

# 東海第二発電所

## 工事計画認可申請に係る論点整理について (コメント回答)

平成30年7月13日

日本原子力発電株式会社

# 工事計画認可申請に係る論点整理について(コメント回答)(1/5)



過去の審査会合※で抽出した工事計画認可申請に係る論点に対するコメントは下表のとおり。今回はその一部について回答する。

※ 第562回審査会合(H30.4.5), 第572回審査会合(H30.5.17), 第578回審査会合(H30.5.31), 第588回審査会合(H30.6.14), 第591回審査会合(H30.6.26), 第595回審査会合(H30.7.3), 第599回審査会合(H30.7.10)

コメント内容	白丸数字	過去の審査会合において、今後の予定として示したもの
	黒丸数字	過去の審査会合において、ご指摘を頂いたもの

分類	論点	コメント内容	審査会合
			7/19回答分
耐津波	1 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性	① 止水機構の追従性に係る2次元及び3次元の解析結果	完了(5/31)
		② 止水機構の追従性に係る実証試験(加振試験)結果	完了(5/31)
		③ 実証試験結果のうち、鉛直方向に長周期のうねりが出る原因について、3方向同時加振時に出て、鉛直加振で出ないことを踏まえて、合理的に説明できる根拠を示した上で特定すること 振動台のY軸に対しての回転変位(ローリング)について、試験結果に与える影響を示すこと	完了(7/3) ○
		④ 実機解析を工認に適用することを踏まえ、解析の信頼性を示すこと	完了(7/3)
		⑤ 実証試験結果を踏まえて解析にフィードバックする項目はないか、応力評価において実証試験と解析の違いを考慮する必要がないか検討すること	完了(7/3)
		⑥ 試験結果と実証試験モデル結果の差が浸水防止機能に影響を及ぼすか否かを分析し、今後設計への反映の有無を示すこと	完了(7/3)
		⑦ 止水板の隙間に対する公差について、実機を考慮したうえで設定し、解析モデルの結果の扱いを示すこと。	○
	2 防潮堤ルート変更後の敷地遡上津波の浸水深・流速	—	完了(5/17)
耐震	3 可搬型設備の耐震性	① 加振波のFRSが保管場所のFRSを包絡していること	完了(4/5)
		② 加振試験結果	完了(4/5)
	4 機器の動的機能維持評価	① 構造等がJEAG適用外の機器に対して、抽出した評価対象部位に係る動的機能維持の評価結果について説明	完了(5/31)
		② 評価部位「⑥逃がし弁」について、評価項目「加速度」に対する許容値の出典及び適用性を示すこと	完了(6/14)
	5 スタンドパイプの耐震評価	① 解析モデル長さの影響確認結果(解析モデル長さ2.0m及び2.5m)	完了(6/14)
		② スタンドパイプ225本モデルにおける補強板が解析に与える影響	完了(6/14)
		③ 引張試験における荷重(モーメント)の比較	完了(6/14)
		④ ドライヤスカート部との干渉に係る解析上の扱い	完了(6/14)

# 工事計画認可申請に係る論点整理について(コメント回答)(2/5)



分類	論点		コメント内容	審査会合
				7/19回答分
耐震	6	設置変更許可段階で示した解析用液状化強度特性の代表性及び網羅性	① 設置変更許可段階で示した「敷地全体の原地盤の液状化強度特性」の代表性及び網羅性	完了(7/3)
			D2g-3層の液状化強度試験箇所の代表性について、各孔のボーリング柱状図及びN値を整理し、総合的に説明すること	次回以降
			② 使用済燃料乾式貯蔵建屋を個別の評価対象とした根拠(3つの建屋を除外した理由も含む)及び地盤改良の有無	完了(7/3)
	7	鋼製防護壁の上部・下部構造の接合部の評価	① 三次元解析(COM3)の評価結果	完了(7/3)
			② 鋼製防護壁の荷重の伝達メカニズムや3次元挙動について整理し、設計荷重を超える荷重について、3次元解析における照査値の小さいものを整理して説明すること	次回以降
	8	立坑構造物の解析モデル変更	① 立坑構造物の評価結果	次回以降
	9	原子炉建屋基礎盤の耐震評価	① 局所応力の取扱い、許容限界の説明方針および評価結果	完了(7/3)
			せん断終局強度を適用することの妥当性(今回工認、東二建設時、他サイトのSクラス基礎の設計クライテリアの違いを考慮した説明)	完了(7/3)
			せん断終局強度を適用することを踏まえ、Sクラスの機器・配管系に対する支持機能への影響を検討した上で、せん断終局強度を適用する際の配慮について設計方針を示すこと	次回以降
			② 応力平均化について、平均化する方向を整理して示すこと。	次回以降
			基礎スラブの面外せん断耐力実験の結果について、東海第二の原子炉建屋基礎盤への適用性をより詳細に検討すること	次回以降
	地震荷重見直し前後の比較について、計算条件の変更点を整理し、評価結果に支配的な変更点を分析して示すこと	次回以降		
10	地震観測記録を踏まえた耐震評価への影響	① 観測記録がシミュレーション解析結果を上回ることに對する設備影響評価結果	完了(7/3)	
		② 使用済燃料プール周辺の3次元応答性状が使用済燃料プールの評価に及ぼす影響	完了(7/3)	
		評価対象要素及び対象とする入力地震動の選定根拠を示すこと	次回以降	
11	機器の動的機能維持評価(弁の高振動数領域の考慮)	① 高振動数領域まで考慮した評価結果	完了(7/3)	
		② 100Hzまで考慮した応答加速度において、比較的大きな応答増加率を示す弁について振動特性等を考慮して応答増加要因を推定し説明すること	次回以降	
外部事象	12	降下火砕物に対する建屋の健全性	① 原子炉建屋の主トラスについて、発生する応力が許容限界を超えないことの確認結果	完了(4/5)
			② 3次元FEMIにおける鉄骨材とスラブの拘束条件、実際のスラブの応力、歪の分布、鉄骨材とスラブの接合部の状態を示す	完了(5/31)
機械設計	13	SA時の強度評価における設計方針	① 強度評価方針として、適用基準は保守側を採用するとしていることに対し、応力係数について現実的な値(0.5)を採用することの考え方	完了(5/31)

# 工事計画認可申請に係る論点整理について(コメント回答)(3/5)



分類	論点		コメント内容		審査会合	
					7/19回答分	
機械設計	14	SA時の強度評価における設計条件(SAクラス2機器であって、クラス1機器の設計条件)	①	SA時機械荷重(ジェット荷重や主蒸気逃がし安全弁の吹き出し反力)を定量的に算出し、順次計算結果を示す	次回以降	
			②	建設時の設計条件を使用することを含め、強度評価条件の妥当性を示す	完了(6/14)	
	15	強度評価におけるPCV動荷重の考慮		設計基準事故時の動荷重に包絡されること等の確認結果	完了(7/3)	
			①	SRV作動時の動荷重が、DBA条件を包絡することについて、圧力干渉効果や圧力上昇率等の考察を添えて説明すること(単弁作動時よりも多弁作動時の方が発生荷重が小さくなることの説明も含む)	調整中	
				FCI時及びベント時の動荷重が、DBAのLOCA時を包絡することについて、LOCA時の荷重をどのような条件で設定しているかを示したうえで説明すること	調整中	
			②	DBA・SA時のPCV動荷重を決定する要素を定量的に説明(6/14追加)シーケンスによっては動作する弁数や作用する圧力も異なることから、各々の動荷重について丁寧に説明すること(6/14追加)動荷重については設計で元々どのような荷重で評価しているのか(既設の設計裕度)、元々の設計の考え方から追って、許容値の包絡性を説明すること	完了(7/3)	
			③	SA時の応力について、SA水位の影響について説明すること	調整中	
	16	SA環境を考慮したPCV閉じ込め機能	①	圧縮永久ひずみ率のデータ拡充による閉じ込め機能の評価値の妥当性	完了(4/5)	
			②	ガスケット増厚による閉じ込め機能の評価における開口量評価の裕度	完了(4/5)	
	17	ブローアウトパネル及び関連設備の必要機能と確認方法	実証試験	①	ブローアウトパネル開放の実証試験結果(6/14追加)開放試験については、パネルが躯体から外れて落下していることを確認すること	完了(7/3)
				②	ブローアウトパネル閉止装置の実証試験(加振試験)及び開閉動作試験、気密性能試験の結果	完了(6/26)
					ブローアウトパネル閉止装置の実証試験(加振試験)での不具合を踏まえた対策検証について	完了(7/10)
				③	実機大モックアップ試験時の予備品の考え方、リスク管理について説明すること。	完了(5/31)
				④	リスク管理の試験スケジュール(クリップ幅変更等)をスケジュール追加すること。	完了(5/31)
				⑤	実機大のモックアップ(ブローアウトパネル本体、ブローアウトパネル閉止装置)試験前に試験条件を説明すること。	完了(5/31)
				⑥	加振限界試験の目的、実施方法について、要領書に記載のこと	完了(6/14)
				⑦	気密性能試験における流量、断面積の算出方法について説明を要領書に追加すること	完了(6/14)
⑧				実施する単体の気密確認試験結果も踏まえて原子炉建屋原子炉棟全体としての気密性能が確保できる見込みであることを説明すること	完了(6/14)	
⑨	模擬地震波の床応答スペクトルについて、方向に依存しない応答スペクトルのNS/EW方向への分け方を説明すること	完了(6/14)				

# 工事計画認可申請に係る論点整理について(コメント回答)(4/5)



分類	論点	コメント内容		審査会合	
				7/19回答分	
機械設計	17 ブローアウトパネル及び関連設備の必要機能と確認方法	⑩	施工	ブローアウトパネル本体の品質・施工管理, 保守管理等	完了(5/31)
		⑪	要求機能	設計差圧(6.9kPa)以下で開放する設計(設定値)について, クリップ開放試験結果等を踏まえた考え方	完了(5/17)
		⑫		強制開放装置の位置付け	完了(5/17)
		⑬		ブローアウトパネルの要求事項(考慮すべき自然現象発生後にDBAが発生する場合, 逆にDBA後に自然現象が発生する場合を整理し, 公衆被ばくの影響の観点から整理)	完了(5/17)
		⑭	耐震	ブローアウトパネルの耐震評価に当たって, ブローアウトパネルの設置・取付状況を踏まえた固有値の考え方を整理し提示すること	完了(6/14)
		⑮		設計基準事故と地震の組合せについて説明すること	完了(6/14)
		⑯	追加試験	部品の裕度評価及び門の設計に関する説明	○
		⑰		門設置に伴う扉開閉の維持管理に関する説明	○
		⑱		追加試験における電動作動確認の判定基準の検討	○
	⑲	ブローアウトパネル閉止装置の追加実証試験結果		次回以降	
	18 SRVのSA耐環境性	①	SA時の原子炉格納容器内におけるSRV作動環境		完了(4/5)
		②	SRV(自動減圧機能)の耐環境性		完了(4/5)
		③	非常用逃がし安全弁駆動系の耐環境性		完了(4/5)
		④	過去のSRV環境試験条件について対象の機器を明確にして資料に反映		完了(6/14)
		⑤	健全性の説明書の中でその他のSA耐環境性について整理・説明		完了(6/14)
	19 MCCI/FCI対策に係る設計	①	試験	モックアップ試験結果	完了(6/14)
				導入管カバーを考慮した試験も含め, モックアップ試験の結果について示すこと	完了(7/3)
		②	試験	モックアップ試験における異物混入を想定した試験条件	完了(6/14)
		③		施工	コリウムシールドの施工性

# 工事計画認可申請に係る論点整理について(コメント回答)(5/5)



分類	論点		コメント内容		審査会合
					7/19回答分
機械設計	19	MCCI/FCI対策に係る設計	④ ⑤ ⑥ ⑦ 工認上の扱い	工認対象範囲	完了(5/31)
				コリウムシールドのドレン水貯蔵機能	完了(5/31)
				コリウムシールドライナーの工認上の記載	完了(5/31)
				排水ラインのラプチャーディスクの扱いについて整理して示すこと。また、ドライウエル内水位調整の機能に悪影響を与えないことを示すこと	完了(6/14)
				安全弁の吹き出し圧力、吹き出し量、反力について、説明すること	次回以降
	20	ECCSポンプのSA時でのNP SH評価	① ② ③ ④ 試験・手順	試験結果および評価結果	完了(7/3)
				試験の再現性(投入異物の攪拌・静定させ、一定の圧力損失データが得られることの見解)について示すこと。	完了(5/31)
				試験手順について示すこと。	完了(5/31)
				試験の進捗状況、見通しについて具体的に示すこと。	完了(5/31)
	21	SM材の使用制限(2.9MPa)を超えた範囲での使用	—	—	完了(5/17)
	22	燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性	① ② ③	使用済燃料プールでの燃料集合体落下時のライニングの健全性評価において、水の抵抗を考慮しており、この際に用いている抗力係数について確認する。	完了(5/31)
				試験結果および評価結果	完了(7/3)
				CFD解析モデルについて説明すること	完了(6/14)

東海第二発電所 工事計画認可申請に係る論点整理について(コメント回答)

【論点17】ブローアウトパネル及び関連設備の必要機能と確認方法  
ブローアウトパネル閉止装置の不具合の対応について

平成30年7月13日  
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

No	前回審査会合でのコメント
①	チェーン強化に伴う電動機, 減速機等の強化がわかるように資料に反映すること。
②	門 <sup>※</sup> 部に異物が入らないような対策, 熱膨張及び製作誤差について説明すること。
③	門の間隙寸法の妥当性について説明すること。
④	試験要領書の門の作動に関して, 作動すること以外の判定基準を記載すること。
⑤	門が確実に挿入されていること, 引き上げられていることを検知できることについて説明すること。
⑥	門の効果(機能)が維持されていることの確認方法について説明すること
⑦	懸念等を潰し, 試験条件を十分に検討したうえで進めること。

※ 門:かんぬき



# 【論点17】ブローアウトパネル及び関連設備の必要機能と確認方法



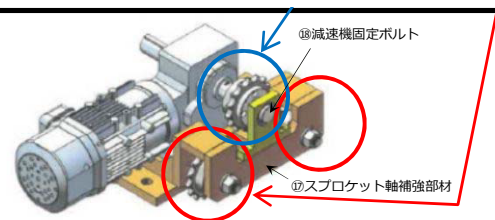
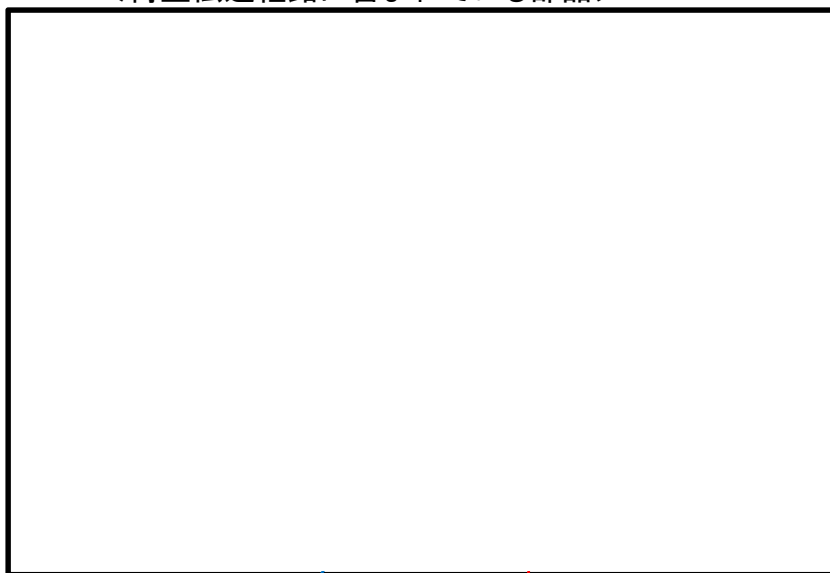
## <コメント①>

- ◆ 荷重伝達経路に含まれている部品の裕度評価の示し方について整理すること。

## <回答>

- ◆ 7/10審査会合で示したのものから、モータ出力軸など3項目を追加し、部材・構造の変更有無を整理した。
- ◆ 対策前は、チェーン、スプロケット軸、モータ出力軸について、簡易評価における裕度1を下回ったが、対策後の評価ではいずれも裕度1を上回った。

### <荷重伝達経路に含まれている部品>



荷重を受ける部材として追加で記載

スプロケット軸・モータ出力軸の支持方法改良予定図

従来、スプロケット及びモータの軸は、1か所で支える設計であったが、ベースを改良することにより2か所で荷重を支持

各部品の破損に対する裕度の簡易評価結果 ※1

No.	部品名	裕度※2		備考
		対策前 (門なし)	対策後 (門有り)※5	
1	ボルト1			部材・構造変更なし
2	ハンガー			部材・構造変更なし
3	ローラ			部材・構造変更なし
4	ハンガー			部材・構造変更なし
5	ボルト2			部材・構造変更なし
6	ホルダ			部材・構造変更なし
7	ボルト3			部材・構造変更なし
8	チェーンガイド			部材・構造変更なし
9	エンドボルト			部材・構造変更なし
10	チェーン※3			部材・構造変更あり
11	スプロケット軸			部材・構造変更あり
12	モータベース			部材・構造変更なし
13	ボルト4			部材・構造変更なし
14	ハンガーレール			部材・構造変更なし
15	門※4			新規設置
16	モータ出力軸			部材・構造変更あり
17	スプロケット軸補強部材			新規設置
18	減速機固定ボルト			部材・構造変更なし

※1 門以外の各部については、要因分析のために簡易的に電動機ブレーキ力の約2倍の荷重(66kN)がかかったと推定して評価した裕度。

※2 裕度 =  $S_u / \text{発生荷重}$

※3 チェーンについては、発生荷重と最小引張強さ(カタログ値)の比較で評価

※4 門については、加振試験時の扉の最大加速度(9.6G)の2倍の荷重で評価した値

※5 門のピンと受けの隙間分チェーンが伸びた時の荷重

### <コメント②>

- ◆ 門部に異物が入らないような対策, 熱膨張及び製作誤差について説明すること。

### <回答>

#### 1. 異物が入らないような対策について

- ◆ 門の側面には, 扉側とフレーム側の門受の隙間が上下2箇所及び扉がない状態ではフレーム側の門受間の隙間が存在するが, ブローアウトパネル閉止装置の設置箇所が高所であることから, 砂等の異物が混入する可能性は低いと考える。
- ◆ 開状態及び閉止状態では, 門ピン頭部により, 門受の上部は塞がれていることから, 上部から異物混入はしない。なお, 固着等がなく門部の機能が維持されていることについては定期的な動作試験(門の上げ下げ)にて確認する。

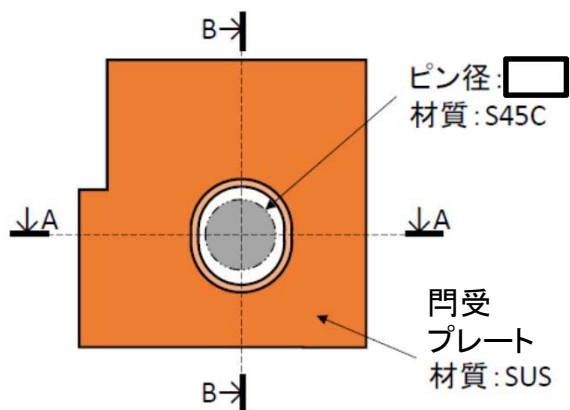


門部の断面図

<回答(続き)>

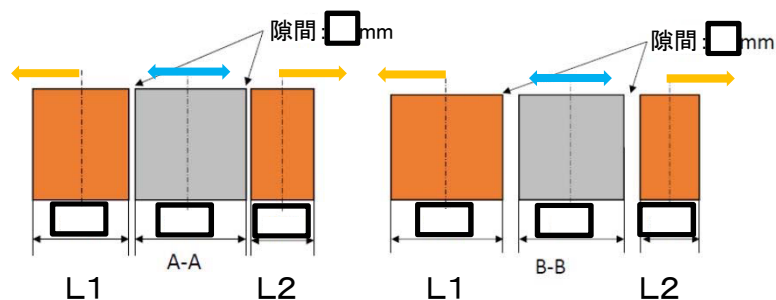
## 2. 熱膨張について

- ◆ 門部の材質は、門受プレート材がステンレス、ピンが炭素鋼である。ステンレス鋼の線膨張係数は炭素鋼の約1.5倍あるため、熱膨張によりピン径が増加するよりもプレート穴が大きくなる割合が大きいいため、熱膨張は問題とはならない。



