

# 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20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)

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
				7/26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)
				完了(7/19)
			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。	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
				7/26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	○
	7	鋼製防護壁の上部・下部構造の接合部の評価	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)
			① 三次元解析(COM3)の評価結果	完了(7/3)
	8	立坑構造物の解析モデル変更	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	○
			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	○
			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。	○
			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	○
	10	地震観測記録を踏まえた耐震評価への影響	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	○
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)	
11	機器の動的機能維持評価(弁の高振動数領域の考慮)	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	○	
		① 高振動数領域まで考慮した評価結果	完了(7/3)	
12	降下火砕物に対する建屋の健全性	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)	
		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)	
外部事象	12	② 3次元FEM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)	
		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對し、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)	
機械設計	13	SA時の強度評価における設計方針	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	
			7/26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)	○
			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	完了(7/3)
	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asket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	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)		

分類	論点		コメント内容		審査会合	
					7/26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	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	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	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
					7/26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)

【論点6】 設置変更許可段階で示したFLIP解析用液状化強度特性の代表性及び網羅性（1/3） 

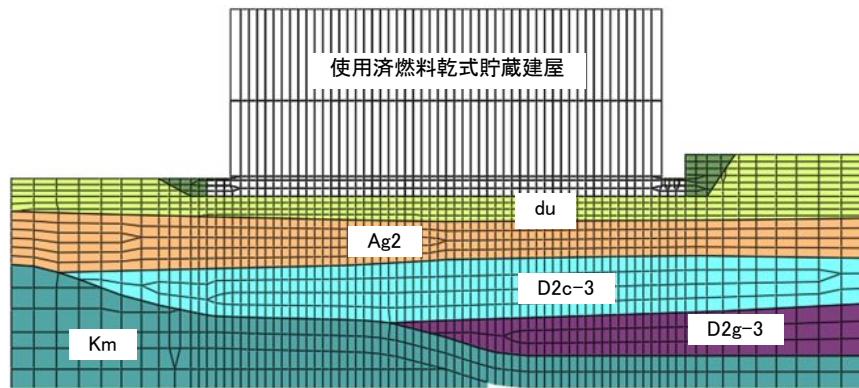
＜本論点の経緯＞

第595回審査会合（平成30年7月3日）においては、使用済燃料乾式貯蔵建屋を個別の評価対象とした根拠について整理し、使用済燃料乾式貯蔵建屋設置位置の液状化強度特性（試験位置の代表性）について説明した。

当該説明結果について以下のご指摘をいただいた。

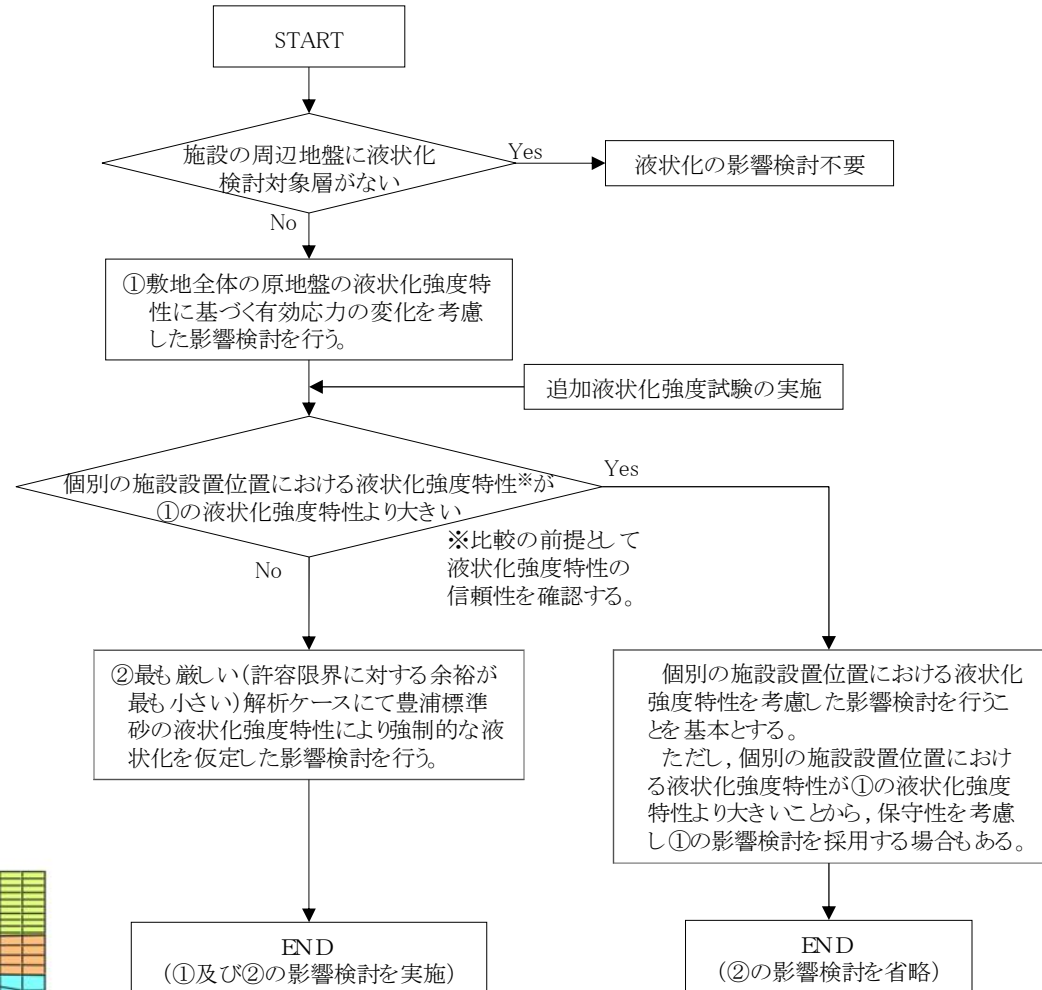
＜コメント＞

1. 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。
2. 使用済燃料乾式貯蔵建屋及び緊急時対策所建屋は、豊浦標準砂の液状化強度特性により強制的に液状化させることを仮定した検討（ただし、使用済燃料乾式貯蔵建屋設置位置のD2g-3層、Ag2層は原地盤物性とする）について耐震計算書に記載すること。



NS断面

施設毎の液状化影響検討の組合せの設定フロー



屋外重要土木構造物及び津波防護施設は、敷地の広い範囲に亘って設置されること及び構造物数が多いことから、敷地全体の原地盤の液状化強度特性①による評価と豊浦標準砂の液状化強度特性②による評価を実施する。

使用済燃料乾式貯蔵建屋については、その設置位置での液状化強度特性に基づき「敷地全体の原地盤の液状化強度特性」を設定した地層は、その液状化強度特性を用いる。（当該地層に「豊浦標準砂の液状化強度特性」は仮定しない。）

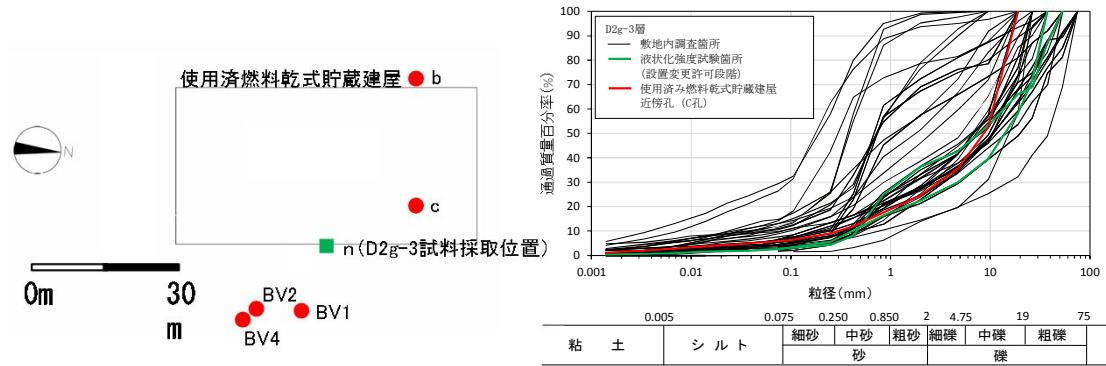
【論点6】 設置変更許可段階で示したFLIP解析用液状化強度特性の代表性及び網羅性（2 / 3）  
 （D2g-3層の液状化強度特性（試験位置の代表性））



<コメント1に対する回答>

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、N値及び粒度分布を整理した。

- D2g-3層の分布深度は、概ねG. L. -17m～G. L. -25m程度に分布する。
- 液状化強度試験用の供試体を取得したコア（■）付近について、ボーリング（●）のコア観察記録では、数mmから数十mmの礫を含む砂礫層であり、標準貫入試験結果では、概ねN値が50以上の強固な地層であることを確認した。
- また、液状化強度試験用の供試体を取得したコア（■）とその周辺のボーリングc孔の粒度分布は同様であることを確認した。
- 以上より、当該建屋付近のD2g-3層の地質的性状に大きな差異がないことから、建屋直下で取得したD2g-3層の液状化強度特性は当該建屋付近の液状化強度特性として代表性を有するものと判断される。



液状化強度試験箇所と周辺ボーリング孔の分布位置図

液状化強度試験箇所と周辺ボーリングc孔の粒度分布比較図

使用済み燃料乾式貯蔵建屋近傍調査孔及び液状化強度試験箇所（設置変更許可申請段階D2g-3層）

孔番		b		c		BV1		BV2		BV4	
D2g-3層 確認深度	上端	G. L. -22. 85m		G. L. -21. 15m		G. L. -17. 90m		G. L. -17. 64m		G. L. -17. 25m	
	下端	G. L. -23. 20m		G. L. -25. 22m		G. L. -22. 10m		G. L. -21. 90m		G. L. -21. 91m	
柱状図記載内容		<ul style="list-style-type: none"> <li>• 礫は5～30mm亜角礫</li> <li>• 礫種は、砂岩、粘板岩、花崗岩類</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>• 基質は粗砂の砂礫</li> <li>• 礫は10～60mmの亜円礫～亜角礫</li> <li>• 礫種は、砂岩、粘板岩、ひん岩、チャートと多種</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>• 基質は淘汰不良な細～粗砂であり、粘土分を含む</li> <li>• G. L. -21. 50m付近は礫分少ない</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>• 基質は細～粗砂を主体とし、全体に淘汰不良</li> <li>• 礫は2～60mmの亜円～亜角礫</li> <li>• 礫種は、砂岩、粘板岩、花崗岩からなる</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>• シルト混じり砂礫</li> <li>• 基質は細～粗砂を主体とし、全体に淘汰不良</li> <li>• 礫種は、砂岩、粘板岩、花崗岩からなる5～70mm大の亜円～亜角礫</li> </ul>	
標準貫入試験深度 及びN値		G. L. -23. 10m	N=167 <sup>注)</sup>	G. L. -21. 15m	N=68 <sup>注)</sup>	G. L. -18. 15m	N=88 <sup>注)</sup>	G. L. -18. 15m	N=75 <sup>注)</sup>	G. L. -18. 15m	N=65 <sup>注)</sup>
				G. L. -22. 15m	N=83 <sup>注)</sup>	G. L. -19. 15m	N=83 <sup>注)</sup>	G. L. -19. 15m	N=60 <sup>注)</sup>	G. L. -19. 10m	N=150 <sup>注)</sup>
				G. L. -23. 15m	N=68 <sup>注)</sup>	G. L. -20. 15m	N=125 <sup>注)</sup>	G. L. -20. 15m	N=214 <sup>注)</sup>	G. L. -20. 15m	N=60 <sup>注)</sup>
				G. L. -24. 15m	N=35	G. L. -21. 15m	N=31	G. L. -21. 15m	N=50	G. L. -21. 15m	N=100 <sup>注)</sup>

注) 打撃回数50回において、貫入長が300mm未満の標準貫入試験箇所は次式によりN値を算出した。

$$\text{換算N値} = \frac{300\text{mm}}{\text{打撃回数50回における打込み長(mm)}} \times 50$$



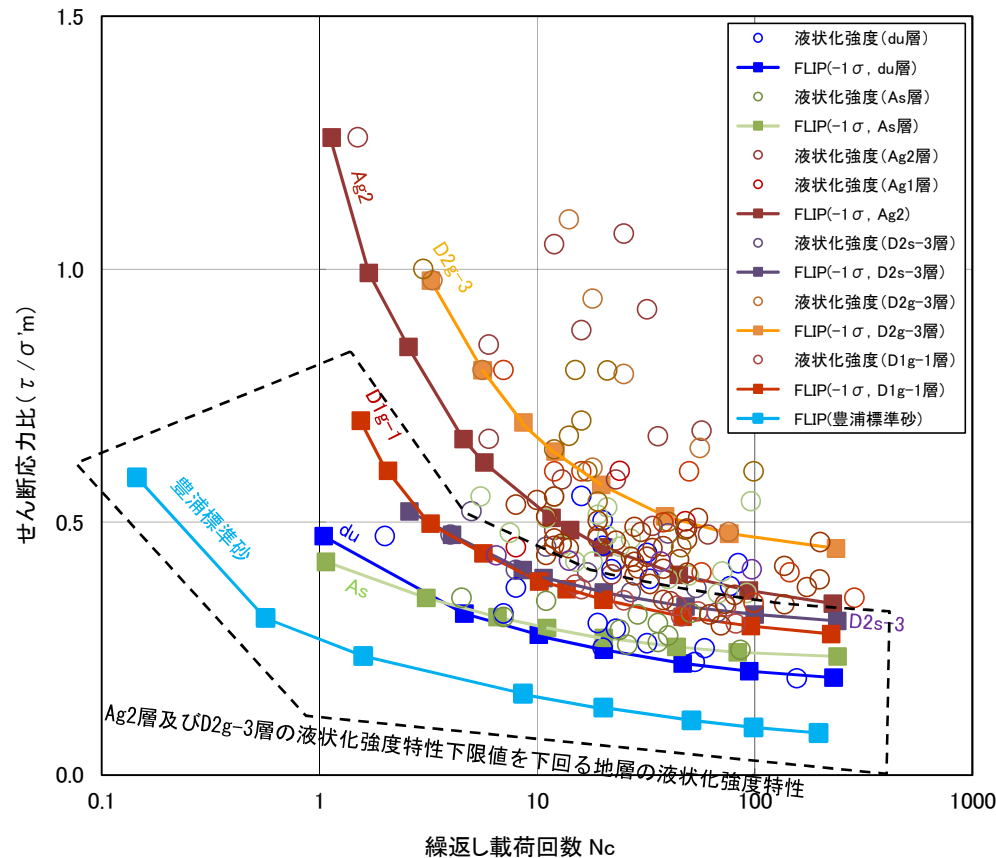
【論点6】 設置変更許可段階で示したFLIP解析用液状化強度特性の代表性及び網羅性（3 / 3）  
 （使用済燃料乾式貯蔵建屋の個別評価）



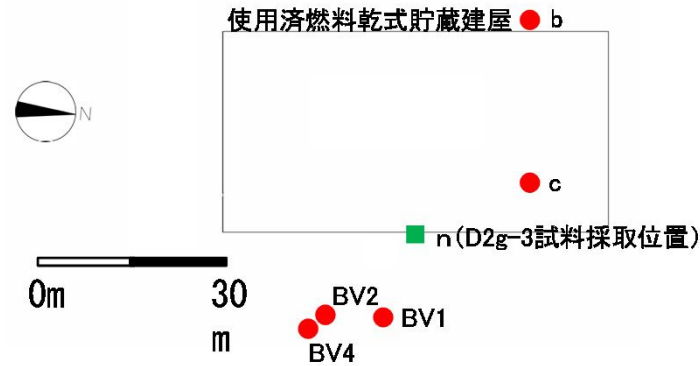
<コメント2に対する回答>

使用済燃料乾式貯蔵建屋及び緊急時対策所建屋は、豊浦標準砂の液状化強度特性により強制的に液状化させることを仮定した検討（ただし、使用済燃料乾式貯蔵建屋設置位置のD2g-3層、Ag2層は原地盤物性とする）について耐震計算書に記載する。

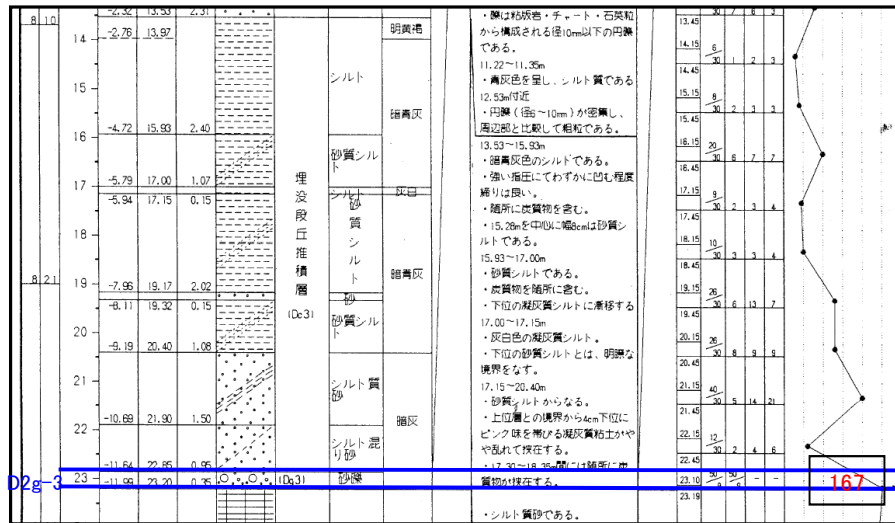
使用済燃料乾式貯蔵建屋の個別の評価対象として、豊浦標準砂の液状化強度特性により強制的に液状化させることを仮定した検討の場合は、Ag2層及びD2g-3層の液状化強度特性について、Ag2層及びD2g-3層の液状化強度特性下限値を更に下回る原地盤の地層の液状化強度特性を用いた検討を行う。（例：Ag2層及びD2g-3層の両砂礫層に対して、砂層（As層）の液状化強度特性を用いる）



