

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8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月22日
		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【New】		
		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【New】		
		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【New】		
		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【New】		
	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月18日
		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【New】	○	
	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月1日
		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月1日
		③ 引張試験における荷重(モーメント)の比較	○	6月1日
		④ ドライヤスカート部との干渉に係る解析上の扱い	○	6月1日

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化強度特性」の代表性及び網羅性	○	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	○	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		6/11予定
	8 立坑構造物の解析モデル変更	① 立坑構造物の評価結果		5月24日
	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		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)		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		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			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		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)	2018/4/19 2018/4/27
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月26日
	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	(説明)	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	(説明)	4月19日
	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月24日
		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	(説明)	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	(説明)	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(BOP本体、BOP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【New】	○	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【New】	○	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。【New】	○	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。【New】	○	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
		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	BOPの耐震評価に当たって、BOP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。	(説明)	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月19日	
		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月30日	

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	① 試験	モックアップ試験結果		6/上予定
		② 試験	モックアップ試験における異物混入を想定した試験条件		4月25日
		③ 施工	コリウムシールドの施工性	完了(5/31)	4月27日
		④ 工認上の扱い	工認対象範囲	完了(5/31)	4月27日
		⑤ 工認上の扱い	コリウムシールドのドレン水貯蔵機能	完了(5/31)	4月27日
		⑥ 工認上の扱い	コリウムシールドライナーの工認上の記載	完了(5/31)	4月27日
		⑦ 工認上の扱い	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【New】		
	20 ECCSポンプのSA時でのNPSH評価	① 試験手順	試験結果および評価結果		6/E予定
		② 試験手順	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月22日
		③ 試験手順	試験手順について示すこと。	完了(5/31)	5月22日
		④ 試験手順	試験の進捗状況、見直しについて具体的に示すこと。	完了(5/31)	5月22日
	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		
③		CFD解析モデルについて説明すること【New】	○	5/28,6/4	
全般	23 解析及び試験に係る品質管理	① 品質管理説明書のヒアリングにおいて、実際の調達管理(解析及び試験)のプロセス(検証を含む)について具体的に説明すること【New】			

【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ア式ポンプ)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。

<コメント>

評価対象部位である「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

水平方向の機能確認済加速度は、JEAG4601-1991 追補版(以下「JEAG4601」という)の表3.5.10-8「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]*とした(表1)。

鉛直方向の機能確認済加速度は、JEAG4601に規定されていないため、機器の浮き上りを考慮して1.0[G]としている。

*:スクリー式ポンプ逃がし弁は、JEAG4601で定める安全弁と設置向きが異なるため、逃がし弁軸方向の機能確認済加速度は1.0[G]を許容値とする。

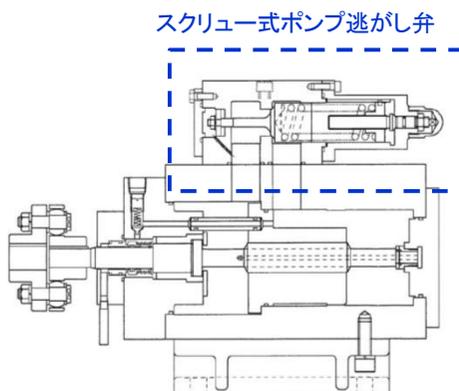


図1 スクリュー式ポンプの構造概要

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

【論点4】 機器の動的機能維持評価(2/5)



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2に示すとおりであり、両者の構造は同等であるため、JEAG4601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し弁のポンプとの取り付け部の口径はすべて200A以下となっている。

なお、先行プラントにおけるギヤ式ポンプ逃がし弁の許容値においても、JEAG4601で定めるPWR加圧器安全弁の機能確認済加速度5.0[G]を適用している。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2 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				
機能確認済加速度	5.0[G]	10.0[G]	9.6[G]	JEAG4601に定められた安全弁の機能確認済加速度の最小値5.0[G]とする。

【論点4】 機器の動的機能維持評価(3/5)

第562回審査会合
資料1-1に加筆



【論点3】 機器の動的機能維持評価(3/4)



2. 評価結果

地震時の動的機能維持の評価結果を表3～5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3 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	$0.87 \times 9.8\text{m/s}^2$	$5.0 \times 9.8\text{m/s}^2$ ※	○
			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4 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	$0.87 \times 9.8\text{m/s}^2$	$5.0 \times 9.8\text{m/s}^2$ ※	○
			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	$0.71 \times 9.8\text{m/s}^2$	$1.0 \times 9.8\text{m/s}^2$	○

※: 水平方向の機能確認済加速度は、JEAG4601-1991 追補版の表3.5.10-8「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]を適用している。鉛直方向の機能確認済加速度は、機器の浮き上がりを考慮して1.0[G]としている。

【論点4】 機器の動的機能維持評価(4/5)

第562回審査会合
資料1-1に加筆



【論点3】 機器の動的機能維持評価(4/4)



表5 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	$0.81 \times 9.8\text{m/s}^2$	$5.0 \times 9.8\text{m/s}^2$ ※	○	
		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	$0.71 \times 9.8\text{m/s}^2$	$1.0 \times 9.8\text{m/s}^2$	○	

※: 水平方向の機能確認済加速度は, JEAG4601-1991 追補版の表3.5.10-8「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]を適用している。鉛直方向の機能確認済加速度は, 機器の浮き上がりを考慮して1.0[G]としている。

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

表3.5.10-8 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)	
一般弁	グローブ弁	6.0	
	ゲート弁	6.0	
	バタフライ弁	6.0	
	逆止弁	6.0	
特殊弁	ゴムダイヤフライ弁	2.7	
	主蒸気隔離弁	6.3	
	主蒸気隔離弁操作用電磁弁	2.2	
	CRDスクラム弁	2.5	
	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

【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。

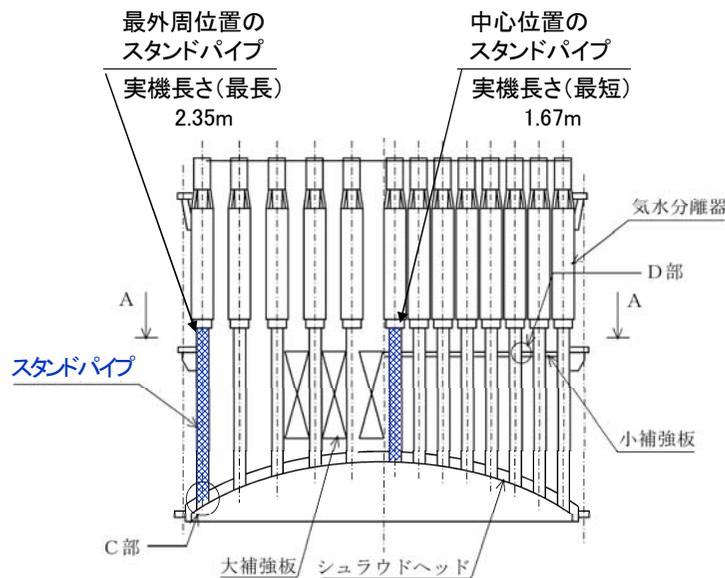


図1 スタンドパイプ断面図

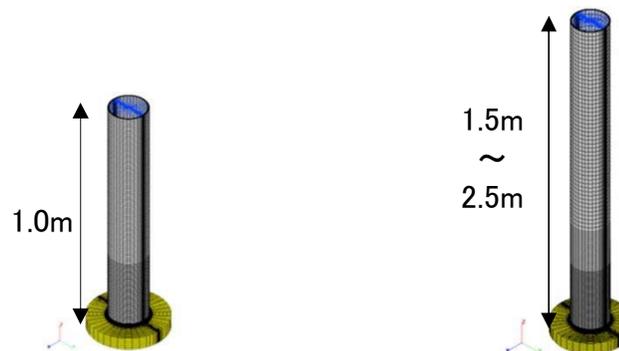


図2 今回工認解析モデル
(スタンドパイプ長さ1.0m)