	L1 (SUS)	L2 (SUS)	Lpin (S45C)	熱変形による間隙 の増加量 $\Delta L$
	mm	mm	mm	mm
A-A断面				
B-B断面				

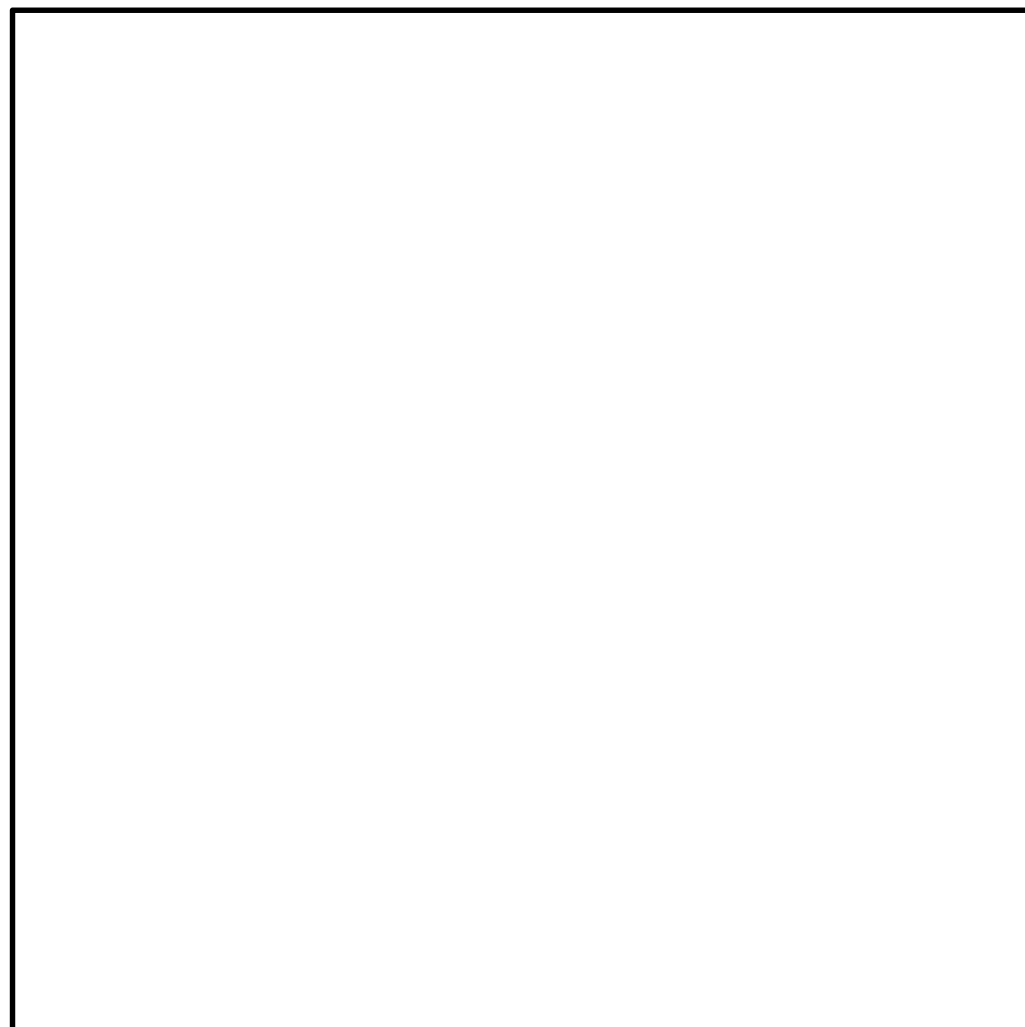
ステンレス線膨張係数  $\alpha 1$                       1.639E-05 /K  
 炭素鋼線膨張係数  $\alpha 2$                       1.092E-05 /K  
 温度変化 $\Delta T$                                       50 °C



<回答(続き)>

### 3. 製作誤差について

- ◆ 門については、製作誤差を小さく製造したカラー(黄&緑)や仮ピンを用いて位置決めを行い、架台側プレート及び扉受プレートを設置することで製作誤差を最小にして製作する。
- ◆ この施工法により、生じる製作誤差としては、ピン及び門受の製作公差0.3mm及びリミットスイッチによる停止位置の誤差約2mmであり、ピンと門受の隙間の範囲内となる。



- ①架台受けプレート
- ②扉受プレート
- ③-1:カラー
- ③-2:カラー
- ③-3:ピン

ステップ 5

・ステップ4の状態のリミットを調整すると同時に門受プレートを溶接し、製造誤差を最小化

#### 4. 加振試験で確認された不具合の状況と原因分析

##### <参考>



##### <コメント③>

- ◆ 門の間隙寸法の妥当性について説明すること。

##### <回答>

###### 1. 隙間寸法の設定

- ◆ 閉止状態の加振後においても、気密性が確保できることを目的に、門の拘束量の範囲で、扉が移動したとしても、テーパーブロックとプッシュローラによる押込みが確保できるように門と門受の隙間を設定
- ◆ 門と門受けの隙間を5mmとすることで、扉の移動量は中心位置から5mm以内とし、押込み量を確保
- ◆ 製作公差を満足するようする。(前述のとおり)

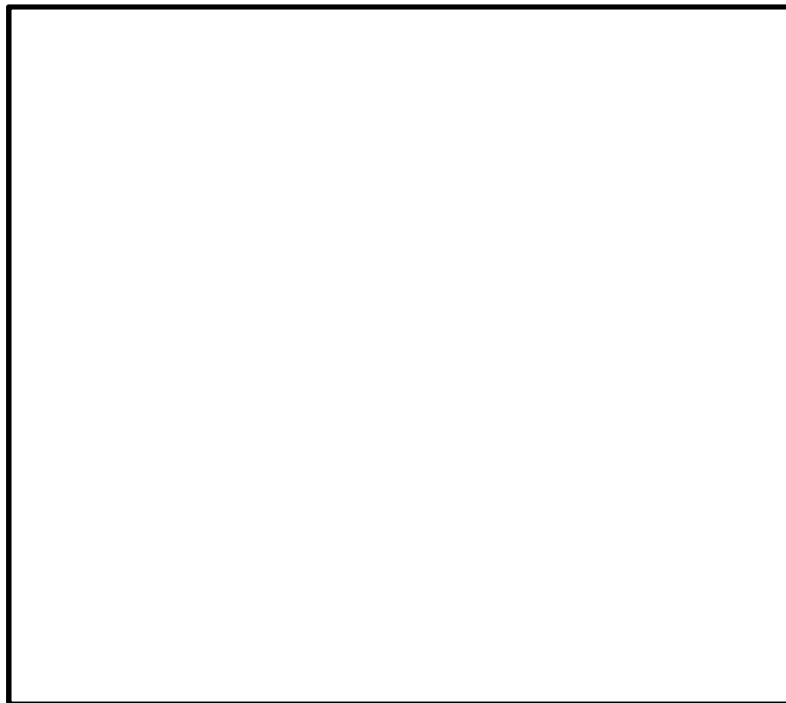


図1 閉止状態の押込み構造(閉止側上部より)

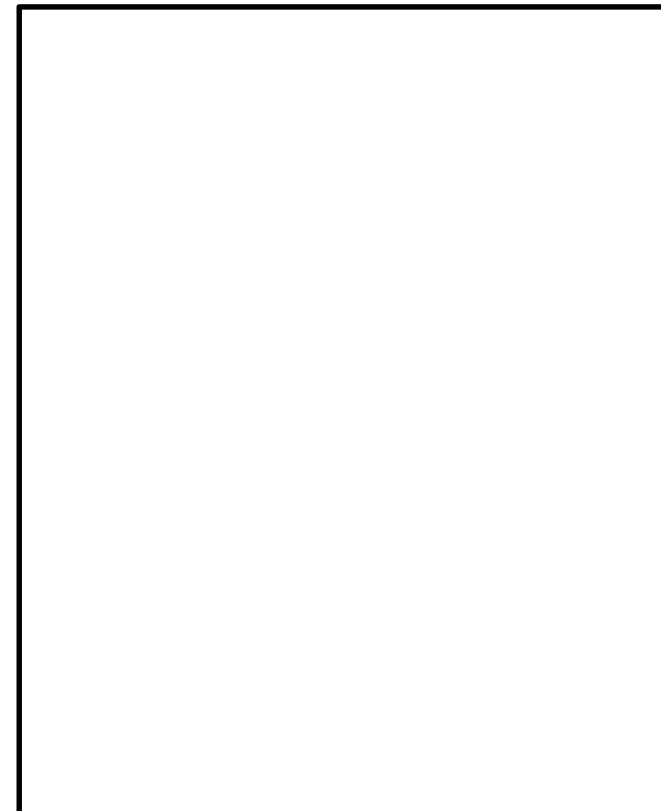


図2 門による移動量(門部断面)

<回答(続き)>

### 2. 加振後の引き抜き

- ◆ 扉は門とメカニカルストッパで移動を拘束されるため、設計上扉が最大傾く場合(反時計廻りに約 $0.25^\circ$  ※<sup>1</sup>)にピンに付加される摩擦力を評価した。門自重(約490N)に摩擦力(約214N)が増加されても、電動シリンダの定格出力(約3000N)と比較して十分小さく、門を引き抜くことは十分に可能であることを確認

- ・扉自重 $W1=2500\text{kg} \times 9.8\text{m/s}^2=24517\text{N}$
- ・ $0.25^\circ$  傾いた際に扉に付加される荷重  
 $F4=W1 \times \tan(0.25^\circ) = 107\text{N}$ ※<sup>2</sup>
- ・力の釣合から $F4=F1$
- ・ピンに係る力の釣合から $F2+F3=F1$ より、ピンに係る垂直荷重 $F1+F2+F3=2 \times F1=2 \times 107=214\text{N}$
- ・垂直荷重が加わった際のピンの摩擦力  
 $Fk=0.3 \times 214=64.2\text{N}$
- ・門自重 $W2=50\text{kg}=491\text{N}$
- ・電動シリンダの定格出力 3000N
- ・電動シリンダに係る荷重=  
 $491+64.2=555\text{N} < 3000\text{N}$



門は電動シリンダで十分に持ち上げ可能

※1: 時計廻りに傾いた際の角度は $0.24^\circ$  であり、傾きは反時計廻りより小さい  
※2: 下側のピンは寸法上、接触しないため上部ピンの摩擦力のみ考慮

### <コメント④>

- ◆ 試験要領書の問の作動に関して、作動すること以外の判定基準を記載すること。

### <回答>

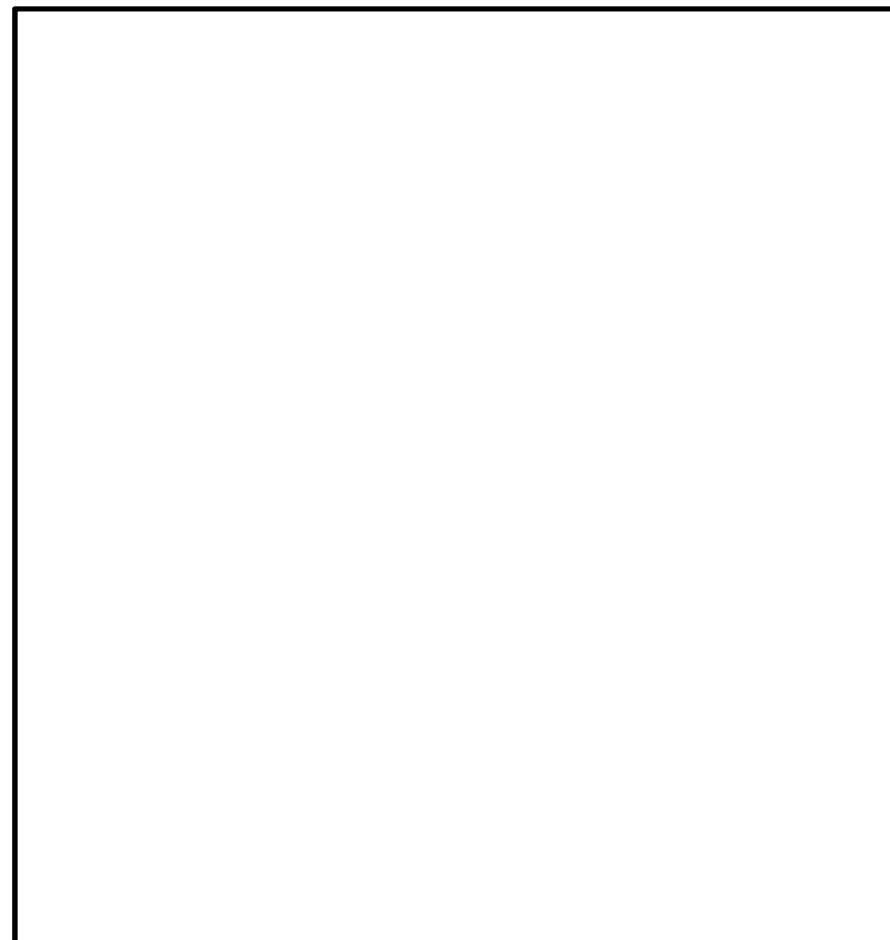
- ◆ 補足説明資料の判定基準に以下を追加した。

#### 【電動作動確認】

- ・電動駆動シリンダによる問の引上げ及び挿入ができること
- ・電動機の電流値が定格電流値以内
- ・作動時間 15秒※(目標)
  - ※ 引抜き時:電動機の起動スイッチ投入後,引き抜き検知のリミットスイッチが作動するまでの時間を計測
  - 挿入時:電動機の起動スイッチを投入後,挿入検知のリミットスイッチが作動するまでの時間を計測

#### 【手動作動確認】

- ・手動操作により問を引き上げられること
- ・自重により問挿入ができること
- ・持ち上げ量:物理的な上限位置まで引き上げられること



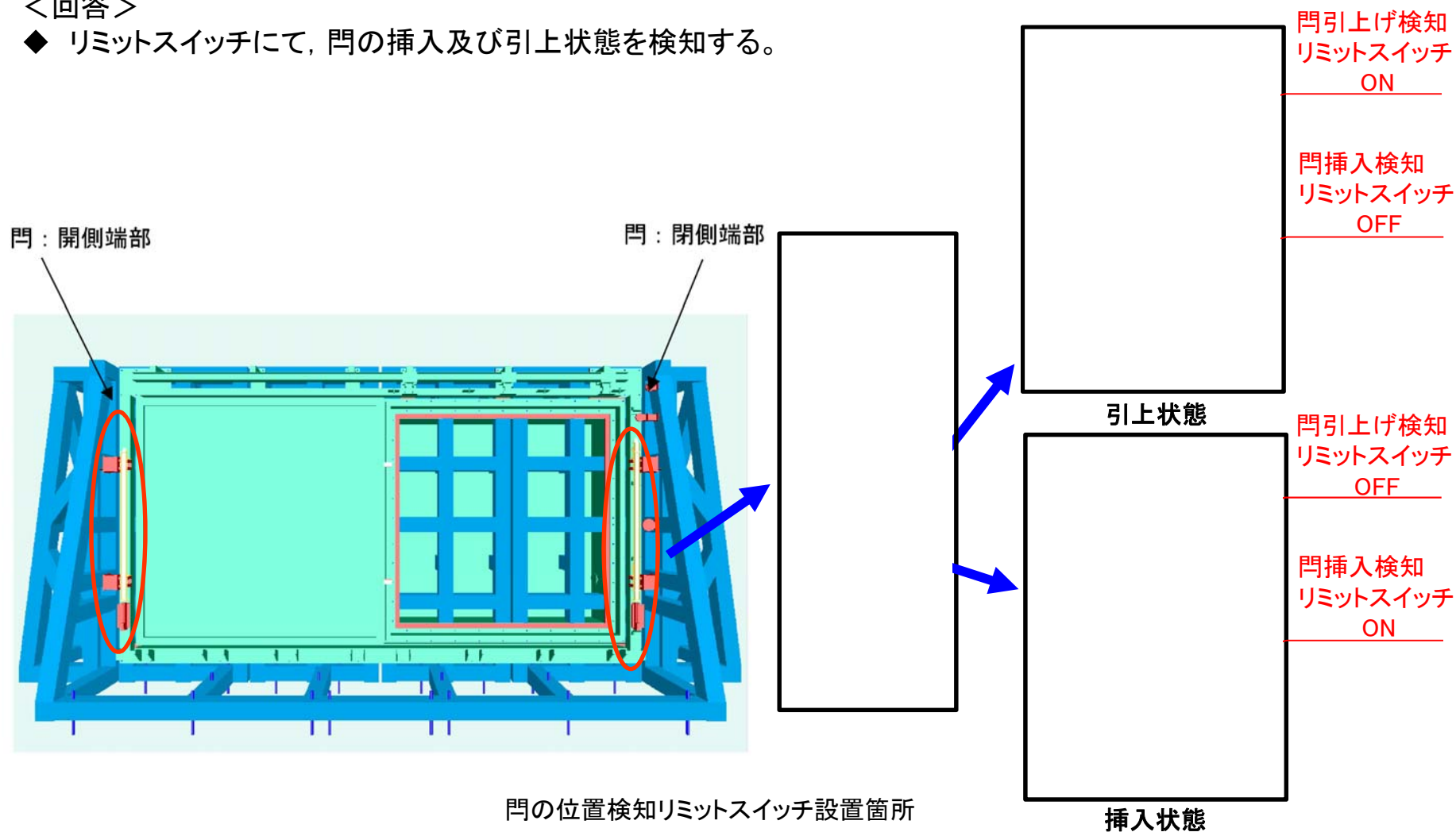
電動操作時の問作動

<コメント⑤>

- ◆ 門が確実に挿入されていること、引き上げられていることを検知できることについて説明すること。

<回答>

- ◆ リミットスイッチにて、門の挿入及び引上状態を検知する。





### <コメント⑥>

- ◆ 門の効果(機能)が維持できていることの確認方法について説明すること

### <回答>

- ◆ 門の機能が維持されていることの確認は、定期的な動作確認(門ピンの電動による抜き差し)及び定期的な点検にて実施する。なお、具体的な内容及び頻度については、今後、保安規定に定めることとする。

保全項目	内 容(案)	頻度(案)	備 考
動作確認	電動による門ピンの抜き差し動作の確認 ・動作時間測定(リミットスイッチ動作確認含む)	1回/月	
定期点検	門部の外観目視点検による異常の有無の確認 ・目視による腐食, 接触, 摩耗の確認 ・電動駆動による動作状況確認 ・電流値測定	1回/定検	

### <コメント⑦>

- ◆ 懸念等を潰し、試験条件を十分に検討したうえで進めること。

### <回答>

- ◆ 門のかじりにより引抜きができない、又は門の挿入ができなかった場合は、扉駆動用の電動機のインチングを行い、再度、門の作動操作を行う。
- ◆ 扉及びフレーム側の門受の施工にあたっては、製作誤差を最小に抑える工法とする。

## 【論点1】 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(1/4)



### 止水機構の論点コメント

#### <本論点の経緯>

防潮堤のうち鋼製防護壁については、取水路と鋼製防護壁の地震時の変位による相互干渉を回避するため、取水路と鋼製防護壁間に100mmの隙間を設け、この隙間からの津波の流入を防止することを目的に止水機構を設置することとしている。

この止水機構の構造に対して、第520回審査会合(平成29年10月17日)において、「止水板の追従性として、解析での確認に加え、試験についても検討し、方針及び実施時期を示した上で、設置許可断面と工認断面の範囲を整理して示すこと。」との指摘があった。

この指摘を踏まえて、第562回審査会合(平成30年4月5日)において、工事計画認可申請に係る論点整理の一つとして、止水機構に関して「止水機構の地震時の追従性について、評価及び実規模大の試験装置を用いた加振試験にて確認する。」ことを説明した。

