

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27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), 第603回審査会合(H30.7.19), 第606回審査会合(H30.7.26)

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
			8/2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	完了(7/3)
			振動台のY軸に対する回転変位(ローリング)について、試験結果に与える影響を示すこと
		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あるか検討すること	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	完了(7/19)	
	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
				8/2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	完了(7/26)
			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 鋼製防護壁の接合部に設計荷重を与えた場合、及び設計荷重を超える荷重を仮想した場合の評価について、3次元解析(COM3)の結果を踏まえ、各部材が負担する荷重の伝達メカニズムや3次元挙動について整理して説明すること	完了(7/26)
	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	○
	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	完了(7/26)
			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	完了(7/26)
			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	完了(7/26)
	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	完了(7/26)		
	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			完了(7/26)	
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	完了(7/19)	
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	
					8/2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	○	
			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)	○	
				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	○	
			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	○	
	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		
					8/2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 ⑫ ⑬	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)
			強制開放装置の位置付け			完了(5/17)	
			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 ⑮	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)	
					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	完了(7/19)	
					門設置に伴う扉開閉の維持管理に関する説明	完了(7/19)	
					追加試験における電動作動確認の判定基準の検討	完了(7/19)	
					ブローアウトパネル閉止装置の追加実証試験結果	○	
			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
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		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	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)(5/5)



分類	論点		コメント内容		審査会合
					8/2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	○
	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, 見直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こと	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)

【論点8】 立坑構造物の解析モデル変更について(1/2)

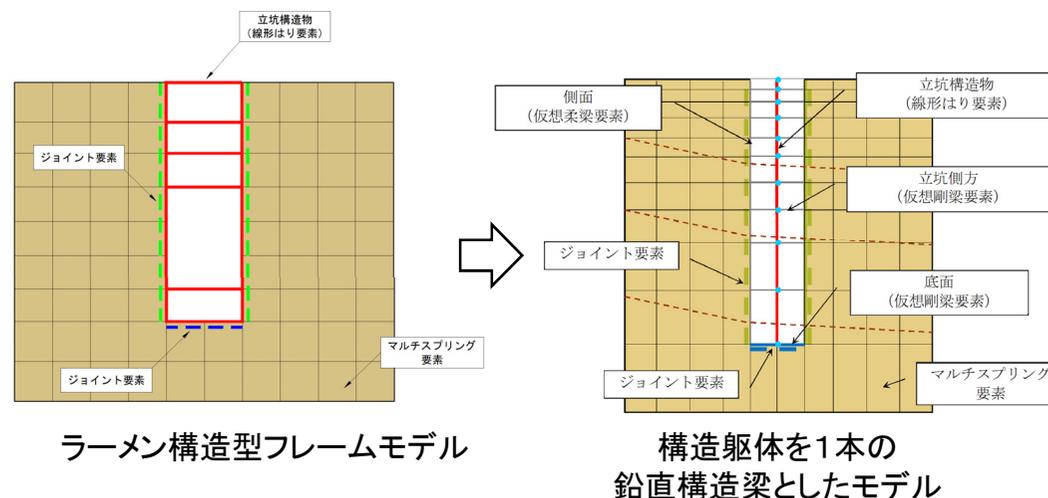
1. 概要

立坑構造の施設としては、円筒形のものとしてSA用海水ピット取水塔，SA用海水ピット，代替淡水貯槽がある。矩形のものとしては、常設代替高圧電源装置用カルバート(立坑部)，常設低圧代替注水系ポンプ室及び緊急用海水ポンプピットがある。

地震応答解析モデルにおいて、円筒形立坑は既工認プラントと同様に構造躯体を1本の鉛直構造梁としてモデル化し、矩形立坑はラーメン構造型フレームとしてモデル化を行っていた。しかし、既工認プラントと同様に1本の鉛直構造梁の解析モデルへ統一することが望ましいと判断し、矩形立坑については解析モデルの変更を行った。



屋外重要土木構造物の平面配置図

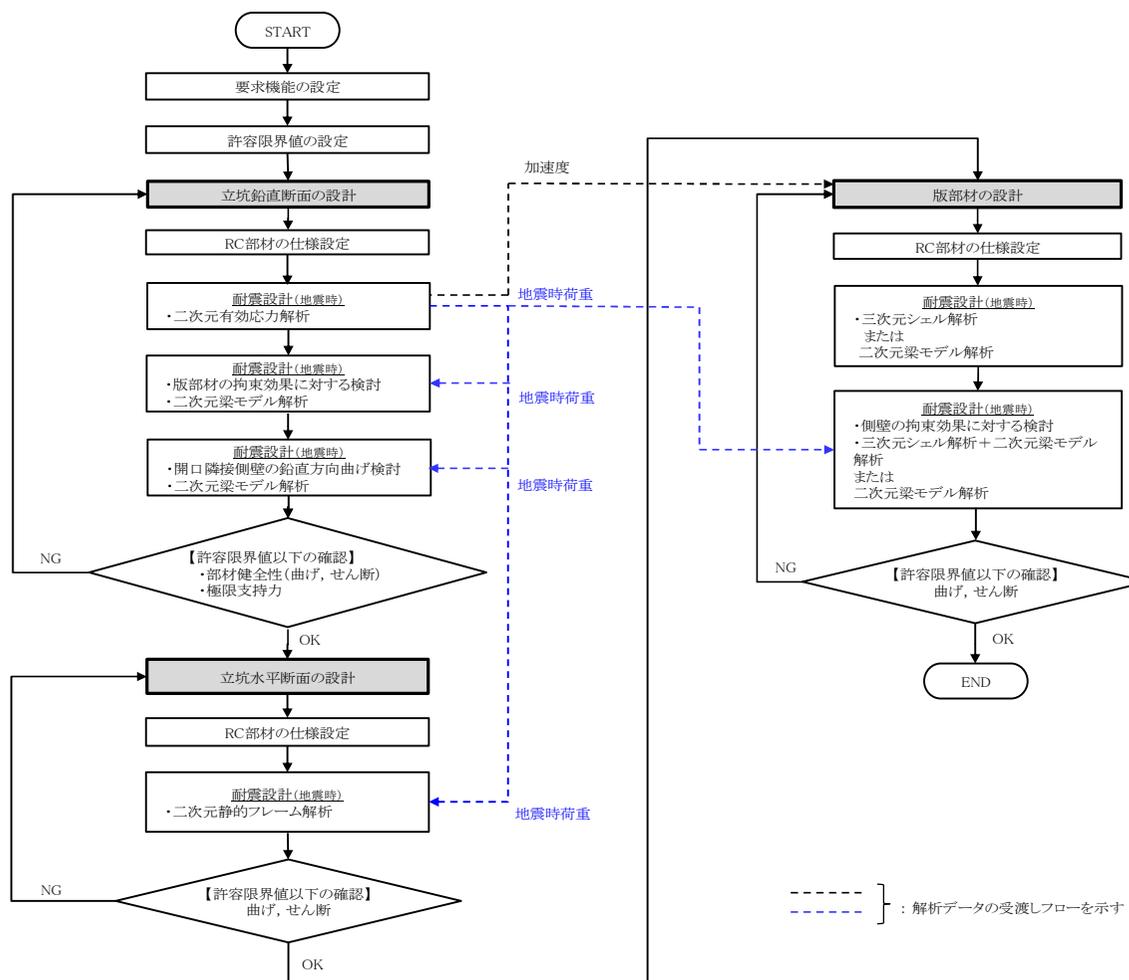


【論点8】 立坑構造物の解析モデル変更について(2/2)



