

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6月11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)(1/4)



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)

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	ヒアリング
				6/14回答分	説明状況
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)	5/8, 5/22
			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)	5/22
			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	次回以降	6/19予定
			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	次回以降	6/19予定
			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	次回以降	6/19予定
			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	次回以降	6/19予定
	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	○	5/18
			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	○	6/8
	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)	○	6/1
			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	○	6/1
			③ 引張試験における荷重(モーメント)の比較	○	6/1
			④ ドライヤスカート部との干渉に係る解析上の扱い	○	6/1

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)(2/4)



分類	論点		コメント内容	審査会合	ヒアリング
				6/14回答分	説明状況
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	次回以降	3/22, 4/16
			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	次回以降	5/7, 6/下予定
	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	次回以降	6/11
	8	立坑建造物の解析モデル変更	① 立坑建造物の評価結果	次回以降	5/24
	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	次回以降	6/E予定
			② 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)	次回以降	6/E予定
	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	次回以降	6/E予定
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			次回以降	6/E予定	
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	次回以降	6/E予定	
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)	4/19, 4/27
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)	4/26
	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	○	6/上より順次
			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	○	4/19
	15	強度評価におけるPCV動荷重の考慮	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	○	4/24
			② DBA・SA時のPCV動荷重を決定する要素を定量的に説明	○	4/24より順次
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)	—	

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)(3/4)



分類	論点	コメント内容		審査会合	ヒアリング		
				6/14回答分	説明状況		
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	実証試験	①	ブローアウトパネル開放の実証試験結果	○	6/8,6/11	
			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	○	6/下予定	
			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)	5/17, 5/24	
			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)	5/17, 5/24	
			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)	5/17, 5/24	
			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	○	6/8,6/11	
			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	○	6/8,6/11	
			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	○	6/8,6/11	
			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	○	6/8,6/11	
		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)	4/26, 5/10	
		要求機能	⑪	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)	—	
			耐震	⑭	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	○	6/8,6/11
				⑮	設計基準事故と地震の組合せについて説明すること	○	6/8,6/11
	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	○	4/19		
		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	○	5/30		

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)(4/4)



分類	論点		コメント内容		審査会合	ヒアリング	
					6/14回答分	説明状況	
機械設計	19	MCCI/FCI対策に係る設計	③	施工	コリウムシールドの施工性	完了(5/31)	4/27
			④	工認上の扱い	工認対象範囲	完了(5/31)	4/27
			⑤		コリウムシールドのドレン水貯蔵機能	完了(5/31)	4/27
			⑥		コリウムシールドライナーの工認上の記載	完了(5/31)	4/27
			⑦		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、ドライウェ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	○	6/7
	20	ECCSポンプのSA時でのNP SH評価	①	試験・手順	試験結果および評価結果	次回以降	6/E予定
			②		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)	5/22
			③		試験手順について示すこと。	完了(5/31)	5/22
			④		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)	5/22
	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	—	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)	
			②		試験結果および評価結果	○ (試験方法)	6/12, 6/E予定
			③		CFD解析モデルについて説明すること	○	5/28,6/4

【論点4】 機器の動的機能維持評価(1/5)



<本論点の経緯>

第578回審査会合(平成30年5月31日)において、構造等がJEAG適用外である機器(スクリー式ポンプ及びギヤ式ポンプ)の動的機能維持評価の結果について説明した。この際、評価対象部位である「逃がし弁」の評価項目のうち、加速度の許容値(機能確認済加速度)に対して出典及び適用性について説明するようコメントを受けた。今回は、本コメントに対して説明するものである。

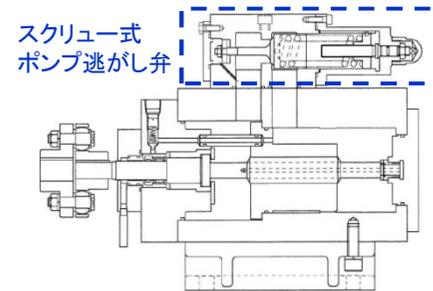


図1 スクリュー式ポンプの構造概要

<コメント>

「逃がし弁」の加速度の許容値(機能確認済加速度)の出典及び適用性について説明すること。

<回答>①許容値(機能確認済加速度)の出典について

逃がし弁の許容値である機能確認済加速度は、JEAG4601-1991 追補版(以下「JEAG4601」という)の弁駆動部の機能確認済加速度に定められた安全弁のうち、最も小さいPWR加圧器安全弁の5.0[G]*を参考に設定した(表1)。設定に当たっては、PWR加圧器安全弁が縦置きであるのに対し、スクリー式ポンプ逃がし弁は横置き設置であるため、以下のように配慮している(表2)。

- ✓PWR加圧器安全弁の水平方向の機能確認済加速度を90°変換して鉛直方向の機能確認済加速度として5.0[G]を適用(①')することが可能と考えるが、設置向きの違いを勘案して安全側に1.0[G]を許容値として評価
- ✓PWR加圧器安全弁で規定していない鉛直方向(弁軸方向)が、スクリー式ポンプ逃がし弁の水平方向(弁軸方向)になる(③')ことから、水平方向の許容値に1[G]を適用

※先行プラントにおけるギヤ式ポンプ逃がし弁においても適用している。また、鉛直方向の機能確認済加速度に1.0[G]を適用している。

表1 JEAG4601で定める 弁駆動部の機能確認済加速度

種別	弁型式	機能確認済加速度[G]
特殊弁	安全弁	
	BWR主蒸気逃がし安全弁	9.6
	PWR加圧器安全弁	5.0
	PWR主蒸気安全弁	10.0

注: JEAG4601-1991 追補版 表3.5.10-8 弁駆動部の機能確認済加速度から抜粋して記載

補足: JEAG4601-2008 においては、以下の機能確認済加速度が規定されている。

	<水平>	<鉛直>
・BWR主蒸気逃がし安全弁	9.6[G]	6.1[G]
・PWR加圧器安全弁	13.0[G]	3.0[G]
・PWR主蒸気安全弁	13.0[G]	3.0[G]
・PWR主蒸気安全弁*	10.0[G]	3.0[G]

※固有振動数20Hz未満の安全弁

表2 スクリュー式ポンプ逃がし弁の機能確認済加速度の設定の考え方

JEAG4601 PWR加圧器安全弁	スクリー式ポンプ逃がし弁
<p>【縦置き】</p> <p>調整ボルト ばね押え ばね リング部 弁体円周 バルブガイド ふた 本体 弁体 弁座</p> <p>約1200 311 330</p> <p>水平: 5G 鉛直: 1G</p>	<p>【横置き】</p> <p>①' Z(UD) 鉛直: 5G ②' Y(EW) 水平: 5G ③' X(NS) 水平: 規定なし</p> <p>本体 弁体 ふた ばね ばねケース</p> <p>水平: 1G 鉛直: 1G</p>

【論点4】 機器の動的機能維持評価(2/5)



<回答>②許容値(機能確認済加速度)の適用性について

JEAG4601に定められた安全弁とスクリー式ポンプの逃がし弁の構造は表3に示すとおりであり、両者の構造は同等であるため、JEAG 4601に定められた安全弁の機能確認済加速度が適用可能と考える。

- ✓ 構造はシート部を構成する弁座(本体)と弁体、圧力バウンダリとなる本体とふたにより構成される。
- ✓ 内部流体圧力と、ばねによる弁体押付け力との釣り合いにより開閉動作を行う。
- ✓ JEAG4601に記載の安全弁の例として口径200A以下と記載されていることに対し、スクリー式ポンプ逃がし弁のポンプとの取り付け部の口径は200A以下となっている。

表3 JEAG4601で定める安全弁とスクリー式ポンプ逃がし弁の構造比較

弁種類	JEAG 4601			スクリー式ポンプ逃がし弁
	PWR加圧器安全弁	PWR主蒸気安全弁	BWR主蒸気逃がし安全弁	
構造				

【論点4】 機器の動的機能維持評価(3/4)



◆評価結果

地震時の動的機能維持の評価結果を表4～6に示す。すべての評価項目において評価値が許容値以下であることを確認した。

表4 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ評価結果

評価部位		項目		評価値	許容値	評価
①	基礎ボルト	応力	引張	4 MPa	184 MPa	○
			せん断	4 MPa	142 MPa	○
	ポンプ取付ボルト	応力	引張	3 MPa	433 MPa	○
			せん断	2 MPa	333 MPa	○
③④⑤	摺動部 (スリーブ, 主ねじ, 従ねじ)	クリアランス (スリーブ, 主ねじ)	—			○
④	軸系(主ねじ)	応力	せん断	8 MPa	495 MPa	○
⑥	逃がし弁	加速度	水平	$0.81 \times 9.8\text{m/s}^2$	$1.0 \times 9.8\text{m/s}^2$ ※	○
			鉛直	$0.71 \times 9.8\text{m/s}^2$	$1.0 \times 9.8\text{m/s}^2$ ※	○
⑧	軸受	面圧	ラジアル(原動機側)	0.0790 MPa		○
			ラジアル(負荷側)	0.1356 MPa		○
			スラスト	0.1588 MPa		○
⑨	電動機	加速度	水平	$0.81 \times 9.8\text{m/s}^2$	$4.7 \times 9.8\text{m/s}^2$	○
			鉛直	$0.71 \times 9.8\text{m/s}^2$	$1.0 \times 9.8\text{m/s}^2$	○

表5 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ評価結果

評価部位		項目		評価値	許容値	評価
①	基礎ボルト	応力	引張	4 MPa	184 MPa	○
			せん断	4 MPa	142 MPa	○
	ポンプ取付ボルト	応力	引張	3 MPa	433 MPa	○
			せん断	2 MPa	333 MPa	○
③④⑤	摺動部 (スリーブ, 主ねじ, 従ねじ)	クリアランス (スリーブ, 主ねじ)	—			○
④	軸系(主ねじ)	応力	せん断	8 MPa	495 MPa	○
⑥	逃がし弁	加速度	水平	$0.81 \times 9.8\text{m/s}^2$	$1.0 \times 9.8\text{m/s}^2$ ※	○
			鉛直	$0.71 \times 9.8\text{m/s}^2$	$1.0 \times 9.8\text{m/s}^2$ ※	○
⑧	軸受	面圧	ラジアル(原動機側)	0.0790 MPa		○
			ラジアル(負荷側)	0.1356 MPa		○
			スラスト	0.1588 MPa		○
⑨	電動機	加速度	水平	$0.81 \times 9.8\text{m/s}^2$	$4.7 \times 9.8\text{m/s}^2$	○
			鉛直	$0.71 \times 9.8\text{m/s}^2$	$1.0 \times 9.8\text{m/s}^2$	○

※: 逃がし弁の機能確認済加速度は, JEAG4601-1991 追補版の弁駆動部の機能確認済加速度に定められた安全弁のうち, 最も小さいPWR加圧器安全弁の5.0[G]を参考に, 逃がし弁の設置向きの違いを考慮し1[G]とした。

【論点4】 機器の動的機能維持評価(4/4)



表6 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ

評価部位		項目		評価値	許容値	評価
①	基礎ボルト	応力	引張	4 MPa	184 MPa	○
			せん断	4 MPa	142 MPa	○
	ポンプ取付ボルト	応力	引張	3 MPa	433 MPa	○
			せん断	3 MPa	333 MPa	○
③④⑤	摺動部(スリーブ, 主ねじ, 従ねじ)	クリアランス(スリーブ, 主ねじ)	—			○
④	軸系(主ねじ)	応力	せん断	6 MPa	495 MPa	○
⑥	逃がし弁	加速度	水平	$0.81 \times 9.8\text{m/s}^2$	$1.0 \times 9.8\text{m/s}^2$ ※	○
			鉛直	$0.71 \times 9.8\text{m/s}^2$	$1.0 \times 9.8\text{m/s}^2$ ※	○
⑧	軸受	面圧	ラジアル(原動機側)	0.0678 MPa		○
			ラジアル(負荷側)	0.0835 MPa		○
			スラスト	0.1769 MPa		○
⑨	電動機	加速度	水平	$0.81 \times 9.8\text{m/s}^2$	$4.7 \times 9.8\text{m/s}^2$	○
			鉛直	$0.71 \times 9.8\text{m/s}^2$	$1.0 \times 9.8\text{m/s}^2$	○

※: 逃がし弁の機能確認済加速度は、JEAG4601-1991 追補版の弁駆動部の機能確認済加速度に定められた安全弁のうち、最も小さいPWR加圧器安全弁の5.0[G]を参考に、逃がし弁の設置向きの違いを考慮し1[G]とした。

参考 スクリュー式ポンプの主要仕様

		非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ	高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機燃料移送ポンプ	常設代替高圧電源装置 燃料移送ポンプ
容量	m ³ /h	1.92以上	1.04以上	3.02以上
揚程	MPa	0.195以上(2C用) 0.156以上(2D用)	0.190以上	0.285以上
最高使用圧力	MPa	1.00	1.00	1.00
最高使用温度	°C	55	55	55
原動機出力	kW	1.2	1.2	2.2
主要 寸法	たて	mm	220	220
	横	mm	470	535
	高さ	mm	230	250
合計質量	kg	319	319	360

【論点5】 スタンドパイプの耐震評価(1/4)

＜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、スタンドパイプに適用する極限解析に関して、解析モデルの妥当性及び極限解析の保守性について説明するとともに、極限解析モデルの妥当性を補完するため、スタンドパイプの解析モデル長さを長くした場合の影響確認(追加解析)結果を示すことを説明している。また、同審査会合において、次葉に示すコメントを受けている。

このため、今回は上記の追加解析結果とコメントに対して説明するものである。

＜確認結果＞

実機スタンドパイプ長さ1.67m～2.35mを考慮し、第562回審査会合(平成30年4月5日)で示した解析モデル長さ1.0m及び1.5m条件での解析に加えて、スタンドパイプ長さによる影響を確認するため、解析モデル長さ2.0m及び2.5m条件での追加解析を実施した。解析の結果、解析モデル長さの違いによっても有意な差がないことを確認した。

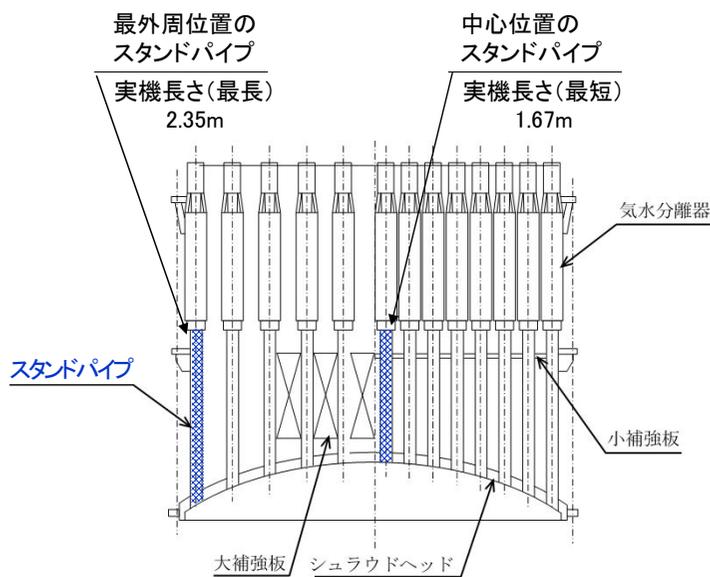


図1 スタンドパイプ断面図

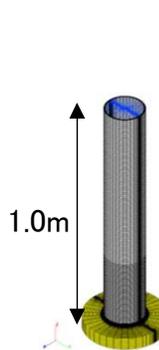


図2 今回工認解析モデル
(スタンドパイプ長さ1.0m)

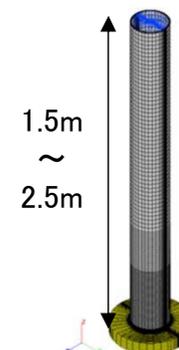


図3 影響評価モデル
(スタンドパイプ長さ1.5m～2.5m)

表1 スタンドパイプ長さの違いによる裕度の比較

スタンドパイプ長さ	許容応力状態	裕度※	備考
1.0m	IV _A S	1.02	第562回審査会合 説明範囲
1.5m	IV _A S	1.02	
2.0m	IV _A S	1.02	今回説明範囲
2.5m	IV _A S	1.02	

※許容荷重(崩壊荷重の下限値(P_{cr})×0.9) / 地震荷重

【論点5】 スタンドパイプの耐震評価(2/4)

<コメント>

- ① 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について説明すること。
- ② 引張試験における荷重(モーメント)と極限解析の荷重(モーメント)の差異について定量的に説明すること。
- ③ スタンドパイプの変形に伴う蒸気乾燥器スカートと気水分離器の干渉の有無及び解析上の扱いを整理して説明すること。

<回答> ① 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について

第562回審査会合(平成30年4月5日)において、極限解析モデル(1本モデル)の荷重の妥当性を確認するため、実機と同じ全225本のスタンドパイプをモデル化した場合の荷重の算出結果について説明した。この際、225本のスタンドパイプのモデル化による荷重算出に当たっては、スタンドパイプの大補強板及び小補強板(以下「補強板」という。)が健全であることを前提としているため、補強板の健全性について評価した。評価の結果、補強板に生じる応力は許容応力以下であり、全225本のスタンドパイプをモデル化した解析結果に影響がないことを確認した。