第578回審査会合(平成30年5月31日)及び第595回審査会合(平成30年7月3日)において、実証試験結果の挙動へのコメントや工事計画認可への反映事項について説明した。

その際、更なる振動台の影響の調査及び止水板設置における公差等の影響を考慮した解析の必要性についてのコメントを受けたため、説明する。

#### <コメント及び回答の概要>

1. 振動台のY軸に対しての回転変位(ローリング)について、試験結果に与える影響を示すこと。

⇒3方向同時加振時におけるうねりの原因について、Y軸方向の回転変位(ローリング)についても調査し、振動台のローリングによる影響があることを確認した。

2. 止水板と止水板押えとの隙間に対する公差について、実機を考慮した上で設定し、解析モデルの結果の扱いを示すこと。

⇒実際に設置する止水板の公差に基づき、三次元動的解析の評価モデルのケース数を設定した。

三次元動的解析モデルについては、ガイド間の隙間の寸法について公称値の3mmを基本とし、製作、施工上のばらつきを考慮した4mm及び最大6mmの2ケースの三次元動的解析を実施し保守的なモデルを設計に反映する。

◆上記内容については、計算書等に反映する。

# 【論点1】 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(2/4)

## 実証試験結果 止水板のうねりの評価(1/2)



<コメント>

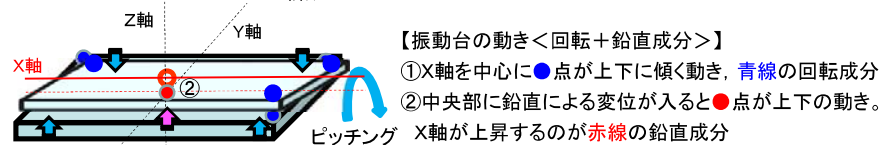
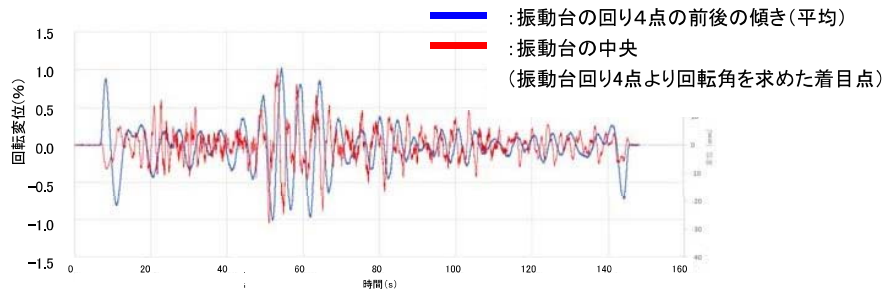
1. 振動台のY軸に対しての回転変位(ローリング)について、試験結果に与える影響を示すこと。

<回答>

(1)振動台のうねりの分析

水平Y方向のみの単独加振時において振動台中心に回転変位(青線)及び鉛直変位(赤線)が生じていた。振動台の回転変位(青線)と鉛直変位(赤線)の周期について周波数分析を行い**回転変位は0.10Hz、0.20Hzで鉛直変位は0.21Hz、1.09Hz、5.77Hz**であった。(図1)

**鉛直変位のうち0.21Hzは振動台のピッチングによる影響があるものと思われる事及び、周波数1.09Hz、5.77Hzは、実証試験用入力地震動の卓越周波数に近い周波数であることを確認した。**(図2)(平成30年7月3日回答済み)



種別	卓越振動数(Hz)
回転変位	0.10, 0.20
中央部鉛直変位	0.21, 1.09, 5.77

図1 振動台のX軸の回転変位と中央部の鉛直変位算出結果

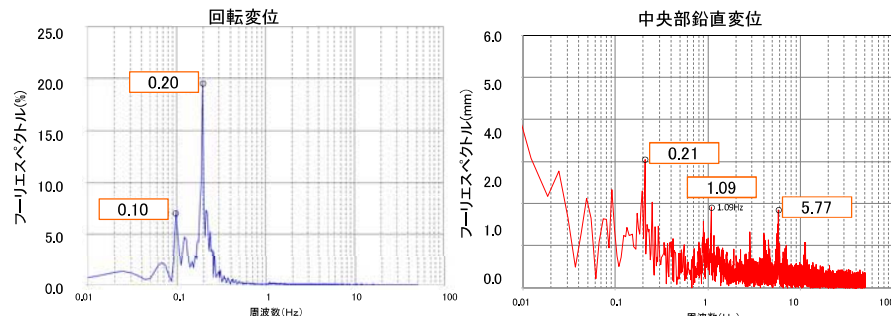


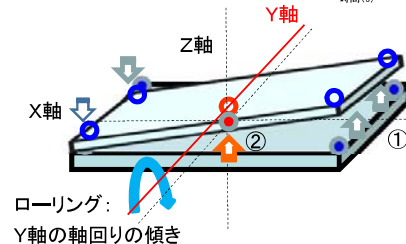
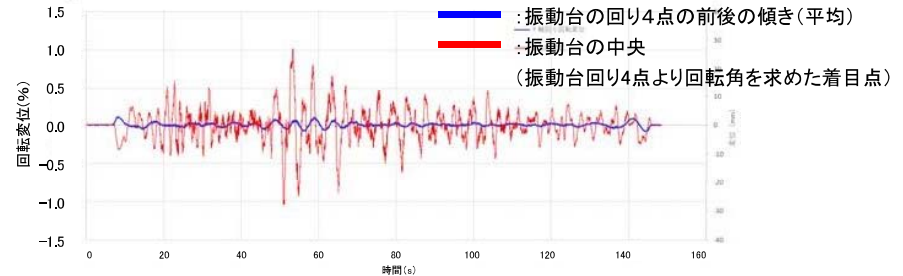
図2 振動台のX軸の回転変位と中央部鉛直変位のフーリエスペクトル

Y軸の振動台に設置したモーションキャプチャ測定値による振動台の回転変位と中央部の鉛直変位算出結果を図3に示す。

3方向同時加振時において振動台中心に回転変位(青線)及び鉛直変位(赤線)が生じていた。振動台の回転変位(青線)と鉛直変位(赤線)の周期について周波数分析を行い**回転変位は0.10Hz、0.20Hzで鉛直変位は0.10Hz**であった。

図4に振動台のX軸の回転変位と中央部鉛直変位のフーリエスペクトルを示す。

**回転変位の0.20Hzと鉛直変位の0.20Hzは振動台のローリングによる影響があるものと思われる事及び、**回転変位の0.10Hzも同様に長周期成分が他の設備等に見られない周波数であることから、振動台のローリングによる影響であることを確認した。



種別	卓越振動数(Hz)
回転変位	0.10, 0.20
中央部鉛直変位	0.20

図3 振動台YX軸の回転変位と中央部の鉛直変位算出結果

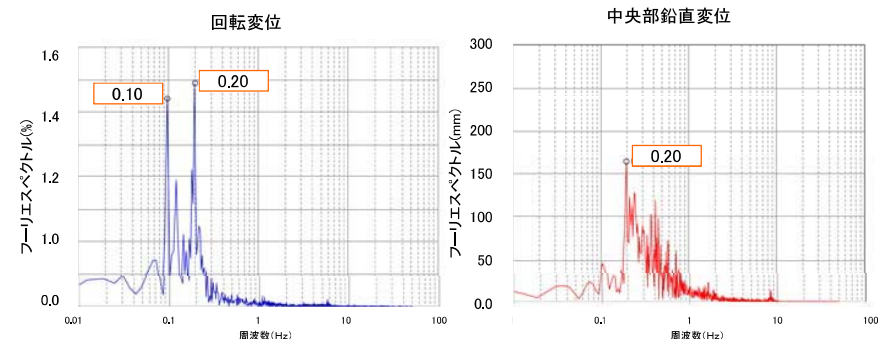


図4 振動台のY軸の回転変位と中央部鉛直変位のフーリエスペクトル

# 【論点1】 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(3/4)

## 実証試験結果 止水板のうねりの評価(2/2)



(2)各評価のまとめ

各評価対象による周波数成分を評価した結果を表1に示す。

表1 各評価対象の周波数分析結果

	(1)実証試験用 入力波	(2)浮き基礎	(3)試験装置	(4)振動台	(5)止水板
周波数 (Hz)	—	—	—	0.10, 0.20(ピッチング) 0.10, 0.20(ローリング)	—
	1.09	1.1(固有値)	1.09	1.09	—
	1.22(固有値)※	—	1.21	—	—
	5.77(固有値)※	—	5.77	5.77	—
	—	—	—	—	10.55(固有値)

※: 鋼製防護壁のY方向の固有周期

各評価対象の周波数が伝達し各対象設備に同様の周波数が検出されていることから、実証試験のうねりの原因は、実証試験装置や供試体(止水板等)の影響ではないことが分かった。

**振動台のピッチング及びローリング(0.1Hz, 0.2Hz)による影響であることから、実証試験に生じているうねりは振動台によるものと特定される。**

そのため、実証試験に生じている振動台のピッチング、ローリング成分を除去するため、止水板の鉛直変位におけるフーリエスペクトルから、0.3Hz以下のフィルタリングにより影響を除去し、止水板の挙動にうねりがなくなった事を確認し、振動台からのピッチング及びローリングによる影響である事を確認した。

図5に止水板の鉛直変位におけるフィルタリングの範囲、図6に3方向同時加振時の鉛直変位時刻歴波形フィルタリング結果を示す。

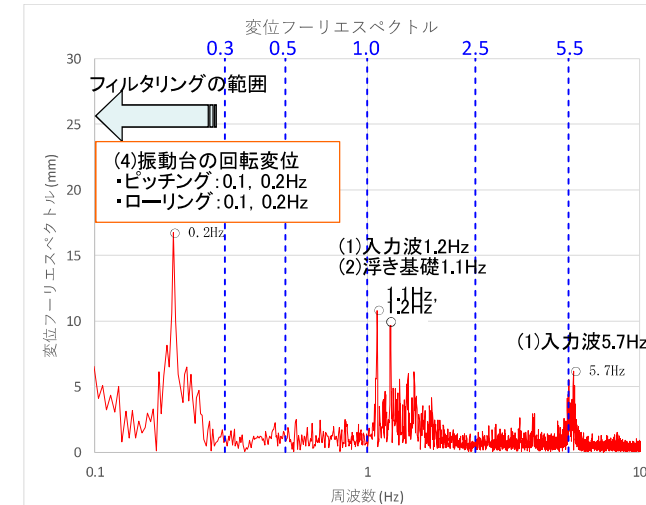


図5 止水板の鉛直変位におけるフィルタリングの範囲

(3)実証試験における振動台のピッチングとローリングの影響について  
 実証試験において、実際の波形にはない振動台による回転変位0.1Hzと0.2Hz程度の長周期のうねりの影響のため、試験条件は実際の入力波形である短周期成分とピッチングとローリングによる長周期成分が混在した状況での試験となった。

しかしながら、**振動台のピッチングとローリングの周波数が0.1と0.2Hzであり止水板の周波数10.55Hzから離隔が大きい事より共振することなく、止水板の挙動に影響を与えることはなかった。**

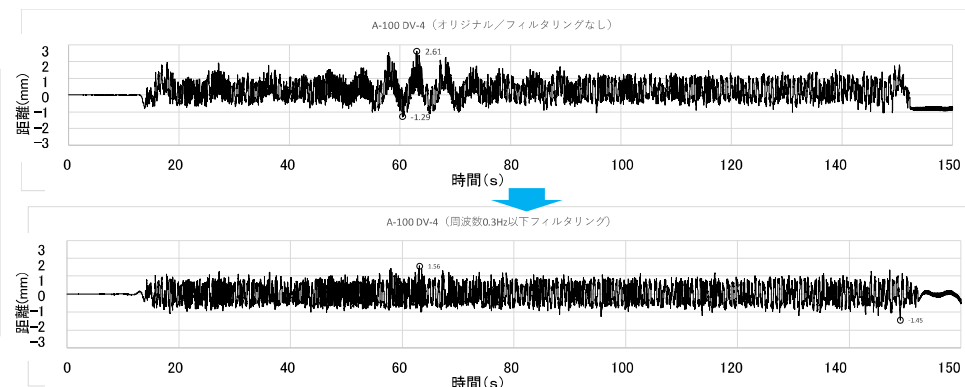


図6 3方向同時加振時の鉛直変位時刻歴波形フィルタリング結果

# 【論点1】 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(4/4)



## 実機寸法を考慮した三次元動的解析モデルの信頼性の向上 (1/1)

<コメント>

2. 止水板と止水板押えとの隙間に対する公差について、実機を考慮した上で設定し、解析モデルの結果の扱いを示すこと。

<回答>

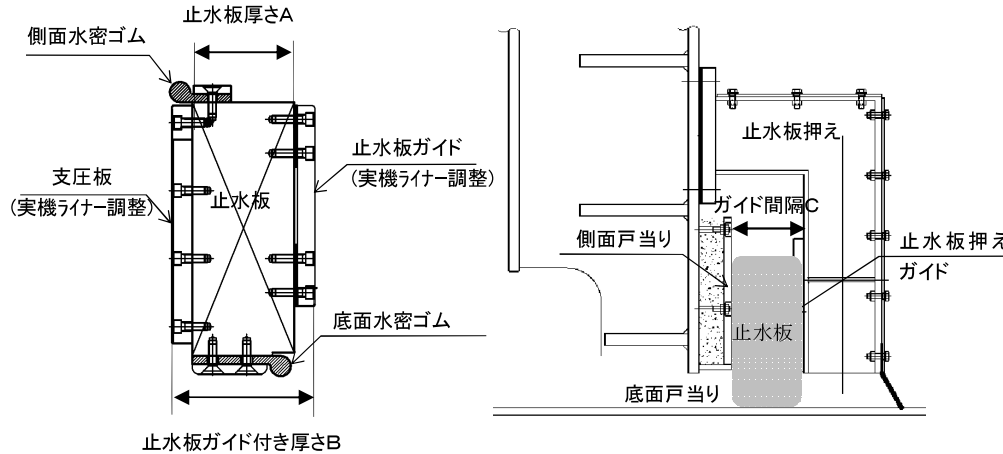
(1)実機製作における公差の考え方

解析モデルの公差を原則3mmとし、ばらつきを考慮し4mmにおいても解析を実施し止水板の浮き上がりや挙動に対して信頼性の高いモデルであることを確認した。

ここでは、実際の製作における隙間を考慮した場合の解析モデルのケースについて、実機寸法を整理した。

止水板ガイド付き厚さとガイド間隔は、最少3mm最大6mmで施工することから、6mmの隙間モデルにおける三次元動的解析も実施し、解析モデルのばらつきを評価し解析モデルの信頼性向上を図る。図7の実機における止水板とガイドとの隙間の寸法を示す。

なお、設置時における隙間の管理は、止水板押えの位置(約2m間隔)にて管理する。



	止水板厚さ A(mm)	止水板ガイド付き 厚さ B(mm)	ガイド間隔 C(mm)	【隙間管理値】 C-B (mm)
図面寸法	150	210	213	3
実機寸法 (製作公差含, 図8参照)	150 <sup>+1</sup> <sub>-0</sub>	210±3 (ライナー調整)	213 <sup>+6</sup> <sub>-3</sub> (ライナー調整)	3 <sup>+3</sup> <sub>-0</sub>
解析モデル	150	210 <sup>+0</sup> <sub>-3</sub>	213	3 <sup>+3</sup> <sub>-0</sub>

図7 実証試験の試験装置における止水板とガイド間の寸法

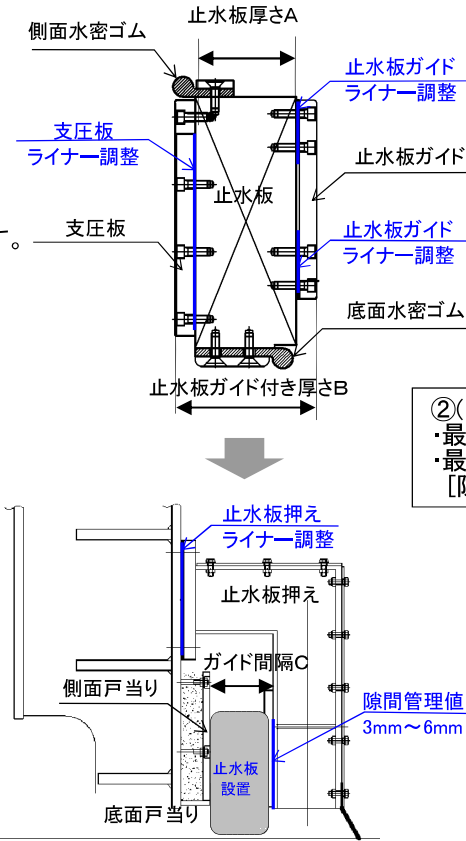


図8 実機における止水機構の寸法管理方法

三次元動的解析モデルについては、ガイド間の隙間の寸法について公称値の3mmを基本として評価する。また、製作、施工上のばらつきを考慮した1mm増加の4mm、最大6mmの2ケースの三次元動的解析を実施し、ばらつき等の保守的なモデルを設計に反映する。

なお、実機製作の隙間の管理も同様に、3mm~6mmにて設置することにより、止水板の挙動は三次元動的解析と同等の挙動を示す。



## 【論点15】 強度評価におけるPCV動荷重の考慮(1/7)



### <本論点の経緯>

第595回審査会合(平成30年7月3日)において、重大事故等時にドライウェルや逃がし安全弁(以下、「SRV」という。)からサプレッション・チェンバへ蒸気等が流入する際の動荷重について説明した際、以下の指摘を受けたため、指摘内容を踏まえ検討した結果を説明する。

### <コメント>

- ①原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(以下、「FCI」という。), 格納容器ベント時の動荷重が, 設計基準事故(以下、「DBA」という。)のLOCA時の動荷重に包絡されることについて, DBA-LOCA時の荷重設定について示した上で説明すること
- ②原子炉停止機能喪失(ATWS)事象時のSRV多弁作動時の発生荷重が, これまで設計で考慮してきたSRV単弁作動時の発生荷重よりも小さくなることについて, 圧力干渉効果の考察を添えて定量的に説明すること
- ③ATWS事象時のSRV作動時の動荷重が, DBA条件を包絡することについて, 圧力上昇率等の考察を添えて説明すること
- ④SA時の強度・耐震評価について, SA時のサプレッション・プール水位による動荷重への影響を説明すること

# 【論点15】 強度評価におけるPCV動荷重の考慮(2/7)



<回答>

①FCI, 格納容器ベント時の動荷重が, DBA-LOCA時の動荷重に包絡されることについて, DBA-LOCA時の荷重設定について示した上で説明すること

- ブローダウン初期については, DB設備としての設計条件を以下のように設定

- 既往の試験結果※<sup>1</sup>から得られた水移行量の最大値を基に, 水ジェットによる動荷重の設計条件を設定
- 解析結果から得られたガス移行量の最大値を基に, プールスウェルによる動荷重の設計条件を算出
- 既往の試験※<sup>4</sup>から得られた蒸気移行量の最大値を基に, 蒸気凝縮による動荷重の設計条件を算出

FCI初期及び格納容器ベント時初期の各移行量は, ベントクリア時初期の各移行量に包絡されることを確認(表1)

- ブローダウン後期については, DB設備としての設計条件を以下のように設定

- 既往の試験※<sup>4</sup>から得られた蒸気移行量, プール水温を基に, チャギングによる動荷重の設計条件を算出

FCI後期及び格納容器ベント時後期の蒸気移行量及びプール水温が, チャギングによる動荷重が最大となる条件(蒸気移行量: 18~28kg/s/m<sup>2</sup>, プール水温: 40°C以下)の範囲外であることを確認(表2)

LOCA時のブローダウン後期における高温水・蒸気の放出(格納容器過圧・過温破損)は, DB設備としての設計条件で想定している起因事象(再循環系配管の両端破断)が同じであるため, 当該設計条件を適用

表1 サプレッション・チェンバへの水等の移行量(ブローダウン初期)

事象	水移行量の最大値[kg/s/m <sup>2</sup> ]	ガス移行量の最大値[kg/s/m <sup>2</sup> ]	蒸気移行量の最大値[kg/s/m <sup>2</sup> ]
LOCA時のブローダウン初期における高温水・蒸気の放出(DB設備としての設計条件)			
LOCA時のブローダウン初期における高温水・蒸気の放出(格納容器過圧・過温破損)			
FCI初期			
格納容器ベント時初期(格納容器過圧・過温破損)			

