

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11月

東京電力株式会社

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉
原子炉格納容器限界温度・圧力に関する評価結果 コメント回答資料

1. 審査会合コメント回答

No	審査会合コメント	項目
2-1	試験データについて、試験の繰り返し数等から代表性や信頼性を説明すること。	シール機能評価
2-2	フランジ開口量評価結果について構造解析と関連付けて説明すること。	
2-3	改良 EPDM の機能維持において格納容器製作公差等による開口量への影響を説明すること	
2-4	バックアップシール材の長時間負荷状態での変形特性について説明すること。	
2-5	配管貫通部の代表性について、L/D とモーメントの指標算出式の L ² /D との関係等を整理し、より適切な選定方法及び選出部位について再度説明すること。	配管貫通部評価
2-6	原子炉格納容器本体の評価について、NUPEC の評価結果が柏崎刈羽 6,7 号機に適用できること及び NUPEC の解析モデルが妥当であることを説明すること。	構造評価

2. 追加説明事項

No	追加説明事項	項目
1	S/C 構造評価において、SA 時の S/C 水位上昇を踏まえた水学的動荷重の影響について	動荷重評価
2	均圧弁及び TIP ボール弁、TIP パージ弁のシール材について	シール機能評価

No.2-1	試験データについて、試験の繰り返し数等から代表性や信頼性を説明すること。
--------	--------------------------------------

(回答)

長期（168 時間以降で 150℃を下回る状況）的な格納容器温度と閉じ込め機能の関係を評価するために、時間経過によるシール材の長期的な影響を表 2-1-1 の試験結果で示しているが、その試験データの信頼性について説明する。

表 2-1-1 で改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ率，硬さ，質量変化率をそれぞれの試験時間に対して示しているが，これは同じ条件に暴露した試験体 3 個のデータの平均を示したものである。試験体 3 個のそれぞれの試験結果を表 2-1-2 に示す。圧縮永久ひずみ率，硬さ，質量変化率ともに試験体 3 個の実測値データに大きなばらつきも無いため，試験体数が 3 個であることは妥当と考えている。よって，これらの平均値を示した表 2-1-1 の試験データについては信頼性を有しており妥当と考えている。

表 2-1-1 改良 EPMD 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[%]			

表 2-1-2 0～7 日(200℃)、7～30 日(150℃)の圧縮永久歪み試験 (試験数 : 各 3)

No	試験 時間 [日]	試験 温度 [℃]	圧縮永久ひずみ試験					
			圧縮永久 歪み率[%]		硬さ		質量変化率 [%]	
			実測値	提示値	実測値	提示値	実測値	提示値
1	0～7	200℃	[Redacted Data]					
2	7～14	150℃						
3	14～30	150℃						

また、シール材の復元特性を示すために、復元速度測定試験を実施しており、500mm/min 以上の復元速度を有していることを示している (図 2-1-1 参照)。本試験は、試験体 2 個を同じ条件で実施したものであり、いずれの試験も同様の傾向を示したため、いずれか一方の試験結果を代表とすることは妥当と判断し、試験体 1 個の試験結果を提示したものである。試験体 2 個の復元測定試験結果を図 2-1-2 に示しているが、試験結果に大きなばらつきはないため信頼性を有しており妥当と考えている。



図 2-1-1 一定復元速度下で測定した改良 EPDM シール材の圧縮応力
(左図 : 300mm/min, 右図: 500mm/min)

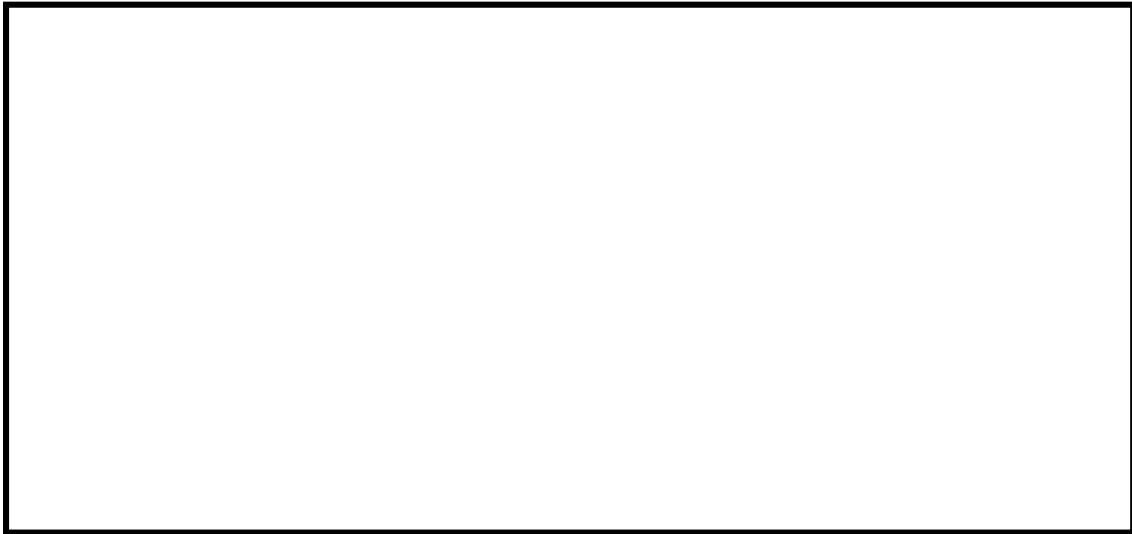


図 2-1-2 復元速度測定試験（試験数：各 2）
（左：300mm/min, 右：500mm/min）

なお、上述の復元速度測定試験は、劣化していない材料に対して実施したものであるが、今回新たに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 2-1-3、試験結果を図 2-1-3,2-1-4 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 2-1-3 劣化試験体を用いた復元速度測定試験の試験条件

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

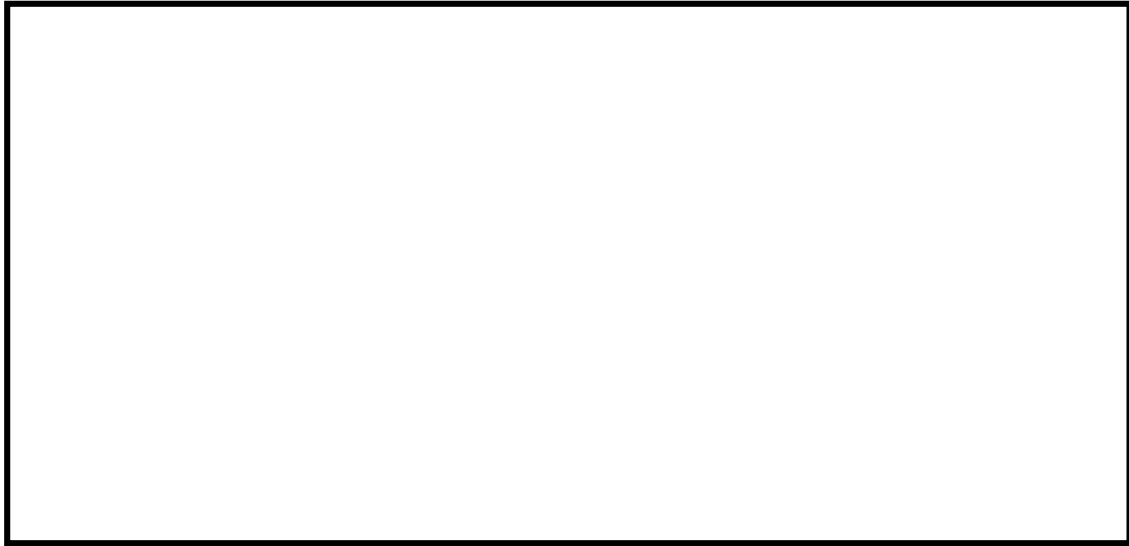


図 2-1-3 復元速度測定試験 (試験数 : 各 3)
(劣化条件<ケース 1> : 放射線 1MGy, 熱 200°C,168h)
(左 : 300mm/min, 右: 500mm/min)



図 2-1-4 復元速度測定試験 (試験数 : 各 3)
(劣化条件<ケース 2> : 放射線 1MGy, 熱(蒸気)200°C,168h⇒150°C,168h)
(左 : 300mm/min, 右: 500mm/min)

本試験で得られた結果から、劣化を考慮した場合の改良 EPDM 製シール材の復元速度は 500mm/min (=8.33mm/s) 以上あることが確認できる。これは、有効性評価で考慮している最もフランジ開口の変化速度早い事象 (0.15mm/s) と比較しても、十分な裕度を有しており、試験データにもばらつきが小さいことから、事故時に必要なシール性能を維持できるものと評価できる。

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 を上回る 300mm/min (5mm/s) 及び 500mm/min (8.33mm/s) を試験速度とした。

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

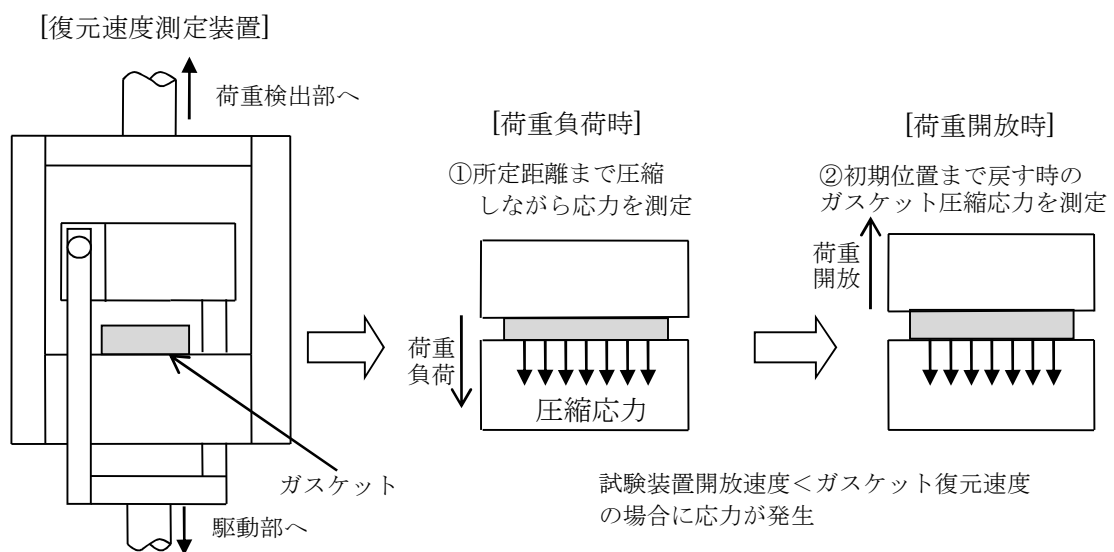


図 1 復元速度測定試験の概要

3. 試験結果

試験結果を図2に示す。この図に示すように、荷重開放時の各計測点において圧縮応力が測定されたことから、改良 EPDM シール材の復元速度は 500mm/min (8.33mm/s) 以上であることを確認した。前述の通り、フランジ開口量の変化速度が最も早くなるのは、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/min (8.33mm/s) 以上 > フランジ開口変化速度 (0.15mm/s)



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

なお、本試験は、劣化していない材料に対して実施したものであるが、表 2-1-1 で示すとおり、劣化後の圧縮永久歪み、硬さ、質量変化率からは、有意な性状変化は見られていない。また、さらに詳細に劣化による影響を確認するために、劣化後の材料の FT-IR やシート面の硬さに関する検討を行った。その結果、シール材の性状に大きな変化は確認されなかった。

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

<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 3 に，硬さ測定の測定値を図 4 に示す。その結果，放射線照射+蒸気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。

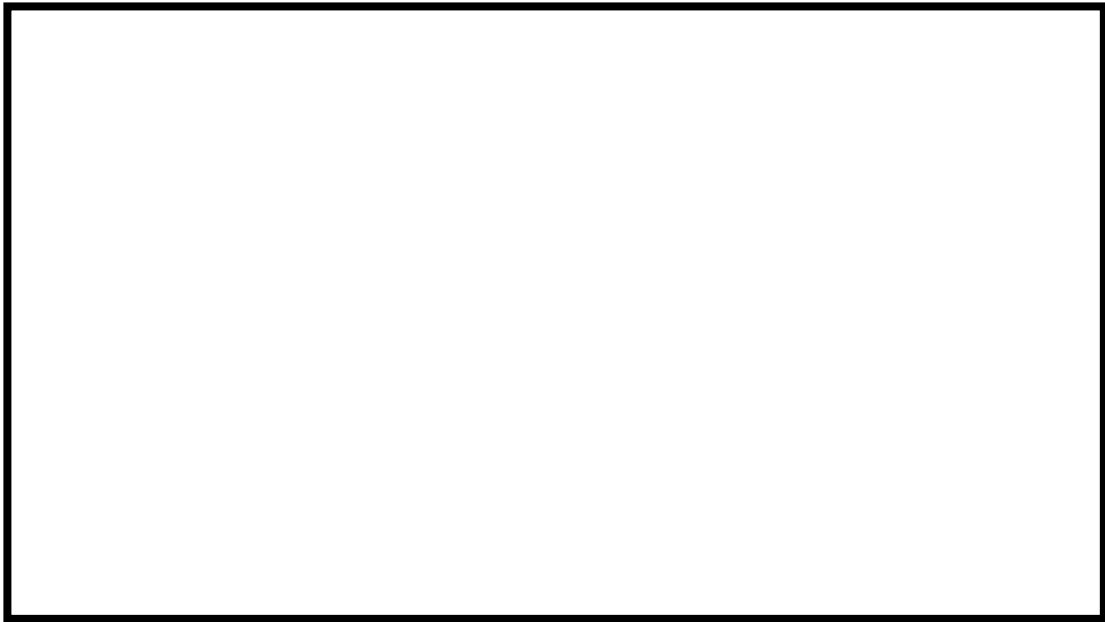


図 3 FT-IR 測定結果（シート面）

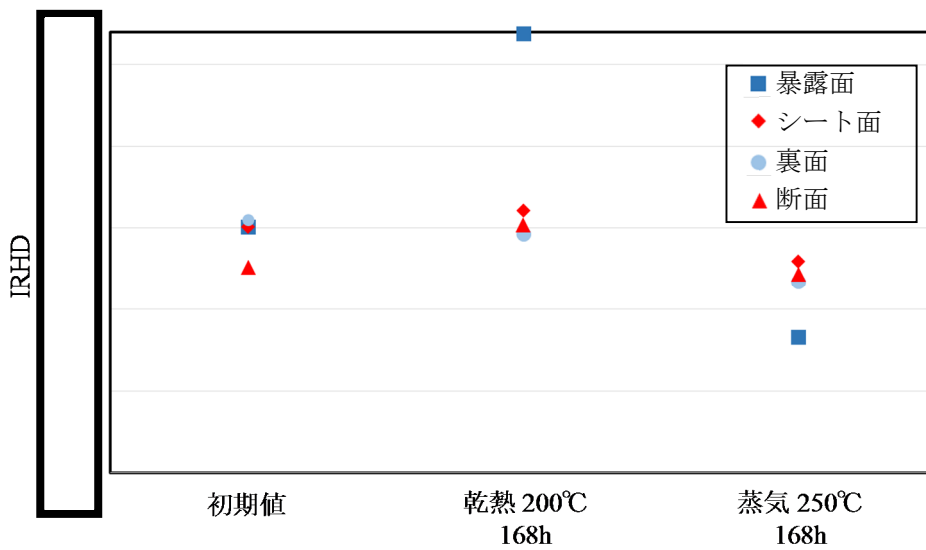


図 4 硬さ測定結果

No.2-2	フランジ開口量評価結果について構造解析と関連付けて説明すること。
--------	----------------------------------

(回答)

本文では、有効性評価での限界温度、圧力の設定の妥当性の確認のため、有限要素法 (FEM) 解析を用いてトップヘッドおよび機器ハッチのフランジ部の開口量を評価している。本資料は、トップヘッドフランジ等の開口評価の妥当性について示すものである。今回、当社が実施したトップヘッドおよび機器ハッチのフランジ部の開口量評価では、FEM 解析を用いている。今回の評価では、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、フランジ部の開口の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。その評価モデルを図 2-2-1 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 2-2-2 は、NUPEC で実施された機器搬入用ハッチフランジの圧力と開口量の関係である。この開口量は、図 2-2-3 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。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 2-2-4 参照)。図 2-2-2 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。なお、これらの評価手法は、JSME シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン (BWR 鋼製格納容器編) 等にも反映された手法である。

