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

平成30年3月30日 日本原子力発電株式会社

本資料のうち, しは営業秘密又は核物質防護上の観点から公開できません。



工事計画認可申請・補正の概要

- 1. 経緯
- ・平成26年5月20日
 東海第二発電所 工事計画認可申請
 【申請内容】新規制基準への適合性確認
- · 平成29年11月24日

東海第二発電所 工事計画認可申請の第一回補正書提出 【補正内容】審査会合等における審査内容を踏まえた記載内容への反映 (運転期間延長認可申請に係る設備を網羅)

・平成30年2月13日
 東海第二発電所 工事計画認可申請の第二回補正書提出
 【補正内容】審査会合等における審査内容を踏まえた記載内容への反映の残り分(個別の強度評価、耐震評価については、概ね方針まで)



論点抽出結果一覧

- 設置変更許可の審査段階で確認してきた内容を踏まえ、工事計画認可の審査において、解析
 手法や評価方針に関するご説明を行っているところである。
- 次頁以降で、以下の論点について、対応状況をご説明する。
- なお、設備設計・耐震・強度関係の論点については今後のヒアリングにて順次、整理していく。
 例:防潮堤ルート変更後に敷地に遡上する津波の流速、浸水深 使用済燃料乾式貯蔵建屋等の地震観測記録を踏まえた耐震評価 鋼製防護壁の上部構造と下部構造の接合部の評価

分類 説明項目 (論点) 区分 No 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 Ο 1 2 SRVのSA耐環境性 3 SA時の強度評価における設計方針 機械設計 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機器の扱い) 4 5 SA環境を考慮したPCV閉じ込め機能 Ο MCCI/FCI対策に係る設計 6 7 強度評価におけるPCV動荷重の考慮 外部事象 降下火砕物に対する建屋の健全性 8 Ο 9 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性 Ο 耐津波 _____ <u> 決護律の上部構造と下部構造の接合者</u>





頁

4

10

16

19

25

27

39

40

41

47

48

49

50

53

(白紙)

【論点-1】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(1/6)

1. 概要

ブローアウトパネルについて、技術基準の要求が達成できることを確認する。

2. 確認事項

①原子炉建屋原子炉棟の一部としてのブローアウトパネルの基準地震動Ss及び設計竜巻に対する要求機能と対応を確認する。 ②ブローアウトパネルが設計差圧以下で開放することを確認する。

③ブローアウトパネル閉止装置が容易かつ確実に閉止操作(人力による操作含む)でき,要求機能(基準地震動Ss後の閉機能や閉止 後の原子炉建屋の負圧維持機能)が確保できることを確認する。

3. 設計方針

- ①基準地震動Ssでは開放しない設計とする。設計竜巻の差圧によりブローアウトパネルが開放した場合は、AOT内で再閉止又は運転停止し安全状態に移行する設計とする。
- ②ブローアウトパネル
 - ・ブローアウトパネルは設計差圧(6.9kPa)以下で開放すること及び基準地震動Ss相当の地震力で開放しないことを実機大モックアップ装置にて確認する。
- ③ブローアウトパネル閉止装置
 - ・閉止装置が、電動及び手動にて操作でき、その閉止機能が基準地震動Ssでも確保できるように設計する。
 - ・閉止装置が, 閉止後, 基準地震動Ssでも, 必要な気密性能が確保できるように設計する。
 - これらを検証するため、実機大モックアップ装置を用いた加振試験を実施し、閉止機能や気密性能が維持できることを確認する。

4. 今後の予定

- ①ブローアウトパネルの実機大の開放試験は,要素試験結果も踏まえて,5月下旬に試験予定。
- ②ブローアウトパネル閉止装置の実機大の試験は、6月中旬に加振試験を実施し、加振試験に合わせて開閉動作試験及び気密性能 試験を実施予定。
- なお、試験結果については試験後、速やかに説明する。



【論点-1】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 (2/6)

◆ブローアウトパネル及び関連設備への技術基準規則の主な要求事項(基準地震動と設計竜巻)のと成立性確認方 法について整理した。

			DB		SA			
防護す	べき設備	5条 地震	7条 自然条件 竜巻差圧	7条 自然条件 竜巻飛来物	50条 地震	54条 自然条件 竜巻差圧	54条 自然現象 竜巻飛来物 (共通要因)	
ブローアウトパ ネル	◎開機能 (12条)	〇 (地震後)	 プラント停止	0	_	_	_	
	△閉維持 (建屋気密性) (38条, 44条)	Ø	にて対応 (別紙参照)	(竜巻防護設備 にて防護)	(竜巻防護設備 にて防護)	_	_	_
ブローアウトパ ネル閉止装置 (SA緩和設備)	◎閉機能(SA前) (74条)	_	_	Ι		O (差圧発生せず 影響なし)	- *1	
	◎閉維持 (建屋気密性) (74条)	_	-	_		-*2	-*1	
竜巻 防護設備	〇飛来物からの 防護機能 (7条)	〇 (波及的影 響)	〇 (差圧発生せず 影響なし)	0	_	_	_	