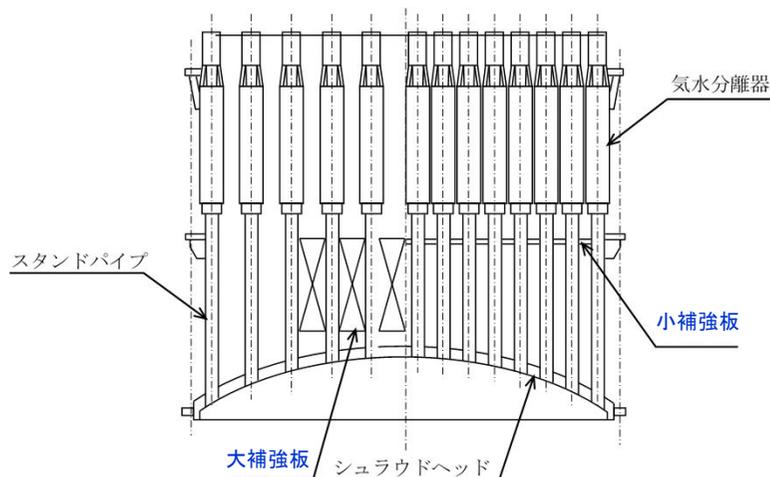


図4 スタンドパイプ断面図

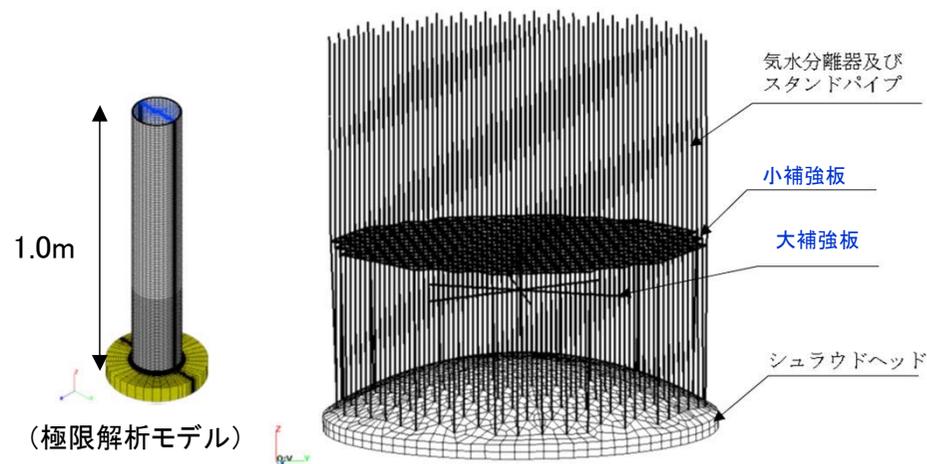


図5 スタンドパイプ225本モデル図(FEMモデル)

表2 補強板の健全性確認結果(許容応力状態IVAS)

評価部位	評価応力	応力強さ [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度
大補強板	一次一般膜応力	1	91	91.0
	一次一般膜応力+一次曲げ応力	6	136	22.6
小補強板	一次一般膜応力	1	156	156.0
	一次一般膜応力+一次曲げ応力	1	234	234.0

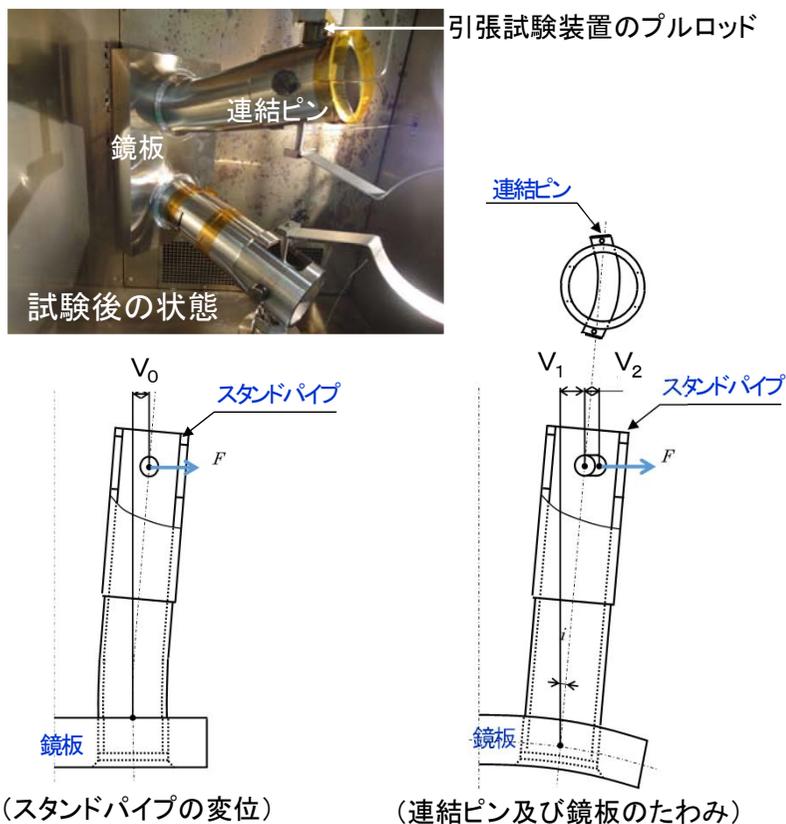
【論点5】 スタンドパイプの耐震評価(3/4)



＜回答＞②引張試験における荷重(モーメント)と極限解析の荷重(モーメント)の差異について

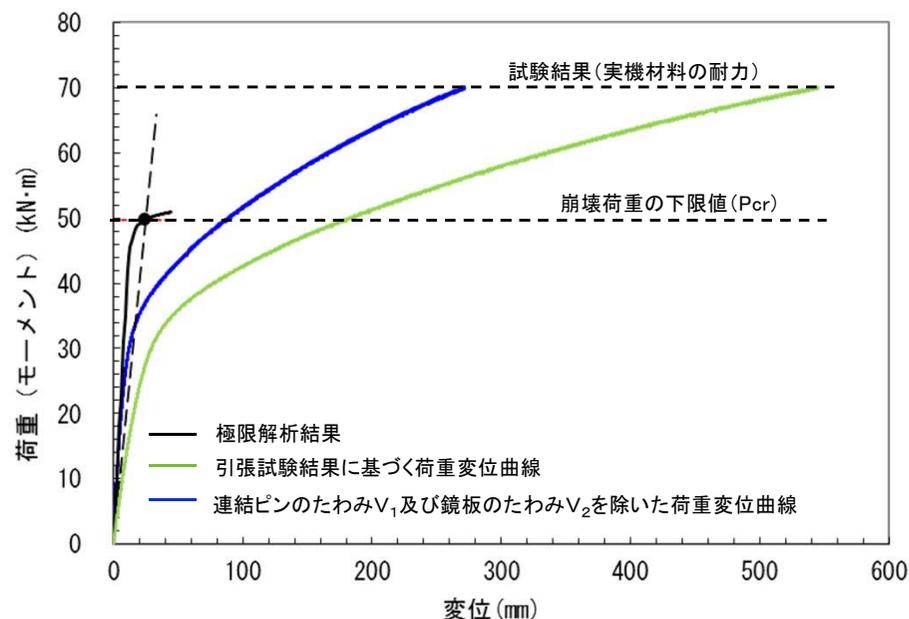
第562回審査会合(平成30年4月5日)において、極限解析により得られた許容荷重と1/3スケールの引張試験結果(実機機材料の耐力)について、荷重変位曲線により極限解析の保守性を説明した。説明に当たっては、引張試験により得られた荷重に着目しているため、変位は引張試験結果そのものを示したが、荷重変位曲線における引張試験と極限解析における変位の差異を明確にするため、引張試験により発生する影響要因として、連結ピン及び鏡板のたわみによる生ずる変位を除いて、改めて荷重変位曲線による比較を行った。

その結果、引張試験に基づく荷重変位曲線は、試験体の弾性範囲において、極限解析に基づく荷重変位曲線と良く一致することを確認した。なお、弾塑性域における差異は、極限解析条件として弾完全塑性体の降伏点を $2S_y$ としているため、実機材料であるオーステナイト系ステンレス鋼の降伏点 S_y との違いにより生じているものである。

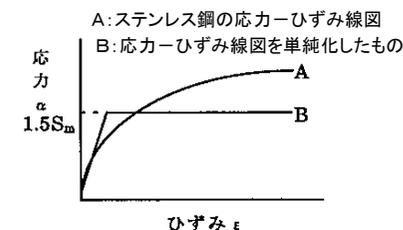


引張試験による試験体変位 V_t
 $V_t = \text{スタンドパイプの変位 } V_0 + \text{鏡板のたわみ } V_1 + \text{連結ピンのたわみ } V_2$

図6 引張試験において生じる試験体の変位



補足: 極限解析において、弾完全塑性体を用いているが、この理由はオーステナイト系ステンレス鋼の応力-ひずみ線図に明確な降伏点がなく、崩壊荷重の解析が複雑になることから、応力-ひずみ線図を単純化して、対象物の荷重変位曲線を求めようとしているためである。



上図は設計・建設規格(解説PVB-3160)「極限解析に基づく一次応力評価」より抜粋・加筆

図7 極限解析結果と試験体の荷重変位曲線

【論点5】 スタンドパイプの耐震評価(4/4)



＜回答＞③スタンドパイプの変形に伴う気水分離器と蒸気乾燥器スカートとの干渉の有無及び解析上の扱いについて

蒸気乾燥器と気水分離器は、構造的に拘束されておらず、両者間の最小隙間はシュラウドヘッドボルトの上リングと蒸気乾燥器スカートの mmである。このため、スタンドパイプの変形に伴い気水分離器に変位が生じ、蒸気乾燥器スカートに干渉しないかについて、原子炉圧力容器等の大型機器の連成解析に使用している建屋機器連成解析モデルを使用し、時刻歴応答解析にて気水分離器と蒸気乾燥器間の相対変位量を算定した。また、建屋機器連成解析は弾性解析であるため、スタンドパイプの弾塑性状態を考慮した。

確認の結果、気水分離器と蒸気乾燥器間の相対変位量は、スタンドパイプの弾塑性状態を考慮しても9.4mmと僅かで、気水分離器と蒸気乾燥器間の最小隙間である mmに対して十分余裕があり干渉することがないことから、極限解析において蒸気乾燥器スカートとの干渉を考慮する必要がないことを確認した。

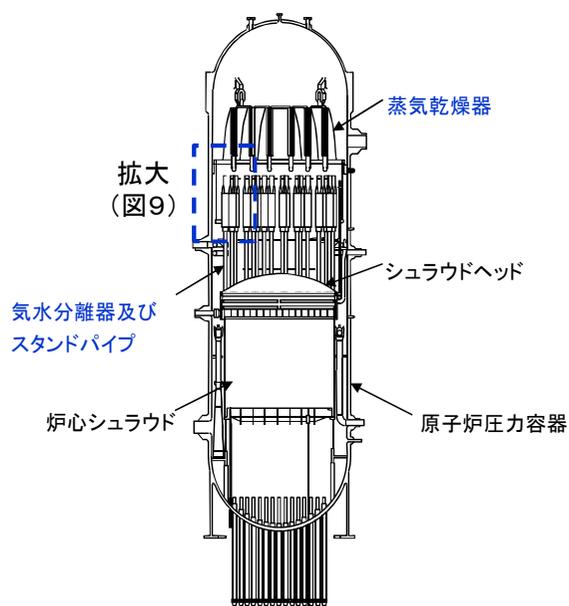


図8 原子炉圧力容器概要図

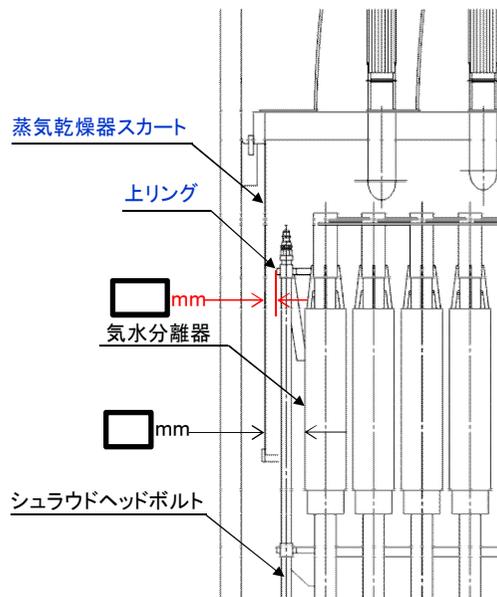


図9 気水分離器と蒸気乾燥器の構造拡大図

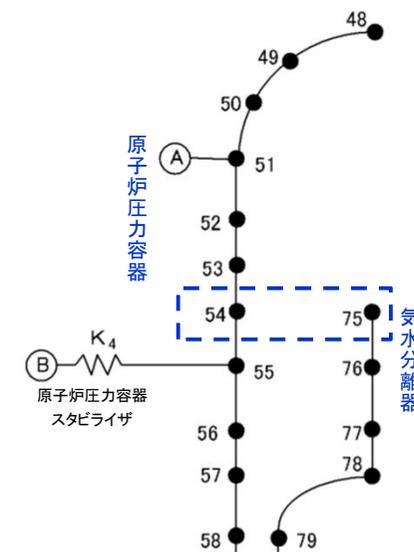


図10 建屋機器連成解析モデル図

表3 蒸気乾燥器と気水分離器間の相対変位量

相対変位(弾性解析結果)		相対変位(弾塑性状態を考慮)		許容値 (最小隙間)
最大変位	水平2方向考慮	最大変位	水平2方向考慮	
5.62mm	7.84mm	6.72mm	9.40mm	<input type="text"/> mm

【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)(1/3)



<本論点の経緯>

今回補正における強度評価での機械荷重については、東海第二発電所の既工認と異なること、温度及び圧力については建設時に設定した条件を用いることから、これらの設計条件の妥当性を確認する。

<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こと。

<回答>

下記の条件で強度評価を行うこととしており、重要事故シーケンス等におけるパラメータを上回る評価となることから、設計条件及び設定の考え方は妥当であることを確認した。これらの条件に基づき、順次強度計算を行う。

- ✓ 温度、圧力については、重大事故等時の評価条件を上回る条件を用いることで、保守的な評価を行う
- ✓ 事故時荷重については、重大事故時の荷重として配管破断によるジェット荷重を考慮する
- ✓ 配管破断の想定については、重要事故シーケンス等では再循環系配管の小破断を考慮しているが、強度評価ではより厳しい条件である主蒸気系配管及び再循環系配管の全破断を想定する

【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)(2/3)



表1 原子炉圧力容器の重大事故等時の強度評価手法

東海第二発電所の手法及び条件																																																													
手法	運転状態Vの評価																																																												
適用規格	JSME設計・建設規格																																																												
評価部位	①胴, ②下鏡板, ③原子炉圧力容器スカート, ④制御棒駆動機構ハウジング貫通部, ⑤原子炉圧力容器ノズル, ⑥ブラケット類, ⑦主フランジ, ⑧上鏡板及びスタッドボルト, ⑨中性子計測ハウジング貫通部																																																												
評価応力	1次膜応力, 一次局部膜応力, 一次曲げ応力, 特別な応力(部位により軸圧縮, 外圧, 純せん断, 支圧)																																																												
荷重の組合せ	$P^*+M^*+D^*+A^*$ P: 重大事故等時の圧力 M: 機械荷重, D: 死荷重 A: 事故時荷重 ※評価部位に応じて差圧又は動圧, 流体反力, スクラム反力, ボルト荷重が生じる。																																																												
評価条件	重大事故等時の事故シーケンスと圧力 <table border="1" style="margin-left: 20px;"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>状態</th> <th>圧力 (MPa)</th> <th>温度 (°C)</th> <th>外荷重</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>1</td><td>高圧・低圧注水機能喪失</td><td>7.79</td><td>295</td><td>事故時荷重は生じない</td></tr> <tr><td>2</td><td>高圧注水・減圧機能喪失</td><td>7.79</td><td>295</td><td>事故時荷重は生じない</td></tr> <tr><td>3</td><td>全交流動力電源喪失(長期TB)</td><td>8.16</td><td>298</td><td>事故時荷重は生じない</td></tr> <tr><td>4</td><td>全交流動力電源喪失(TBD, TBU)</td><td>8.16</td><td>298</td><td>事故時荷重は生じない</td></tr> <tr><td>5</td><td>全交流動力電源喪失(TBP)</td><td>8.16</td><td>298</td><td>事故時荷重は生じない</td></tr> <tr><td>6</td><td>崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失の場合)</td><td>7.79</td><td>295</td><td>事故時荷重は生じない</td></tr> <tr><td>7</td><td>崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系故障の場合)</td><td>7.79</td><td>295</td><td>事故時荷重は生じない</td></tr> <tr><td>8</td><td>原子炉停止機能喪失</td><td>8.19</td><td>298</td><td>事故時荷重は生じない</td></tr> <tr><td>9</td><td>LOCA時注水機能喪失</td><td>7.79</td><td>295</td><td>配管破断によるジェット荷重</td></tr> <tr><td>10</td><td>格納容器バイパス(ISLOCA)</td><td>7.79</td><td>295</td><td>事故時荷重は生じない</td></tr> <tr><td>11</td><td>津波浸水による注水機能喪失</td><td>8.16</td><td>298</td><td>事故時荷重は生じない</td></tr> </tbody> </table>	No.	状態	圧力 (MPa)	温度 (°C)	外荷重	1	高圧・低圧注水機能喪失	7.79	295	事故時荷重は生じない	2	高圧注水・減圧機能喪失	7.79	295	事故時荷重は生じない	3	全交流動力電源喪失(長期TB)	8.16	298	事故時荷重は生じない	4	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	8.16	298	事故時荷重は生じない	5	全交流動力電源喪失(TBP)	8.16	298	事故時荷重は生じない	6	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失の場合)	7.79	295	事故時荷重は生じない	7	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系故障の場合)	7.79	295	事故時荷重は生じない	8	原子炉停止機能喪失	8.19	298	事故時荷重は生じない	9	LOCA時注水機能喪失	7.79	295	配管破断によるジェット荷重	10	格納容器バイパス(ISLOCA)	7.79	295	事故時荷重は生じない	11	津波浸水による注水機能喪失	8.16	298	事故時荷重は生じない
	No.	状態	圧力 (MPa)	温度 (°C)	外荷重																																																								
	1	高圧・低圧注水機能喪失	7.79	295	事故時荷重は生じない																																																								
	2	高圧注水・減圧機能喪失	7.79	295	事故時荷重は生じない																																																								
	3	全交流動力電源喪失(長期TB)	8.16	298	事故時荷重は生じない																																																								
4	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	8.16	298	事故時荷重は生じない																																																									
5	全交流動力電源喪失(TBP)	8.16	298	事故時荷重は生じない																																																									
6	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失の場合)	7.79	295	事故時荷重は生じない																																																									
7	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系故障の場合)	7.79	295	事故時荷重は生じない																																																									
8	原子炉停止機能喪失	8.19	298	事故時荷重は生じない																																																									
9	LOCA時注水機能喪失	7.79	295	配管破断によるジェット荷重																																																									
10	格納容器バイパス(ISLOCA)	7.79	295	事故時荷重は生じない																																																									
11	津波浸水による注水機能喪失	8.16	298	事故時荷重は生じない																																																									
評価圧力・温度	上記事故シーケンスを上回る評価条件: 8.62 MPa, 302°C																																																												
破断想定点	原子炉圧力容器に厳しいモーメント, せん断力が生じるMS配管及びPLR配管の大破断を想定。																																																												
ジェット荷重の入力方法	MS配管及びPLR配管破断を考慮し, ジェット荷重の最大値を入力。原子炉圧力容器の評価点で得られた荷重(モーメント, せん断力)から各部位の強度評価を行う。																																																												