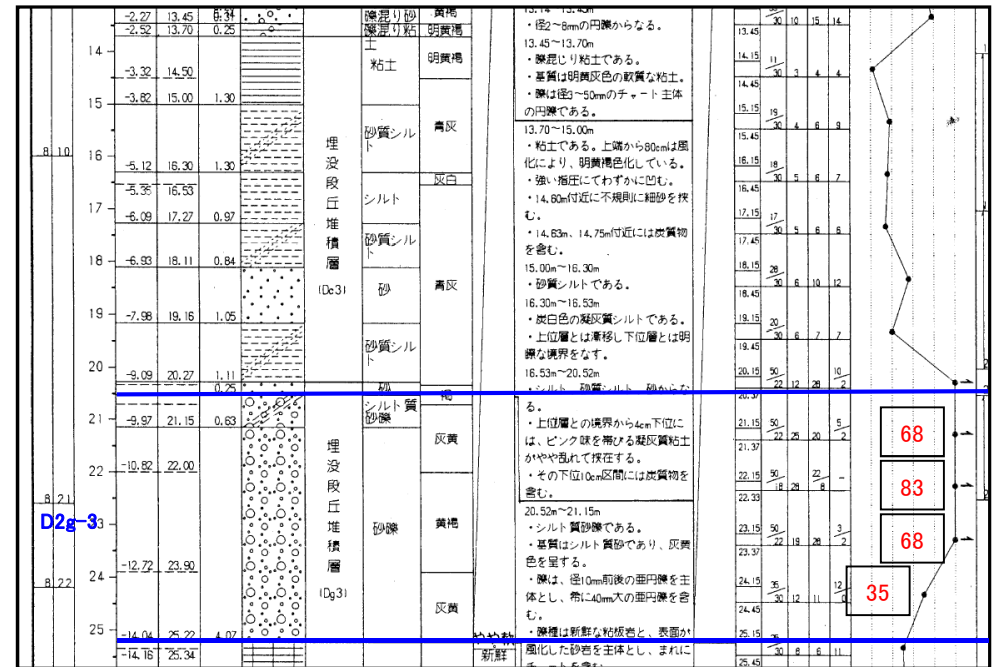
液状化強度特性の比較



使用済み燃料乾式貯蔵建屋近傍調査孔及び液状化強度試験箇所（D2g-3層）

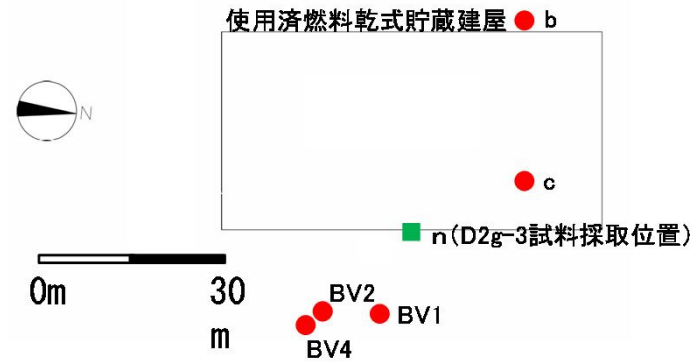


b孔の柱状図（D2g-3層の深度付近）

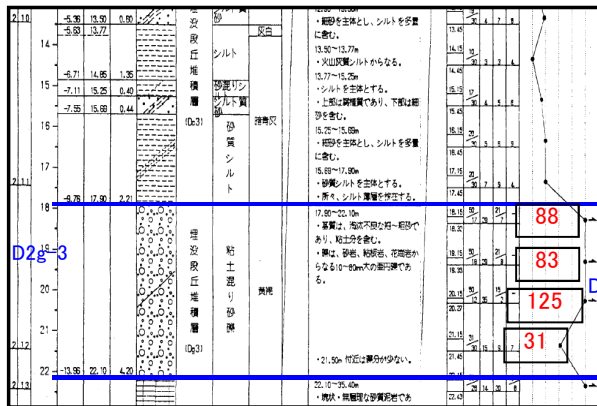


c孔の柱状図（D2g-3層の深度付近）

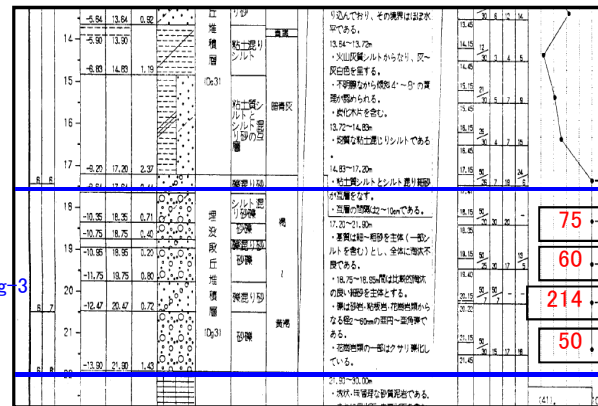
$$\text{換算N値} = \frac{300\text{mm}}{\text{打撃回数50回における打込み深度 (mm)}} \times 50$$



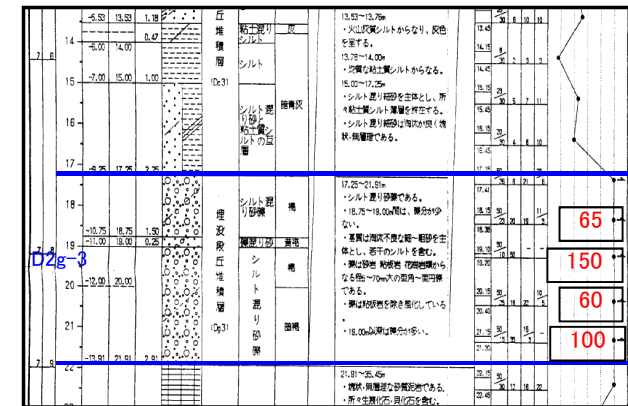
使用済み燃料乾式貯蔵建屋近傍調査孔及び液状化強度試験箇所 (D2g-3層)



BV1孔の柱状図 (D2g-3層の深度付近)



BV2孔の柱状図 (D2g-3層の深度付近)



BV4孔の柱状図 (D2g-3層の深度付近)

$$\text{換算N値} = \frac{300\text{mm}}{\text{打撃回数60回における打込み深度 (mm)}} \times 50$$

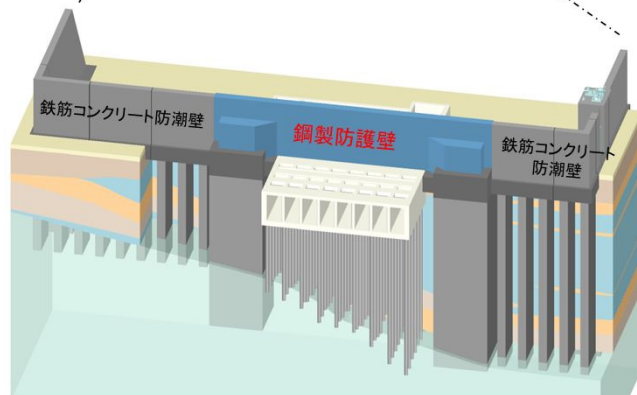
## 【論点7】 鋼製防護壁の上部・下部構造の接合部の評価（1 / 6）

### ＜本論点の経緯＞

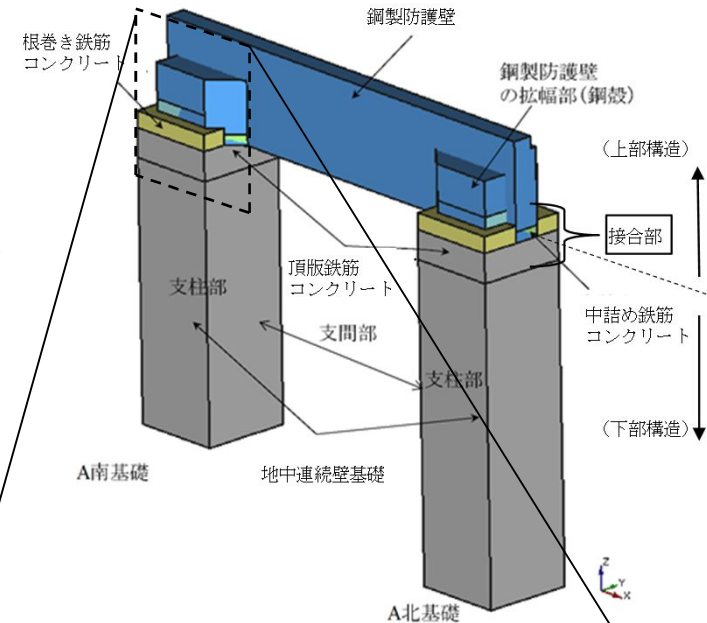
第595回審査会合（平成30年7月3日）において、鋼製防護壁接合部の3次元解析結果について説明した。

### ＜コメント＞

- ・ 鋼製防護壁の各基準類に基づく部材毎の設計による照査結果と3次元解析（COM3）による部材毎の照査結果を整理し、直接定着式アンカーボルトの鋼製防護壁への適用性及び設計方法の妥当性を確認すること。
- ・ 設計荷重を超える荷重に対しては、荷重の伝達メカニズムや3次元挙動について考察し、十分な靱性を有することの確認結果を説明すること。



防潮堤鳥瞰図



鋼製防護壁の構造図

荷重条件：接合部への負担が厳しくなるT.P.+24 m津波と余震の重畳時

鋼製防護壁のモデル化及び作用荷重のイメージ

## 【論点7】 鋼製防護壁の上部・下部構造の接合部の評価（2 / 6）



### <各基準類に基づく設計による照査結果と3次元解析(COM3)による照査結果の整理>

- 各基準類に基づく設計による照査結果と3次元解析(COM3)による照査結果は、全ての部材について照査値が1.0以下であり、許容値を満足していることを確認した。
- 設計荷重による6成分の荷重が同時に接合部へ作用した場合においても、直接定着式アンカーボルトが負担する応力が弾性範囲の許容値以内に収まることを3次元解析(COM3)より確認したことで、直接定着式アンカーボルトの鋼製防護壁への適用性を確認した。
- 各部材の設計は各基準類に基づき部材毎に行うものであるのに対し、3次元解析(COM3)では構成部材が一体となった3次元構造モデルについて、6成分の設計荷重を同時に作用させた場合の3次元挙動を確認した。その結果、全ての部材が弾性範囲の許容値以内に収まっていることを確認したことで、接合部の部材毎の各基準類に基づく設計方法の妥当性を確認した。

3次元解析(COM3) \*1による設計荷重に対する接合部の設計方法の妥当性の確認結果

	部 位	照査項目	許容限界 N/mm <sup>2</sup>	最大発生応力度 *2 N/mm <sup>2</sup>	照査値 *2 (発生応力度 / 許容限界)	判 定	
引抜き力 (Mx, My, N)	アンカー ボルト	曲げ軸応力	355	126 (321)	0.36 (0.91)	OK	
		引抜き力	6	2.4 (5.3)	0.40 (0.89)	OK	
		コーンせん断力 (せん断補強筋の引張応力)	339.9	125 (167)	0.37 (0.50)	OK	
水平力 (Sx, Sy)	頂版鉄筋 コンクリート及び 中詰め鉄筋 コンクリート	鉄筋応力(鉛直筋) (水平回転モーメントによる引張応力)	478.5	362 (211)	0.76 (0.45)	OK	
		頂版鉄筋 コンクリート	コンクリート応力 (圧縮応力)	32	27 (10)	0.85 (0.32)	OK
			鉄筋応力(せん断補強筋) (水平力によるせん断応力)	339.9	316 (- *3)	0.93 (- *3)	OK
	鉄筋応力(フープ筋) (水平回転モーメントによるせん断応力)		478.5	315 (447)	0.66 (0.94)	OK	
	中詰め鉄筋 コンクリート	コンクリート応力 (圧縮応力)	32	16	0.50	OK	
		鉄筋応力(せん断補強筋) (水平力によるせん断応力)	339.9	167 (299)	0.50 (0.88)	OK	
		鉄筋応力(フープ筋) (水平回転モーメントによるせん断応力)	478.5	345 (334)	0.73 (0.70)	OK	
	水平回転モーメント (Mz)						

\*1: 3次元解析(COM3)は6成分の設計荷重が同時に接合部へ作用した場合の解析である。

\*2: 上段は、設計荷重に対する3次元解析(COM3)に基づく照査値であり、下段の( )内は、部材毎の設計荷重に対する各基準類に基づく照査値である。

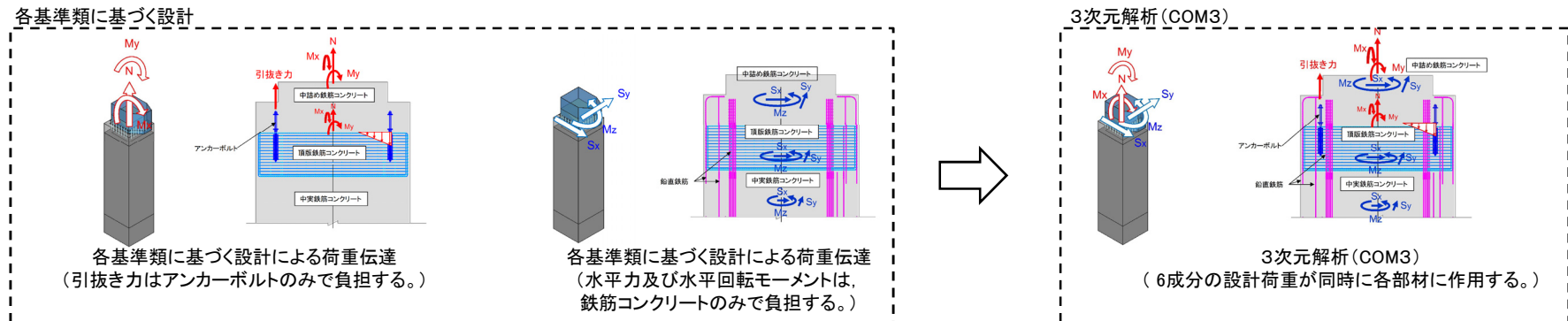
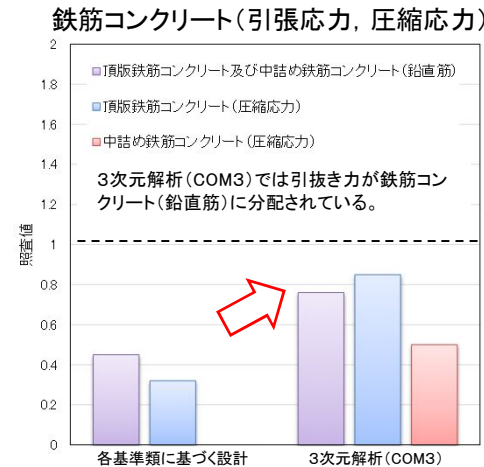
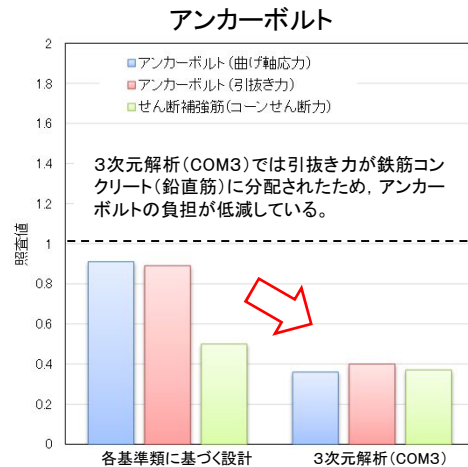
\*3: コンクリートのみでせん断力を負担できるため、「コンクリート標準示方書[構造性能照査編]」に基づき最小鉄筋量を配置する。

# 【論点7】 鋼製防護壁の上部・下部構造の接合部の評価 (3 / 6)



＜各基準類に基づく設計による照査結果と3次元解析(COM3)による照査結果の整理＞

- アンカーボルトは「鋼構造物設計基準(名古屋高速道路公社)」に基づき設計を行ったのに対し、3次元解析(COM3)では構成部材が一体となった3次元モデルでより詳細な解析を行った結果、アンカーボルトについては3次元解析(COM3)による照査結果の方が、各基準類に基づく設計での評価よりもアンカーボルトの安全余裕が大きいことが判明した。これは、接合部に対する引抜き力が主に鉛直筋(D51)に分配され、アンカーボルトの荷重負担が低減されるメカニズムによるものである。



各基準類に基づく設計による照査結果と3次元解析(COM3)による照査結果の比較図

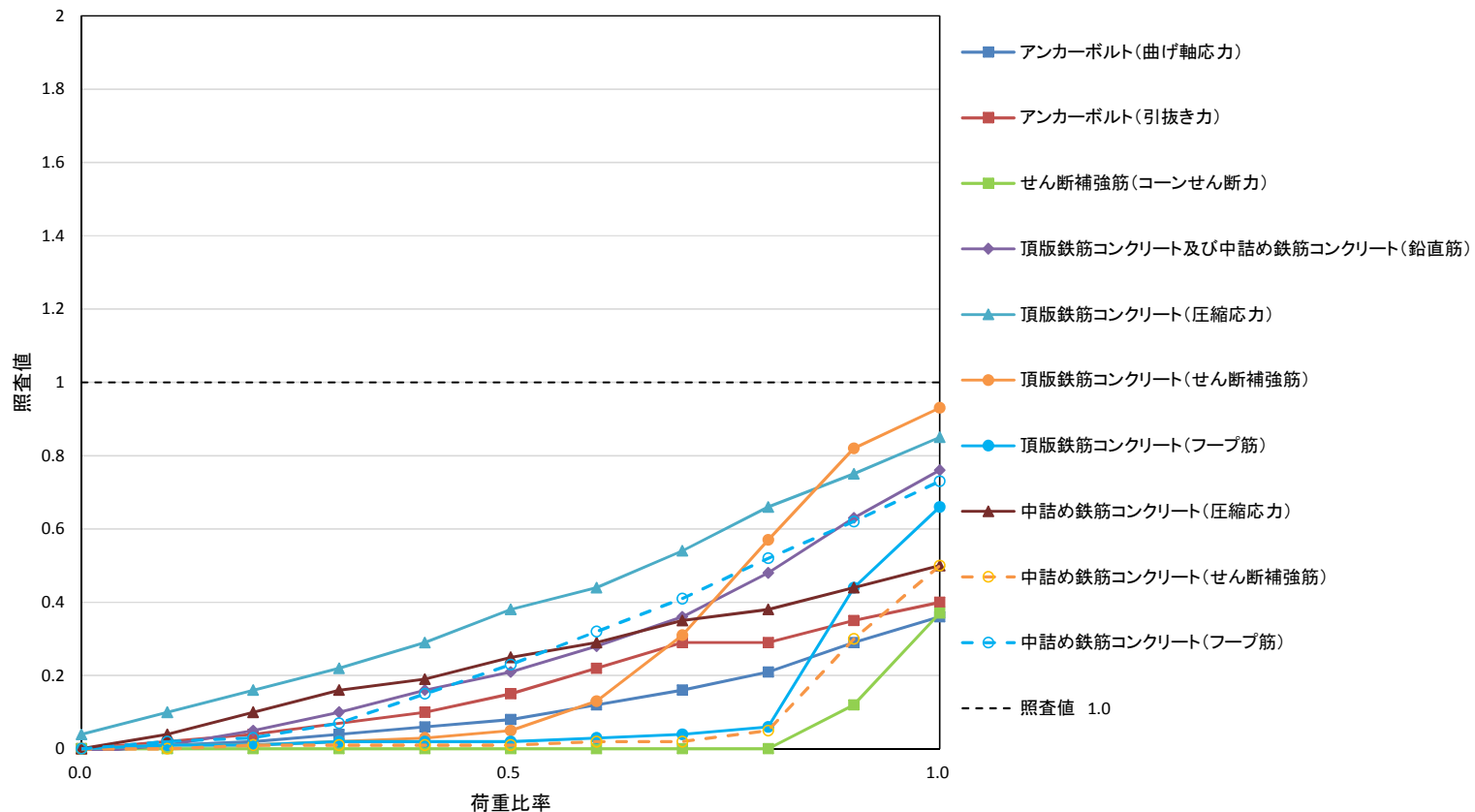
## 【論点7】 鋼製防護壁の上部・下部構造の接合部の評価（4 / 6）



### ＜荷重の伝達メカニズム及び3次元的挙動＞

- 頂版鉄筋コンクリート(せん断補強筋)が主に負担している荷重は、荷重比率0.8以降において頂版鉄筋コンクリート(フープ筋)及び中詰め鉄筋コンクリート(せん断補強筋)に分配されている。
- 荷重比率0.7程度までは接合部の引抜き力を主にアンカーボルトで負担しているが、荷重比率0.7程度以降は主に頂版鉄筋コンクリート及び中詰め鉄筋コンクリートの鉛直筋(D51)が負担するよう、適切に負担荷重が分配されている。
- 荷重比率1.0(設計荷重)において、全ての部材の照査値が1.0以下となっている。すなわち、全ての部材の発生応力が許容限界以下である。