表2 低蒸気流束時のパラメータ(ブローダウン後期)

事象	蒸気移行量[kg/s/m <sup>2</sup> ]	プール水温[°C]
LOCA時のブローダウン後期における高温水・蒸気の放出(DB設備としての設計条件)	18~28※ <sup>4</sup>	40以下※ <sup>4</sup>
LOCA時のブローダウン後期における高温水・蒸気の放出(格納容器過圧・過温破損)	DB設備としての設計条件を適用	
FCI後期		
格納容器ベント時後期(格納容器過圧・過温破損)		

※1: 既往の試験結果(米国4T/4TCO試験※<sup>5</sup>) ※2: 設計基準事故の解析結果 ※3: 有効性評価の解析結果 ※4: 既往の試験結果(CRT試験※<sup>6</sup>)

※5: 出典 NUREG-0487 "MARK II CONTAINMENT LEAD PLANT PROGRAM LOAD EVALUATION AND ACCEPTANCE CRITERIA"

※6: 出典 日本原子力研究所: JAERI-M 83-186, 蒸気凝縮振動及びチャギングによる圧力抑制プール内動荷重の統計的評価(2) - 格納容器圧力系信頼性実証試験データ評価レポート・3-, 7.結論より抜粋



## 【論点15】 強度評価におけるPCV動荷重の考慮(3/7)



- ②原子炉停止機能喪失(ATWS)事象時のSRV多弁作動時の発生荷重が、これまで設計で考慮してきたSRV単弁作動時の発生荷重よりも小さくなることについて、圧力干渉効果の考察を添えて定量的に説明すること
- 海外プラントにおいて、複数のSRVを手動開することにより複数の隣接したクエンチャから非凝縮性ガスを排出する試験を実施しており、複数の圧力振幅が合流するような測定点においても、クエンチャ近傍の圧力振幅に比べ増幅はしていない(図1)。増幅しないのは、「逃がし安全弁作動タイミングのずれ」、「SRV排気管ラインの配管長の違い」及び「非凝縮性ガスが排出される各クエンチャから測定点までの距離の違い」により、非凝縮性ガスによる気泡脈動の位相のずれが要因
  - ATWS事象時に18弁のSRVが作動するときも、気泡脈動の位相にずれが生じる。さらに、クエンチャ近傍から距離が離れるほど、減衰により圧力振幅は小さくなるため(図2参照。原子炉格納容器本体に到達時の圧力振幅は約半分以下となる。)、原子炉格納容器本体にかかる動荷重としては、原子炉格納容器本体に近いクエンチャからの気泡脈動の影響が支配的
  - 東海第二の設計においては、SRV多弁作動時を包絡するよう、実機試験におけるSRV単弁作動時のクエンチャ近傍の圧力振幅(+0.84/-0.39kg/cm<sup>2</sup>)を(減衰を考慮せずに)、原子炉格納容器本体の動荷重評価の設計条件として設定

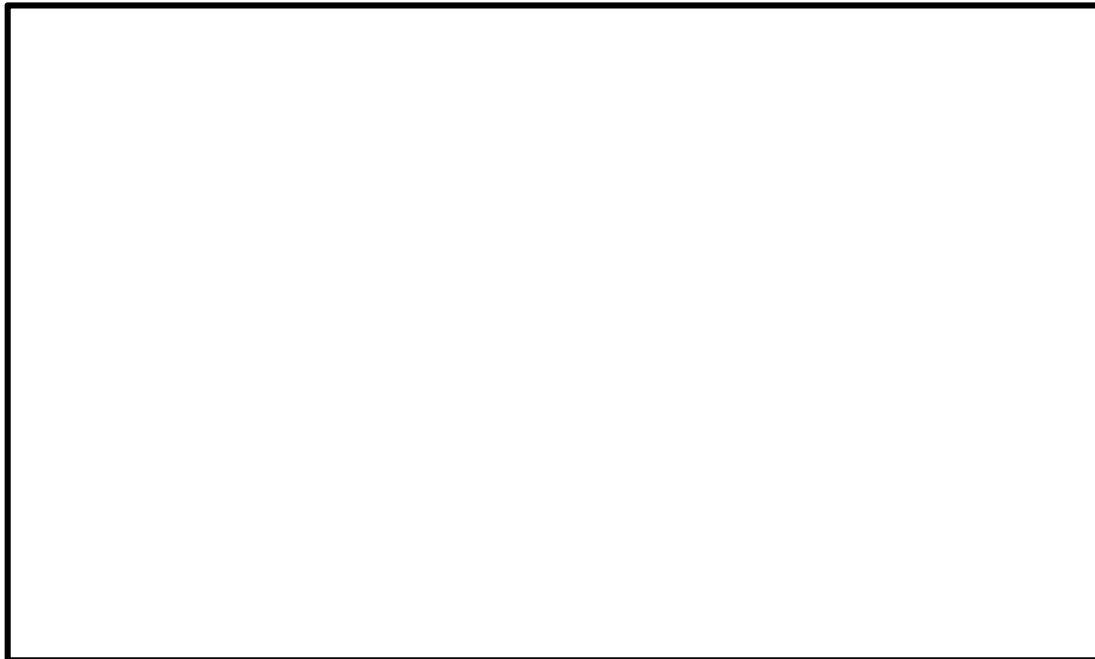


図1 海外プラント実機試験時の圧力振幅

出典: NEDE-24757-P “MARK II Containment Supporting Program—Caorso Safety Relief Valve Discharge Tests—Phase II test Report”, GE (NUREG-0802: Safety/Relief Valve Quencher Loads Evaluation for BWR Mark II and III Containments”において参考文献として引用)



図2 東二実機試験時による距離の減衰効果

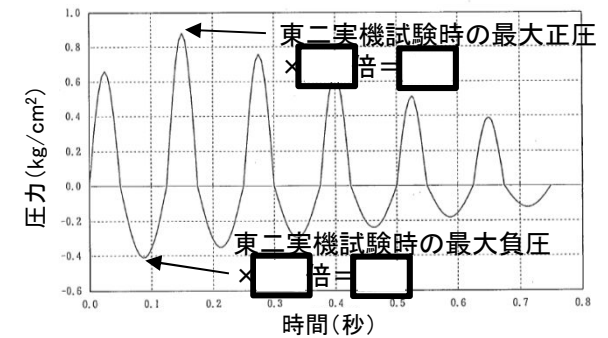
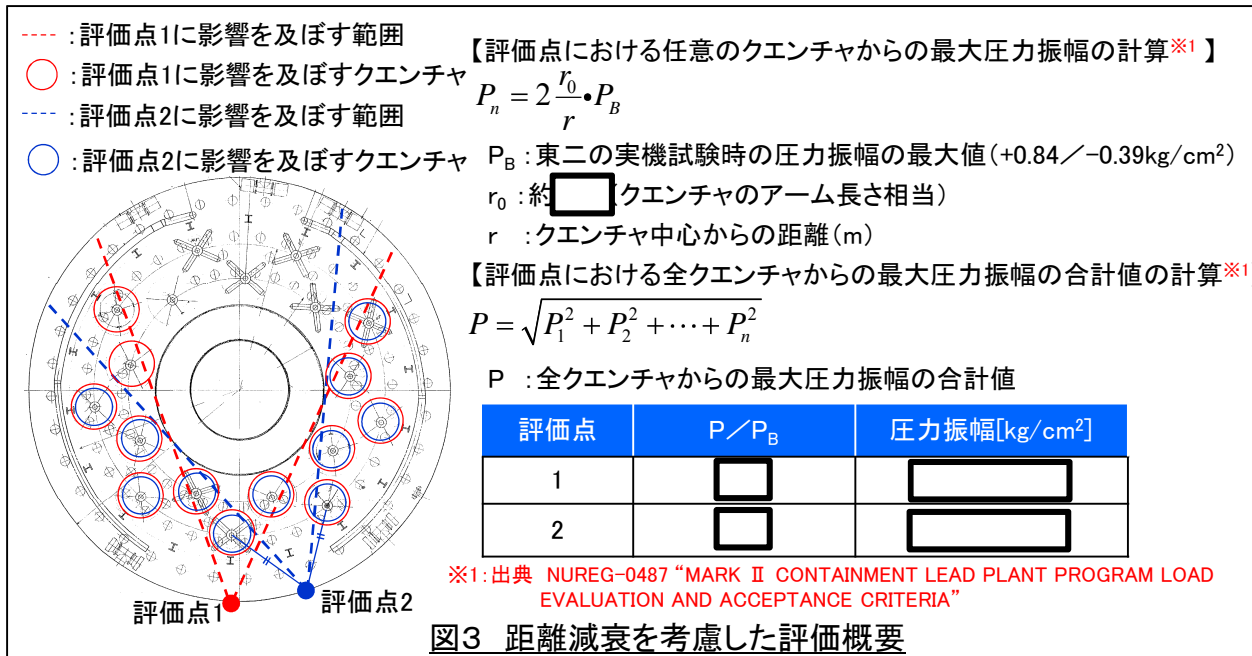
出典: “東海第二発電所主蒸気逃がし安全弁実機試験報告書”

# 【論点15】 強度評価におけるPCV動荷重の考慮(4/7)

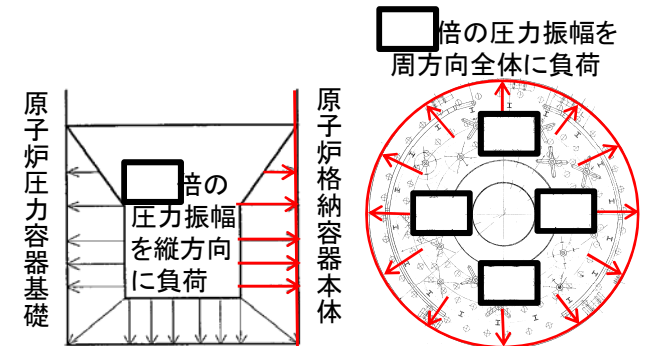


【ATWS事象時のSRV多弁作動時の気泡脈動荷重を保守的に仮定した原子炉格納容器本体強度の感度評価】

- 18弁のSRV作動時、保守的に気泡脈動の位相のずれがないものと仮定し、距離の減衰のみを考慮した場合の影響評価を実施(図3の評価点から各クエンチャまでの距離に応じて圧力振幅の減衰を考慮し、評価点に影響を及ぼす全クエンチャからの最大圧力振幅の合計値を2乗和平方根により算出)。その結果、評価点における圧力振幅は、東海第二の実機試験におけるSRV単弁作動時の最大実測値の約  倍又は  倍(図3)
- ATWS事象時にSRV18弁が同時に作動するのは事象初期のみであるため、事象初期の原子炉格納容器圧力と  倍の圧力振幅を組合せて強度評価を実施した結果、許容応力に対して十分裕度があることを確認(表3)
- 本感度評価は、気泡脈動の位相のずれがないと仮定した上に、  倍の圧力振幅を原子炉格納容器本体の水没する範囲に均一に負荷させており、非常に保守的な条件(図4)であるが、裕度は十分確保されている



本強度評価において負荷させる圧力振幅のイメージ



原子炉格納容器本体に負荷させる圧力振幅イメージ

表3 距離減衰を考慮した評価結果

荷重の組合せ	発生応力	許容応力	裕度
死荷重+水頭圧(通常水位) +18弁作動時(6kPa)※2+SRV作動時	<input type="text"/>	281※4	<input type="text"/>

※2: 18弁作動時の原子炉格納容器圧力 ※3: 動荷重は簡易評価にて実施。発生応力のうち円周方向の動荷重成分を記載。  
 ※4: 許容応力状態 V<sub>A</sub> としての IV<sub>A</sub> 許容限界を用いる。(限界温度(200℃)における許容値)

図4 強度評価における評価上の保守性について

## 【論点15】 強度評価におけるPCV動荷重の考慮(5/7)



- ③ATWS事象時のSRV作動時の動荷重が、DBA条件を包絡することについて、圧力上昇率等の考察を添えて説明すること
- 前頁に示す通り、東海第二で得られたSRV弁作動時の圧力振幅の最大圧は、初期の非凝縮性ガスが排出された直後の波(約0.1~0.2秒後)が支配的となり、その後は減衰傾向
  - ATWS事象では非凝縮性ガスが排出された以降も原子炉圧力は上昇するが、SRV排気管内の非凝縮性ガスはSRV作動後約0.35秒間<sup>※</sup>で排出は完了する。この間、原子炉圧力は最大で約0.3MPa程度上昇(図5)
    - ※ SRVの設計上の排気流量を基に、SRV排気管の長さを考慮し、非凝縮性ガスがS/PIに全て排出されるまでの時間を計算した結果
  - 一方、クエンチャ開発時の気泡脈動の測定では、となる傾向が確認されており、このことから、ATWS事象時のMSIV閉止後のSRV弁作動開始以降、非凝縮性ガスが排出される間に原子炉圧力が上昇する場合でも圧力振幅の最大値が大幅に変わるとは考えにくい(図6)
  - 以上より、ATWS事象時のSRV作動時の動荷重は、DBA条件(実機試験におけるSRV作動時(原子炉圧力:7.4MPa程度)の動荷重)と同等と扱って良いと判断

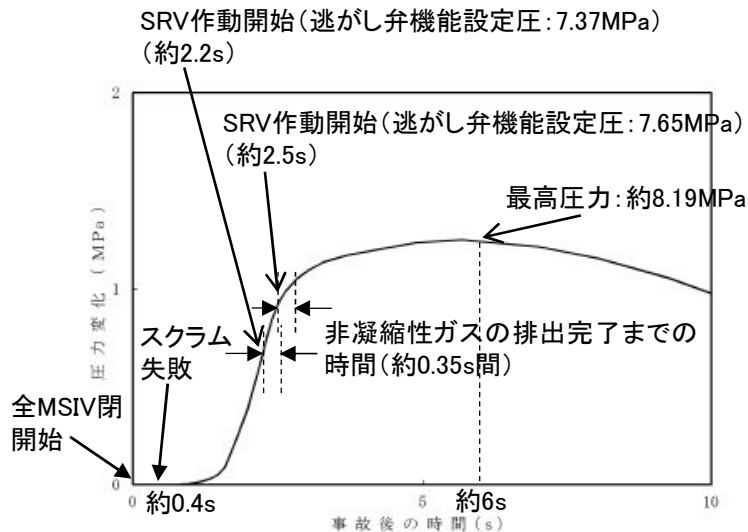


図5 ATWS事象時の原子炉圧力変化(運転圧力との差)



出典: NEDE-21078 "Test Results Employed by General Electric for BWR Containment and Vertical Vent Loads", GE (NUREG-0802: Safety/Relief Valve Quencher Loads Evaluation for BWR Mark II and III Containments"において参考文献として引用)

図6 模擬圧力容器蒸気源圧力と圧力振幅の関係(気泡脈動)

# 【論点15】 強度評価におけるPCV動荷重の考慮(6/7)



【ATWS事象時のSRV作動時の原子炉圧力の影響を保守的に仮定した原子炉格納容器本体の強度評価】

- 前頁のとおり、ATWS事象におけるSRV作動時の動荷重はDBA条件と同等で良いと考えられるが、図6に示すクエンチャ開発時の気泡脈動の測定試験では原子炉圧力が上昇する条件で実施していない等により、原子炉圧力上昇時のSRV作動時の動荷重には不確かさが存在することを踏まえ、原子炉圧力に比例して気泡脈動の圧力振幅が大きくなると仮定した感度評価を実施
- 保守的にATWS事象時の最大の原子炉圧力に応じた気泡脈動の圧力振幅を線形補間により算出(圧力振幅:0.93kg/cm<sup>2</sup>(図7, 図8))
- ATWS事象時の原子炉圧力上昇による非凝縮性ガスの排出は事象初期のみであるため、事象初期の原子炉格納容器圧力と算出した圧力振幅を組合せて強度評価を実施した結果、許容応力に対して十分な裕度があることを確認。また、SRV作動を考慮した動荷重の組合せのうち「ATWS時最大圧力(200kPa) + SRV作動荷重(設計条件)」に包絡される結果となる(表4)

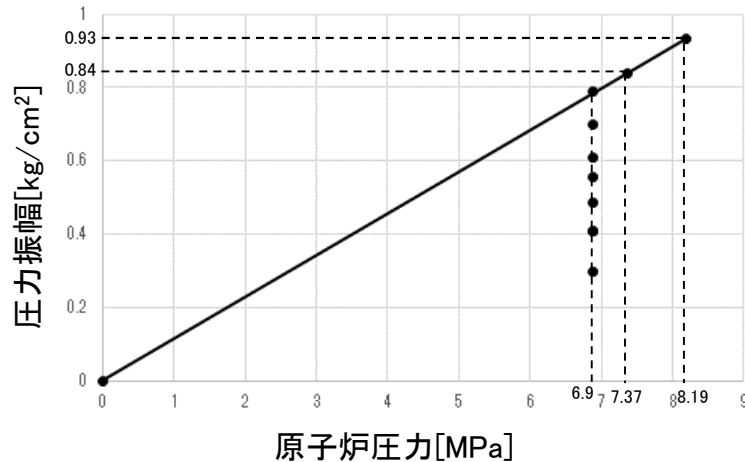


図7 原子炉圧力と線形補間した圧力振幅の関係

表4 逃がし安全弁作動時の圧力振幅補間を考慮した強度評価結果  
(原子炉格納容器本体)

荷重の組合せ	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	裕度
死荷重 + 水頭圧(通常水位) + ATWS時圧力(事象初期6kPa) + SRV作動荷重(圧力振幅補間)		281	
死荷重 + 水頭圧(SA時の最大水位) + ATWS時最大圧力(200kPa) + SRV作動荷重(設計条件)		281	

※: 動荷重は簡易評価にて実施。発生応力のうち円周方向の動荷重成分を記載。

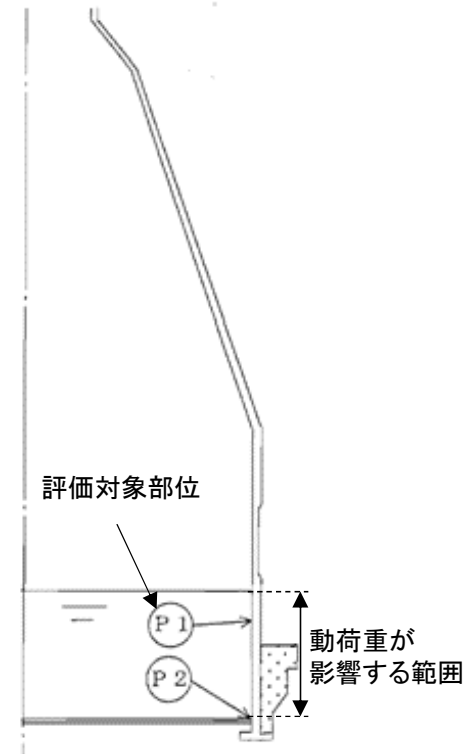


図8 原子炉格納容器本体に生じる動荷重の概要

# 【論点15】 強度評価におけるPCV動荷重の考慮(7/7)



## ④SA時の強度・耐震評価について, SA時のサプレッション・プール水位による動荷重への影響を説明すること

- SA時に代替格納容器スプレイ冷却系(常設)等による代替格納容器スプレイを実施する場合, 外部水源の持ち込みによりサプレッション・プールの水位が上昇することで, 動荷重及び水頭圧の影響する範囲が増え, 原子炉格納容器本体のうち最も裕度の少ない箇所がDBA時と異なる(図9, 表5)
- SA時に最も裕度の少ない箇所は, 原子炉格納容器本体の厚さが他よりも薄い箇所であり, 他の箇所よりも圧力影響が増えるため, 原子炉格納容器本体の厚さが薄くなった影響を応力に対して簡易的に割り増した強度評価を実施し, 健全性に影響がないことを確認(表6)。今後, 詳細な評価として, 原子炉格納容器の応答解析を実施した上で, 強度・耐震評価を実施中(評価結果は計算書に反映)