フランジ部の開口評価では、フランジ部だけではなくトップヘッドの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、同時にトップヘッド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。また、図 2-2-5 に当社トップヘッドフランジ開口量評価における 2Pd 時の相当塑性ひずみ分布を示す。材料の降伏点の低いワッシャーとナットについて、内圧の増加に伴って局所的に塑性領域に入ることも、開口挙動の曲線的な変化に寄与するものと考えられる。ただし、2Pd 時にワッシャーとナットで生じる塑性ひずみは概ね 0.3%~0.6%程度と小さく、発生箇所も局所的であるため、内圧変動時の開口評価に及ぼす影響は小さい。フランジやボルトについては、材料の降伏点が高く、内圧が 2Pd まで増加しても、弾性変形の範囲内にあり、塑性ひずみは発生していない。同様の評価結果が、原子力安全・保安院による評価^[1]でも示されているように、フランジ部の開口評価において、2Pd までの圧力範囲ではフランジやボルトの塑性変形は生じないことから、内圧が変動しても開口挙動に影響を及ぼすような顕著な構造の変形は生じないと考えられる。

以上より、FEM解析を用いて実施したトップヘッドおよび機器ハッチ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。

[1] 原子力安全・保安院 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について
(平成 24 年 3 月)

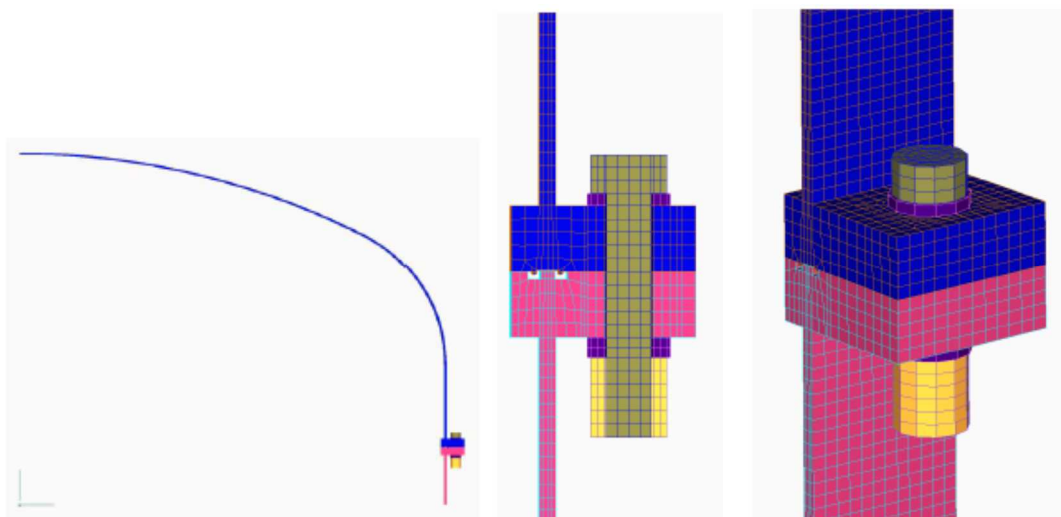


図2-2-1 当社トップヘッドフランジ開口量評価の解析モデル

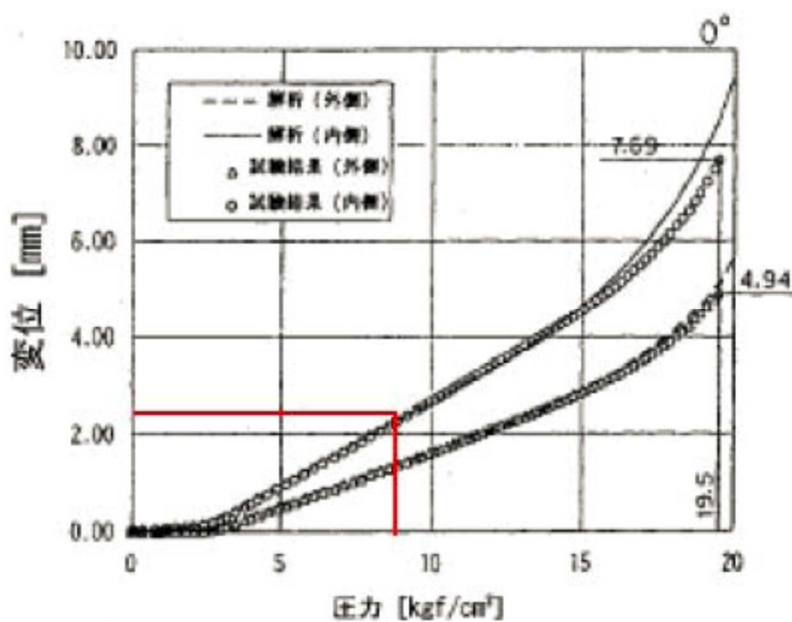


図2-2-2 NUPEC 機器搬入用ハッチフランジの圧力ー開口量関係

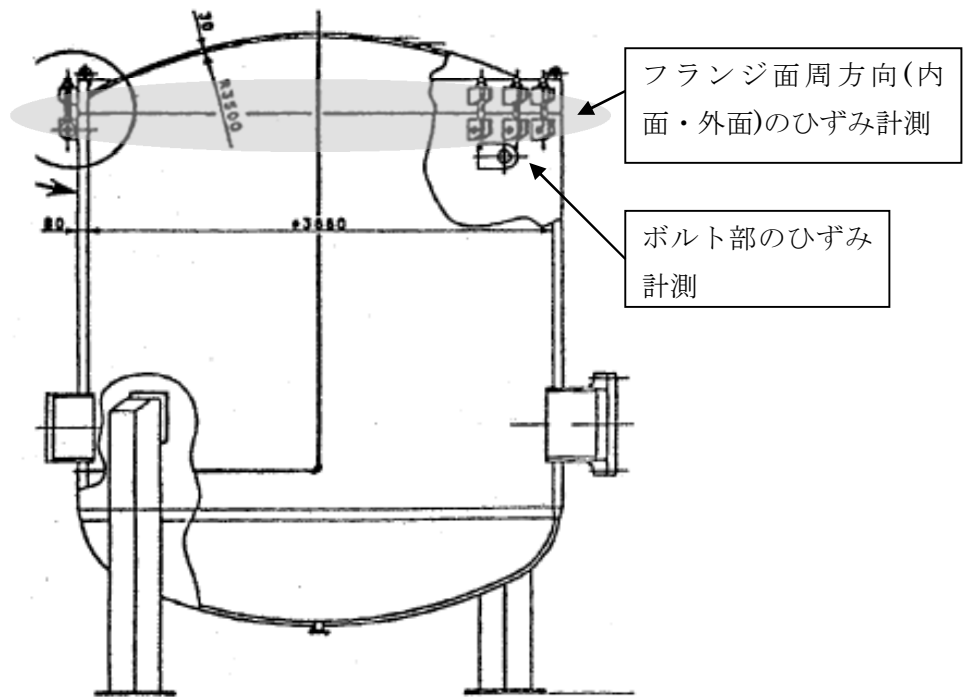


図2-2-3 NUPEC ハッチモデル試験体

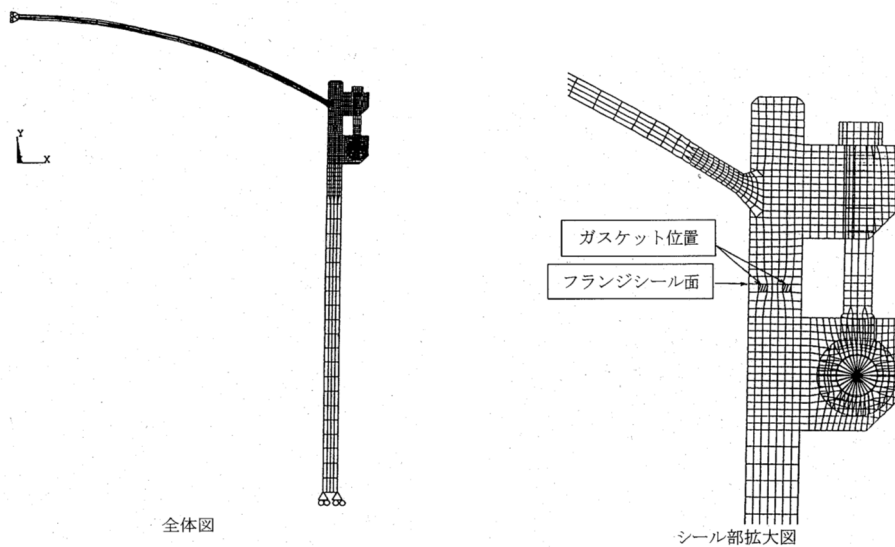


図2-2-4 NUPEC ハッチモデル試験解析モデル

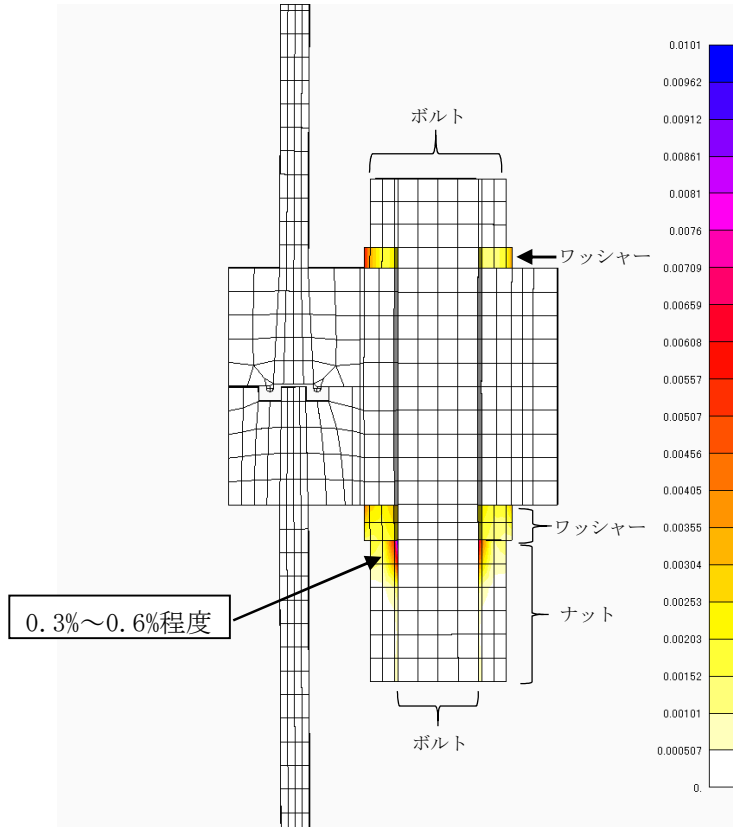


図2-2-5 当社トップヘッドフランジ開口量評価での相当塑性ひずみ分布 (2Pd時)

No.2-3	改良 EPDM の機能維持において格納容器製作公差等による開口量への影響を説明すること
--------	---

(回答)

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シール材（改良 EPDM）の圧縮永久歪み特性を組み合わせることで評価している。その代表例として機器ハッチのフランジ開口量評価を図 2-3-1、改良 EPDM の圧縮永久歪み特性結果を表 2-3-1 に示し、両者を踏まえたシール材の機能確保に関する評価線図を図 2-3-2 に示す。

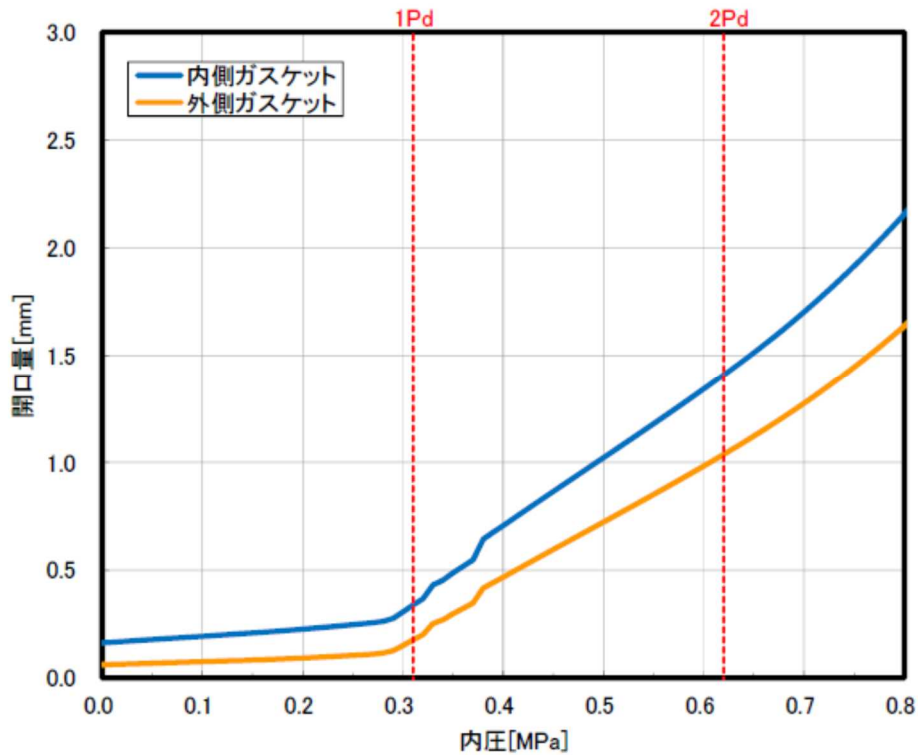


図 2-3-1 機器搬入用ハッチの各ガスケット部の圧力と開口変位の関係

表 2-3-1 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	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験		
				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			

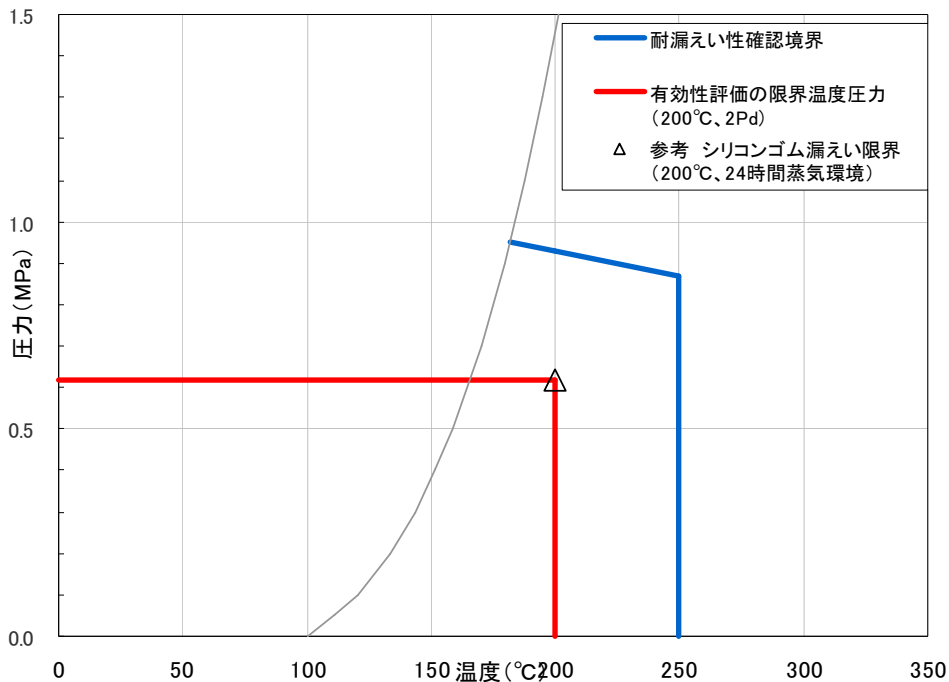


図 2-3-2 シール材の機能確保に関する評価線図（機器ハッチ）

図 2-3-2 の評価線図について、青線の温度依存で傾きがある部分は、高温状態を 7 日間経験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の格納容器圧力を評価した結果であり、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、これら評価はフランジの内側シール材の追従性が失われた時を機能喪失とみなした評価であるが、実際には外側シール材の追従性が失われるまでは閉じ込め機能が確保できる。外側シール材部の開口量は内側シール材部と比較して小さいこともあり、本評価は保守的に格納容器閉じ込め機能を評価した結果である。

これら評価については、フランジ開口量とシール材復元量を比較しているが、フランジの製造公差、シール材の製造公差を踏まえた場合の評価を次に示す。

製造公差が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造公差であるため、6 号炉においてはガスケット溝公差・ガスケット厚さ公差、7 号炉においてはガスケット溝公差・タング部公差・ガスケット厚さ公差が該当する。これらの公差について、格納容器圧力 2Pd 時における開口量と、シール材復元量が 200°C・7 日間・800kGy の環境で劣化した圧縮永久歪み 24%を用いて評価した結果を表 2-3-2、表 2-3-3 に示す。

表 2-3-2 公差を考慮した締付量 (6号炉)

(単位: mm)

設備名		ガスケット 溝公差 a	ガスケット厚 さ公差 b	初期 締付量 ^{※1}	劣化後復 元量 ^{※2}	開口量 ^{※3} (2Pd 時)	評価 結果 ^{※4}	閉じ込 め機能
ハッチ	内側				2.1	1.4	0.7	○
	外側				2.1	1.0	1.1	
主フラ ンジ	内側				2.1	1.3	0.8	○
	外側				2.1	0.9	1.2	

