd を超えない範囲でプラント状態を運用する。

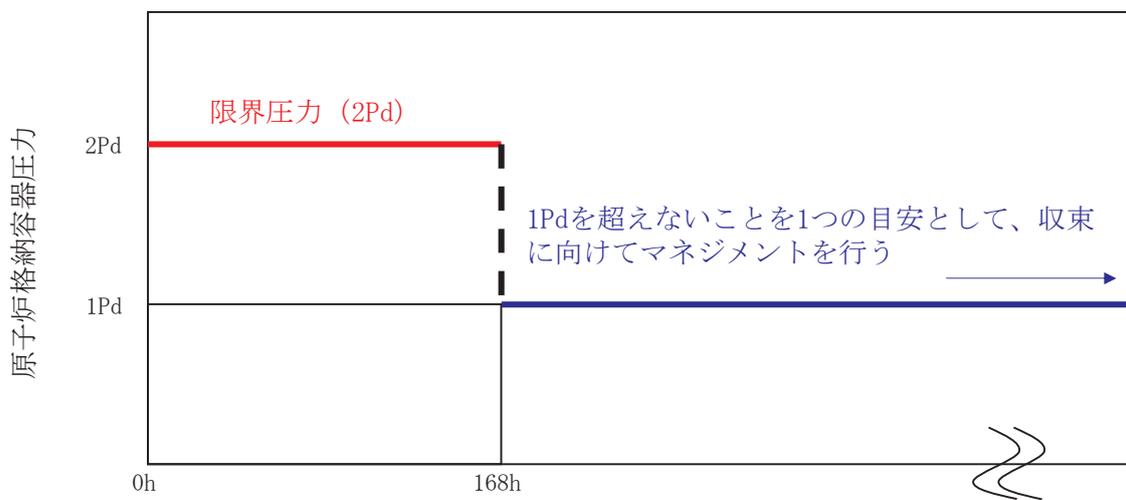


図 2-5 原子炉格納容器圧力の 168 時間以降の考え方

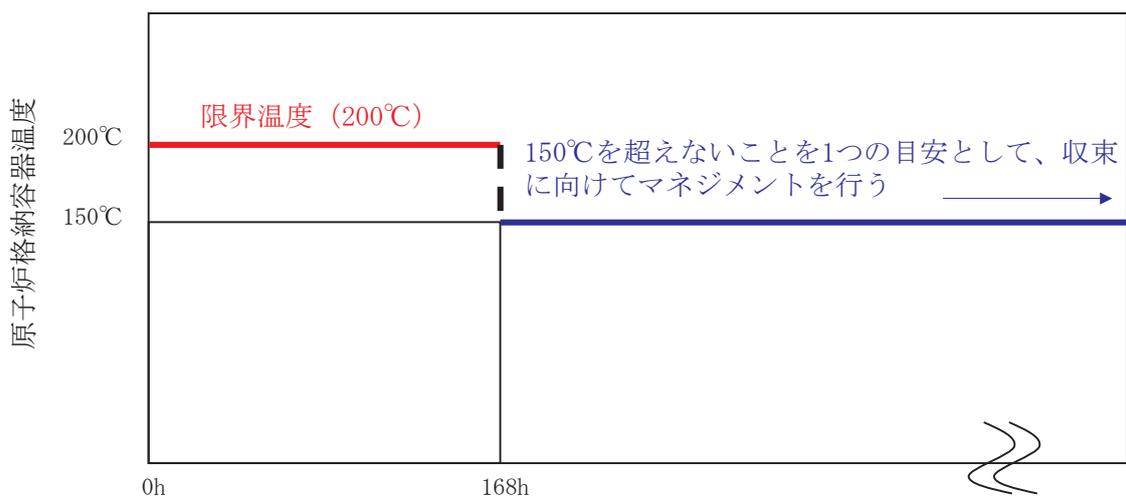


図 2-6 原子炉格納容器温度の 168 時間以降の考え方

フランジの開口に対するシール材の復元特性について

1. はじめに

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

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

2. シール材の形状変化速度

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

当社が評価している有効性評価に関する事故シナリオにおいて、フランジ開口量の変化速度が最も早くなるのは、熔融炉心がペDESTALに落下した際の圧力上昇時（FCI 評価）である。この場合における開口量の変化速度は0.15mm/s 程度であることがわかっているため、これを参照して、0.15mm/s を大幅に上回る 300mm/s 及び 500mm/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/s または 500mm/s)で圧縮後、初期位置まで一定速度(300mm/s または 500mm/s)で荷重を開放し、この際に改良 EPDM 材に加わる圧縮応力を測定する試験を実施した(図 2-7 参照)。本試験装置では、シール材の荷重を開放するとき、シール材の復元速度が試験装置の開放速度より大きい場合には圧縮応力が計測されることから、これにより、復元速度を測定することができる。

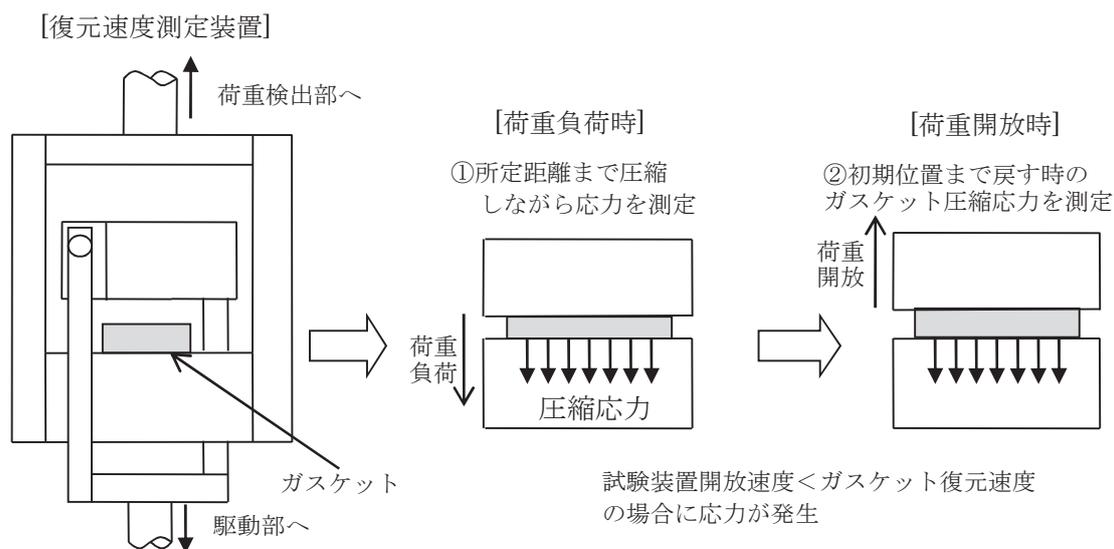


図 2-7 復元速度測定試験の概要

3. 試験結果

試験結果を図 2-8 に示す。この図に示すように、荷重開放時の各計測点において圧縮応力が測定されたことから、改良 EPDM シール材の復元速度は 500mm/s 以上であることを確認した。前述の通り、フランジ開口量の変化速度が最も早くなるのは、熔融炉心がペDESTAL に落下した際の圧力上昇時 (FCI 評価) であるが、その時のフランジ開口変化速度は 0.15mm/s 程度であり、以下の通りシール材復元速度は十分な追従性を有しているものであり、急速な開口に対してもシール機能を維持できるものと考えている。

シール材復元速度 (500mm/s 以上) > フランジ開口変化速度 (0.15mm/s)



図 2-8 一定復元速度下で測定した改良 EPDM シール材の圧縮応力
(左図 : 300mm/s, 右図: 500mm/s)

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 2-3 で示すとおり、劣化後の圧縮永久歪み、硬さ、質量変化率からは、有意な性状変化は見られていない。また、さらに詳細に劣化による影響を確認するために、劣化後の材料の FT-IR やシート面の硬さに関する検討を行った。その結果、シール材の性状に大きな変化は確認されなかった。

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

<追従性判断に使用できる理由>

800kGy の放射線照射を行い，乾熱 200℃を 168 時間暴露した改良 EPDM シール材および，800kGy の放射線照射を行い，乾熱 250℃を 168 時間暴露した改良 EPDM シール材について，劣化後のシート面の FT—IR スペクトルを図 2-9 に，硬さ測定値を図 2-10 に示す。その結果，放射線照射+蒸気暴露後の試験片と初期試験片に顕著な差異はないことが確認できるため，復元特性が同様であると類推される。



図 2-9 FT-IR 測定結果（シート面）

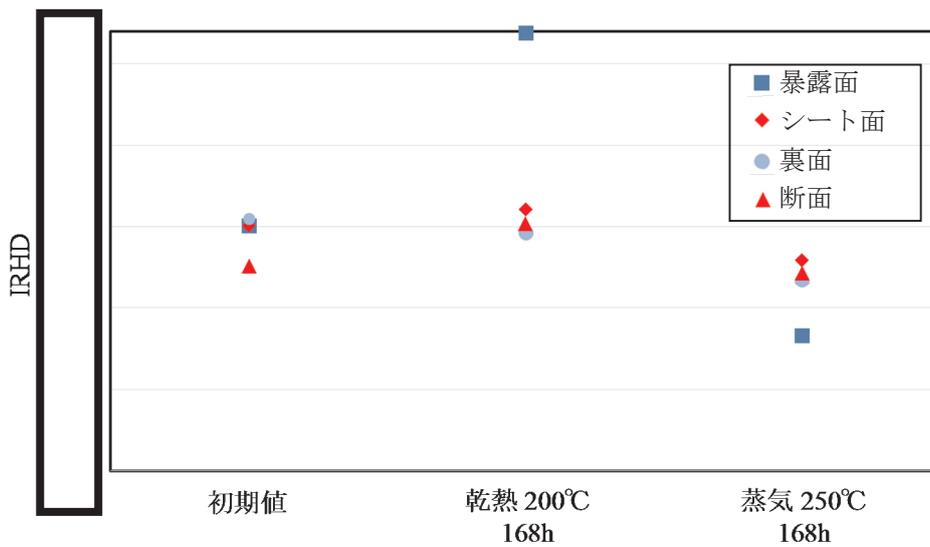


図 2-10 硬さ測定結果

No.3	改良 EPDM の試験条件がシビアアクシデント環境を適切に模擬できていることを説明すること
------	---

【回答 3】

改良 EPDM の試験については、「①実機を模擬した小型フランジ試験」、「②実機フランジモデル試験（実機シール溝モデル試験）」の 2 種類を実施している。試験条件がシビアアクシデント環境を適切に模擬できているかについて確認するため、「1. 高温曝露の方法」、「2. 放射線照射の方法」の適切性を確認した。確認結果を以下に示す。

・各試験目的について

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る。フランジを閉鎖する場合、フランジボルトを締め付けることで、フランジ面間に存在するシール材を圧縮させることにより、フランジからの漏えいを防止する構造となっている。

このため、フランジからの漏えいは、「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範囲を超える」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、熱等により劣化したシール材の復元量が追従可能かを評価する必要がある。

このような観点から、「シール材復元量」を確認するために、以下の試験を実施している。

表 3-1 シール材復元量の評価試験

評価対象	評価方法	評価内容
シール材復元量	① 小型フランジモデル試験	① シール材が高温環境で劣化した後でも復元特性を有することを確認するため、高温暴露後にフランジを開口させて気密試験を実施
	② 実機フランジモデル試験（実機シール溝モデル試験）	② シール材が高温環境で劣化した後でもシール性能を有することを確認するため、実機フランジの 2Pd 時の開口量以上の開口させたフランジで気密試験を実施

事故時環境に影響する損傷モードはシール材劣化であり、今回採用する改良 EPDM 製シール材の事故時健全性を示すために「①小型フランジモデル試験」、「②実機フランジモデル試験（実機シール溝モデル試験）」を実施している。

いずれの試験も、シール材劣化に伴うシール機能健全性を確認することを目的としているが、「①小型フランジモデル試験」はシール材劣化後の復元特性を考慮した気密性を確認できるよう、フランジを締めこんだ状態で高温環境下に置き、所定の時間を経過した後室温に戻し実機で想定される開口量を強制的に付与させる試験装置としている。一方、「②実機フランジモデル試験（実機シール溝モデル試験）」は、事故時開口状態での高温暴露によるシール材劣化を確認するために、フランジの開口量を予め付与した状態で高温暴露できる試験装置としている。

フランジの開口量としては、フランジ開口量評価解析で確認された結果をもとに、試験装置上で開口量を考慮できる試験装置とした。よって、格納容器フランジ剛性に伴う開口量を模擬できていること、並びに本試験はシール材劣化影響を確認することを目的とした試験であることから、試験フランジの剛性は格納容器フランジ剛性を模擬することまでは必要ないと判断し、開口量を模擬できる試験装置とした。「①小型フランジモデル試験」、「②実機フランジモデル試験（実機シール溝モデル試験）」の試験比較を表 3-2 に示す。

表 3-2 フランジモデル試験

確認項目	特徴及び結果
小型フランジモデル試験	(1) 改良 EPDM シール材試験片断面は 1/2 スケール (2) 試験片を圧縮状態で乾熱 (200℃) または蒸気 (250℃) 環境下で 1 週間 (168h) 暴露 (3) 水素を模擬し He を用いて気密試験を実施 (結果) 圧縮した状態で乾熱・蒸気暴露をした後でも、実機 1.6mm 相当の変位を付与しても気密性が保たれることを確認
実機フランジモデル試験 (実機シール溝モデル試験)	(1) 改良 EPDM シール材試験片断面は 1/1 スケール (2) 締付量 0mm (保守的な開口変位□を付与) で、乾熱 (200℃) 環境下で 1 週間 (168h) 暴露 (結果) 保守的な開口を付与した条件においても、乾熱暴露中の気密性が保たれることを確認

2. 高温暴露の方法について

① 小型フランジモデル試験

改良 EPDM の試験は、実機フランジの縮小モデルの小型試験体を用いて、放射線照射を施した試験片を蒸気暴露または高温暴露した後に室温にて He 気密確認試験を実施している。また、隙間ゲージで変位 (PCV 圧力上昇によるフランジの開口を模擬) を付与した状態での He 気密確認試験を実施している。

当該試験で用いた改良 EPDM 試験体の断面形状、フランジの断面形状 (押し込み量も含む) はいずれも 1/2 スケールとし、実機フランジシール部形状を模擬している。また、フランジシール部内側に段差 1mm を設けておりフランジ開口時に高温空気または蒸気が暴露

されることを模擬することに加えて、外側からも高温空気または蒸気に暴露されるため、実機条件と比較して保守的な条件となると想定される。

また、温度については原子炉格納容器限界温度である 200℃，またはそれより高い 250℃ を 7 日間（168 時間）継続させており，シビアアクシデント環境よりも厳しい環境で暴露している。