表5 重大事故等時に原子炉格納容器本体に作用する荷重

項目		一次一般膜応力※1		
		$\sigma_t$	$\sigma_l$	$\tau$
重大事故等時	SRV作動時			
	チャギング			
	水頭圧			
設計基準事故時	SRV作動時			
	チャギング			
	水頭圧			

$\sigma_t$ : 円周方向応力,  $\sigma_l$ : 軸方向応力,  $\tau$ : せん断応力(t-t方向)  
 ※1: 土両方存在するが, 1方向のみ表記

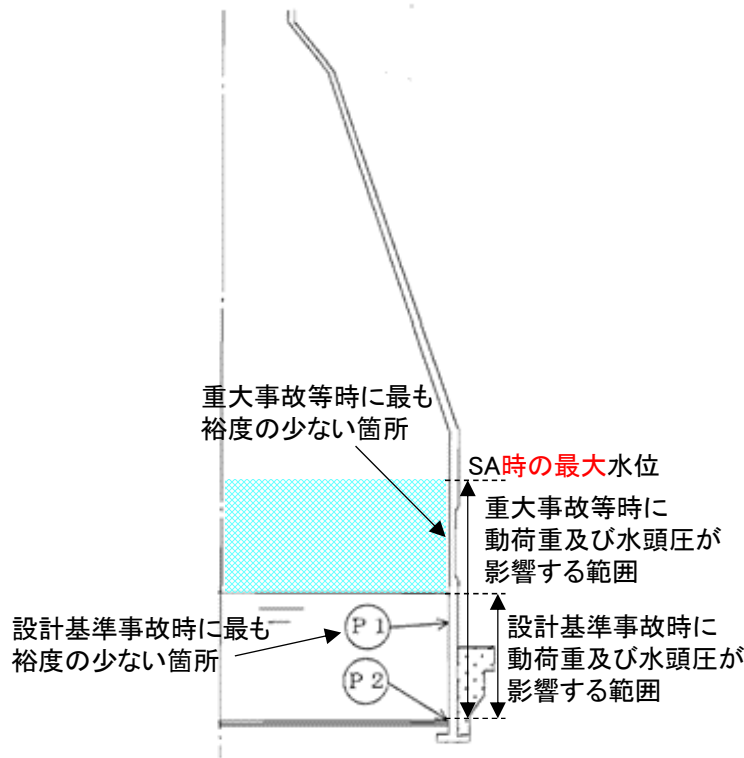


図9 原子炉格納容器本体に生じる動荷重の概要

表6 重大事故等時に原子炉格納容器本体に作用する荷重を考慮した強度評価結果

荷重の組合せ	発生応力	許容応力	裕度
死荷重 + 水頭圧 (SA時の最大水位) + ATWS時 (200kPa) + SRV作動時		281※2	
死荷重 + 水頭圧 (SA時の最大水位) + 中破断LOCA (25kPa) + SRV作動 + チャギング		281※2	
死荷重 + 水頭圧 (SA時の最大水位) + 最高圧力 (465kPa) + チャギング		281※2	
死荷重 + 水頭圧 (SA時の最大水位) + SA(L)圧力 (310kPa) + チャギング + $S_d$		253※3	

※2: 許容応力状態  $V_A$  としての  $IV_A$  許容限界を用いる。(限界温度 (200 °C) における許容値)  
 ※3: 許容応力状態  $V_{AS}$  としての  $IV_{AS}$  許容限界を用いる。(SA(L) (171 °C) における評価温度)

# 参考資料



# 【論点1】(参考1) 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(1/7)

## 止水機構の論点コメント及び実証試験の概要 (1/1)

第595回(H30.7.3) 審査会合資料抜粋



### 【実証試験の概要】

#### (1) 止水機構の評価フロー及び実証試験ケース(図1～図4)

- ① 本震時: 3方向加振2ケース, 鉛直方向加振2ケースの計4ケース×2回(合計8回)
- ② 余震+津波時: 3方向加振1ケース, 鉛直方向加振2ケースの計3ケース×2回(合計6回)

#### (2) 実証試験期間

平成30年5月9日～平成30年5月21日

#### (3) 実証試験結果(図5)

特段の不具合もなく, 止水板の追従性, 水密ゴムの健全性及び1次止水機構構成部材の健全性に関し, 想定通りの結果を得ることができた。また, 止水板の鉛直変位量は小さく, 止水性に問題ないことを確認できた。

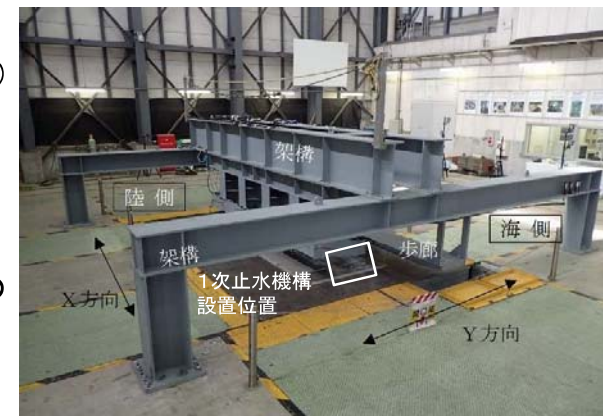


図1 実証試験装置全景

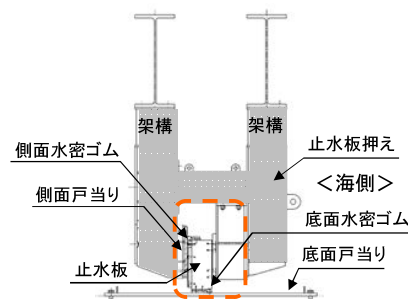


図2 1次止水機構供試体構造

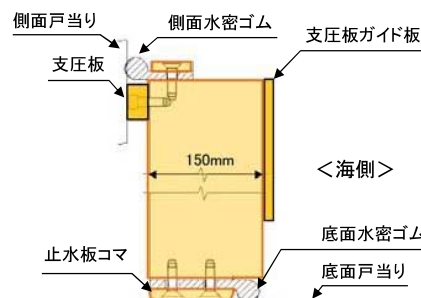


図3 止水板構造

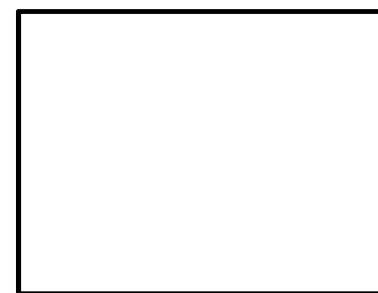


図4-1 止水板

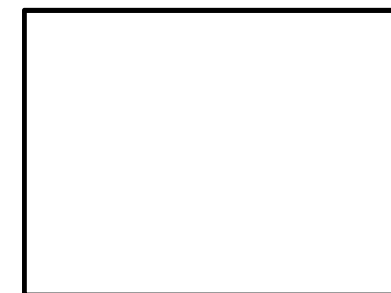


図4-2 底面水密ゴム

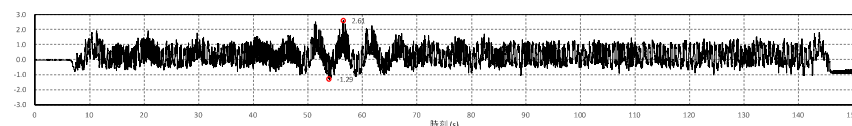


図5 3方向同時加振時鉛直計測データ

図4 1次止水機構の構造図

本資料のうち、 は営業秘密又は核物質防護上の観点から公開できません。

# 【論点1】(参考2) 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(2/7)

## 実証試験結果 止水板のうねりの評価(1/3)

第595回(H30.7.3)審査会合資料抜粋



### <コメント>

1. 実証試験結果のうち、鉛直方向に長周期のうねりが出る原因について、3方向同時加振時に出て、鉛直加振で出ないことを踏まえて、合理的に説明できる根拠を示した上で特定すること

### <回答>

実証試験の結果、3方向同時加振時において鉛直変位の中心軸に約5秒(0.2Hz)のうねりが認められた(図1、図2)。以下(1)~(8)に各部位毎に分析し、うねりの原因について特定した。

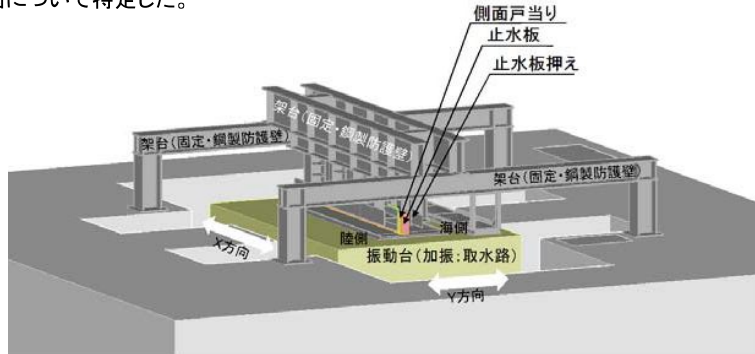


図1 加振試験装置概要図

#### (1) 実証試験用入力波による影響

実証試験時における3方向同時加振時の実証試験用地震動は、「Y方向(堤軸直角)包絡波」で鋼製防護壁の応答加速度を包絡させた地震動を用いている。

そのため、振動台より伝達される実証試験用地震動のY方向についてフーリエスペクトルを作成し周波数成分を分析した。

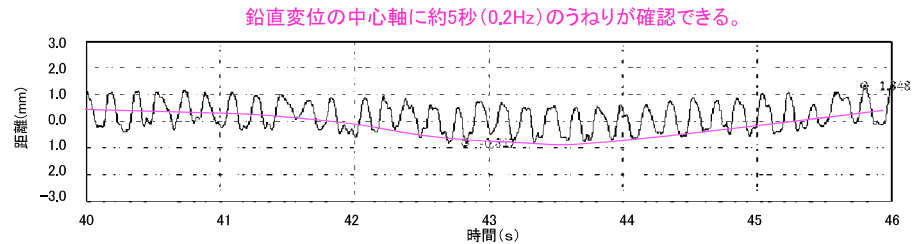
その結果、卓越周波数に**3つのピーク(1.09Hz, 1.22Hz, 5.77Hz)**を確認した。

表1に実証試験時の入力地震動における卓越振動数、図3に実証試験時のY方向フーリエスペクトル図を示す。

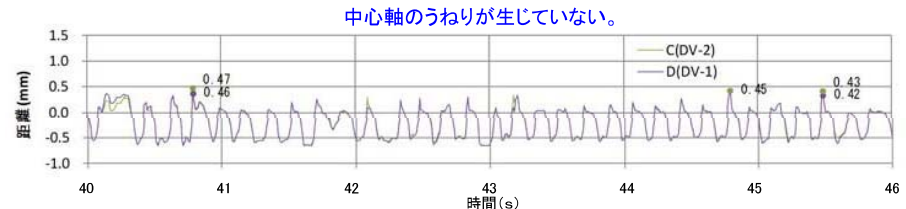
実証試験用入力波からはうねりの周波数0.2Hzは確認できなかった。

表1 実証試験時の入力地震動における卓越振動数

方向	卓越振動数(Hz)	
	1回目	2回目
X方向	0.72, 14.48	0.72, 14.48
Y方向	1.09, 1.22, 5.77	1.09, 1.22, 5.78
Z方向	8.25, 23.75	8.25, 23.75



実証試験の結果(3方向)



三次元的解析の結果(3方向)

図2 3方向同時加振結果(上:実証試験, 下:三次元的解析)

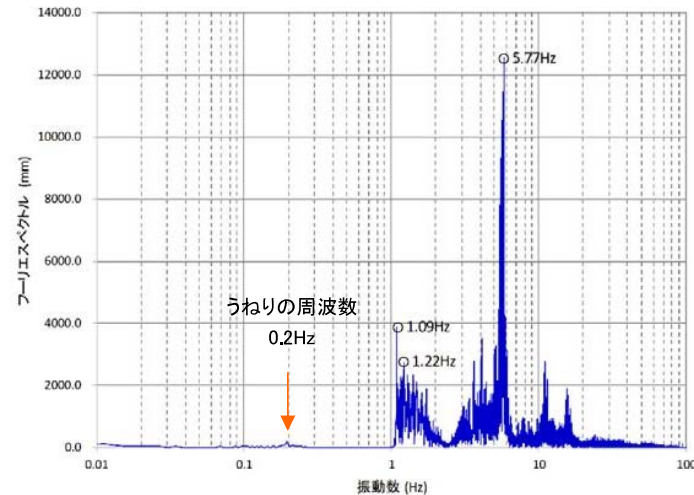


図3 実証試験時のY方向のフーリエスペクトル



# 【論点1】(参考3) 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(3/7)

## 実証試験結果 止水板のうねりの評価(2/3)

第595回(H30.7.3)審査会合資料抜粋



### (2) 浮き基礎による影響

実証試験時に用いた加振装置において浮き基礎の影響を確認した。その結果、浮き基礎の固有周期は1.1Hz程度であることを確認した。

浮き基礎からの振動(周波数)は、架台を經由止水板の摺動時の振動(周波数)として伝達したと思われる。図4に浮き基礎からの振動(周波数)の伝達イメージと固有振動数を示す。

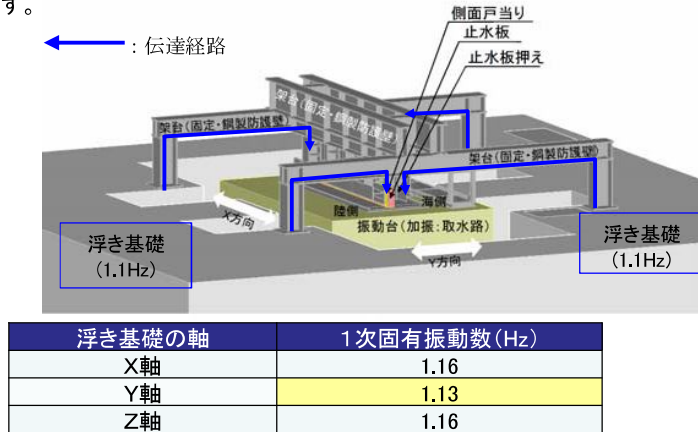


図4 浮き基礎からの振動(周波数)の伝達イメージと固有振動数

### (3) 試験装置の影響

試験装置の影響を検討するにあたり想定される事象として考えられることは、取水路を模擬した振動台にアクチュエータによる入力波を入力した際に、アクチュエータからの振動が固定側の鋼製防護壁を模擬した架構を設置している浮き基礎に伝わり、架構側も揺れた影響によることが想定される。

その影響を確認するため、振動試験装置の固有周期について固有値解析を実施した。その結果、X: 5.58Hz, Y: 15.29Hz, Z: 12.94Hzであることが分かった。また、加振時における試験装置架構下端(Y方向)の卓越振動数は、**3つのピーク(1.09Hz, 1.21Hz, 5.77Hz)**を確認した。(図5)

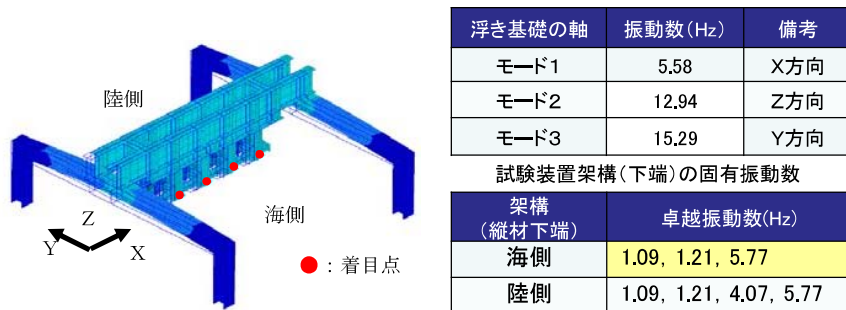


図5 試験装置の固有振動数

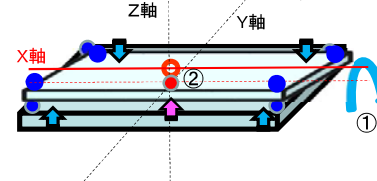
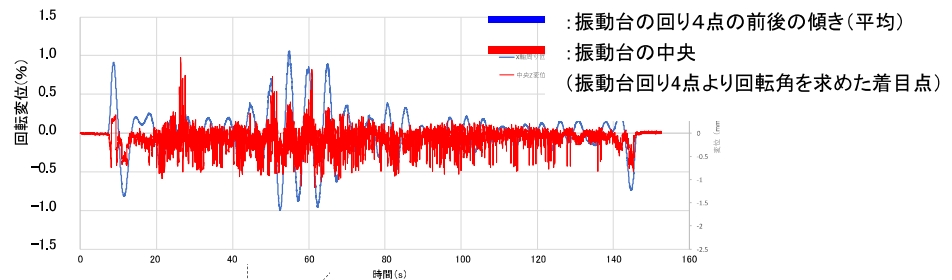
### (4) 振動台のうねりの分析

振動台に設置したモーションキャプチャ測定値による振動台の回転変位と中央部の鉛直変位算出結果を図6に示す。

その結果、水平Y方向のみの単独加振時において振動台中心に回転変位(青線)及び鉛直変位(赤線)が生じていた。振動台の回転変位(青線)と鉛直変位(赤線)の周期について周波数分析を行い**回転変位は0.20Hzで鉛直変位は0.21Hz, 1.09Hz, 5.77Hz**であった。

図7に振動台の回転変位と中央部鉛直変位のフーリエスペクトルを示す。

**鉛直変位のうち0.21Hzは振動台のピッチングによる影響があるものと思われる。周波数1.09Hz, 5.77Hzは、実証試験用入力地震動の卓越周波数に近い周波数であることを確認した。**



【振動台の動き<回転+鉛直成分>】

- ① X軸を中心に●点が上下に傾く動き、青線の回転成分
- ② 中央部に鉛直による変位が入ると●点が上下の動き。X軸が上昇するのが赤線の鉛直成分

図6 振動台の回転変位と中央部の鉛直変位算出結果

種別	卓越振動数(Hz)
回転変位	0.20
中央部鉛直変位	0.21, 1.09, 5.77

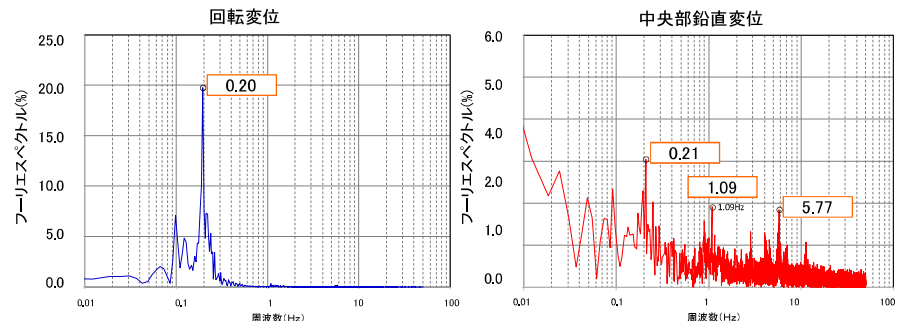


図7 振動台の回転変位と中央部鉛直変位のフーリエスペクトル

# 【論点1】(参考4) 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(4/7)

## 実証試験結果 止水板のうねりの評価(3/3)

第595回(H30.7.3)審査会合資料抜粋



### (5)止水板の固有値解析

止水板の固有値解析を実施した。**止水板の固有値は10.55Hzであった。**  
 図8に止水板の固有周期解析モデル図を示す。

<解析条件>

○解析コード:MSC\_MARC2014.2.0

○解析内容

線型固有値解析(止水ゴムを弾性体とした解析)

○モデルの説明

6面ソリッド要素

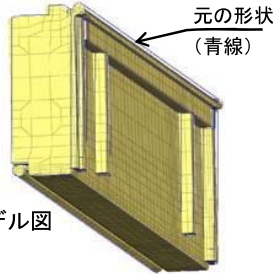


図8 止水板の固有周期解析モデル図

### (6)止水板の鉛直変位におけるピッチングの影響

(4)項にて振動台におけるピッチングによる影響を確認した。

ここではピッチングによる影響と思われる長周期のピークが止水板の挙動に現れていないか確認する。

そのため、止水板の鉛直変位のフーリエスペクトルを作成、**周期を分析し周期のピーク0.2Hz、1.1Hz、5.7Hzを確認した。その結果、ピッチングによる影響である周波数0.2Hzが確認できた。**