2. 評価方針

- 立坑構造の屋外重要土木構造物の耐震評価では、地盤と構造物の相互作用を考慮する2次元有効応力解析により得られる解析結果に基づき、構造部材の健全性評価及び基礎地盤の支持性能評価を行う。
- 鉛直断面の健全性評価については、地震応答解析に基づく発生応力が許容限界以下であることを確認する。
- 水平断面の健全性評価については、地震応答解析結果より、各部材の照査値が最も厳しい荷重条件を抽出して静的フレーム解析を実施し、発生応力が許容限界以下であることを確認する。
- 基礎地盤の支持性能評価については、基礎地盤に作用する接地圧が極限支持力に基づく許容限界以下であることを確認する。



【論点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)(1/5)



<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、SAクラス2機器であってクラス1機器の強度評価を設計・建設規格に従い評価すること、SA時機械荷重については定量的に算出し、順次計算結果を示すことを説明している。

このため、SAクラス2機器であってクラス1機器のSA時機械荷重の計算結果について説明する。

<コメント>

- ① SA時機械荷重(ジェット荷重や主蒸気逃がし安全弁(SRV)の吹き出し反力)を定量的に算出し、順次計算結果を示すこと。

<回答>

- ① SA時の機械荷重として考慮する配管破断時のジェット荷重及びSRVの吹き出し反力については、以下の荷重として原子炉圧力容器(RPV)の各部位及び主蒸気系配管の評価に反映している。
 1. ジェット荷重: 配管破断時の外荷重として、RPVの強度評価に反映
 2. SRV吹き出し反力: 配管反力のうち機械荷重成分として、RPV主蒸気ノズルの死荷重に含む。主蒸気系配管については、排気管の配管反力として考慮

【論点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)(2/5)



1. ジェット荷重の評価について

- ✓ SA時の強度評価の外荷重として、RPVにはLOCA時のジェット荷重が生じる。
- ✓ 強度評価では、RPVに接続する配管のうち、口径が大きく破断時にRPVに大きなモーメント及びせん断力が生じる主蒸気系配管及び再循環系配管の全破断を考慮(図1)。
- ✓ 設計・建設規格に基づき算出した、主蒸気系配管及び再循環系配管破断により、RPVに作用するジェット荷重を表1に示す。

表1 解析ケース及びジェット荷重の条件

ケース No.	破断配管	破断面積 × 10 ³ (mm ²)	ジェット荷重 ^{※1} (kN)	備考
1	主蒸気系配管 大破断			
2	再循環系配管 大破断			フラッシュ有 ^{※2}
3	再循環系配管 大破断			フラッシュ無 ^{※2}

※1 ジェット荷重(ジェット反力)には動的荷重係数を考慮する

※2 フラッシュ有: 蒸気及び加圧水で噴出流体がフラッシュする場合
 フラッシュ無: 加圧水で噴出流体がフラッシュしない場合

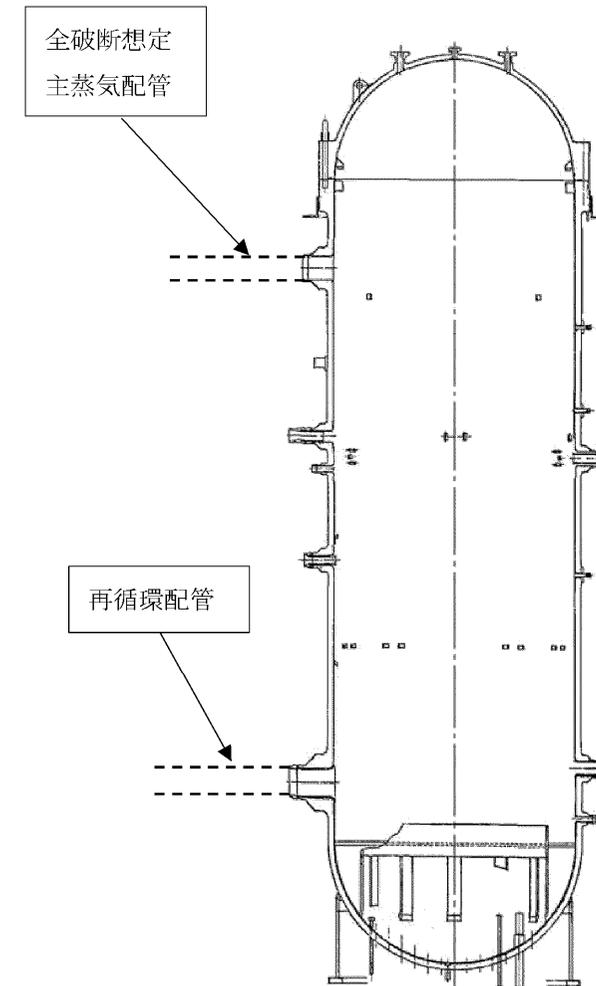


図1 原子炉圧力容器と破断を想定する主蒸気系配管及び再循環系配管部

【論点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)(3/5)



- ✓ 原子炉建屋とRPVを連成したモデルを用いて、RPVに生じるモーメント及びせん断力を算出した。
- ✓ RPVの各部位において、ジェット荷重によるモーメント及びせん断力を考慮する部位は以下のとおり。
 - 胴板
 - 下部鏡板
 - 制御棒駆動機構ハウジング貫通部
- ✓ 上記部位に生じるモーメント及びせん断力を表2に示す。
- ✓ 表2に示す外荷重を考慮した応力強さ(一次一般膜応力, 一次膜+一次曲げ応力)の評価を行い, 許容値以下であることを確認した。

表2 RPV各部位に生じる外荷重

評価部位	モーメント (kN・m)	せん断力 (kN)	一次一般膜応力(MPa)		一次膜+一次曲げ応力(MPa)	
			応力強さ	許容値	応力強さ	許容値
胴板			182	326	182	490
下部鏡板			184	326	203	490
CRDハウジング貫通部			58	260	149	476