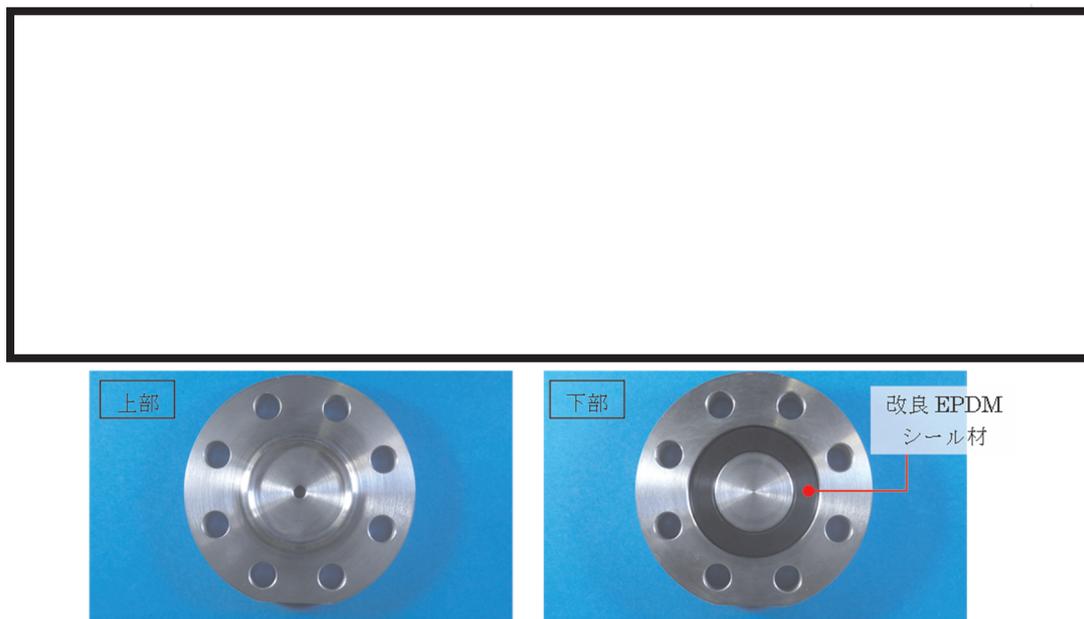


図 3-1 小型フランジモデル試験

② 実機フランジモデル試験（実機シール溝モデル試験）

改良 EPDM 製の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小型試験装置(以降は実機模擬試験装置とする)を用いてシール機能を確認している。

実機模擬試験装置のフランジの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，実機模擬試験では締付量を 0mm と設定し，実機の 2Pd 時の開口量を超える開口量を模擬しているため，保守的な条件での試験としている。

高温暴露方法について，改良 EPDM 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，蒸気ではなく高温空気（乾熱）で暴露し，シビアアクシデント環境よりも保守的な条件で試験を実施している。また，温度については格納容器限界温度 200℃が 7 日間継続する条件であり，シビアアクシデント環境よりも厳しい条件で暴露しており，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を一定温度で高温に暴露している

よって、本試験装置は高温暴露時に、格納容器過圧に伴う開口量模擬、蒸気環境よりも厳しい乾熱暴露、シビアアクシデント環境よりも保守的な温度設定により、シビアアクシデント環境を適切に模擬できていると考えている。



図 3-2 実機フランジモデル試験（実機シール溝モデル試験）

3. 放射線照射の方法について

放射線照射量については、シビアアクシデント条件を模擬するために、有効性評価（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失）におけるフランジガスケット部の事故後 7 日間の累積放射線量の目安である 800kGy を用いて試験している。

また、放射線照射と高温暴露の順序について、「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイドライン」に事故時環境試験の試験方法として放射線照射をした後に温度条件を暴露することが定められていることから、この考えを参考にし、放射線照射後に高温暴露を行う順序で試験を実施した。

No.4	シール材が運転中の環境（放射線量，温度）を考慮しても SA 時に問題ないことを示すこと。
------	--

【回答 4】

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

また，長期間シール材を継続使用する電気配線貫通部については，過去の電気配線貫通部の環境試験において，電気配線貫通部（低電圧用）及び電気配線貫通部（高電圧用）を対象として，通常運転中の劣化を考慮した上で冷却材喪失事故模擬試験が実施されており，健全性が確認されている（表 4-1 参照）。

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

表 4-1 劣化を考慮した試験方法

No	試験項目	試験方法
1	サーマルサイクル試験	ペネトレーションを冷熱装置内に設置し，60 サイクルのサーマルサイクルを放射線照射試験の前後 2 回実施。1 サイクルは [] を [] 時間で変化させている。
2	放射線照射試験	ペネトレーションが 40 年間の運転期間及び冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量 [] Gy として試験を実施。
3	熱劣化試験	加熱促進により，40 年間に相当する加速熱劣化として [] を加える。

No.5	改良 EPDM の試験等が縮小モデルで行われているが、縮小モデルの試験結果を実機に適用できることを示すこと。
------	--

【回答 5】

改良EPDM 製の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小型試験装置(以降は実機模擬試験装置とする)を用いてシール機能を確認している。

実機模擬試験装置のフランジの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、実機模擬試験では締付量を0mm と設定し、実機の2Pd 時の開口量以下の開口量を模擬しており、保守的な条件での試験としている。

(1) 実機と実機模擬試験装置の比較

実機(ドライウェルトトップヘッドフランジ)及び実機模擬試験装置のフランジ部の断面形状及び寸法を図5-1、表5-1 に示す。



図5-1 実機模擬試験装置図及び実機フランジ図

表5-1 実機と小型試験装置の寸法比較

	ガスケット寸法				溝寸法			
	内径di	外径do	幅	高さ	内径di	外径do	幅	高さ
実機模擬試験装置								
実機フランジ								

(2)実機への適用性

前述の通り，実機模擬試験装置のフランジの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である。ガスケットの内径を d_i ，外径を d_o とすると，JIS B 2490 よりガスケットからのリーク量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5-1より実機模擬試験のガスケットの断面形状は実機と一致していることから，ガスケットの接触幅は実機と一致している。このため，フランジ部からのリーク量はガスケットの内径 d_i に比例する。また，実機模擬試験では締付量を0mmと設定し，実機の2Pd 時の締付量(例：ドライウェル機器ハッチ部 約1.5mm)以下の締付量を模擬しており，保守的な条件での試験を実施している。

本試験で得られたリーク量よりガスケット径比で補正して，実機フランジでのリーク量を推定したところ，PCV 全フランジからのリーク量は0.001%/day 程度であり，PCV 設計漏えい率 (0.4%/day) の1/400 となっている。このように，EPDM 試験結果はPCV 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 材の実機へ適用可能であるといえる。

No.6	負荷がかかっている状態でオートクレーブの試験ができているということを説明すること。
------	---

【回答 6】

改良 EPDM 試験片と試験治具の外観を図 6-1 に示す。

実プラントのシビアアクシデント時には、内周側からのみ高温蒸気の暴露が生じると想定されるが、オートクレーブでの蒸気暴露中は矢印（黄色）で示した通り内周側と外周側両方から高温蒸気で暴露される状態となる。

また、治具に使用されている鉄鋼材料の線膨張係数は 10^{-5} 程度であるが、EPDM は $2.3 \sim 2.4 \times 10^{-4}$ 程度である。そのため、温度を低下させた場合には改良 EPDM の方が治具と比較して収縮量が大きく試験治具溝内でのタング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。

加えて、実プラントではシール材は内外 2 本のシールが使用されているが、本試験では 1 本のシール材のみでの気密性確認となることから、本試験のオートクレーブでの蒸気暴露及び室温での He 気密確認試験の条件は、実プラントで想定されるシビアアクシデント条件と比較して保守的と考えられる。

以上より、オートクレーブ暴露を含めた本試験は、妥当な条件での試験と考えられる。

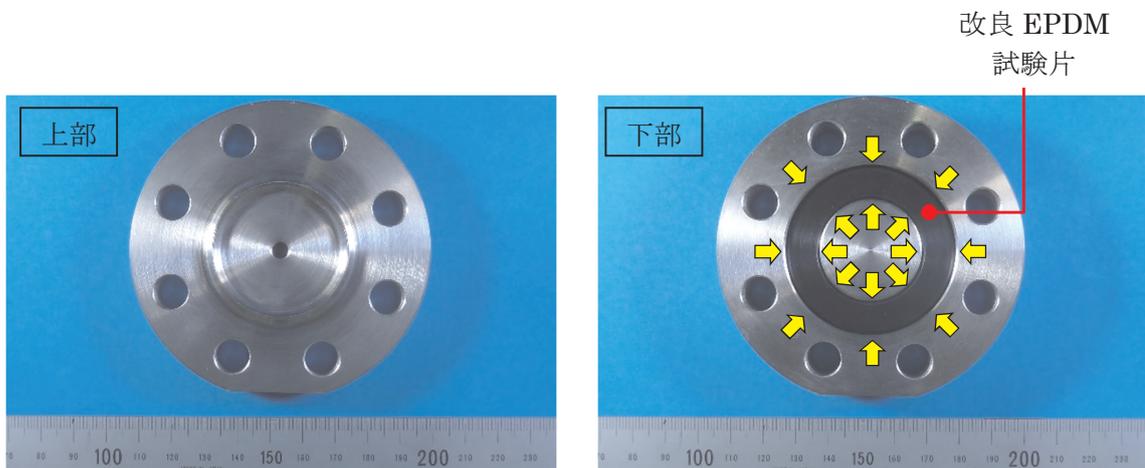


図 6-1 試験治具及びシール材外観

No.7	当初の設計になかったバックアップシール材を付けることによる悪影響がないか説明すること。
No.8	バックアップシール材を塗らなかった場合の突起のシール材への押し込み深さ及びバックアップシール材を塗った場合のシール材の厚みを定量的に説明すること。

【回答 7,8】

(1) バックアップシール材塗布によるフランジ設計への影響懸念

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

- | |
|---|
| <ul style="list-style-type: none"> 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ついて、適切なフランジ強度を有すること ③ シール材が、化学的影響を受ける等により、反応や劣化等の影響を受けないこと ④ フランジ締付作業の施工性が確保できること |
|---|

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

(2) バックアップシール材厚さの影響について

図7-1の試験体(直径30cm)を使用して、バックアップシール材を塗布せず試験体を組み上げた後(バックアップシール材無し)とバックアップシール材を塗布して試験体を組み上げた後(バックアップシール材有り)の試験体の厚さを測定した。その結果を表7-1に示す。バックアップシール材の有無による試験体の厚さの変化はほとんど無く、約0.01mm程度の差であった。

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

表 7-1 試験体の厚さ測定結果

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

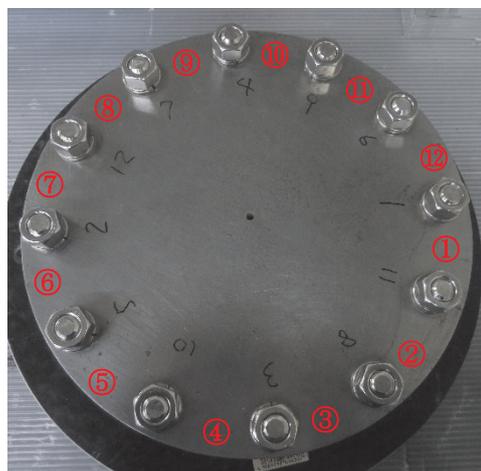


図 7-1 試験体厚さ測定位置

(3) バックアップシール材塗布に伴うフランジへの影響について

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

① 開口量評価

構造上バックアップシール材の厚さ分、突起によるEPDM ガスケットの締付量は低減する。このため、最も評価結果が厳しくなるドライウェル機器搬入用ハッチにて2Pd 時の締付量と必要締付量を比較し、シール性能を維持できることを確認した(図7-2, 表7-2 参照)。なお、ここで用いたEPDM の必要締付量は実機を模擬した試験を実施し、締付量0mm でもシール性能を維持できることを確認している。

$$\begin{aligned}
 \text{評価式：締付量} &= \text{初期締付量} - \text{バックアップ材厚さ} - \text{開口量} \\
 &= (\square) - (0.5\text{mm}) - (1.5\text{mm}) = \square > 0\text{mm}
 \end{aligned}$$

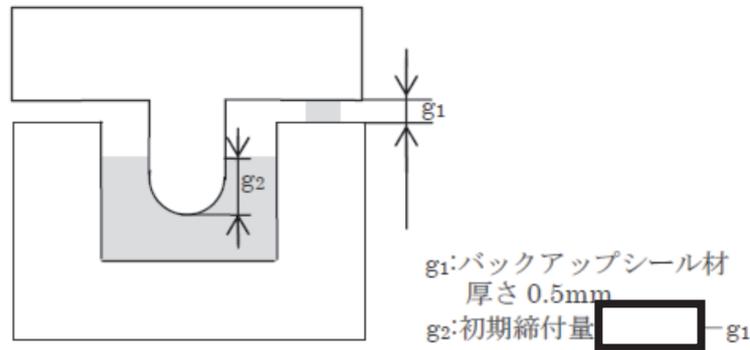


図7-2 バックアップシール材を保守的に0.5mm厚さとした初期締付状態図

表7-2 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締付量

設備名	バックアップシール材厚さ	開口量	締付量	必要締付量
ドライウェル機器搬入用ハッチ	0.5	1.5		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7-3に示す。表7-3 よりバックアップシール材の荷重は内圧による荷重と比較して2 桁以上小さくなる。このため、フランジ部へ発生する応力の影響は内圧が支配的であり、バックアップシール材の有無によりフランジ部へ加わる発生応力は殆ど変化しないと考えられる。

表7-3 2Pd時のバックアップシール材を用いたフランジに加わる荷重 (単位:kN)

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

参考として、バックアップシール材の有無によるフランジ部発生応力を比較したものを表7-4に示す。このように実際に上記の結果を反映したものとなっており、バックアップシール材を考慮しても、フランジ部に発生する応力は、弾性域であることを示す共用状態Cs における評価基準値に対して十分に余裕があるといえる。

表7-4 2Pd時のバックアップシール材を用いたフランジ部発生応力
(単位：MPa)

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

(4) 改良EPDMに対する悪影響，フランジ締付・開放作業への影響について

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

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

(5) まとめ

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

No.9	<p>自社研のデータを採用している場合は、第三者レビューなり、客観的な妥当性を説明すること。また、改良 EPDM の圧縮永久ひずみ試験に関する文献等を示すこと。</p>
------	--