図9に止水板の鉛直変位におけるフーリエスペクトルを示す。

また、**止水板の固有値解析の結果(10.55Hz)、周波数が共振領域にないことを確認した。**

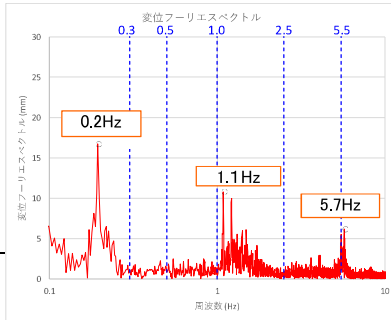


図9 止水板の鉛直変位におけるフーリエスペクトル

### (8)各評価のまとめ

各評価対象による周波数成分を評価した結果を表2に示す。

表2 各評価対象の周波数分析結果

	(1)実証試験用 入力波	(2)浮き基礎	(3)試験装置	(4)振動台	(5)止水板
周波数 (Hz)	—	—	—	0.20(ピッチング)	—
	1.09	1.1(固有値)	1.09	1.09	—
	1.22(固有値)※	—	1.21	—	—
	5.77(固有値)※	—	5.77	5.77	—
	—	—	—	—	10.55(固有値)

※:鋼製防護壁のY方向の固有周期

各評価対象の周波数が伝達し各対象設備に同様の周波数が検出されていることから、実証試験のうねりの原因は、実証試験装置や供試体(止水板等)の影響ではないことが分かった。

**0.2Hzだけが振動台によるピッチングによる影響であることから、実証試験に生じているうねりは振動台によるものと特定される。**

そのため、実証試験に生じている振動台のピッチング成分を除去するため、止水板の鉛直変位におけるフーリエスペクトルから、0.3Hz以下のフィルタリングにより影響を除去した止水板の挙動を確認し、振動台からのピッチングによる影響である事を確認した。図10に止水板の鉛直変位におけるフィルタリングの範囲、図11に3方向同時加振時の鉛直変位時刻歴波形フィルタリング結果を示す。

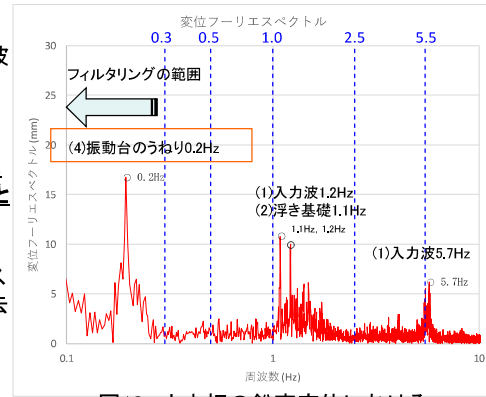


図10 止水板の鉛直変位におけるフィルタリングの範囲

### (7)振動台の要因

振動台を三次元で振動させた場合、入力地震動に対し入力成分にない回転成分などが応答に発生し、入力に対して誤差が生じる。**振動台を正確に振動させるため、振動台の特性を把握して振動台制御のソフトウェアに誤差を打ち消すデータを与え制御している。この作業は定期点検時に実施されているが、振動台の性能限界に近い加速度レベルでの試験に対して適応性が十分ではなかった。**

### (9)実証試験における振動台のピッチングの影響について

実証試験において、実際の波形にはない振動台による回転変位0.2Hz程度の長周期のうねりの影響が考えられる。ピッチングの影響により試験条件は実際の入力波形である短周期成分とピッチングの長周期成分が混在した状況での試験となった。しかし、**振動台のピッチングの周波数が0.2Hzであり止水板の周波数10.55Hzから離隔が大きい事より共振することなく、止水板の挙動に影響を与えることはなかった。**

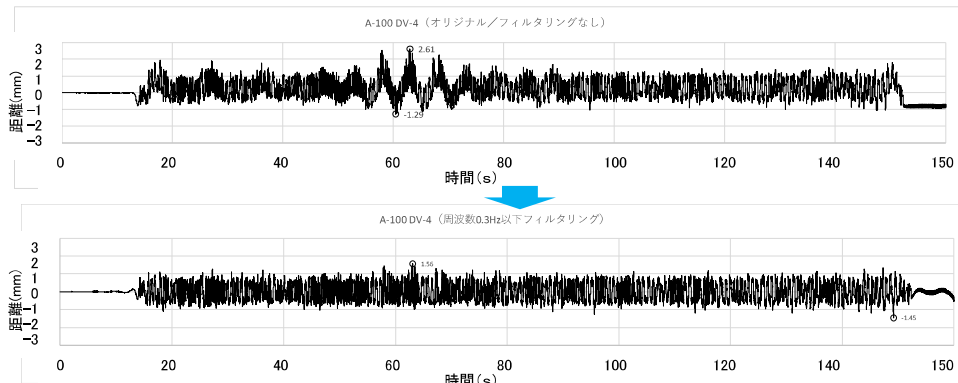


図11 3方向同時加振時の鉛直変位時刻歴波形フィルタリング結果

# 【論点1】(参考5) 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(5/7)

## 三次元動的解析モデルの信頼性の向上 (1/2)

第595回(H30.7.3)審査会合資料抜粋



<コメント>

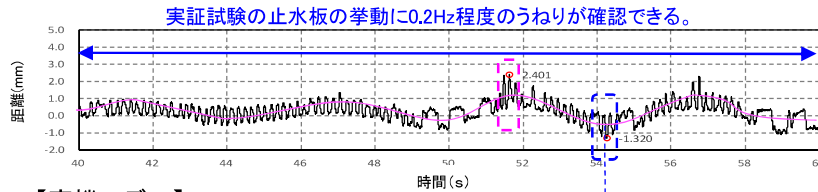
2. 実機解析を工認に適用することも踏まえ、解析の信頼性を示すこと。

<回答>

(1)三次元動的解析フィルタリングによる再現性の検証

3方向同時入力「三次元動的解析の実機モデル」に0.2Hzの回転変位を与えた。その結果、実証試験と同じ挙動やうねりが認められた。(図1)

【実証試験結果】



【実機モデル】

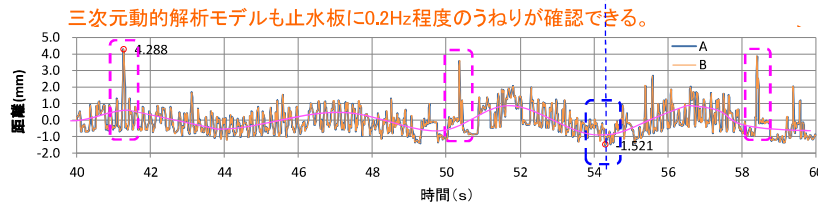


図1 実証試験結果と実機モデル(8分割モデル)との比較

<再現性確認>

◆実証試験結果及び三次元動的解析の実機モデル共に0.2Hz程度のうねりが確認できた。

◆浮き上がり量のプラス側(浮き上がる:桃色点線)は、実証試験よりも三次元動的解析の実機モデルの方が大きくなる傾向がある。また、浮き上がる時間帯は、実証試験と違う時間帯で発生することが確認できた。

◆浮き上がり量のマイナス側(沈み込む:青色点線)は、ほぼ同じ量で同じ時間帯に発生することが確認できた。

**実証試験の観測値と三次元動的解析の実機モデルに0.2Hz程度のうねりを確認し、実機モデルへの再現性を確認した。**

また、三次元動的解析の実機モデルは実証試験結果に比べ鉛直変位のプラス側(浮き上がる側)が大きく保守的な値であることが分かった。また、マイナス側(沈み込み側)は同じ沈み込み量及び時間帯であることが分かった。(図2)

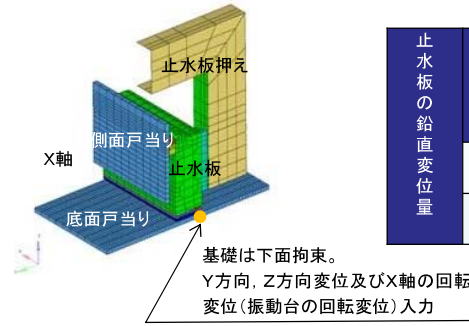
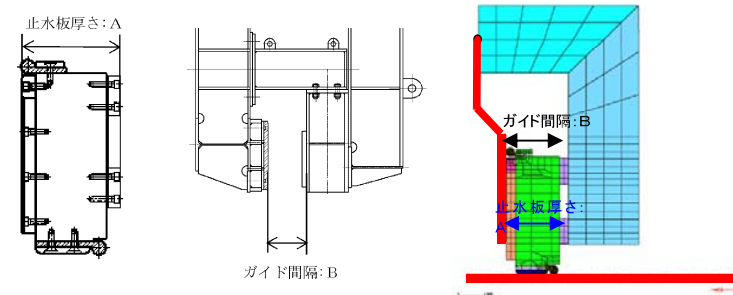


図2 三次元動的解析(8分割モデル)と止水板の鉛直変位量

止水板の鉛直変位量	②3方向(Y方向(堤軸直角)包絡波)		実証試験との差(②-①)
	実証試験(①)	0.2Hz回転変位モデル(②)	
浮き上がり量(プラス側)	2.41	4.29	+1.88
沈み込み量(マイナス側)	-1.26	-1.52	-0.26

(2)三次元動的解析モデルの信頼性向上

三次元動的解析モデルの信頼性を確認するため、**解析モデルに製作公差を含め解析モデルを作成し信頼性を確認した。支圧板厚さとガイド間隔の隙間を4mmにして三次元動的解析を実施した。**図3に実証試験の試験装置における止水板とガイド間の寸法を示す。



	止水板厚さ A(mm)	ガイド間隔 B(mm)	隙間 (mm)
図面寸法	210	213	3
実際の供試体の寸法 (製作公差含む)	207	211~210	3~4

図3 実証試験の試験装置における止水板とガイド間の寸法

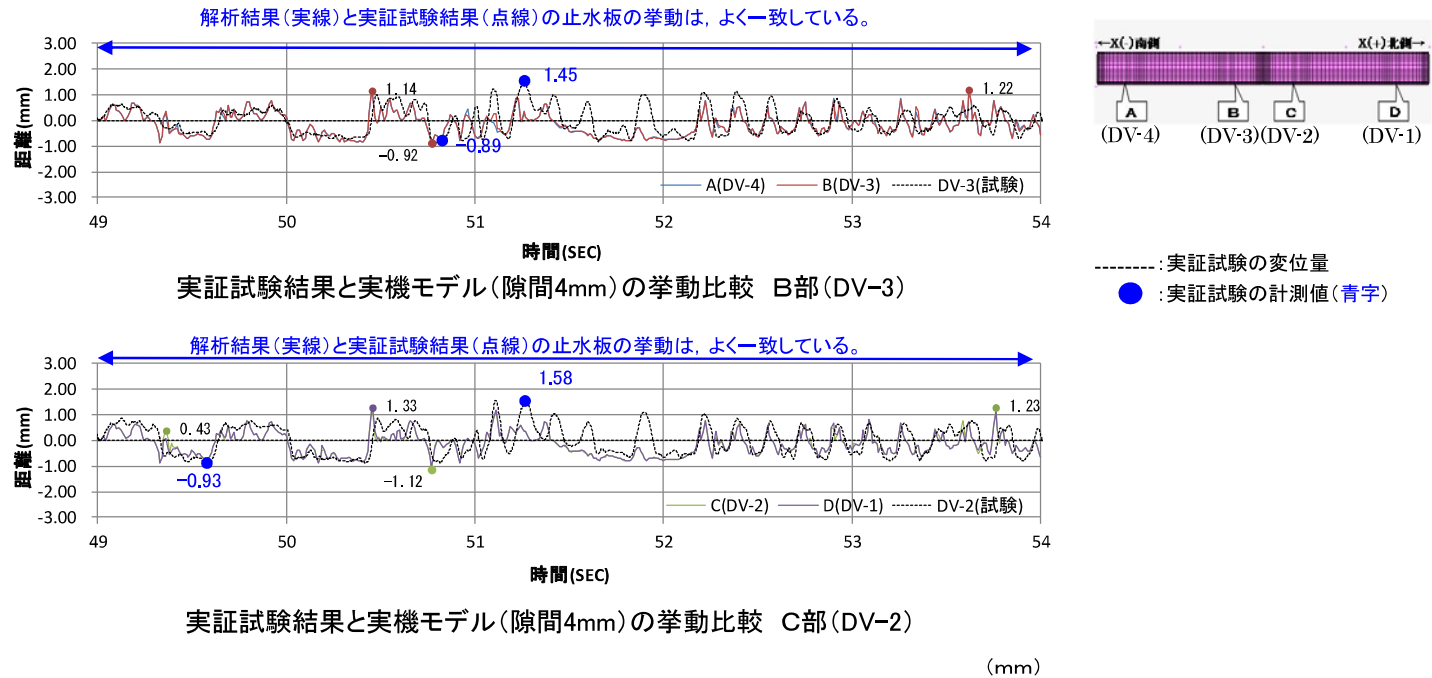
# 【論点1】(参考6) 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(6/7)

## 三次元動的解析モデルの信頼性の向上 (2/2)

第595回(H30.7.3)審査会合資料抜粋



実証試験結果(フィルタリング後)と実機モデル(隙間4mm)の3方向同時加振時の結果について比較した。  
 その結果、実証試験結果と実機モデル(隙間4mm)との比較において、浮き上がり量の差が僅かであり、よく一致した結果が得られた。また、止水板の浮き上がりや挙動に対してもよく一致しており、解析モデルの信頼性が向上した結果が得られた。(図4)



止水板の鉛直変位	②3方向(Y方向(堤軸直角)包絡波)		
	実証試験(①)	隙間4mmモデル(②)	実証試験と解析モデルとの差(②-①)
浮き上がり量(プラス側)	1.45(DV-3)	1.22(DV-3)	-0.23~-0.25
	1.58(DV-2)	1.33(DV-2)	
沈み込み量(マイナス側)	-0.89(DV-3)	-0.92(DV-3)	-0.03~-0.19
	-0.93(DV-2)	-1.12(DV-2)	

図4 実証試験結果と実機モデル(隙間4mm)結果との比較



# 【論点1】(参考7) 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(7/7)

## 実証試験及び解析結果による一次止水機構の設計反映

第595回(H30.7.3)審査会合資料抜粋



### <コメント>

3. 実証試験結果を踏まえて解析にフィードバックする項目はないか、応力評価において実証試験と解析の違いを考慮する必要がないか検討すること。
4. 試験結果と実証試験モデル結果の差が浸水防止機能に影響を及ぼすか否かを分析し、今後設計への反映の有無を示すこと。

### <回答>

#### 【実証試験結果と三次元動的解析からの設計への反映事項】

三次元動的解析の実機モデルが実証試験と同じ止水板の挙動を確認したため、**三次元動的解析モデルの信頼性は高く、地震時における浸水防止機能に影響を与えることのないよう構造設計に反映する。**

**実機の構造設計については、静的荷重による強度計算、耐震計算を実施し、動的な評価として三次元動的解析による解析結果を構造設計に適切に反映することで設備の構造信頼性を高める。**図1に1次止水機構の工事認可申請書構造設計フローを示す。

なお、浮き上がりについては、実証試験の鉛直変位量の結果が解析結果を僅かに上回ることから、地震時における浮き上がりが大きくなる可能性がある。しかしながら、**止水機構には2次止水機構を設ける設計であり、仮に、1次止水機構の水密ゴムの浮き上がりによる漏水が発生したとしても敷地内には浸水しない。**(図2)

#### ①解析モデルの信頼性の向上

実証試験の結果と三次元動的解析モデルを比較すると止水板の挙動や浮上り量において、隙間4mmモデルが実証試験に近い結果が得られている。今後の止水機構の構造設計においては、**原則設計の公称値である隙間3mmモデルにて強度評価を実施し、止水板の挙動や浮き上がり量、発生応力のばらつきを考慮し、隙間4mmモデルの解析結果とも比較し応力評価する。**

#### ②衝突の部材に与える影響評価

止水板の鉛直変位の挙動の結果から、前後(海側・陸側)の傾きが確認できる。実証試験中においても止水板と止水板押えや底面・側面戸当りとの接触音が認められることから**三次元動的解析の結果より、衝突の部材に与える影響を評価する。**

#### ③実証試験結果及び三次元動的解析結果の報告

実証試験にて得られた止水板の挙動、変位追従性、水密ゴムの健全性の観点より結果を取り纏める。また、**動的解析(二次元・三次元)による結果も合わせて集約し、構造部材の許容応力の照査、水密ゴムの応力照査について評価する。**

◆上記内容については、計算書等に反映する。

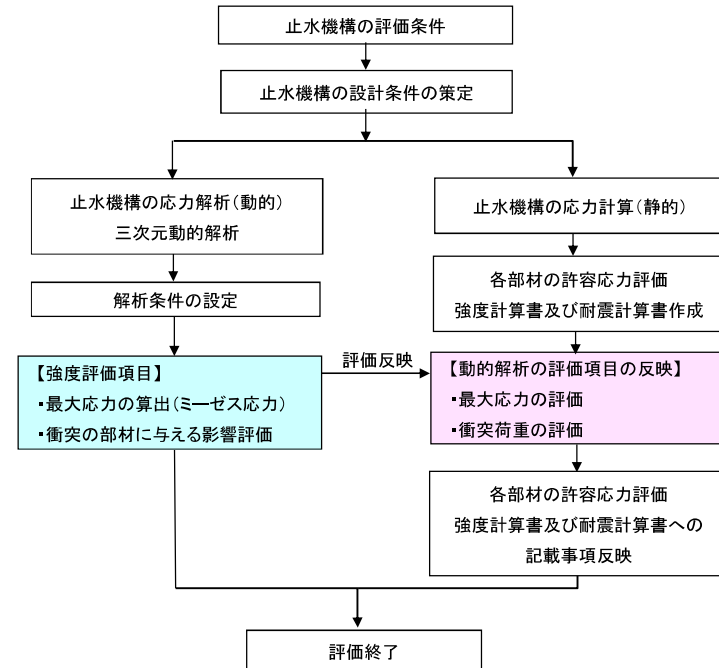


図1 1次止水機構の工事認可申請書構造設計フロー

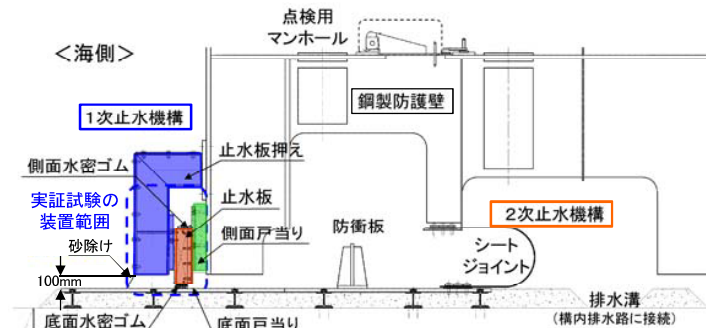


図2 止水機構全体構造概要

# 【論点1】(参考8) 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(1/2)



## 鋼製防護壁 止水機構の実証試験の経緯

第578回(H30.5.31)審査会合資料抜粋

### <本論点の経緯>

防潮堤のうち鋼製防護壁については、取水路と鋼製防護壁の地震時の変位による相互干渉を回避するため、取水路と鋼製防護壁間に100mmの隙間を設け、この隙間からの津波の流入を防止することを目的に止水機構を設置することとしている。

この止水機構の構造に対して、第520回審査会合(平成29年10月17日)において、「止水板の追従性として、解析での確認に加え、試験についても検討し、方針及び実施時期を示した上で、設置許可断面と工認断面の範囲を整理して示すこと。」という指摘があった。

この指摘を踏まえて、第562回審査会合(平成30年4月5日)において、工事計画認可申請に係る論点整理の一つとして、止水機構に関して「止水機構の地震時の追従性について、評価及び実規模大の試験装置を用いた加振試験にて確認する。」ことを説明している。