3次元解析(COM3)による解析結果(照査値と荷重比率との関係)



\* : 荷重比率: 設計荷重を1とした場合の比率

\* : 荷重比率1.0の時点で最も照査値が大きい各部材要素の照査値の変遷

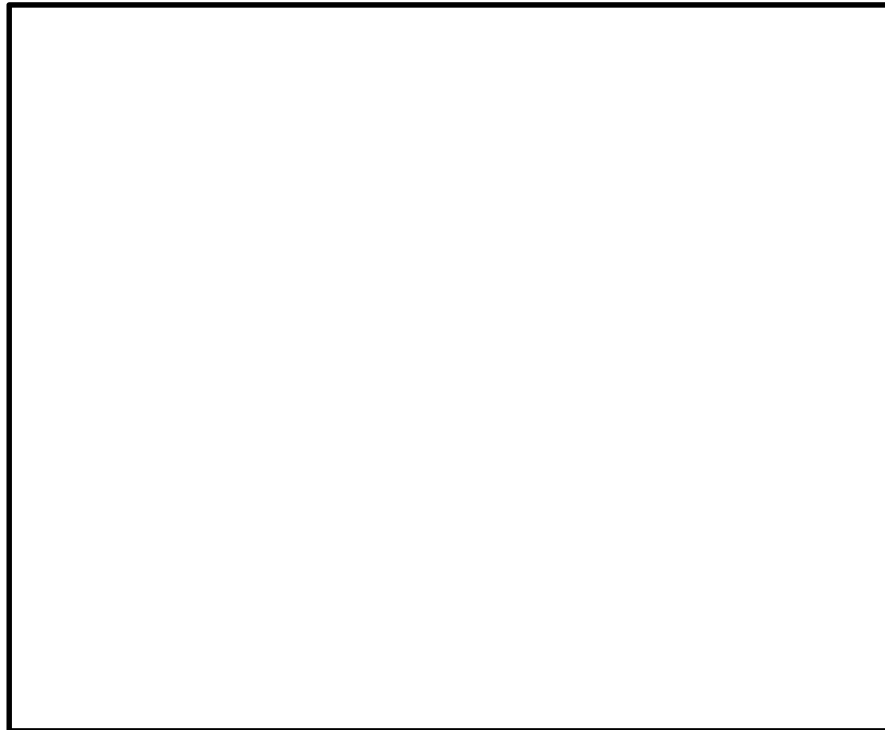
## 【論点7】 鋼製防護壁の上部・下部構造の接合部の評価（5 / 6）



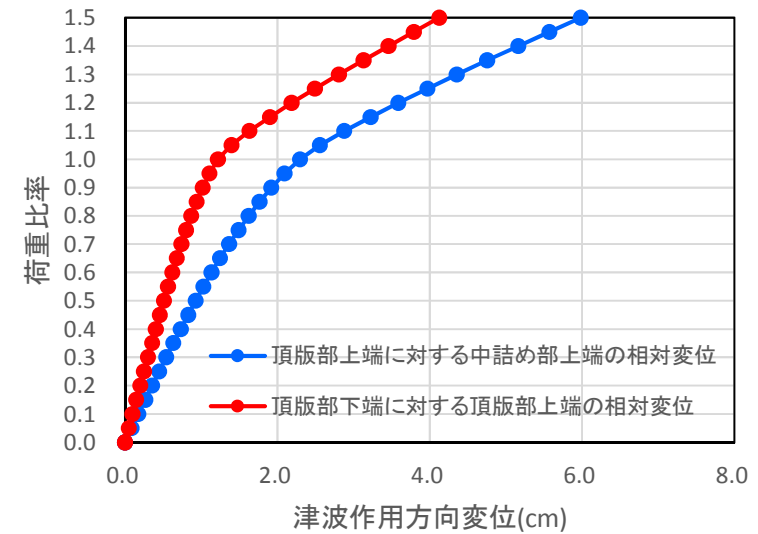
<設計荷重を超える荷重の载荷に対して、十分な靱性があることの確認>

- 設計荷重を超える荷重を载荷した場合においても、耐荷性能を保持している構造であることを3次元解析(COM3)により確認した。

津波作用方向変位抽出位置



荷重比率と津波作用方向変位の関係





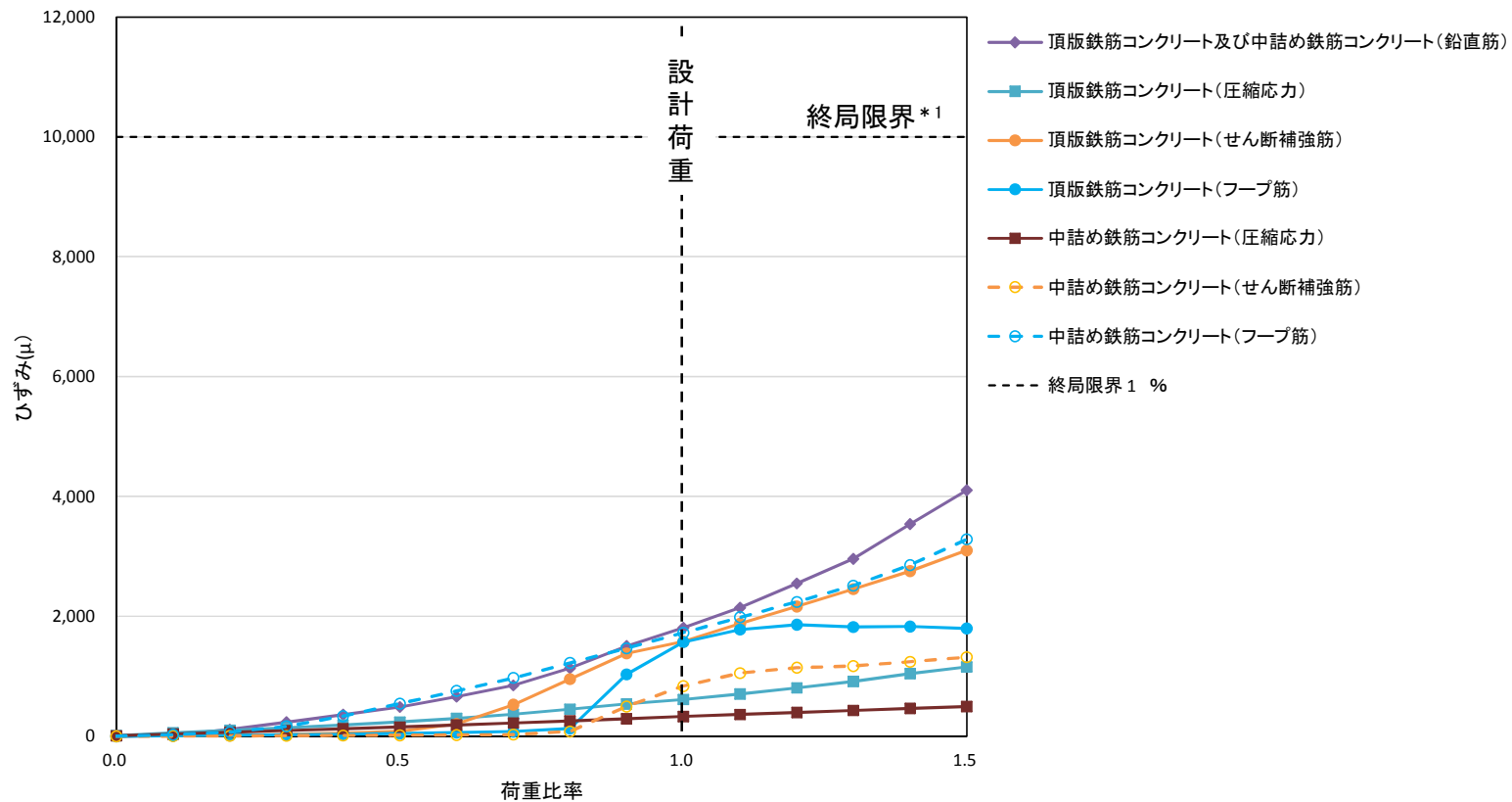
## 【論点7】 鋼製防護壁の上部・下部構造の接合部の評価（6 / 6）



<設計荷重を超える荷重の载荷に対して、十分な靱性があることの確認>

- 各鉄筋コンクリート部材について、3次元解析(COM3)によりひずみと荷重比率の関係を確認した。
- 設計荷重を超える荷重を仮想した場合、全ての部材の最大局所ひずみが終局限界に対して十分な余裕のある範囲内であることを確認した。
- 以上により、設計荷重を超える荷重を仮想した場合においても、全ての部材が終局限界以下であることから、これらの部材が一体となった3次元構造として十分な靱性があることを確認した。

ひずみと荷重比率との関係



\*1:「コンクリート標準示方書」では鉄筋のひずみ硬化開始ひずみ1% (10,000  $\mu$ )、「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル」ではコンクリートの圧縮縁ひずみ1% (10,000  $\mu$ )

【論点9】 原子炉建屋基礎盤の耐震評価(1/13)  
コメントリスト



No.	コメント	回答
1	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。	「補足-370-12原子炉建屋基礎盤の耐震性評価に関する補足説明」に反映。
2	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。	地震荷重の見直し及びせん断力分配解析の見直しによる影響が大きいことを確認した。
3	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。	せん断終局強度を適用するにあたり、材軸直交方向の応力再配分を考慮した応力平均化を行う。
4	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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・材軸直交方向に応力平均化を考慮することでRC-N短期許容応力度以下となることから、Sクラスの機器・配管系に対する支持機能への影響しないことを確認した。</li> <li>・設計方針を「V-2-1-9機能維持の基本方針」、「V-2-9-3-4_原子炉建屋基礎盤の耐震性についての計算書」に反映する。</li> </ul>

【論点9】 原子炉建屋基礎盤の耐震評価(2/13) コメントNo.2  
概要



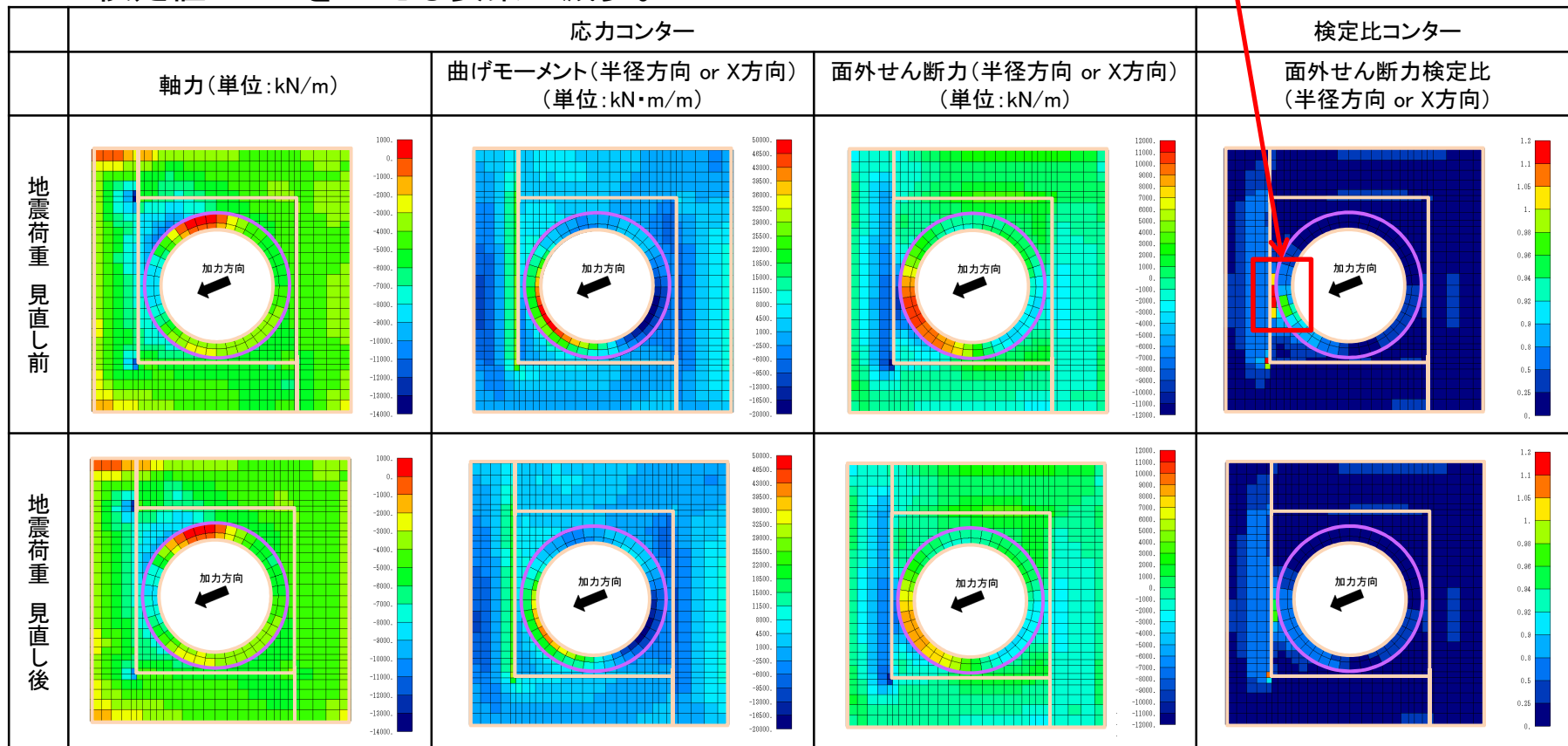
<コメント>

前回の審査会合からの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。

<地震荷重見直し前後の比較(Ss-31, 水平2方向+鉛直方向※)>

- ✓地震荷重の見直しにより、基礎盤に生じる応力が減少。
- ✓特に、シェル壁周辺の応力が低下。
- 検定値が1.0をこえる要素が減少。

面外せん断力検定比が大きい場所を拡大（次頁）



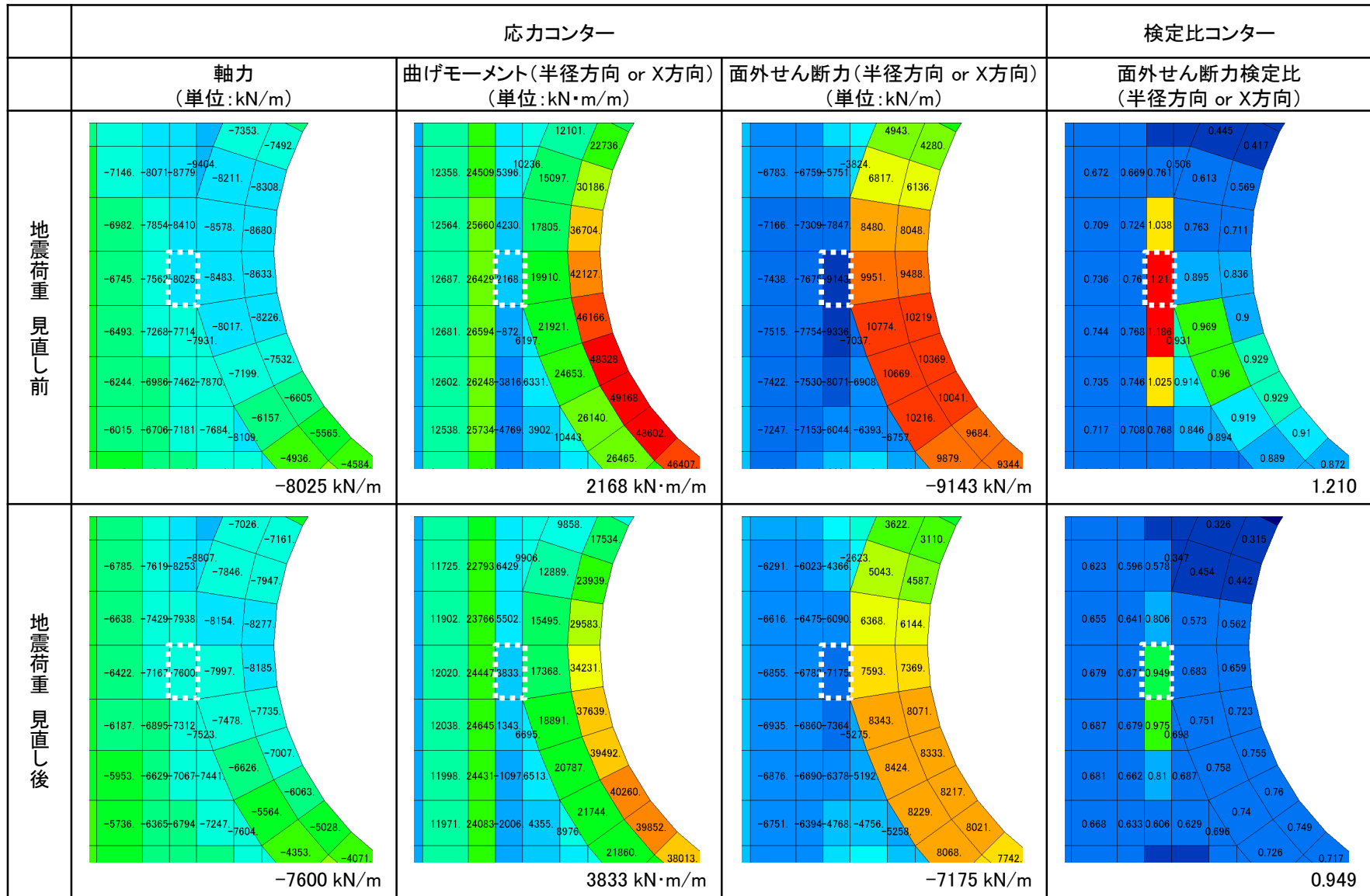
※人工岩盤考慮しない、応力平均化前の荒川mean式による評価

【論点9】 原子炉建屋基礎盤の耐震評価(3/13) コメントNo.2  
概要



<地震荷重見直し前後の比較(Ss-31, 水平2方向+鉛直方向)>

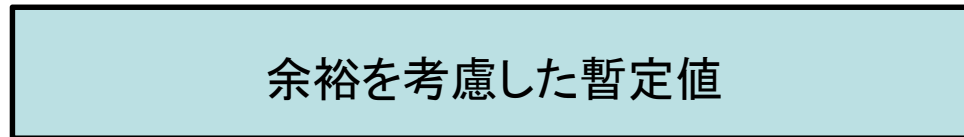
面外せん断力検定比が大きい場所を拡大 (検定比が1を超えるのは1メッシュ (白枠部))