【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)(3/3)



表2 クラス1管の重大事故等時の強度評価手法

東海第二発電所の手法及び条件																																																													
手法	運転状態 V の評価																																																												
適用規格	JSME設計・建設規格																																																												
評価部位	管																																																												
評価応力	一次応力																																																												
荷重の組合せ	P+M+D P: 重大事故等時の圧力 M: 重大事故等時の機械荷重 (MS配管については, SRV吹き出し反力) D: 死荷重																																																												
評価条件	<table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>状態</th> <th>圧力 (MPa)</th> <th>温度 (°C)</th> <th>外荷重</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>高圧・低圧注水機能喪失</td> <td>7.79</td> <td>295</td> <td>事故時荷重は生じない</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>高圧注水・減圧機能喪失</td> <td>7.79</td> <td>295</td> <td>事故時荷重は生じない</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>全交流動力電源喪失(長期TB)</td> <td>8.16</td> <td>298</td> <td>事故時荷重は生じない</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>全交流動力電源喪失(TBD, TBU)</td> <td>8.16</td> <td>298</td> <td>事故時荷重は生じない</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>全交流動力電源喪失(TBP)</td> <td>8.16</td> <td>298</td> <td>事故時荷重は生じない</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失の場合)</td> <td>7.79</td> <td>295</td> <td>事故時荷重は生じない</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系故障の場合)</td> <td>7.79</td> <td>295</td> <td>事故時荷重は生じない</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>8.19</td> <td>298</td> <td>事故時荷重は生じない</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>LOCA時注水機能喪失</td> <td>7.79</td> <td>295</td> <td>配管破断によるジェット荷重</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>格納容器バイパス(ISLOCA)</td> <td>7.79</td> <td>295</td> <td>事故時荷重は生じない</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>津波浸水による注水機能喪失</td> <td>8.16</td> <td>298</td> <td>事故時荷重は生じない</td> </tr> </tbody> </table>	No.	状態	圧力 (MPa)	温度 (°C)	外荷重	1	高圧・低圧注水機能喪失	7.79	295	事故時荷重は生じない	2	高圧注水・減圧機能喪失	7.79	295	事故時荷重は生じない	3	全交流動力電源喪失(長期TB)	8.16	298	事故時荷重は生じない	4	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	8.16	298	事故時荷重は生じない	5	全交流動力電源喪失(TBP)	8.16	298	事故時荷重は生じない	6	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失の場合)	7.79	295	事故時荷重は生じない	7	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系故障の場合)	7.79	295	事故時荷重は生じない	8	原子炉停止機能喪失	8.19	298	事故時荷重は生じない	9	LOCA時注水機能喪失	7.79	295	配管破断によるジェット荷重	10	格納容器バイパス(ISLOCA)	7.79	295	事故時荷重は生じない	11	津波浸水による注水機能喪失	8.16	298	事故時荷重は生じない
	No.	状態	圧力 (MPa)	温度 (°C)	外荷重																																																								
	1	高圧・低圧注水機能喪失	7.79	295	事故時荷重は生じない																																																								
	2	高圧注水・減圧機能喪失	7.79	295	事故時荷重は生じない																																																								
	3	全交流動力電源喪失(長期TB)	8.16	298	事故時荷重は生じない																																																								
	4	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	8.16	298	事故時荷重は生じない																																																								
	5	全交流動力電源喪失(TBP)	8.16	298	事故時荷重は生じない																																																								
	6	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失の場合)	7.79	295	事故時荷重は生じない																																																								
	7	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系故障の場合)	7.79	295	事故時荷重は生じない																																																								
	8	原子炉停止機能喪失	8.19	298	事故時荷重は生じない																																																								
	9	LOCA時注水機能喪失	7.79	295	配管破断によるジェット荷重																																																								
	10	格納容器バイパス(ISLOCA)	7.79	295	事故時荷重は生じない																																																								
11	津波浸水による注水機能喪失	8.16	298	事故時荷重は生じない																																																									
評価圧力・温度	上記事故シーケンスを上回る評価条件: 8.62 MPa, 302°C																																																												
破断想定点	原子炉圧力容器に大きい変位が生じるMS配管及びPLR配管の大破断を想定。																																																												
ジェット荷重の入力方法	<ul style="list-style-type: none"> 破断した管は強度評価の評価対象外とする。 破断した管のジェット力によりRPV等に変位が生じることで管に二次応力が生じるが、重大事故事象は発生回数が少なく疲労に顕著な影響を及ぼす繰り返し応力が発生しないことから二次応力は評価を省略する。 																																																												

【論点15】 強度評価におけるPCV動荷重の考慮(1/4)



<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。

<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)はドライウェル内で発生した蒸気によって、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。

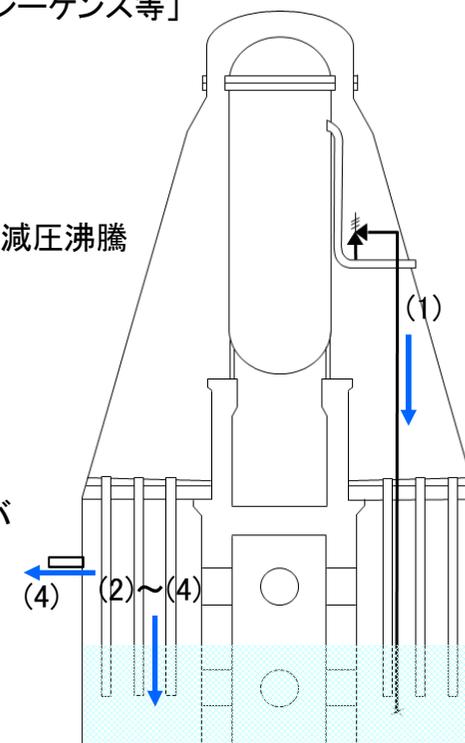


図1 重大事故時の蒸気等の流れ

【論点15】 強度評価におけるPCV動荷重の考慮(2/4)



2. SA時に検討すべき動荷重

重要事故シーケンス等において、設計基準事故時で考慮されていない動荷重を抽出した(表1)。
設計基準事故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。

- 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)
 - 逃がし安全弁作動時に原子炉圧力容器からサプレッション・チェンバへ放出される蒸気が過熱蒸気であることから設計基準事故時(飽和蒸気)と性状が異なる
- 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
- 格納容器ベント時(格納容器過圧・過温破損)
 - ベント時にサプレッション・チェンバが減圧することによりドライウエルからサプレッション・チェンバへ蒸気が流入するとともにプール水の減圧沸騰が生じる

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

設計基準事故時で考慮されていない動荷重に対して、重要事故シーケンス等を整理し、そのときの各パラメータ等を比較し、原子炉格納容器の健全性を確認する。

3. SA時に生じる動荷重の評価

◆高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)

DCH時には、原子炉压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る。東海第二の実機試験結果(図3)から、蒸気が安定的に凝縮されていれば、動荷重は気泡脈動が支配的であることから、蒸気性状の違いによる蒸気凝縮の影響を確認するため、DCH時と設計基準事故時のパラメータを用いて評価を行った。また、本事象では逃がし安全弁を開保持するため、長期的な影響を確認した。この結果、サブプレッション・チェンバ内で不安定凝縮は生じることはなく、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。

➢ 逃がし安全弁作動時の短期的な影響

- 過熱蒸気と飽和蒸気が有する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、凝縮の挙動が同じと考えられるため、そのときに生じる動荷重も同等と考えられる。過熱蒸気のパラメータから飽和蒸気とした場合のパラメータを算出し(表2)、既往の試験結果(図2)より、蒸気凝縮時の動荷重が設計基準事故時(0.88kg/cm²g(約86kPa)/-0.41kg/cm²g(約-40kPa))と同等以下であることを確認した。

➢ 逃がし安全弁作動後の長期的な影響

- 東二の実機試験の結果から、蒸気凝縮による圧力変化は小さいことが確認されている。また、逃がし安全弁作動後長期には蒸気流束も少ないことから、不安定な蒸気凝縮は発生しないため、設計基準事故時と同等以下である(図3)。

表2 逃がし安全弁作動時のパラメータ

パラメータ	DCH	飽和蒸気換算
原子炉压力容器圧力[MPa]	7.79	7.79
蒸気温度[°C]	約332	約293
蒸気の比エンタルピ[kJ/kg]		
排気管の流路断面積[m ²]		
蒸気流束[kg/s/m ²]		
サブプレッション・チェンバへの流入エネルギー流束[kJ/s/m ²]		

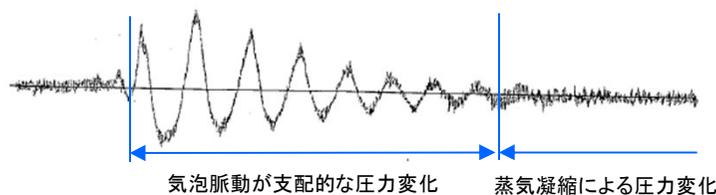


図3 東二実機試験時の逃がし安全弁作動時の圧力振動



図2 クエンチャなしにおける蒸気凝縮に作用する動荷重

出典: NEDO-21061 "MARK II Containment Dynamic Forcing Functions Information Report"

【論点15】 強度評価におけるPCV動荷重の考慮(4/4)



◆ 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用(FCI)

FCI時にドライウエ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、ドライウエ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3)。

◆ 格納容器ベント時

ドライウエ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エ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3)
- 減圧沸騰は、原子炉格納容器が減圧し、サブクール度が0°C以下に達した時に生じるが、それ以降はドライウエルとサブプレッション・チェンバの差圧が静定するため、急激な減圧沸騰が発生することはない、影響は小さい。
- 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気流束が \square kg/s/m²、プール水温 \square °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、ベント管内の蒸気流束は約 \square kg/s/m²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

* : 日本原子力研究所: 格納容器圧力系信頼性実証試験

表3 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 ²])	ガス移行量の最大値(上段:[kg/s], 下段:[kg/s/m ²])	蒸気移行量の最大値(上段:[kg/s], 下段:[kg/s/m ²])
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)			

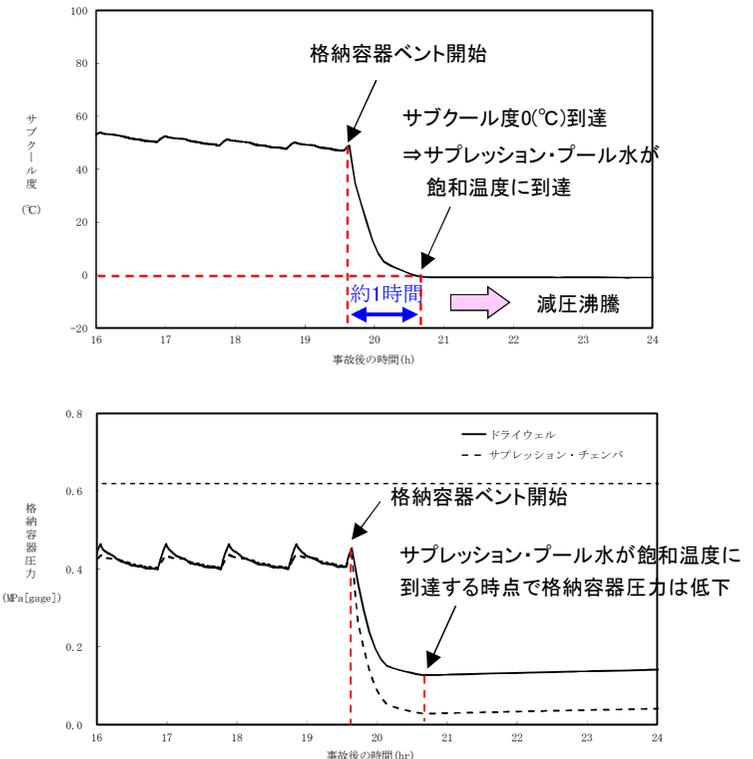


図4 ベント時のプール水のサブクール度及び原子炉格納容器圧力の推移

＜本論点の経緯＞

平成29年11月、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈等の一部が改正され、原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルに対する要求事項等が明確化された。このため、東海第二発電所のブローアウトパネル及びブローアウトパネル閉止装置が要求機能を満足することを確認するための実証試験等について説明する。

＜コメント＞

⑥ 加振台の性能限界加振波による加振試験の目的、実施方法について要領書に記載すること。

＜回 答＞

試験要領書の「3. 2 加振条件」及び「4. 3 (4)地震波加振試験」に下記を追記

3. 2 加振条件

(1) 基準適合性を確認するための加振(基準地震動 S_s 加振波による加振)

基準適合性を確認するため、閉止装置の設置位置(最も高所の設置位置)における基準地震動 S_s を上回るように設定された加振波を用いて加振を行う。

(2) 閉止装置の耐震裕度を確保するための加振(基準地震動 S_s 加振波を超える加振波による加振)

閉止装置の耐震裕度(基準地震動 S_s を多少超える地震でも閉止でき、負圧が確保できること)を確認するため、振動台の性能限界(基準地震動 S_s の1.1倍相当(目標値))での加振波を用いて加振を行う。

4. 3 (4)地震波加振試験

加振レベルは4段階に分けて振動台の加振性能限界まで漸増させていく。加振方向は3方向同時とし、閉止装置の開状態、閉状態のそれぞれで実施する。なお、基準地震動 S_s を超える加振試験として、振動台の性能限界である基準地震動 S_s の1.1倍相当(目標値)をレベル4として実施し、閉止装置の耐震裕度を確保する。

<コメント>

⑦ ブローアウトパネル閉止装置の気密性能試験における流量の算出方法について要領書に説明を追加すること。

<回答>

- ・試験要領書の「3. 2 加振条件」及び「4. 3 (4)地震波加振試験」に下記を追記
- ・気密性能試験は、ASTM E283-4に準じた試験装置を用いる。排風機により試験容器内の空気を排出し、試験容器内外に圧力差を生じさせ、試験体のパッキンを通して空気量を測定する。

$$q = Q' / A$$

q: 通気量 (m³/h・m²)

A: 試験体の内のり面積 (m²)

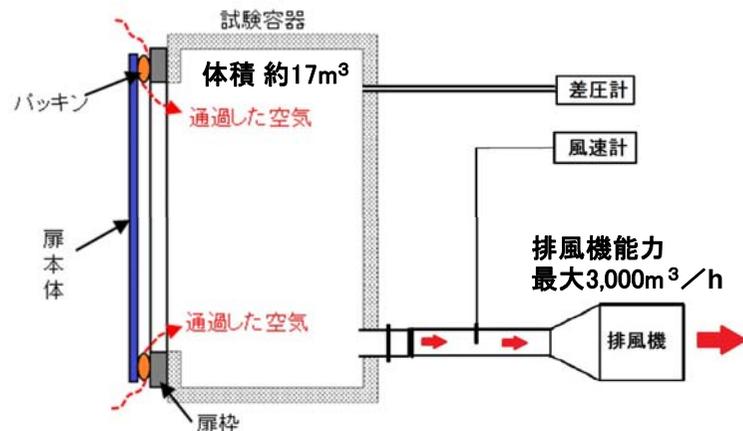
Q': 通過した空気量 (20°C, 1,013hPa換算値) (m³/h)

$$Q' = Q \cdot \frac{P}{1,013} \cdot \frac{273+20}{273+T}$$

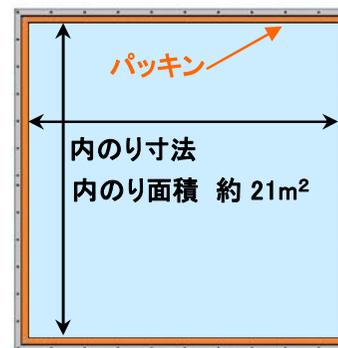
P: 試験容器内の気圧 (hPa)

T: 試験時の空気温度 (°C)

- ・風速計により測定した風速V(m/s), 風量測定管の断面積S(m²)から、通過した空気量Q (m³/h)は、Q=V×S×3,600(m³/h)
 なお、風量測定管は、直径φ50mm(通過した空気量が多い場合はφ130mm)を使用する。



第1図 試験装置図



第2図 試験体の内のり寸法図



第3図 排風機及び風速計設置状況

【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(3/9)

<コメント>

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。

<回答>

・本閉止装置を設置した場合の63Pa時の漏えい量は、非常用ガス処理系の定格容量の50%程度であり、非常用ガス処理系にて63Pa以上の負圧が達成可能であることを確認

・判定基準:

設計基準と同様に非常用ガス処理系の定格流量 $3,570\text{m}^3/\text{h}$ 以下の風量で63Pa以上の負圧を確保できること

・既設建屋の推定漏えい量 : 約 $1,710\text{m}^3/\text{h}$ (63Pa時換算)

至近で漏えい量の最も多かった原子炉建屋気密性能試験結果から評価

・閉止装置10個の内のり面積の合計 : 約 213m^2

・閉止装置単体の漏えい率 : 約 $\text{m}^3/(\text{h}\cdot\text{m}^2)$

(平成30年5月31日に工場にて実施(加振なし))