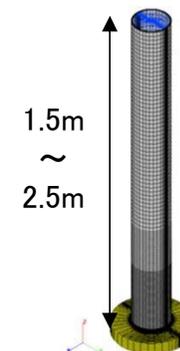


図3 影響評価モデル
(スタンドパイプ長さ1.5m～2.5m)

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}) \times 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)の比較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。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。)の剛性を考慮しているため、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ることから、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。

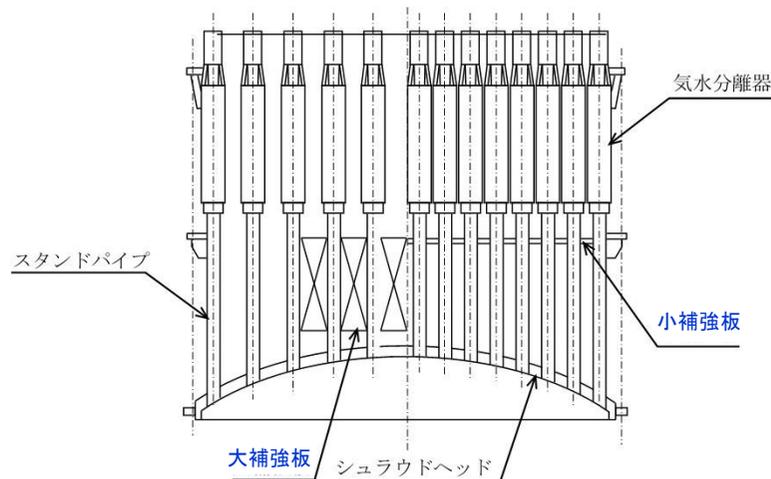


図4 スタンドパイプ断面図

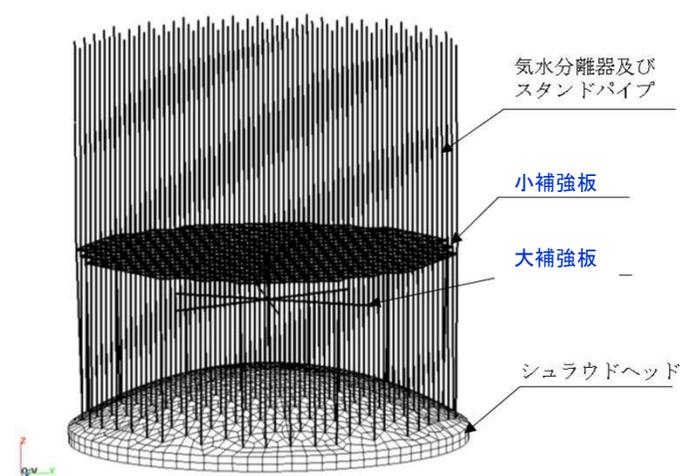


図5 スタンドパイプ225本モデル図(FEMモデル)

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)の比較について

第562回審査会合において、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。荷重変位曲線における比較に当たっては、引張試験時のスタンドパイプの変位の影響を考慮しているが、今回は、その他の影響要因として、スタンドパイプの変位に加えて連結ピン及び鏡板の変位についても考慮した。

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。

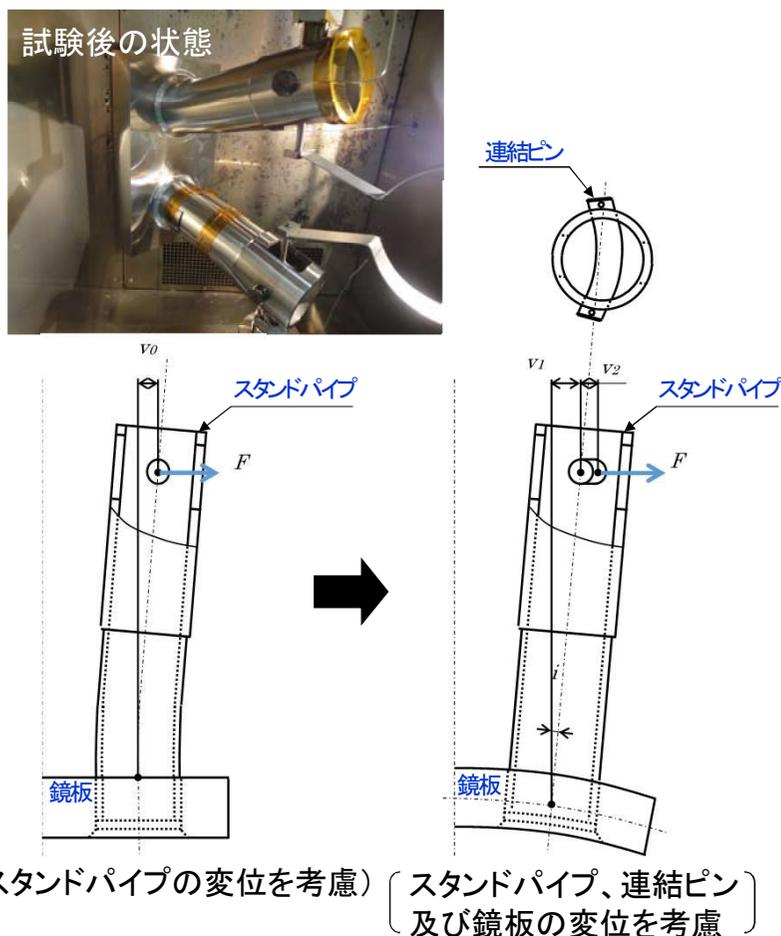
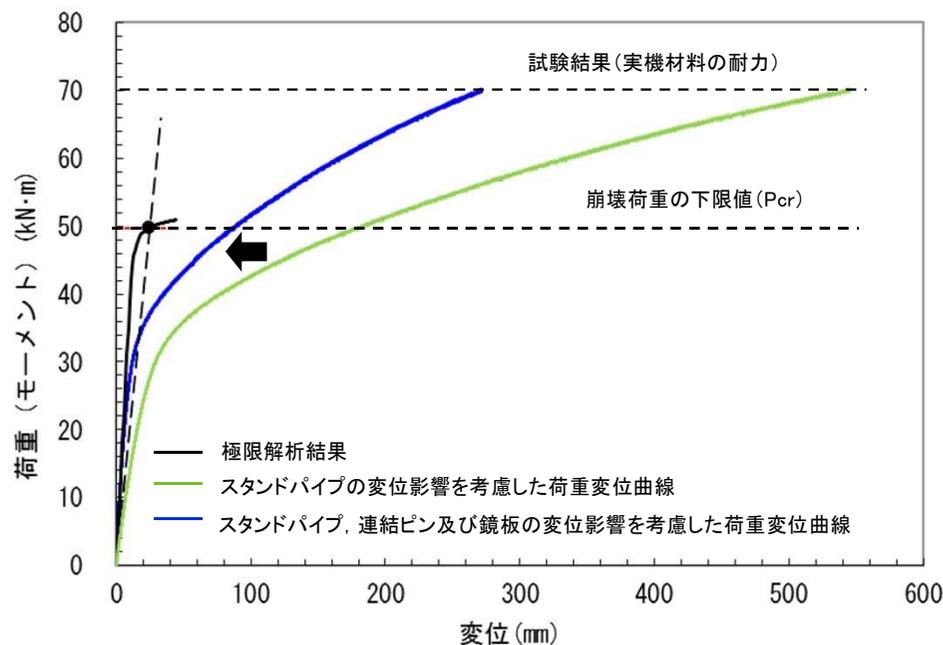