【回答 9】

改良 EPDM 及びバックアップシール材に関する自社研データ及び電共研データについて、以下の学会に投稿済及び投稿中である。なお、これらの試験等で得られた知見・成果については、引き続き、公開文献化を進めていきたいと考えている。

(1) 改良EPDM製シール材の性能確認試験「実機を模擬した小型フランジ試験」

<p>「BWRの格納容器ベントにおける総合的な放射性物質放出抑制について」 日本機械学会 第20回動力・エネルギー技術シンポジウム (H27. 6. 19)</p>
<p>「原子炉格納容器 (PCV) フランジ・ハッチ部シール材の気密試験」 2015年 電気学会 電力・エネルギー部門大会 (H27. 8. 25発表予定：投稿・受領済)</p>

(2) 改良EPDM製シール材の性能確認試験「実機フランジモデル試験」

<p>「改良EPDM材料の格納容器フランジシール部への適用性評価 (1)実機フランジ模擬試験計画 (2)実機フランジ模擬試験計画」 日本原子力学会 2015年秋の大会 (H27. 9. 10発表予定)</p>
--

(3) バックアップシール材の性能確認試験

<p>「BWRの格納容器ベントにおける総合的な放射性物質放出抑制について」 日本機械学会 第20回動力・エネルギー技術シンポジウム (H27. 6. 19)</p>
<p>「原子炉格納容器 (PCV) フランジ・ハッチ部バックアップシール材」 2015年 電気学会 基礎・材料・共通部門大会 (H27. 9. 17発表予定：投稿・受領済)</p>

(4) 改良EPDM製シール材の性能確認試験「格納容器バタフライ弁試験」

<p>「改良EPDM材料の格納容器バタフライ弁への適用性：(1)実機バタフライ弁模擬試験の実施」 日本原子力学会 2015年秋の大会 (H27. 9. 9発表予定)</p>
--

No.10	1F 事故時の PCV トップヘッドフランジのシール性に関し、圧力（実測値）と温度（解析結果）だけではなく、周辺の空間線量の変化も考慮して説明すること。
-------	--

【回答 10】

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

本資料では、福島第一原子力発電所 1～3 号機の挙動のうち、事象の進展中での格納容器の閉じ込め機能喪失のタイミングが比較的明確になっている 1 号機および 2 号機に着目し、格納容器温度・圧力の挙動と格納容器の閉じ込め機能喪失の関係を整理した。1F 事故時の圧力変化の実績（図 10-1、図 10-4 参照）では、実機で観測された圧力データは、従来の研究で健全性が確認されていた最高使用圧力の 2 倍（最高使用圧力 0.427 MPa[gage]）を下回っている。一方、温度データについては、収集された実績データは少ないが、格納容器スプレイなど事故対策設備が十分に機能せず、温度制御が困難であったことから、格納容器内の温度は非常に高い状態にあったと推測される。その結果、格納容器内は高温蒸気環境となり、シリコン製シール材の劣化が時間経過と共に進行したと考えられる。ここで、シール材の劣化は、格納容器の閉じ込め機能維持を評価する観点からは、シール部での上下フランジの圧縮を解放した際の戻り量の程度（圧縮永久ひずみに相当）で表すことができる。通常時において、格納容器トップヘッドのフランジ部はボルトにより締め付けられ閉じているが、格納容器内部圧力が上昇した場合には、上蓋が持ち上がる方向に圧力が作用するため、フランジ部は開口する。この開口は、シール材の機能が健全な場合には、シール材の戻り量（復元力による圧縮の解放）によって開口が埋められるため漏えいは発生しない。しかし、劣化の進行に伴いシール材の戻り量が低下すると、シール材で開口を埋めることができなくなるため、開口部からの漏えいが発生する。

・ 1 号機の状況

図10-1、図10-2に1号機の格納容器圧力と温度の変化を示す。D/W圧力は、3月12日 2時30分頃に0.84 MPa[abs]を計測した後、格納容器のベントに成功するまでの間、0.7

MPa[abs]～0.8 MPa[abs]程度の範囲の圧力を維持している。事故時に想定される注水による蒸気発生、格納容器温度の上昇等の事象を考慮すると、格納容器圧力は上昇する傾向となると考えられるが、格納容器内部の圧力が緩やかな減少傾向で安定していたことから、この期間において格納容器からの小規模な漏えいが生じていた可能性が考えられる。

格納容器からの過温による漏えいを仮定した3月12日 5時頃の時点では、格納容器温度は300℃付近に到達している。図10-3は、実機相当のフランジを用いた、高温蒸気環境下でのシリコン製シール材のシール部漏えい試験^[2]の結果であり、蒸気による加圧に対して漏えいが発生した温度・圧力を示している。温度が200℃を超えると、漏えい発生時の圧力が徐々に低下し、300℃のような高温条件では、0.5 MPaを下回るレベルの圧力でもシール部が破損し、漏えいが生じている。1号機は、全ての注水機能を喪失したため事故直後から温度が上昇しており、漏えいを仮定した時点では、温度は300℃付近、格納容器圧力は0.8 MPaと高くなっていた。この温度・圧力条件は、前述の試験結果に照らして評価すると、漏えいが発生する条件を超えるものであることから、シール材の高温破損にともなう機能喪失により漏えいに至った可能性が高いと推測される。

・2号機の状況

図10-4、図10-5に2号機の格納容器圧力と温度の変化を示す。事故当初は、蒸気駆動のポンプにより原子炉への注水が行われていたため温度圧力ともに低い状態であったが、ポンプが機能を喪失したと思われる3月13日頃から温度・圧力ともに高い状態が継続した。温度は150℃から175℃程度と1号機ほど高くはないが、シリコン製シール材にとっては、蒸気環境では厳しい温度域であり、この間にシール材の劣化が進んでいたと考えられる。加えて、3月14日 23時25分には、原子炉圧力容器の損傷に伴って、D/W圧力が0.75 MPa[abs]程度まで上昇している。これらの状況から、2号機は1号機と比較して長い時間をかけてシール材の劣化が進み、3月15日 7時20分に圧力が急激に低下し、閉じ込め機能を喪失したと考えられるまでの間、高い圧力レベルでもシリコン製シール材のシール機能が維持されていたと推測される。

ここで、3月11日から3月18日にかけての1F正門付近における敷地内空間線量率の推移を図10-6に示す。空間線量率データは、風向等の気象条件の影響を大きく受けるとともに、格納容器ベントで放出した放射性物質に起因する変動が生じる場合があるため、格納容器からの意図しない漏えいによる放出状況のみに依存するものではないが、格納容器の損傷状況の推定に際して参考情報とすることができると考えられる。空間線量率データは、3月12日4時頃から線量率の上昇が見られ、1号機の格納容器からの漏えいが始まっていたと推測される時期と一致している。また、同様に2号機で圧力が急激に低下した3月15日7時頃にも線量率の上昇が確認できる。空間線量率データの変化は、格納容器からの放射性物質の漏えい発生時期の傍証とすることができる。

一方、福島第二原子力発電所（2F）では、すべてのプラントで炉心を損傷させることなく冷温停止することができた。2F-1, 2, 4号機では、津波の影響で全ての海水系ポンプが使用不能となり、一時的に原子炉除熱機能を喪失した。しかし、原子炉隔離時冷却系の起動等により原子炉水位を維持しつつ、主蒸気逃がし安全弁で原子炉圧力の制御（減圧操作）を行い、原子炉への注水を原子炉隔離時冷却系から復水補給水系による代替注水に切り替えて、注水を継続した。事故発生以降、原子炉除熱機能を回復するまでの間、これらプラントの格納容器内の圧力、温度は、緩やかに上昇したものの、D/W温度は最大でも125℃程度までしか上昇しておらず、シリコンゴムの劣化が問題とされない範囲に収まっている。また、D/W圧力は、最大でも設計上の最高使用圧力（0.31MPa[gage]）を下回る250kPa[gage]程度までしか上昇しておらず、フランジの開口量の観点からも格納容器からの意図しない漏えいが生じる状況とはならなかったと考えられる。このように、2Fではアクシデントマネジメントが有効に機能した結果、事故時の格納容器の閉じ込め機能を維持することができた。

これらに示すとおり、1F 事故での格納容器の温度・圧力の推移や格納容器からの漏えいの状況、敷地内空間線量率の推移等から、実機でのシリコン製シール材の劣化と閉じこめ機能への影響を推測した。1号機、2号機の実績からは、格納容器トップヘッドのフランジ部は、高温蒸気環境下におかれることによりシール材の劣化が進行し、最終的には、閉じ込め機能の喪失に至ったと考えられる。1F 事故の結果から、格納容器の健全性を維持するためには、特にトップヘッド等のシール部からの漏えいに注意する必要がある。また、シール材は、事故時には時間に依存して劣化する特性が顕著であることから、事故マネジメントの組み合わせ等により、温度、圧力を適切に制御することが必要となる。

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

[2]K. Hirao, T. Zama, M. Goto et al., "High-temperature leak characteristics of PCV hatch flange gasket, " Nucl. Eng. Des., 145, 375-386 (1993).

以上



図 10-1 1号機 格納容器圧力挙動

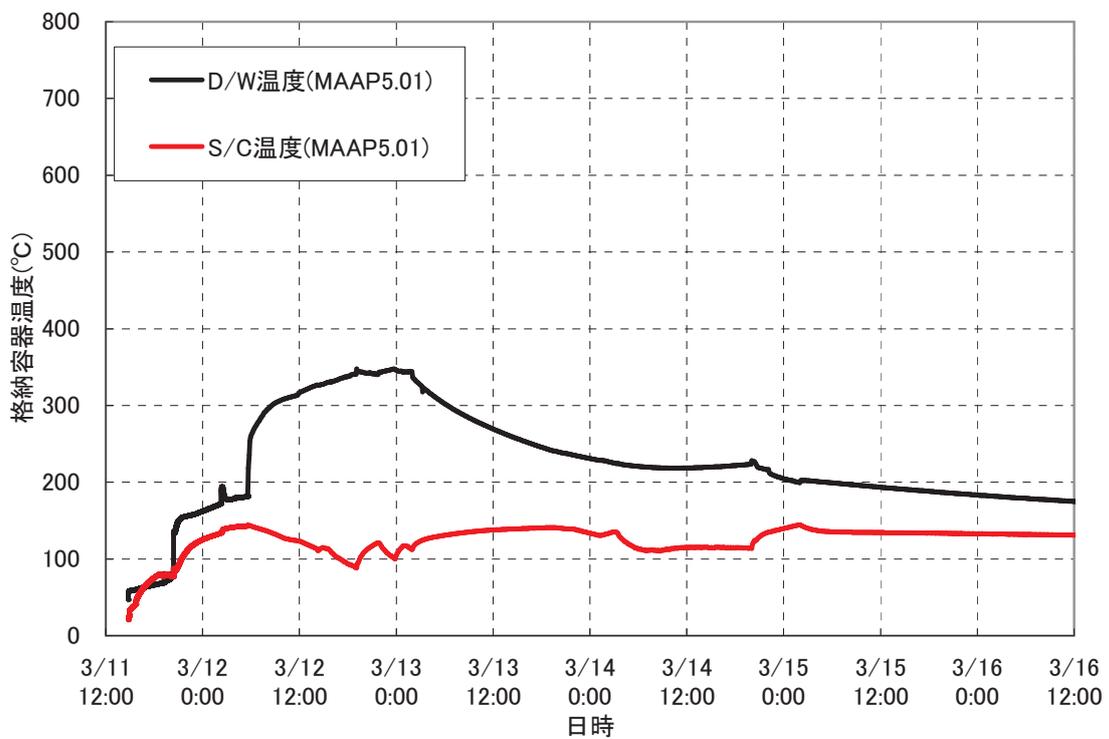


図 10-2 1号機 格納容器温度挙動

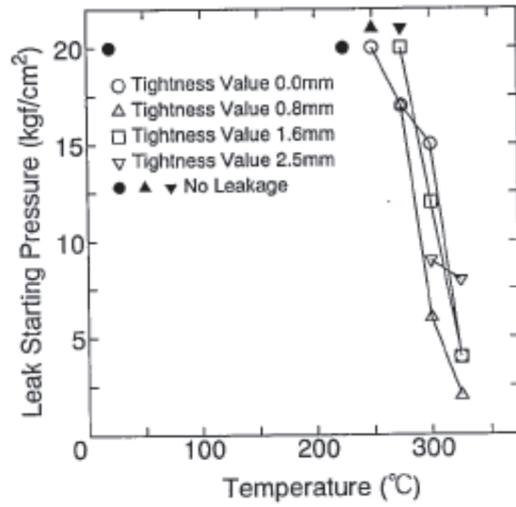


Fig. 10. Effect of temperature to leak starting pressure (Semi-Round Type, steam).