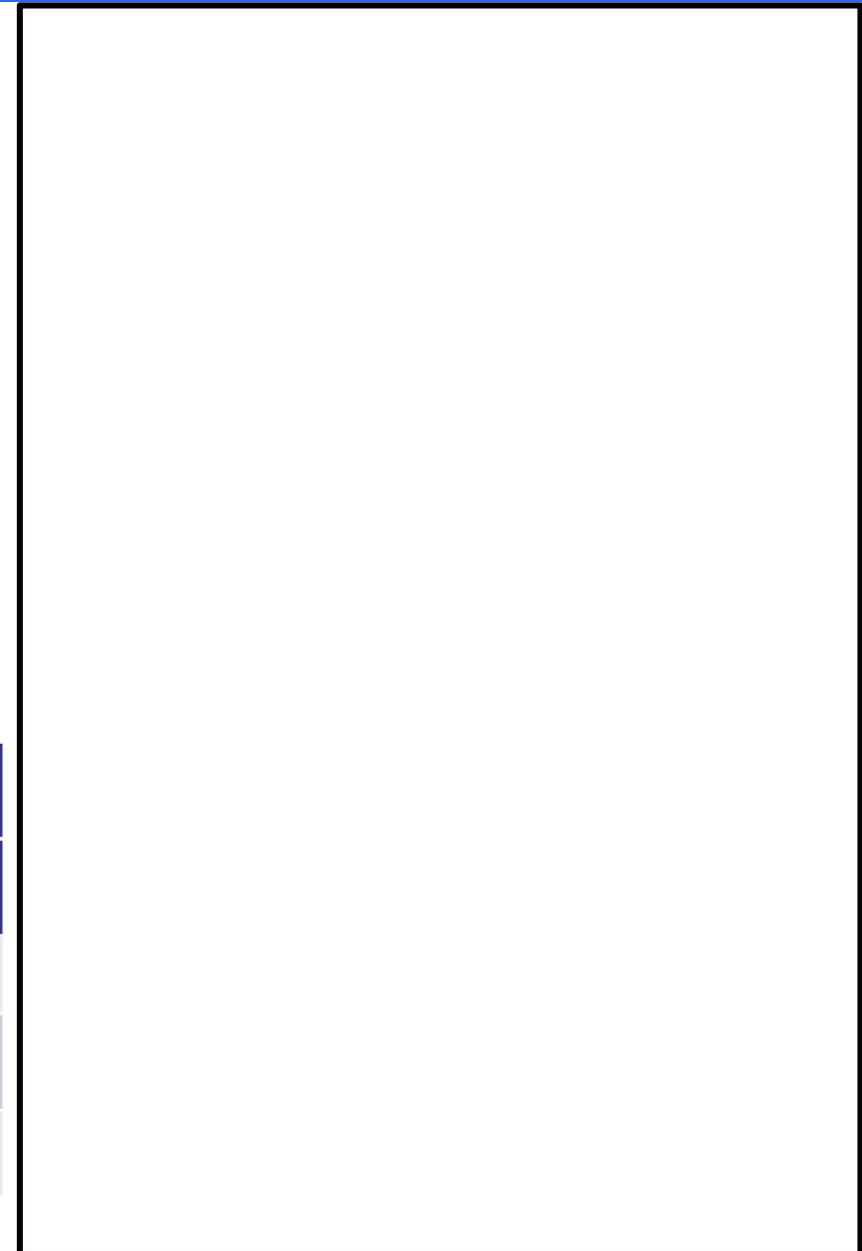


図2 ジェット荷重作用時の荷重算定用解析モデル

【論点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)(4/5)



2. SRV吹き出し反力の評価について

- ✓ SA時の強度評価の外荷重として、RPV主蒸気ノズルにはSRV作動時の吹き出し反力が生じる。
- ✓ SRV吹き出し反力は、主蒸気ノズルの死荷重、主蒸気系配管及び排気管応力、支持構造物反力として考慮。
- ✓ なお、SRVは取替えを実施するが、SRV吹き出し反力については、保守的に吹き出し流量の多い取替え前のSRVの値を用いる。

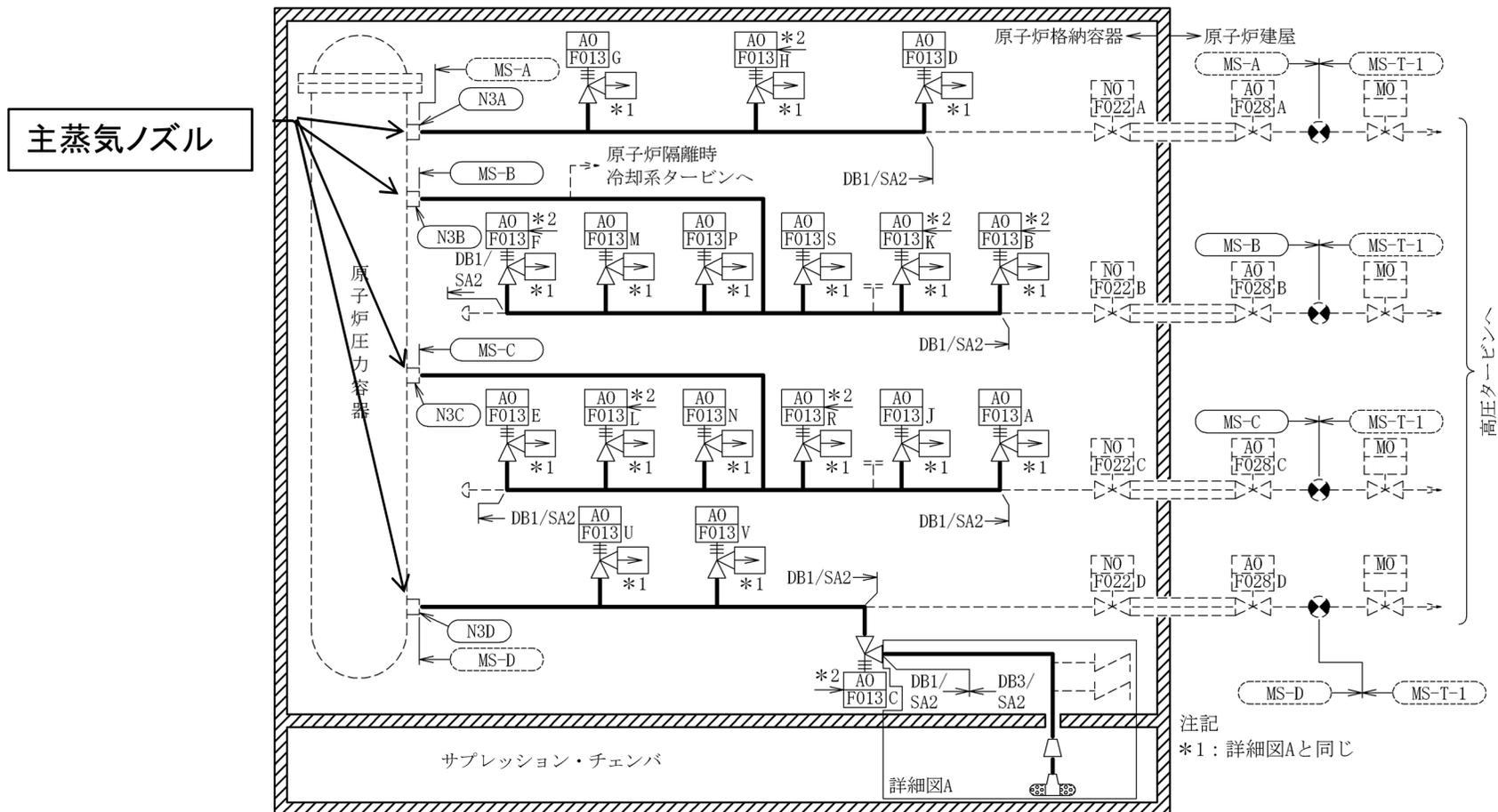


図3 主蒸気系配管概略系統図

【論点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)(5/5)



- ✓ 主蒸気ノズルについて、表3に示す外荷重を考慮した応力強さ(一次一般膜応力強さ、一次膜+一次曲げ応力強さ)の評価を行い、許容値以下であることを確認した。
- ✓ 主蒸気系配管について、表4に示す外荷重を考慮した応力強さ(一次応力)の評価を行い、許容応力以下であることを確認した。

表3 主蒸気ノズルに生じる外荷重 (SRV吹き出し反力+自重)

評価部位	モーメント (kN・m)		力 (kN)		一次一般膜応力 (MPa)		一次膜+一次曲げ応力 (MPa)	
	M	Mz	H	Fz	応力強さ	許容値	応力強さ	許容値
主蒸気ノズル					87	292	87	389

※ ()内はSRV吹き出し反力によるモーメント, 力を示す。



図4 主蒸気ノズルに生じるモーメント及び力

表4 主蒸気系配管に生じる外荷重 (SRV吹き出し反力+自重)

評価部位 (最大応力評価点)	主管側モーメント (kN・m)	分岐管側モーメント (kN・m)	一次応力 (MPa)	
			応力強さ	許容値
主蒸気系配管 (B系)ティー			104	345