※1 初期締付量: ()内は、製造公差を考慮した初期締付量を示す。製造公差は、全ての公差の最大値を二乗和平方根した際の製造公差を示す。

※2 劣化後復元量: 製造公差を考慮した初期締付量に対し、200℃・7日間・800kGyの劣化後圧縮永久歪み を踏まえた復元量

※3 開口量: 格納容器圧力 2Pd 時の開口量評価結果

※4 評価結果: 「劣化後復元量-開口量」で示す値。評価値が 0 以上で、製造公差を考慮したケースでもシール材追従性があることを示す。

表 2-3-3 公差を考慮した締付量 (7号炉)

(単位: mm)

設備名		ガスケット 溝公差 a	ガスケット厚 さ公差 b	タンク部 公差 c	初期 締付量 ^{※1}	劣化後復 元量 ^{※2}	開口量 ^{※3} (2Pd 時)	評価 結果 ^{※4}	閉じ込 め機能
ハッチ	内側					1.7	1.4	0.3	○
	外側					1.7	1.0	0.7	
主フラ ンジ	内側					1.7	1.3	0.4	○
	外側					1.7	0.9	0.8	

※1 初期締付量: ()内は、製造公差を考慮した初期締付量を示す。製造公差は、全ての公差の最大値を二乗和平方根した際の製造公差を示す。

※2 劣化後復元量: 製造公差を考慮した初期締付量に対し、200℃・7日間・800kGyの劣化後圧縮永久歪み を踏まえた復元量

※3 開口量: 格納容器圧力 2Pd 時の開口量評価結果

※4 評価結果: 「劣化後復元量-開口量」で示す値。評価値が 0 以上で、製造公差を考慮したケースでもシール材追従性があることを示す。

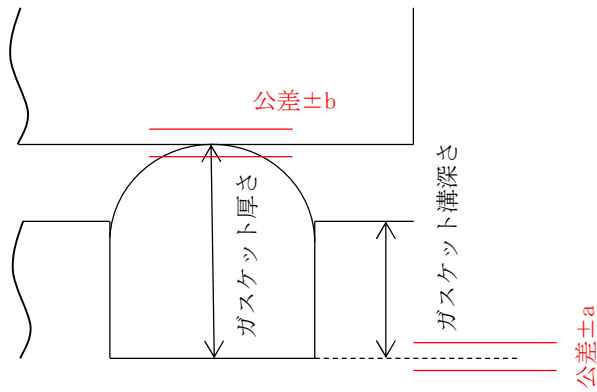


図 2-3-3 6号炉 格納容器ガスケット部の開口方向公差

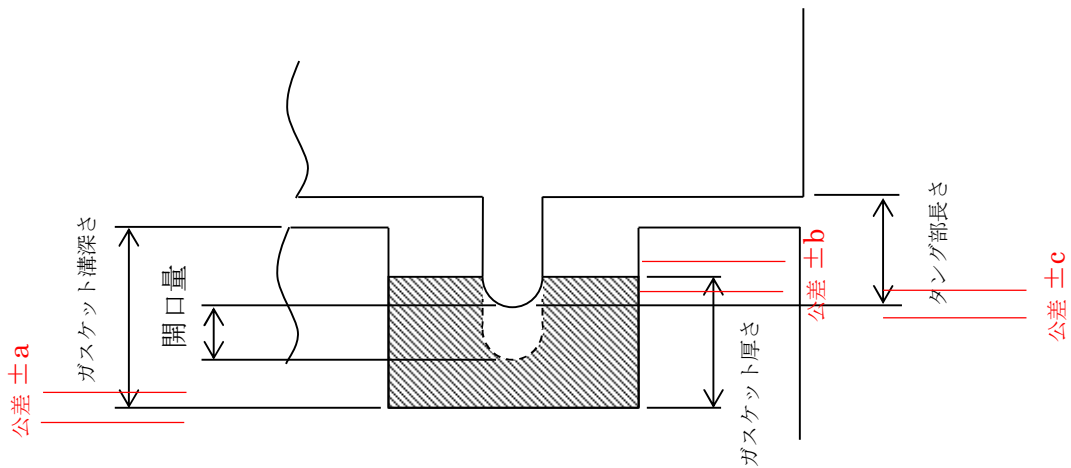


図 2-3-4 7号炉 格納容器ガスケット部の開口方向公差

以上の結果から、製造公差の影響を考慮し初期締付量が小さくなったとしても、格納容器内側シール材及び外側シール材ともに、事故環境における劣化を考慮したとしても 2Pd 時の開口量に追従可能なため格納容器閉じ込め機能は健全であることが確認できた。

また、7号炉についてはタング部でガスケットを押し込む構造であるため、フランジ製造公差によりタング部がガスケット溝幅を逸脱する場合はシール機能喪失となる。よって、フランジ円周方向の製造公差によるシール機能への影響を評価した。評価結果は表 2-3-4 に示しており、製造公差が最大の場合でもタング部がガスケット溝幅内に収まることを確認した。

なお、実機のトップヘッドフランジにおいては、施工上の管理としてフランジボルト締め付け後に、フランジ面間にすきまがないことを管理しており、これらの公差の影響が極めて小さくなるよう確認している。

表 2-3-4 公差を考慮したガスケット幅 (単位: mm)

設備名	タング部とガスケット溝の中心公差 d	タング部の幅と公差 ^{※1} (e+f)/2	公差の積算値 ^{※2}	最小ガスケット溝幅(中心から端まで) ^{※3}
機器搬入用ハッチ				
主フランジ				

※1: タング部中心から端までの幅、※2: 公差の積算値=d+(e+f)/2

※3: 最小ガスケット溝幅(中心から端まで)=(ガスケット幅())-公差()

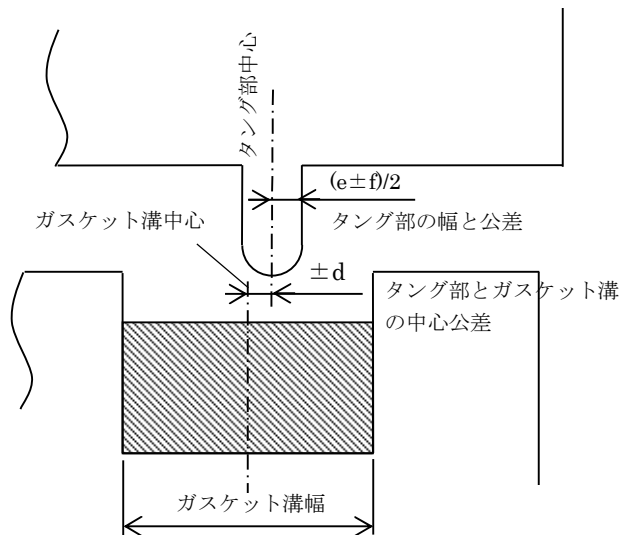


図 2-3-5 7号炉 格納容器ガスケット部 円周方向公差

No.2-4	バックアップシール材の長時間負荷状態での変形特性について説明すること。
--------	-------------------------------------

(回答)

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 (18 ヶ月程度) 55°C 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 (平成 27 年 8 月審査会合資料「重大事故等対策の有効性評価について (原子炉格納容器の限界温度・圧力)」別紙-5 小型試験体使用)。

- (1) He 気密確認試験 (0.3, 0.65, 0.9 MPa)
- (2) FT-IR 分析

試験の結果、He 気密確認試験において表 2-4-1 で示す通り漏洩は認められなかった。また、FT-IR 分析においても図 2-4-1 に示す通り、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 2-4-1 He 気密確認試験結果

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

○ : リーク及び圧力降下なし

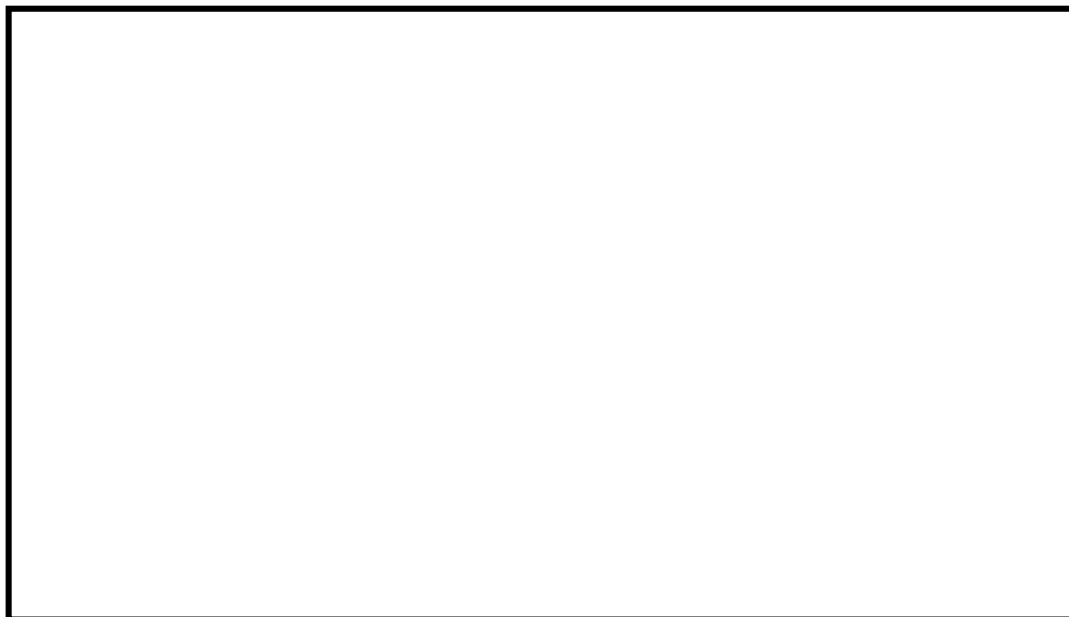


図 2-4-1 FT-IR 分析結果

No.2-5	配管貫通部の代表性について、L/D とモーメントの指標算出式の L^2/D との関係等を整理し、より適切な選定方法及び選出部位について再度説明すること。
--------	--

(回答)

1. 原子炉格納容器貫通部の代表選定の考え方

- ① 原子炉格納容器配管貫通部における評価は、格納容器配管貫通部全数から本章で示す考えに基づき代表配管を選定する。
- ② 原子炉格納容器貫通部周りの配管に発生する応力は、原子炉格納容器貫通部の変位と、配管系の拘束から影響を受ける。まず、変位について原子炉格納容器が 2Pd, 200℃時における変位を算定した結果を図 2-5-2 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 2-5-3 及び図 2-5-4 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 2-5-1 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 2-5-1 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 19000 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 2-5-1 で示している。

<代表配管抽出フロー>

<考え方>

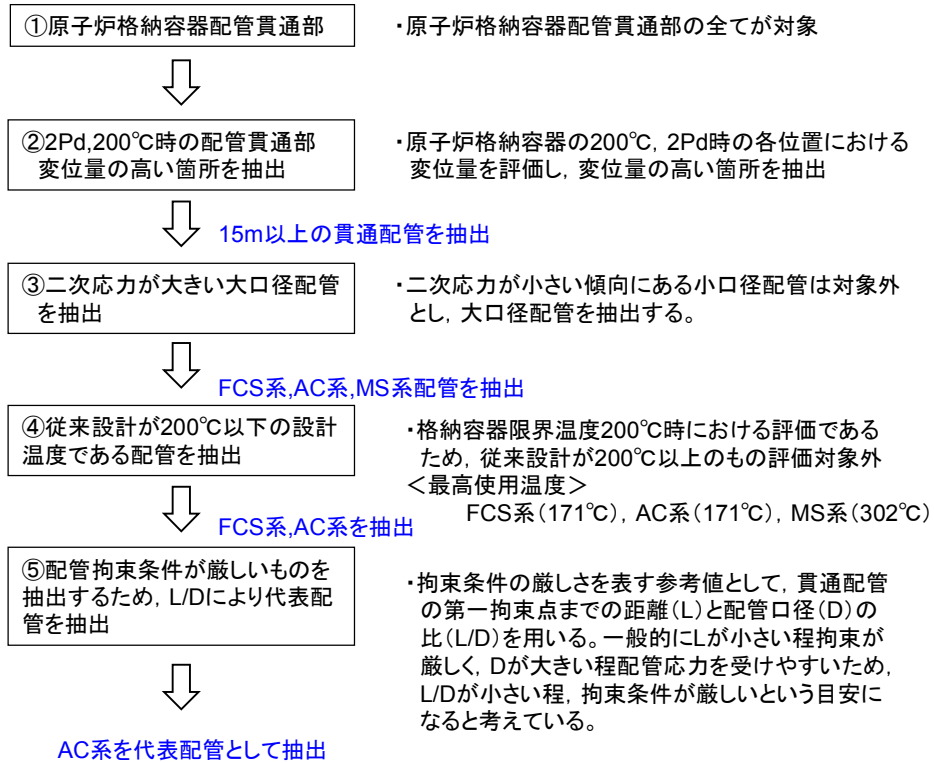


図 2-5-1 代表配管抽出フロー

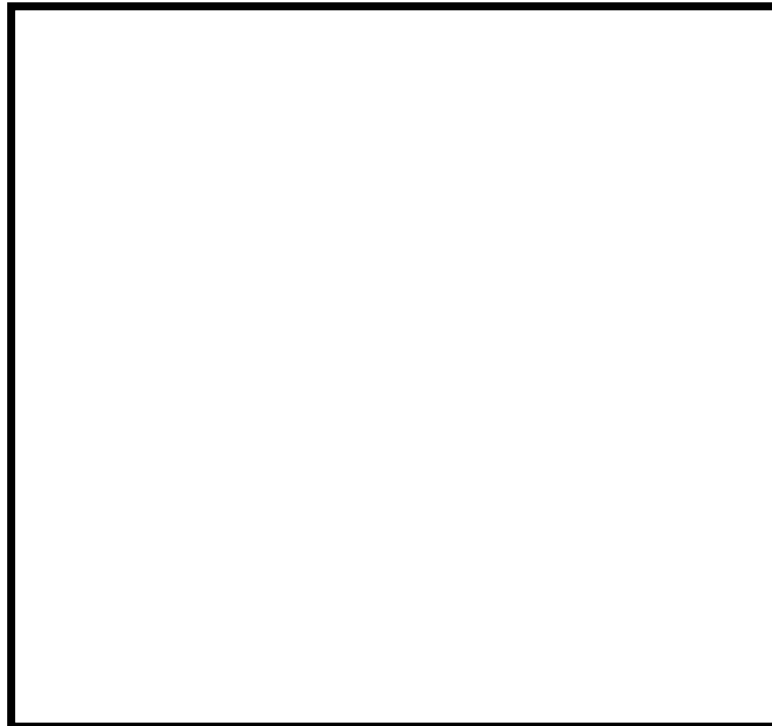


図 2-5-2 格納容器(200℃, 2Pd 時)の変位

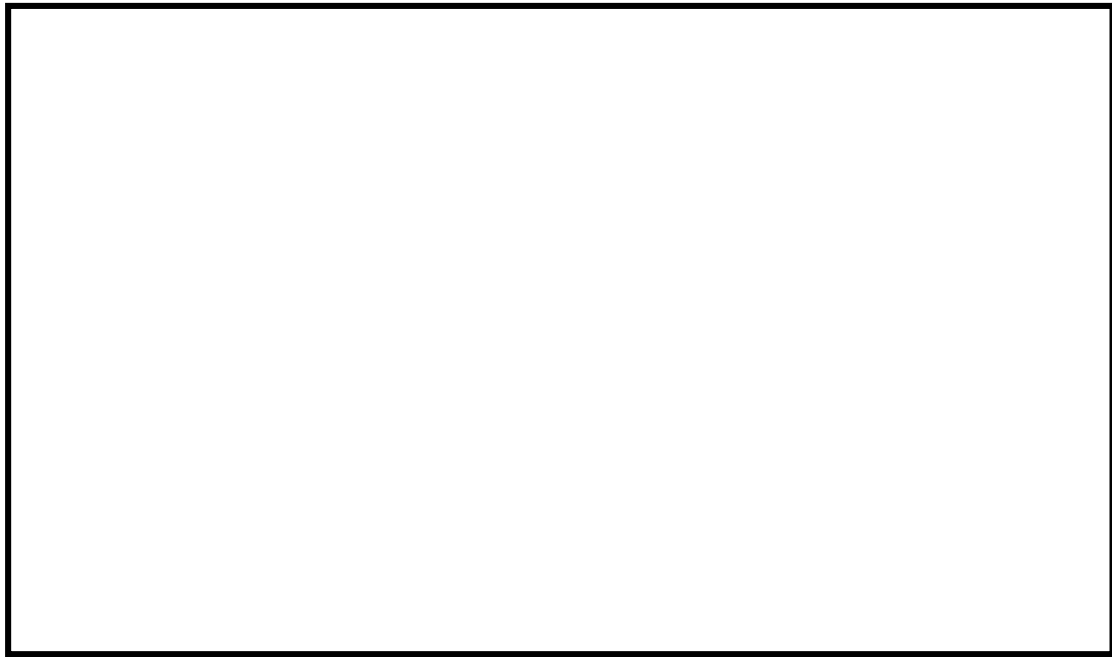


図 2-5-3 格納容器「0° -180°」, 「90° -270°」について (7号炉の例)