- 地震応答解析の結果に基づき建屋全体の地震荷重を設定し、せん断力分配解析に基づき各壁に作用する地震荷重を設定する。
- 第572回審査会合(5月27日)以降、下記①～③の変更を行った。

①地震荷重設定

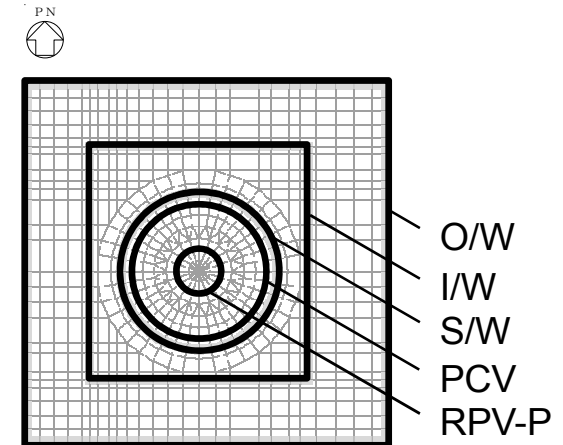
見直し前  
(2018.5.17  
審査会合)



見直し後  
(2018.7.3  
審査会合)



3～10%



②地震荷重の分配率の変更

見直し前  
(2018.5.17  
審査会合)

O/W (0.47)	I/W (0.29)	S/W (0.24)
---------------	---------------	---------------

見直し後  
(2018.7.3  
審査会合)

O/W (0.52)	I/W (0.30)	S/W (0.18)
---------------	---------------	---------------

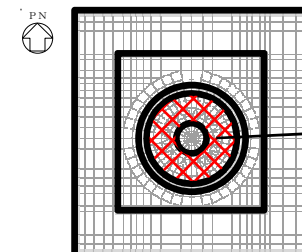
※()内はSs-31(EW方向)による地震荷重(せん断力)

シェル壁の剛性にPCV, RPV-Pの剛性を加算して設定。結果としてシェル壁の分担が大きくなっていった。

外部ボックス壁, 内部ボックス壁及びシェル壁のそれぞれの剛性に基づくせん断力分配比率(既工認における分配比率)を適用。

③逃がし安全弁作動時荷重の追加

サプレッションプール部に対して、逃がし安全弁作動時荷重を考慮。



正圧: 86.3 kPa  
 負圧: -40.3 kPa

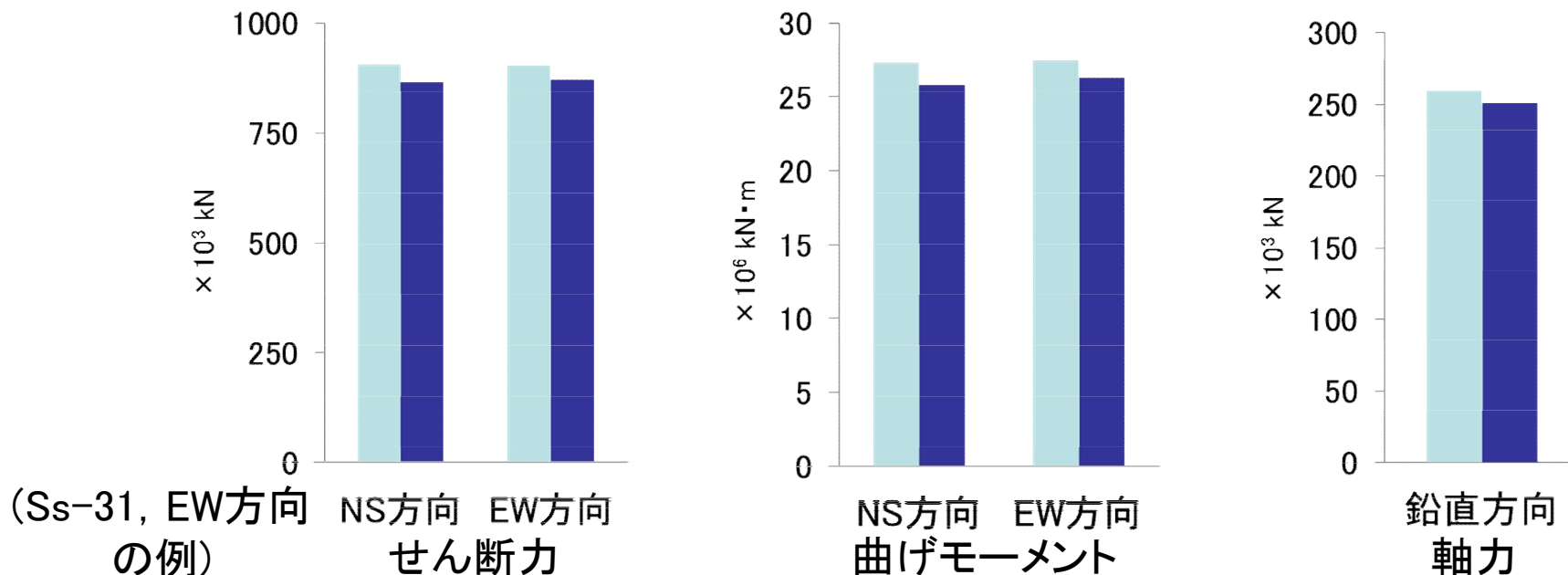
【論点9】 原子炉建屋基礎盤の耐震評価(5/13) コメントNo.2  
 変更点の整理①地震荷重設定



- ・耐震壁から原子炉建屋基礎盤に作用する地震荷重(建屋全体の合計)について、余裕を考慮した暫定値から地震応答解析に基づく確定値に見直した。
- ✓見込んでいた余裕分(約3~5%)原子炉建屋基礎盤に作用する地震荷重が低減した。
- ✓なお、地震応答解析に基づく確定値には、地盤物性のばらつきを考慮しており保守性を有する。

	せん断力 ( $\times 10^3$ kN)		曲げモーメント ( $\times 10^6$ kN・m)		軸力 ( $\times 10^3$ kN)
	NS	EW	NS	EW	
見直し前	905	904	27.3	27.5	260
見直し後	866	870	25.8	26.3	251
後/前	0.96	0.96	0.95	0.96	0.97

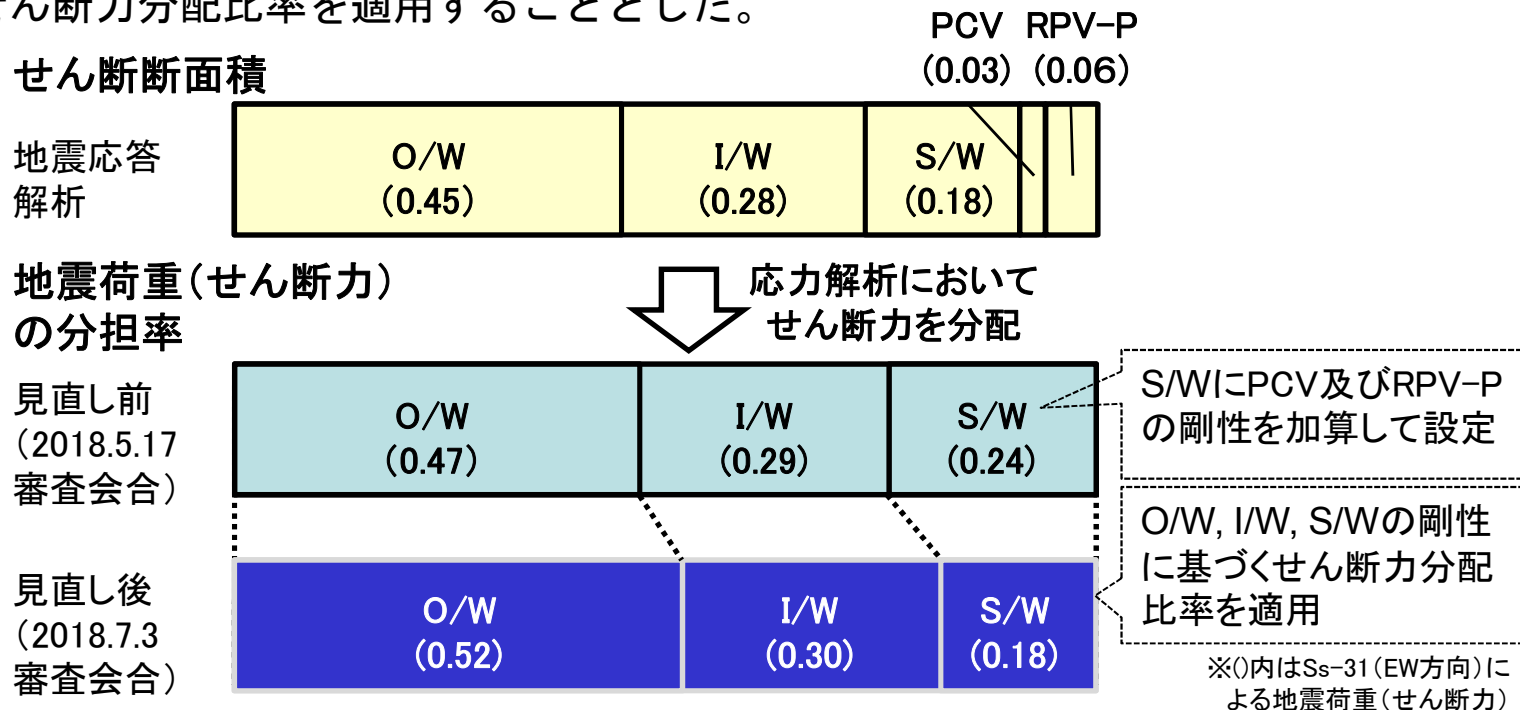
■ 見直し前 ■ 見直し後



【論点9】 原子炉建屋基礎盤の耐震評価(6/13) コメントNo.2  
 変更点の整理②地震荷重の分配率の変更 (1/3)



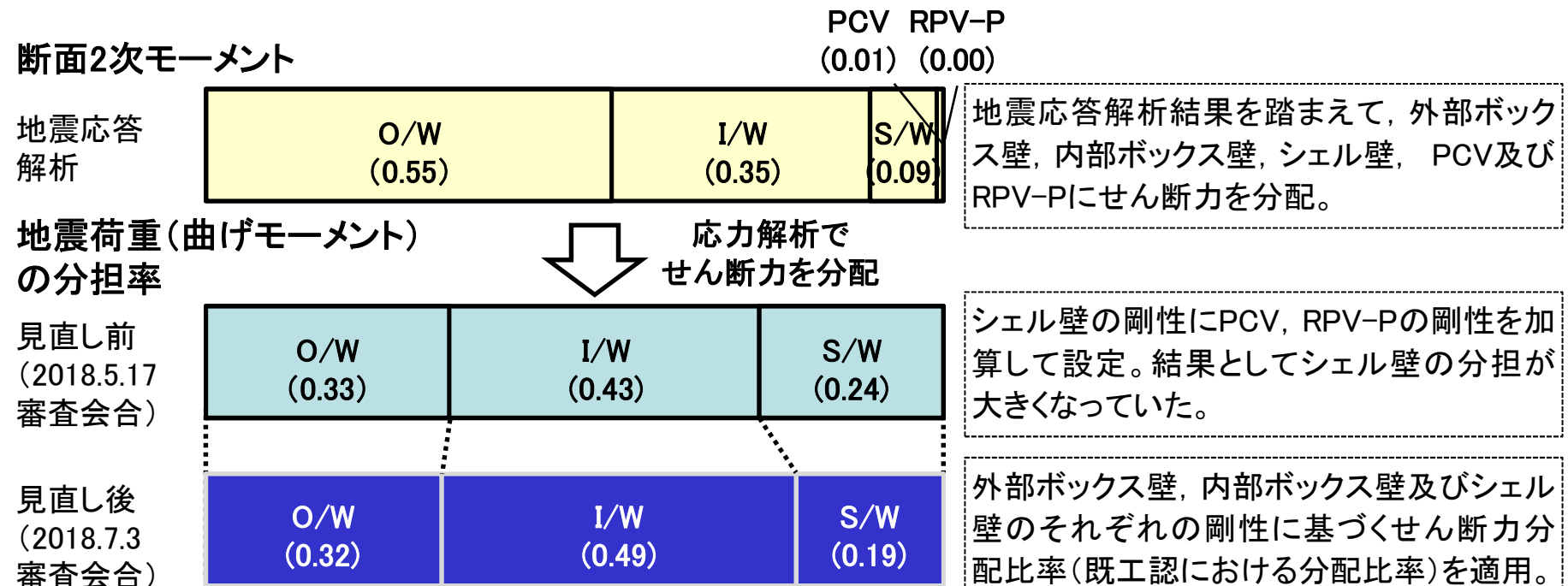
- 耐震壁から原子炉建屋基礎盤に作用する地震荷重(各耐震壁)について、PCV及びRPV-Pの剛性の扱いを変更し、地震荷重分担率を見直した。
  - ✓荷重見直し前は、応力解析でせん断力を分配する際に全体剛性を地震応答解析モデルの断面諸元と整合させることを前提としていた。
  - ✓シェル壁、内部ボックス壁及び外部ボックス壁以外に、PCV及びRPV-Pの剛性を考慮することとし、せん断力を分配する際には、これらの剛性を近接するシェル壁の剛性に加算して設定し、結果としてシェル壁の分担率が大きくなっていた。
  - ✓しかし、この方法は既工認の方法と異なるものであり、また、PCV及びRPV-Pの剛性をシェル壁に加算することの合理性・必然性が乏しいことから、既工認と同様、PCV及びRPV-Pの剛性はシェル壁に加算せず、シェル壁、内部ボックス壁及び外部ボックス壁のそれぞれの剛性に基づくせん断力分配比率を適用することとした。



【論点9】 原子炉建屋基礎盤の耐震評価(7/13) コメントNo.2  
 変更点の整理②地震荷重の分配率の変更(2/3)



✓曲げモーメントの分担率でも，地震荷重の分配率の見直しにより，シェル壁の分担率が小さくなっている。



※()内はS<sub>s</sub>-31(EW方向)による地震荷重(曲げモーメント)

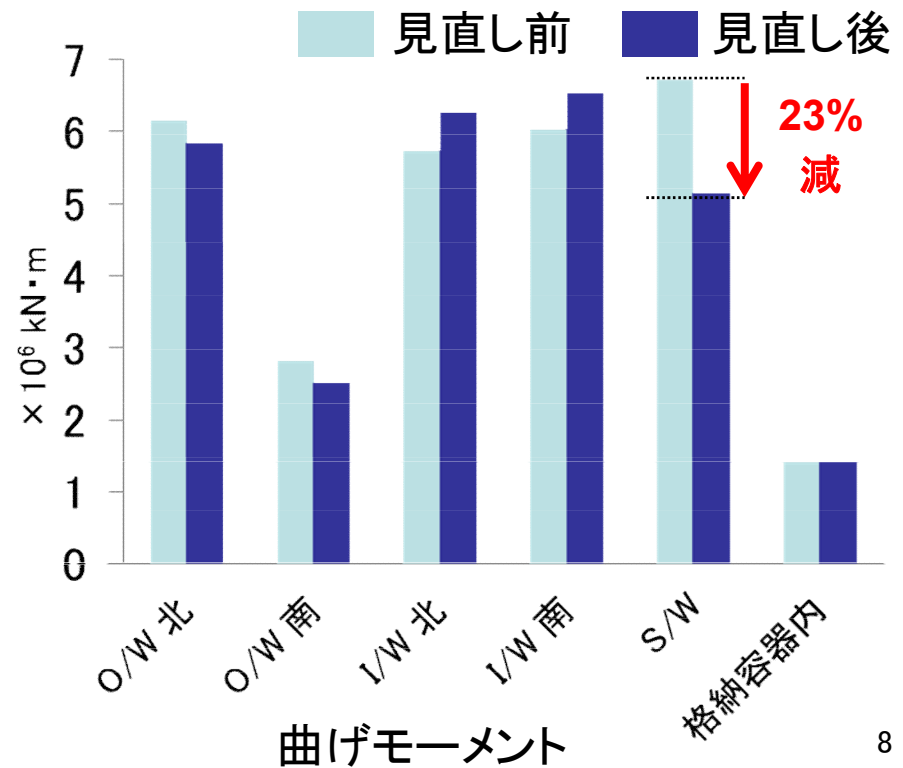
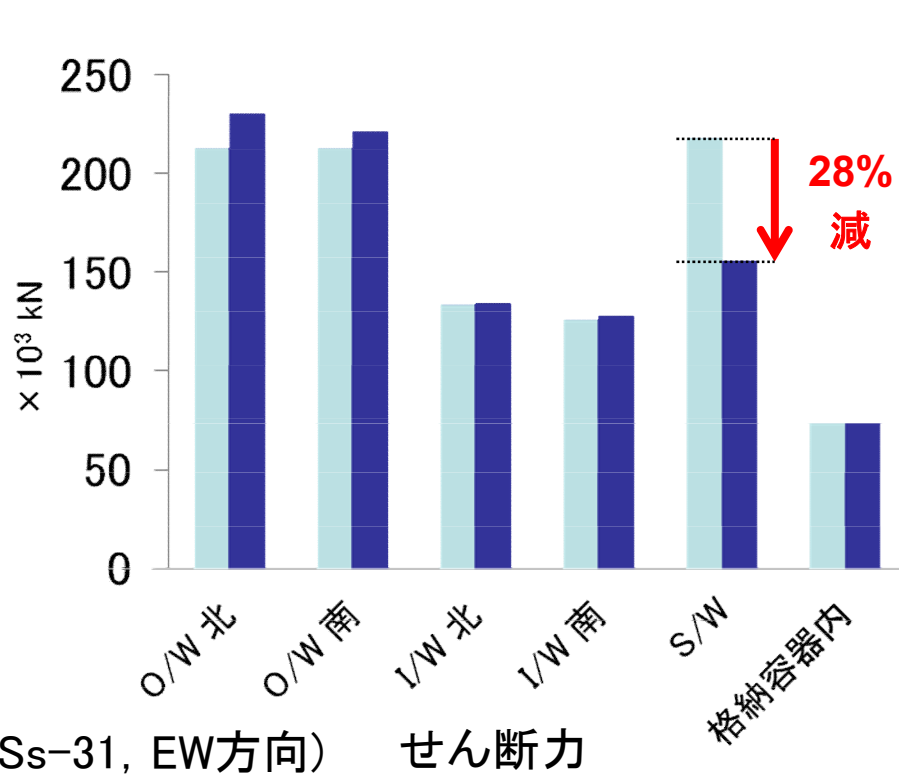