以上より、本閉止装置を設置した場合の63Pa時の推定漏えい量は、以下のとおりであり、非常用ガス処理系にて負圧が達成可能である。

$$1,710\text{m}^3/\text{h} + \text{input} \text{m}^3/(\text{h}\cdot\text{m}^2) \times 213\text{m}^2 = \text{input} \text{m}^3/\text{h} < 3,570\text{m}^3/\text{h}$$



閉止装置の気密確認試験結果

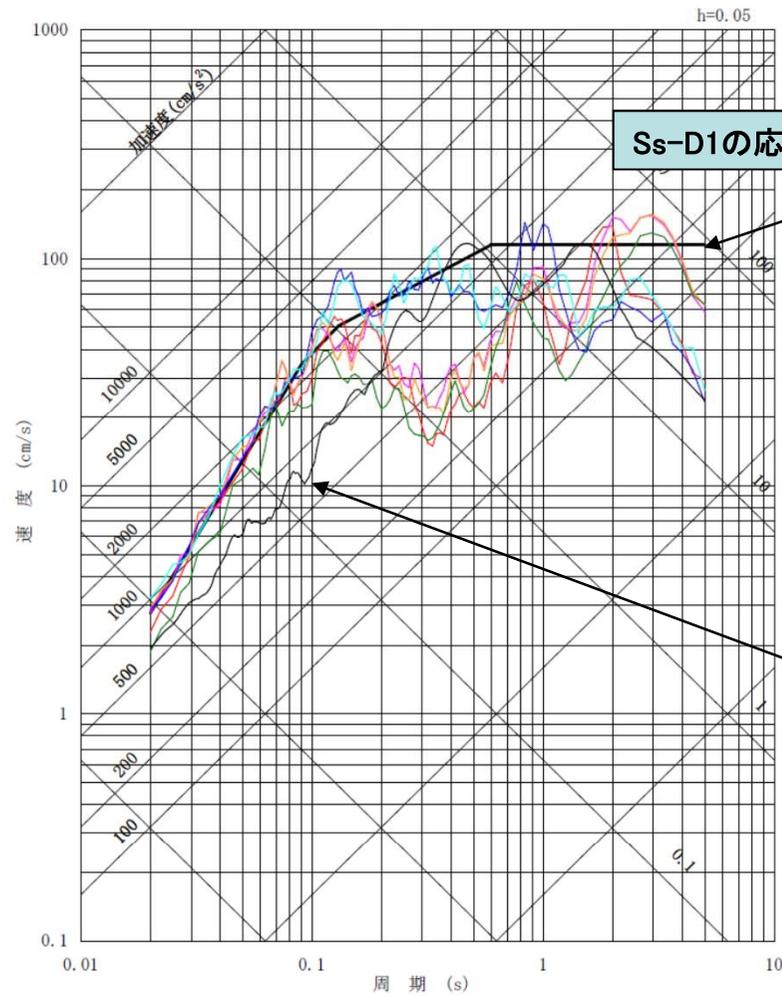
<コメント>

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。

<回答>

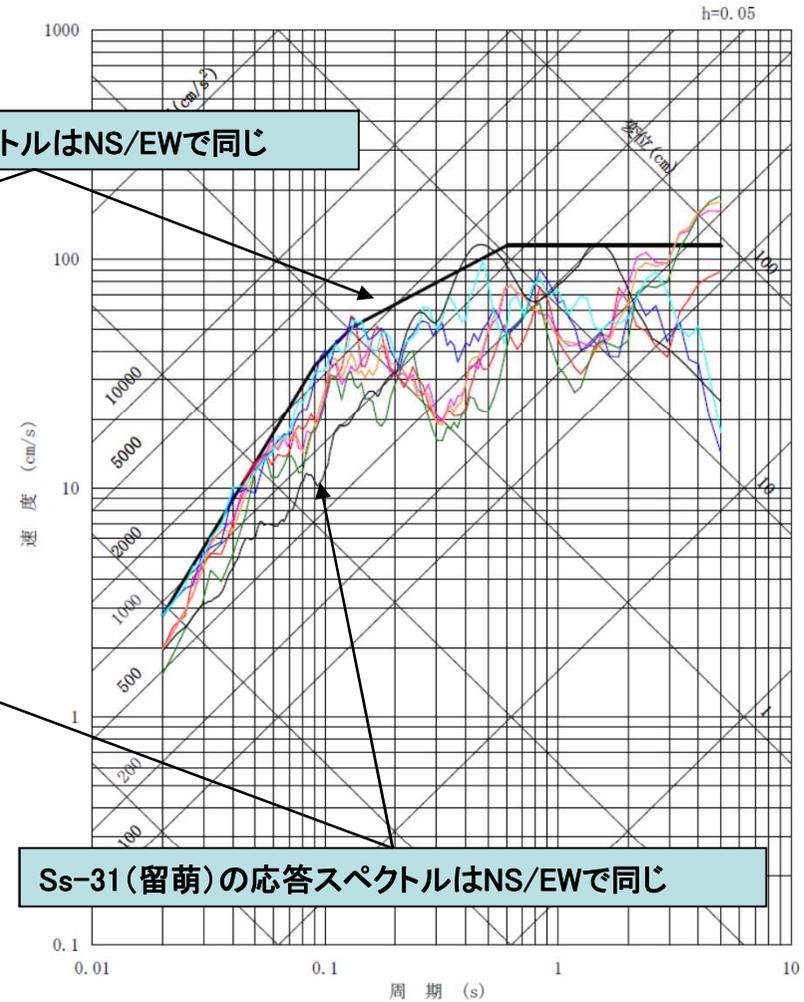
- ・東海第二発電所の基準地震動Ss波のうち、方向に依存しない地震動は①応答スペクトルに基づく地震動Ss-D1と、②2004年北海道留萌支庁南部地震を考慮した地震動の2つであり、いずれの地震動ともに方向性を有さないことから、加振用スペクトル検討においては、①、②については、NS、EWの両方向ともに同じ応答スペクトルを考慮している。

種類	地震動名	最大加速度(cm/s ²)			
		NS成分	EW成分	UD成分	
基準地震動Ss	応答スペクトルに基づく地震動	Ss-D1	870		560
	断層モデルを用いた手法に基づく地震動	Ss-11	717	619	579
		Ss-12	871	626	602
		Ss-13	903	617	599
		Ss-14	586	482	451
		Ss-21	901	887	620
		Ss-22	1009	874	736
	2004年北海道留萌支庁南部地震を考慮した地震動	Ss-31	610		280



- S_s-D1
- S_s-1.1 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点1)
- S_s-1.2 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)
- S_s-1.3 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点3)
- S_s-1.4 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点2)
- S_s-2.1 2011年東北地方太平洋沖型地震 (短周期レベルの不確かさ)
- S_s-2.2 2011年東北地方太平洋沖型地震 (SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)
- S_s-3.1 2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動

第6-41図(1) 基準地震動S_sの応答スペクトル (NS成分)



- S_s-D1
- S_s-1.1 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点1)
- S_s-1.2 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)
- S_s-1.3 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点3)
- S_s-1.4 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点2)
- S_s-2.1 2011年東北地方太平洋沖型地震 (短周期レベルの不確かさ)
- S_s-2.2 2011年東北地方太平洋沖型地震 (SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)
- S_s-3.1 2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動

第6-41図(2) 基準地震動S_sの応答スペクトル (EW成分)

<コメント>

③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。

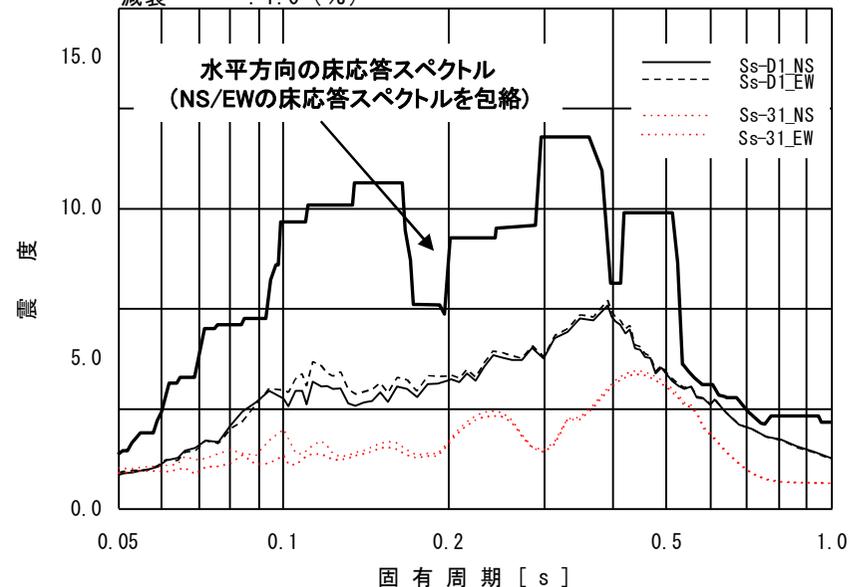
<回答>

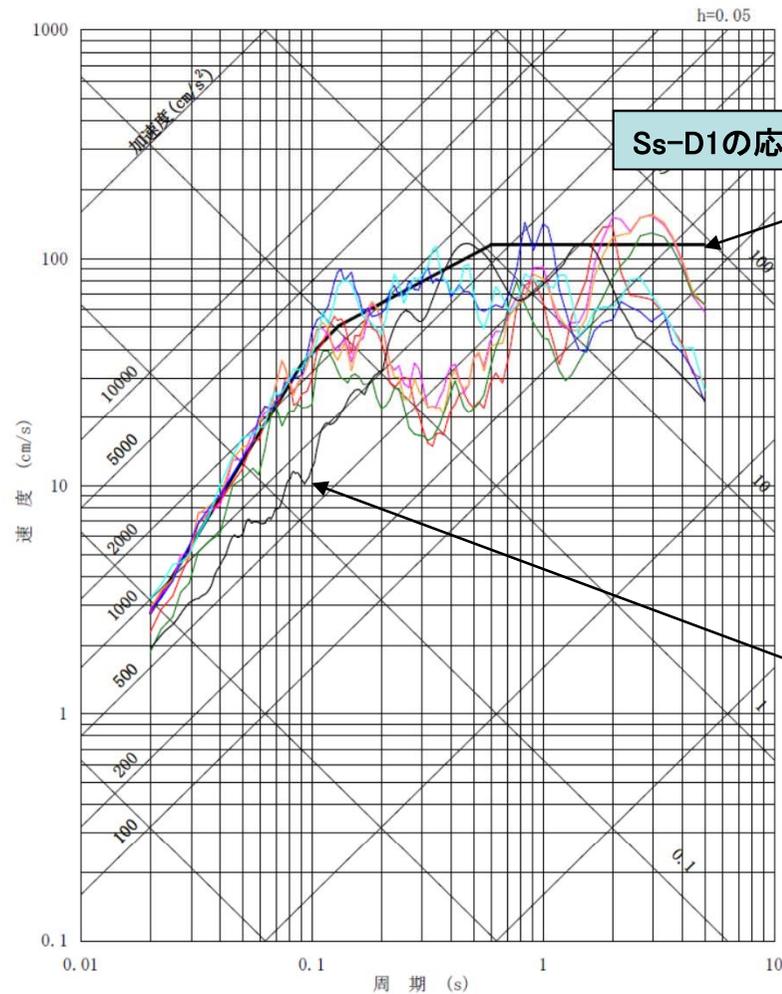
・東海第二発電所の基準地震動S_s波のうち、方向に依存しない地震動は①応答スペクトルに基づく地震動S_s-D1と、②2004年北海道留萌支庁南部地震を考慮した地震動の2つであり、いずれの地震動ともに方向性を有さないことから応答スペクトルとしては、①、②ともにNS、EWの両方向とも開放基盤面では同じ応答スペクトルを入力としている。

・床応答スペクトルについては、建屋モデルがNS/EWで異なるため、①②はNS/EWで同じ応答スペクトルであっても、床応答スペクトルはNS/EW方向で若干異なること、また、①②以外の断層波の応答スペクトルは、NS/EWで異なることから、床応答スペクトルはNS/EWの各々の方向で作成後、NS/EWを包絡する床応答スペクトルを作成している。(左図)

・なお、模擬地震波は、NS/EWを包絡した床応答スペクトルとばらつきを考慮した地震の床応答スペクトルの両方を包絡するように作成している。

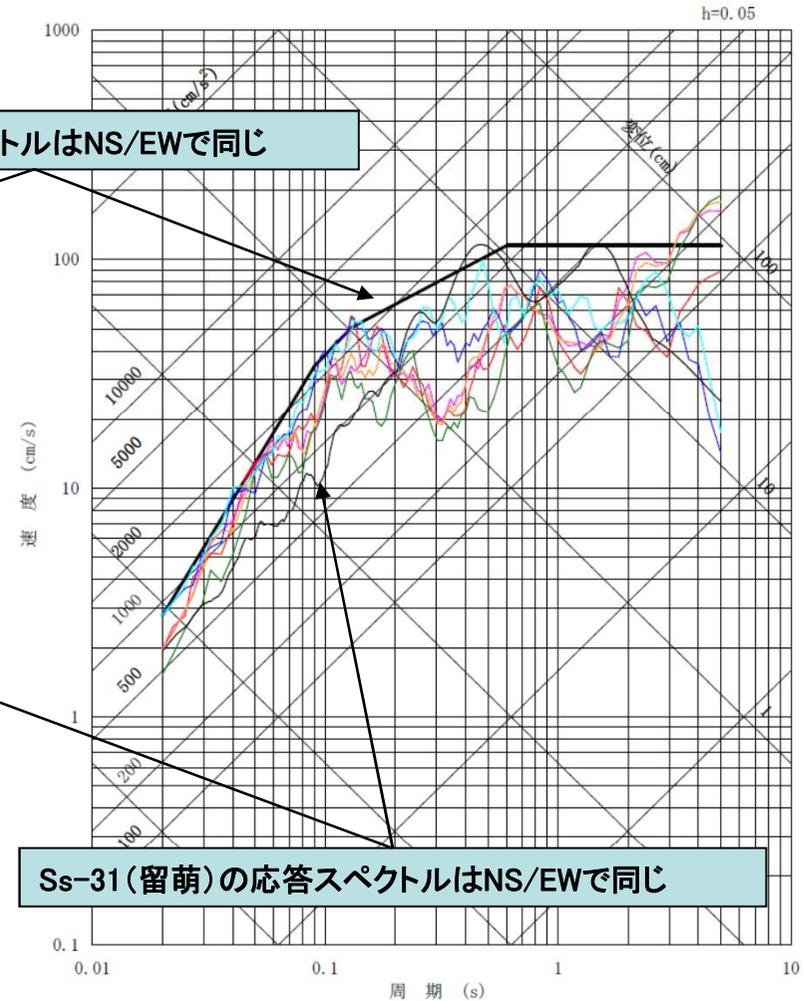
プラント名 : 東海第二発電所
 構造物名 : 原子炉建屋
 方向 : 水平方向
 標高 : EL63.650m
 減衰 : 1.0 (%)





- S_s-D1
- S_s-1.1 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点1)
- S_s-1.2 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)
- S_s-1.3 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点3)
- S_s-1.4 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点2)
- S_s-2.1 2011年東北地方太平洋沖型地震 (短周期レベルの不確かさ)
- S_s-2.2 2011年東北地方太平洋沖型地震 (SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)
- S_s-3.1 2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動

第6-41図(1) 基準地震動S_sの応答スペクトル(NS成分)



- S_s-D1
- S_s-1.1 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点1)
- S_s-1.2 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)
- S_s-1.3 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点3)
- S_s-1.4 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点2)
- S_s-2.1 2011年東北地方太平洋沖型地震 (短周期レベルの不確かさ)
- S_s-2.2 2011年東北地方太平洋沖型地震 (SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)
- S_s-3.1 2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動

第6-41図(2) 基準地震動S_sの応答スペクトル(EW成分)

<コメント>

⑭ブローアウトパネルについて、設計基準事故と地震の組合せの考え方について説明すること。

<回答>

◆原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編(JEAG4601・補)によれば、基準地震動S2(Ss相当)と運転状態IV(設計基準事故)の組合せは不要であり、一方、基準地震動S1(Sd相当)と運転状態IV(設計基準事故)の荷重の組合せは必要と定めている。このため、本指針に基づき、弾性設計用地震動Sdで開放しない設計とする。

◆原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編(JEAG4601・補)では、基準地震動S2(Ss相当)と運転状態IV(設計基準事故)の組合せは不要と定めている。これは各々が独立事象であるとの前提において、基準地震動の発生頻度と設計基準事故の発生頻度が十分に小さい(10^{-7} /年以下)場合に適用される。

◆「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の「環境への放射性物質の異常な放出」に基づく被ばく評価では、安全機能は耐震重要度分類に基づき設計されていることを前提に評価が行われている。したがって、公衆被ばくの観点から考慮すべき設計基準事故のうち二次格納パウンダリに期待している事故(燃料集合体落下、冷却材喪失事故)は、地震動Sdで開放しない設計を前提することで、上記の発生頻度という観点で判断基準を超えないことを確認している。

◆一方、運転員の被ばくの観点から考慮すべき設計基準事故(冷却材喪失事故)は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」に従い評価を実施しているが、この際のソースタームは、仮想事故相当(事故発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%、よう素50%の割合)として定められている。したがって、前述で取り扱う事故とは位置づけが異なるものであり、本ソースタームの条件に対して組合せの観点からブローアウトパネルの開放を考慮する必要はないものとする。

表 I - 1 運転状態と地震動との組合せの確率的評価

発生確率	1	10^{-1}	10^{-2}	10^{-3}	10^{-4}	10^{-5}	10^{-6}	10^{-7}	10^{-8}	10^{-9}
運転状態の発生確率 (1/年)	I	II	III	IV						
基準地震動の発生確率 (1/年)			S ₁	S ₂						
基準地震動 S ₁ との組合せ	従属事象	← S ₁ 従属 →								
	独立事象	← S ₁ + II →								
	1分以内	← S ₁ + II →								
	1時間以内	← S ₁ + II →								
	1日以内	← S ₁ + II →								
基準地震動 S ₂ との組合せ	従属事象	← S ₂ 従属 →								
	独立事象	(S ₂ + II は 10^{-9} 以下となる)								
	1分以内	← S ₂ + II →								
	1時間以内	← S ₂ + II →								
	1日以内	← S ₂ + II →								