今回は、上記の評価及び加振試験結果について説明するものである。



図1 鋼製防護壁の配置図

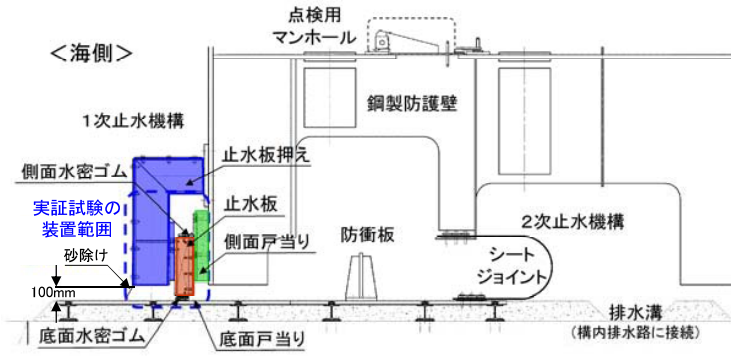


図3 止水機構全体構造概要

表1 止水機構の目的と要求機能

対策設備	目的/機能要求
1次止水機構 ・浸水防止設備 ・外郭防護1	鋼製防護壁下部と取水路間の隙間から海水ポンプエリアへの津波の流入、到達を防止する。
防衝板 ・影響防止設備 ・外郭防護1	1次止水機構の損傷又は保守に伴う取り外し時に、漂流物が2次止水機構に到達することを防止する。
2次止水機構 ・浸水防止設備 ・外郭防護2	1次止水機構からの漏えいを考慮して、海水ポンプエリアへの漏水を防止する。安全機能への影響確認として、海水ポンプエリアへの浸水量評価を実施し、安全機能への影響がないことを確認する。
点検用マンホール ・浸水防止設備 ・外郭防護2	1次止水機構からの漏えいを考慮して、鋼製防護壁鋼殻内への漏水を防止する。

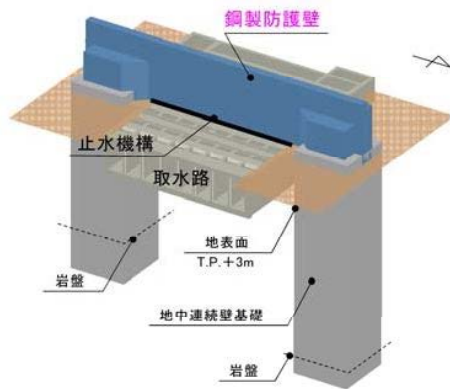


図2 鋼製防護壁の構造と止水機構の位置

#### 【鋼製防護壁寸法】

- ・長さ:約 80m
- ・奥行(厚さ):約 4.5m
- ・天端高さ:T.P.+20m

#### 【地中連続壁基礎寸法】

- ・幅:約 15.5m×約 15.5m
- ・基礎下端部標高  
(南):T.P.約-50m  
(北):T.P.約-60m

#### 【岩盤標高】

- (南):T.P.約-30m
- (北):T.P.約-56m

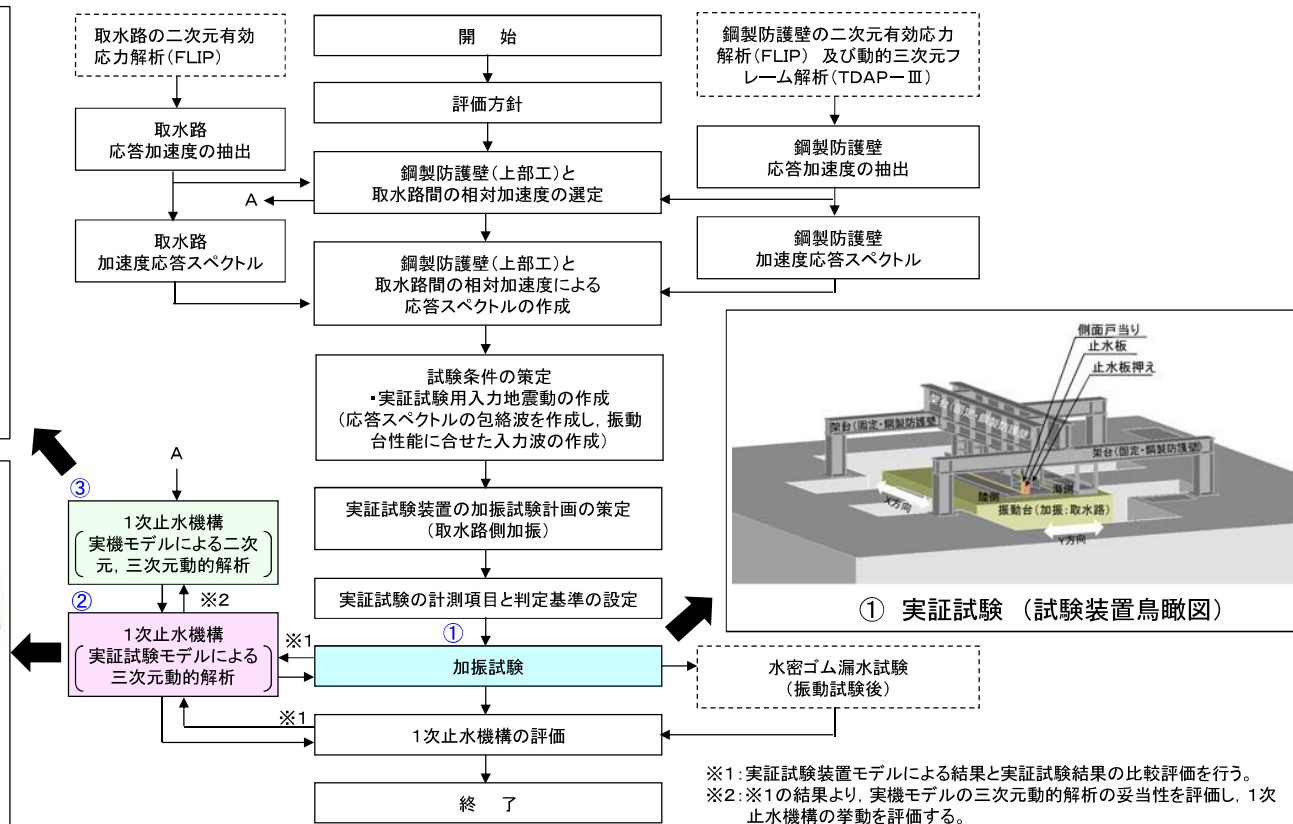
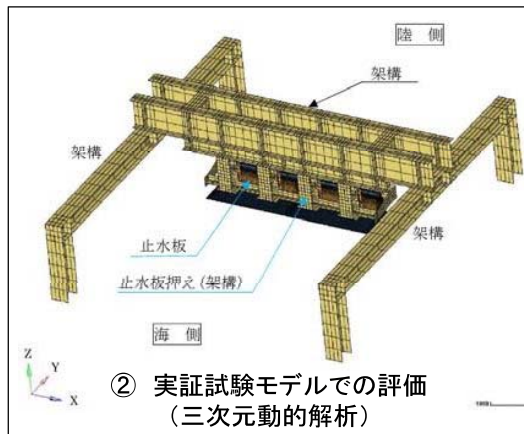
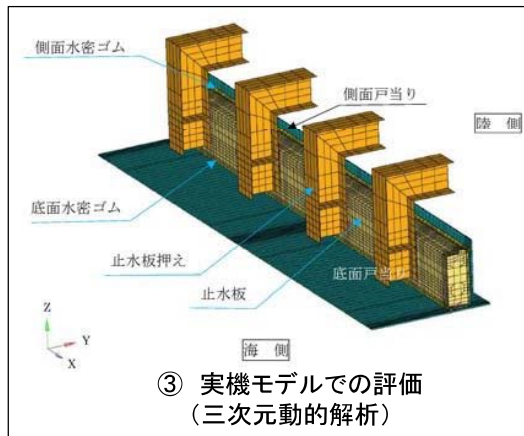
# 【論点1】(参考9) 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(2/2)



## 1次止水機構の実証試験評価フロー

第578回(H30.5.31)審査会合資料抜粋

- ◆1次止水機構の実証試験フローを図●に示す。止水機構の地震時の追従性については、実規模大の試験装置による「実証試験(加振試験)」と「三次元動的解析」により確認する。
- ◆「実証試験(加振試験)」と「三次元動的解析」の目的及び関係は以下のとおりである。
  - ①実証試験(加振試験)：加振試験により、止水機構の追従性、水密ゴムの健全性、1次止水機構の構成部材の健全性について確認する。
  - ②実証試験モデルによる三次元動的解析：実証試験装置をモデル化した三次元動的解析結果が、加振試験時の止水機構の挙動を再現できているか確認する。(三次元動的解析の信頼性・妥当性確認)【検証Ⅰ】
  - ③実機モデルによる三次元動的解析：実証試験装置をモデル化した三次元動的解析結果と実機設計をモデル化した三次元動的解析結果を比較するにより、実機設計をモデル化した三次元動的解析結果の妥当性を確認する。【検証Ⅱ】
- ◆上記①, ②, ③を関連付けることにより、三次元動的解析による実機止水機構の設計・構造の妥当性を確認する。



図● 1次止水機構の実証試験評価フロー



＜本論点の経緯＞

第562回審査会合(平成30年4月5日)において、重大事故等時に重要事故シーケンスで想定される動荷重を抽出した。また、同審査会合において、下記②に示すコメントがあり、第588回審査会合にて追加のコメントを受けている。これらの動荷重については、設計基準事故時に想定された荷重とは異なる可能性があることから、SA時に発生する動荷重による原子炉格納容器の健全性への影響を確認した結果を説明する。

＜コメント＞

- ①設計基準事故時の動荷重に包絡されること等の確認結果を示す。
- ②DBA及びSA時のPCV動荷重を決定する要素について、定量的に説明すること。
  - ・シーケンスによっては動作する弁数や作用する圧力も異なることから、各々の動荷重について丁寧に説明すること。
  - ・動荷重については設計で元々どういう荷重で評価しているのか(既設の設計裕度)、元々の設計の考え方から追って、許容値の包絡性を説明すること。

＜回答＞

1. 動荷重が生じる事象及びSA時に生じる動荷重の整理

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価におけるシーケンス(以下「重要事故シーケンス等」という。)において、動荷重が生じる事象を抽出した。

- (1) 逃がし安全弁の作動に伴うサプレッション・チェンバへの蒸気等の放出
- (2) 原子炉冷却材喪失時のブローダウン過程における蒸気等の放出
- (3) 高温の炉心(溶融デブリを含む)と水との接触に伴う蒸気等のサプレッション・チェンバへの移行
- (4) 格納容器ベント時の蒸気等のサプレッション・チェンバへの移行及びサプレッション・プール水の減圧沸騰

上記事象において、想定される動荷重は以下のとおり(図1)。

- (1): 原子炉圧力容器からサプレッション・チェンバへ蒸気等が流入する際に生じる動荷重
- (2)～(4): ドライウェルからサプレッション・チェンバへ蒸気等が流入する際に生じる動荷重
  - (2), (3)は原子炉圧力容器からドライウェルに放出された蒸気またはドライウェル内で発生した蒸気がベント管を通じて、サプレッション・チェンバへ蒸気等が移行
  - (4)はサプレッション・チェンバから圧力を逃すことにより、ドライウェルとサプレッション・チェンバとの差圧によって、ドライウェル内の蒸気等が流入。また、減圧によりサプレッション・チェンバ内のプール水が飽和温度に達し沸騰。

これらの想定される動荷重が設計基準事故時に生じる逃がし安全弁作動、原子炉冷却材喪失事故と重大事故等時のパラメータ等を比較し、包絡できることを確認する。

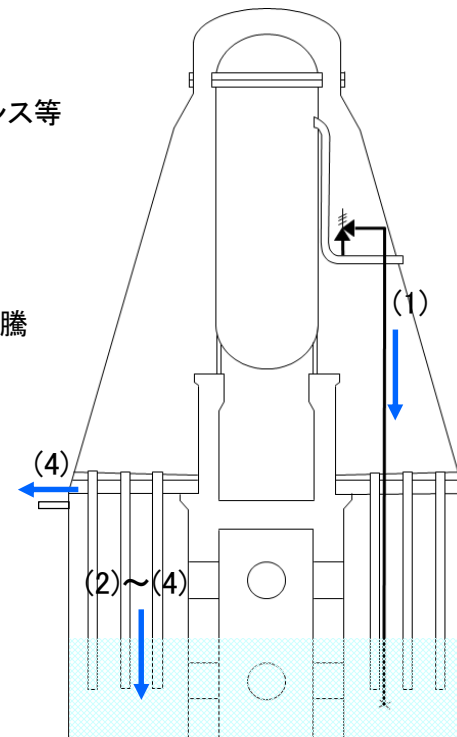


図1 重大事故時の蒸気等の流れ



◆SA時に検討すべき動荷重

前頁で抽出した事象を基に、重要事故シーケンス等において想定される動荷重を抽出した(表1)。

- 逃がし安全弁作動時の動荷重のうち、設計基準事故時に想定される動荷重と同等以下となる重要事故シーケンス(○)については、一部のパラメータが設計基準事故時のパラメータを超えることから、その影響について2.項に評価結果を記載する。
- 原子炉冷却材喪失事故(LOCA)時の動荷重については、重要事故シーケンス等で想定している再循環系配管両端破断は、設計基準事故時も同じであるため、設計基準事故時と同等以下となる。
- 設計基準事故で考慮されていない動荷重(●)については、3.項に評価結果を記載する。
- 上記を踏まえた、SA時に生じる動荷重の組合せ及び動荷重の影響について、4.項に記載する。

表1 重大事故等に想定される動荷重

重要事故 シーケンス等	動荷重			
	逃がし 安全弁※1	LOCA ※2	FCI※3	ベント※4
高圧・低圧注水機能喪失(給水喪失)	○			●
高圧注水・減圧機能喪失(給水喪失)	○			
全交流動力電源喪失(SBO)	○			
崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)	○			
崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系機能喪失)	○			●
原子炉停止機能喪失(ATWS)	○			
原子炉冷却材喪失事故時(LOCA)注水機能喪失(中小破断)	○	○		●
格納容器バイパス(残留熱除去系配管破断)	○			
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)		○		●*
水素燃焼		○		●
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)	●*		●	
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)	●		●*	
溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)	●		●	

○:設計基準事故時に想定される動荷重と同等以下

●:設計基準事故時に考慮されていないもの

●\*:設計基準事故時に考慮されていないものうち、動荷重評価で代表するシーケンス

※1:前頁(1)の動荷重:FCIとMCCIはDCHと同じシーケンスであり、DCHで評価

※2:前頁(2)の動荷重

※3:前頁(3)の動荷重:DCHとMCCIはFCIと同じシーケンスであり、FCIで評価

※4:前頁(4)の動荷重:給水喪失、残留熱除去系機能喪失及び中小破断は格納容器過圧・過温破損に包絡され、水素燃焼は格納容器過圧・過温と同じシーケンスであり、格納容器過圧・過温破損で評価

2. SA時に生じる動荷重のうち, 逃がし安全弁作動時と同等以下となる重要事故シーケンス等

表1で示す重要事故シーケンスのうち, 逃がし安全弁による動荷重は設計基準事故時の評価条件を超えるパラメータがあるものの, 以下の観点から設計基準事故時に生じる動荷重と同等以下となることを説明する。

◆SA時の逃がし安全弁作動時に生じる動荷重の包絡性の考え方

- 原子炉格納容器の設計条件としている逃がし安全弁作動時の動荷重 [ ] は, 東海第二発電所の実機試験より, 非凝縮性ガスによる気泡脈動の動荷重に基づき設定されている(図2)。
- 逃がし安全弁排気管内に保留されている非凝縮性ガスの体積は, 設計基準事故時とSA時とで変わらないため, SA時の気泡脈動に起因する圧力振幅は, 設計基準事故時と同等以下となる。
- 非凝縮性ガスの放出後の蒸気凝縮過程において, 蒸気の不安定凝縮が生じなければ, 上記の設計条件を上回ることは無いため, SA時の逃がし安全弁作動時の蒸気が安定的に凝縮できることを確認することにより, 設計基準事故時に生じる動荷重と同等以下であることを確認する。

➤ 設計基準事故時の評価条件を超える重要事故シーケンス等

- 動荷重に影響するパラメータとしてプール水温, 逃がし安全弁作動時の原子炉圧力, 逃がし安全弁作動時の弁数がある。それぞれ以下の重要事故シーケンスにおけるパラメータで最大となり, 設計基準事故時の評価条件を超えるが, これらの重要事故シーケンスが設計基準事故時に生じる動荷重と同等以下となることを確認する。

全交流電源喪失 : プール水温

原子炉停止機能喪失: 逃がし安全弁作動時の弁数, 逃がし安全弁作動時の原子炉圧力

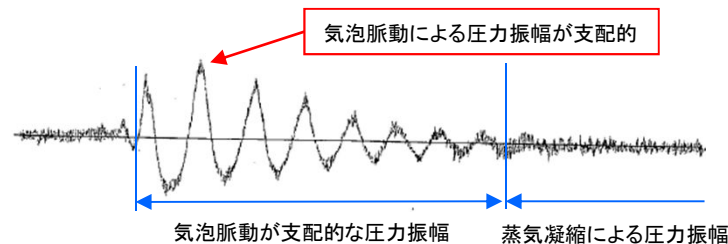


図2 東二実機試験時の逃がし安全弁作動時の圧力振幅

(1) プール水温による影響(全交流電源喪失)

- 減圧完了までのプール水温が、設計基準事故時(約  $\square$  °C)を超過する100 °C以上(最大約119 °C)となるが、既往の試験結果\*から飽和温度であっても不安定な凝縮は発生しておらず(  $\square$  ), 120°C付近までプール水温が上昇しても飽和状態であることに変わりはないため、不安定な凝縮は生じない(図3)。

\*: 主蒸気逃がし安全弁クエンチャ開発試験: “NUREG-0783: Suppression Pool Temperature Limits for BWR Containment”において参考文献として引用

(2) 逃がし安全弁作動時の弁数(原子炉停止機能喪失(ATWS))

- 逃がし安全弁の全弁(18弁)が同時に作動し、設計基準事故時に設計上考慮している最大17弁を超える。
- 既往の試験結果より多弁作動時の圧力振幅  $\square$  は単弁作動時の圧力振幅を下回っており、多弁作動の方が単弁作動時よりも発生荷重が小さいことが確認されている(図4)。

(3) 逃がし安全弁作動時の原子炉圧力の影響(ATWS)

- ATWS時の原子炉圧力は最大8.19 MPaであり、逃がし安全弁の動荷重の設計条件を設定した東海第二での実機試験の試験条件(7.37MPa)を超える原子炉圧力となる。
- 非凝縮性ガスの排出は逃がし安全弁作動直後に発生するため、安全弁作動圧力(設定圧)に影響を受けるものであり、逃がし安全弁作動後の原子炉圧力上昇による影響は受けない。

以上のことから、逃がし安全弁作動時の動荷重は不安定な凝縮を生じないこと、多弁作動及び原子炉圧力上昇による動荷重の増大が生じないことから、既往の試験で得られた気泡脈動による動荷重の最大値としている設計基準事故時の動荷重を超えることはない。

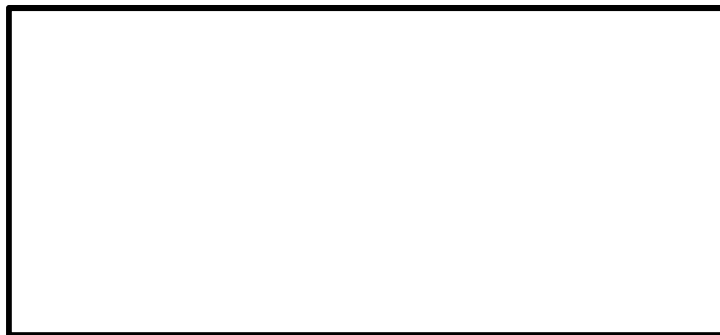


図3 蒸気凝縮時の圧力振幅とプール水温の関係

出典: “MARK-I 型格納容器の動荷重評価について”, MARK-I 型格納容器評価検討会



図4 多弁作動時と単弁作動時の水中脈動の比較

出典: “東海第二発電所主蒸気逃がし安全弁実機試験報告書”