図10-3 既往研究でのシール材の漏えい限界

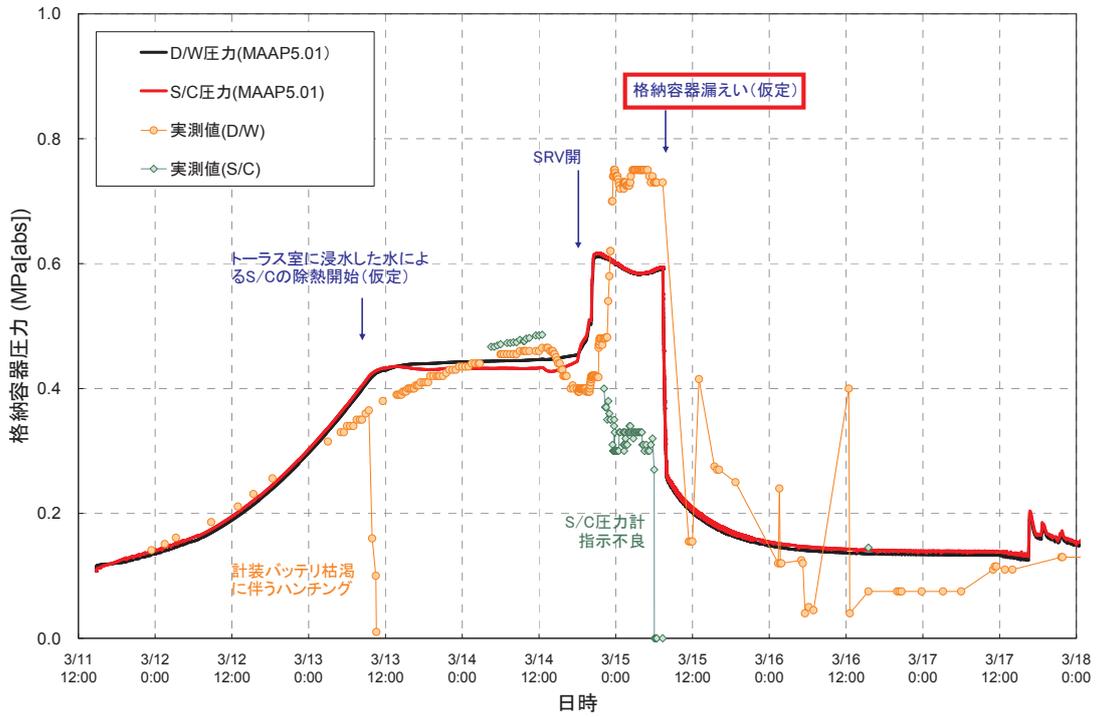


図 10-4 2号機 格納容器圧力挙動

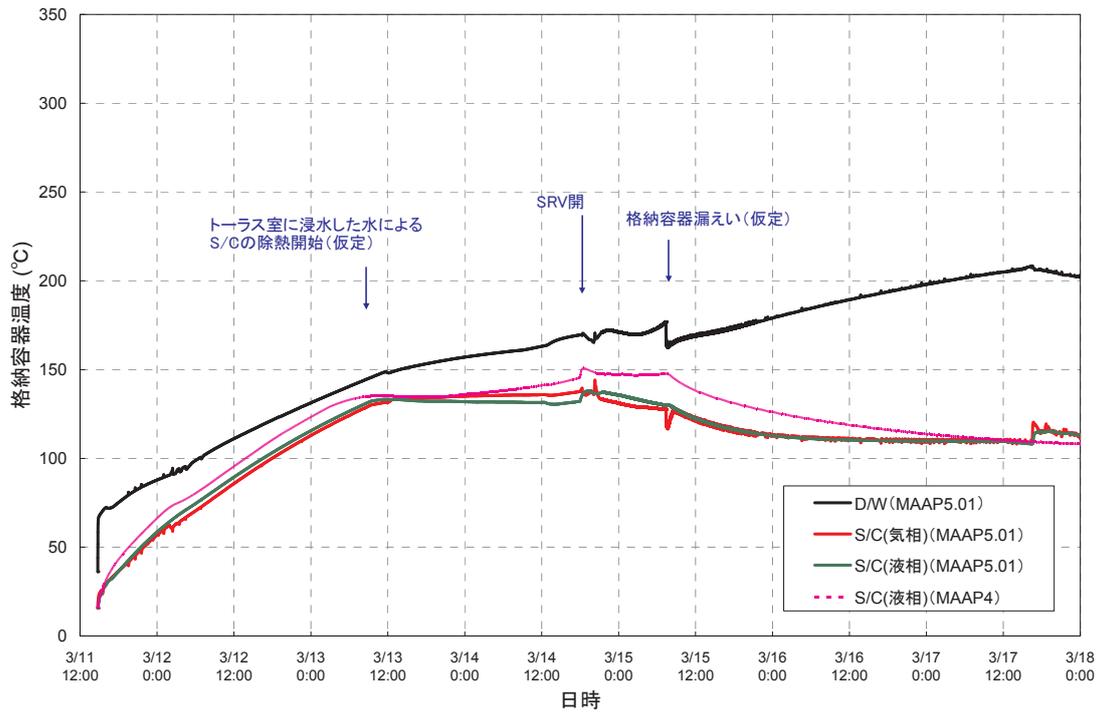


図 10-5 2号機 格納容器温度挙動

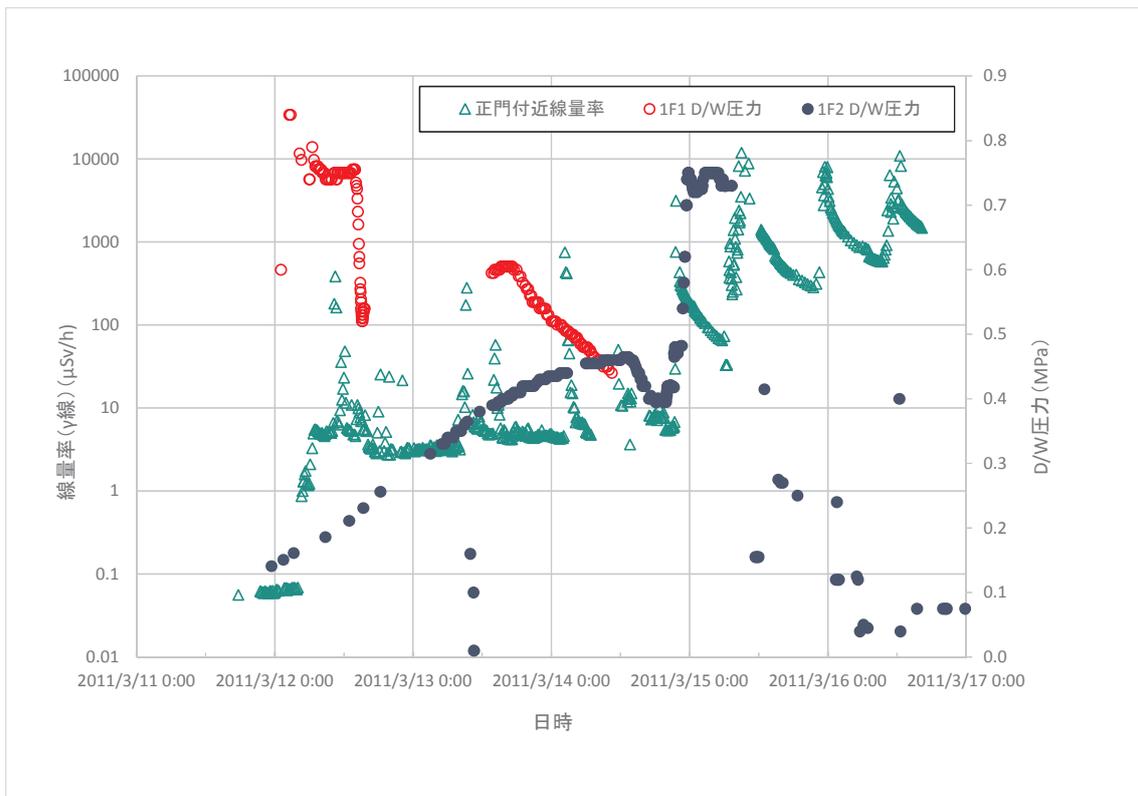


図 10-6 福島第一原子力発電所 敷地内空間線量

No.11	エアロック扉のシール性について、原子炉格納容器の内圧による扉の変形（たわみ等）による変形支点の変位も考慮して説明すること。
-------	---

【回答 11】

既審査資料におけるエアロック扉のシール部の評価では、原子炉格納容器内圧により扉が変形する評価を示しているが、この評価では、変形により支点がずれることの影響を無視した評価となっている。本章では、支点がずれることの影響について評価する。図11-1に6号炉のエアロック扉シール部を示している。

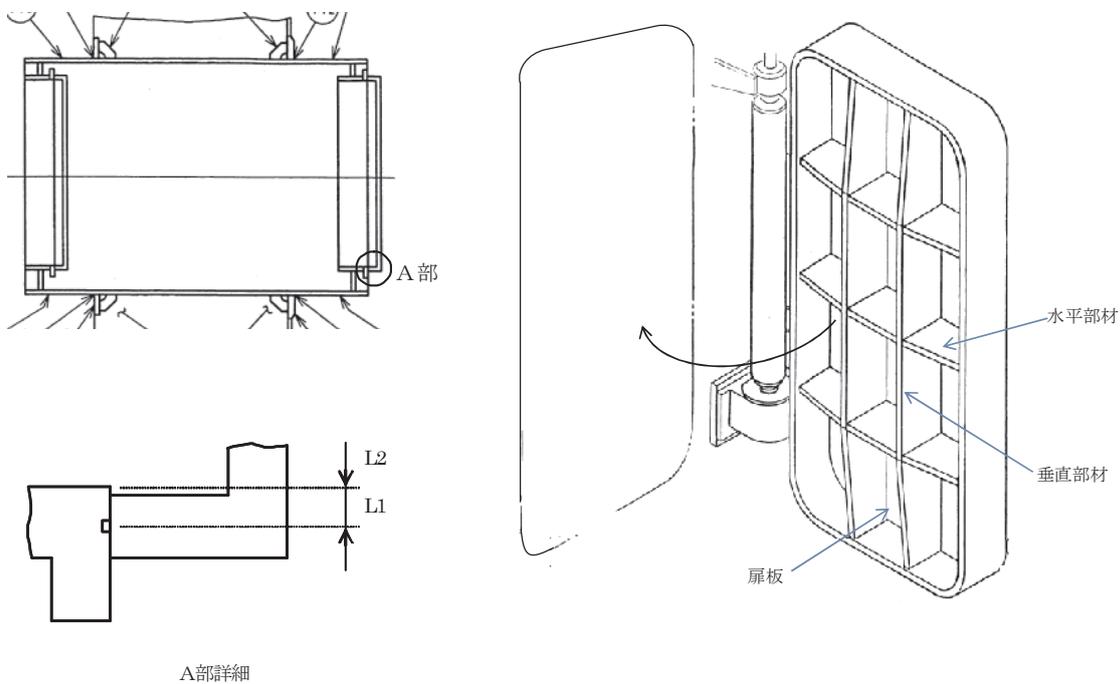


図11-1 エアロック扉シール部（6号炉）

(1) 扉の変形（たわみ等）について

エアロック扉を図11-2のように2点支持のはりとしてモデル化する。6号炉エアロック扉は図11-1に示す通り平板に水平部材及び垂直部材が接続された構造となっている。簡易評価に使用した梁モデルの剛性は、図11-3に示すC-C矢視図の通り垂直部材の断面を含めた剛性を考慮しているため、梁としてモデル化することは妥当である。また、本はりモデルは、変位量が保守的である扉板長辺側（扉上下側）をモデル化しており、実際に荷重がかかった際は上下に加え左右にも支点があるところを、上下2点を支持するはりモデルになっており、保守的評価であると言える。

このはりモデルにより、扉の変形（たわみ等）によって生じる縦軸方向（扉端）の変位量 δx を評価した結果、0.2mm程度であり、ガスケット幅 と比較しても十分に小さく無視できる（図11-4, 11-5）。

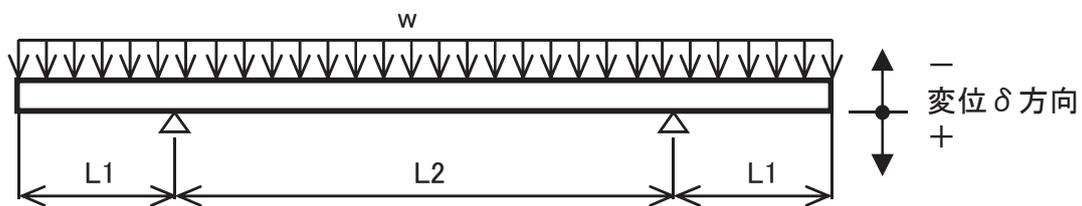


図11-2 2点支持はりモデル

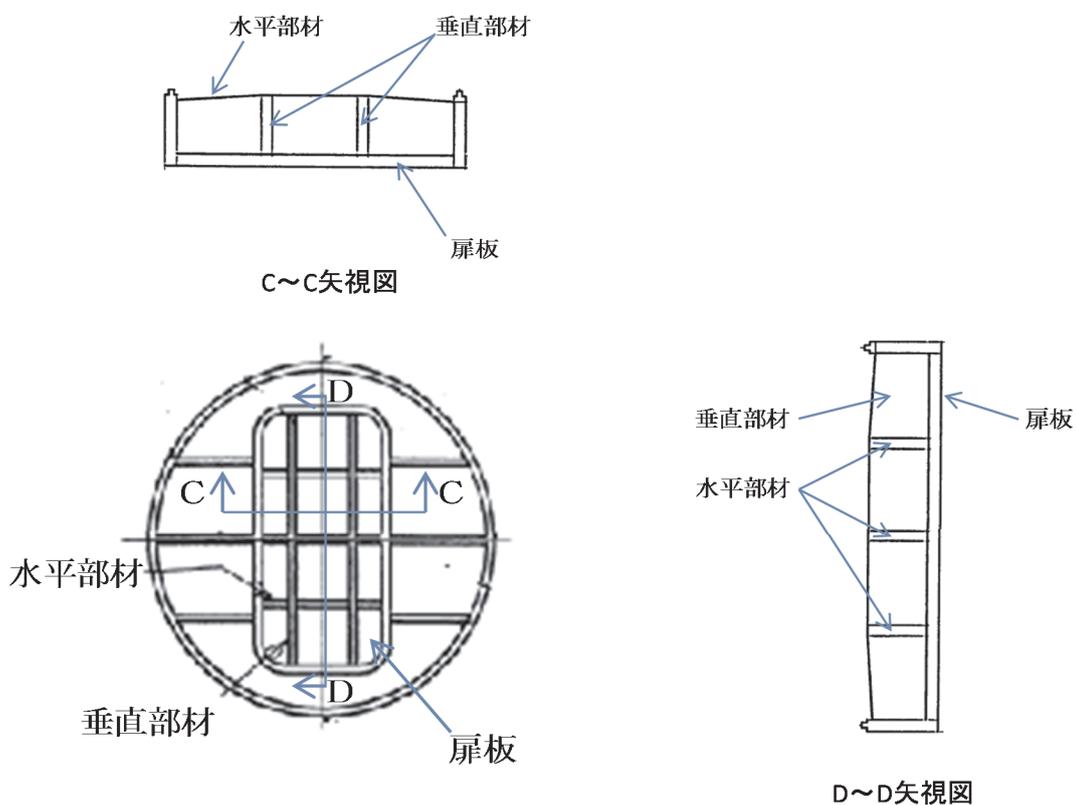


図11-3 エアロック扉断面形状

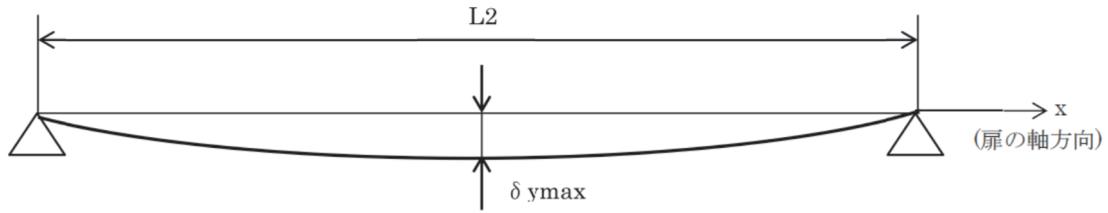
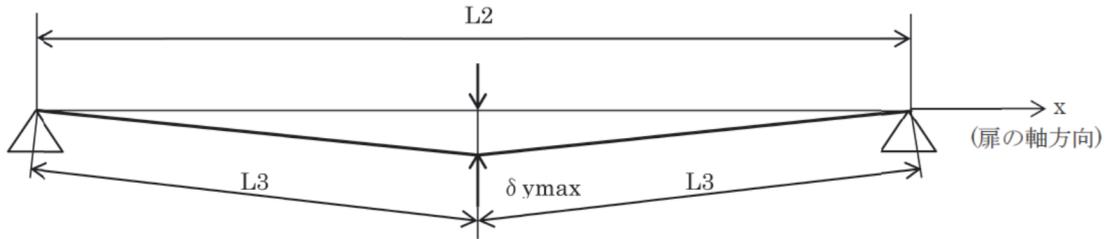