図6 荷重変位曲線における影響要因の考慮事項



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。この結果、弾塑性域においては極限解析結果と引張試験結果は一致しない。

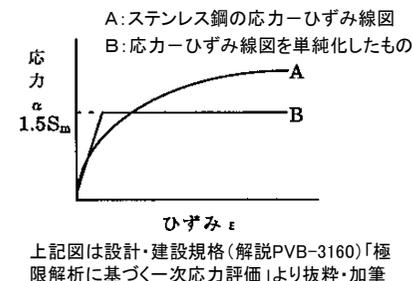


図7 極限解析結果と試験体の荷重変位曲線

【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 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 に対して十分余裕があり、干渉することがないことを確認した。

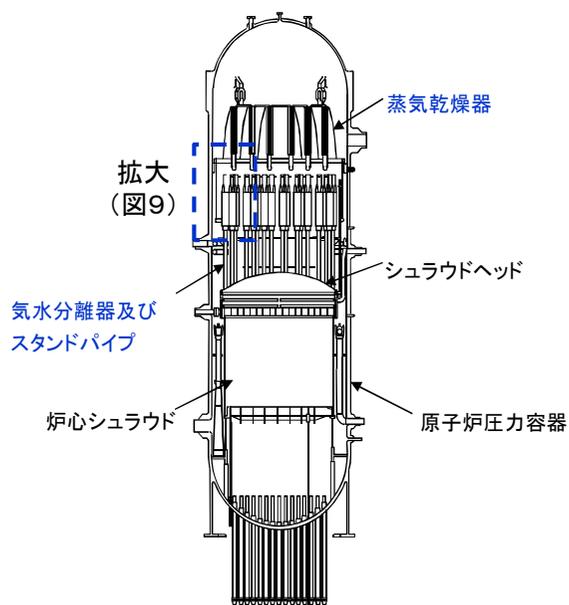


図8 原子炉圧力容器概要図

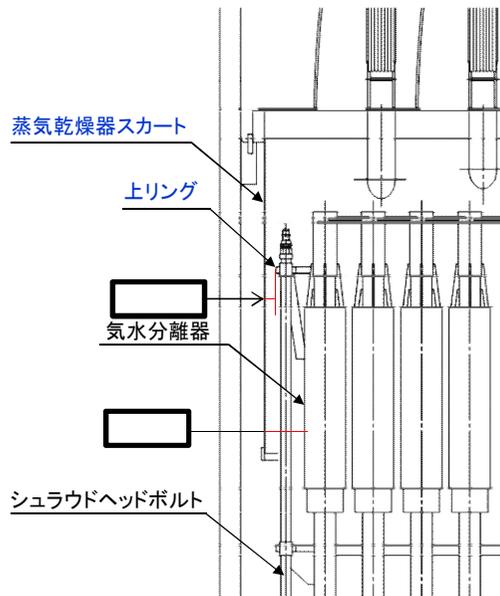


図9 気水分離器と蒸気乾燥器の構造拡大図

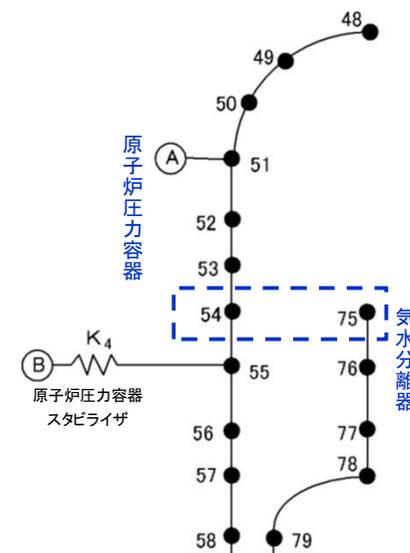


図10 建屋機器連成解析モデル図

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"/>

【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、これらの条件設定は先行審査同様であり、且つ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、先行審査同様に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、先行審査同様に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>

重大事故等時における原子炉格納容器へ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する。

<コメント>

DBA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。)で、想定される動荷重を抽出。

- (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

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): ドライウエ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)はドライウエ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、ドライウエルとサプレッション・チェンバとの差圧によって、ドライウエル内の蒸気等が流入

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。

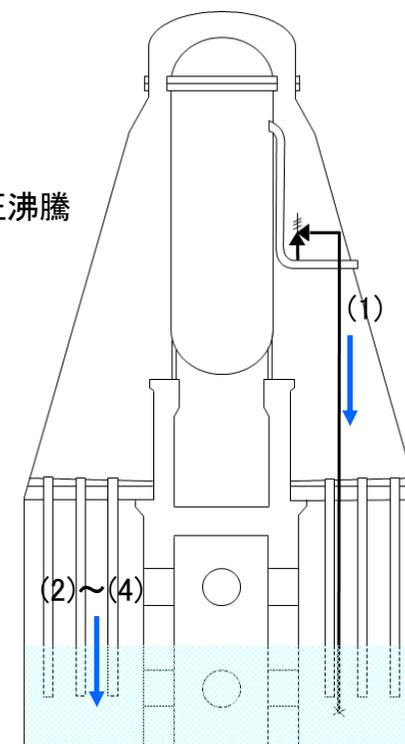


図1 重大事故時の蒸気等の流れ

【論点15】 強度評価におけるPCV動荷重の考慮(2/4)



②重大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ブプレッション・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の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、サブプレッション・チェンバへドライウエル内の非凝縮性ガス等が流入する

➤ 格納容器ベント時(格納容器過圧・過温破損)

- ベント時にサブプレッション・チェンバが減圧することによりドライウエルからサブプレッション・チェンバへ蒸気が流入する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のうち、動荷重評価で代表するもの

※1:前頁(1)の動荷重

※2:前頁(2)の動荷重

※3:前頁(3)の動荷重

※4:前頁(4)の動荷重

設計基準事故時で考慮されていない動荷重に対して、重大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。

【論点15】 強度評価におけるPCV動荷重の考慮(3/4)



③高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)時において、原子炉圧力容器内で発生する蒸気が、露出した燃料からの放熱により過熱蒸気となる。

蒸気性状の違いによる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、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、既往の試験結果より、蒸気凝縮時の動荷重が設計基準事故時と同等以下であることを確認した(表2、図2)。