※ ()内はSRV吹き出し反力によるモーメントを示す。

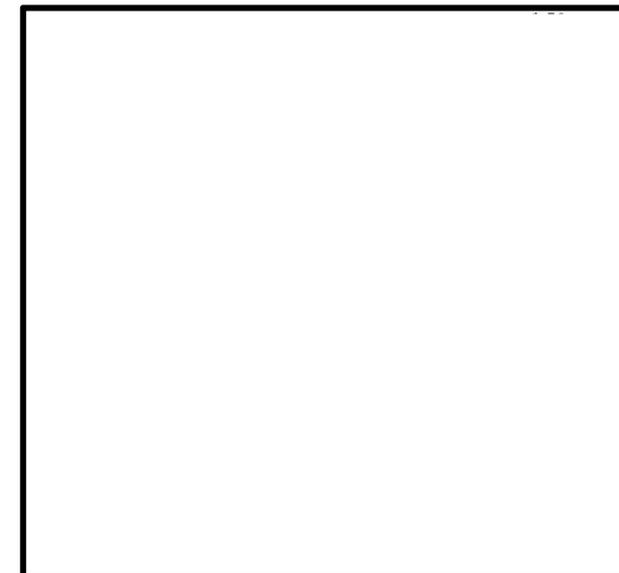


図5 主蒸気系配管鳥瞰図(B系)抜粋

<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

- 移行量最大値における動荷重については, 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※1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
 - 設計基準事故の解析結果を基に, プールスウェルによる動荷重の設計条件を設定
 - 既往の試験※4から得られた最大の蒸気凝縮による動荷重を設計条件として設定

FCI時及び格納容器ベント時の各移行量は, LOCA時の各移行量に包絡されることを確認(表1)

- 低蒸気流束時の動荷重については, 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※4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設定

FCI時及び格納容器ベント時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/m², プール水温: 40°C以下)の範囲外であることを確認(表2)

LOCA時の低蒸気流束時における高温水・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最大値

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

表2 低蒸気流束時のパラメータ

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

※1: 既往の試験結果(米国4T/4TCO試験※5) ※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※6)
 ※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・3-1, 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 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/cm²)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

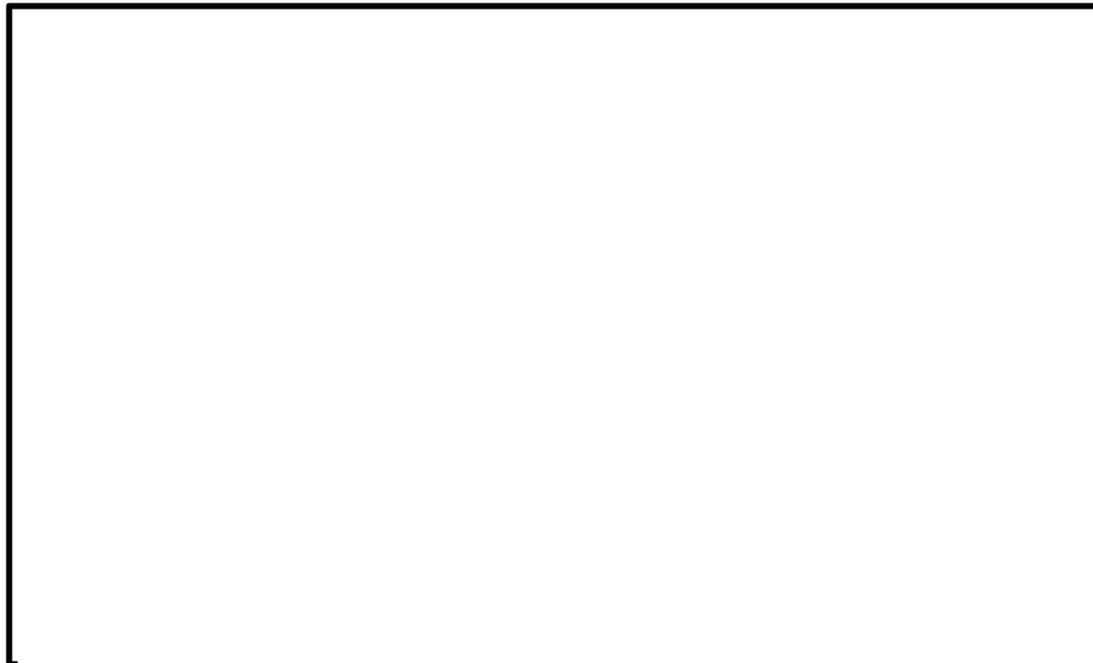


図1 海外プラント実機試験時の圧力振幅

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)

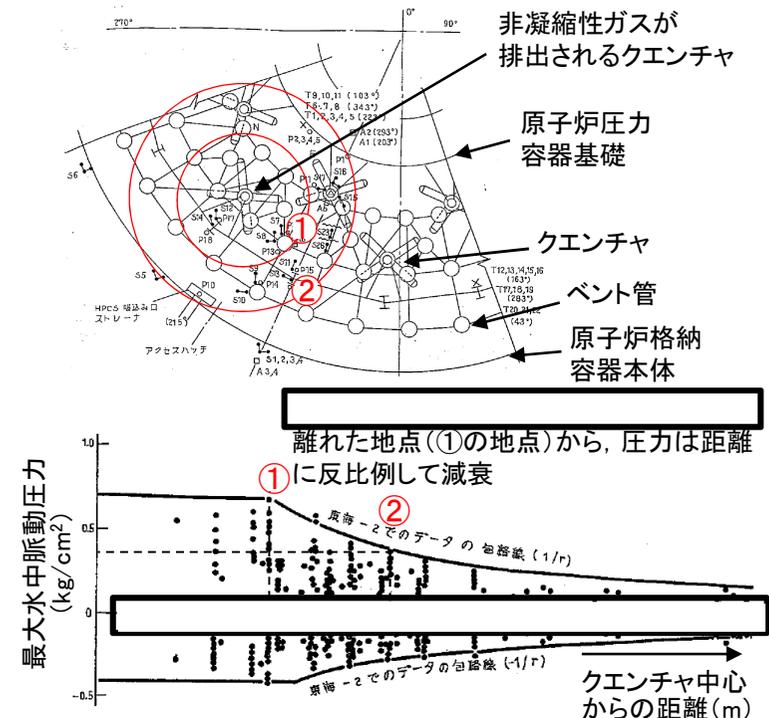


図2 東二実機試験時による距離の減衰効果

出典: “沸騰水型軽水炉主蒸気逃し安全弁作動時の圧力抑制室内の動荷重の測定”