図 2-5-4 変位の評価モデルイメージ (0° -180°)

表 2-5-1 配管貫通部と口径比 (T. M. S. L 15m 以上)

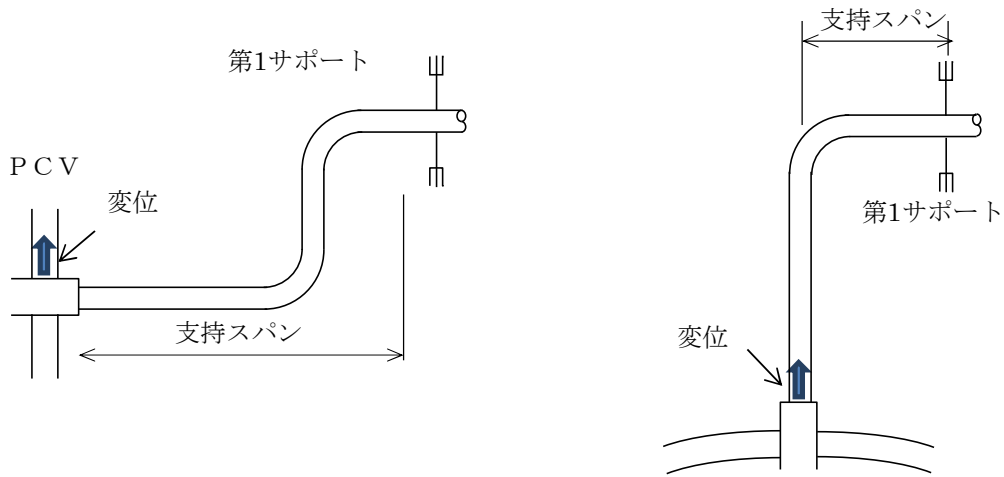
貫通部 番号	貫通部 取付 高さ	系統	プロセス管				PCV からの第 1 サポート距離 L [mm]	口径比 L/D
			外径 D [mm]	肉厚 t [mm]	D/t	最高使用 温度 [°C]		
X-82		FCS						
X-81		AC						
X-10A		MS						
X-10B		MS						
X-10C		MS						
X-10D		MS						

※「PCV からの第 1 サポート距離」は、原子炉建屋側の配管ラインについて示す
 ※貫通部取付高さは T. M. S. L を示す。

<参考> 貫通部反力（モーメント）の比較

図 2-5-1 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 2-5-5 に示す通りである。

第一サポートまでのサポート距離（支持スパン）は、各貫通部から第 1 拘束点までの距離とし、それぞれ放射方向 L1、鉛直方向 L2 として貫通部反力（モーメント）の指標を算出して、代表配管の選定を評価した。評価結果を表 2-5-2 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 2-5-5 貫通部反力（モーメント）評価におけるサポート支持スパンの考え方

表 2-5-2 貫通部反力（モーメント）の評価結果

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

※貫通部取付高さは T.M.S.L を示す。

表 2-5-2 の貫通部反力（モーメント）の評価結果からも、L/D と同様に AC 系の方が厳しい値となっている。以下に貫通部反力（モーメント）の指標算出式を示しているが、式①は式④で表すことができ、反力（モーメント）は変位 δ が大きい程高く、L/D が小さい程高くなる傾向であることが言える。今回の代表選定フローについては、変位 δ が高いと思われる 15m 以上において、最終的には L/D の小さい方を代表として選定しているが、この式④からも、その考えが妥当であることが言える。

<貫通部反力(モーメント)の指標算出式>

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

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

上記①式に以下の式②、③を代入する。

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

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

D: 配管外径
 d: 配管内径

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

なお、貫通部反力（モーメント）M の指標算出式から、M は L/D ではなく L^2/D が小さくなるにつれて大きくなることを示しているが、M は単位面積あたりのモーメントを示す指標であり、実際の反力は、M と断面係数 Z の積で表される。断面係数 Z は、一般的に配管口径 D が大きくなるにつれて大きくなる傾向にあるので、実際の反力は、 L^2/D が小さい、且つ、D が大きい程大きくなる傾向にある。図 2-5-1 で示す代表配管選定フローにおいて既に大口徑配管、すなわち D が大きい配管を③で選出しており、さらに貫通部反力が大きくなる条件としては L^2/D が小さいことになる。これを簡易的に表現すると L/D が小さくなるにつれて

貫通部反力が大きくなる傾向であると言えるため、反力の大きい配管貫通部の代表性を示すための参考になる指標と考えている。

ここで、表 2-5-3 に高さ 15m 以上にある配管貫通部のうち計装用配管貫通部を除く配管貫通部について L/D 及び L²/D を整理した。配管が小口径であるものは、二次応力が小さい傾向にあり、大口径の配管貫通部と比較して貫通部反力も低くなると考えられるが、表 2-5-3 で示す通り小口径については L/D も高いため、L/D は貫通部反力の傾向を示しているものとする。

よって、図 2-5-1 で示す代表配管選定フローにおいて、最終的に選出された配管のうち、配管拘束条件が厳しいものを選ぶための参考値として L/D を用いることについては妥当と考えている。なお、最終的には AC 系、FCS 系から AC 系を代表に抽出しているが、L/D だけではなく、貫通部反力（モーメント）の指標も算出し、AC 系の方が拘束条件が厳しいことを示した上で抽出している。

表 2-5-3 L/D 及び L²/D の整理

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

※貫通部取付高さは T. M. S. L を示す。

No.2-6	原子炉格納容器本体の評価について、NUPEC の評価結果が柏崎刈羽 6,7 号機に適用できること及び NUPEC の解析モデルが妥当であることを説明すること。
--------	---

(回答)

NUPEC 評価の ABWR 代表プラントにおける解析モデルは、構造不連続部に生じる局部的なひずみを評価できるよう、高ひずみが発生する破損想定部を対象に、ライナとそれに付帯するライナアンカやフラットバーも 3 次元形状で模擬している。破損想定部の対象は RCCV 全体モデル解析でライナひずみが大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と上部ドライウェル開口近傍隅角部の鋼製部とした。柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉・7 号炉と代表プラントに関する原子炉格納容器ライナの仕様は表 2-6-1 に示すように同等であり、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉に対し本結果は適用可能である。

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

表 2-6-1 原子炉格納容器コンクリート・ライナの仕様

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

1. 原子炉格納容器本体（コンクリート部）

1.1 評価方針

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

1.2 評価

（1）標準ケース（NUPEC 条件）

コンクリート部の構造健全性については、NUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成2年度～平成14年度）において有限要素法を用いた弾塑性解析により、原子炉格納容器本体（コンクリート部）の耐圧性状を求める。評価モデルは実炉スケールのモデルとし、200℃条件下での材料物性（規格値；図2-6-2～図2-6-4 参照）に基づき、内圧に対する静的漸増解析で耐圧性状を確認する。RCCV 全体の耐圧性状の確認のため、解析モデルは図2-6-1 に示す格納容器本体解析モデルを用いる。

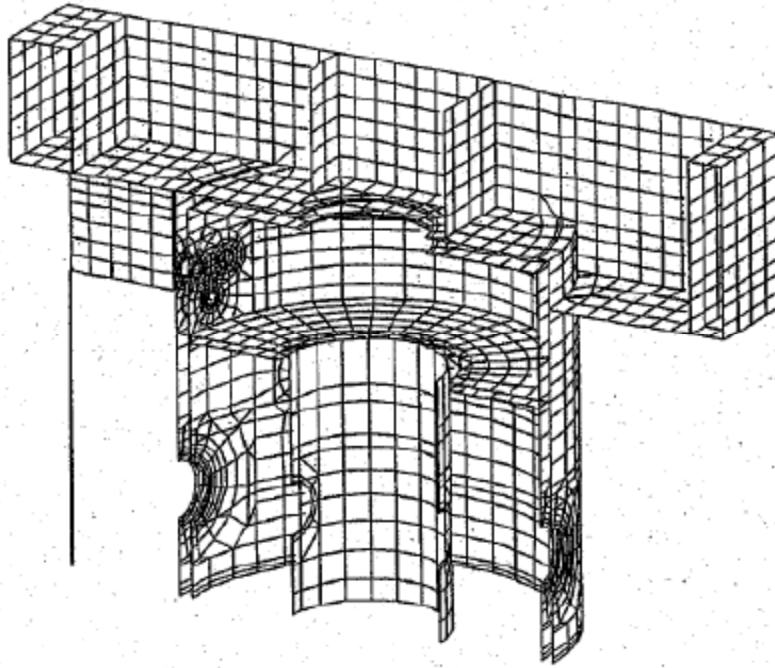


図 2-6-1 格納容器本体解析モデル

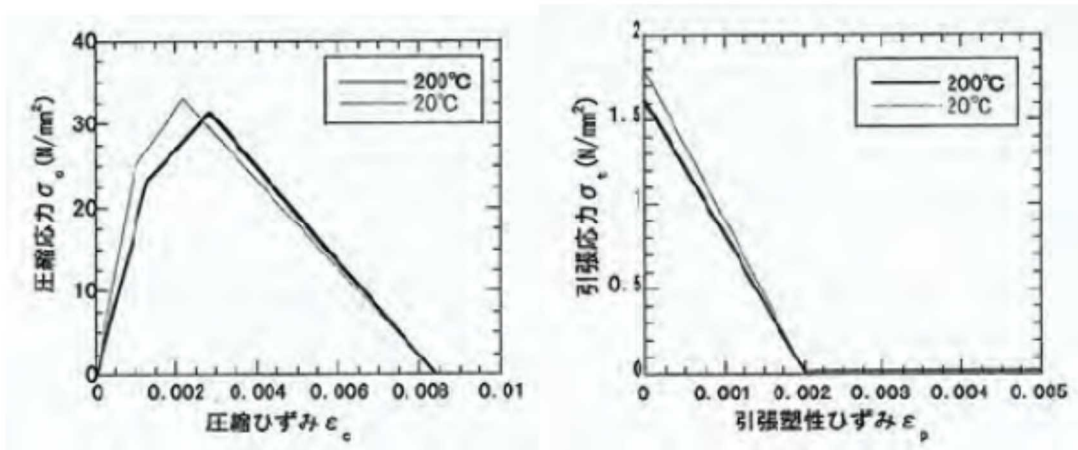


図 2-6-2 コンクリート物性

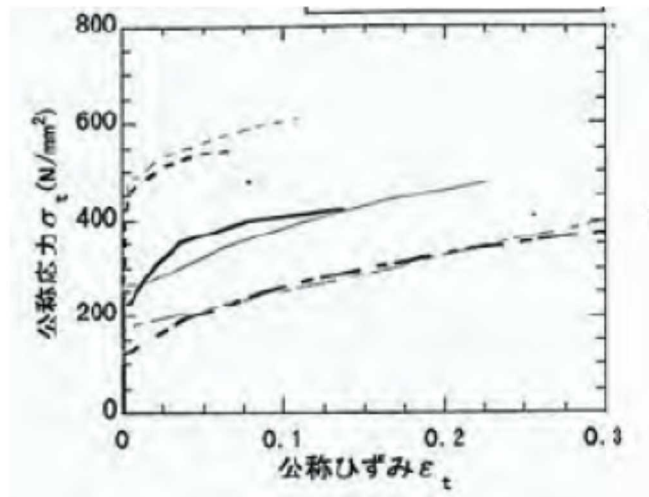


図 2-6-3 ライナ引張/圧縮特性

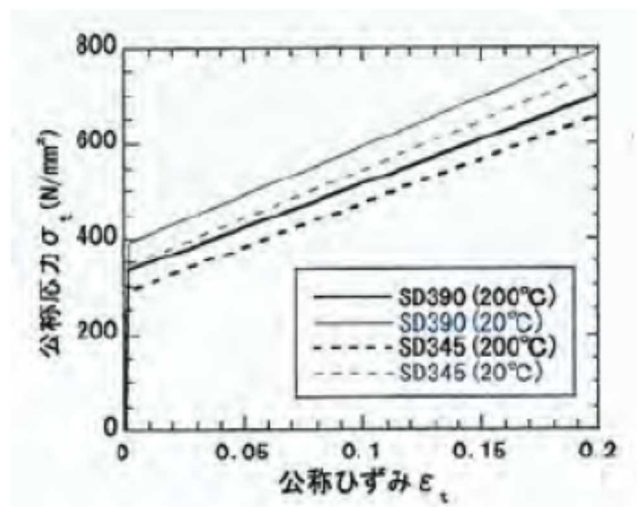


図 2-6-4 鉄筋引張特性

(2) KK6/7における追加解析 (KK6/7 条件)

KK6/7を対象にしたパラメータスタディとして、(1)の標準解析から10年程度経過していることなどを考慮して、解析条件の一部を変更して、当社独自の追加解析を実施している。(1)に示すNUPEC条件から変更した箇所を表2-6-2に示す。本検討での解析モデルは、図2-6-5に示すように、NUPEC条件解析実施当時に比べて計算機能力が向上しているため、より現実的な360度モデルを用いることとした。このことにより、必ずしも配置が対称形になっていなかった一部の開口部について、解析では実機の位置と異なっていた点などを解消することが可能となり、より正確な解析が可能となった。また、常温時のコンクリート物性は、設計基準強度に基づく設計剛性からサイト固有の現実的な条件を反映して実剛性を用いることとし、さらに高温時のコンクリート物性は、NUPEC条件解析実施当時の最新知見ではなく、現時点で最も標準的に用いられることの多い国際的標準規格である欧州規格 (Eurocodes) に基づき評価することとした。参考までに、200℃におけるコンクリート物性の比較を図2-6-6に示す。それ以外の鉄筋及びライナの構造や物性、並びに、境界条件を含む解析条件に関してはNUPEC条件と同様としている。

表 2-6-2 解析条件の変更点

項目		NUPEC 条件	KK6/7 条件
解析モデル		180 度モデル	360 度モデル
コンクリート物性	常温条件	設計剛性	実剛性
	高温条件	当時の最新知見 ^{1), 2)}	欧州規格

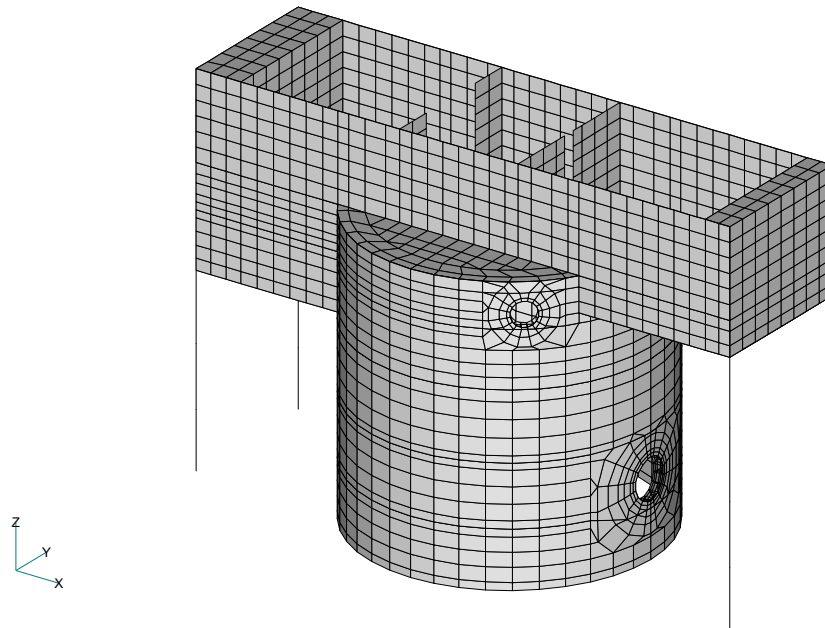


図 2-6-5 格納容器本体解析モデル (KK6/7 相当ケース)

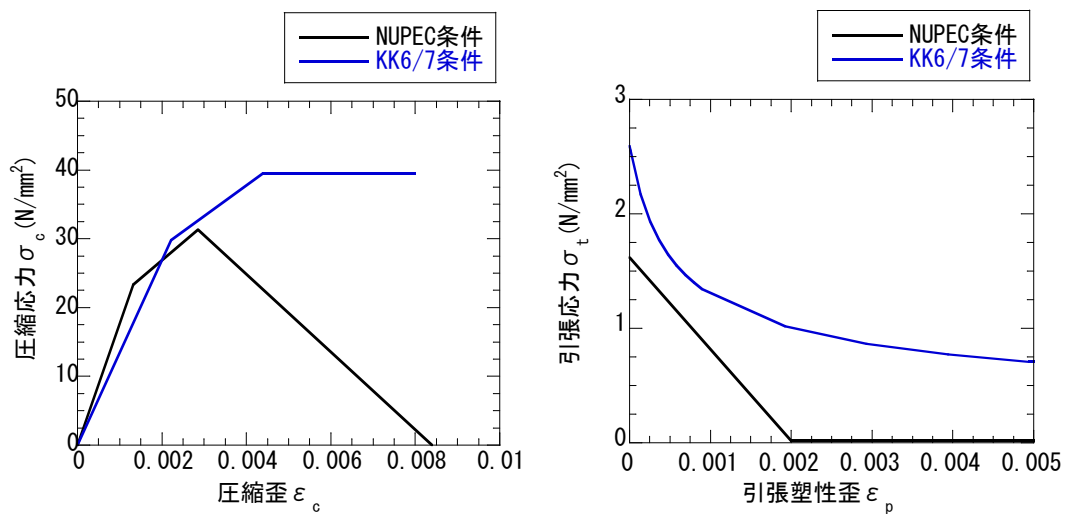


図 2-6-6 200°Cにおけるコンクリート物性の比較

【参考文献】

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

1.3 評価結果

(1) 標準ケース (NUPEC 条件)