➤ 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、長期的な蒸気凝縮による動荷重は非凝縮性ガスによる動荷重に包絡されるため、設計基準事故時と同等以下であることを確認した(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
原子炉圧力容器圧力[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]		
蒸气流束[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]		

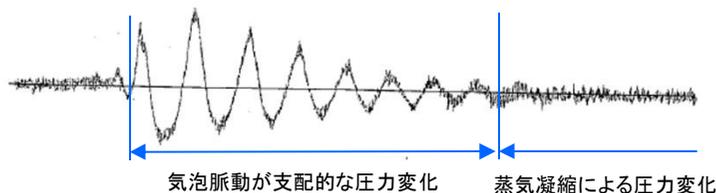


図3 東二実機試験時の逃がし安全弁作動時の圧力振動



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

【論点15】 強度評価におけるPCV動荷重の考慮(4/4)



④原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(FCI) 及び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)。

⑤有効性評価で得られているプール水のサブクール度及び原子炉格納容器圧力(図4)から、格納容器ベント時の減圧沸騰による影響は小さく、原子炉格納容器の健全性に影響はない。

- 減圧沸騰は、原子炉格納容器が減圧し、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した以降に生じる
- 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が、プール水温は高く、ベント管内の蒸気流束は小さいことから、その影響は設計基準事故時の動荷重と同等以下である

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)			

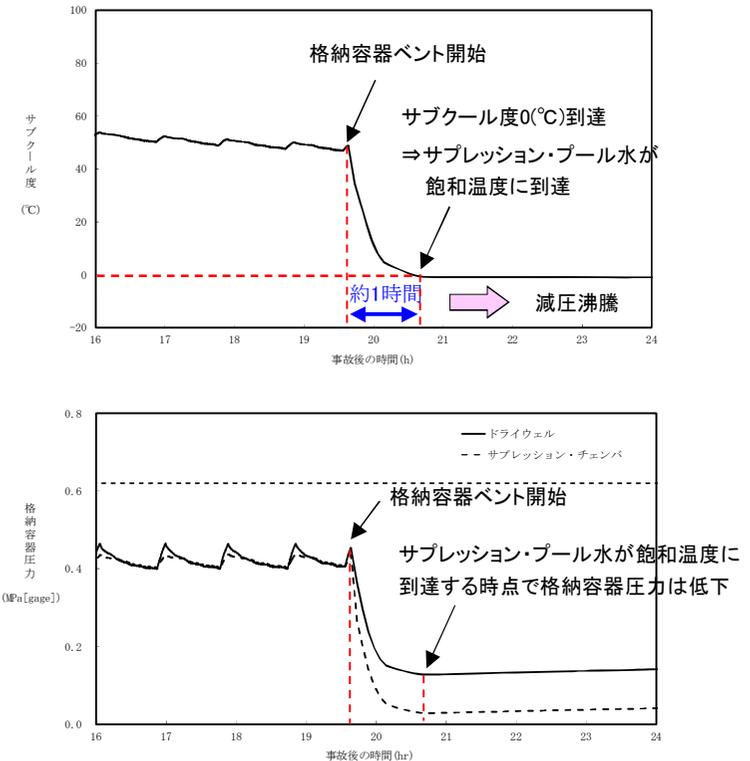


図4 ベント時のプール水のサブクール度及び原子炉格納容器圧力の推移

<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実証試験等について説明する。

<コメント>

- ③ 加振試験限界の目的、実施方法(1.0Ssを超える加振)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) 基準地震動Ss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Ssに対する設計用震度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) 振動台性能限界加振波による加振

閉止装置の耐震裕度を確認するため、振動台の性能限界(基準地震動Ss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Ss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Ss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認する。

<コメント>

③ 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>

・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、試験体内外に圧力差を生じさせ、試験体のパッキンを通じた空気量を測定する。

$$q = Q' / A$$

q: 通気量 (m³/h・m²)

A: 試験体の内のり面積 (m²)

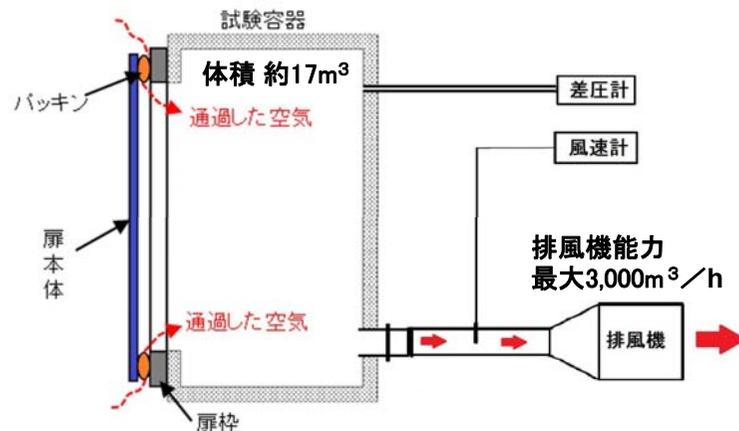
Q': 通過した空気量 (20°C, 1,013hPa換算値) (m³/h)

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

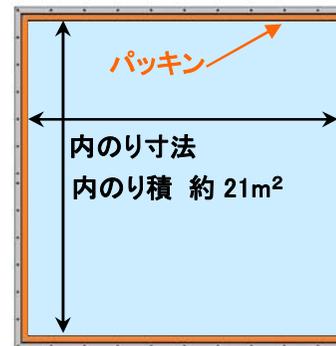
P: 試験容器内の気圧 (hPa)

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

<コメント>

③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>

- ・判定基準: 63Pa時の流量が $3,570\text{m}^3/\text{h}$ 以下
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以上の負圧が確保
- ・既設建屋の推定漏えい量 : 約 $1,710\text{m}^3/\text{h}$
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
- ・試験体を10個設置すると仮定した場合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)。第4図参照)

以上より, 本閉止装置を設置した場合の63Pa時の漏えい量は, 非常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。

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



第4図 気密確認試験結果

【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(4/9) 

<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8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、NS、EWの両方向ともに同じものを考慮している。

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

<コメント>

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)に基づき、弾性設計用地震動Sdで開放しない設計とする。

【理由】

◆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)の荷重の組合せは、発生頻度という観点で組み合わせ評価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バ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。

◆なお、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、中央制御室の居住性を評価するに際に定義されたソースタームであり、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の発生頻度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考える。

<コメント>

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は、被ばく影響の観点から地震動Sdで開放しない設計とする。この確認のために、実機大モックアップ試験装置を用い、対応する地震荷重と同等の負荷荷重にて開放しないことを確認する。

付加する地震荷重は、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、対応する加速度より決定する。

- ① ブローアウトパネルの固有振動数を以下の式より算出した結果、固有振動数は約25Hzであった。この固有振動数に対応するブローアウトパネル設置建屋屋上部(ブローアウトパネルの設置高さは約EL.57mであるが、保守的にEL63.65mとする)の評価用震度は1.225G(Ss:2.45Gの1/2)である。
- ② 実機大モデルの固有振動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。
参考として、モックアップによる開放試験の測定値(荷重-変形関係)から、ブローアウトパネルの剛性を求めることで算定する固有振動数についても確認する。
測定の結果、柔構造となる場合には、EL63.65mの設計用床応答曲線から測定された固有振動数、減衰定数に対する加速度を求める。