図11-4 2点支持はりモデル



※梁のたわみによる縦軸方向（扉端）の変位量 δ_x は $\delta_x = 2 \times L_3 - L_2$

図11-5 三角形モデル

(2) 変形支点の変位について

上記(1)で示した扉の軸方向への滑り $\delta_x = 0.2\text{mm}$ の場合、シール部の開き量を以下の通り評価した。

(2).1 評価モデル

所員用エアロック扉を図11-6のように2点支持のはりとしてモデル化する。

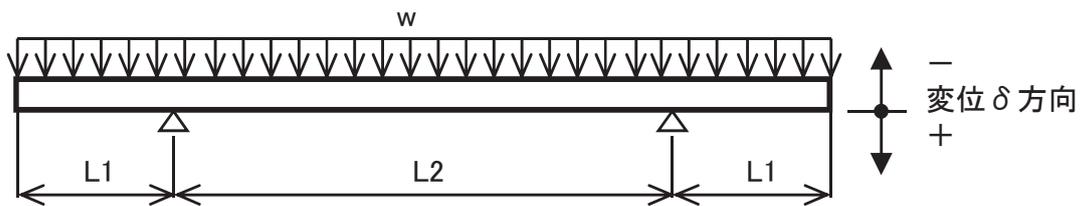


図11-6 評価モデル

$$\delta = w \times L1 / 24EI \times (3L1^3 + 6L1^2 \times L2 - L2^3)$$

$$= \boxed{\hspace{15em}}$$

$$= \underline{\underline{-0.24 \text{ mm}}}$$

これは、既審査資料に記載した変位量 (0.25mm) より小さくなり、保守側の結果となる。

(3) 7号炉について

7号炉についても同様に上記の評価を実施した。7号炉のエアロックシール部は図11-7の通りであり、6号炉と形状は異なっているが、評価方法は同様に実施する。

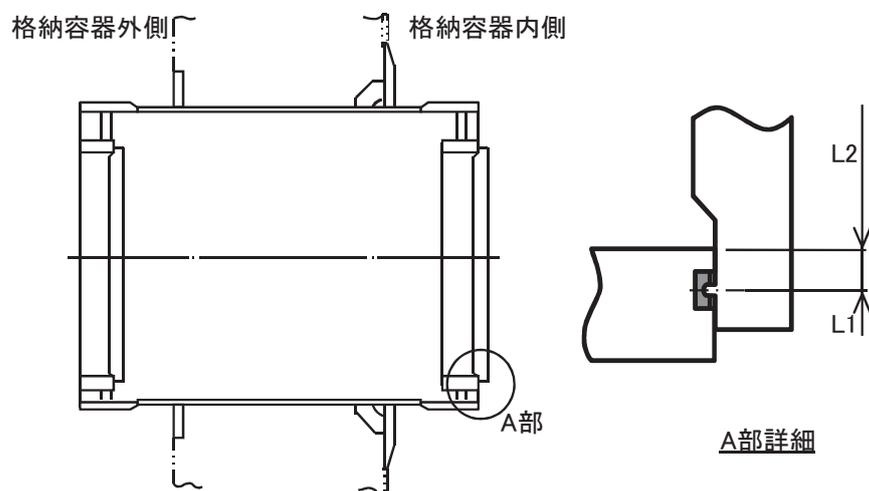


図11-7 エアロック扉シール部 (7号炉)

・扉の変形 (たわみ等) について

図11-8, 11-9に示すように、2点支持はりモデルで扉の変形を評価する。なお、7号炉の扉形状は平板であり、剛性を考慮したはりモデルで評価を実施しており、はりモデルとして妥当と考えている。また、本はりモデルは、変位量が保守的である扉板長辺側 (扉上下側) をモデル化しており、実際に荷重がかかった際は上下に加え左右にも支点があるところを、上下2点を支持するはりモデルになっており、保守的評価であると言える。

その結果、エアロック扉の変形 (たわみ等) によって生じる縦軸方向 (扉端) の変位量 δx を評価した結果、 δx は 0.5mm 程度であり、ガスケット幅 と比較しても十分に小さく無視できる。

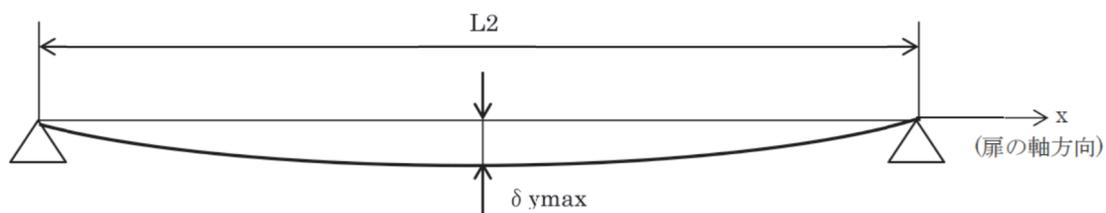
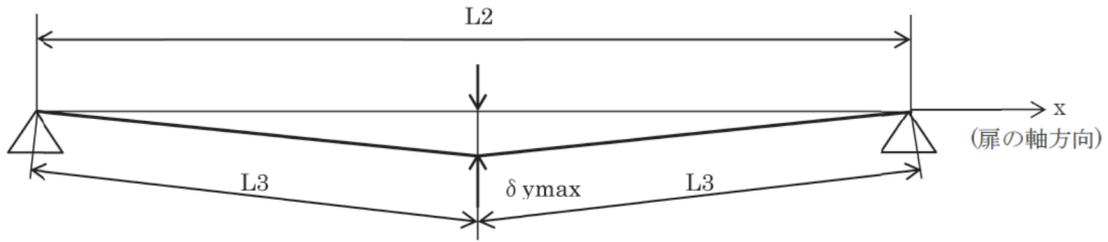


図11-8 2点支持はりモデル



※梁のたわみによる縦軸方向（扉端）の変位量 δ_x は $\delta_x = 2 \times L_3 - L_2$

図11-9 三角形モデル

・変形支点の変位について

上記で示した扉の軸方向への滑り $\delta_x = 0.5\text{mm}$ の場合について、所員用エアロック扉を図11-10のように2点支持のはりとしてモデル化してシール部の開き量を評価した。その結果、扉シール部の変位は1.10mmとなり、既審査資料に記載した変位量（1.12mm）より小さくなり、保守側の結果となる。

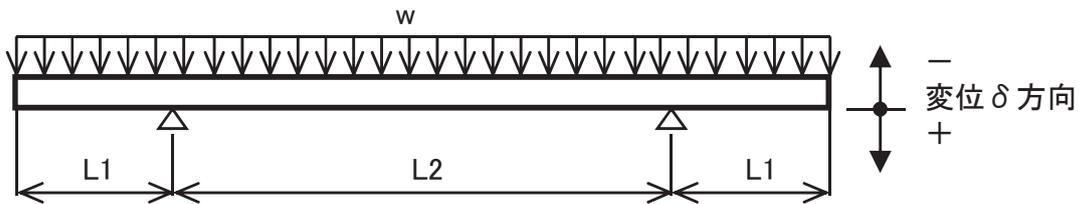


図11-10 評価モデル

(4) まとめ

以上のことから、支点のずれについて、開口評価への影響はないことを確認した。

No.12	エアロックに電線貫通部があるか説明すること
No.13	黒鉛製のシール材の温度，圧力の評価を説明すること

【回答 12, 13】

エアロック扉には，格納容器閉じ込め機能を確保するための隔壁貫通部にシール材が使われている箇所として「ハンドル軸貫通部のメカニカルシール部」，「均圧弁の弁シート部」がある。また，エアロック扉には電線貫通部としてコナックスシールがあるが，これらについては格納容器閉じ込め機能強化のために表12-1の通り措置するため，樹脂製シール材は使用されない。なお，エアロック電線管に採用する膨張黒鉛製のシール材の特性としては，耐熱温度は400℃程度，耐圧性は68.6MPa，耐放射線性は15MGyである。

表12-1 エアロック電線貫通部のシール部材

	従来品	今回措置
6号炉	メタルOリング	変更なし
7号炉	ふっ素樹脂	膨張黒鉛



図12-1 エアロック扉シール部（扉シール以外）

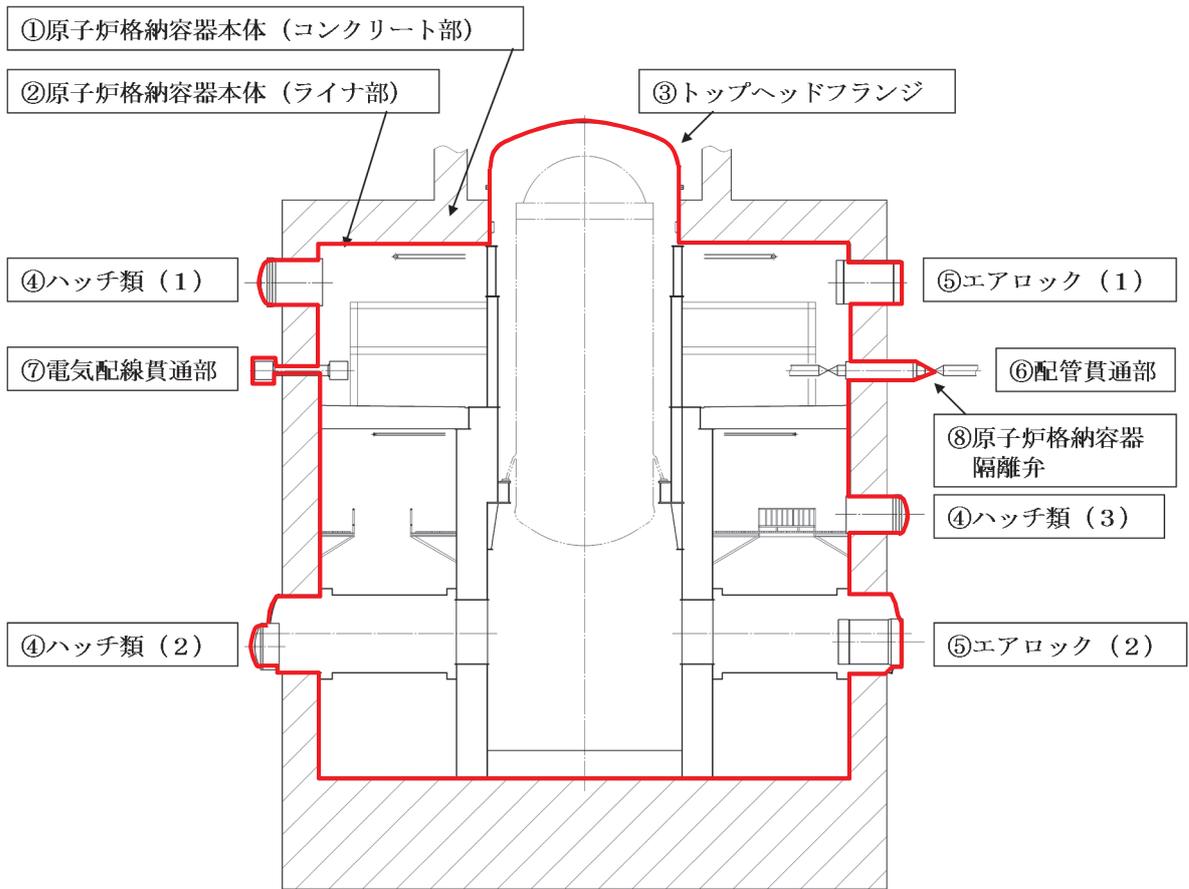


図 12-2 エアロック電線貫通部（コナックスシール）

No.14	解析でどこまでの部分をカバーしているなど評価範囲を説明すること
-------	---------------------------------

【回答 14】

原子炉格納容器の構造評価について、原子炉格納容器バウンダリである図14-1の赤線で示す範囲について評価している。そのうち解析で示している評価範囲は、「①原子炉格納容器本体（コンクリート部）」及び「②原子炉格納容器本体（ライナ部）」であり、それ以外の構造評価は設計・建設規格の評価式に準拠した方法により行っている。



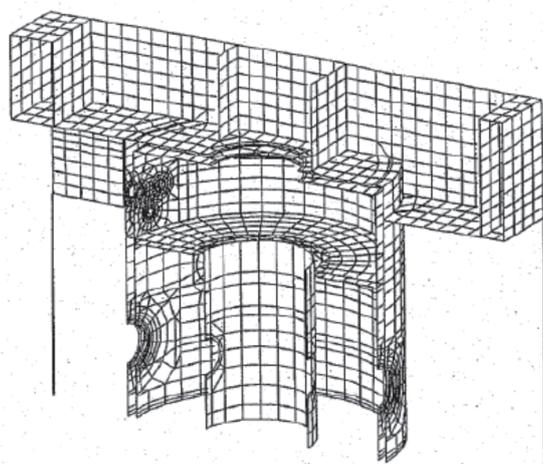
※赤線は原子炉格納容器バウンダリを示す

図14-1 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図

次に、解析でカバーしている評価範囲について、サプレッション・チェンバ（以下、S/Cという。）のプール水を考慮した評価になっているかを示す。S/Cのプール水により構造評価に与える影響としては、「(A)S/C水が構造評価に与える影響」、及び「(B)S/Cにおける熱水力振動の影響」が考えられる。それぞれの影響について、今回提示した解析でカバーできていることを以下に示す。