解析の結果によると、格納容器の内圧を上昇させていった場合、3.0Pd 程度で格納容器（コンクリート部）のRCCV 壁の鉄筋が降伏し始め、4.0Pd ではほぼ全面で鉄筋が降伏する。4.0Pd 近傍からアクセストネル開口部周辺・隅角部周辺のコンクリートの局所的破損が始まり、4.5Pd では開口部・隅角部全体で変形が大きく進行する。図2-6-7 に4.0Pd における相当塑性ひずみ分布図を示す。上記結果より、格納容器本体（コンクリート部）の破損は4.0Pd～4.5Pd で発生すると考えられる。したがって、有効性評価における限界温度、圧力としている200℃、2Pdを用いることは妥当であると言える。

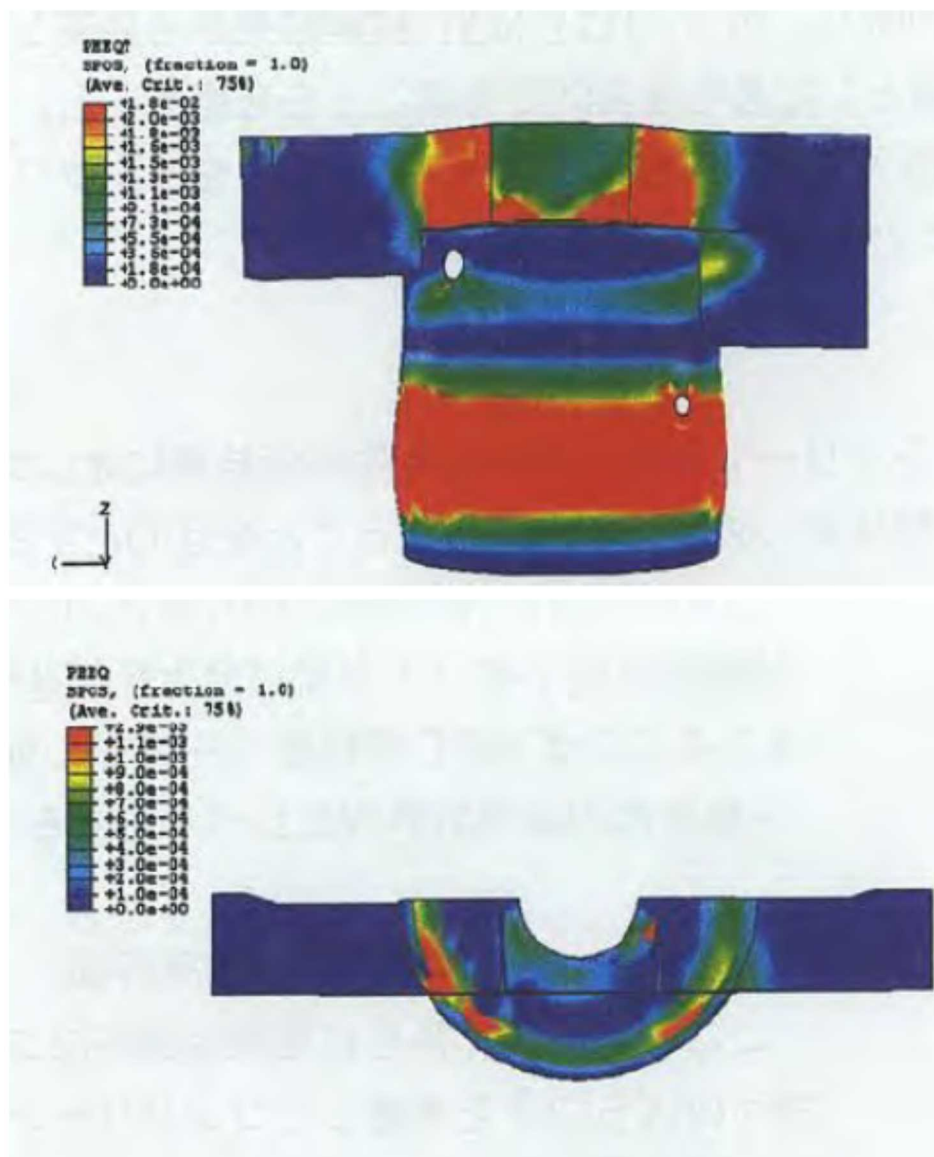


図2-6-7 4.0Pdにおける相当塑性ひずみ分布図（上：引張側 下：圧縮側）

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

(2) KK6/7 における追加解析 (KK6/7 条件)

4.0Pd における相当塑性ひずみ分布図を図2-6-8に示す。コンクリートの構造特性を変更した影響が大きいと考えられるが、標準ケース (NUPEC条件) と比べて、シェル部の損傷範囲は広がっているものの、発生ひずみの最大値は小さくなっており、格納容器本体 (コンクリート部) の耐圧限界は標準ケース (NUPEC条件) と同等以上であると考えられる (標準ケースの4.0Pd~4.5Pdよりもやや大きく5.0Pd以上と評価している)。

また、参考として、200℃、2Pd時点でのシェル部及びトップスラブ部の一般部におけるコンクリートの最小主ひずみ分布及び鉄筋のひずみ分布を図2-6-9~図2-6-10に示す。これより格納容器本体 (コンクリート部) の鉄筋は、大部分は降伏ひずみに達しておらず、一部の要素で局所的に降伏ひずみに達している程度であり、破断までには十分な余裕があり、格納容器本体 (コンクリート部) のコンクリートは、ひび割れは発生しているものの、圧縮ひずみは2000 μ よりも小さく、破壊までには十分な余裕があることが評価できる。このように当社における追加解析の結果を加えることにより、標準ケース (NUPEC条件) の評価結果に信頼性を加えることができたと考えており、有効性評価における限界温度、圧力としている200℃、2Pdを用いることは妥当であると評価している。

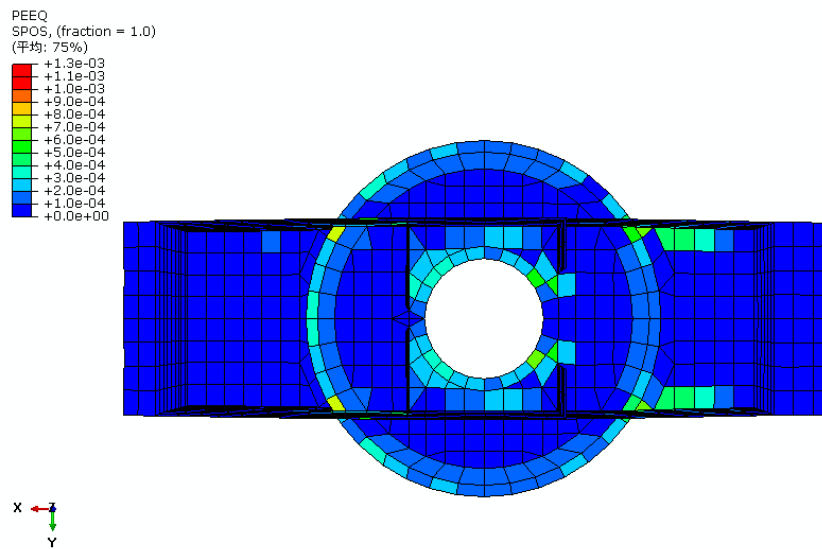
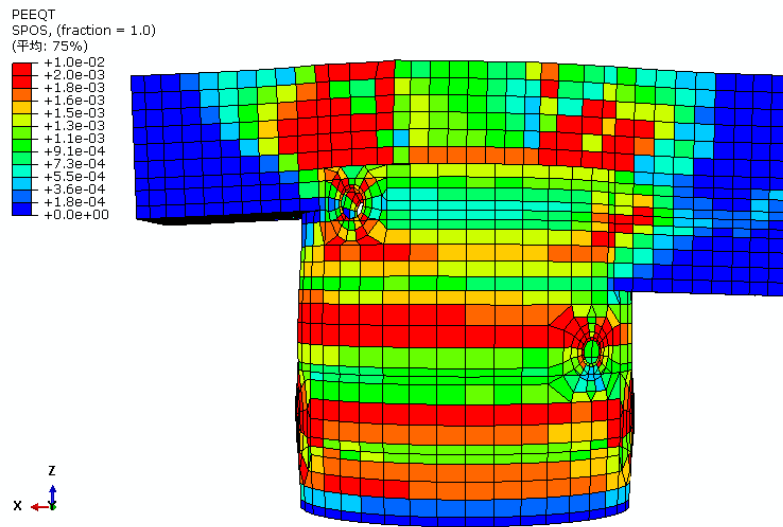


図2-6-8 4.0Pdにおける相当塑性ひずみ分布図
(KK6/7相当ケース、上：引張側 下：圧縮側)

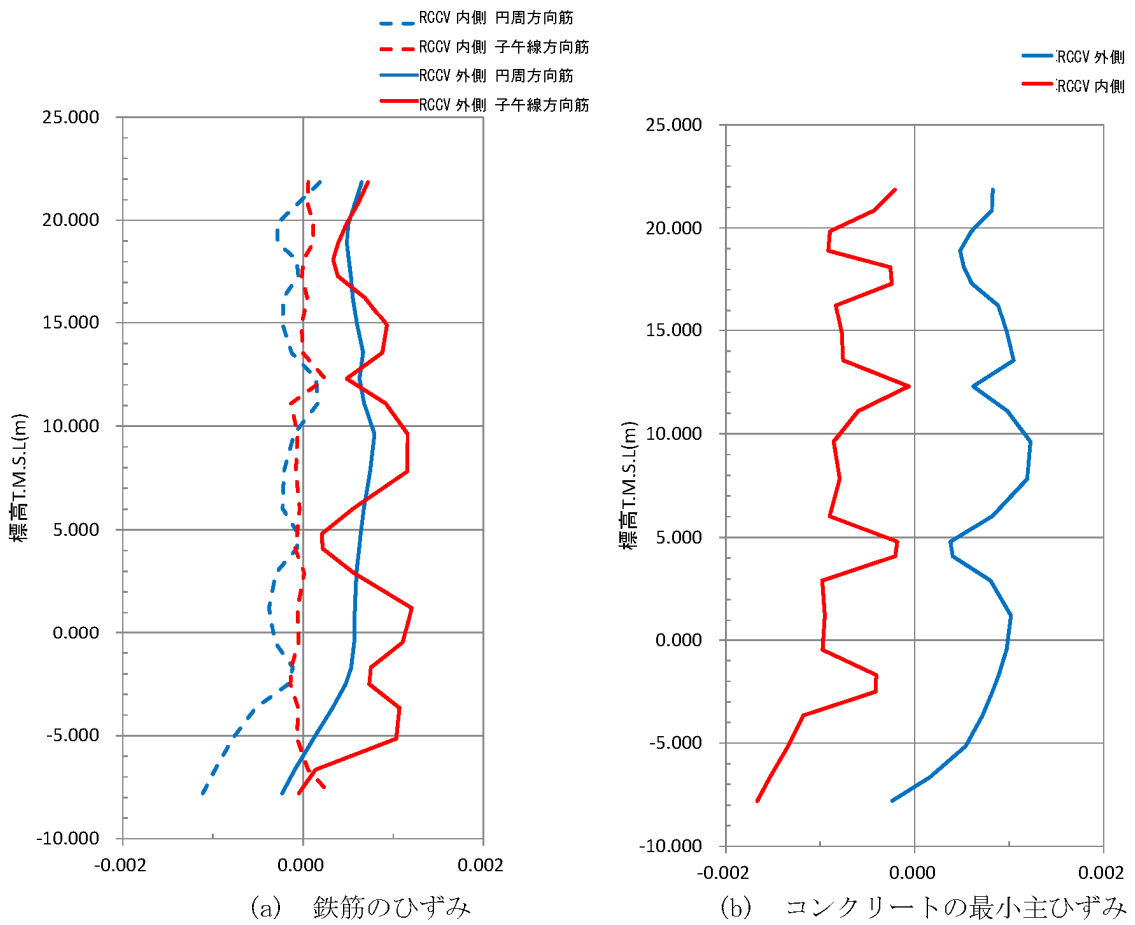
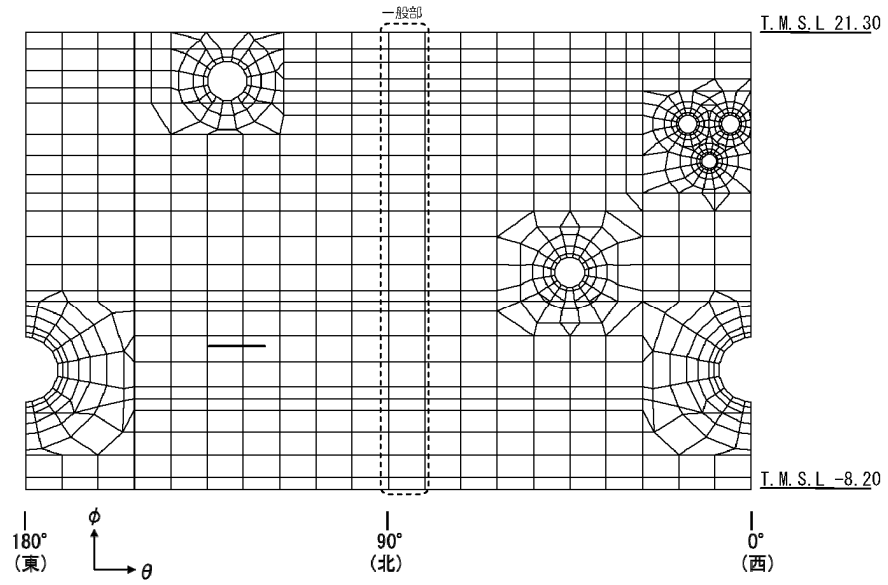
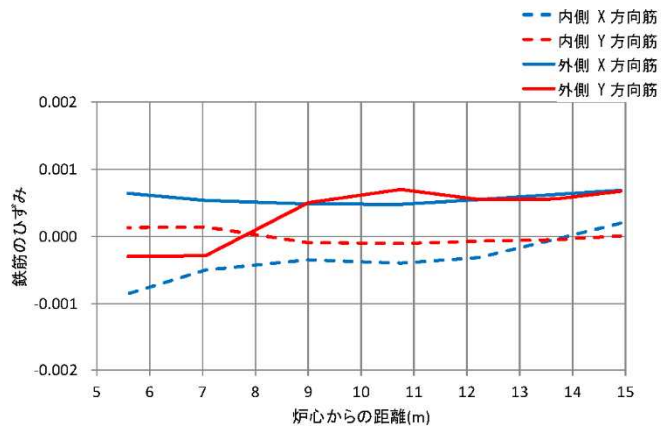
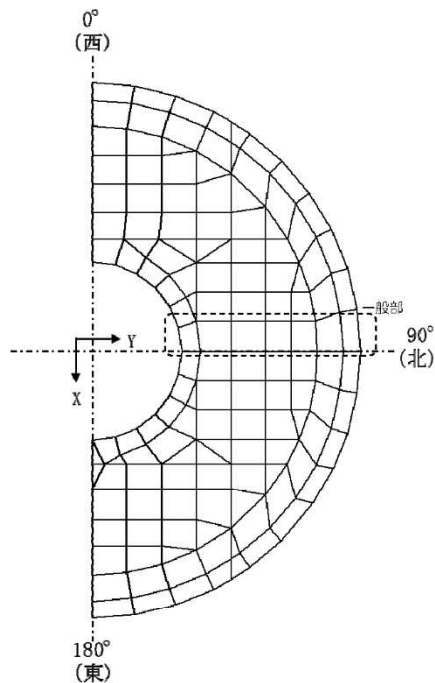
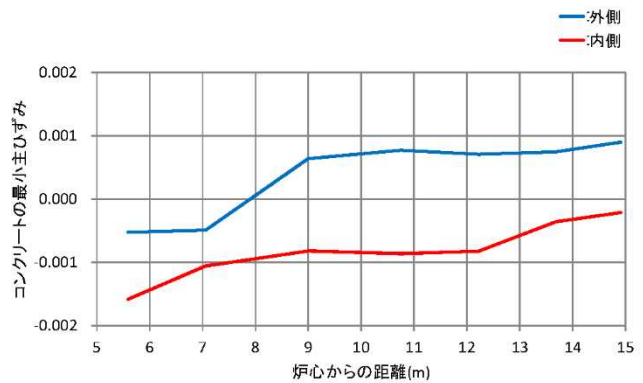