◆以上より、上記①、②に対して、より地震加速度が大きくなる地震加速度に相当する荷重を油圧ジャッキにて付加し、地震動Sd相当では開放しないことを確認する。

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記号を第2表に示す。

パネル内の芯材の配置の違いにより、固有値に相違があるため、剛性の厳しい鉛直方向断面の値を記載。(水平方向の固有振動数は、約28Hz)

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

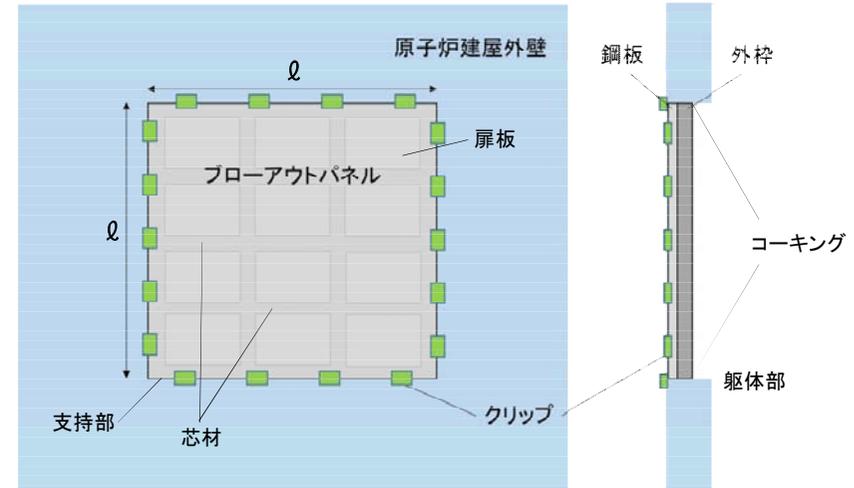
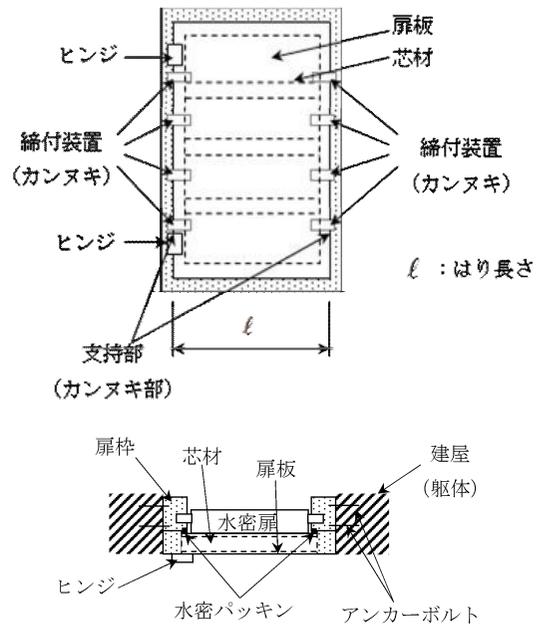
第2表 固有振動数算出に用いる記号

記号	単位	定義	
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	3.966
E	N/m ²	ヤング率	2.05E+11
I	m ⁴	断面2次モーメント	16280E-8
M	kg/m	質量分布	500

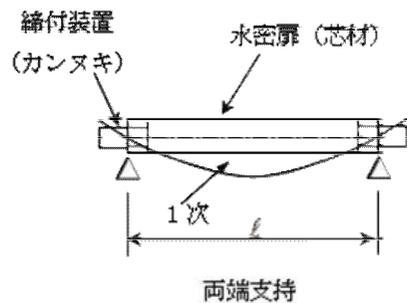
【論点17】 ブローアウトパネル及び関連設備の必要機能と確認方法(7/9)



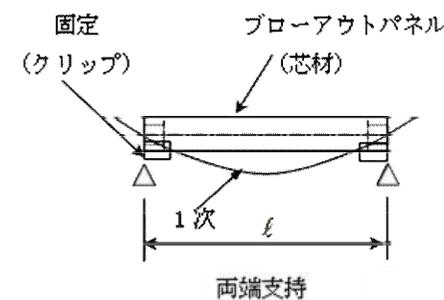
固有振動数の算出方法としては、同様な構造の水密扉で用いた両端支持によるモデルを適用した。



水密扉は、ヒンジにより本体扉が支えられ、カンヌキにより外枠部の水密パッキンに押し付けられた構造である。このカンヌキ部をピン支持の固定端とした評価を行う。一方、ブローアウトパネルは、本体パネルが外枠部にクリップで固定され、下部の躯体で本体パネルの自重を受ける構造である。鉛直と水平の各方向で、クリップの固定部をピン支持の固定端として評価を行う。



【参考】水密扉の固有値解析モデル



ブローアウトパネルの固有値解析モデル

【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(8/9)



【試験スケジュール】

- ◆ 6月9日に第1回目の試験実施予定。
- ◆ 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		結果説明▼		実機大試験体作製		△1体目(6/9) △2体目(6/10*) 3体目(6/15日*)△ 開放試験	
													
		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

【論点18】 SRVのSA耐環境性(1/2)