注：(1) 発生確率から見て
 ← 組合せが必要なもの。
 ← 発生確率が 10^{-7} 以下となり組合せが不要となるもの。
 (2) 基準地震動 S₂ の発生確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ / サイト・年と推定されるが、ここでは $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ / サイト・年を用いた。
 (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

<原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 (JEAG4601・補-1984)より抜粋>

【参考】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



設計基準事故と地震の組合せの評価に用いた設計基準事故や地震動の発生頻度の出典(5月17日審査会合)

項目	発生頻度	出典	備考
組合せ基準	10^{-7} /年	JEAG4601 重要度分類・許容応力編	
燃料集合体落下頻度	10^{-3} /年	「発電用軽水型原子炉施設に係る新安全基準骨子案に対する意見募集の結果について」(平成25年4月3日原子力規制庁技術基盤課)	◆ 燃料集合体落下頻度については明確になっている文献はなく、左記規制庁回答資料に「設計基準事故については、 10^{-3} /年～ 10^{-4} /年の発生頻度を念頭においています。」と記載されていることから、保守的に 10^{-3} /年と設定
冷却材喪失事故発生頻度	約 3×10^{-3} /年	東海第二 PRAの小LOCA発生頻度	
Sdを超える地震の発生頻度	10^{-3} /年	東海第二 設置変更許可申請関係書類(まとめ資料「地震による損傷の防止」)のSd年超過確率(10^{-3} /年～ 10^{-4} /年)から設定	◆ Sdを上回る地震が発生した場合に、ブローアウトパネルは開放(Sdでは開放しない)するとして評価したため、Sdを超える地震の発生頻度をSd地震の年超過確率(10^{-3} /年～ 10^{-4} /年)から設定

<コメント>

⑭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。

<回 答>

◆ブローアウトパネルの固有振動数を以下の2つの方法により求め、小さい方をブローアウトパネルの固有値とする。

① ブローアウトパネルの固有振動数を、両端支持(ピン支持)のはりモデルより算出

・評価結果： 固有振動数は約26Hz

固有振動数の算出方法

1次固有振動数 f を「土木学会 構造力学公式集」に基づき以下の式より算出する。

パネル本体は、板材及び芯材の組合せにより剛な断面を有しているとともに、クリップによりパネルを枠に支持させる構造であることから、両端支持はりに単純化したモデルとし、はり長さはパネル幅とする。

固有振動数算出に用いるデータを右表に示す。

パネル内の芯材の配置の違いにより、固有振動数に相違があるため、剛性の厳しい鉛直方向の値を記載。

(水平方向の固有振動数は、約28Hz)

固有振動数算出に用いる記号

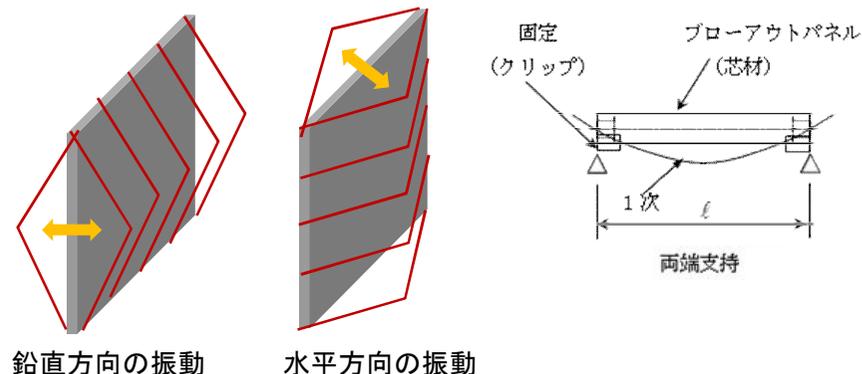
記号	単位	定義	数値
f	Hz	ブローアウトパネルの1次固有振動数	25.81
l	m	はり長さ	3.97
E	N/m ²	ヤング率	2.05×10^{11}
I	m ⁴	断面2次モーメント	1.63×10^{-4}
M	kg/m	質量分布	500

$$f = \frac{\pi^2}{2\pi l^2} \sqrt{\frac{E I}{M}}$$

② 実機大モデルの固有振動数をタッピングにて測定し固有振動数、減衰定数を確認する。

・測定結果：1次固有振動数は約25Hz

2次固有振動数は約50Hz



【参考】【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

(1) 実機大モデルの固有振動数測定結果

- ・ブローアウトパネルの1次固有振動数は約25Hz, 2次固有振動数は約50Hz (ブローアウトパネルは剛構造)

(2) 実機モックアップ試験結果

- ・油圧ジャッキによる開放試験を実施し, 設計差圧 6.9kPa以下の荷重(最大荷重59.67kN(差圧3.8kPa相当)でパネルが開放することを確認

(3) Sdで開放しないことの確認

- ・設置位置のSd相当荷重(約25kN)にて開放しないことを確認



開放試験前の状況



コーキング施工状況(パネル下部)



パネル開放状況



クリップ開放状況(パネル下部)

【状況】

- ◆ 6月9日に第1回目の開放試験実施
 - ・振動計測の結果, 1次固有値25Hz, 2次固有値は50Hzでブローアウトパネルは剛構造であることを確認 (Sd相当荷重では開放しないことを確認)
 - ・設計条件(クリップ数10個)で6.9kPa以下の荷重(最大荷重59.67kN(3.8kPa相当))で開放することを確認
- ◆ 100mm幅のクリップ要素試験を実施中。

試験目的	試験項目	1月		2月		3月		4月		5月		6月	
		上	下	上	下	上	下	上	下	上	下	上	下
・ブローアウトパネルが設計圧力(6.9kPa以下)で開放すること ・規定圧力(Sd地震相当の荷重)では開放しないこと	要素試験	試験計画策定				試験体作製 試験装置作製		結果説明▼		追加試験片準備(コメント反映)		クリップ試験 (幅80mm, 30個) 追加クリップ試験 (幅100mm, 30個) (5/21~5/27) (6/1~6/12)	
	実機大モックアップ試験	試験計画策定・資機材準備				クリップ要素試験		実機大試験体作製		2体目(6/15※)△ 3体目(調整中)△		結果説明▽ 開放試験 ▲1体目(6/9) (データ分析中)	
		BOP型枠(3体分)				BOP本体(3体分)							

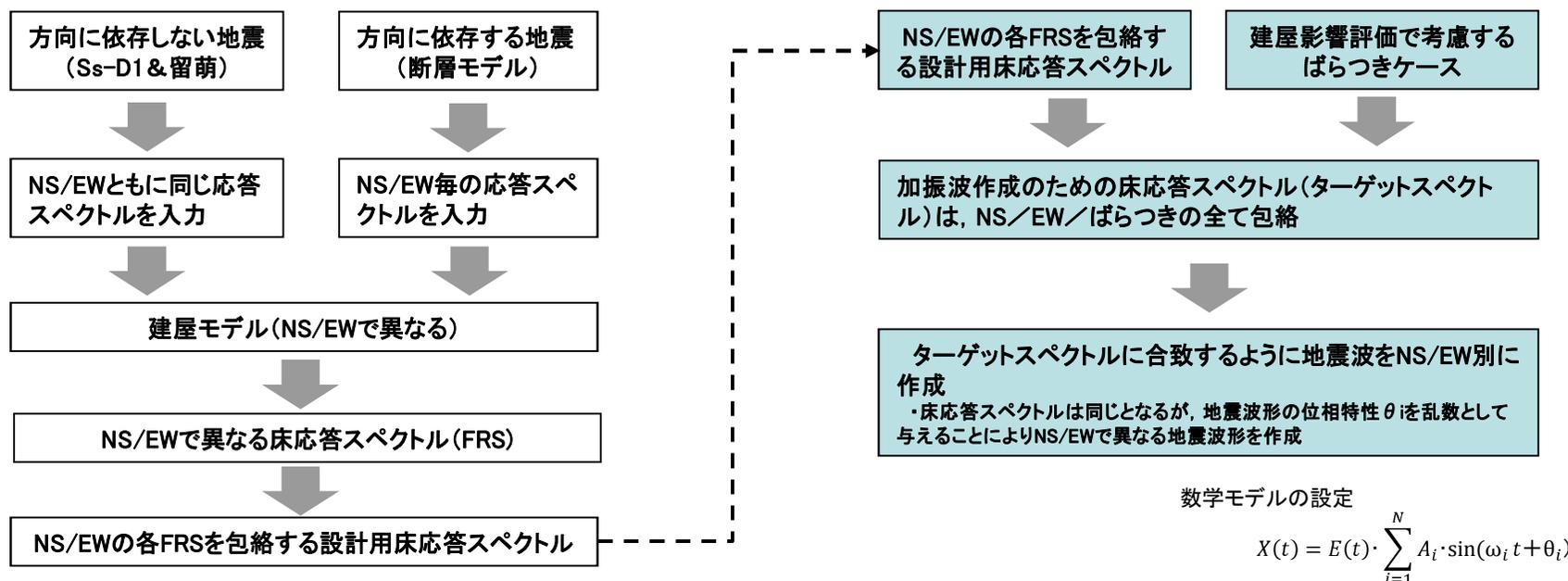
※:シール乾燥状態により多少前後する可能性有

<コメント>

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。

<回答>

- ・東海第二発電所の基準地震動 S_s 波のうち、方向に依存しない地震動は①応答スペクトルに基づく地震動 S_s -D1と、②2004年北海道留萌支庁南部地震を考慮した地震動の2つであり、いずれの地震動とも方向性を有さないことから応答スペクトルとしては、①、②ともにNS、EWの両方向ともに開放基盤面では同じ応答スペクトルを入力としている。
- ・床応答スペクトルは、建屋のモデルがNS/EWで異なるため、①②の応答もNS/EW方向で若干異なり、床応答スペクトルは、方向により異なる断層波による応答も含むため、NS/EWの各々の方向で作成されている。
- ・加振試験での模擬地震波作成のための床応答スペクトル(ターゲットスペクトル)作成においては、NS/EWの両方の床応答スペクトルとばらつきケースを包絡し、このターゲットスペクトルを再現するように地震波を作成している。



床応答スペクトルの作成の概要

加振用地震波作成の概要

数学モデルの設定

$$X(t) = E(t) \cdot \sum_{i=1}^N A_i \cdot \sin(\omega_i t + \theta_i)$$

【論点18】 SRVのSA耐環境性(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, SRVのSA環境条件の妥当性及び耐環境性を説明した。同審査会合において, 東海第二発電所は新たな設備が多く, 早急にSA耐環境性を確認する必要があるとの主旨で, 下記及び次葉に示すコメントを受けている。

このため, 今回はこれらのコメントに対して説明する。

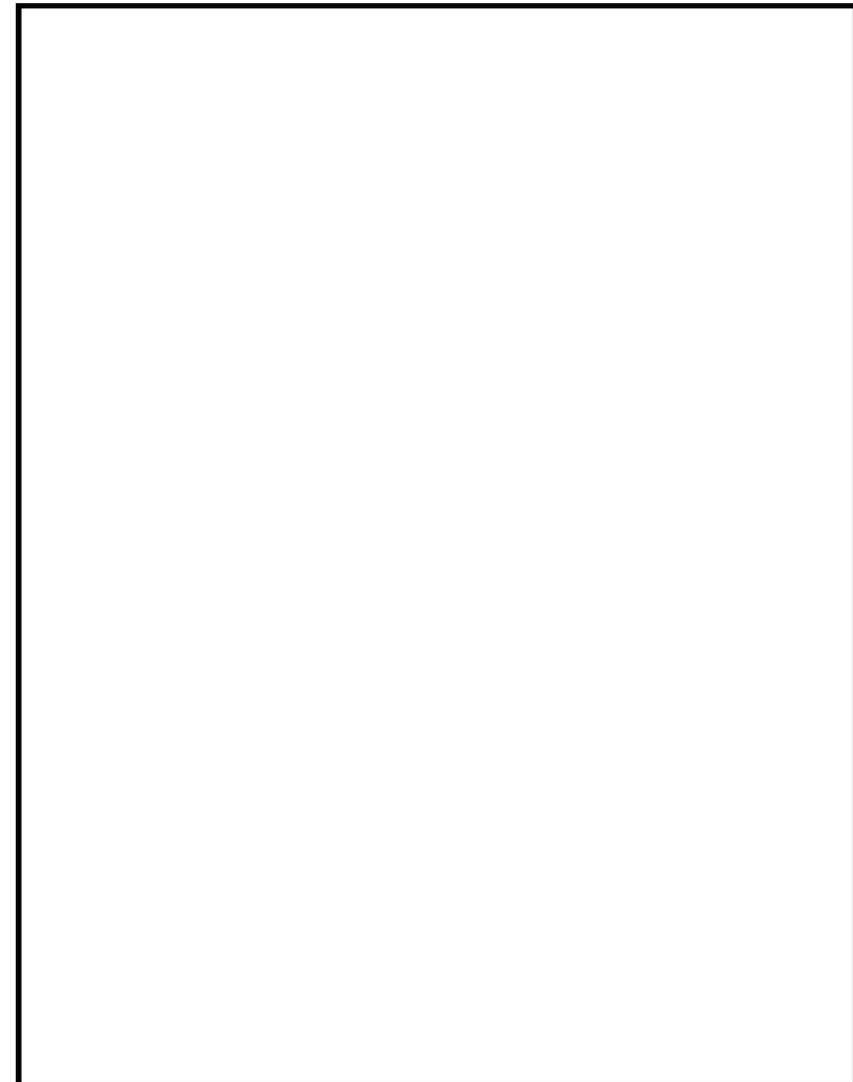
<コメント>

- 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すること。

<回答>

SRV環境試験は, 「安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究(平成7年度)」において, 本体, 補助作動装置(シリンダ, 電磁弁等)を組み上げて実施しており, その対象範囲を右図に示す。

なお, 当該試験は国内BWRのSRVを対象として実施したものであり, SRVを取替える場合においても, 本試験の適用は可能である。



安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究(平成7年度)の
SRV環境試験機器概要図



蒸気暴露試験装置の概要

<コメント>

⑤健全性の説明書の中で, SRV以外のSA耐環境性について整理・説明すること。

<回答>

1. 環境条件の設定

- SA時の環境条件は, 原子炉格納容器内, 原子炉建屋原子炉棟内, 原子炉建屋原子炉棟外, その他建屋, 屋外に対して, 様々なシーケンスを包絡する圧力, 温度, 湿度, 放射線をそれぞれ設定した(表1)。
- 機器の発熱や高線量配管近傍に設置され上記設定を超過する設備や, 設備対策により上記設定が緩和される設備等はそれらの影響を考慮して, 個別に環境条件を設定した。個別に環境条件を設定する考え方を表2に示す。

2. SA設備の耐環境性の確認

- 全てのSA設備の耐環境性(圧力, 温度, 湿度, 放射線)を機器仕様, 実証試験等から確認し, 環境条件との比較評価を行った。
- また, 1. の過程において, 設備対策により個別にSA時の環境条件を緩和し, 耐環境性を確保した主な設備を表3に示す。

3. 結論

上記のとおり全SA設備について評価した結果, いずれも耐環境性を有していることを確認した。

【論点18】 SRVのSA耐環境性(2/5)



表1 重大事故等対処設備の環境条件

No	重大事故等対処設備の設置エリア	環境条件		
1	原子炉格納容器内	圧力	・0.62 MPa[gage]	
		温度・湿度	・200 °C(最高235 °C) ・100 %(蒸気)	
		放射線	・640 kGy/7日間	
2	原子炉格納容器外の建屋内 (原子炉建屋原子炉棟内)	圧力	・大気圧相当	
		温度・湿度	・65.6 °C ・100 %	
			・65.6 °C ・100%	〔格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)時に使用するSA設備〕
			・65.6 °C(事象初期100 °C) ・100 %(事象初期100 %(蒸気))	〔主蒸気管破断事故起因のSAに使用するSA設備〕
			・100 °C ・100 %(蒸気)	〔使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故時に使用するSA設備〕
放射線	・1.7 kGy/7日間			
3	原子炉格納容器外の建屋内 (原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内) (屋外)	圧力	・大気圧	
		温度・湿度	・40 °C (屋外 40°C) ・90% (屋外 100%)	
		放射線	・3Gy/7日間	

【論点18】 SRVのSA耐環境性(3/5)



表2 重大事故等対処設備の個別で設定する環境条件(1/2)

項目	パターン	適用対象	考慮する内容	主なSA設備
圧力	パターン1	原子炉格納容器内	SA発生初期のみ機能が求められるもので、想定される環境条件を個別に確認したもの	起動領域計装 平均出力領域計装
温度	パターン1	原子炉格納容器内	SA発生初期のみ機能が求められるもので、想定される環境条件を個別に確認したもの	起動領域計装 平均出力領域計装
	パターン2	原子炉格納容器内	SA事象の中で、逃がし安全弁による減圧が必要となる条件を包絡する値	逃がし安全弁
	パターン3	原子炉建屋原子炉棟内	生体遮蔽の内側で原子炉格納容器からの熱影響を受けることにより、一律で設定した環境条件を超える温度上昇があると考えられるエリア	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)、格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)
	パターン4	原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内	エリア内の発熱体と、周辺エリアとの熱収支等により個別に重大事故等時の温度を確認したもの	緊急用海水ポンプ、緊急用海水系ストレナ
	パターン5	「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」時に使用する重大事故等対処設備	当該設備専用の空冷装置により冷却するもの	使用済燃料プール監視カメラ
	パターン6	「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOC A)」時に使用する重大事故等対処設備	破断箇所と同区画にあることから高温水及び蒸気による影響を受けるもの	高圧炉心スプレイ系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
	パターン7	「主蒸気管破断事故」時に使用する重大事故等対処設備	当該重大事故等対処設備を断熱材で囲うことにより、耐性の向上を図るもの	非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ

【論点18】 SRVのSA耐環境性(4/5)