図2-6-9 シェル部の一般部におけるコンクリート及び鉄筋のひずみ分布



(a) 鉄筋のひずみ



(b) コンクリートの最小主ひずみ

図2-6-10 トップスラブ部の一般部におけるコンクリート及び鉄筋のひずみ分布

【参考資料】

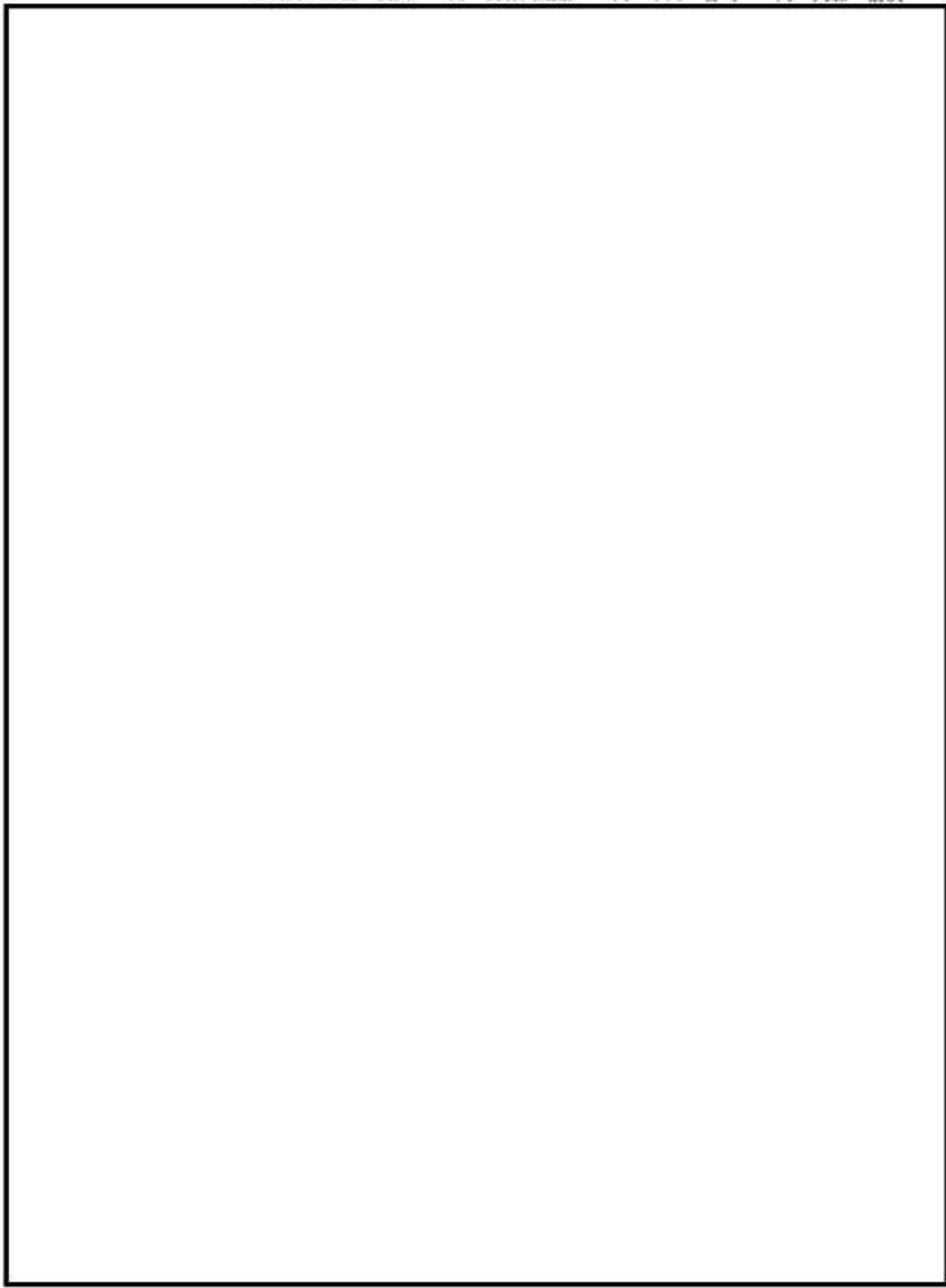
- 1) 齋藤 英明 他, ”鉄筋コンクリート製格納容器(RCCV)の開発(その4) トップスラブ実験(1/10 模型)―実験計画―”, 日本建築学会大会学術講演梗概集, 昭和63年10月
- 2) 齋藤 英明 他, ”鉄筋コンクリート製格納容器(RCCV)の開発(その5) トップスラブ実験(1/10 模型)―実験結果とまとめ―”, 日本建築学会大会学術講演梗概集, 昭和63年10月