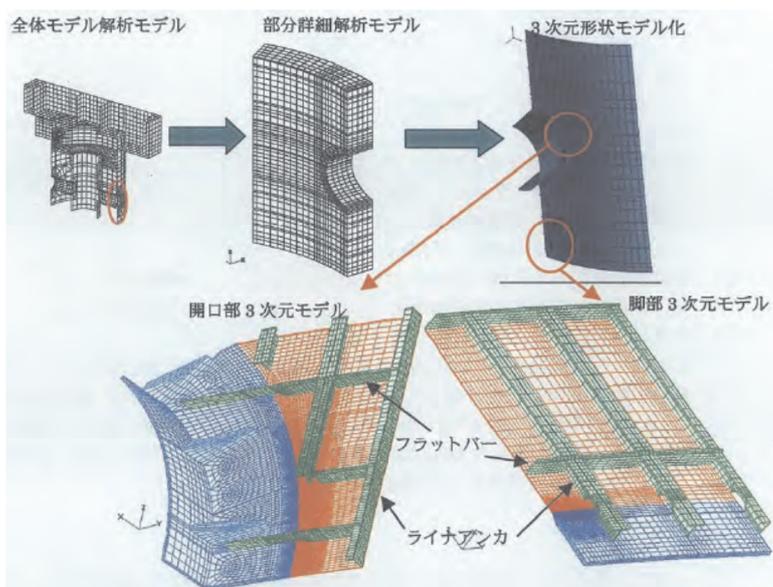
(A)S/C水が構造評価に与える影響

S/C水を考慮すべき評価は、「①原子炉格納容器本体（コンクリート部）」及び「②原子炉格納容器本体（ライナ部）」の解析評価である。「①原子炉格納容器本体（コンクリート部）」の解析は、図14-2に示す解析モデルで有限要素法によるひずみ評価を実施している。本解析モデルは、鉄筋コンクリート製格納容器の形状と、サプレッション・チェンバ水を考慮してモデル化されているため、S/C水を考慮した構造評価になっている。また、「②原子炉格納容器本体（ライナ部）」は、S/C水を考慮したRCCV全体モデル解析でライナひずみが大きい領域が見られた「下部ドライウェルアクセストンネル開口近傍（RCCV脚部含む）」、「上部ドライウェル開口近傍隅角部」を局所評価しているものである（図14-3）。



出典：平成 14 年度 重要構造物安全評価
（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する
総括報告書（平成 15 年 3 月 財団法人原子
力発電技術機構）

図14-2 格納容器本体解析モデル



出典：平成 14 年度 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（平成 15 年 3 月 財団法人原子力発電技術機構）

図14-3 下部ドライウェルアクセストンネル開口近傍 部分詳細モデル

(B) S/C における熱水力振動の影響

S/C に作用する水学的動荷重は大別して次の 2 種類がある。

- (1) ドライウェルと S/C を繋ぐベント管からの吹き出しによる荷重
- (2) 主蒸気逃し安全弁 (SRV) 作動時にプール水中の SRV 排気管端部に設置されたクエンチャからの吹き出しによる荷重

このうち(1)については、冷却材喪失事故時発生直後の、蒸気流束が極めて大きい状態で支配的となる現象であるため、その後格納容器が限界温度・圧力に近づいた状態においては評価が不要であると考えられる。したがって、(2)のクエンチャ吹き出しによる荷重の影響について検討を行った。

クエンチャ吹き出しに伴う荷重には主に次の 2 種類がある。

(1) 気泡振動荷重

SRV 作動時に排気管内の空気が圧縮され、クエンチャから水中に放出される際に気泡を形成し、この気泡の膨張・収縮の繰り返しによる圧力振動が S/C 壁面へ作用する荷重

(2) 蒸気凝縮振動荷重

原子炉圧力容器からの蒸気が SRV 排気管を通過してクエンチャから S/C 水中へ放出される際に生じる凝縮振動が S/C 壁面へ作用する荷重

このうち、(1)の気泡振動荷重については、荷重の大きさが、ガスの量とそのエネルギーに支配され、プラント設計においては逃がし安全弁排気管の性状や吹き出し圧等を考慮して実機測定値に余裕をみた荷重を設定している。重大事故時においても、排気管内のガス量や吹き出し圧は設計基準事象時と同等か、温度上昇にともなって排気管内のガス密度が低下することで荷重は低下する傾向にあると考えられるため、気泡振動荷重がプラント設計条件よりも厳しくなることはない。

一方、(2)の蒸気凝縮振動荷重については、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉・7 号炉の SRV 排気管の吹き出し部にクエンチャが設けられておりクエンチャからの吹き出しにより蒸気凝縮が安定して行われるため、気泡振動荷重に比べて十分小さく、また、S/C 水のサブクール度の変化によっても不安定凝縮が発生しないことが、過去の試験において確認されている (図 14-4 参照)。このため、蒸気凝縮振動荷重の影響は十分小さいと評価できる。

これらの検討結果から、重大事故時における S/C の動荷重の影響は、プラント設計時に考慮している動荷重の影響と同等レベルであると考えられる。

なお、現在の有効性評価において考慮しているシナリオ (大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失) においては、SRV が動作しないため、クエンチャ吹き出しによる熱水力振動は発生しない。

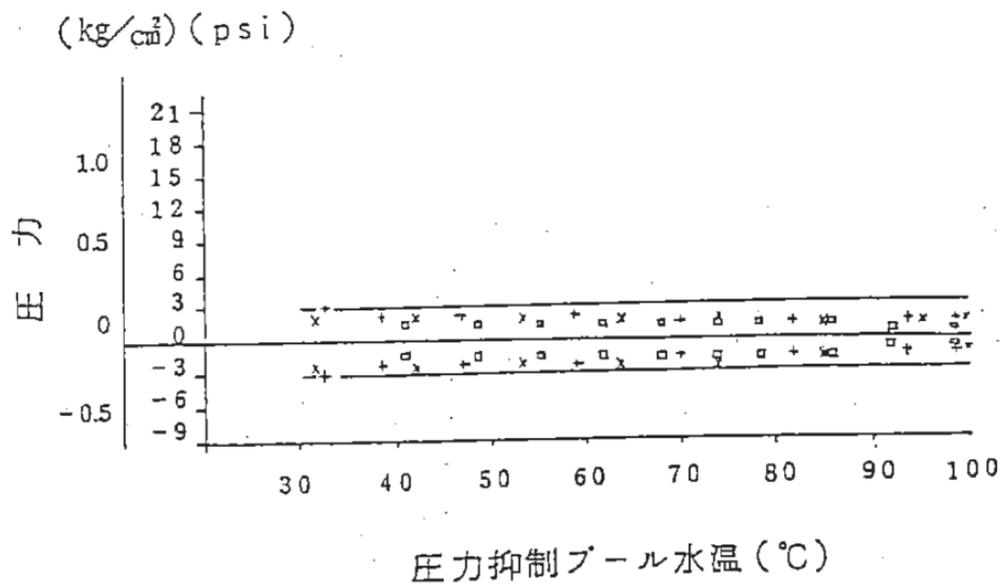


図 14-4 蒸気凝縮時の圧力変動と水温の関係
 (原子炉安全基準専門部会 格納容器評価小委 資料 MI-2-3より抜粋)



No.15	配管貫通部の代表性について、様々な破損・変形様式を考慮しても、L/Dの厳しいものを選定することが妥当であることを説明すること
-------	--

1. 原子炉格納容器貫通部の代表選定の考え方

- ① 原子炉格納容器配管貫通部における評価は、格納容器配管貫通部全数から本章で示す考えに基づき代表配管を選定する。
- ② 原子炉格納容器貫通部周りの配管に発生する応力は、原子炉格納容器貫通部の変位と、配管系の拘束から影響を受ける。まず、変位について原子炉格納容器が 2Pd、200℃時における変位を算定した結果を図 15-2 に示す。変位の評価モデルは「0° - 180°」と「90° - 270°」の 2 ケースの分割モデルで実施している。図 15-3 及び図 15-4 で評価モデルのイメージを示す。この評価結果から T. M. S. L 15m 以上の変位が最も高くなっていることを確認した。したがって 15m 以上にある配管貫通部から、拘束条件が厳しいものを選定することとした。
- ③ なお、小口径配管については、二次応力が小さい傾向にあるため、選定にあたっては対象外とする。
- ④ ここまでで抽出された配管貫通部を表 15-1 に纏めているが、本評価は格納容器限界温度・圧力 (200℃, 2Pd) における評価であることから、従来設計が 200℃以上のものは評価不要と考えているため、最高使用温度が 200℃以上の配管については対象外とする。
- ⑤ 上記の考えで抽出された配管貫通部は X-81 (AC 系), X-82 (FCS 系) であり、これらについて、原子炉格納容器限界温度・圧力 (200℃・2Pd) 時の格納容器変位による配管損傷要因として考えられる二次応力の影響を評価するため、二次応力が厳しくなる配管拘束条件に着目して代表配管を選定することとした。拘束条件の厳しさを表す参考の値として、貫通配管の第一拘束点までの距離 (L) と配管口径 (D) の比 (L/D) を用いる。一般的に L が小さい程拘束が厳しく、D が大きい程配管応力を受けやすいことから、L/D が最も小さいものが拘束条件が厳しく、配管応力を受けやすいと考えられる。

2. 代表配管の選定結果

上記の考え方から、L/D が最も小さいものを選定した結果、表 15-1 で示す通り不活性ガス系の配管貫通部 (X-81) を選定した。なお、X-81 のペネ取付高さは T. M. S. L 19m であり、L/D は約 6.4 である。これらの代表配管抽出フローについては、図 15-1 で示している。

<代表配管抽出フロー>

<考え方>

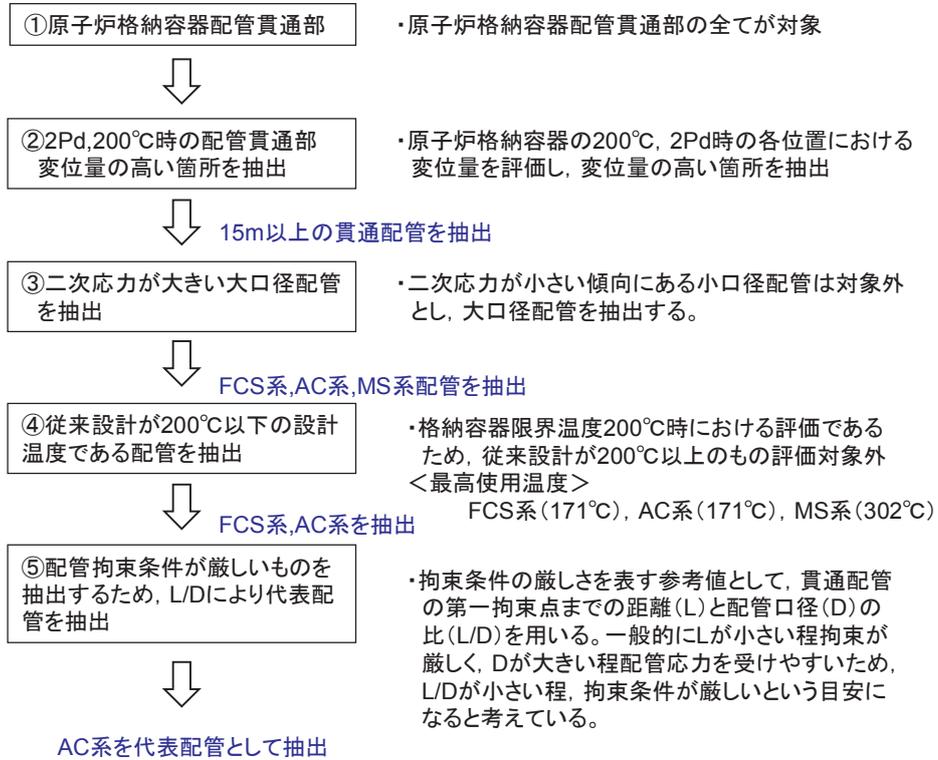


図 15-1 代表配管抽出フロー

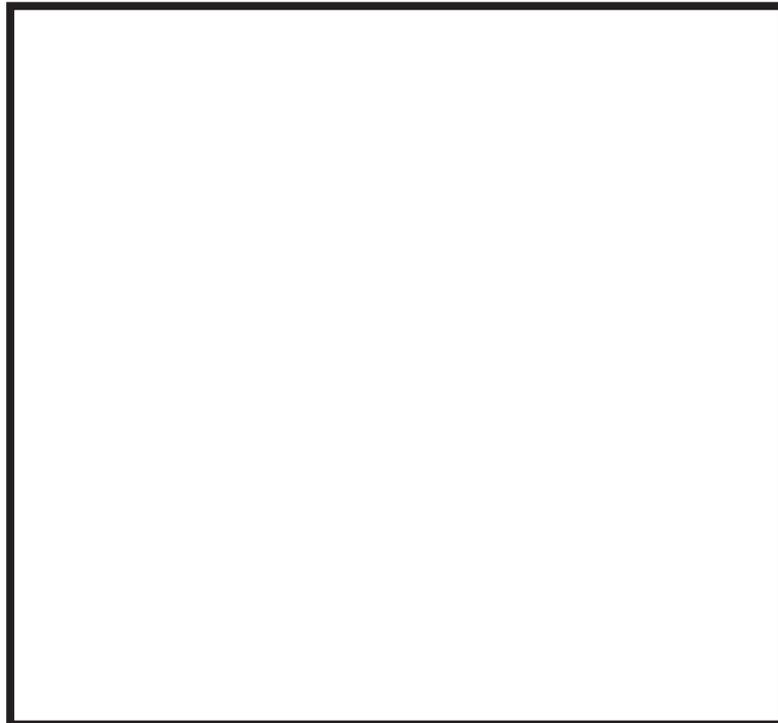


図 15-2 格納容器(200°C, 2Pd時)の変位

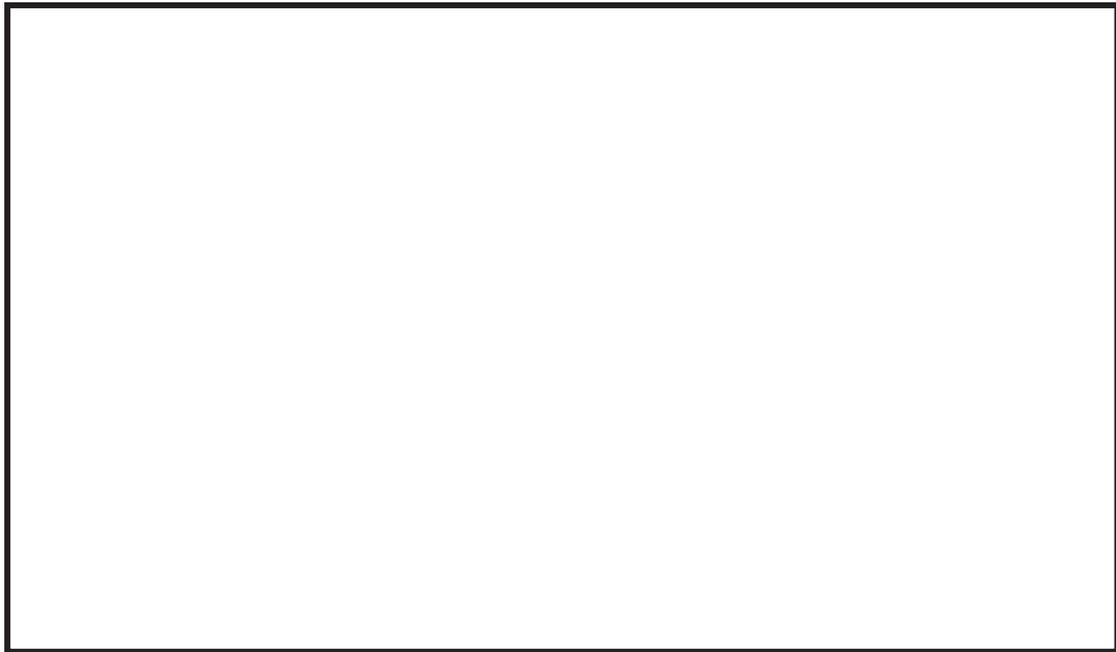


図 15-3 格納容器「0° -180° 」, 「90° -270° 」について (7号炉の例)