【論点9】 原子炉建屋基礎盤の耐震評価(8/13) コメントNo.2  
 変更点の整理②地震荷重の分配率の変更(3/3)



- ・ 耐震壁から原子炉建屋基礎盤に作用する地震荷重(各耐震壁)の比較
- ✓ シェル壁から基礎スラブに作用する荷重が低減したことで、シェル壁周辺の基礎スラブの応力が低下したと考えられる。

	せん断力 (× 10 <sup>3</sup> kN)						曲げモーメント (× 10 <sup>6</sup> kN・m)					
	O/W 北	O/W 南	I/W 北	I/W 南	S/W	容器内	O/W 北	O/W 南	I/W 北	I/W 南	S/W	容器内
見直し前	213	213	134	126	218	73.1	6.16	2.81	5.74	6.04	6.72	1.42
見直し後	230	221	134	128	156	73.1	5.84	2.51	6.26	6.53	5.15	1.42
後/前	1.08	1.04	1.00	1.02	0.72	1.00	0.95	0.89	1.09	1.08	0.77	1.00

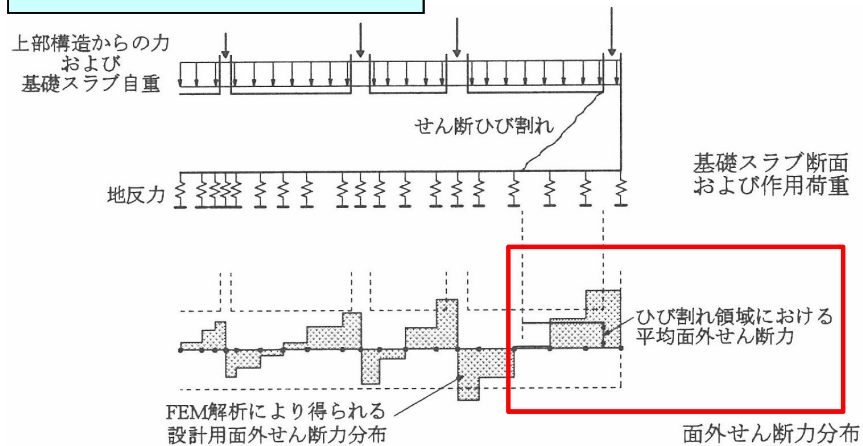


# 【論点9】 原子炉建屋基礎盤の耐震評価(9/13) コメントNo.3 応力平均化について

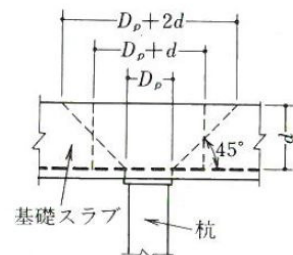


- 3次元FEMモデルを用いた弾性応力解析においては、部材断面やモデル形状が大きく変化して不連続になっている箇所では局所的な応力集中が発生しやすい。
- 原子炉建屋基礎盤の解析においては、基礎スラブと耐震壁の接合部付近の要素で局所的に大きな面外せん断力が発生している。
- 基礎スラブのFEM解析による要素の面外せん断力は、要素サイズが基礎スラブの厚さより小さいため、想定されるひび割れ領域における平均面外せん断力に対して大きめの評価となることから、コンクリートのひび割れによる応力の再配分を考慮し、応力集中が見られるFEM要素、周辺要素の応力状態を確認した上で、材軸方向に対して、応力平均化を考慮する。
- また、材軸直交方向について、1要素の幅を1本の梁(梁①)とみなして終局強度に達した場合、隣接する梁②との間で荷重伝達が行われる範囲で応力再配分が生じると考え、その範囲において応力平均化を考慮した場合についても検討する。

## 材軸方向の応力平均化

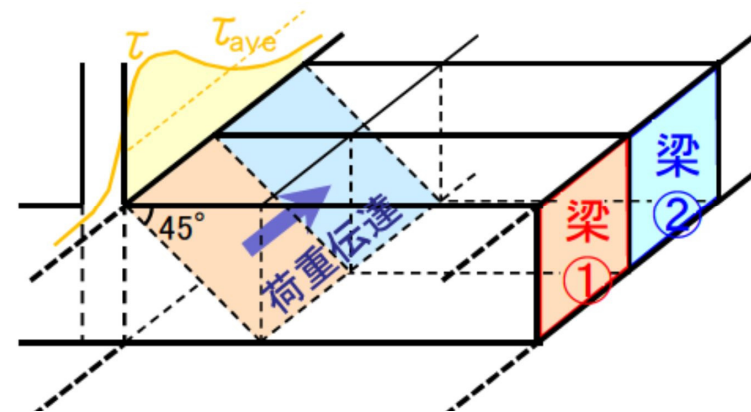


基礎スラブにおける設計用面せん断力(RC-N規準(2005))



杭のパンチングシアの想定破壊面(RC規準(1999))

## 材軸直交方向の応力平均化

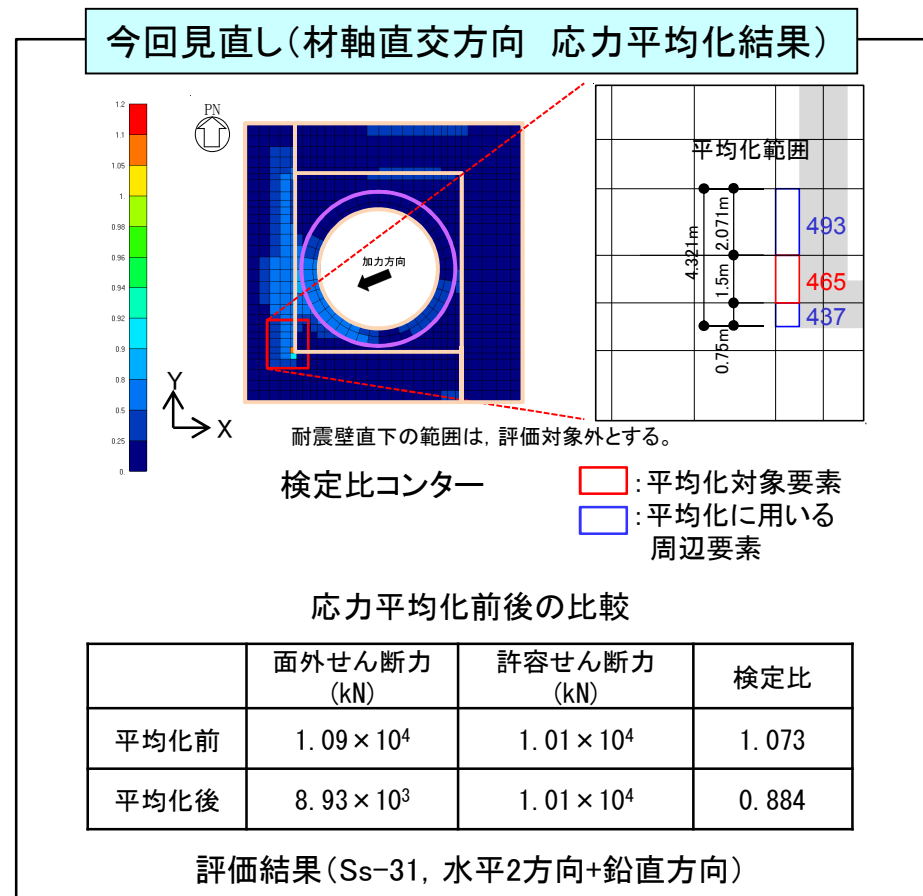
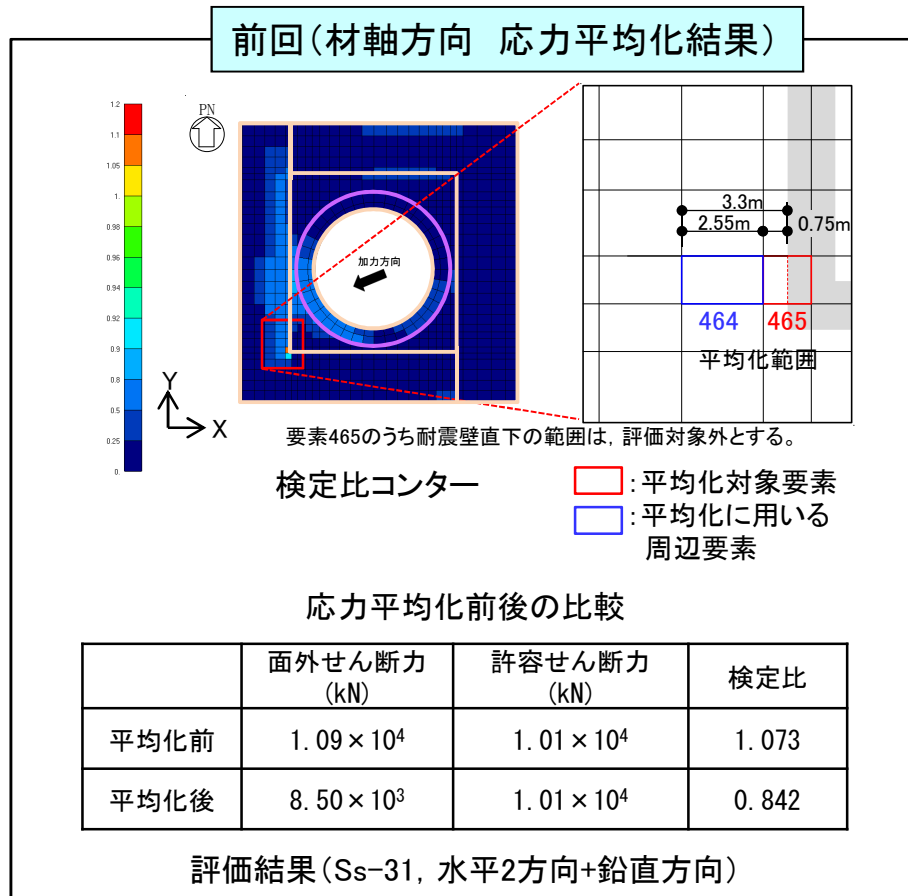


応力平均化のイメージ

【論点9】 原子炉建屋基礎盤の耐震評価(10/13) コメントNo.3  
 応力平均化について



- 応力集中が見られる要素No.465について、材軸方向の平均化範囲が基礎スラブ厚さ5m未滿となる、隣接する要素No.464までの3.3mの範囲で応力平均化を行い、検定比が1.0未滿になることを確認した。
- また、応力集中が見られる要素No.465について、材軸直交方向の平均化範囲が基礎スラブ厚さ5m未滿となる、隣接する要素No.437,493との約4.3mの範囲で応力平均化を行い、検定比が1.0未滿になることを確認した。



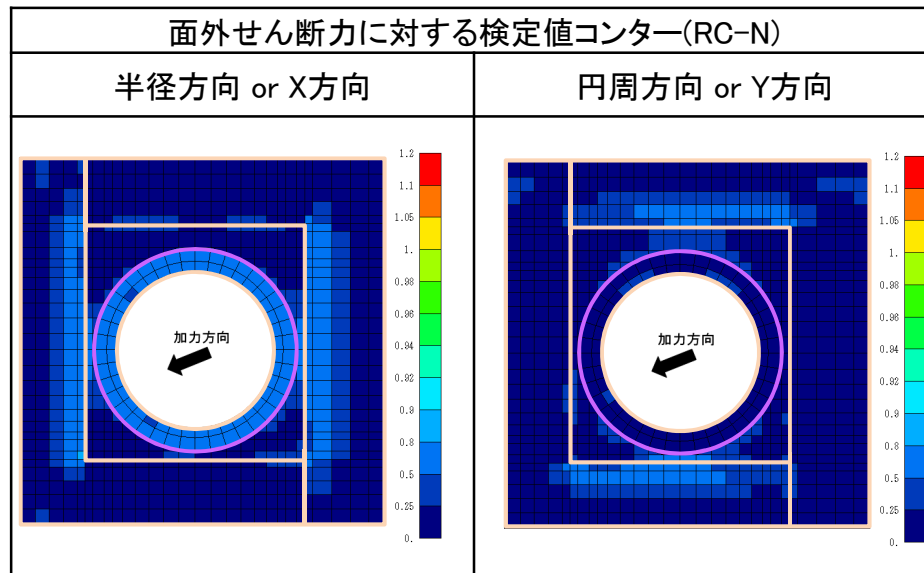
<コメントNo.4>

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。

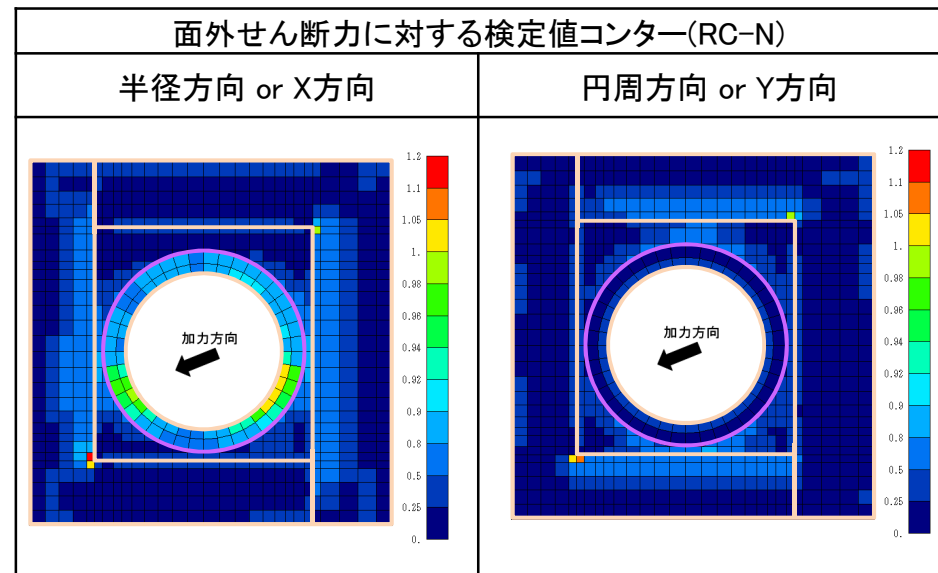
<機器支持機能の維持の確認>

- せん断終局強度を用いている要素について、機能維持の観点からRC-N式(短期許容応力度)に対する検定比を確認する。
- 水平1方向+鉛直方向入力に対しては、面外せん断力は短期許容応力度以下となる。
- 水平2方向+鉛直方向入力に対しては、一部の要素で短期許容応力度を超過するが、材軸直交方向に応力平均化を考慮することでRC-N短期許容応力度以下となることから、Sクラスの機器・配管系に対する支持機能への影響しないことを確認した(P12,13)。

<Ss-31, 水平方向>



<Ss-31, 水平2方向+鉛直方向>

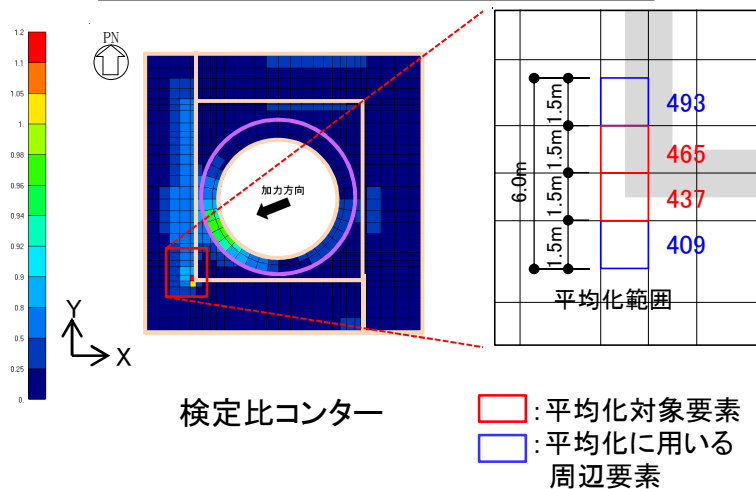


【論点9】 原子炉建屋基礎盤の耐震評価(2/13) コメントNo.4  
機器支持機能の維持について



- 水平2方向+鉛直方向入力(半径方向 or X方向)に対しては、一部の要素で短期許容応力度を超過するものの、短期許容応力度を超過する要素についても、材軸直交方向に応力平均化を考慮することでRC-N短期許容応力度以下となることから、Sクラスの機器・配管系に対する支持機能への影響しないことを確認した。

材軸直交方向 応力平均化結果

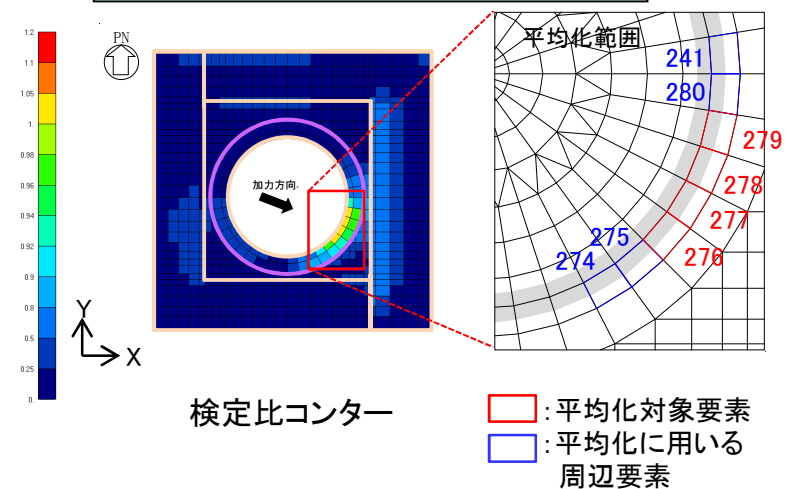


応力平均化前後の比較

	要素番号	面外せん断力 (kN)	許容せん断力 (kN)	検定比
平均化前	437	$9.26 \times 10^3$	$8.83 \times 10^3$	1.049
	465	$1.09 \times 10^4$	$8.83 \times 10^3$	1.229
平均化後		$7.79 \times 10^3$	$8.83 \times 10^3$	0.883

評価結果(Ss-31, 水平2方向+鉛直方向)