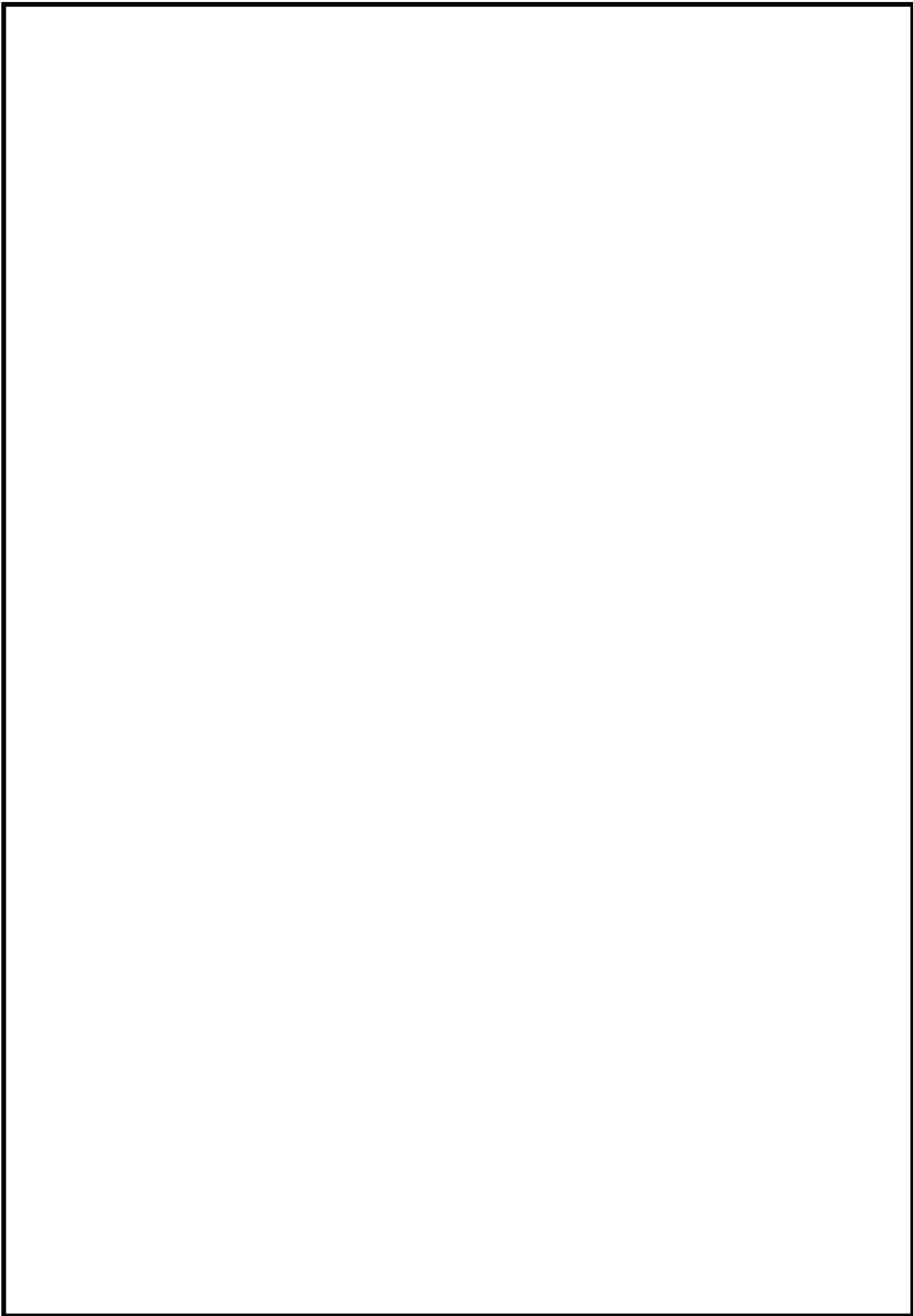
鉄筋コンクリート製格納容器 (RCCV) の開発

(その4) トップスラブ実験 (1/10模型) -実験計画-

正会員 齋藤 英明*¹ 同 菊地利喜郎*¹ 古川 秀康*² 村松 豊*⁴

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



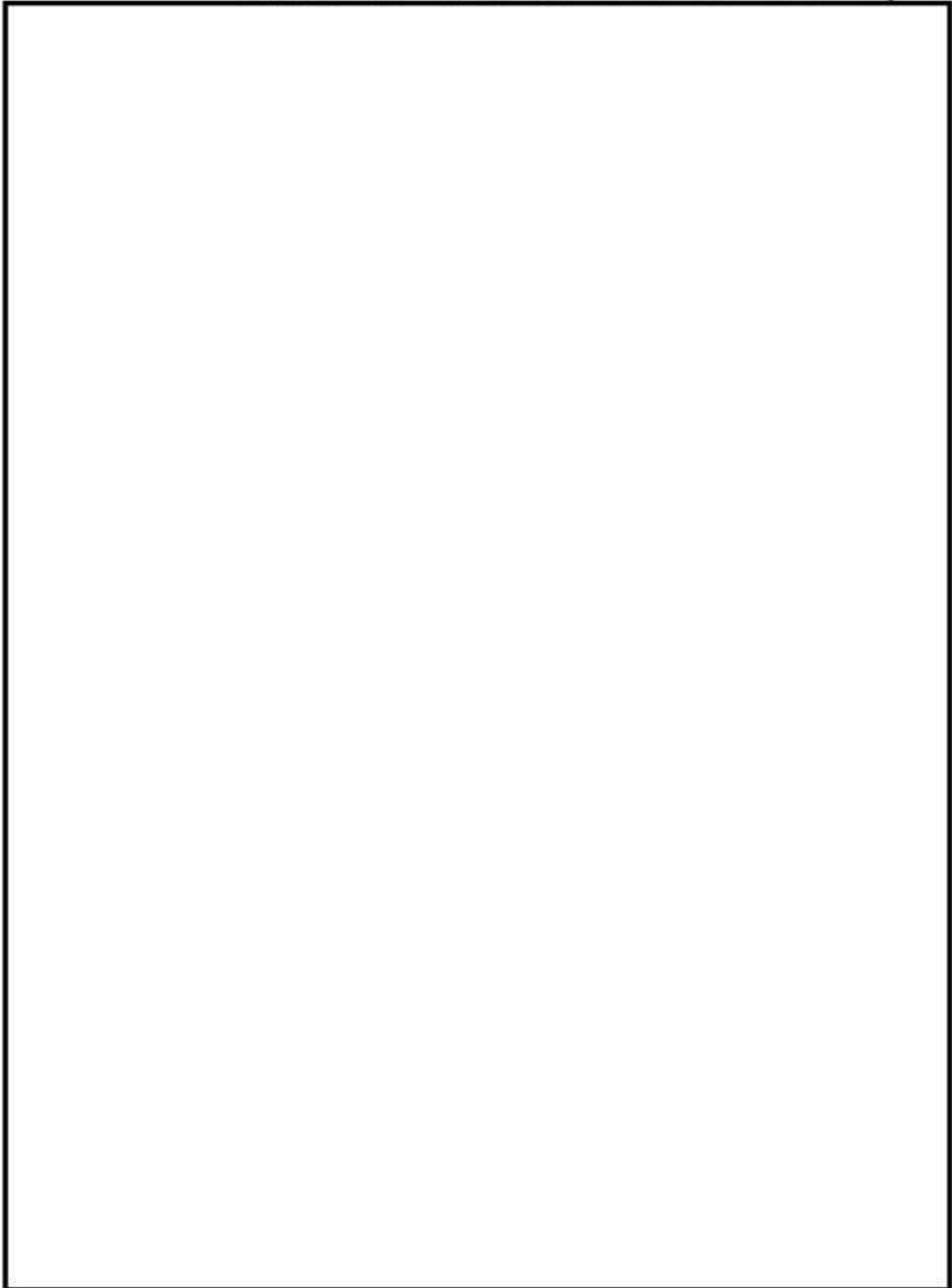


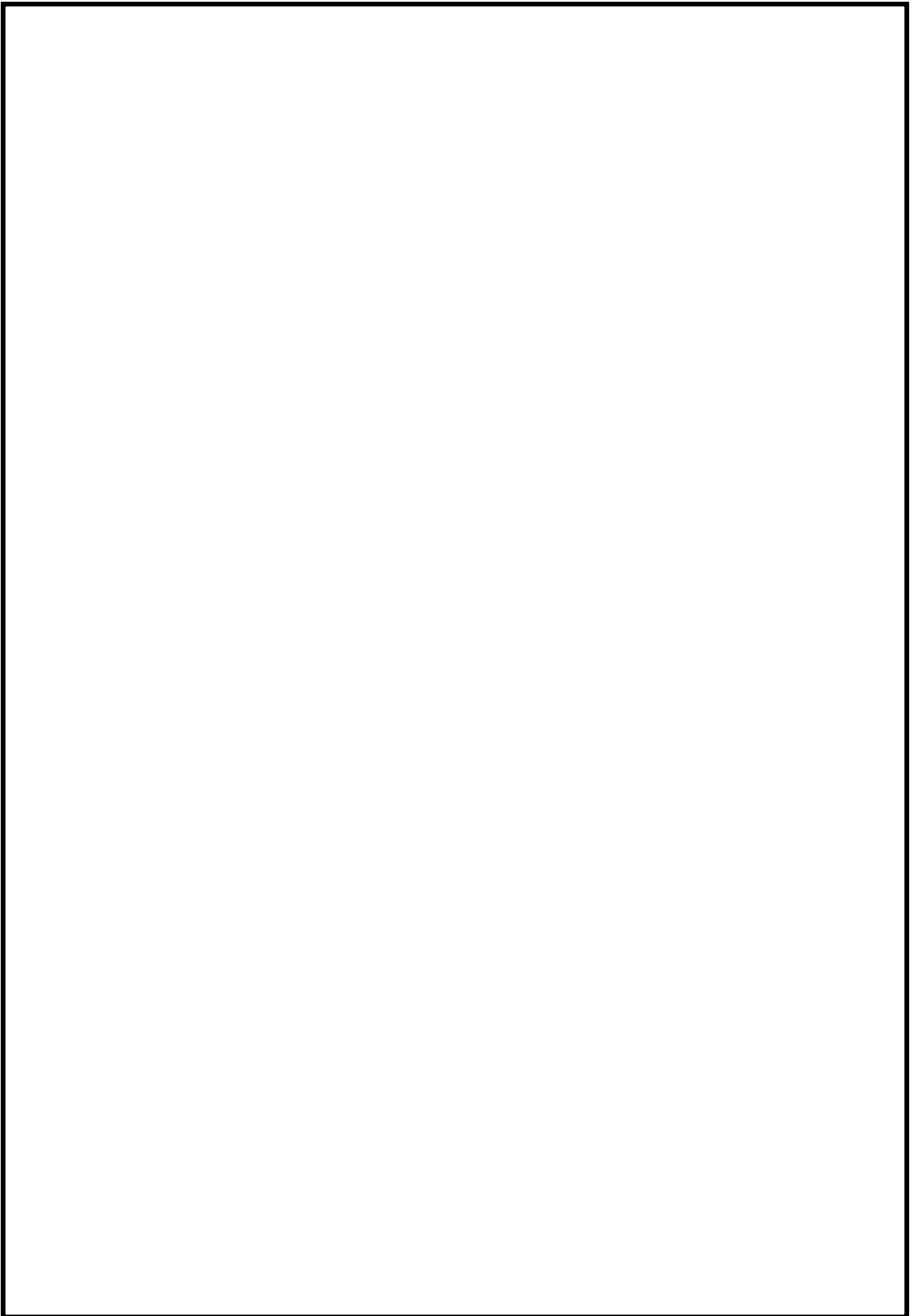
鉄筋コンクリート製格納容器 (RCCV) の開発

(その5) トップスラブ実験 (1/10模型) - 実験結果とまとめ -

正会員 齋藤 英明*¹ 同 菊地利喜郎*¹ 村松 豊*² 古川 秀康*³

正会員 〇田中 伸幸*⁴ 同 三浦 俊夫*⁴ 同 岡本 晴彦*⁵ 同 高橋 敏夫*⁶





追 1	S/C 構造評価において、SA 時の S/C 水位上昇を踏まえた水力的動荷重の影響について
-----	---

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

(1) ドライウェルと S/C を繋ぐベント管からの蒸気吹き出しによる荷重

- ・ 蒸気凝縮振動荷重
- ・ チャギング荷重

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

- ・ 逃がし安全弁作動時気泡振動荷重

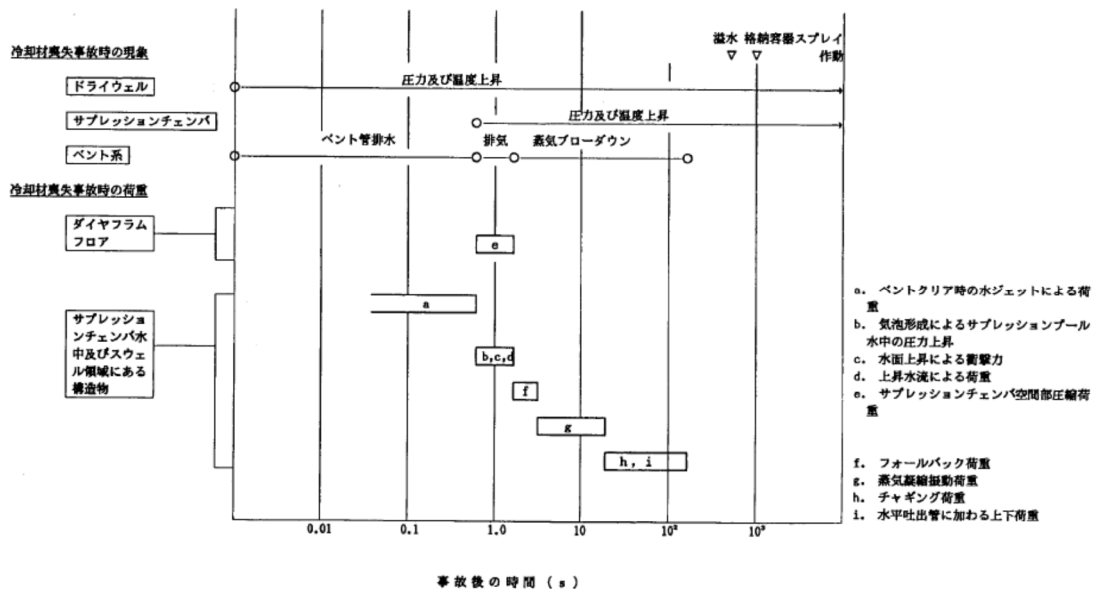


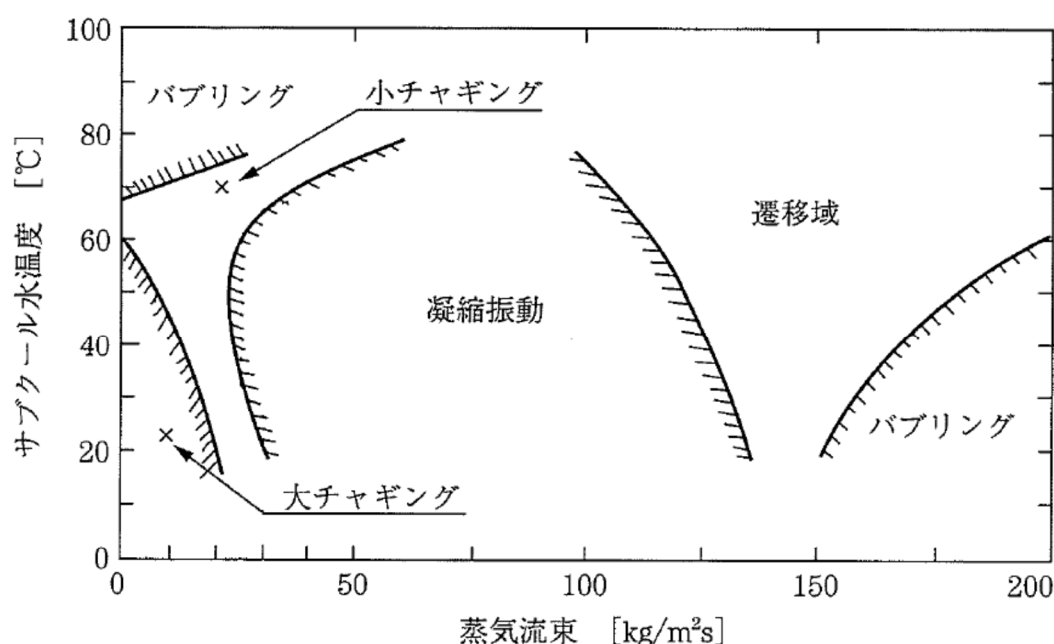
図 1 冷却材喪失事故時荷重の時間履歴（既工認図書 抜粋）

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

(1) ドライウェルと S/C を繋ぐベント管からの吹き出しによる荷重

- ・ 蒸気凝縮振動荷重
- ・ チャギング荷重

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



藤井 他「気液二相流の動的配管計画」日刊工業新聞社(1999)をもとに作成

図 2 蒸気凝縮の態様

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

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

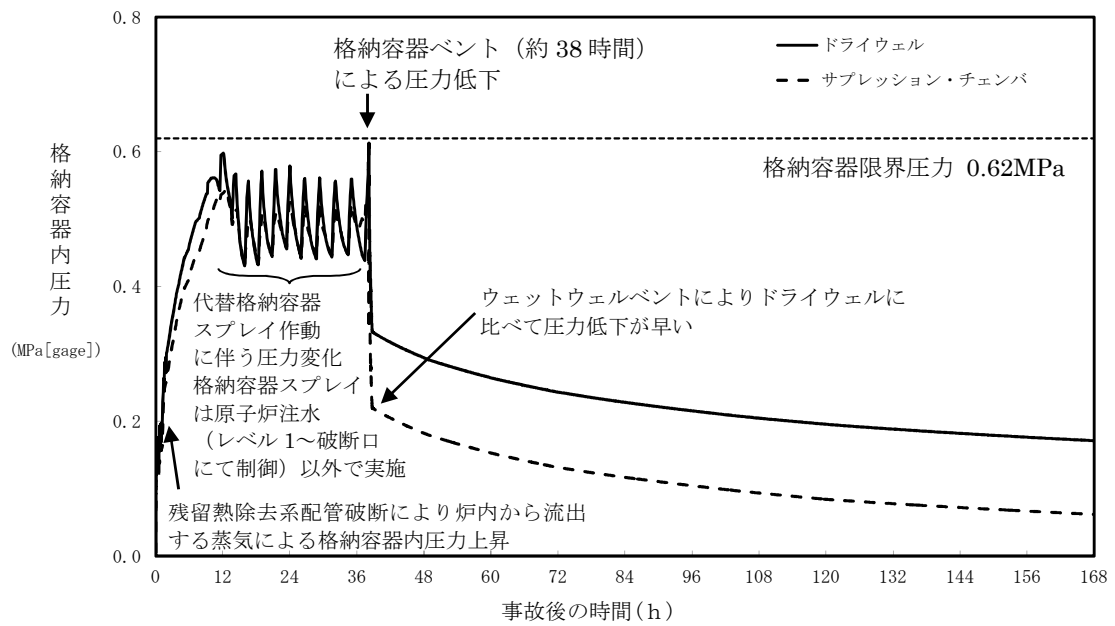


図3 格納容器圧力の推移 (大 LOCA)

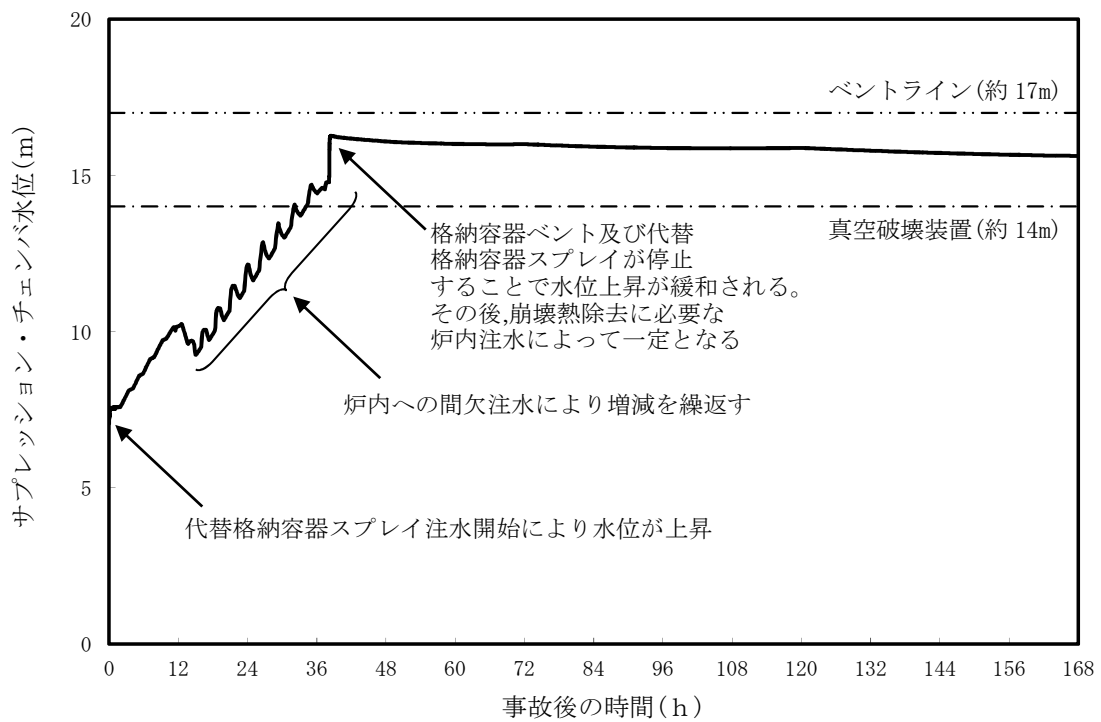


図4 サブプレッション・チェンバ水位の推移 (大 LOCA)

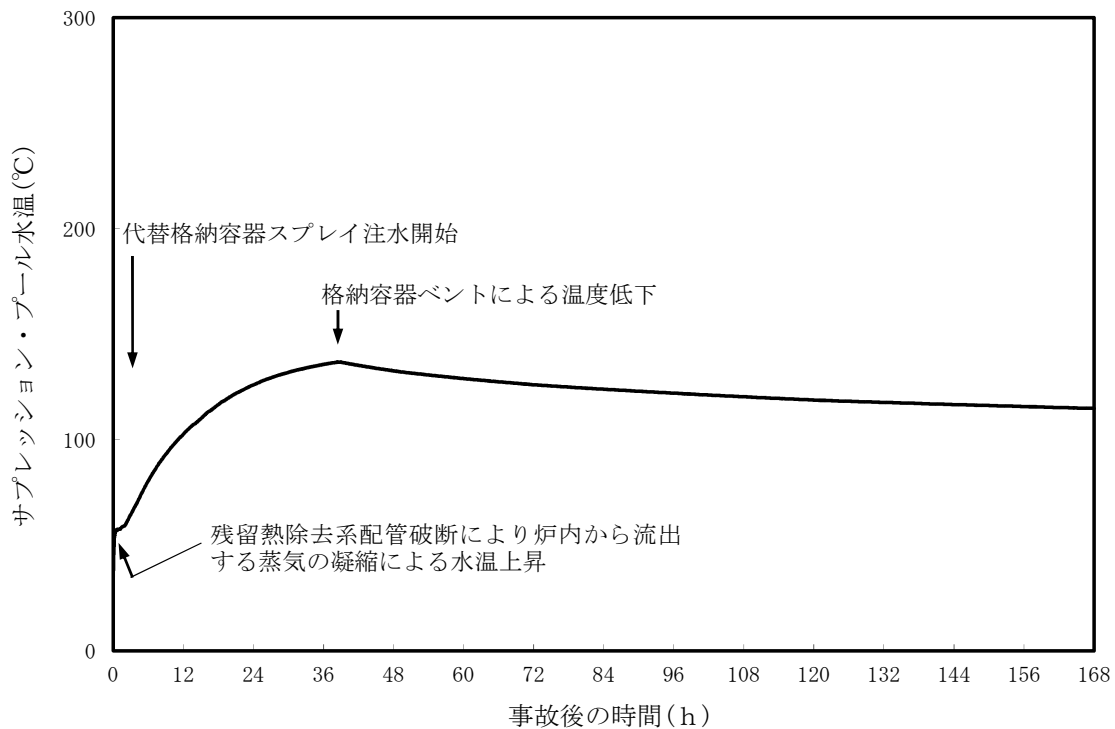


図 5 サプレッション・プール水温の推移 (大 LOCA)

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

SA 時 S/C 水位が高い状況に考慮すべき動荷重について検討を行った。逃がし安全弁作動時荷重を考慮すべき状況は、SBO 時のように、原子炉が高圧状態での隔離が長時間継続し、かつ外部水源からの注水を行う場合であり、その場合は S/C 水位が上昇した状態で逃がし安全弁作動時荷重が生じ得る。SBO 時の原子炉圧力、蒸気流量、サプレッション・チェンバ水位、サプレッション・チェンバ水温を図 6~9 に示すが、この場合の S/C 水位は真空破壊弁高さよりも十分に低い。

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

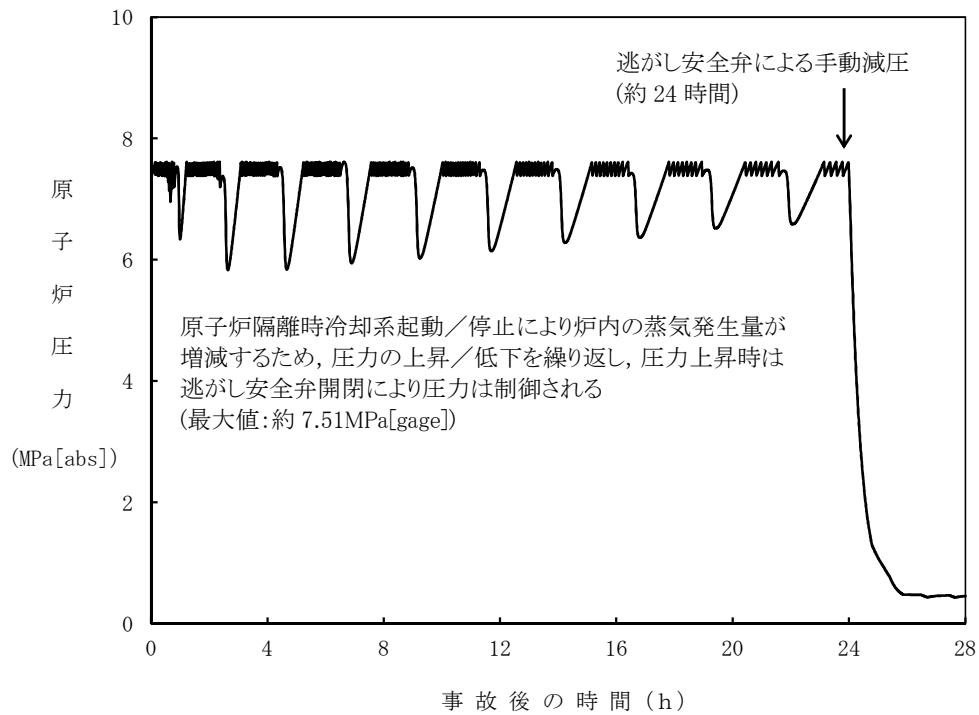


図 6 原子炉圧力の推移 (SB0)

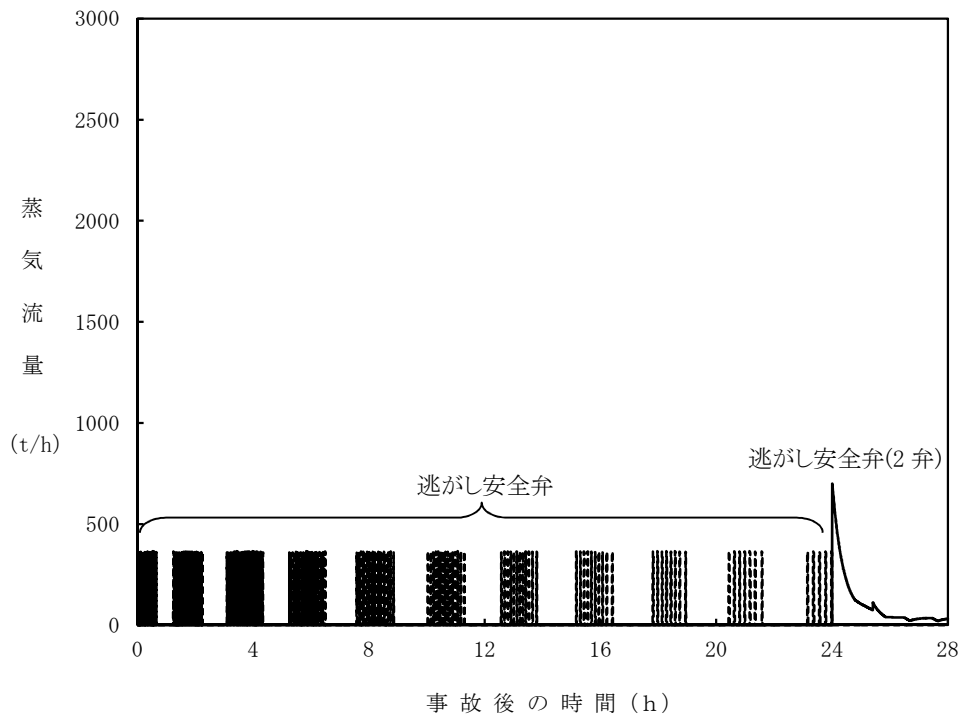


図 7 逃がし安全弁からの蒸気流出流量の推移 (SB0)