<コメント>

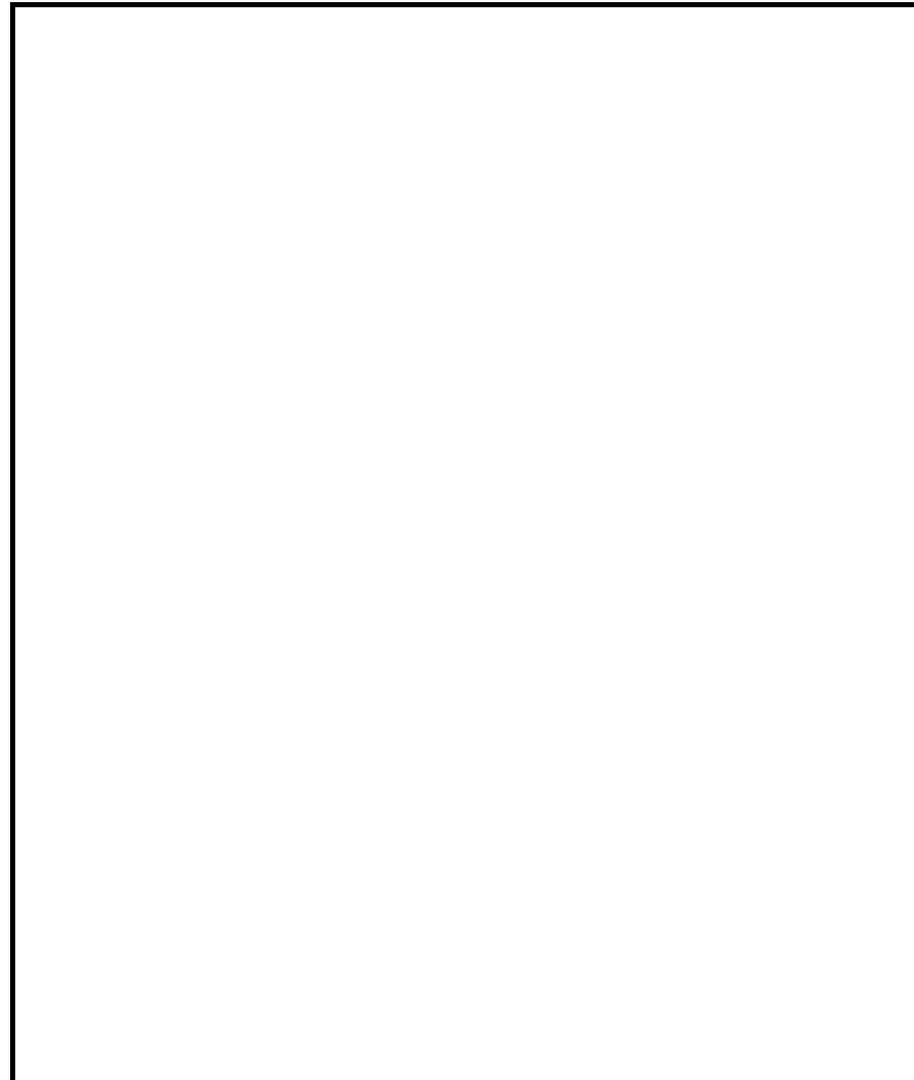
過去のSRV環境試験条件について対象の機器を明確にして資料に反映。

<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、その範囲を右図に示す。

本内容については、工事計画に係る補足説明資料 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書のうち補足-40-11【逃がし安全弁の環境条件の設定について】に反映し、説明を行っている。

なお、取り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

【論点18】 SRVのSA耐環境性(2/2)



＜本論点の経緯＞

SRV以外のSA設備について、どのように耐環境性を評価し、対策が必要になった場合には、設備の耐性向上を行うのか、又は環境緩和をするのか、明確にする必要があった。

＜コメント＞ 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。
- ・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を抽出し、それらの影響を考慮して、個別に環境条件を設定した。

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。
- ・対策の必要性が生じた設備について、以下のとおり対応した。

SA設備(例)	耐環境性の確認	対策	
代替循環冷却系ポンプ	環境温度が、モータ軸受の許容温度を超過。	設備の耐性向上	耐環境性に優れたモータ型式(軸受型式)に変更することにより、高温環境下においても、機能維持が可能な設計とする。
使用済燃料プール監視カメラ	環境温度が、内部機器の耐久温度を超過。	環境条件緩和策を踏まえて、個別に環境条件を設定	使用済燃料プール監視カメラ用冷却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。

3. 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。

この確認結果については、工事計画に係る補足説明資料 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書のうち補足-40-1【第54条に対する適合性の整理表(重大事故等対処設備の健全性評価)】、補足-40-12【安全設備及び重大事故等対処設備の環境条件の設定について】により説明している。

＜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。

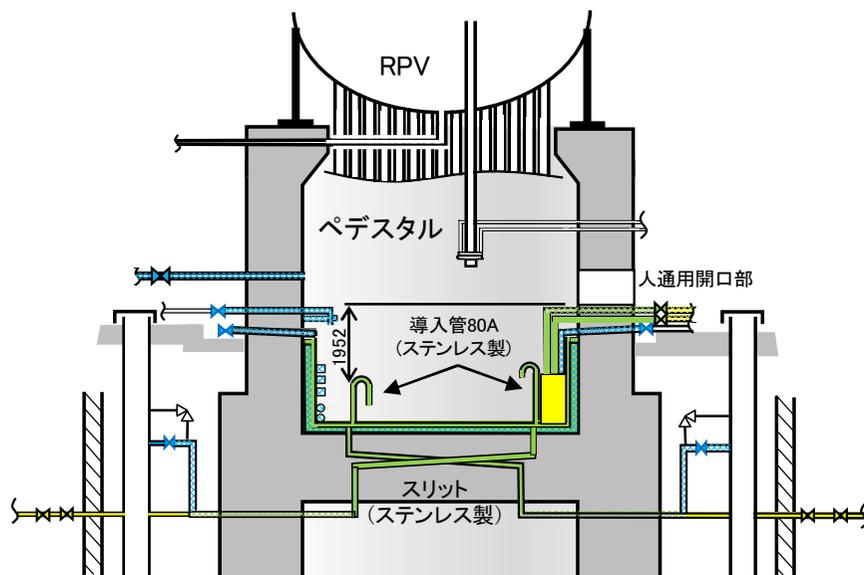


図1-1 ペDESTAL排水系概要

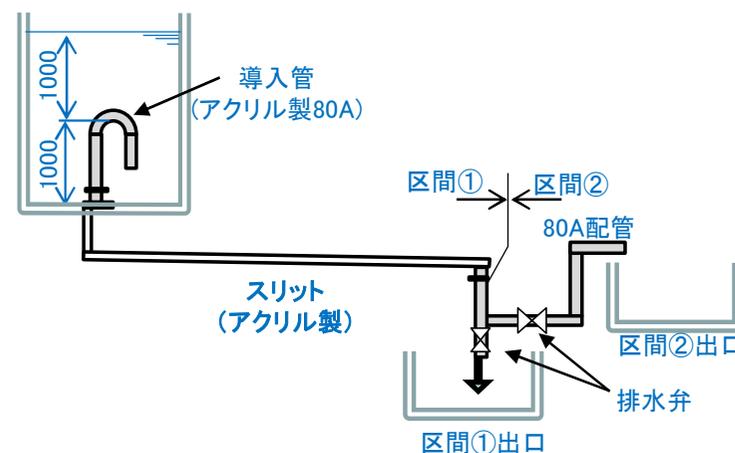


図1-2 モックアップ試験装置概要

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, 保守的に導入管～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ふ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