材軸直交方向 応力平均化結果



応力平均化前後の比較

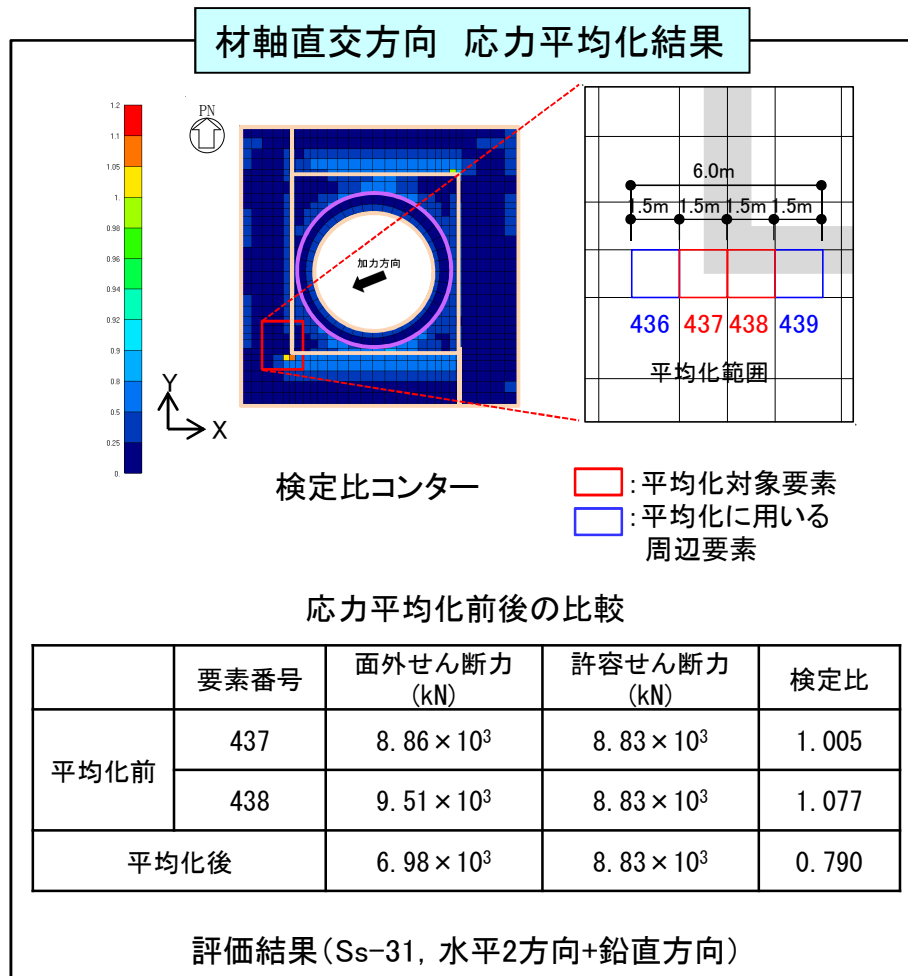
	要素番号	面外せん断力 (kN)	許容せん断力 (kN)	検定比
平均化前	276	$8.08 \times 10^3$	$7.93 \times 10^3$	1.019
	277	$8.25 \times 10^3$	$7.92 \times 10^3$	1.042
	278	$8.36 \times 10^3$	$8.00 \times 10^3$	1.045
	279	$8.09 \times 10^3$	$8.02 \times 10^3$	1.009
平均化後		$7.70 \times 10^3$	$8.00 \times 10^3$	0.962

評価結果(Ss-31, 水平2方向+鉛直方向)

【論点9】 原子炉建屋基礎盤の耐震評価(13/13) コメントNo.4  
 機器支持機能の維持について



- 水平2方向+鉛直方向入力(円周方向 or Y方向)に対しては、一部の要素で短期許容応力度を超過するものの、短期許容応力度を超過する要素についても、材軸直交方向に応力平均化を考慮することでRC-N短期許容応力度以下となることから、Sクラスの機器・配管系に対する支持機能への影響しないことを確認した。



## 【論点10】地震観測記録を踏まえた耐震評価への影響



### <本論点の経緯>

3次元FEMモデルを用いた建屋応答の分析において、鉛直地震力によるEW方向応答の励起が生じることを確認した。

### <コメント>

3次元FEMモデルの解析結果で変形が認められた使用済燃料プールへの影響評価を追加すること。

### ◆3DFEMモデルによる応答性状

図1に示す通り、高振動数域の固有モードにおいて、鉛直加振時にウェル壁が開く挙動を確認した。

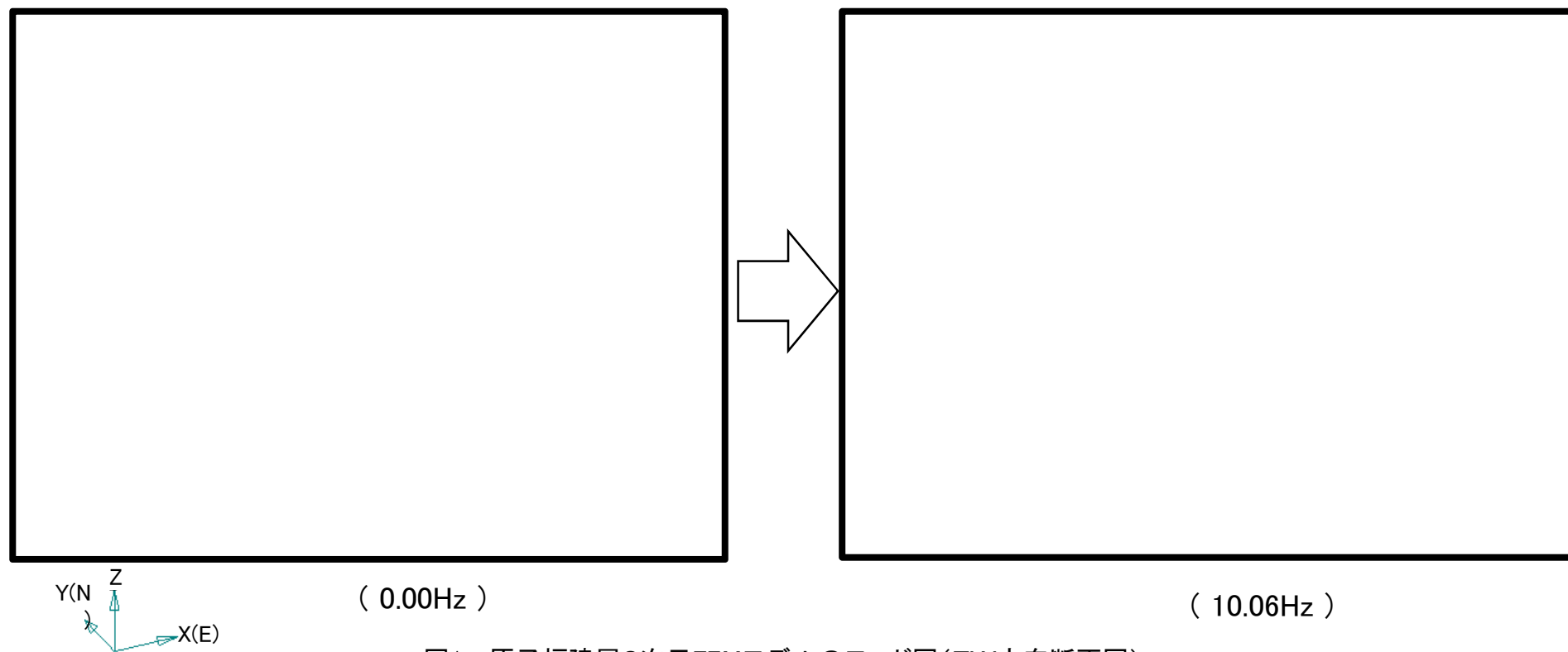


図1 原子炉建屋3次元FEMモデルのモード図(EW方向断面図)

## ◆評価方針

ウェル壁が開く挙動(開閉モード)により応力が増加する部位であるスリット部下部について、鉛直地震力による応力増分を評価する。3次元FEMモデルにより応力増分を算出し、耐震評価結果に割増係数として考慮して検討を行う。

## ◆評価方法

### ①応答増幅の確認

- ✓ 3次元FEMモデルによる地震応答解析を行い、EW方向単独入力時に使用済燃料プールウェル壁部分に発生する応力と鉛直方向単独入力時に発生する応力を比較し応答増幅率を算出する。
- ✓ 検討に用いる入力地震動は、対象とする短周期成分を含む地震動とし、Sd-D1とする。
- ✓ 評価対象要素はスリット部側面の下端(緑部)及びスリット部底部(青部)とする。
- ✓ スリット部側面の下端は、ウェル壁の曲げモーメントによって生じる鉛直軸方向引張力、スリット部底部は水平軸方向引張力とする。

### ② 応答増幅を考慮した応力検討

- ✓ 使用済燃料プールの耐震評価に用いた応力に、鉛直加振時の応答増幅率による割増しを考慮する。

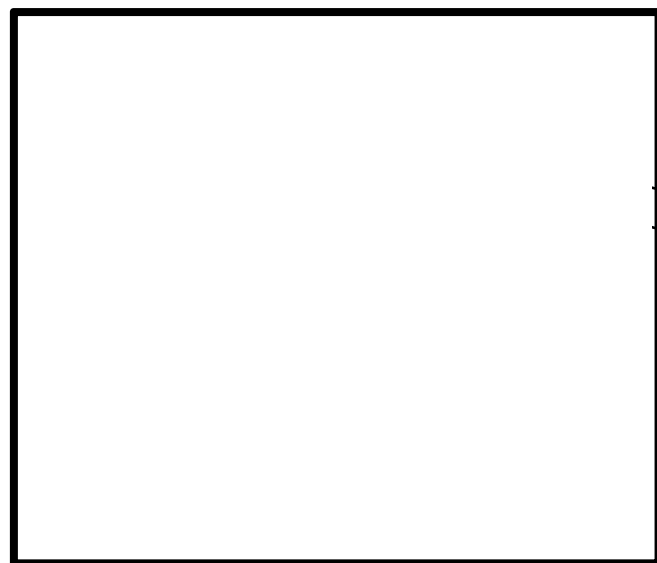


図2 3次元FEMモデル評価対象要素

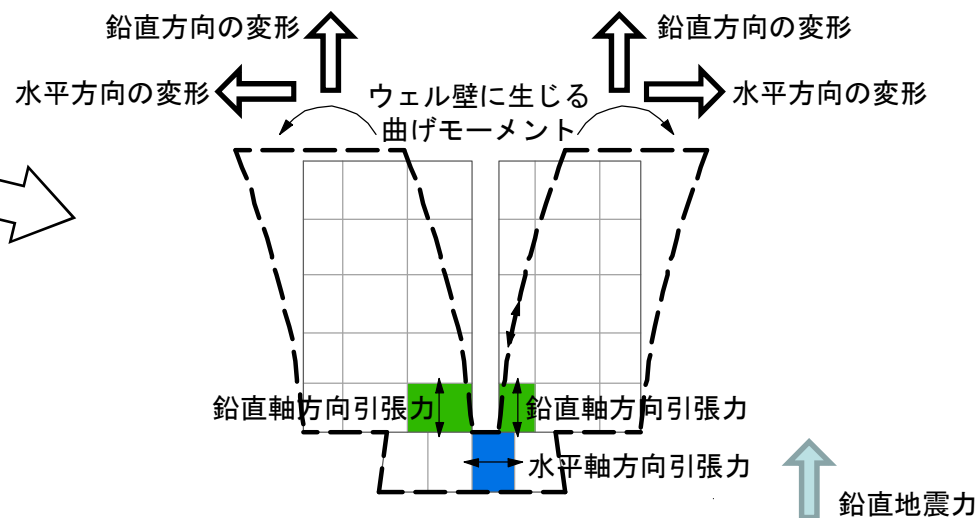


図3 評価対象部位及び応力成分



# 【論点10】地震観測記録を踏まえた耐震評価への影響



## ◆ 応答増幅の確認

- ✓ 評価対象応力成分は、ウェル壁が開く挙動(開閉モード)に伴う応力(曲げモーメント)とし、曲げモーメントによって生じる鉛直軸方向引張力及び水平軸方向引張力について応答増幅を確認する。
- ✓ 評価対象要素は曲げモーメントの影響の大きくなるスリット部側面の下端(緑部)及びスリット部底部(青部)とし、それぞれについて水平加振時と鉛直加振時に生じる鉛直軸方向引張力及び水平軸方向引張力を比較する。

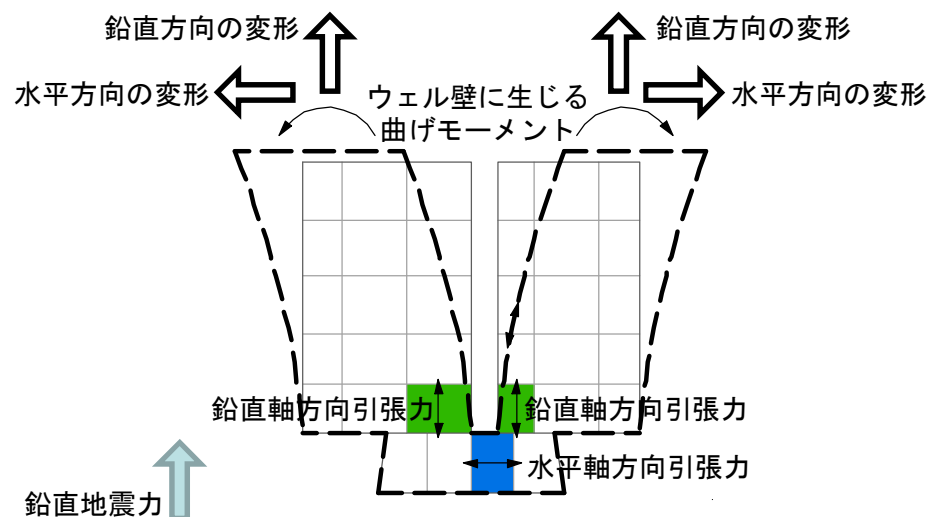


図4 評価対象部位及び応力成分

6319	6320	6321	6322	6323	6324
6313	6314	6315	6316	6317	6318
6307	6308	6309	6310	6311	6312
6145	6146	6147	6148	6149	6150
6139	6140	6141	6142	6143	6144
	5380	5379	5378	5377	

図5 3次元FEMモデル評価対象要素

## ◆ 確認結果

- ✓ 鉛直方向単独入力によりウェル壁に発生する応力をEW方向単独入力時に発生する応力に対する応答増幅率として求めた。

表1 3次元応答による影響      単位:kN/m

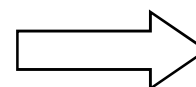
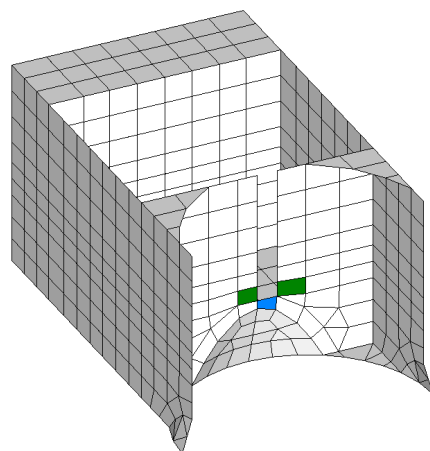
要素番号	応力	UD方向入力による応力	EW方向入力による応力	応答増幅率 (1.0EW+0.4UD) /(1.0EW)
6141	鉛直軸方向引張力	294	1240	1.095
6142	鉛直軸方向引張力	411	1640	1.101
5378	水平軸方向引張力	253	275	1.368

注：一部数値について、前回審査会合資料の記載誤りを適正化している。

# 【論点10】地震観測記録を踏まえた耐震評価への影響



- ◆ 応答増幅を考慮した応力検討
  - ✓ 使用済燃料プールの耐震評価結果に、鉛直加振時の応答増幅による割増しを考慮する。
- ◆ 評価結果
  - ✓ 耐震評価結果に応答増幅率を考慮しても、許容限界を下回ることを確認した。



3008	3019	3028	3036	3042	3053	3064						
3007	3018	3027	3035	3041	3052	3063						
3006	3017	3026	3034	3040	3051	3062						
3005	3016	3025	3033	3039	3050	3061						
3004	3015	3024	3032	3044	3049	3060						
3003	3014	3023	3031	3043	3048	3059						
3009	3013	3022	3030	3037	3045	3054						
		3029	7818	7817	3038	3054	3058					
		3020	7816	7815	7814	7813	3047					
3001	3010	3021	7817	7810	7809	7808	3046					
		3011	3012	7806	7805	7804	7803	7802	7801	3055	3056	3065

図6 使用済燃料プールの応力解析モデル

表2 使用済燃料プールの影響検討結果

要素番号	項目	応答増幅率	応力解析時検定比			割増後検定比		
			S <sub>s</sub> 地震時※1	S <sub>d</sub> 地震時	S <sub>d</sub> 地震時+温度	S <sub>s</sub> 地震時※1	S <sub>d</sub> 地震時	S <sub>d</sub> 地震時+温度※2
3031	引張鉄筋応力度	1.095	0.260	0.524	0.550	0.285	0.574	0.602
3043	引張鉄筋応力度	1.101	0.200	0.400	0.344	0.220	0.440	0.379
3037	引張鉄筋応力度	1.368	0.212	0.459	0.328	0.290	0.628	0.449

注：一部数値について、前回審査会合資料の記載誤りを適正化している。  
 ※1: S<sub>s</sub>地震時の鉄筋の許容値は鉄筋ひずみで $5.0 \times 10^{-3}$   
 ※2: 温度荷重による応力にも割増係数を考慮しており保守的な扱いとしている。

- ◆ まとめ
  - ✓ オペフロ床が東西方向にはらみ出すような変形をすると、スリット下部に局所応力が生じる。
  - ✓ 3次元FEMモデルを用いて、鉛直地震力によるスリット下部の応力に及ぼす影響について確認した。
  - ✓ 使用済燃料プールの耐震評価結果に、3次元FEMモデルを用いて求めた鉛直加振時の応答増幅を考慮し、許容限界以下となることを確認した。

# 検討に用いた地震動(Sd-D1)の代表性について



◆コメント 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。

◆検討に用いる地震動の選定手順

イ. オペフロ(EL.46.5m)における質点系モデルの鉛直方向の応答スペクトルを比較

- ✓ 燃料プールウェル壁のEW方向に開くモード(10.06Hz/0.099秒)付近でSd-D1を上回るのは以下の2波  
⇒Sd-21,Sd-22

ロ. 「イ」で選定した地震動に対する各要素の許容値に対する比率(検定比)を比較

- ✓ 水平(EW方向)と鉛直地震力を組み合わせた地震荷重に対する検定比はSd-D1が最大となる。
- ✓ 静的応力解析による検定比に鉛直方向単独入力時に発生する開閉モードによる応答増幅率を乗じるため、応力解析による検定比が大きい地震動を選定。  
⇒Sd-D1を選定

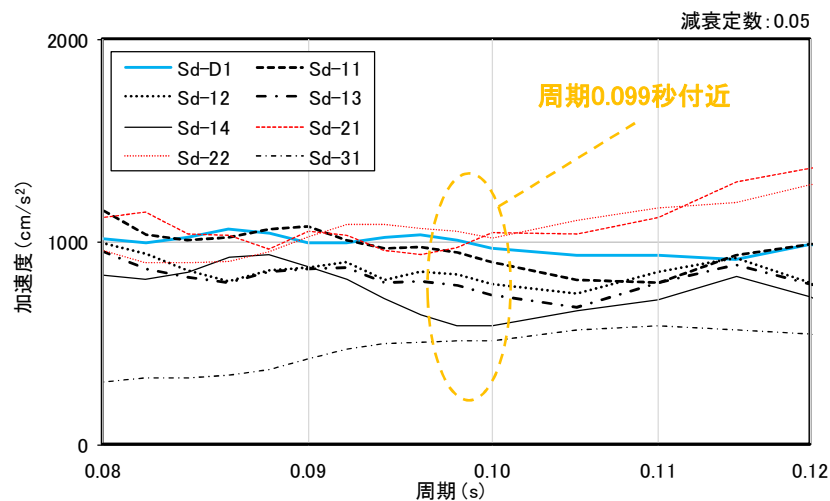


図8 質点系モデルによる加速度  
応答スペクトル  
(EL.46.5m 鉛直方向加振時)