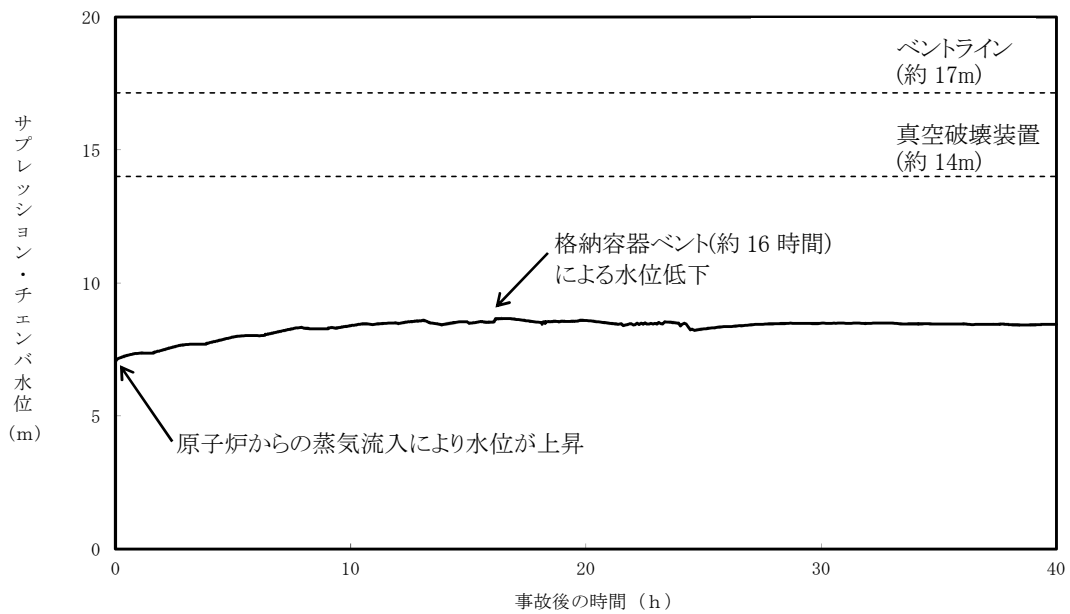


図8 サプレッション・チェンバ水位の推移 (SB0)

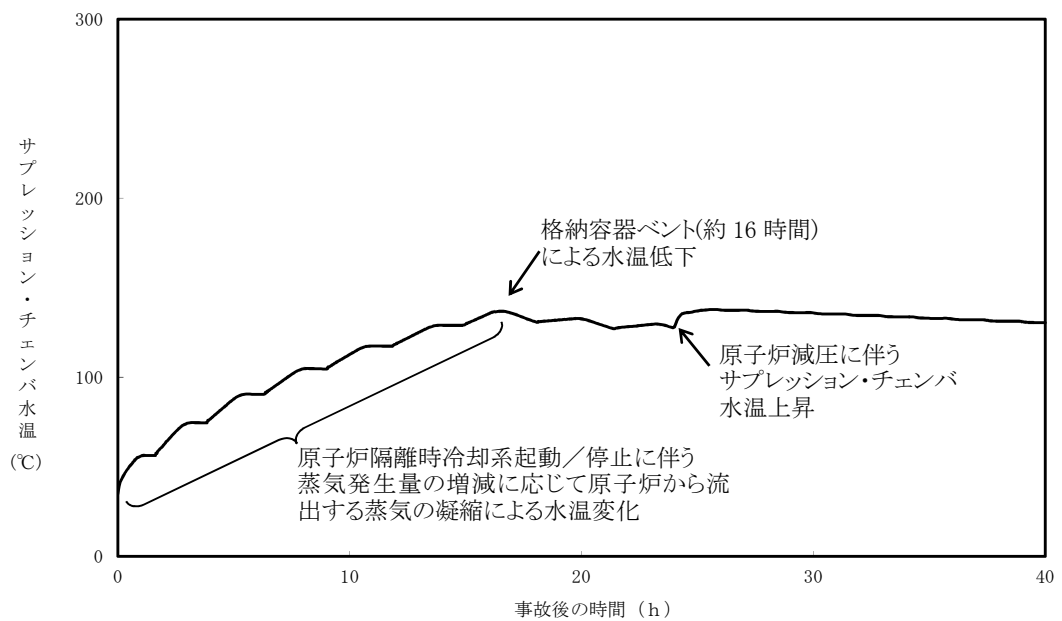


図9 サプレッション・チェンバ水温の推移 (SB0)

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

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

<評価モデル>

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

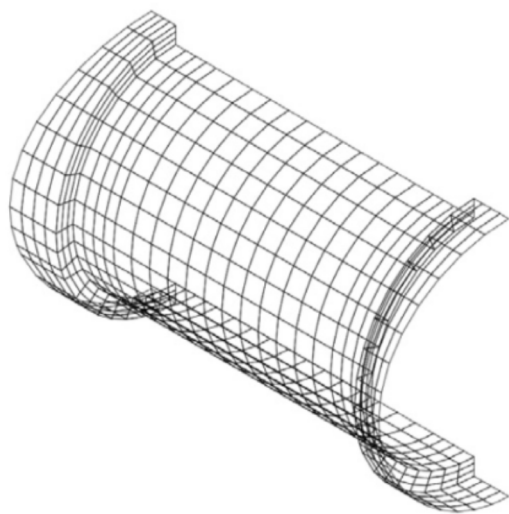


図 10 アクセストンネル FEM モデル

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

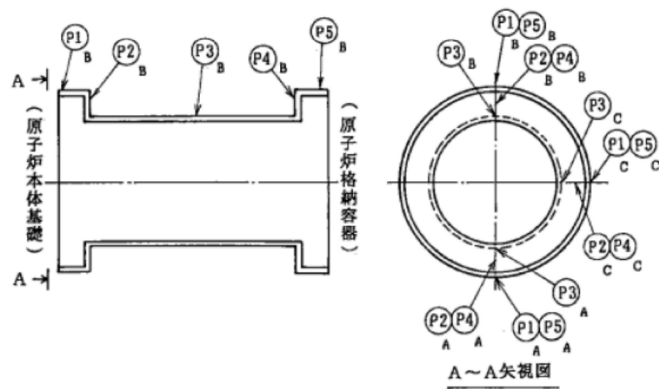


図 11 応力評価点

<評価条件>

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

表1 アクセストンネル評価の条件

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

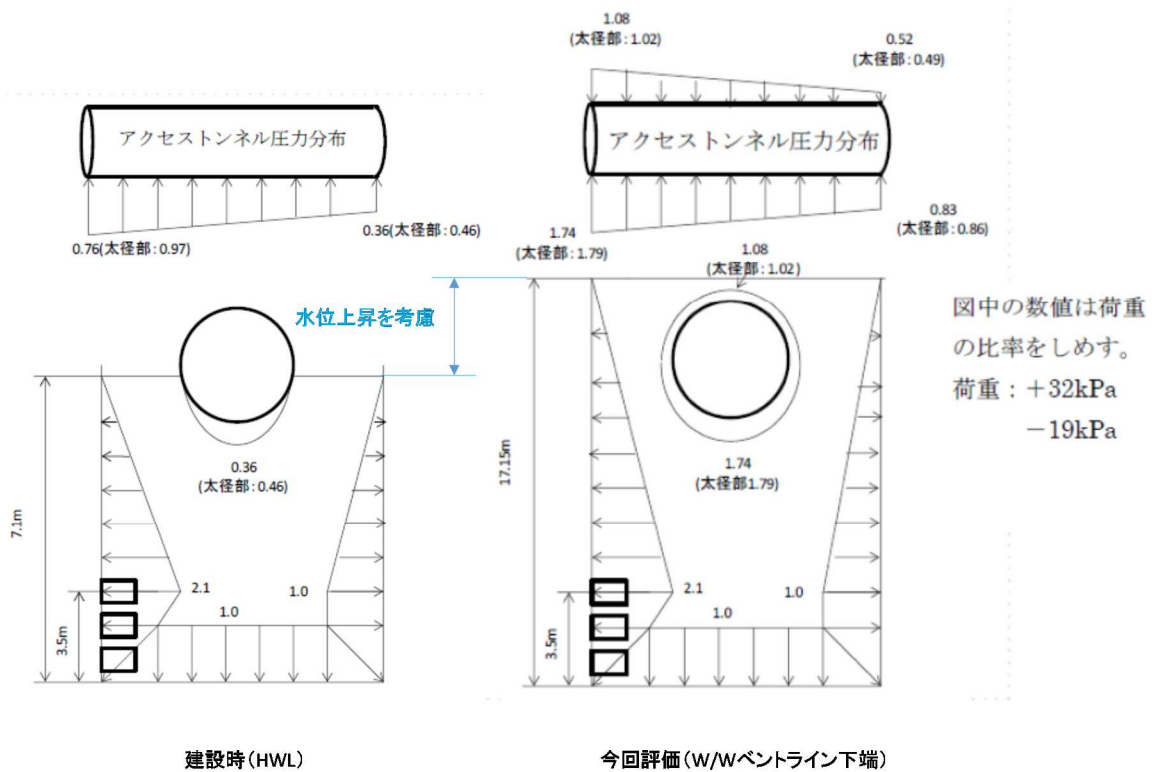


図12 チャージング荷重分布

<評価結果>

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

表 2 水位上昇時の運転状態Ⅳの応力評価

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

追 2	均圧弁及び TIP ボール弁, TIP パージ弁のシール材について
-----	-----------------------------------

原子炉格納容器バウンダリにおけるシール材の変更について、以下の通りとしていたが、その後の詳細検討によりエアロックの均圧弁, 及び TIP ボール弁, TIP パージ弁について一部見直しが発生したため、本章で変更の妥当性を説明する。

バウンダリ箇所		部位	変更前部材	変更後部材	自主的取組
トップヘッドフランジ		フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	バックアップシール材
ハッチ類	上部ドライウェル機器搬出入口	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	バックアップシール材
	下部ドライウェル機器搬出入口	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	バックアップシール材
	サブプレッションチェンバ出入口	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	バックアップシール材
エアロック	上部ドライウェル所員用エアロック	扉ガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	—
		ハンドル軸貫通部 Oリング	ふっ素ゴム	改良 EPDM	—
		均圧弁シート	ふっ素樹脂	閉止板 +改良 EPDM	均圧弁の改良
	下部ドライウェル所員用エアロック	扉ガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	—
		ハンドル軸貫通部 Oリング	ふっ素ゴム	改良 EPDM	—
		均圧弁シート	ふっ素樹脂	閉止板 +改良 EPDM	均圧弁の改良
配管貫通部	閉止フランジ	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	—
原子炉格納容器隔離弁	バタフライ弁	弁座シート	EP ゴム	改良 EPDM	—
	TIP ボール弁	弁座シート	ふっ素樹脂	改良 EPDM	—
		グラウンドOリング	ふっ素ゴム	改良 EPDM	—
		弁ふたシール	ふっ素樹脂	改良 EPDM	—
	TIP パージ弁	弁座シート	EP ゴム	改良 EPDM	—
		グラウンドOリング	EP ゴム	改良 EPDM	—
		弁ふたシール	EP ゴム	改良 EPDM	—

(1) エアロック均圧弁について

エアロック均圧弁については、耐環境性能に優れたシール材の実機適用性が見通しが立ったことから、以下の通り、バウンダリ箇所の変更後部材として「均圧弁の改良」を取り入れ、自主的取組から位置づけを変更する。なお、均圧弁の改良については、200℃蒸気が7日間以上暴露され、且つ、その際の重大事故時における放射線量が照射されたとしてもシール機能が健全であることが確認されたものを使用する。

(変更前)

バウンダリ箇所		部位	変更前部材	変更後部材	自主的取組
エアロック	上部ドライウエル 所員用エアロック	扉ガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	—
		ハンドル軸貫通部 Oリング	ふっ素ゴム	改良 EPDM	—
		均圧弁シート	ふっ素樹脂	閉止板 +改良 EPDM	均圧弁の改良
	下部ドライウエル 所員用エアロック	扉ガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	—
		ハンドル軸貫通部 Oリング	ふっ素ゴム	改良 EPDM	—
		均圧弁シート	ふっ素樹脂	閉止板 +改良 EPDM	均圧弁の改良

(変更後)

バウンダリ箇所		部位	変更前部材	変更後部材	自主的取組
エアロック	上部ドライウエル 所員用エアロック	扉ガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	—
		ハンドル軸貫通部 Oリング	ふっ素ゴム	改良 EPDM	—
		均圧弁シート	ふっ素樹脂	均圧弁の改良 または 閉止板 +改良 EPDM	—
	下部ドライウエル 所員用エアロック	扉ガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	—
		ハンドル軸貫通部 Oリング	ふっ素ゴム	改良 EPDM	—
		均圧弁シート	ふっ素樹脂	均圧弁の改良 または 閉止板 +改良 EPDM	—

<均圧弁シートの材質について>

均圧弁シートについて、耐環境性に優れたシール材に改善する検討を進めており、PEEK 材 (PEEK:ポリエーテルエーテルケトン) を用いた弁シートにすることで実機適用性を確認することができた。以下に、実機適用を確認した概要を示す。

PEEK 材の一般的な仕様を以下に示す。従来品に使用されている均圧弁のシール材であるふっ素樹脂に対し、優れた耐放射線性を有している。

表 1 PEEK 材の一般物性

シール材	PEEK 材
耐熱使用温度	250℃
融点	334℃
線量限度 (γ線)	約 10MGy

また、均圧弁に相当する弁を使用して、SA 時の格納容器内環境を模擬した以下試験条件で暴露し、その後、2Pd を超える 0.9MPa で漏えい試験を行い、気密性が確保できることを確認した。よって、本均圧弁は格納容器限界温度・圧力 (200℃, 2Pd) において健全性に問題ないことを確認した。

表 2 均圧弁の耐環境試験条件

放射線照射	800kGy
熱劣化	200℃ 168 時間

(2) TIP ボール弁について

TIP ボール弁については、改良 EPDM の採用を検討しているが、その他のシール材 (PEEK 材) についても適用可能な見通しが立ったことから、改良 EPDM に限定せず PEEK 材を候補に加える。なお、TIP ボール弁の改良については、200℃蒸気が 7 日間以上暴露され、且つ、その際の重大事故時における放射線量が照射されたとしてもシール機能が健全であることが確認されたものを使用する。

(変更前)

バウンダリ箇所	部位	変更前部材	変更後部材	自主的取組
TIP ボール弁	弁座シート	ふっ素樹脂	改良 EPDM	—
	グラウンドOリング	ふっ素ゴム	改良 EPDM	—
	弁ふたシール	ふっ素樹脂	改良 EPDM	—

(変更後)

バウンダリ箇所	部位	変更前部材	変更後部材	自主的取組
TIP ボール弁	弁座シート	ふっ素樹脂	改良 EPDM または PEEK 材	—
	グラウンドOリング	ふっ素ゴム	改良 EPDM	—
	弁ふたシール	ふっ素樹脂	改良 EPDM	—

(3) TIP パージ弁について

TIP パージ弁については、弁座シート・グラウンド O リング・弁ふたシールに改良 EPDM を採用することの検討を進めてきたが、検討を進めた結果、弁座シートについてはメタルシートが適切であるとの判断に至った。よって、弁座シートについては、改良 EPDM からメタルシートに変更して実機適用検討を進める。

なお、TIP パージ弁の改良については、200℃蒸気が 7 日間以上暴露され、且つ、その際の重大事故時における放射線量が照射されたとしてもシール機能が健全であることが確認されたものを使用する。

(変更前)

バウンダリ箇所	部位	変更前部材	変更後部材	自主的取組
TIP パージ弁	弁座シート	EP ゴム	改良 EPDM	—
	グラウンドOリング	EP ゴム	改良 EPDM	—
	弁ふたシール	EP ゴム	改良 EPDM	—

(変更後)

バウンダリ箇所	部位	変更前部材	変更後部材	自主的取組
TIP パージ弁	弁座シート	EP ゴム	メタルシール	—
	グラウンドOリング	EP ゴム	改良 EPDM	—
	弁ふたシール	EP ゴム	改良 EPDM	—

以上