表2 重大事故等対処設備の個別で設定する環境条件(2/2)

項目	パターン	適用対象	考慮する内容	主なSA設備
湿度	パターン1	原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内	設置するエリアが通常時に空調設備により管理されており、SA時においても湿度が上昇する原因がなく、重大事故等時の湿度を確認したもの	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)、原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチ
	パターン2	原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内	一律で設定した環境条件を超える湿度上昇があると考えられるエリア	フィルタ装置, 移送ポンプ
	パターン3	「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOC A)」時に使用するSA設備	破断箇所と同区画にあることから蒸気による影響を受けるもの	高圧炉心スプレイ系注入弁, 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
	パターン4	「主蒸気管破断事故」時に使用するSA設備	当該設備を気密構造の断熱材で囲うことにより、蒸気による影響を受けないもの	格納容器内水素濃度(SA), 格納容器内酸素濃度(SA)
放射線	パターン1	原子炉格納容器内	SA発生初期に機能が求められるもので、想定される環境条件を個別に確認したもの	起動領域計装 平均出力領域計装
	パターン2	原子炉格納容器内	原子炉格納容器(ドライウェル)内での最大放射線量を包絡する値	逃がし安全弁(安全弁機能)
	パターン3	原子炉建屋原子炉棟内	当該重大事故緩和設備を設置するエリアが放射線源付近であり、重大事故時に一律で設定した環境条件を超える恐れのあるもの	常設高圧代替注水系ポンプ, 高圧代替注水系タービン止め弁
	パターン4	原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内	当該重大事故緩和設備を設置するエリアが放射線源付近で重大事故時に一律で設定した環境条件を超える恐れのあるもの	フィルタ装置, 移送ポンプ
	パターン5	原子炉建屋原子炉棟	SA発生初期のみ機能が求められるもので、想定される環境条件を個別に確認したもの	ほう酸水注入ポンプ, ほう酸水貯蔵タンク
	パターン6	原子炉建屋原子炉棟	「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」時に使用する設備であり、重大事故等時において想定される放射線を個別に確認したもの	使用済燃料プール監視カメラ

【論点18】 SRVのSA耐環境性(5/5)



表3 重大事故等対処設備のうち対策を行い個別に環境条件を緩和した主な設備

SA設備	耐環境性の確認	対策	
使用済燃料プール監視カメラ	内部機器の許容温度については、環境温度に対して、適切な裕度を確保する必要性を確認。	環境条件緩和策を踏まえて、個別に環境条件を設定(温度パターン5)	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を設置することにより、使用済燃料プール監視カメラが機能維持可能な設計とする。
非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ	ポンベ付属安全弁の作動圧力に到達しないよう、環境温度に対して、適切な裕度を確保する必要性を確認。	環境条件緩和策を踏まえて、個別に環境条件を設定(温度パターン7)	ポンベを断熱材で覆うことにより、主蒸気管破断事故発生後の温度環境においても機能維持が可能な設計とする。
非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ			
格納容器内水素濃度(SA)	サンプリング装置の機能維持を図るため、環境温度に対して、適切な裕度を確保する必要性を確認。	環境条件緩和策を踏まえて、個別に環境条件を設定(温度パターン7) (湿度パターン4)	サンプリング装置全体を断熱材で覆うことにより、主蒸気管破断事故発生後の温度環境においても機能維持が可能な設計とする。また、サンプリング装置は発熱をするため、断熱材内部に空調を設置する。
格納容器内酸素濃度(SA)			

＜本論点の経緯＞ RPV破損時のペDESTAL内水位を1mに維持するため、格納容器床ドレンサンプ導入管(スワンネック)及びスリット形状の排水ラインにより、流入水が確実に排水できることをモックアップ試験にて確認する。また、設置許可における排水時間評価の妥当性を確認する。

＜コメント＞ ①② 異物混入を想定した試験も含め、モックアップ試験の結果について示すこと。

＜回答＞ 5月に実施したモックアップ試験について、その内容と評価結果を説明する。

1. 試験概要

試験設備は、導入管、スリット、下流配管で構成される。(図1-2)

導入管及びスリットは実機形状・寸法を模擬し、内部の流動状況を観察するため透明なアクリル製としている。材質が実機(ステンレス鋼)と異なるが、表面粗さは同等であり、圧損への影響は小さいことを確認している。

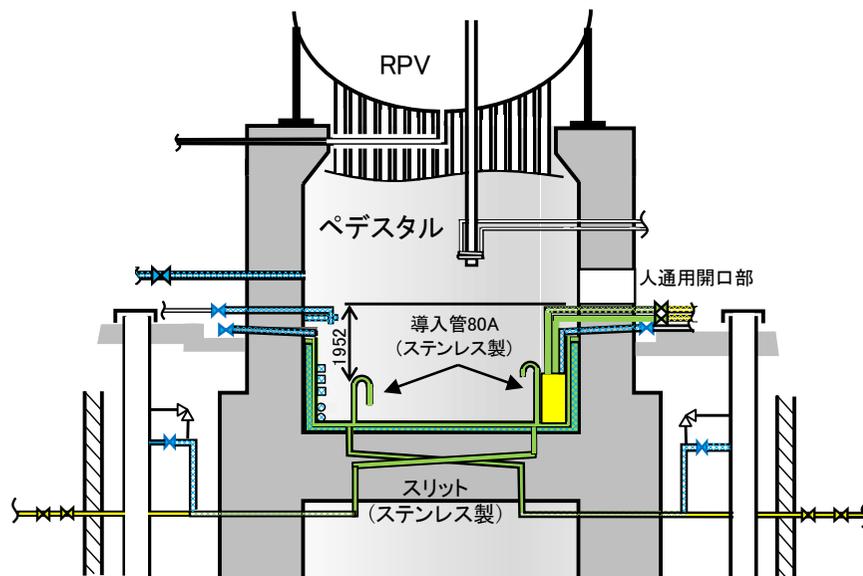


図1-1 ペDESTAL排水系概要

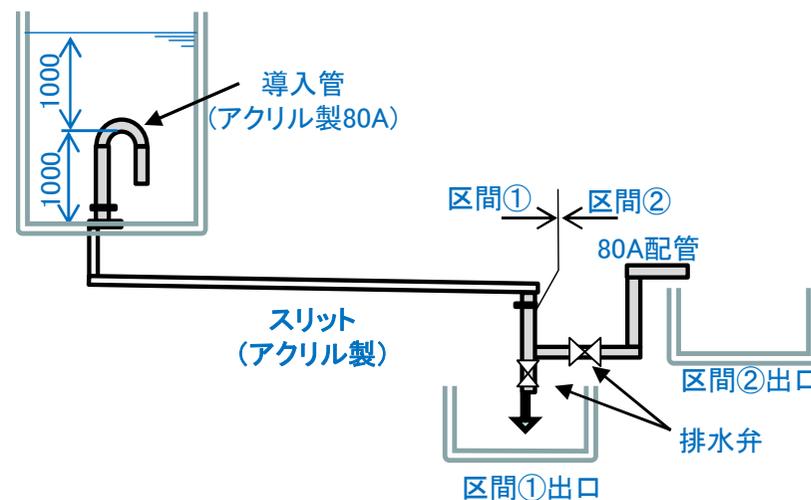


図1-2 モックアップ試験装置概要

2. 実機評価の考え方

試験結果を踏まえた実機評価の考え方を以下に示す。

- 排水ラインの圧損は、モックアップ試験結果及び机上評価により確認する。
- 流路としての実績, 圧損評価実績のないスリットは, 導入管と共に実機寸法を模擬したモックアップ試験により圧損を確認する(実際には, 導入管～スリット(紫線)に加え試験装置のスリット出口配管～排出弁(水色線)までの圧損から評価)。
- 評価実績のある通常の鋼管, 弁で構成される下流配管については, 実機配管ルート計画を踏まえた机上評価により確認する。
- 経路全体の圧損を確認し, ペDESTALからの排水時間の評価に適用する。

表2-1 実機評価に用いる圧損係数

評価部位	圧損係数	圧損
導入管入口～スリット出口	試験での評価結果	圧損計算式※
スリット出口～ベント管入口	机上計算(文献)	

注※: 日本機械学会編, 機械工学便覧

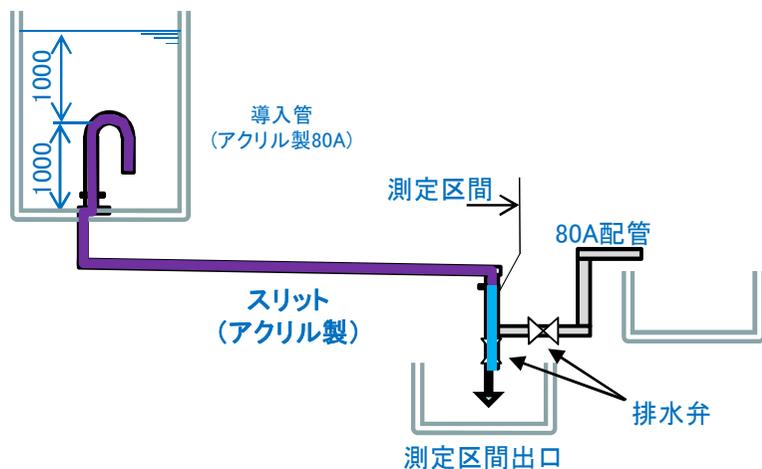


図2-1 試験での圧損評価部位

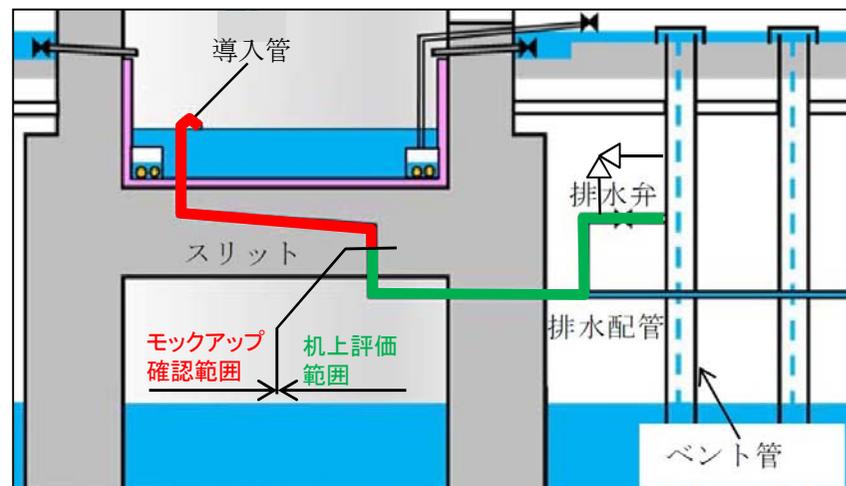


図2-2 ペDESTAL排水ラインイメージ

3. 排水時間の評価結果

排水試験は50回ほど実施したが、その過程でベント穴形状や位置、導入管/スリット接続部の形状を変更し、圧損の改善を図った。

改善後の試験結果をもとに、実機体系における排水時間を評価した結果を図3-2に示す。床ドレンと機器ドレンの両流路を考慮した場合、排水時間は約1.5時間となること、また、床ドレン流路のみを考慮した場合も、以下の判断基準を満足することを確認した。

ボトムドレンLOCA時にペDESTAL内が満水(人通用開口部下端まで)になった際、RPV破損までの間(約2.7時間)に床ドレン流路からの排水によりペDESTAL水位1mまでの排水が可能なこと。

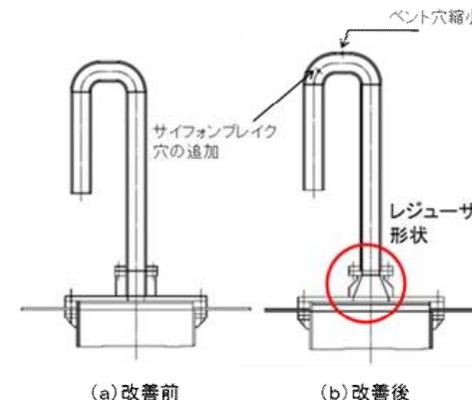
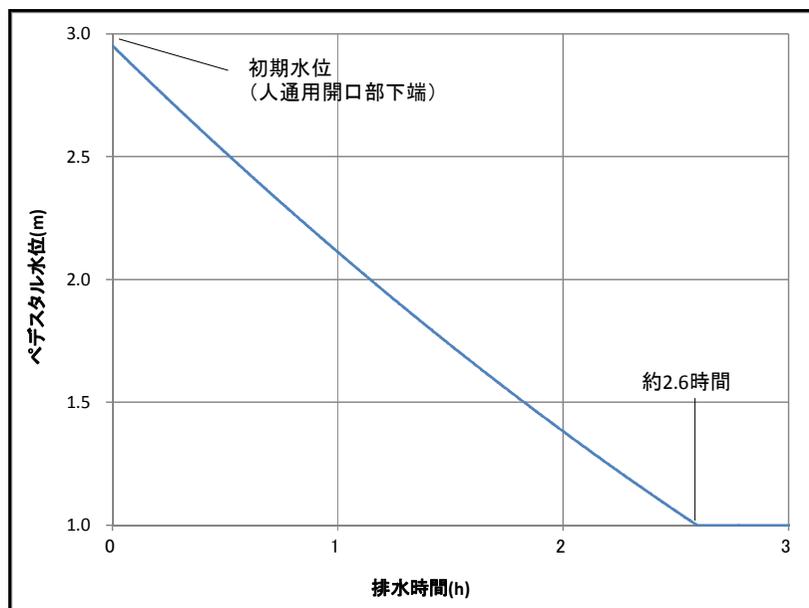
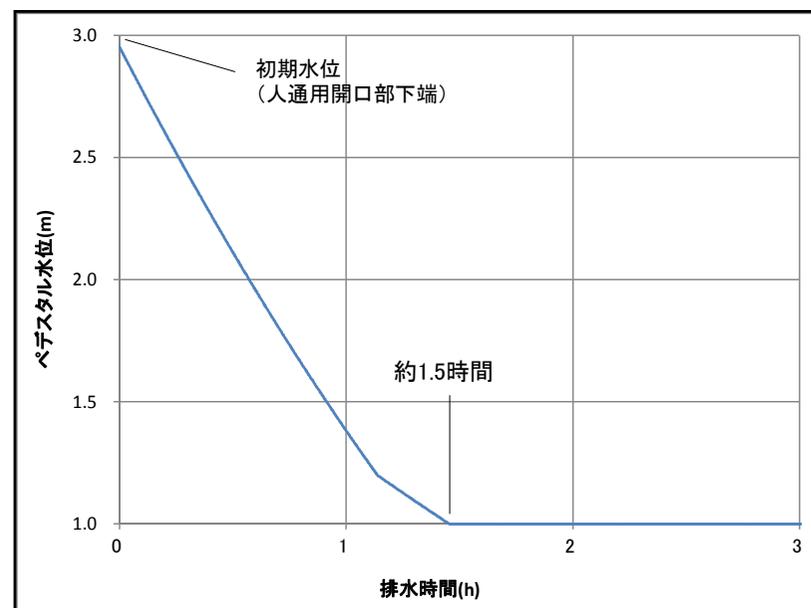


図3-1 圧損改善策

この排水評価を用い、排水弁の自動閉止時間(水位1.05mから1.0mまでの時間)を約6分と設定する。(炉心損傷後のペDESTAL注水開始からRPV破損までの約1.8時間(事象進展の早い大破断LOCA時)に対して注水操作含め約30分であり十分な余裕はある。)



(a) 床ドレン流路のみを考慮した場合



(b) 床ドレン及び機器ドレン流路を考慮した場合

図3-2 実機排水時間評価

4. 異物を考慮した試験結果

図4-1に示すように、導入管には多孔板を用いた導入管カバーを二重に設置するため、導入管からスリット部に異物が入る可能性は低いが、ペDESTAL内にあるケーブルや照明に加え、ECCSストレーナで想定している異物も含めて導入管への到達可否を検討した。

検討結果を表4-1に示す。

導入管に到達する可能性がある異物としてスラッジが挙げられるため、投入する異物としてはスラッジを想定する。

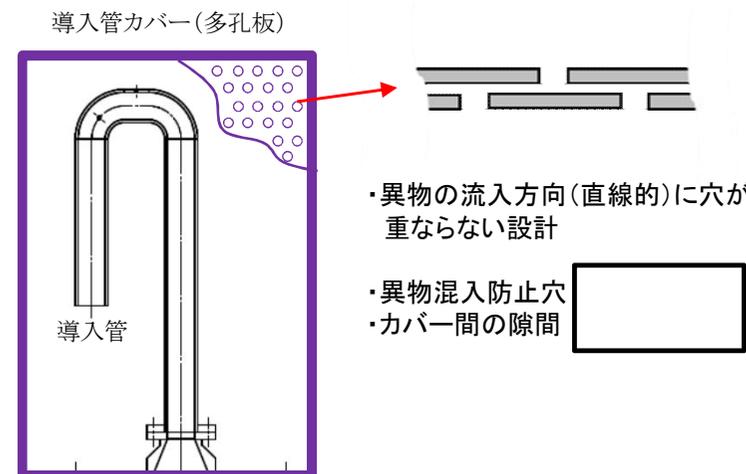


図4-1 導入管カバー

表4-1 想定した異物及び導入管への到達評価※

想定異物	ペDESTAL内への流入		導入管・スリットへの流入	
	○	×	×	○
ケーブル	○	ペDESTAL内での落下	×	カバーで防護, 床に沈降
照明	○	ペDESTAL内での落下	×	カバーで防護, 床に沈降
保温材	×	ペDESTAL内には無い	—	(評価不要)
塵土	×	ペDESTAL内には無い	—	(評価不要)
塗装片	○		×	水面浮遊, あるいは床に沈降
錆片	○	流入, 或いはペDESTAL内に存在	×	水面浮遊, あるいは床に沈降
スラッジ	○		○	大部分は床に沈降
その他異物 (ステッカー類)	×	ペDESTAL内には無い	—	(評価不要)