【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

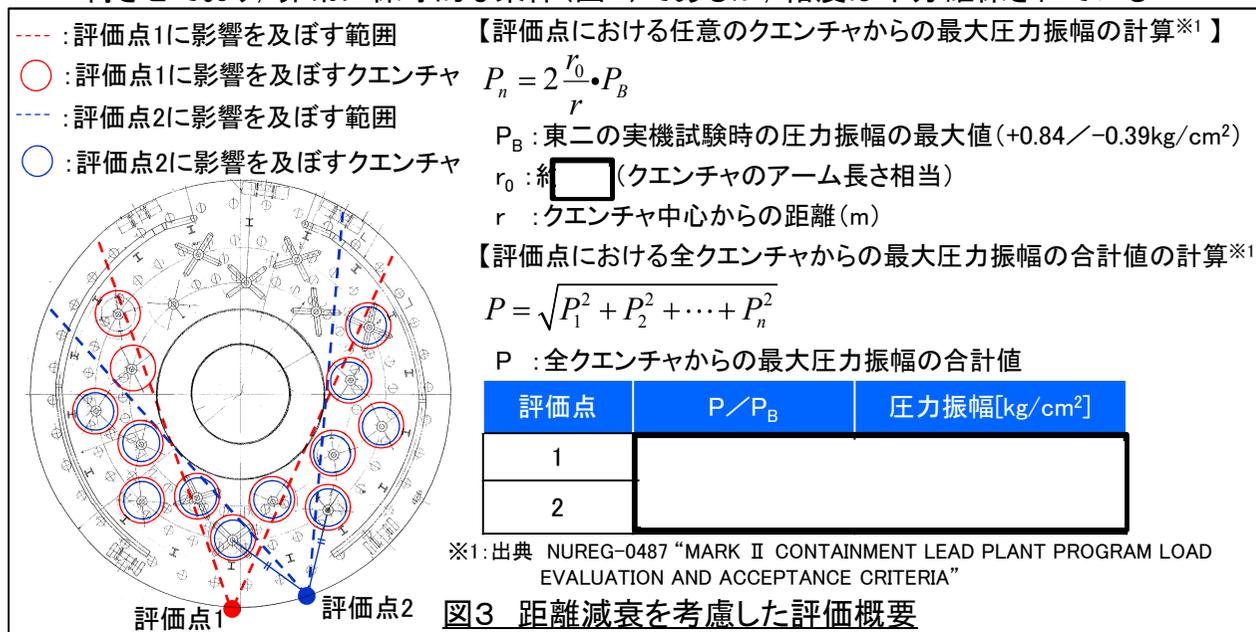
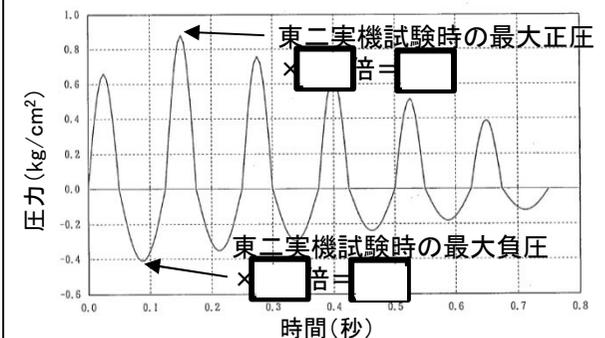


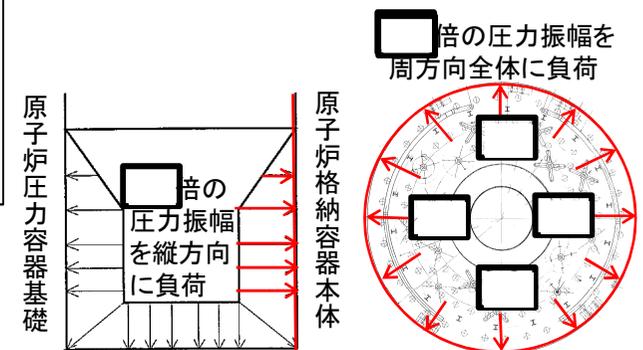
表3 距離減衰を考慮した評価結果

荷重の組合せ	発生応力(MPa)	許容応力(MPa)	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"/>
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※1	<input type="text"/>	281	<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_A としての IV_A 許容限界を用いる。(限界温度(200℃)における許容値)



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

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[※]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)と同等と考えられる

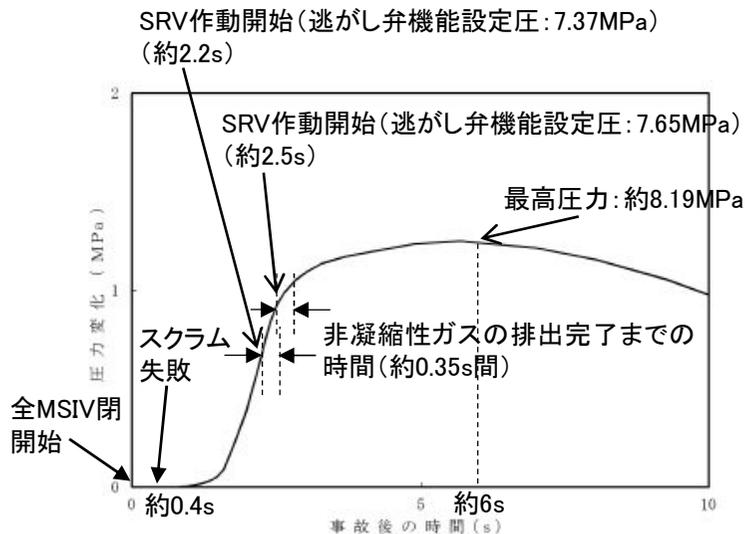


図5 ATWS事象時の原子炉圧力変化(運転圧力との差)



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/cm²(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※1」に包絡される結果となる(表4)

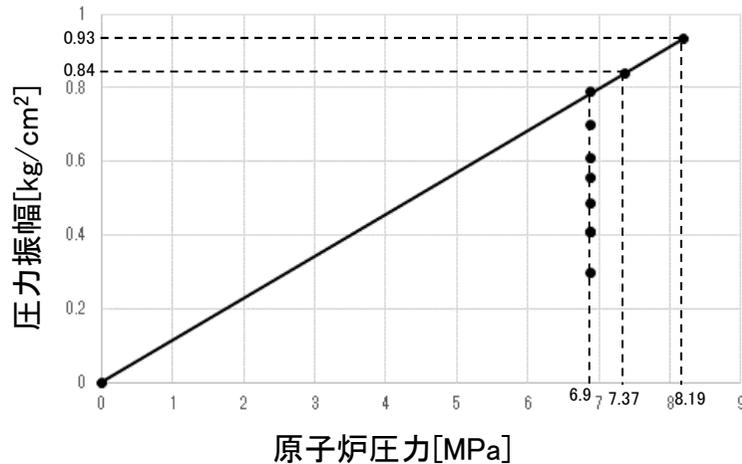


図7 原子炉圧力と線形補間した圧力振幅の関係

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※1		281	

※2: 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。

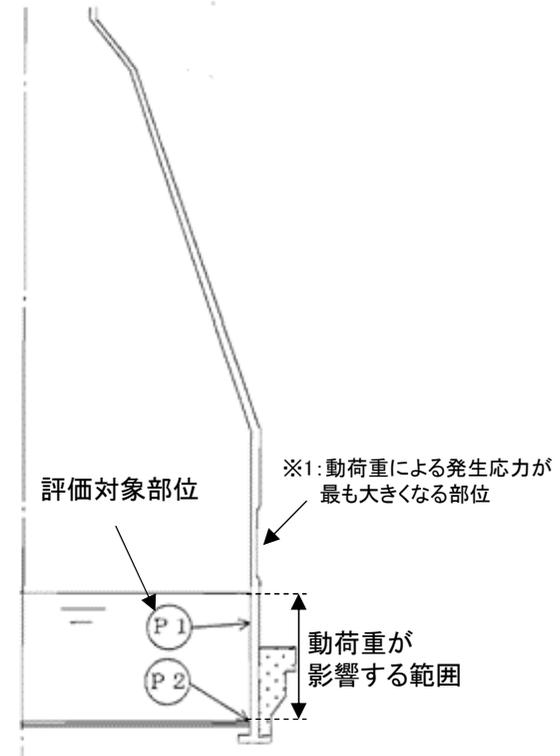


図8 原子炉格納容器本体に生じる動荷重の概要

【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した(表6)。詳細な評価については, 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(評価結果は計算書で示す)

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		
		σ_t	σ_l	τ
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			

σ_t : 円周方向応力, σ_l : 軸方向応力, τ : 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