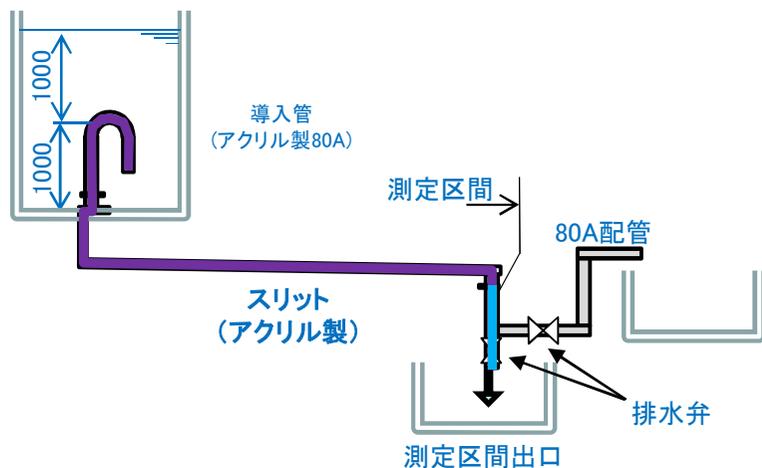


図2-1 試験での圧損評価部位

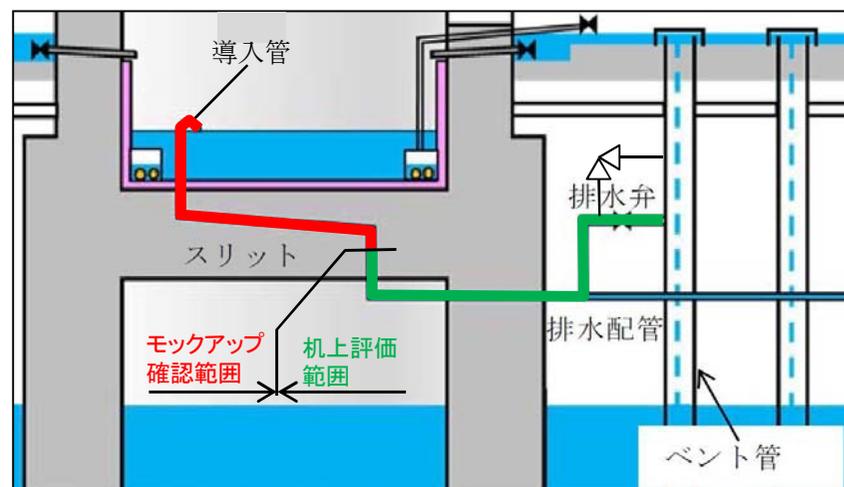


図2-2 ペDESTAL排水ラインイメージ

3. 排水時間の評価結果

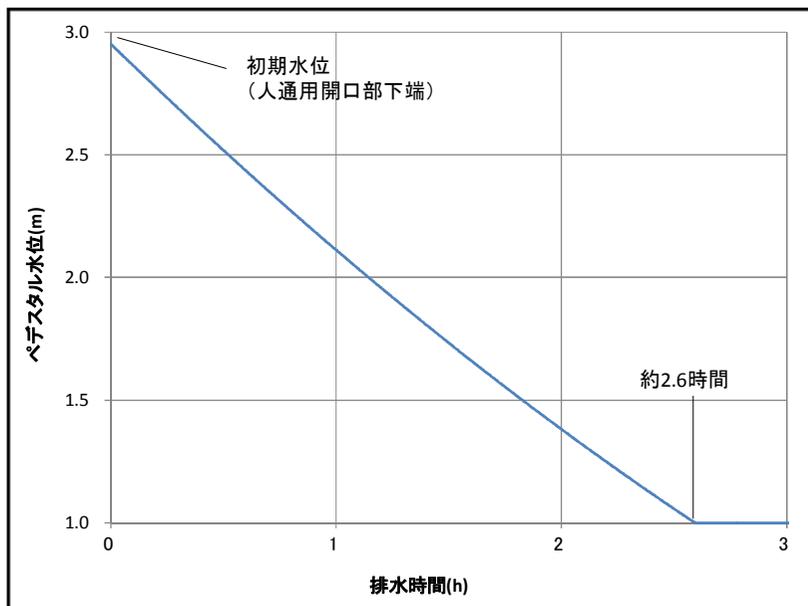
試験結果を基にした実機体系における排水時間を評価した。

評価結果を図3-1に示すが、以下の判断基準を満足することを確認した。

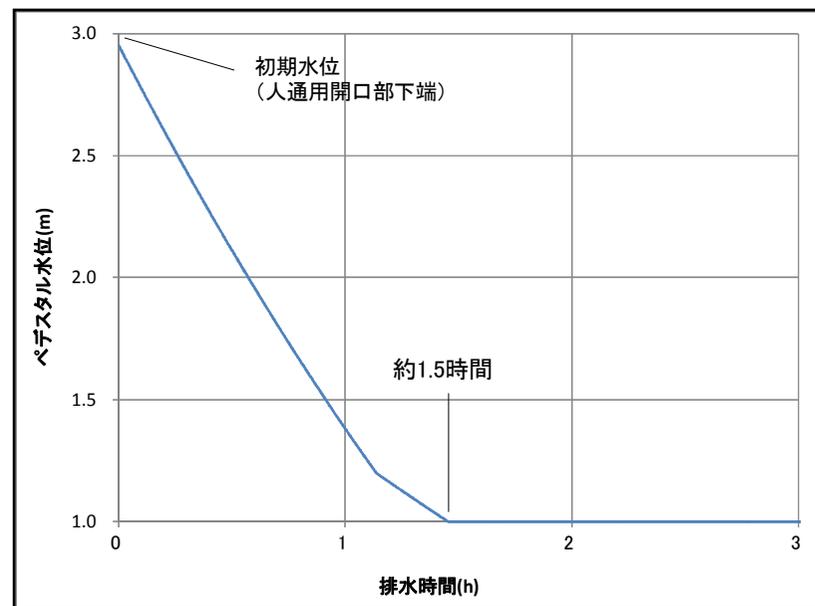
また、床ドレンに加え機器ドレンも考慮した場合、排水時間は約1.5時間となる。

- 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。

この排水評価は、排水弁の自動閉鎖時間設定(水位1.05mから1.0mまでの時間)にも使用する。



(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3-1 実機排水時間評価(データ精査中の段階における、暫定結果)

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しているため、導入管からスリット部分に異物が入る可能性は低いですが、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た。試験に投入する異物としては、スラッジを想定することとした。

導入管カバー(多孔板)

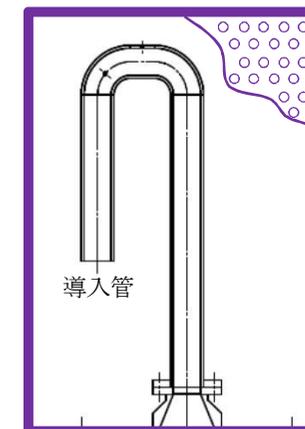


図4-1 導入管カバー

試験に投入するスラッジ量は、東海第二発電所の床ドレン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。

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	○	流入、或いは、ペDESTAL内に存在	×	床に沈降
錆片	○		×	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)

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する。

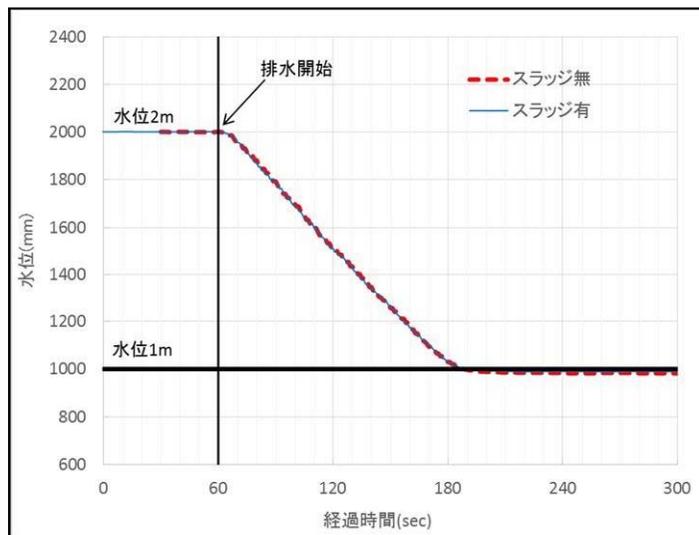


図4-2 スラッジ有無条件での試験結果(水位と時間の関係)