試験に投入するスラッジ量は、東海第二発電所の床 dren サンプでのスラッジ測定結果の最大値から設定した。

また、スラッジの模擬材としては、ストレーナでのスラッジ模擬材と同じ酸化鉄を用いた。

※ 4/5審査会合にて詳細を説明済

4. 異物を考慮した試験結果(続き)

異物を考慮した試験結果及び流動状況を図4-2, 図4-3に示す。
図4-2より, スラッジの有無によって排水時間に相違は無く, 圧損への影響がないことを確認した。

また, 図4-3より, 排水中にスラッジはスリットを通過し, スリット内には滞留しないことを確認した。

5. 試験結果による計画への反映

ボトムドレンLOCA時,RPV破損までに排水が問題無く行えることを確認した。

RPV破損時に確実に水位1mを確保する運用として, 注水により水位1.05mとしてから水位1mまでに要する時間について試験結果を考慮し, 約6分と設定した。

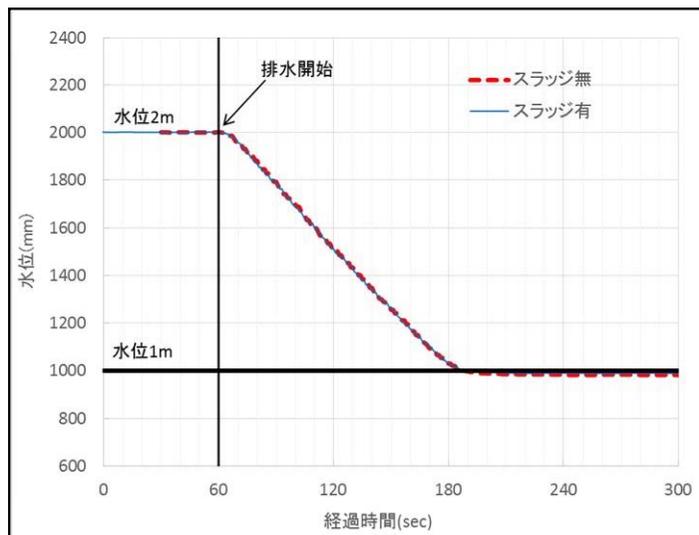


図4-2 スラッジ有無条件での試験結果(水位と時間の関係)

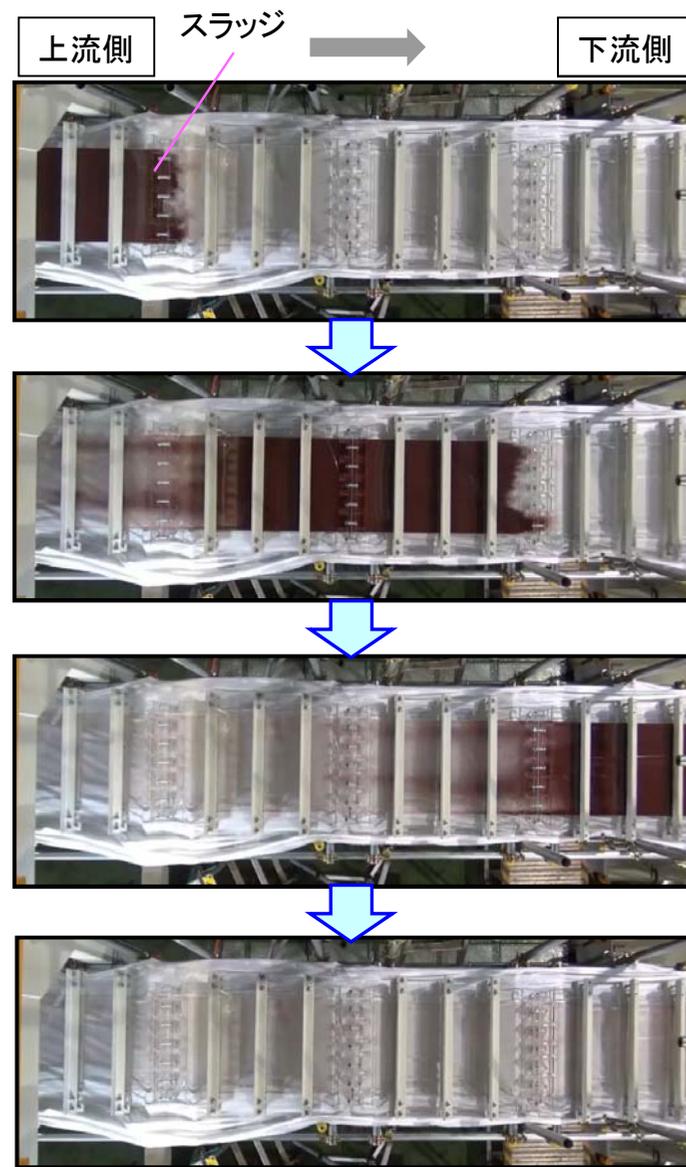


図4-3 水平スリット上面から見たスラッジの流動状況

＜経緯, コメント＞ ⑦ 5/31審査会合の資料に記載されたペDESTAL排水ラインのラプチャーディスクの扱いについて、ドライウェル内水位調整の機能に悪影響を与えないことも含め、整理して示すこと。

＜ 回 答 ＞ その後の検討にて、ラプチャーディスクではなく安全弁を設置することとした。
ここでは、安全弁の設置に係る悪影響について整理して示す。

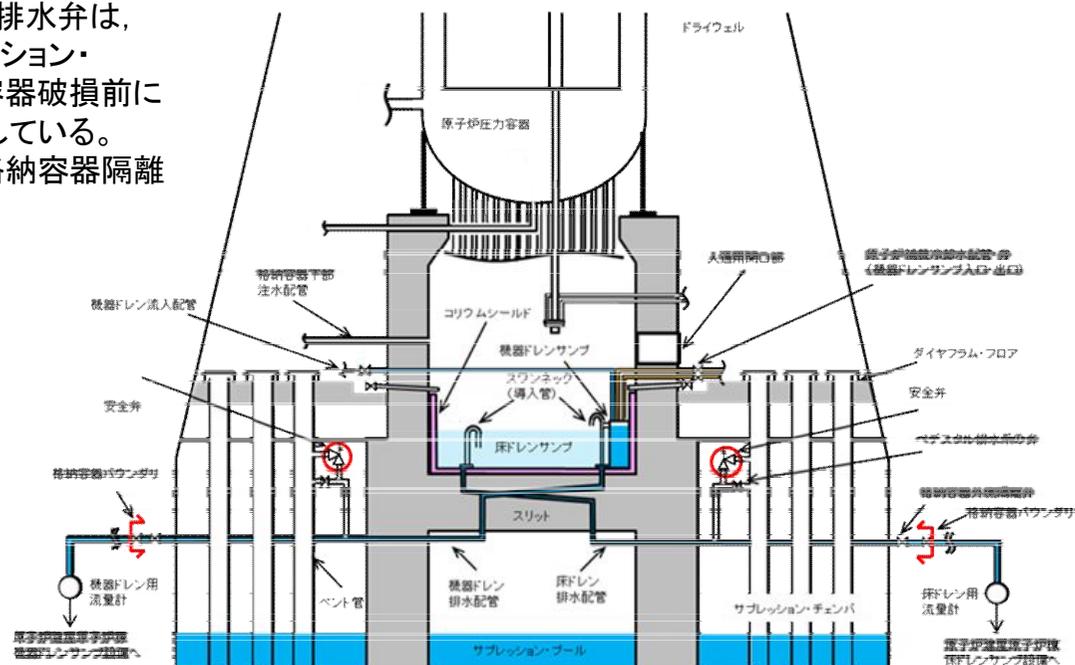
1. 安全弁の採用について

万が一、排水配管側が加圧された場合の配管及び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急激に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。配管内部の圧力上昇防止の観点では、ラプチャーディスクの設置においても機能を満足するが、ラプチャーディスクは一度開放されると閉止ができないことから、ペDESTAL内の水位維持の観点から安全弁を採用する。

ペDESTAL排水系(ベント管への排水配管)に新設する排水弁は、原子炉圧力容器破損後にペDESTAL内の水がサブプレッション・チェンバへ流出することを防止するため、原子炉圧力容器破損前にペDESTAL内の水位が1mとなった後に閉とする設計としている。また、格納容器外側隔離弁については事故発生時に格納容器隔離信号により閉止される。

原子炉圧力容器の破損により、デブリが格納容器床ドレンサンプに落下してスリットに流入した際、スリット内部の水がデブリにより加熱され水蒸気が発生すると、水蒸気は配管勾配の上方である導入管側に流れ、格納容器床ドレンサンプ側に抜ける。

スリット内部でデブリが凝固する際には、体積減少により圧力バスが形成され、蒸気の発生による配管内部の著しい圧力上昇は起こらない。



ペDESTAL概要図(断面図)

2. 安全弁の他設備への悪影響について

【通常時の排水への影響】

安全弁は、スリット下流側の廃棄物系ドレン配管の上部に分岐するベント管への排水ライン(ペDESTAL排水系)の上部に設置する。設置高さの関係により、安全弁位置に通常水が流れ込むことは無い。

【圧力による安全弁の誤作動】

安全弁の設計吹き出し圧力(0.62MPa以下)は、排水ライン配管のSA時の最高使用圧力以下とする設計。安全弁を設置している配管はドライウェル気相部と連通し、通常時、設計基準事故時及びSA時に格納容器内の圧力が上昇する場合でも、差圧は加わらない。

格納容器外側隔離弁「閉」の状態、ペDESTAL排水系からの排水時及び排水停止後のペDESTAL水位維持の際は、配管内にペDESTALからの静水頭が加わるが、保守的に評価した最大水頭はペDESTAL水位と排水配管低部のレベル差である約8.5m(0.08MPa相当)*であり、その間に設置する安全弁取り付け配管の圧力が安全弁吹き出し圧力に達することはないことから、想定される圧力時以外に安全弁が作動することは無い。

※ ペDESTAL最大水位(人通用開口部下端:EL.14,608mm)と排水配管低部(格納容器貫通部:EL.6,125mm)とのレベル差

【安全弁作動後の格納容器床ドレンサンプの水位管理】

安全弁作動により配管内の圧力を解放後すぐに安全弁は閉じた状態にもどり、設計上の吹き出し圧力以下(0.62MPa以下)では作動することは無い。

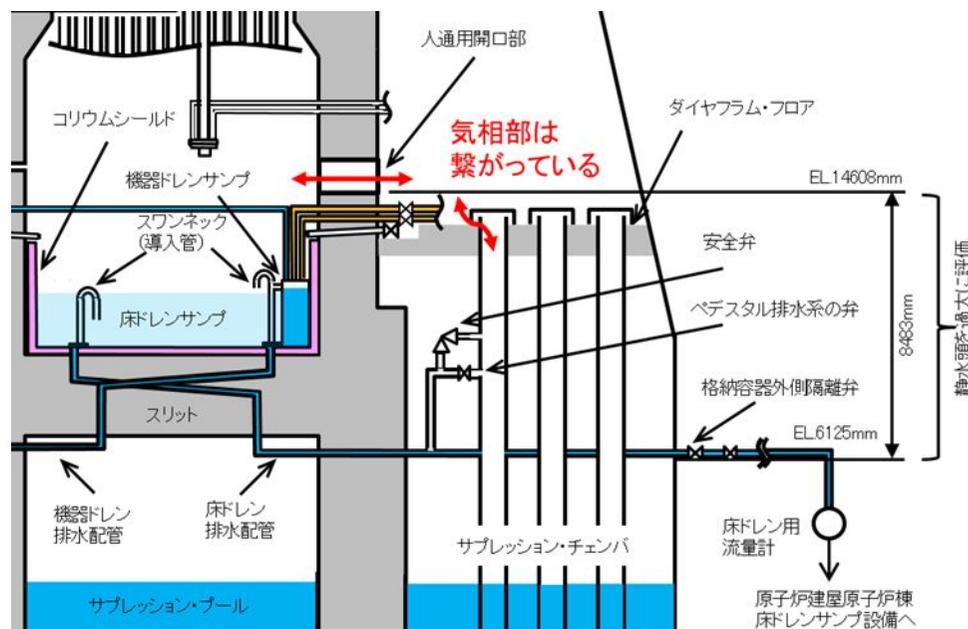
このため、安全弁が作動した後も格納容器床ドレンサンプへの注水による最大静水頭(最大でも約0.08MPa)では作動することが無く注水による水位管理を阻害しない。

【構造・環境による周囲への影響について】

安全弁が設置される配管は、耐震性を確保する設計とするとともに、安全弁は圧力・温度等の環境についても主配管同等の設計を行う。

3. 評価結果

安全弁を設置することによる悪影響はない。



ペDESTAL概要図(断面図)

自主対策設備について

詳細設計の段階にて新たに設置を検討・計画した自主対策設備（必要はないが念のため設置する設備）は、申請範囲において、ペDESTAL排水ラインの安全弁のみであることを確認した。

【論点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)

<本論点の経緯>

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、運動方程式によって落下エネルギーを評価し、既往の試験における落下エネルギーに包絡されると評価している。この評価に使用したパラメータのうち、抗力係数 C_d は単純化した形状の物体に対する文献値であり、長手方向の長さ L と代表長さ d の比(L/d)やレイノルズ数について実機を包絡していないことから、模擬燃料集合体を用いた抗力測定試験を実施し、求めた抗力係数から落下エネルギーを評価し、既往の試験に包絡されることを確認する。

また、CFD (Computational Fluid Dynamics)解析を並行して実施し、試験条件(レイノルズ数)を補完する解析も実施する。

<コメント>

CFD解析モデルについて説明すること。

<回答>

今回の試験において、試験体の形状については実機と同じものを使用するが、速度及び水温の不足分をレイノルズ数で整理して、CFD解析により抗力係数を求め補完する。

1. 解析モデル

- 燃料集合体外形の詳細形状を模擬(下部タイプレートCADを使用)
- 燃料集合体内部形状を多孔質近似(実際の集合体内の流動抵抗係数(燃料設計値)を設定)

2. 解析手法

- 解析コード: 汎用熱流体解析コード(STAR-CCM+)
- 解析手法: 定常単相流解析
- 乱流モデル: チャンネルボックス近傍をより精緻に計算するモデル
- メッシュ条件: チャンネルボックス近傍にメッシュを密に配置し、流速分布を考慮

3. 解析条件

- 一様流の中で燃料集合体にかかる抗力を解析
- <試験解析> 流体: 水(大気圧、 20°C)、流速: 1.3, 2.8, 6.0m/s ($\text{Re数} = 1.7 \times 10^5 \sim 7.8 \times 10^5$)
- <実機補完> 流体: 水(大気圧、 65°C)、流速: 10.5 m/s ($\text{Re数} = 2.8 \times 10^6$)

4. 使用コードの適用事例

- 円柱後流部の渦剥離構造において、レイノルズ数 1×10^5 , 2×10^6 , 1×10^7 に対する抗力係数 C_d について実験値及び他コードとの比較により妥当性確認がなされている(Ahmed Ibrahim, et al "CFD Simulation of Current Past Bluff Body at High Reynolds Number," Offshore Technology Conference, OTC-26911-MS, Huston, Texas, USA, May 2016.)
- 高レイノルズ数体系における複雑形状に対する適用事例多数(航空機, 自動車等)

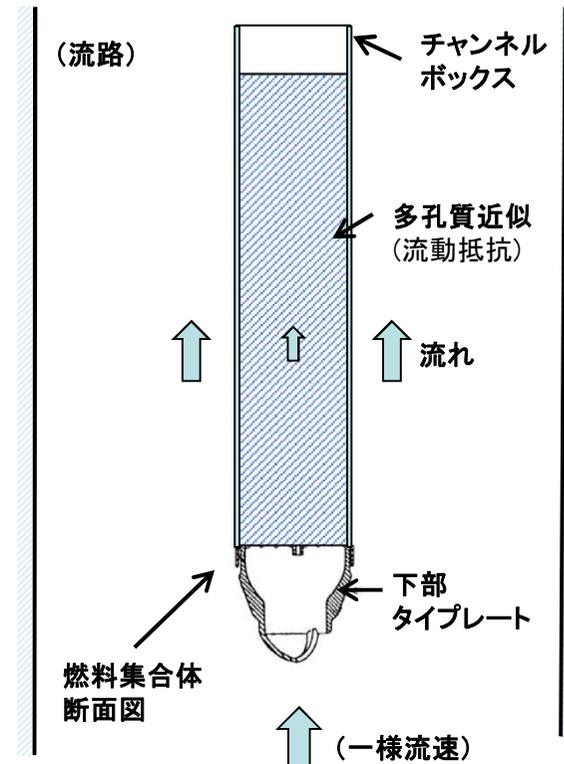


図1 解析モデルの概念図

【論点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(2/2)

<参考>

【試験条件】

- 試験体： 模擬燃料集合体(実機8×8型
(燃料ペレットなし)、
チャンネルボックス付)
- 計測速度： 1.3m/s, 2.8m/s, 6.0m/s
- 計測車走行距離： 130m

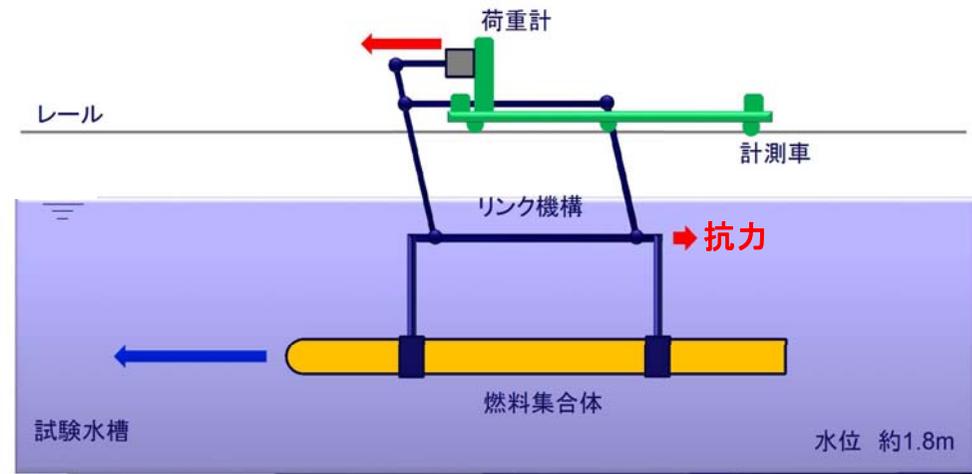


図2 試験体系

【評価手順概要】

- (1) 燃料集合体を取り付けた状態で、計測速度毎の抗力を荷重計により計測する(①)。
- (2) 燃料集合体のみを取外した状態で同様に計測する(②)。
- (3) ①-②にて差分を取り、試験体だけの抗力を得る。
- (4) 試験体だけの抗力から抗力係数を求め、抗力係数のレイノルズ数依存性が小さい傾向を確認する。試験体系でのCFD解析により、試験状態を評価し同様の傾向を確認する。
- (5) CFD解析により実機状態での抗力係数を計算し、実機の抗力係数を推定する。(図3)
- (6) 抗力係数から落下エネルギーを評価し、既往の燃料集合体落下試験に包絡されることを確認する。