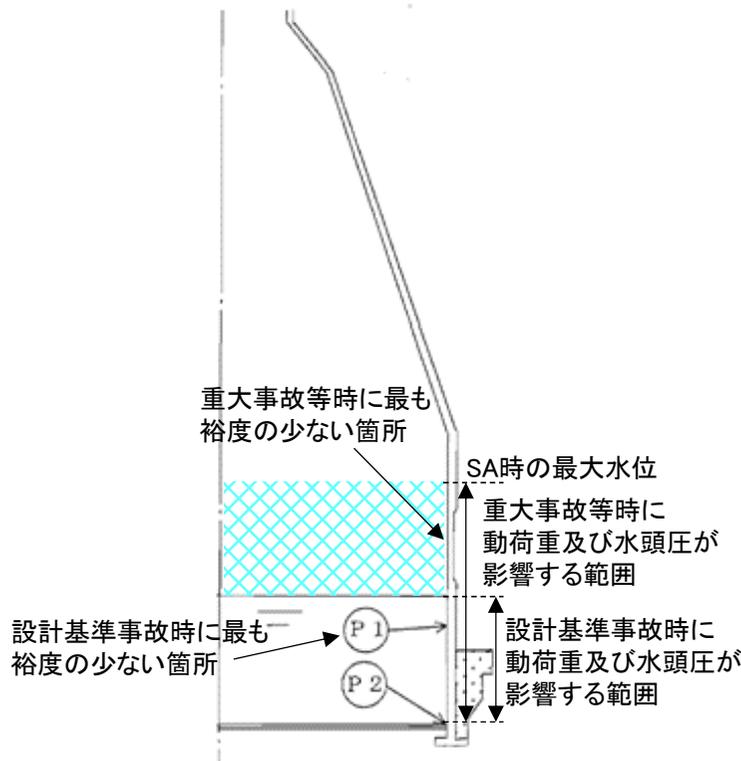


図9 原子炉格納容器本体に生じる動荷重の概要

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℃)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℃)における評価温度)

＜本論点の経緯＞ 万が一に排水配管側が加圧された場合に、配管及び格納容器隔離弁の損傷を防ぐため、念のため自主設備として安全弁を設ける設計としている。

＜コメント⑦＞ 安全弁の吹出し圧力, 吹出し量, 反力について説明すること。

＜ 回 答 ＞ 安全弁の吹出し圧力, 吹出し量, 反力及びそれに伴う影響について示す。

1. 安全弁の設置概要

万が一に排水配管側が加圧された場合に配管及び格納容器外側隔離弁の損傷を防止するため、デブリによる配管内部の流体が膨張し圧力上昇することを想定して念のため安全弁を設ける設計とする。設置する位置について図1に示す。

2. 安全弁の吹出し圧力について

安全弁の吹出し圧力は、PCVバウンダリの限界圧力での健全性確保を考慮し、0.54 MPa とする。

設定においては、弁の作動圧力範囲や水頭圧分を勘案している。

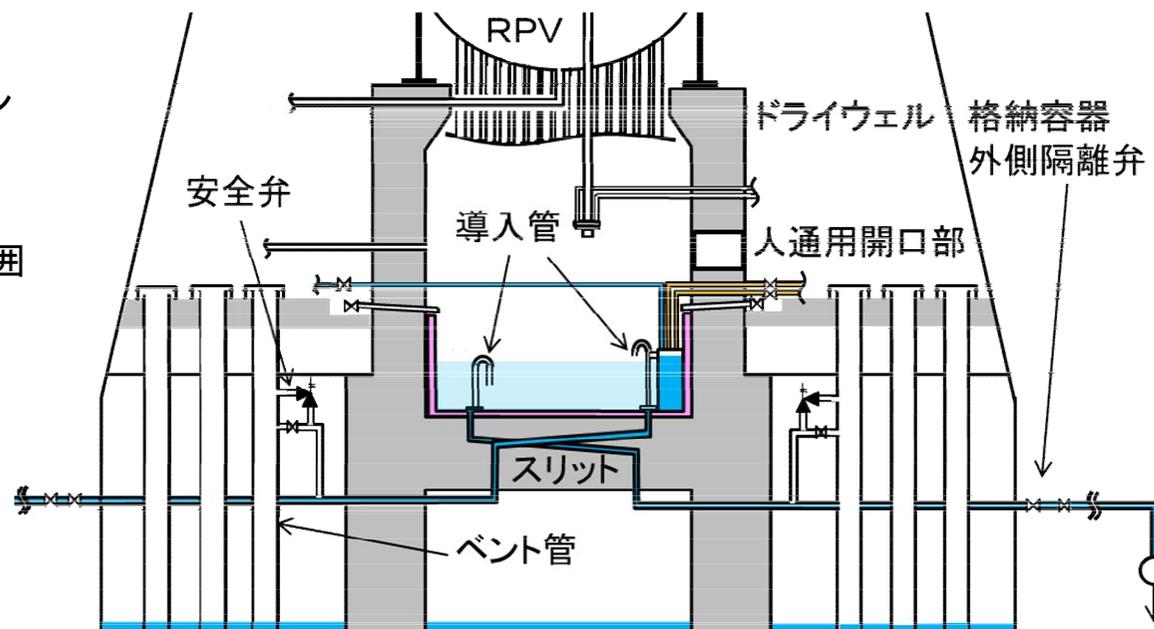


図1 安全弁設置位置

3. 安全弁の吹出し量について

安全弁の吹出し量 : m³/h

排水ラインに内包される液体(水)が満水とした場合に、液体温度が常温から2Pdの飽和条件温度まで上昇した場合の液体の体積膨張は m³ 程度であり、安全弁で十分体積膨張分を逃がすことが可能である。

4. 安全弁のベント管への影響について

① 安全弁内流路における流速

$$V_1 = \sqrt{2gH} = 35.2 \text{ m/s}$$

V_1 : 安全弁内流路流速 [m/s] (図2参照)

g : 重力加速度 9.80665 [m/s²]

H : 圧力 0.62MPa \div 9.80665 = 63.2 [m]

② 安全弁排出ラインにおける流速

$$V_2 = V_1 \times (A_1 / A_2) = \text{} \text{ m/s}$$

V_2 : 安全弁排出ライン流速 [m/s] (図3参照)

A_1 : 安全弁内流路断面積 [m²] (図2参照)

A_2 : 安全弁排出ライン断面積 [m²] (図3参照)

③ 安全弁のベント管への影響(荷重)

$$F = \rho A_2 V_2^2 = \text{} \text{ N}$$

F : 安全弁のベント管への影響(荷重) [N]

ρ : 液体密度 1000 [kg/m³]

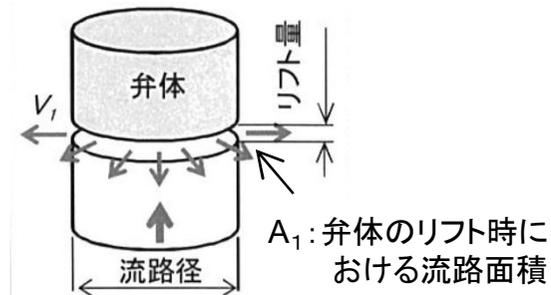


図2 安全弁内流路

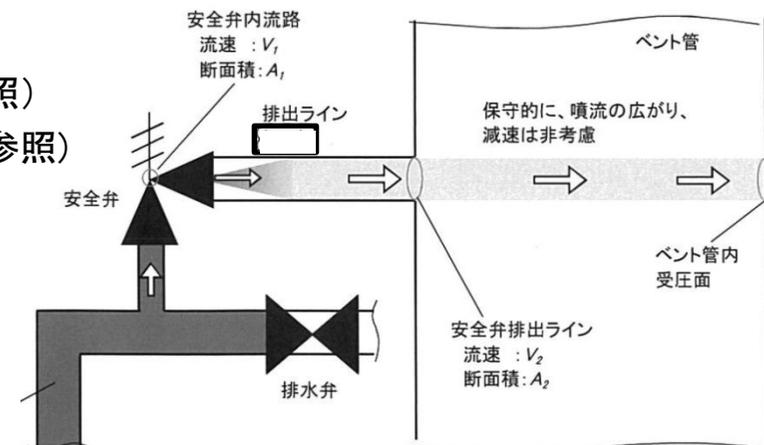


図3 安全弁流路概略図

④ 安全弁の吹出しによるベント管への影響(圧力)