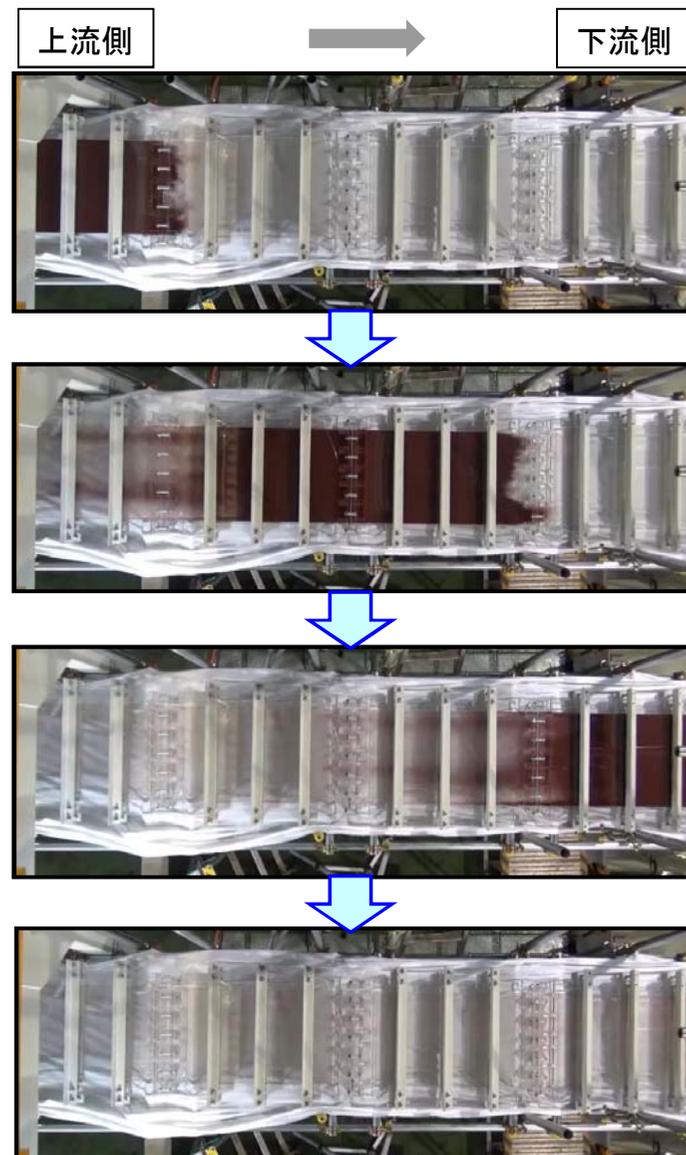


図4-3 水平スリット上面から見たスラッジの流動状況

【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ことを確認している。この評価に使用したパラメータのうち、抗力係数Cd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、レイノルズ数については実機の値に達しないため、CFD解析により補完する。CFD解析モデル等は以下のとおり。

1. 解析モデル

- 燃料集合体外形の詳細形状を模擬(下部タイプレートの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)
- 一様流の中で燃料集合体にかかる抗力を解析

2. 解析手法

- 解析コード: 汎用熱流体解析コード
- 解析手法: 定常単相流解析
- 乱流モデル: 低レイノルズ数型(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: 壁面近傍にレイヤーを密に配置し、速度境界層を考慮

3. 解析条件

- 流体: 水、大気圧、20℃(及び65℃)
- 流速: 2.8, 6.0, 10.5 m/s($Re = 3.6 \times 10^5 \sim 2.8 \times 10^6$)

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Cd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)

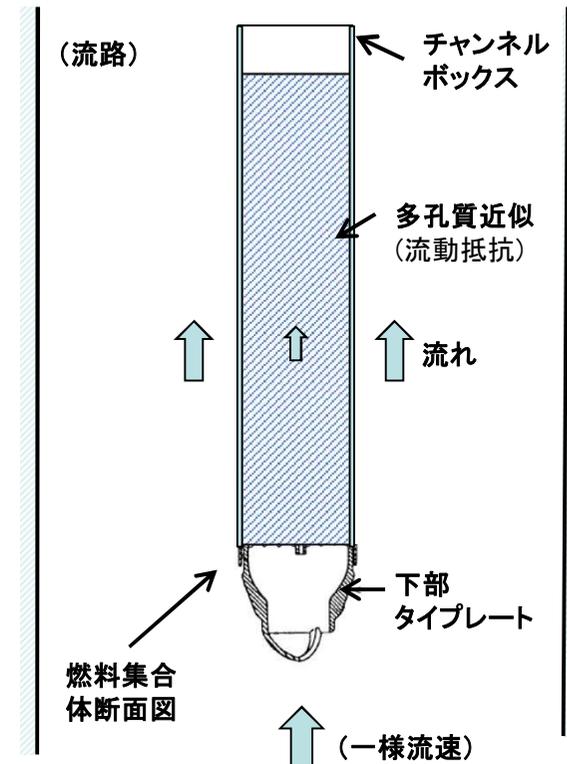


図1 解析モデルの概念図

【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(高燃焼度8×8燃料型(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, 6m/s
- 計測車走行距離： 130m

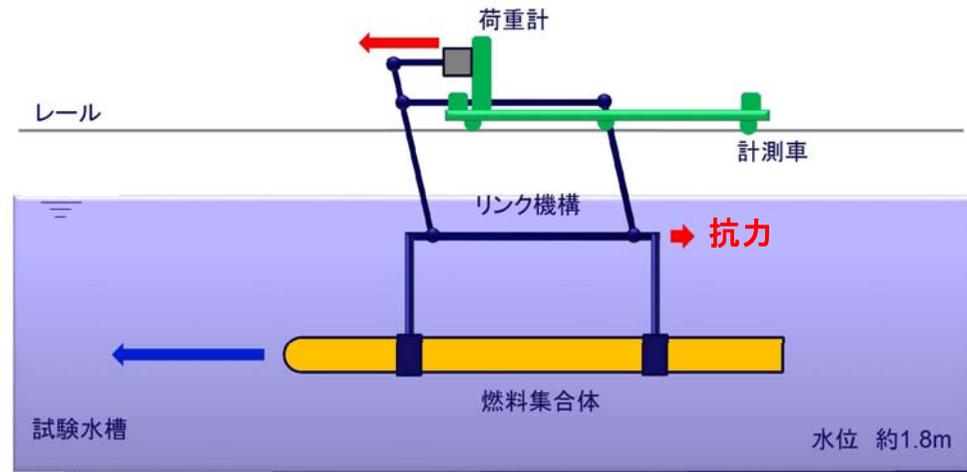


図2 試験体系

- 試験方法： 上図のような試験設備により，計測速度毎の抵抗力を荷重計により計測する。
同様に試験体を取外した状態でも計測し，差分を取ることで試験体だけの抵抗力を得る。
- 評価： (1) 抵抗力から抵抗力係数を求め，抵抗力係数のレイノルズ数依存性について確認する。
(2) 試験体系でのCFD解析により，実機レイノルズ数での抵抗力係数を確認する。
(3) 抵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

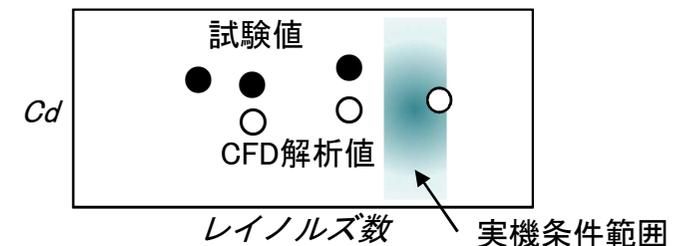


図3 試験・解析結果の比較(イメージ)