◆ 原子炉圧力上昇による影響について

- 前述の通り, ATWS時においても設計基準事故時の動荷重を超えることは無いと判断されるが, ATWS時の原子炉圧力での試験は実施されていないため, 保守的に東海第二発電所の実機試験で得られた結果を線形補間した圧力振幅を仮定し, その時の荷重を用いた応力評価を実施した。
- 東海第二発電所で実測された動荷重の最大値(0.84kg/cm<sup>2</sup>(約82kPa), 原子炉圧力:7.37MPa)を, ATWS時の最大圧力(8.19MPa)まで線形補間した結果(図5), 圧力振幅は0.93kg/cm<sup>2</sup>(約91kPa)となり, 東海第二の設計条件(試験結果に [redacted])を若干上回った。なお, 発生する動荷重はクエンチャ開発時の試験結果(図6)から [redacted]なる傾向を示すため, 本評価は保守的である。
- この時の発生応力は許容応力以内であり, 圧力振幅を線形補間する前の発生応力と比較しても大差ないことを確認した(表2)。

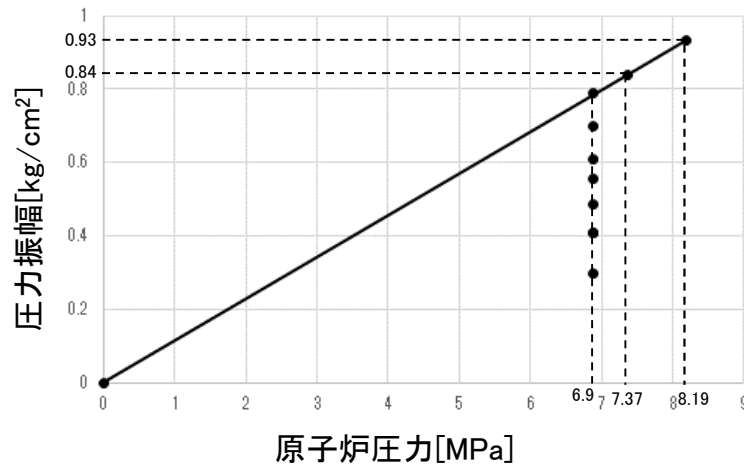


図5 原子炉圧力と線形補間した圧力振幅の関係



出典: NEDE-21078 "Test Results Employed by General Electric for BWR Containment and Vertical Vent Loads", GE (NUREG-0802: Safety/Relief Valve Quencher Loads Evaluation for BWR Mark II and III Containments"において参考文献として引用)

図6 模擬圧力容器蒸気源圧力と圧力脈動の関係

表2 逃がし安全弁作動時の圧力振幅補間を考慮した強度評価結果

荷重の組合せ	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	裕度
死荷重 + ATWS時圧力 + SRV作動荷重 (設計条件)	[redacted]	281	[redacted]
死荷重 + ATWS時圧力 + SRV作動荷重 (圧力振幅補間)	[redacted]	281	[redacted]

※: 動荷重は簡易評価にて実施。発生応力のうち円周方向の動荷重成分を記載。

## 3. SA時に生じる動荷重の評価(設計基準事故時に考慮されていないもの)

表1で抽出した設計基準事故時で考慮されていない、または現象が異なる動荷重は以下のとおりであり、その影響確認方法を示す。

## (1) 逃がし安全弁作動

- 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)の発生防止のための逃がし安全弁作動時に、原子炉圧力容器からサブプレッション・チェンバへ放出される蒸気が過熱蒸気となることから、設計基準事故時(飽和蒸気)と性状が異なる。このため、逃がし安全弁作動直後の短期的な影響及び原子炉圧力容器減圧後の長期的な影響について、有効性評価のパラメータ及び既往の試験結果から確認する。

## (2) 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)

- 高温の炉心(デブリを含む)と水との接触に伴う圧力上昇に伴い、サブプレッション・チェンバへドライウエル内の非凝縮性ガス等が流入するため、LOCA時のパラメータを確認し、動荷重への影響を確認する。

## (3) 格納容器ベント(格納容器過圧・過温破損)

- ベント時にサブプレッション・チェンバが減圧することによりドライウエルからサブプレッション・チェンバへ蒸気が流入するため、LOCA時のパラメータを基に動荷重への影響を確認する。
- ベントによる減圧によって、プール水の減圧沸騰が生じる恐れがあることから、有効性評価のパラメータからその影響を確認する。
- 長期的な影響として、ドライウエルから流入する蒸気が少なくなった場合の影響について、既往の試験結果から確認する。

◆高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)

DCH発生防止のための逃がし安全弁作動時は、原子炉圧力容器内で発生する蒸気が、露出した燃料からの放熱により過熱蒸気となりサブプレッション・プールに流入するため、この場合の動荷重について検討した\*。

※:過熱蒸気又は飽和蒸気に係わらず、単位面積あたりのエネルギー(エネルギー流束)が同等であれば、プール水内での凝縮挙動に有意な差は無いと考えられるため、有効性評価のDCHシーケンスにおける解析結果等を基に過熱蒸気のエネルギー流束を算出し、既往の試験結果(図7)から不安定凝縮の発生の有無を確認

- 図7に逃がし安全弁クエンチャ開発試験結果を示す。この結果から、蒸气流束及びプール水温の各領域において発生荷重は異なるものの、いずれの領域においても不安定凝縮は生じておらず、発生する荷重は最大でも [ ] となっている。
- 逃がし安全弁作動時(短期)のエネルギー流束(約 [ ])とプール水温(57°C)、逃がし安全弁作動時(長期)のエネルギー流束(約 [ ])とプール水温(79 °C)のいずれの場合でも、既往の試験結果(図7)からそれぞれ [ ] 程度であり、不安定な蒸気凝縮が生じないことを確認した。
- 2.項、図2で示した通り、逃がし安全弁作動時の動荷重は、既往の試験より非凝縮性ガスによる気泡脈動の動荷重に基づき設定されており、短期／長期とも蒸気的不安定凝縮が生じていないことから、DCH発生防止のための逃がし安全弁作動時の動荷重は、設計基準事故時と同等以下である。

表3 逃がし安全弁作動時のパラメータ

パラメータ	逃がし安全弁作動時 (短期)	逃がし安全弁作動後 (長期)
原子炉圧力容器圧力[MPa]	7.79	0.13
蒸気温度[°C]	332	586
蒸気の比エンタルピ[kJ/kg]	[ ]	
排気管の流路断面積[m <sup>2</sup> ]		
蒸气流束[kg/s/m <sup>2</sup> ]		
サブプレッション・チェンバへの 流入エネルギー流束[MJ/s/m <sup>2</sup> ]		



図7 逃がし安全弁蒸気凝縮に作用する動荷重

出典:NEDE-21061 "MARK II Containment Dynamic Forcing Functions Information Report", GE  
(NUREG-0802: Safety/Relief Valve Quencher Loads Evaluation for BWR Mark II and III Containments"  
において参考文献として引用)



◆ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (FCI)

FCI時にドライウェルからサブプレッション・チェンバへ流入する流体は、ベント管内の水、ドライウェル内の非凝縮性ガス及び蒸気により、動荷重が発生する。有効性評価の解析結果を基に蒸気流量及び流束を算出し、LOCA時に包絡されることから、設計基準事故時の動荷重と同等以下であることを確認した(表4)。

◆ 格納容器ベント

ドライウェルからサブプレッション・チェンバへ流入する流体による影響及び減圧沸騰による影響を評価し、設計基準事故時の動荷重と同等以下であることを確認した。

- 格納容器ベント時にドライウェルからサブプレッション・チェンバへの流体の移行量を算出し、LOCA時に包絡されることを確認した(表4)
- 減圧沸騰は、プール水が飽和状態となり急速減圧する際に生じる。有効性評価結果から格納容器ベントによる減圧時においては、サブクール度が0°C以上であり、サブクール度が0°Cに到達する際はサブプレッション・チェンバの減圧は静定しており、急速減圧しないため、急激な減圧沸騰は生じない(図8)。
- 格納容器ベント後長期的にはサブプレッション・チェンバ内でチャギングによる動荷重の影響が考えられる。既往の試験結果\*では、大振幅のチャギング荷重は蒸气流束が18~28 kg/s/m<sup>2</sup>、プール水温40 °C以下で確認されており、格納容器ベント後長期ではプール水温は100°C以上、ベント管内の蒸气流束は約□kg/s/m<sup>2</sup>以下に減少しているため、長期的な動荷重として影響はない(図8)。

\* : 日本原子力研究所: JAERI-M 83-186, 蒸気凝縮振動及びチャギングによる圧力抑制プール内動荷重の統計的評価(2) -格納容器圧力系信頼性実証試験データ評価レポート・3- , 7.結論より抜粋

表4 サプレッション・チェンバへの水等の移行量

事象	水移行量の最大値(上段:[kg/s], 下段[kg/s/m <sup>2</sup> ])	ガス移行量の最大値(上段:[kg/s], 下段[kg/s/m <sup>2</sup> ])	蒸気移行量の最大値(上段:[kg/s], 下段[kg/s/m <sup>2</sup> ])
LOCA時のブローダウン過程における高温水・蒸気の放出(格納容器過圧・過温破損)			
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)			
格納容器ベント時(格納容器過圧・過温破損)			

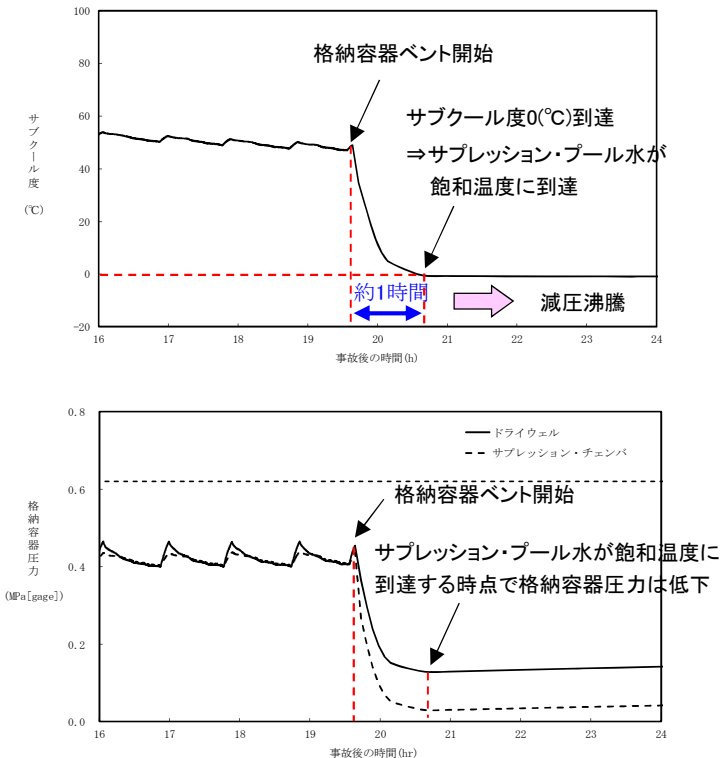


図8 ベント時のプール水のサブクール度及び原子炉格納容器圧力の推移



# 【論点15】(参考) 強度評価におけるPCV動荷重の考慮(9/11)

第595回審査会合資料  
資料1-1



## 4. SA時に生じる動荷重を考慮した強度・耐震評価

### ◆SA時の荷重の組合せの条件について

DBの荷重の組合せの考え方(次頁参照)と同様に、表5のとおりSAの荷重の組合せを設定した。

SAの荷重の組合せにおいて動荷重を考慮する場合、当該動荷重が最も厳しい重要事故シーケンス等を選択し、当該重要事故シーケンス等における動荷重及び動荷重が発生するタイミングにおける最大の原子炉格納容器圧力を条件として設定した。

表5 原子炉格納容器本体の荷重の組合せの条件

	荷重の組合せ	重要事故シーケンス等	荷重の組合せの考え方
SA1 (短期)	死荷重 + 限界圧力(620 kPa)	なし	限界温度, 圧力(200°C, 2Pd)を考慮する。
SA2 (短期)	死荷重 + ATWS時(200 kPa) + SRV作動時	<b>原子炉停止機能喪失</b> 包絡される重要事故シーケンス等: 高圧注水・低圧機能喪失, 高圧注水・減圧機能喪失, 全交流動力電源喪失, 崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失), 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系機能喪失), 格納容器バイパス, 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱, 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用, 溶融炉心・コンクリート相互作用	原子炉停止機能喪失シーケンスでは, 事故発生後短期で原子炉格納容器圧力が上昇するとともに, 逃がし安全弁作動時の動荷重が発生するため, これらの荷重を組み合わせる。原子炉格納容器圧力は, 逃がし安全弁作動時に最大となるATWS時を用いる。
SA2' (短期)	死荷重 + 中小破断LOCA時(25 kPa) + SRV作動時 + チャギング(LOCA)	<b>LOCA時注水機能喪失(中小破断)</b>	LOCA時注水機能喪失(中小破断)シーケンスでは, チャギングが生じている状況で, 逃がし安全弁作動による動荷重が重畳するため, これらの荷重を組み合わせる。原子炉格納容器圧力は, 逃がし安全弁作動時とする。
SA3 (短期)	死荷重 + 最大圧力(465 kPa) + チャギング(LOCA)	<b>格納容器過圧・過温破損</b> 包絡される重要事故シーケンス等: 水素燃焼	格納容器過圧・過温破損(大破断LOCA)では, チャギングが長期間継続するため, 当該シーケンスにおける最大の原子炉格納容器圧力を考慮し, 組み合わせる。
SA4 (短期)	死荷重 + 最大圧力(465 kPa) + チャギング(FCI)	<b>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)</b> 包絡される重要事故シーケンス等: 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱, 溶融炉心・コンクリート相互作用	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)では, 原子炉圧力容器破損後に大量に発生する蒸気がサブプレッション・プールに流入することで動荷重が発生するため, その際の最大の原子炉格納容器圧力を考慮する。
SA5 (短期)	死荷重 + 最大圧力(465 kPa) + チャギング(ベント)	<b>格納容器過圧・過温破損</b> 包絡される重要事故シーケンス等: 高圧・低圧注水機能喪失(給水喪失), 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系機能喪失), LOCA時注水機能喪失(中小破断), 水素燃焼	格納容器過圧・過温破損では, 格納容器圧力が高い状態で格納容器ベントを実施するため, 格納容器ベントによる動荷重とその際の最大の原子炉格納容器圧力を考慮する。
SA6 (長期(L))	死荷重 + 最大圧力(465 kPa) + S <sub>d</sub>	なし	事故後1×10 <sup>-2</sup> 年(3.65日)内の原子炉格納容器圧力の最大値と弾性設計用地震動S <sub>d</sub> を組み合わせる。SA(L)の状況では原子炉圧力容器は既に減圧されており, 逃がし安全弁作動時の荷重は重畳しない。
SA7 (長期(L))	死荷重 + SA(L)圧力(310 kPa) + チャギング(ベント) + S <sub>d</sub>	<b>格納容器過圧・過温破損</b> 包絡される重要事故シーケンス等: 高圧・低圧注水機能喪失(給水喪失), 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系機能喪失), LOCA時注水機能喪失(中小破断), 水素燃焼	格納容器過圧・過温破損では, チャギングが長期間継続するため, 事故後3.65日後の原子炉格納容器圧力と弾性設計用地震動S <sub>d</sub> を組み合わせる。
SA8 (長期(LL))	死荷重 + SA(LL)圧力(200 kPa) + S <sub>s</sub>	なし	事故後2×10 <sup>-1</sup> 年(73日)後の原子炉格納容器圧力と基準地震動S <sub>s</sub> を組み合わせる

◆荷重の組合せのケースの考え方

表5で示したSA時の荷重の組合せケースは設計基準対処施設としての荷重の組合せを踏まえて設定(表6)。SA時の荷重の組合せケースは、設計基準対処施設の組合せケースを網羅している。

表6 荷重の組合せケース対比表

設計基準対処施設	重大事故等対処設備	SAの区分
最高使用圧力1 Pd(310 kPa)	限界圧力2 Pd(620 kPa)	SA1
運転圧力+逃がし安全弁作動	ATWS時の圧力(200 kPa)+逃がし安全弁作動	SA2
運転圧力+LOCA時(プールスウェル)	事故時最大圧力(465 kPa)+チャギング	SA3
事故時圧力+蒸気凝縮		SA4
事故時圧力+チャギング		SA5
運転圧力+S <sub>d</sub>	SA7に包絡される	—
運転圧力+S <sub>s</sub>	SA(LL)圧力(200 kPa)+S <sub>s</sub>	SA8
運転圧力+逃がし安全弁作動+S <sub>d</sub>	SRV作動は短期の事象であるため、組み合わせない	—
運転圧力+逃がし安全弁作動+S <sub>s</sub>		
事故時圧力+S <sub>d</sub>	事故時最大圧力(465 kPa)+S <sub>d</sub>	SA6
—	中小破断時の圧力(25 kPa)+逃がし安全弁作動 +チャギング	SA2'
—	SA(L)圧力(310 kPa)+S <sub>d</sub> +チャギング	SA7

◆重大事故等時の荷重の考慮した強度・耐震評価結果

全てのSA時の荷重の組合せケースについて、原子炉格納容器本体に生じる応力を算出し、許容応力に対する裕度を評価した(表7)。この結果、全ての組合せに対して許容応力以下であり、重大事故等時において原子炉格納容器の健全性が維持されることを確認した。

表7 原子炉格納容器本体の強度評価結果

No.	荷重の組合せ	発生応力 (MPa) <sup>※1</sup>	許容応力 (MPa)	裕度
SA1	死荷重 + 限界圧力 (620 kPa)	[ ]	281 <sup>※2</sup>	[ ]
SA2	死荷重 + ATWS時 (200 kPa) + SRV作動時		281 <sup>※2</sup>	
SA2'	死荷重 + 中小破断LOCA (25 kPa) + SRV作動時 + チャギング		281 <sup>※2</sup>	
SA3	死荷重 + 最大圧力 (465 kPa) + チャギング (LOCA)		281 <sup>※2</sup>	
SA4	死荷重 + 最大圧力 (465 kPa) + チャギング (FCI)	—	281 <sup>※2</sup>	—
SA5	死荷重 + 最大圧力 (465 kPa) + チャギング (ベント)	—	281 <sup>※2</sup>	—
SA6	死荷重 + 最大圧力 (465 kPa) + S <sub>d</sub>	[ ]	253 <sup>※3</sup>	[ ]
SA7	死荷重 + SA(L)圧力 (310 kPa) + チャギング + S <sub>d</sub>		253 <sup>※3</sup>	
SA8	死荷重 + SA(LL)圧力 (200 kPa) + S <sub>s</sub>		254 <sup>※3</sup>	

◆重大事故等時の荷重の代表性

表7で示すようにSA時のPCV荷重としては、限界圧力との組み合わせ(SA1)が最も厳しい値。なお、チャギングとの荷重の組合せ(SA3)の裕度が小さいが、以下のような保守性あり。

- チャギングによる動荷重は、既往の試験結果\*より大振幅となる条件(蒸気流束18~28 kg/s/m<sup>2</sup>, プール水温40℃以下)が確認されており、原子炉格納容器に最大圧力が生じる状況ではプール水温は100℃以上、蒸気流束は約[ ] kg/s/m<sup>2</sup>以下に減少しているため、大振幅が発生する領域に無く、裕度は確保されている。

以上より、重大事故等時に生じる荷重としては、限界圧力との組合せ(SA1)の裕度が最も小さくなることを確認した。

\*: 日本原子力研究所: 格納容器圧力系信頼性実証試験

◆重大事故等時の原子炉格納容器の詳細評価

重大事故等時の動荷重を考慮した原子炉格納容器本体の応答解析に基づく評価結果については、強度・耐震計算書に反映する。

※1: 動荷重は簡易評価にて実施。( )内は発生応力のうち円周方向の動荷重成分

※2: 許容応力状態 V<sub>A</sub> としての IV<sub>A</sub> 許容限界を用いる。(限界温度(200℃)における許容値)

※3: 許容応力状態 V<sub>A</sub>S としての IV<sub>A</sub>S 許容限界を用いる。(SA(L)(171℃), SA(LL)(150℃)における評価温度)