表3 各地震動における地震力の比較

		Sd-D1	Sd-21	Sd-22
地震力	EW地震力	63400	39800	54900
	鉛直震度	0.400	0.490	0.450

表4 各地震動における引張鉄筋の検定値

要素番号	方向	Sd-D1	Sd-21	Sd-22
3031	鉛直方向	<u>0.522</u>	0.353	0.461
	水平方向	<u>0.414</u>	0.305	0.375
3043	鉛直方向	<u>0.399</u>	0.263	0.350
	水平方向	<u>0.411</u>	0.307	0.374
3037	鉛直方向	<u>0.439</u>	0.297	0.388
	水平方向	<u>0.453</u>	0.367	0.423

## ◆評価対象要素の選定方法

評価対象とする要素は、以下の2点が合致している要素とする。

- ✓ 3次元FEMモデルを用いた地震応答解析でウェル壁の開閉モードによる応答増分が大きい要素。
- ✓ 耐震評価時の応力解析モデルにおいて鉄筋の検定比が大きい要素。

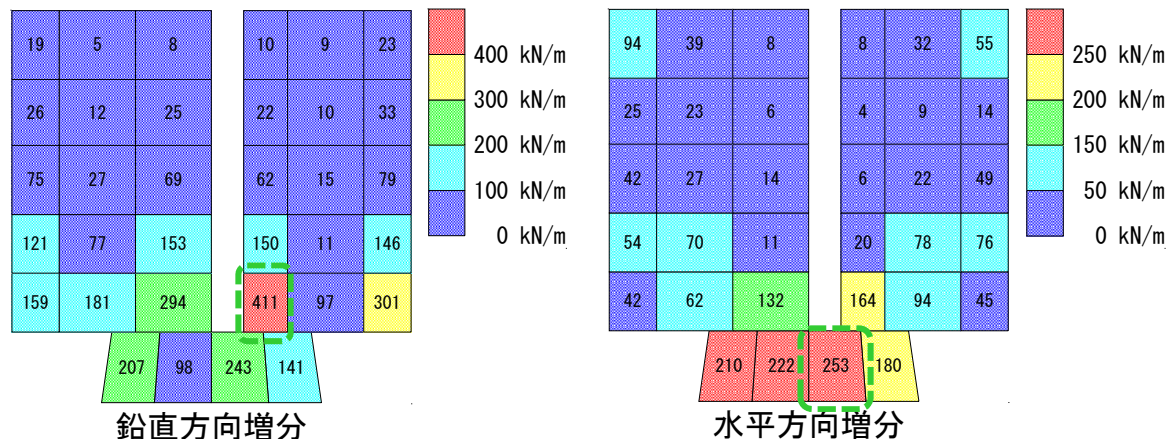


図9 3次元挙動(開閉モード)による応答増幅(応力増分)コンター(Sd-D1)

◆3次元挙動による応答増幅と耐震評価における検定比が大きい要素。

- ✓ 鉛直増分及び鉛直方向検定比
- スリット部側部

- ✓ 水平増分及び水平方向検定比
- スリット部底部

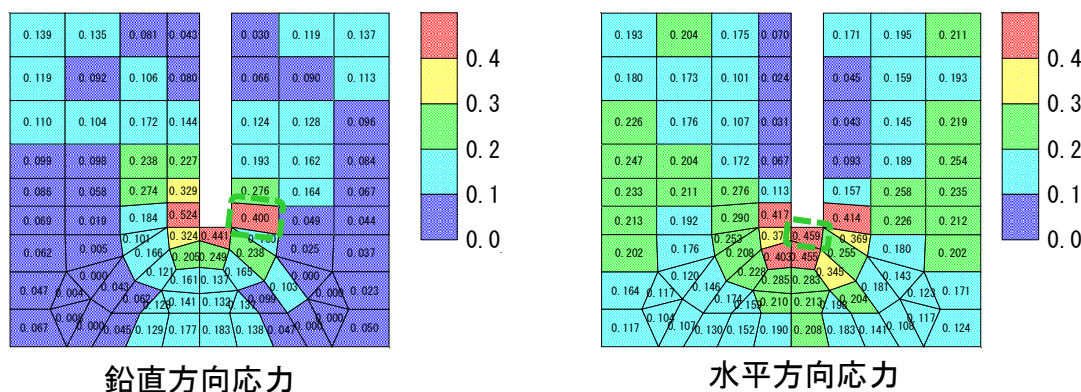


図10 耐震評価における検定比(Sd地震時)

◆鉛直方向応力に対してはスリット部左側部の検定比が最大となるため、左下端の要素に対しても検討を実施。

# 3次元挙動による応答増幅の算定方法



## ◆3次元挙動による応答増幅の算定方法

✓3次元FEMモデルによる地震応答解析を行い、EW方向単独入力時に使用済燃料プールウェル壁部分に発生する応力と鉛直方向単独入力時に発生する開閉モードによる応力増分を比較し応答増幅率を算出する。

$$\text{応答増幅率} = \frac{\text{EW方向単独入力時の発生応力} + \text{開閉モードによる応力増分}}{\text{EW方向単独入力時の発生応力}}$$

✓鉛直方向単独入力時の応力増分は以下により算出する。

＜スリット部側部下端＞

- イ. 各時刻における評価対象要素(6141)を含む同一高さの3要素(6139,6140,6141)の平均鉛直軸方向力を算出する。
- ロ. 各時刻における評価対象要素(6141)の鉛直軸方向力から、「イ」の平均鉛直軸方向力を減ずる。
- ハ. 「ロ」の時刻歴最大値を、ウェル壁面内曲げモーメントによる鉛直軸方向力増分(3次元挙動による鉛直軸方向引張力)とする。

※要素6142も要素6141と同様とする

＜スリット部底部＞

- ニ. 質点系モデルによるオペフロ(EL.46.5m)の鉛直方向応答加速度時刻歴より、各時刻の鉛直震度を算出する。
- ホ. 自重による静的応力解析結果に「ニ」で求めた鉛直震度を乗じて鉛直方向の慣性力による水平軸方向力を算出する。
- ヘ. 各時刻の評価対象要素の水平軸方向力から、「ホ」の水平軸方向力を減じる。
- ト. 「ヘ」の時刻歴最大値を、ウェル壁面内曲げモーメントによる水平軸方向力増分(3次元挙動による水平軸方向引張力)とする。

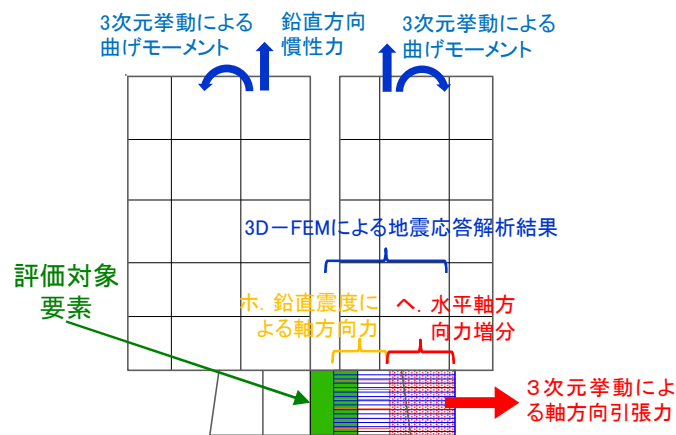
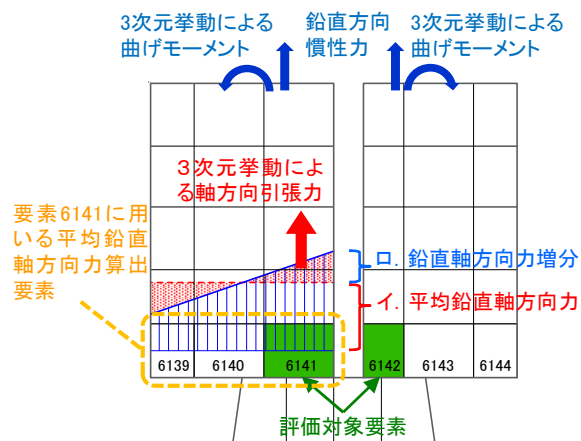


図7 開閉モードによる軸方向力増分の概念図

# 3次元挙動による応答増幅の算定方法



〈スリット部側部下端〉

表5 鉛直軸方向力増分の算定例(スリット部側部下部)

時刻 s	鉛直軸方向力 (kN/m) 鉛直方向単独入力解析結果				Ⓜ, Ⓛ 応力増分 kN/m
	要素番号 6139	要素番号 6140	要素番号 6141	① 平均値※1	
36.06	-243.9	-260.7	219.6	-73.8	293.4

※1 要素幅による重み付け平均

表6 応答増幅率(スリット部側部下部)

要素番号	応力	UD方向入力 による応力	EW方向入力 による応力	応答増幅率 (1.0EW+0.4UD) /(1.0EW)
6141	鉛直軸方向 引張力	294	1240	1.095

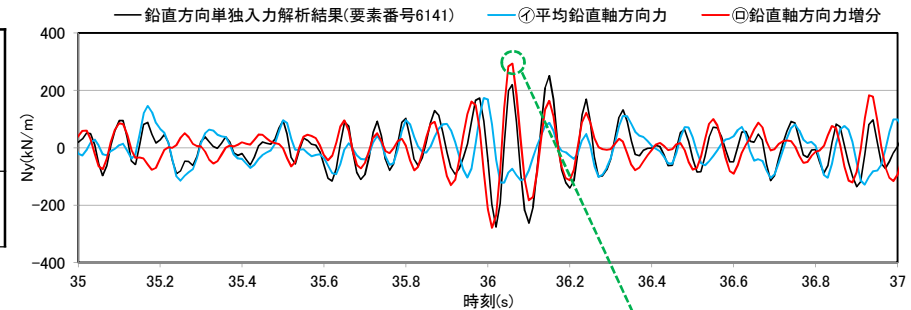
〈スリット部底部〉

表7 水平軸方向力増分の算定例(スリット部底部)

時刻 s	Ⓜ 鉛直 震度	水平軸方向力 (kN/m) 要素番号 5378			Ⓜ, Ⓛ 応力増分 kN/m
		自重による 応力	Ⓜ 並進成分	鉛直方向 単独入力 解析結果	
23.66	0.124 (上向き)	-1284	159.2	412.2	253.0

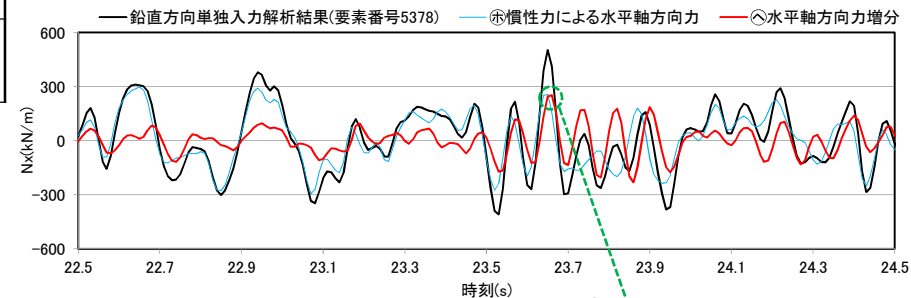
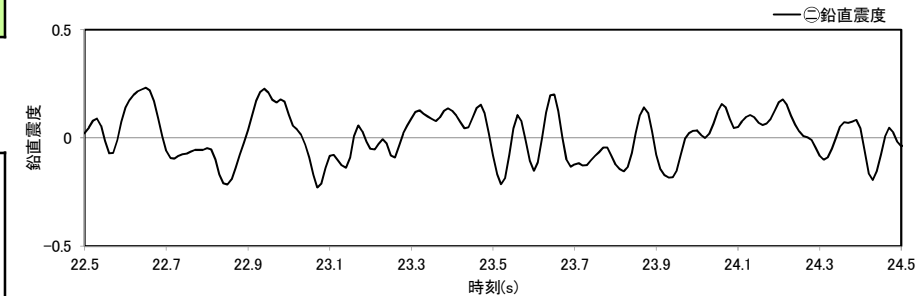
表8 応答増幅率(スリット部底部)

要素番号	応力	UD方向入力 による応力	EW方向入力 による応力	応答増幅率 (1.0EW+0.4UD) /(1.0EW)
5378	水平軸方向 引張力	253	275	1.368



Ⓛ 時刻歴の最大値

図8 鉛直軸方向力増分の算定例(スリット部側部下部)



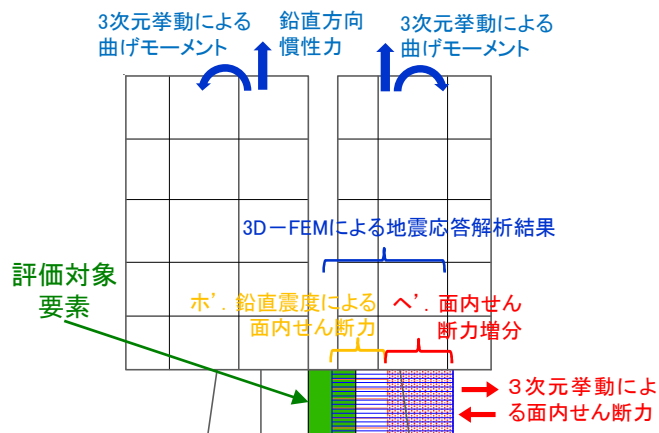
Ⓛ 時刻歴の最大値

図9 水平軸方向力増分の算定例(スリット部底部)

## ◆面内せん断力に対する応答増幅率

水平方向軸方向力と同様に以下の手順で求める

- ニ. 質点系モデルによるオペフロ(EL.46.5m)の鉛直方向応答加速度時刻歴より、各時刻の鉛直震度を算出する。
- ホ'. 自重による静的応力解析結果に「ニ」で求めた鉛直震度を乗じて鉛直方向の慣性力による面内せん断力を算出する。
- へ'. 各時刻の評価対象要素の面内せん断力から、「ホ'」の面内せん断力を減じる。
- ト'. 「へ'」の時刻歴最大値を、ウェル壁面内曲げモーメントによる面内力増分(3次元挙動による水平軸方向引張力)とする。



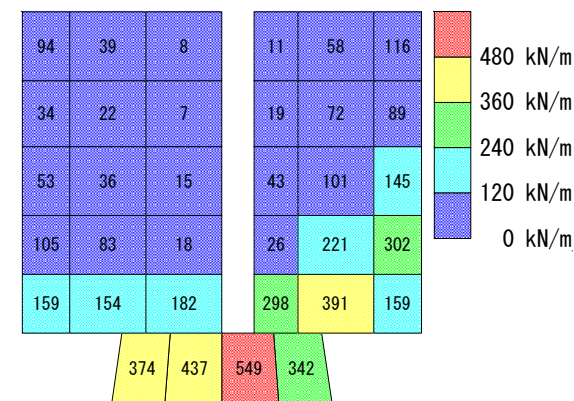
参図1 開閉モードによる面内せん断力増分の概念図

参表1 3次元応答による影響

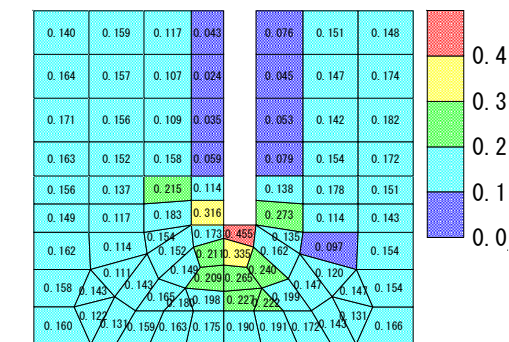
要素番号	応力	UD方向入力による応力	EW方向入力による応力	応答増幅率 (1.0EW+0.4UD) / (1.0EW)
5378	面内せん断力	549	2277	1.097

参表2 影響検討結果

要素番号	応答増幅率	応力解析時検定比			割増後検定比		
		Ss地震時	Sd地震時	Sd地震時+温度	Ss地震時	Sd地震時	Sd地震時+温度
3037	1.097	0.527	0.455	0.447	0.579	0.500	0.491



参図2 面内せん断力増分



参図3 面内せん断検定比(Sd地震時)

### <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。)からサブプレッション・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時のサブプレッション・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算出

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/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 <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 <sup>2</sup> ]	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