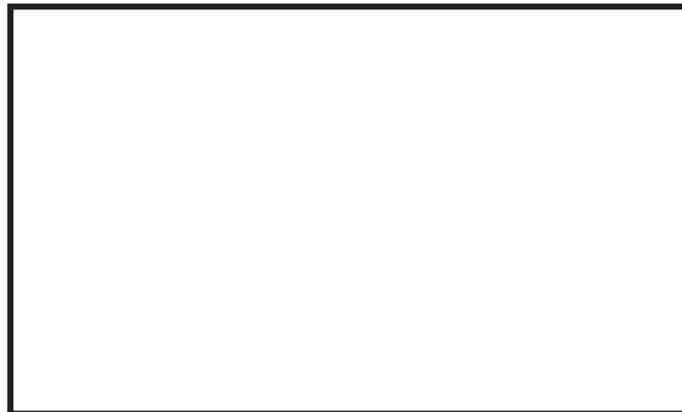


図 15-4 変位の評価モデルイメージ (0° -180°)

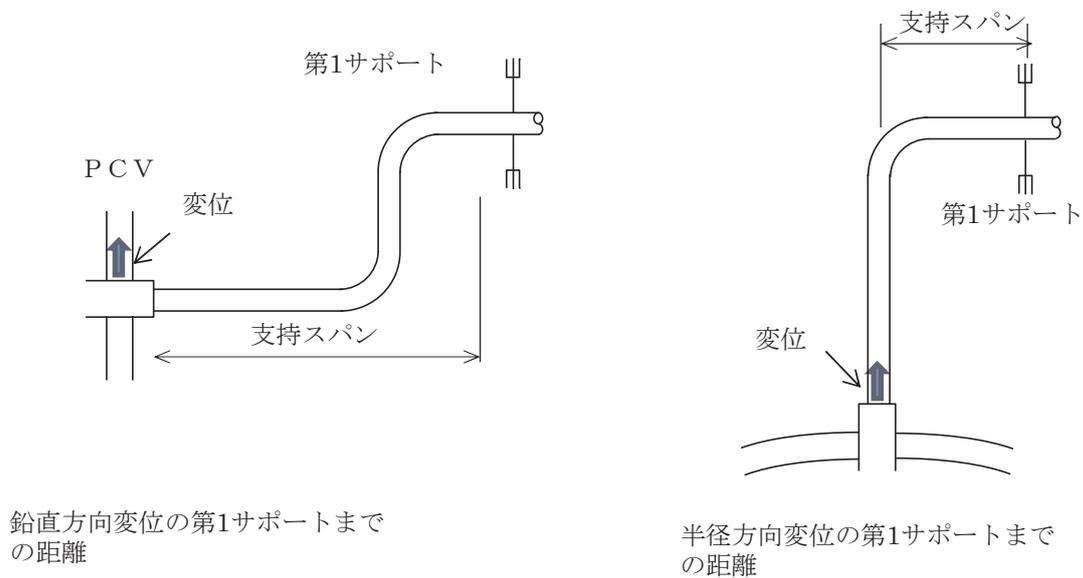
表 15-1 配管貫通部と口径比 (T. M. S. L 15m 以上)

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

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

<参考> 貫通部反力（モーメント）の比較

図 15-1 の代表選定フローで抽出された AC 系と FCS 系の貫通配管について、L/D の比較により代表配管を決定しているが、L/D で代表を選定することが妥当であることを確認するために、配管貫通部の貫通部反力（モーメント）についても比較を実施した。貫通部反力（モーメント）の評価概要は図 15-5 に示す通りである。第一サポートまでのサポート距離（支持スパン）は、各貫通部から第 1 拘束点までの距離とし、それぞれ放射方向 L1、鉛直方向 L2 として貫通部反力（モーメント）の指標を算出して、代表配管の選定を評価した。評価結果を表 15-2 に示しており、L/D の評価と同様に、反力（モーメント）の評価についても AC 系が厳しい結果であり、AC 系を選定することが適切であることが本結果からも確認できた。



鉛直方向変位の第1サポートまでの距離

半径方向変位の第1サポートまでの距離

図 15-5 貫通部反力（モーメント）評価におけるサポート支持スパンの考え方

表 15-2 貫通部反力（モーメント）の評価結果

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

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

<貫通部反力(モーメント)の指標算出式>

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

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

上記①式に以下の式②、③を代入する。

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

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

D: 配管外径
 d: 配管内径

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

No.16	PCV 隔離弁の評価対象弁の抽出について、適切なフローを示し、説明すること
-------	---------------------------------------

【回答 16】

原子炉格納容器限界温度・圧力における原子炉格納容器隔離弁の健全性評価対象の抽出フローについて、図 16-1 の通り評価フローと抽出結果を適切に示す。この抽出フローの結果、「不活性ガス系バタフライ弁」及び「TIP ボール弁及びパージ弁」が抽出されており、それら弁について健全性評価を示している。

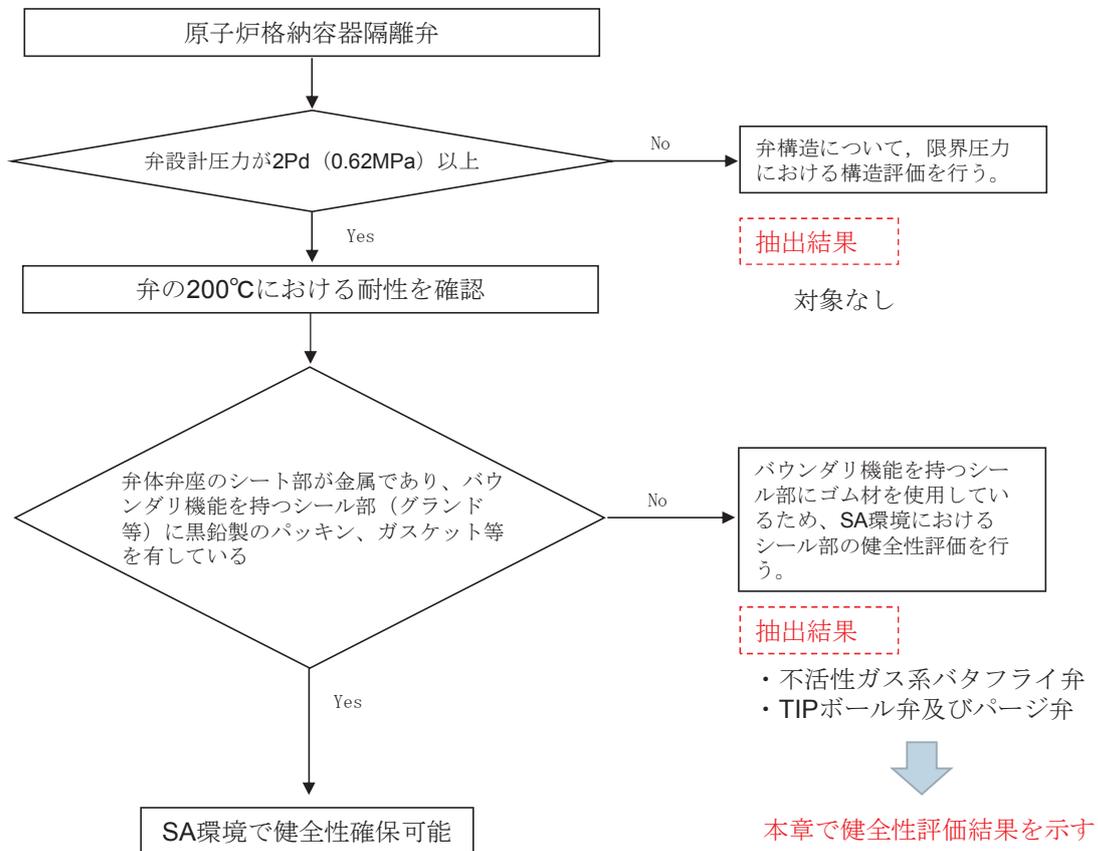


図 16-1 原子炉格納容器隔離弁の評価対象弁の抽出フロー

No.17	200℃, 2Pd によりフランジに永久変形が生じないことを示すこと。
-------	-------------------------------------

【回答 17】

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は、シール材の追従評価以外にも、事故時の原子炉格納容器過圧状態における開口により、永久変形が生じないことを示す必要がある。

そこで、開口影響がある部位の評価として、200℃, 2Pd におけるドライウェルトトップヘッドフランジ、機器搬入用ハッチ、サプレッション・チェンバ出入口、及び所員用エアロックのフランジ部の変形について200℃, 2Pdにおける発生応力を算出し、供用状態Csにおける評価基準値と比較した。7号炉を代表として、結果を下表に示しているが、すべて供用状態Csにおける評価基準値以下であり、永久変形は生じないことを確認した。

各フランジ部の評価を以下に示す。

A. ドライウェルトトップヘッドフランジ

ドライウェルトトップヘッドフランジの200℃, 2Pd における発生応力をJIS B 8265 に従い算出し、供用状態Cs の評価基準値と比較した結果、全て評価基準値以下であり、永久変形は生じない。

荷重	発生応力 (MPa)			供用状態 Cs における 評価基準値 (MPa)
2Pd	ハブの軸方向応力	σ_H	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	$\sigma_{R'}$	156	226
	フランジの半径方向応力	σ_R	2	226
	フランジの周方向応力	σ_T	2	226
	組合せ応力	$\frac{\sigma_H + \sigma_R}{2}$	15	226
		$\frac{\sigma_H + \sigma_T}{2}$	15	226
	ボルトの応力	σ_{b0}	322	432

B. 上部ドライウェル機器搬入用ハッチ

上部ドライウェル機器搬入ハッチのフランジについて、200℃、2Pd における発生応力をJIS B 8265に従い算出し、供用状態Cs の評価基準値と比較した結果、全て評価基準値以下であり、永久変形は生じない。

フランジの応力 (単位: MPa)

応力評価点	荷重	PL+Pb	
		応力強さ	評価基準値
P2	2Pd	303	339

ブラケットの応力 (単位: MPa)

応力評価点	荷重	垂直応力	せん断応力	PL+Pb	
				応力強さ	評価基準値
P3	2Pd	106	33	125	339
P4	2Pd	106	33	125	339

ボルトの応力 (単位: MPa)

応力評価点	荷重	引張応力	評価基準値
P5	2Pd	283	432

C. 下部ドライウェル機器搬入用ハッチ

上部ドライウェル機器搬入ハッチのフランジについて、200℃、2Pd における発生応力をJIS B 8265に従い算出し、供用状態Cs の評価基準値と比較した結果、全て評価基準値以下であり、永久変形は生じない。

フランジの応力 (単位: MPa)

応力評価点	荷重	PL+Pb	
		応力強さ	評価基準値
P2	2Pd	223	339

ブラケットの応力 (単位: MPa)

応力評価点	荷重	垂直応力	せん断応力	PL+Pb	
				応力強さ	評価基準値
P3	2Pd	111	44	142	339
P4	2Pd	111	44	142	339

ボルトの応力 (単位: MPa)

応力評価点	荷重	引張応力	評価基準値
P5	2Pd	292	432

D. サプレッション・チェンバ出入口

サプレッション・チェンバ出入口のフランジについて、200℃、2Pd における発生応力をJIS B 8265に従い算出し、供用状態Cs の評価基準値と比較した結果、評価基準値以下であり、永久変形は生じない。

フランジの応力 (単位: MPa)

応力評価点	荷重	PL+Pb	
		応力強さ	評価基準値
P2	2Pd	161	339

ブラケットの応力 (単位: MPa)

応力評価点	荷重	垂直応力	せん断応力	PL+Pb	
				応力強さ	評価基準値
P3	2Pd	94	42	126	339
P4	2Pd	94	42	126	339

ボルトの応力 (単位: MPa)

応力評価点	荷重	引張応力	評価基準値
P5	2Pd	258	432

E. 上部ドライウエル所員用エアロック

上部ドライウエル所員用エアロックについて、200℃、2Pd における発生応力を算出し、供用状態Cs の評価基準値と比較した結果、基準値以下であり、永久変形は生じない。

荷重	応力	許容応力	
2Pd	内側とびら板 P2	41	339
	内側隔壁 P3	120	339
	垂直部材 P4	185	339
	上部水平部材 P5	25	339
	下部水平部材 P6	22	339

F. 下部ドライウエル所員用エアロック

下部ドライウエル所員用エアロックについて、200℃、2Pd における発生応力を算出し、供用状態Cs の評価基準値と比較した結果、基準値以下であり、永久変形は生じない。

荷重	応力	許容応力	
2Pd	内側とびら板 P2	41	339
	内側隔壁 P3	120	339
	垂直部材 P4	185	339
	上部水平部材 P5	25	339
	下部水平部材 P6	22	339

No.18	原子炉格納容器においてどの順でリークが始まるのかを判断するため、部位毎の余裕を評価すること
-------	---

【回答 18】

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

- ①原子炉格納容器本体（コンクリート部）
 - 曲げせん断破壊
- ②原子炉格納容器本体（ライナ部）
 - 延性破壊
- ③トップヘッドフランジ
 - 延性破壊，変形，高温劣化（シール部）
- ④ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）
 - 延性破壊，変形，高温劣化（シール部）
- ⑤エアロック
 - 延性破壊，変形，高温劣化（シール部）
- ⑥配管貫通部
 - ・貫通配管
 - 延性破壊
 - ・スリーブ
 - 延性破壊
 - ・端板
 - 延性破壊
 - ・閉止板
 - 延性破壊
 - ・閉止フランジ
 - 延性破壊，高温劣化（シール部）
- ⑦電気配線貫通部
 - 延性破壊，高温劣化（シール部）
- ⑧原子炉格納容器隔離弁
 - 延性破壊，高温劣化（シール部）