安全弁の吹出しによって発生する噴流によりベント管内面が受ける圧力について、保守的に噴流の広がりや減速は考慮せずに、安全弁排出ラインと同じと仮定した。(図3参照)

・安全弁の吹き出しによりベント管内側が受ける圧力

$$P = F/A_2 = \boxed{} \text{ kPa}$$

P : 噴流による水圧 [Pa]

噴流による圧力はベント管の最高使用圧力173kPaに対して1割以下であり、ベント管への影響は小さい。

なお、本評価では保守的に噴流の広がりや減速を考慮していないが、実際にはベント管内側に到達するまでに流体は減速するとともに、流れが広がり受圧面積が大きくなるため、ベント管の内面が受ける圧力は大幅に小さくなる。また、安全弁が吹出すのは短時間であり、時間的な影響も小さい。

5. 安全弁動作時の吹出し反動力の配管設計への影響について

安全弁動作時の吹出し反動力については、配管解析時の安全弁の自重を入力する質点に吹出し反動力値を入力することで、配管が健全性を確保できるよう設計する。

・飽和蒸気を内包する場合の安全弁動作時における吹出し反動力 F (水平方向)

$$F = W_a \cdot g \cdot \sqrt{\{kT_1 / (k+1)M\}} / 274 \div \boxed{} \text{ [N]}$$

F : 水平方向の反動力 [N] (JIS B8210より)

W_a: 吹出し量 $\boxed{}$ [kg/h]

k : 断熱指数 $\boxed{}$

T₁: 流体の温度 200°C = 473 [K]

M : 流体の分子量 18.02

安全弁の吹出し動作までのイメージ

通常時の格納容器床ドレンサンプの排水ライン

導入管からスリットを經由して原子炉建屋原子炉棟ドレンサンプ設備への流路として機能。【図4】

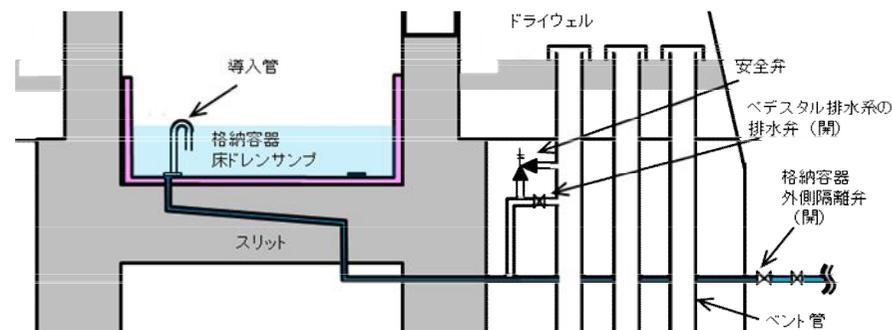


図4 通常時の排水ライン

格納容器隔離信号後の排水ライン

格納容器隔離信号発信により格納容器外側隔離弁閉止，その後格納容器床ドレンサンプに係る注水・排水作業が完了後にベDESTAL排水系の排水弁閉止。【図5】

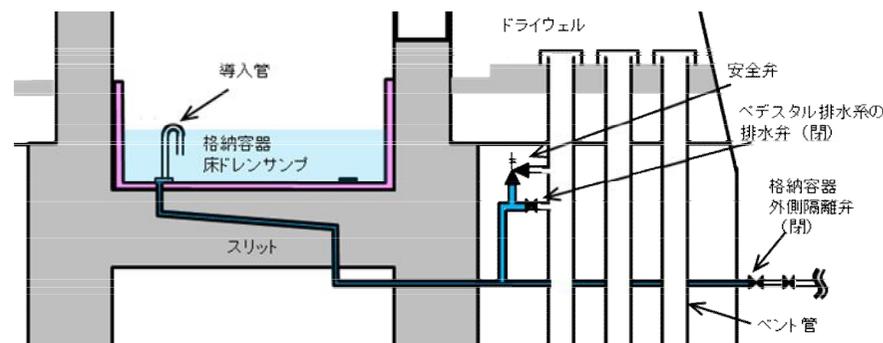


図5 格納容器隔離信号後の排水ライン

デブリによる排水ラインの閉塞

万が一，デブリにより排水流路が閉塞した場合，デブリによる入熱で配管内部の圧力が上昇。【図6】
配管の内包流体は，放熱しながら温度が徐々に上昇し，密度変化により圧力も上昇。

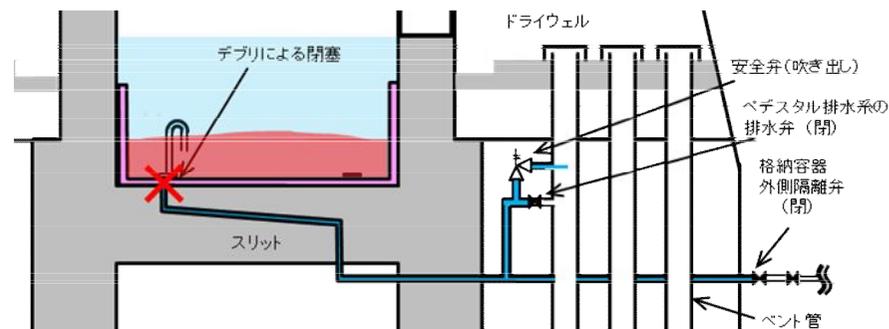


図6 デブリによる排水ラインの閉塞

【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)

第603回(H30.7.19) 審査会合資料抜粋



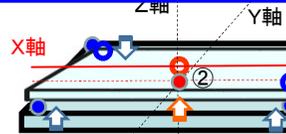
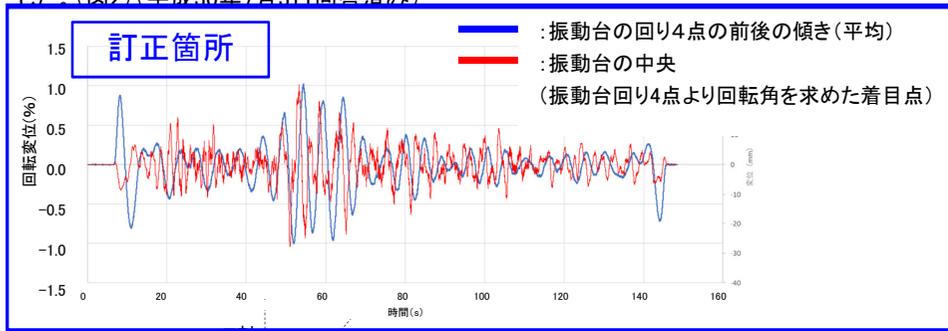
<コメント>

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)



【振動台の動き<回転+鉛直成分>】

- ①X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。
- ピッチング X軸が上昇するのが赤線の鉛直成分