【試験スケジュール】

- | | |
|-----------|----------------|
| 6月18日～20日 | 模擬燃料集合体による試験実施 |
| ～20日 | 試験条件におけるCFD解析 |
| 6月末 | 試験結果の説明 |

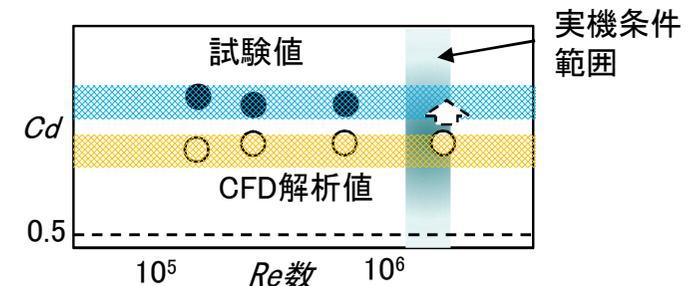


図3 試験・解析結果の比較(イメージ)

東海第二発電所 工事計画において実施する試験について

No.	試験名	試験目的	試験項目	1月		2月		3月		4月		5月		6月		備考
				上	下	上	下	上	下	上	下	上	下	上	下	
1	ブローアウトパネル及び関連機器の機能確認試験	・ブローアウトパネルが、設計圧力(6.9kPa)以下で開放することの確認	クリップ要素試験 実機大開放機能試験	試験計画策定		クリップ要素試験体、 試験装置製作		クリップ試験		▼結果説明 実機大試験装置製作		追加クリップ 要素試験 実機大開放試験		▼結果説明		試験終了し6/下に結果を説明予定
2		・ブローアウトパネル閉止装置が、電動及び手動にて操作でき、その閉止機能が設計基準地震Ssでも確保できることの確認 ・閉止後、設計基準地震Ssでも、必要な気密性能が確保できることの確認	実機大試験 加振試験 開閉動作確認試験 気密性能試験	試験計画策定/材料手配(実機大試験)/加振台調整		要素試験①パッキン気密性能		要素試験②電動機等の加振試験 要素試験③パッキン耐久試験		実機大試験体製作		作動・気密試験▽		加振・作動・気密性能試験 結果説明▽		・試験体は6/15現着予定・加振・作動・気密性能試験は6/18~22で実施予定
3	ECCS系ポンプストレーナ 圧損試験	・SA時におけるS/P水に流入するデブリを想定しても、ECCS系ポンプ等の有効吸込水頭が確保されることを確認 ・ストレーナに付着するデブリ量を見直した追加試験を実施する	圧損試験	当初試験完了	(追加試験分)		▼結果説明(2/22)		結果説明(4/23)▼		▼結果説明(5/2)		再試験計画策定/試験準備 結果説明▽ 圧損試験		試験を実施中で、6/下に結果を説明予定	
4	ガスケット圧縮永久ひずみ試験	PCVのトップヘッドフランジ等で用いるシール材の圧縮永久ひずみ率のデータ拡充及び増厚を検討	圧縮永久ひずみ試験	試験体製作	▼試験条件説明(2/1) ▼データ拡充試験結果説明(3/8)		圧縮永久ひずみ試験 (データ拡充)		▼増厚試験速報説明(3/15) ▼結果説明(3/29)		圧縮永久ひずみ試験 (増厚検討)		試験完了		・データ拡充試験により、現状の圧縮永久ひずみ率の設定が妥当であることを確認済み ・増厚したガスケットによる圧縮永久ひずみ試験により、ガスケットの健全性が確認できたため、増厚が可能であることを確認済み	
5	液状化強度試験	液状化強度試験結果を整理し、設置変更許可段階で示した各地層の解析用液状化強度特性の代表性及び網羅性について確認	液状化強度試験	試験完了	供試体作成、液状化強度試験		▼結果説明(速報)(3/22)		▼結果説明(4/16) コメント対応中		試験完了		液状化強度試験結果について整理し、設置変更許可段階で示した各地層の解析用液状化強度特性の代表性及び網羅性を確認済み			
6	ジョイント部材に係る性能確認試験	防潮堤区間に設置するジョイント部材について、有意な漏えいが生じないことを確認	引張試験、耐圧試験、耐候性試験	試験完了	▼結果説明(2/22)		試験完了		試験完了		試験完了		ジョイント部材はT.P.+24m津波の波圧に対しても有意な漏えいが生じないことを確認済み。耐候性試験では15年相当まで止水シートに劣化が生じないことを確認済み			
7	鋼製防護壁添接板継手部シール材に係る性能確認試験	鋼製防護壁添接板継手部のシール材について、有意な漏えいが生じないことを確認	耐圧試験	試験装置製作	耐圧試験		▼結果説明(4/12)		試験完了		試験完了		シール材は、T.P.+24m津波の波圧に対しても有意な漏えいが生じないことを確認済み			

東海第二発電所 工事計画において実施する試験について

No.	試験名	試験目的	試験項目	1月		2月		3月		4月		5月		6月		備考	
				上	下	上	下	上	下	上	下	上	下				
8	止水機構の実証試験(加振試験)	鋼製防護壁の止水機構について、加振試験を実施し追従性を確認	1次止水機構の加振試験 (地震時、津波+余震重畳時条件で実施)	試験計画策定(試験計画を説明しながら策定中)												備考	
				試験完了		2/8	2/27	3/13	3/27	4/3	4/10	4/18	5/8	加振試験		▼結果説明(5/22)	・加振試験終了 ・試験結果は説明済み
								試験計画説明									
								材料手配、試験装置製作、試験準備									
9	スタンドパイプを模擬した試験体による限界荷重の確認	極限解析を用いたスタンドパイプの耐震評価手法の保守性を確認	1/3スケールによる引張り試験(荷重-変位曲線の取得)	試験完了		▼結果説明(速報) (2/1)			▼結果説明 (3/23)								1/3スケールの引張り試験により、極限解析の保守性を確認済み
10	統合原子力防災ネットワーク設備の加振試験	緊対所の統合原子力防災ネットワークLAN収容架(SA)内に設置する通信連絡設備の電氣的機能維持確認	加振試験	試験完了				固定治具製作/試験					▼結果説明(5/30)	▼加振試験(5/17,18)			他社で実施済みの同等品による加振試験加速度と比して、当社が同確認に必要な加振波が小さいことから、問題ない
11	耐環境試験	設置環境条件に適合することを確認 ・圧力伝送器、差圧伝送器 ・温度検出器 ・放射線モニタ ・使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置 ・サーベイメータ等	耐環境試験 (圧力、温度、湿度、放射線)	試験完了				SFP監視カメラ用空冷装置試験					▼結果説明(3/27)	▼結果速報(5/30)			・SFPカメラについて耐放射線試験を実施済み ・サーベイメータ等については、先行にて実績のある機器と同等品であることから、成立性に問題ない
														サーベイメータ等試験			
12	MCCIスリットモックアップ試験	モックアップによるスリット形状排水ラインの設計の妥当性について確認	水位維持・排水機能の確認試験		試験計画策定				▼試験体製作		▼計画説明(3/22, 4/25)				▼結果説明(6/7)		・5月で試験終了 ・試験結果は6/7説明
13	常設高圧代替注水系ポンプ加振試験	動的機能維持評価に使用するため確認	加振試験 ⇒加振試験は実施しない													結果説明▽	6月下旬に結果説明予定
14	SA車両型設備の加振試験(自社加振試験分)	SA車両型設備の加振試験を実施し、転倒しないこと、機能が維持されることを確認	SA車両型設備の加振試験 機能維持確認試験 <対象車両> ・常設代替高圧電源装置 ・可搬型代替注水大型ポンプ ・可搬型代替低圧電源車 ・窒素供給装置用電源車 ・タンクローリ	試験完了		▼結果説明(1/25)	コメント対応中										加振試験の結果、加振後においても機器が健全であることを確認済み

東海第二発電所 工事計画において実施する試験について

No.	試験名	試験目的	試験項目	1月		2月		3月		4月		5月		6月		備考
				上	下	上	下	上	下	上	下	上	下	上	下	
15	SA車両型設備の加振試験(委託成果開示分)	他電力で実施したSA車両型設備の加振試験の成果の適用(SA車両型設備の加振試験を実施し、転倒しないこと、機能が維持されることを確認)	SA車両型設備の加振試験 機能維持確認試験 <対象車両> ・常設代替高圧電源装置 ・可搬型代替注水中型ポンプ ・窒素供給装置	試験完了												他社から買取した加振試験結果が当社に適用できることを確認済み
16	非常用海水ポンプ複合軸受の軸受摩耗試験	津波の2次的な影響として、浮遊砂に対する軸受の耐性を確認	軸受摩耗試験 (試験装置に軸受供試材を装着し津波時の砂濃度を再現した状態で運転し軸受の健全性が維持されること確認)	試験完了									▼結果説明(5/15)			浮遊砂巻き込み対策としての軸受について、耐性を確認済み
17	防潮扉・放水路ゲート開閉装置の加振試験	防潮扉、放水路ゲートの上部に設置する開閉装置について加振試験を実施し、機能維持していること確認	開閉装置の加振試験 →許可段階で実施した評価用の目標地震波が基準地震動Ss1による防潮扉及び放水路ゲート上部の応答加速度を上回る包絡性を確認したため、加振試験は実施しない											▼結果説明(6/12)		6/12に結果説明
18	フロート式逆止弁(浸水防護設備)の加振試験	地震後、津波後や津波の繰返しの襲来を想定した場合においても止水機能が維持できることを確認	・加振試験 ・耐圧・漏えい試験	試験完了分						追加実施分 ヒアリング 4/10	試験準備	試験	評価	▼結果説明(5/29)		逆止弁の加振試験、耐圧試験、漏えい試験を実施し機能に異常のないことを確認済み
19	複合体に対する実証試験	複合体が難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確保していることを確認	複合体の外部の火災に対する実証試験 複合体の内部の火災に対する実証試験 複合体の不完全な状態を仮定した場合の実証試験 複合体外部の火災に対する実証試験 複合体内部の火災に対する実証試験 防火シート機能及びケーブル・ケーブルトレイ機能に対する確認試験 防火シート・結束ベルトの耐久性試験 複合体の外力(地震)による健全性確認試験 通電機能への影響確認試験 絶縁機能への影響確認試験 化学的影響確認試験	試験完了									▼結果説明(4/23)			複合体外部・内部等の実証試験の結果、燃え止まることを確認済み 複合体による影響確認試験の結果、機能への影響がないことを確認済み
20	使用ケーブルの難燃性確認試験	安全機能を有する機器等に使用するケーブルが難燃ケーブルであることを確認	UL垂直燃焼試験 IEEE 383 Std 1974 垂直トレイ燃焼試験	試験完了									▼結果説明(4/23)			UL及び垂直トレイ燃焼試験の結果、燃え止まることを確認済み
21	コーキング材の耐久性に係る試験	電線管に使用するコーキング材について、耐久性を有していることを確認	コーキング材の耐久性試験	試験完了									▼結果説明(4/23)			貫通部コーキング材の火災耐久試験の結果、耐火性能を有していることを確認済み

東海第二発電所 工事計画において実施する試験について

No.	試験名	試験目的	試験項目	1月		2月		3月		4月		5月		6月		備考
				上	下	上	下	上	下	上	下	上	下			
22	火災感知設備及び消火設備の実証試験	火災受信機、防災表示板及び火災感知器の機能維持確認	加振試験	試験完了								▼結果説明(5/16)			加振試験の結果、加振後においても機器が健全であることを確認済み	
		ケーブルトレイに適用するハロゲン化物自動消火設備(局所)について、消火性能が確保されていることを確認	ケーブルトレイ消火試験	試験完了								▼結果説明(4/23)			消火試験の結果、消火性能が確保されていることを確認済み	
23	火災防護対策の系統分離に使用する隔壁等の耐火性能等実証試験	耐火隔壁が1時間以上又は3時間以上の耐火性能を有していることを確認	1時間耐火隔壁の火災耐久試験 3時間耐火隔壁の火災耐久試験	試験完了								▼結果説明(4/23)			耐火壁の火災耐久試験の結果、耐火性能を有していることを確認済み	
		貫通部シールが3時間以上の耐火性能を有していることを確認	配管貫通部の火災耐久試験 ケーブルトレイ及び電線管貫通部の火災耐久試験	試験完了								▼結果説明(4/23)			貫通部の火災耐久試験の結果、シール部が耐火性能を有していることを確認済み	
		防火扉が3時間以上の耐火性能を有していることを確認	防火扉の火災耐久試験	試験完了									▼結果説明(4/23)			防火扉の火災耐久試験の結果、耐火性能を有していることを確認済み
		防火ダンパが3時間以上の耐火性能を有していることを確認	防火ダンパの火災耐久試験	試験完了									▼結果説明(4/23)			防火ダンパの火災耐久試験の結果、耐火性能を有していることを確認済み
		耐火間仕切りが3時間以上の耐火性能を有していることを確認	電動弁・電気ペネトレーション用耐火間仕切りの火災耐久試験 計装品(現場制御盤、計装ラック)・電気ペネトレーション用耐火間仕切りの火災耐久試験 計装品(現場制御盤、計装ラック)用耐火間仕切りの火災耐久試験	試験完了									▼結果説明(4/23)			耐火間仕切りの火災耐久試験の結果、耐火性能を有していることを確認済み
		ケーブルトレイに使用する発泡性耐火被覆が1時間以上の耐火性能を有していることを確認	発泡性耐火被覆の火災耐久試験	試験完了									▼結果説明(4/23)			発泡性耐火被覆の火災耐久試験の結果、耐火性能を有していることを確認済み
		電線管ケーブルラッピングが3時間以上の耐火性能を有していることを確認	電線管ケーブルラッピングの火災耐久試験	試験完了									▼結果説明(4/23)			ラッピングの火災耐久試験の結果、耐火性能を有していることを確認済み
		ケーブルラッピングに伴う許容電流低減率の確認	ケーブルラッピングの許容電流評価試験	試験完了									▼結果説明(4/23)			許容電流評価(電流低減率)試験の結果、通電機能への影響がないことを確認済み
	中央制御室制御盤及び原子炉格納容器の影響軽減対策について、近接する他の構成部品に火災の影響がないことを確認	ケーブル、制御盤及び電源盤火災の実証試験	試験完了								▼結果説明(4/23)			盤の構成部品火災の実証試験の結果、金属バリア等により影響がないことを確認済み		
24	水密扉の漏えい試験	水密扉の製作時に、水密性を確認	耐水漏えい試験	試験完了								▼内容説明(4/23) 新規もしくは改造する水密扉の水密試験は扉製作時に実施			水密扉設置時に実施した耐圧漏えい試験の結果、漏えい量が規定値以下であることを確認済み	

東海第二発電所 工事計画において実施する試験について

No.	試験名	試験目的	試験項目	1月		2月		3月		4月		5月		6月		備考	
				上	下	上	下	上	下	上	下	上	下				
25	SFP常設スプレイヘッド及び可搬型スプレインズル放水試験	SFP常設スプレイヘッド及び可搬型スプレインズルにより、それぞれ使用済燃料ラック全面に放水可能であることを確認	放水範囲確認【機器メーカー実施試験】													放水範囲をカバーするように放水可能なことを確認済み	
26	SFP重量物落下時抗力測定試験	SFP重量物落下における水抵抗データ拡充による燃料集合体抗力係数の確認	抗力測定試験													結果説明▽ 試験体準備 予備試験 試験 ・試験体は手配済み ・試験は6/18～20で実施予定	
27	可搬型設備(その他設備)加振試験	可搬型の放射線計測器類、計測器等の加振後の機能維持の確認	加振試験 (1)放射線計測器類(緊対及び可搬型設備置場) (2)計測器(原子炉建屋及び緊対) (3)通信機器類(原子炉建屋及び緊対) (4)電源設備(原子炉建屋及び可搬型設備置場) (5)照明(原子炉建屋)													試験完了	加振試験の結果、加振後においても機器が健全であることを確認済み
28	通信連絡設備(常設)加振試験	中央制御及び緊急時対策所内に設置する衛星電話設備(固定型)、衛星用アンテナ、衛星用端末装置の加振後の機能維持の確認	加振試験													試験完了	・通信連絡設備の耐震計算書の中で説明 ・他社から買取した電気品の加振成果が、当社に適用できることを確認済み
29	統合原子力防災ネットワークに接続する機器の加振試験	緊急時対策所内に設置する統合原子力防災ネットワークに接続する機器(IP電話、IP-FAX、統合原子力防災ネットワークテレビ会議システム)の加振後の機能維持確認	加振試験 【他社試験買取】													▼資料提出(5/28)	他社から買取した加振試験結果が当社に適用できることを確認済み。No.28と合わせてご説明
30	統合原子力防災ネットワーク設備の加振試験(他社買取)	緊急時対策所内及び屋上アンテナ部に設置される統合原子力防災ネットワークのうち衛星系の回路を構成する機器の加振後の機能維持確認	加振試験 【他社試験買取】													▼資料提出(5/28) ▼結果説明(5/30)	他社から買取した加振試験結果が当社に適用できることを確認済み。No.28と合わせてご説明