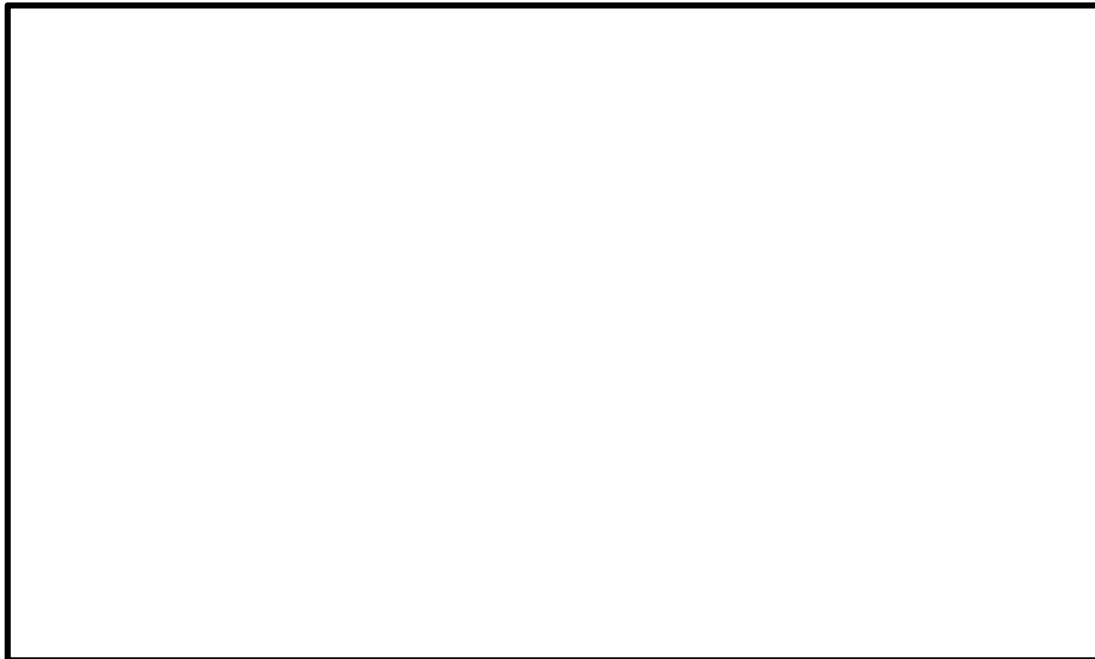


図1 海外プラント実機試験時の圧力振幅

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

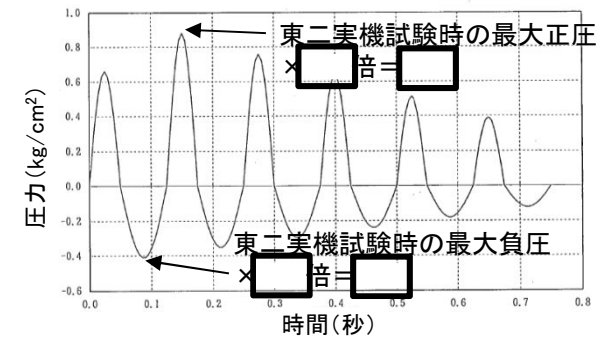
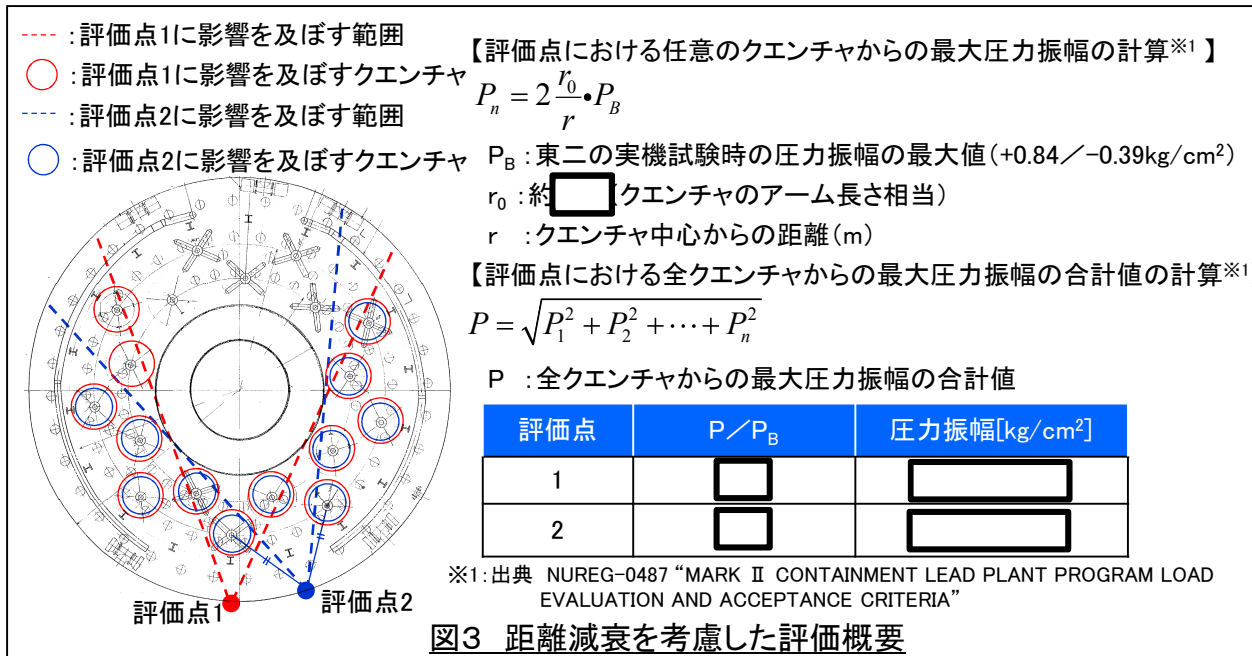
出典: “沸騰水型軽水炉主蒸気逃し安全弁作動時の圧力抑制室内の動荷重の測定”

# 【論点15】 強度評価におけるPCV動荷重の考慮(4/7)

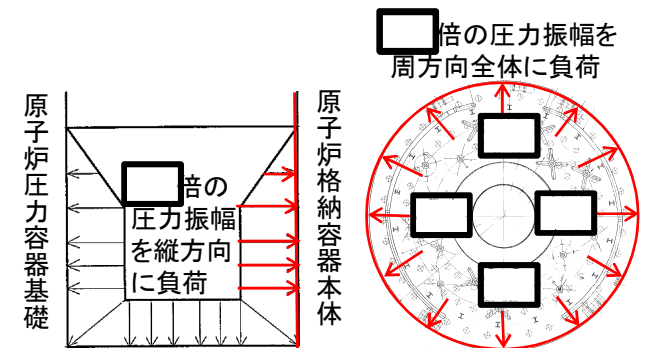


【ATWS事象時のSRV多弁作動時の気泡脈動荷重を保守的に仮定した原子炉格納容器本体強度の感度評価】

- 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



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

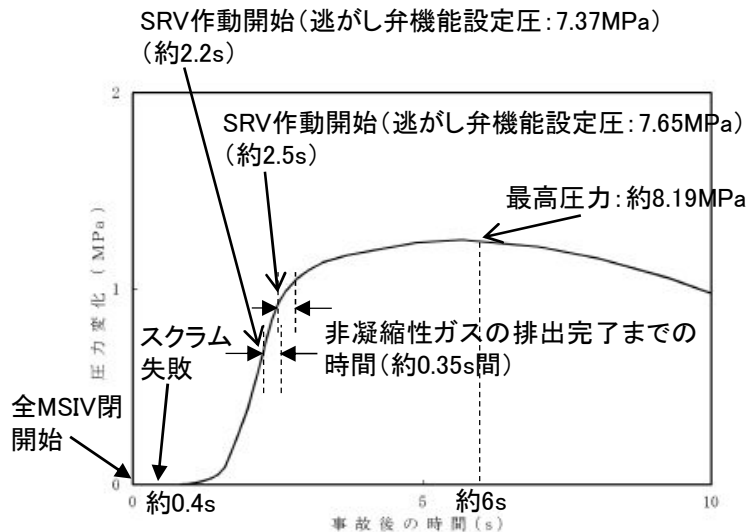


図5 ATWS事象時の原子炉圧力変化(運転圧力との差)



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/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※1」に包絡される結果となる(表4)

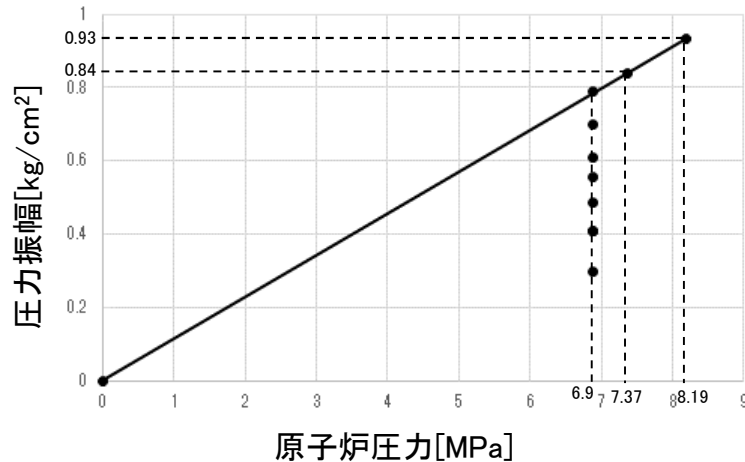


図7 原子炉圧力と線形補間した圧力振幅の関係

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。

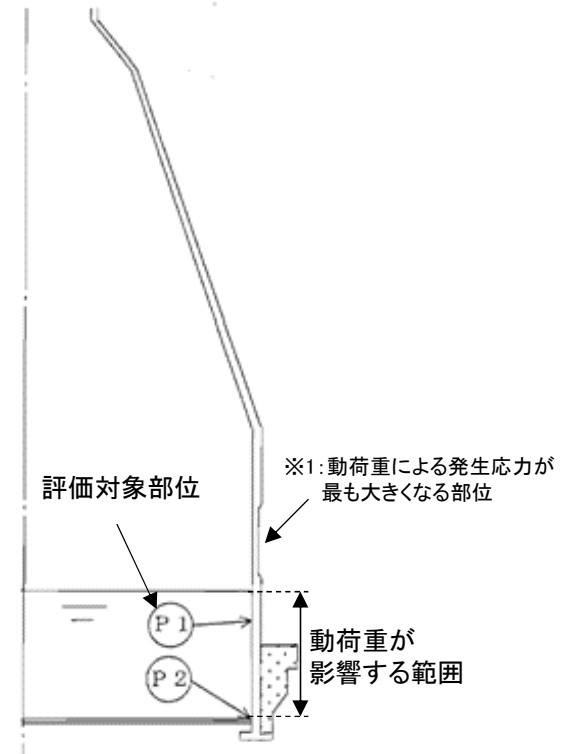


図8 原子炉格納容器本体に生じる動荷重の概要

# 【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(表6)。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	[Blank]	[Blank]	[Blank]
	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

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	[Blank]	281※2	[Blank]
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 <sub>d</sub>		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)

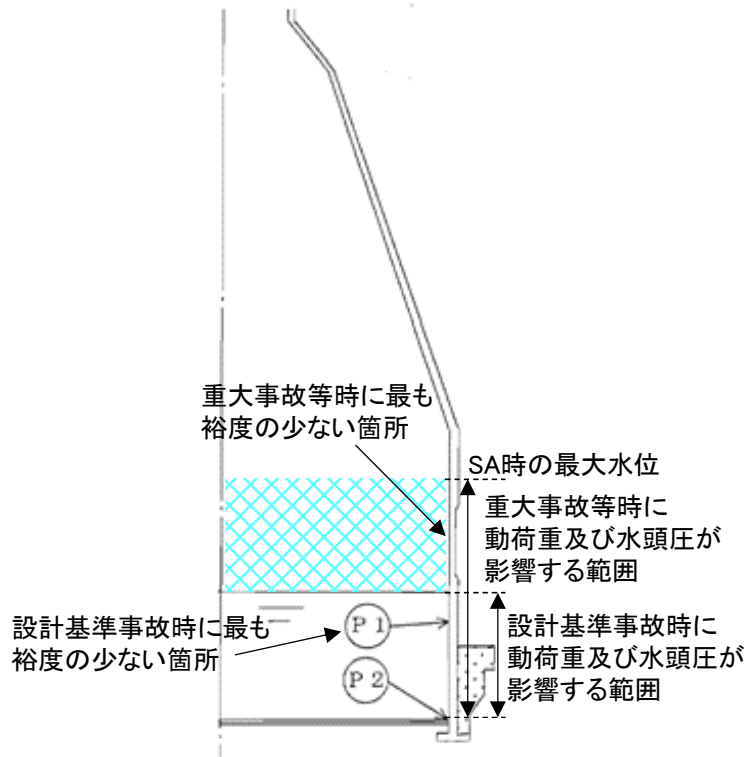


図9 原子炉格納容器本体に生じる動荷重の概要

＜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、0.62 MPa以下とする。

設定においては、弁の作動圧力範囲と水頭圧分を勘案する。

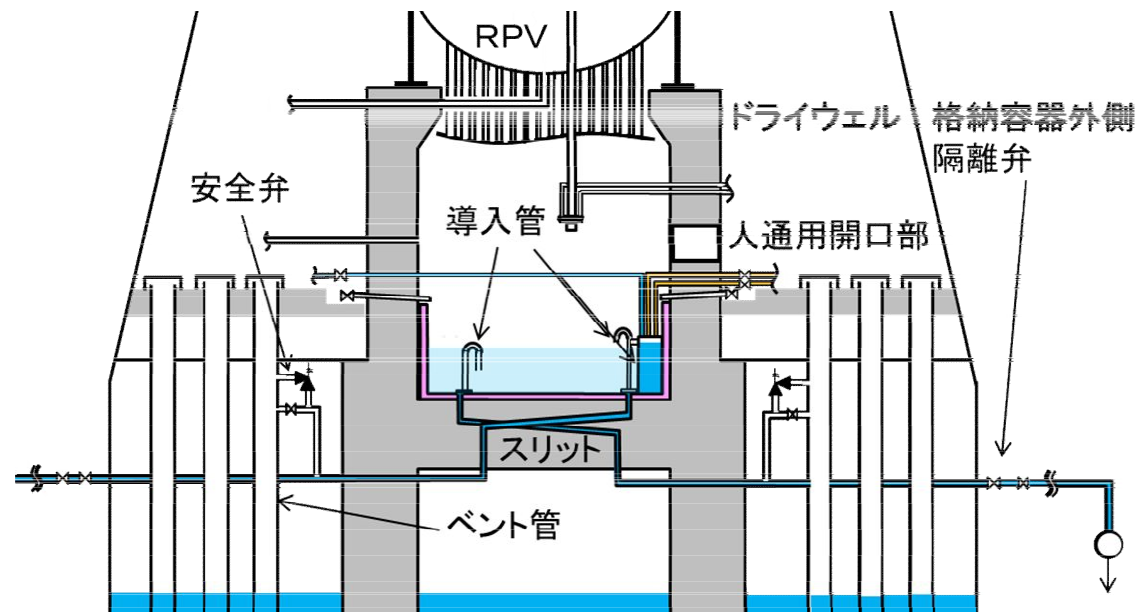


図1 安全弁設置位置

3. 安全弁の吹出し量について

安全弁の吹出し量 :

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  の範囲であり, 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/s<sup>2</sup>]

$H$  : 圧力 0.62MPa  $\div$  9.80665 [m]

② 安全弁排出ラインにおける流速

$$V_2 = V_1 \times (A_1 / A_2) =$$

$V_2$  : 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  [m<sup>2</sup>] (図2参照)

$A_2$  : 安全弁排出ライン断面積  [m<sup>2</sup>] (図3参照)

③ 安全弁のベント管への影響(荷重)

$$F = \rho A_2 V_2^2 =$$

$F$  : 安全弁のベント管への影響(荷重) [N]

$\rho$  : 液体密度 1000 [kg/m<sup>3</sup>]

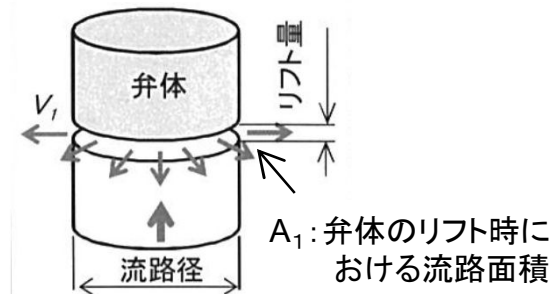


図2 安全弁内流路

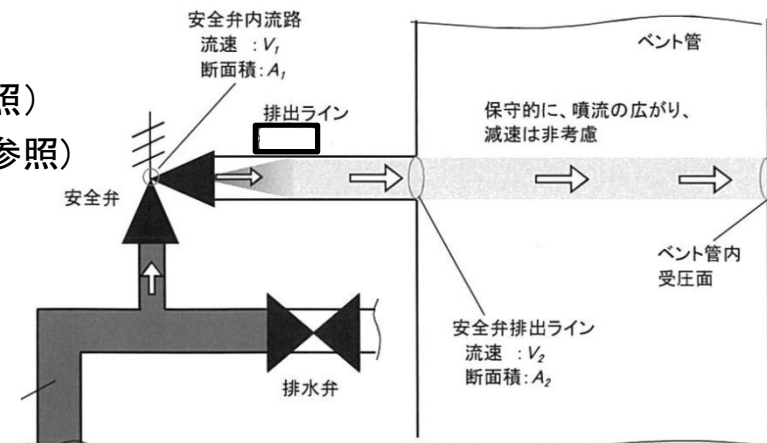


図3 安全弁流路概略図



## 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

$$P = F/A_2 = \boxed{\phantom{0000}}$$

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に対して1割以下であり、ベント管への影響は無い。

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)

$$F = Wa \cdot g \cdot \sqrt{\{kT_1 / (k+1)M\} / 274} \doteq \boxed{\phantom{0000}} \text{ [N]}$$

F : 水平方向の反動力 [N] (JIS B8210より)

Wa: 吹出し量  $\boxed{\phantom{0000}}$  [kg/h]

k : 断熱指数  $\boxed{\phantom{0000}}$

T<sub>1</sub> : 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経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】

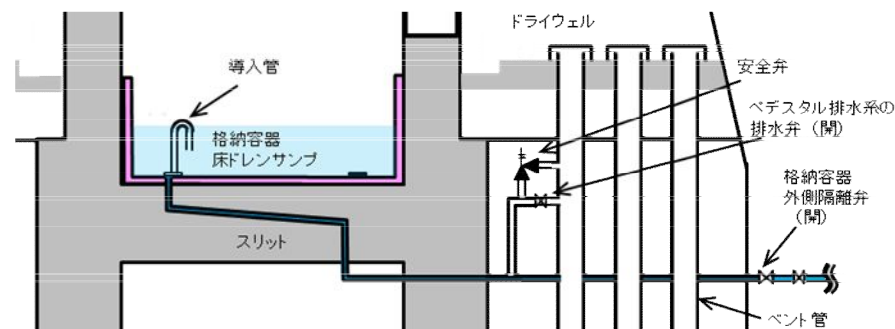


図4 通常時の排水ライン

### 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。【図5】

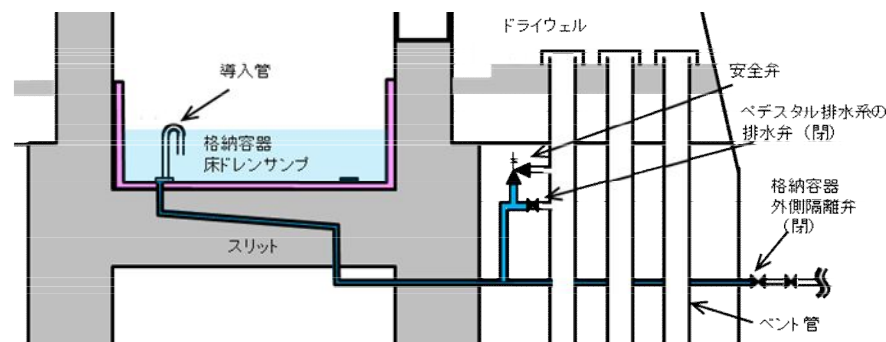


図5 格納容器隔離信号後の排水ライン

### 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。

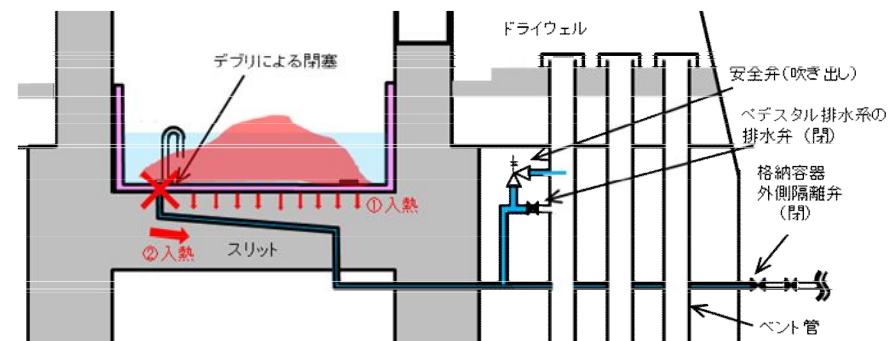


図6 デブリによる閉塞時の排水ライン