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

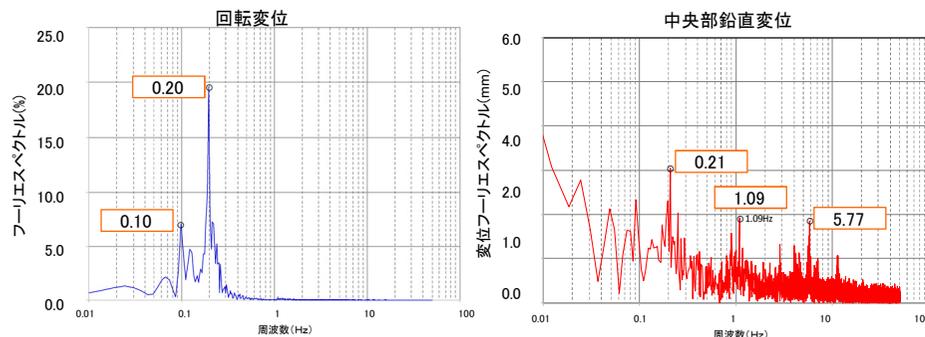
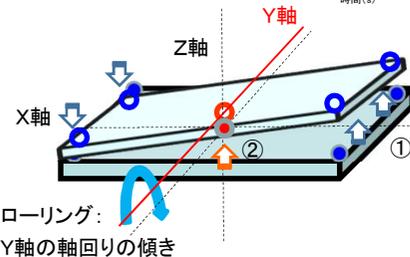
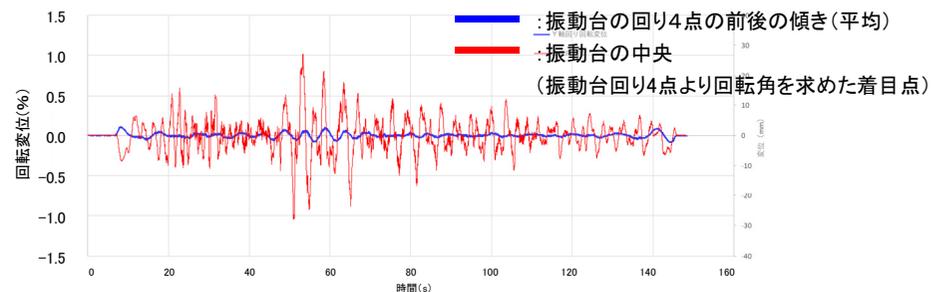


図2 振動台のX軸の回転変位と中央部鉛直変位のフーリエスペクトル

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。



ローリング: Y軸の軸回りの傾き

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Y軸の回転変位と中央部の鉛直変位算出結果

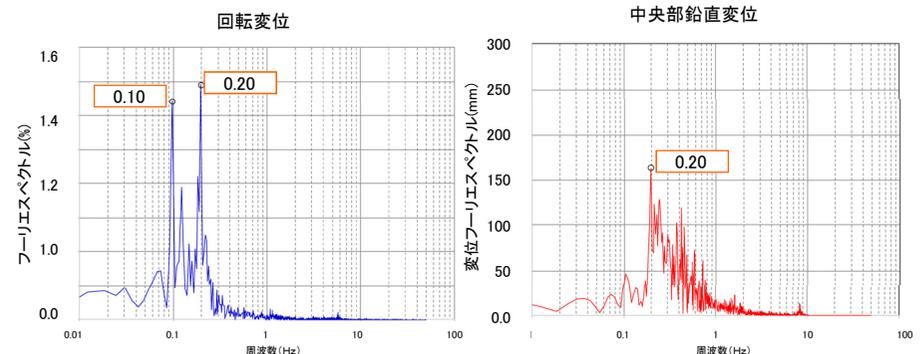
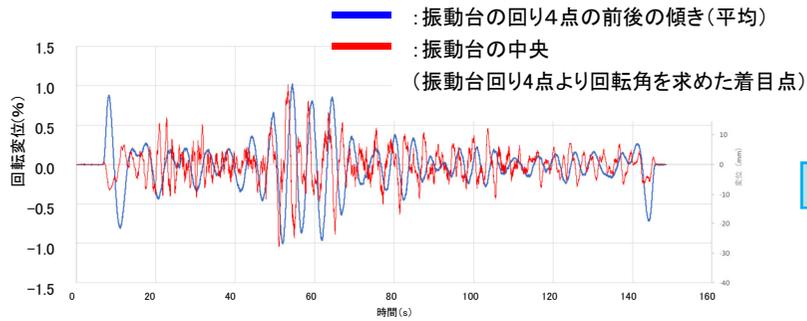


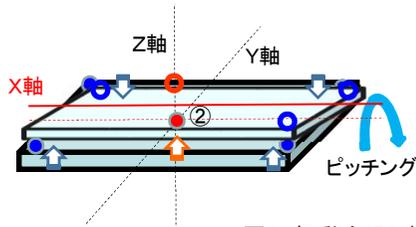
図4 振動台のY軸の回転変位と中央部鉛直変位のフーリエスペクトル

【論点1】 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(7/19資料の訂正)



3方向同時加振ピッチング算出結果
(第603回(H30.7.19)審査会合説明)

訂正前



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

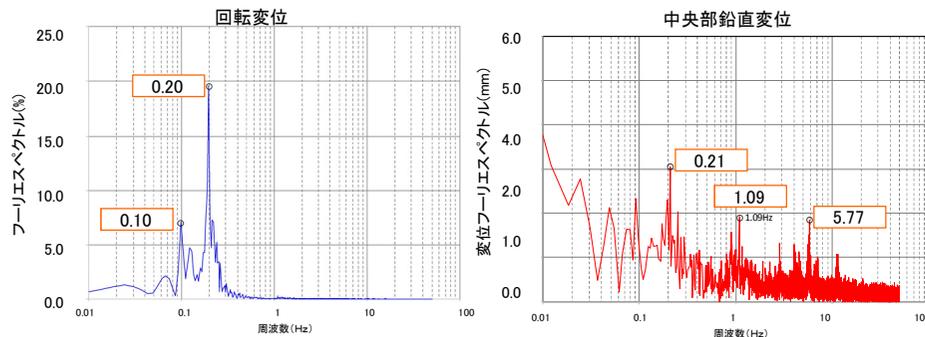
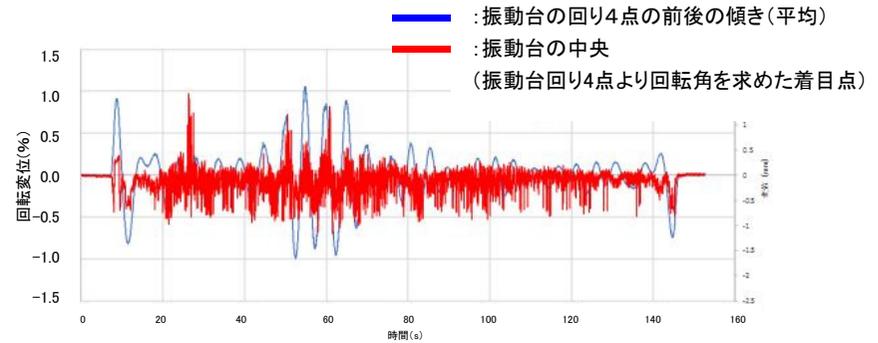


図2 振動台のX軸の回転変位と中央部鉛直変位のフーリエスペクトル



Y方向加振時ピッチング算出結果
(第595回(H30.7.3)審査会合説明)

訂正後

本件の時刻歴波形について、第595回審査会合(7/3)にてご説明していたが、第603回審査会合用(7/19)に新規で説明資料を作成する際に、3方向同時加振時のピッチングデータを取違え作成していた。

フーリエスペクトルの結果(図1, 図2)に変更はなく、ピッチング分析結果全体への影響はない。