これら機能確保のために評価を行う必要のある機器について、構造健全性及びシール部の機能維持について、各設備に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定して評価を行ったが、判断基準に対する各機器の裕度について、表 18-1 に示す。

裕度の考え方は部位ごとに異なっており、破損限界を評価することができるものについては、 $200^{\circ}\text{C} \cdot 2\text{Pd}$ における状態と破損限界との比較を行っている。一方、破損限界が確認できていないものについては、 $200^{\circ}\text{C} \cdot 2\text{Pd}$ の状態における健全性を確認した際の判定基準に対する裕度を評価した。

その結果、構造部材について裕度が最小となるものは、ハッチ類、エアロック、配管貫通部の応力比較であり、裕度は約1.1であった。ただし、これらの評価においては、評価基準として、規格等に定められている許容値を用いて評価しているものであり、許容値が保守的に設定されているものであることから、実際の構造部材としての実力ではさらに裕度を有しているものと考ええる。

一方、シール部については、シール材が事故条件下において時間的に劣化していくことが確認されている。このため、構造部材と異なり、現在の評価において健全性が確認されている7日間の期間を超えて $200^{\circ}\text{C} \cdot 2\text{Pd}$ の状態が長時間継続した場合には、シール材が機能を喪失し漏えいが生じる可能性がある。また、シール部のうちでも、トップヘッドフランジや機器ハッチ等、フランジ構造になっている箇所については、圧力の上昇にともない開口量が増加するため、その影響により、他のシール部に比べて漏えいが生じるリスクが高いものと考えられる。

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

以上

表 18-1 評価対象機器が有する限界温度・圧力に対する裕度

評価対象部位	想定される機能喪失要因	裕度の考え方	2Pdに対する裕度 (評価結果)
① 原子炉格納容器本体 (コンクリート部)	曲げせん断破壊	NUPECで実施された弾塑性解析により、200°C条件下で、コンクリート部の内圧に対する耐圧性を確認	約 2.0 (4.0Pd 近傍からコンクリートの局所的破損開始)
	原子炉格納容器本体 (ライナ部)	延性破壊	NUPECで実施された至み評価をもとに、200°C条件下で、ライナ部破損圧力を評価
②	延性破壊	設計・建設規格の評価式に準拠し 200°C、2Pd において応力評価を行い、許容応力と比較	約 1.8 (約 3.5Pd でライナ部の相当塑性ひずみが増加し破断ひずみに到達)
	延性破壊	NUPECで実施された 1/10スケールモデル試験体を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価	約 1.5 (締め付けボルトの発生応力と許容値との比較)
③ トップヘッドフランジ	延性破壊	NUPECで実施された 1/10スケールモデル試験体を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価	約 1.4 (試験結果から弾性限界圧力 (約 2.8Pd) を算出)
	変形・高温劣化 (シール部)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	— (圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)
④ ハッチ類 (機器搬入用ハッチ等)	延性破壊	設計・建設規格の評価式に準拠し 200°C、2Pd において応力評価を行い、許容応力と比較	約 1.1 (ガセットプレートのせん断力と許容値との比較)
	変形・高温劣化 (シール部)	NUPECで実施されたハッチモデル試験体を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価	約 3.0 (ハッチモデル試験体の限界圧力 (6.0Pd) との比較)
⑤ エアロック	延性破壊	設計・建設規格の評価式に準拠し 200°C、2Pd において応力評価を行い、許容応力と比較	— (圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)
	変形・高温劣化 (シール部)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	約 1.1 (ガセットプレートのせん断力と許容値との比較)
⑥ 配管貫通部 (貫通配管)	延性破壊	代表配管について、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格 PPC-3530 に準拠し、既工事計画認可申請書で実績ある手法で評価を実施	約 1.1 (配管に生じる応力と許容値との比較)
	延性破壊	代表配管について、設計・建設規格 PVE-3410、3610 に準拠し、必要板厚 (現在の板厚で生じる応力が許容値を満たすこと) を算定	約 1.8 (配管貫通部の部材 (コンクリート部) に生じる応力と許容値との比較)
⑦ 電気配線貫通部	延性破壊	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	— (開口は生じないが、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)
	変形・高温劣化 (シール部)	代表貫通部について、設計・建設規格 PVE-3230 に準拠し、必要板厚を算定	約 1.7 (呼び厚さと計算上必要な厚さとの比較)
⑧ 原子炉格納容器隔離弁	延性破壊	電共研、NUPEC で実施された電気配線貫通部のモデル試験体を用いた気密性能確認結果に基づき限界圧力・温度を評価	約 1.3 (NUPEC での試験において、約 2.6Pd で漏えいが発生)
	変形・高温劣化 (シール部)	シール部について試験結果に基づき評価	— (開口は生じないが、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)

No.19	格納容器の機能喪失の検出の考え方を整理して説明すること。
-------	------------------------------

【回答 19】

本コメントについては、第258回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」で同様の説明を実施している。

格納容器の機能喪失の検出の考え方について、事故発生から格納容器ベントを実施するまでのフローで示す通り、原子炉格納容器圧力を確認すると共に、炉心損傷確認、格納容器内水素濃度上昇確認、原子炉建屋への漏えい確認を、フローで示す計器で確認する。格納容器の閉じ込め機能喪失時は原子炉建屋への漏えいを検出することで確認し、原子炉格納容器圧力と共に、「原子炉建屋水素濃度」、「PAR 出入口温度」、「原子炉建屋内各種放射線モニタ」の計器により検出する。

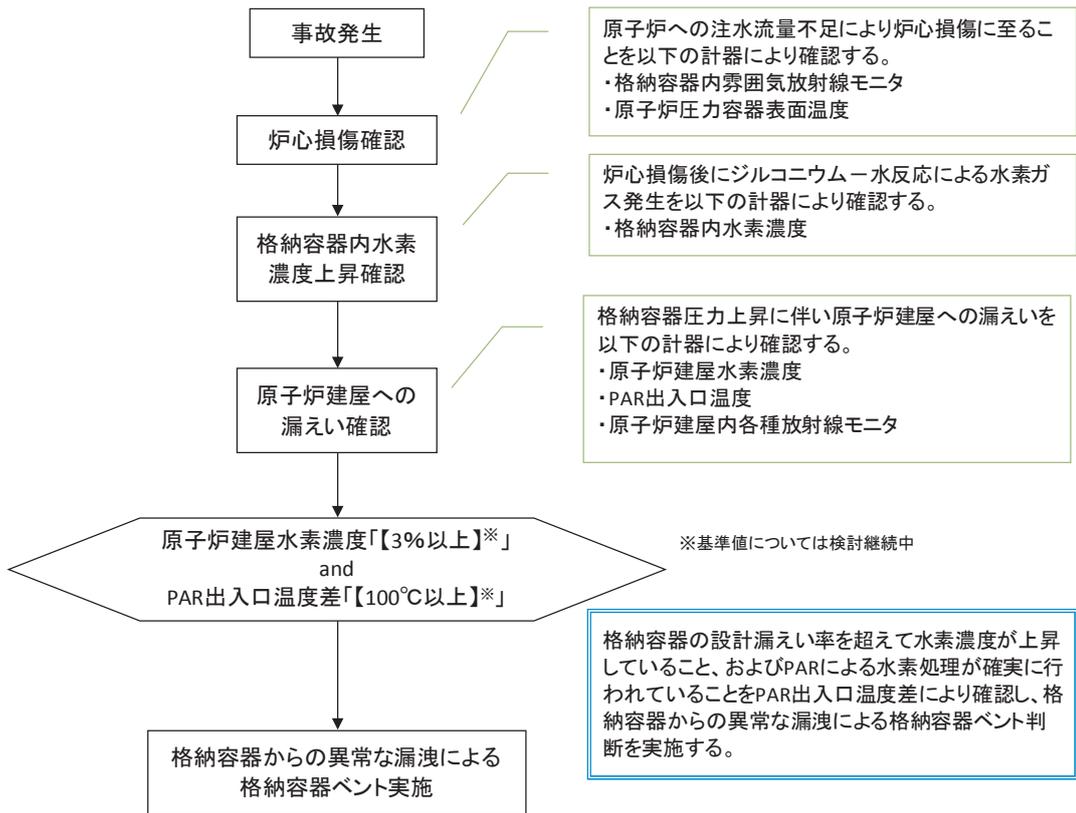


図19-1 格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベント操作概要

No.20	TIP の爆破弁の構造と信頼性をどのように確認しているか説明すること
-------	------------------------------------

【回答 20】

(1) TIP系統概要

TIP(Traversing In-core Probe)は、移動式の炉心内の核計装装置であり、全体概略構成はLPRM (Local Power Range Monitor : 局所出力領域モニタ) を校正するための検出器と、その検出器を炉心内への挿入と炉心からの引抜を行う駆動関連装置、及び検出器を炉心内にガイドするための校正用案内管で構成される。校正用案内管はLPRM検出器に隣接して1体配置されており、LPRM全52座標と同じ員数となっている。TIPシステムの概略構成図を図20-1に示す。

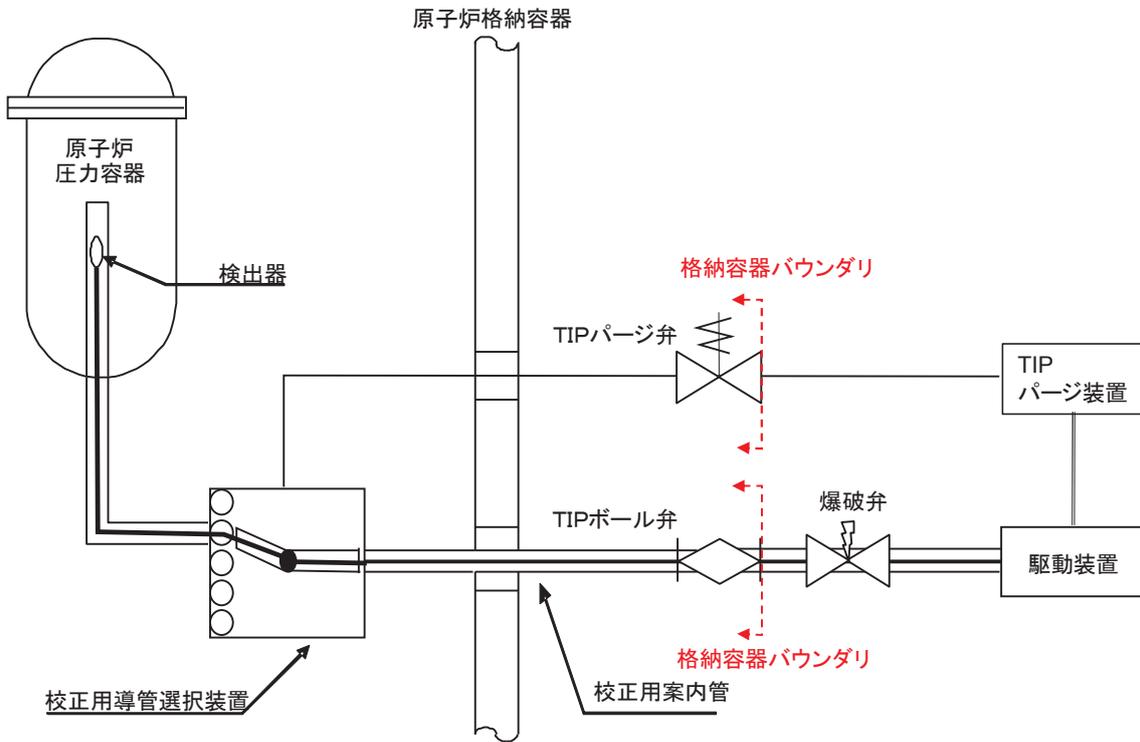


図20-1 TIPシステム構成図

(2) TIP装置の機能、動作について

① TIP駆動装置

TIP駆動装置は、TIP検出器ケーブルを駆動装置内の歯車によって駆動し、TIP検出器を原子炉格納容器外から炉心内に挿入、引抜操作する。

② TIPボール弁及び爆破弁

TIPボール弁は通常運転時に全閉状態であり、隔離機能を維持している。TIPボール弁が開状態となるのは、通常運転時の局部出力領域モニタの校正のためTIP検出器を炉心内に挿入・引抜する期間である。TIP検出器を炉心内に挿入している間に格納容器隔離信号が入った場合には、TIP検出器が自動引抜され、TIPボール弁が自動閉止する。また、TIP検出器を炉心内に挿入している間に格納容器隔離信号が入り、且つTIPボール弁が正常に閉止しない場合、TIP爆破弁にて閉止を行う。この場合、爆破弁の大きなエネルギーを利用してカッターを動作させ、TIP検出器ケーブルを切断して隔離機能を持たせる。

③ TIP校正用案内管

TIP校正用案内管は駆動関連装置を構成する各機器間に達成されており、TIP検出器並びにケーブルを外部から保護するとともに、これらの走行のための案内となる機能を有している。

④ 校正用導管選択装置

校正を必要とするLPRM座標に検出器を案内するために、校正用案内管を選択する装置である。本装置内の校正用案内管を回転させることで、各座標のTIP校正用案内管を選択する機能をもつ。

⑤ TIPパーージ装置

TIPパーージ装置は、TIP案内管の内面にコーティングされている潤滑剤（TIP案内管とTIP検出器ケーブルの摩擦力低減を目的としている）の湿分吸収による潤滑効果の低下防止を目的とし、TIP駆動装置に乾燥空気をパーージし、校正用導管選択装置に窒素をパーージする。

(3) TIP爆破弁の構造について

TIP爆破弁の構造図を図20-2で示す。中央制御室の操作パネルにより運転員が手動操作によりTIP爆破弁に作動信号を与えると、爆発による大きなエネルギーによりカッターが飛び出し、TIP検出器ケーブルを内蔵しているTIP校正用案内管を切断した後、カッターは所定の位置に停止する。その時にカッターが案内管切断面をシールし隔離機能が作用する。



図20-2 TIP爆破弁構造

(4) TIP爆破弁の信頼性確認について

TIP爆破弁の信頼性を確認するため、爆破弁の起爆回路の健全性を確認することを目的として毎定検で表20-1に示す検査を実施している。また、経年劣化の影響が懸念される弁駆動源の火薬については、火薬の設計寿命を考慮して交換頻度を5年と定め、定期的に交換することで信頼性を確保している。

表20-1 TIP爆破弁の検査項目

No	検査項目
1	外観検査
2	絶縁抵抗測定試験 (TIP爆破弁～中央制御室の操作ユニット間のケーブルの健全性確認)
3	導通確認試験 (TIP爆破弁の点火回路の健全性確認)
4	起爆電流測定 (起爆回路の健全性確認)