◎:実機大の試験による確認 〇:解析評価による確認 △:実機での確認 -:機能要求なし

※1 ブローアウトパネル閉止装置は、SA緩和設備であるため、共通要因故障の考慮不要 ※2 SA後の閉止状態での設計竜巻は、事象の重ね合わせの頻度から組み合わせ不要



【論点-1】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(3/6)

◆ 設計竜巻発生時に想定される事象とその影響について検討した結果は以下のとおり。

自然現象	設計値	プラント 状態	自然現象発生時に想定される事象と 安全性への影響	対応策	対応策の妥当性
設計竜巻	8.9kPa	運転中	く止める> ・屋外の外部電源喪失や循環水系機能喪失に伴うタービントリップ等に基づき自動停止 ・プラント停止機能への影響なし 〈冷やす> ・屋外の常用系の補機冷却海水系等の機能喪失が想定されるが、安全系は竜巻から防護されており機能喪失なし。また、燃料プールもRHRによる冷却可能。 ・プラント及びSFP冷却機能への影響なし <閉じ込める> ・設計竜巻の差圧は8.9kPaであり、BOP開放差圧6.9kPaを上回るため、建屋の閉じ込め機能は喪失する。 <その他> ・外部電源喪失が想定されるが、非常用電源は確保されており、安全は維持可能	 ◆速やか な冷温 停止 	 プラント運転中には、プラントの停止を要する事象の 発生が想定されるが、停止及び冷却に必要な設備は 確保されており、原子炉安全に影響しない。 プラント停止中においても、残留熱除去系は維持され ており、原子炉安全に影響しない。 差圧により原子炉建屋の閉じ込め機能は喪失するが 竜巻起因で想定される設計基準事故はなく、竜巻防 設備(防護ネット)を全てのブローアウトパネル部に設 置するため、竜巻を起因として建屋内で放射性物質が 漏えいする可能性も小さく、保安規定に基づき速やか に安全な状態(運転中は冷温停止状態へ移行、停止 中は使用済燃料に関連する作業の停止)に移行する ことで安全確保可能。 なお、技術基準規則第7条第1項の解説では、外部からの衝撃による損傷の防止として、適切な措置を要求 されているが、これは供用中における運用管理等の措 置も含むと規定されている。 (参考> ・ブローアウトパネルの開放差圧を生じる竜巻(89m/s)の 発生頻度:52×10⁻⁹回/年 ・設計基準事故の発生頻度:10⁻³~10⁻⁴回/年 ・以上より、竜巻によるブローアウトパネル開放と設計基準 事故の重量頻度は10⁻⁹回/年以下となり、有意性の判 断基準10⁻⁹回/年(JEAG4601の地震従属事象と独立事 象の判断基準である10⁻⁷/年に保守性を見込んだ値)よ
			の閉じ込め機能は喪失する。 <その他> ・外部電源喪失が想定されるが、非常用電源は確保されてお り、安全は維持可能		り小さい



【論点-1】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(4/6)





【論点-1】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(5/6)

【ブローアウトパネルに要求される機能と確認方法】



🗲 IFhT h

【論点-1】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(6/6)

【ブローアウトパネル閉止装置に要求される機能と確認方法】





【論点-2】 SRVのSA耐環境性(1/3)

1. 概要

SRVのSA環境条件設定の妥当性及び耐環境性を確認する。

2. 確認事項

SA時の原子炉格納容器内におけるSRV作動環境における健全性を確認する。

3. 確認結果

- ① SA時の原子炉格納容器内におけるSRV作動環境
- SRVの環境条件は当該弁の機能に期待するシーケンスで想定される厳しい環境条件を設定する。DCHシーケンスに加え、DCHシーケンス以外のSRVに期待するシーケンスで厳しい環境(表-1)を想定しても、SRV(自動減圧機能)の機能が維持される設計とした。
- これらのシーケンスにおいても原子炉格納容器内圧力が465kPa[gage]に到達した場合は、D/Wスプレイを実施することから、またSRVの環境緩和のために事故後90分後に代替循環冷却系を起動しD/Wへ連続してスプレイすることとしているため、D/W内は過熱状態にはならず、D/W雰囲気温度は465kPa[gage]の飽和温度である約156℃を超えることはないと考えられる。

表-1 SRV(自動減圧機能)の環境が厳しくなるシーケンス

No.	シーケンス
1	破断面積の小さいLOCA+炉心損傷+SRV(自動減圧機能)開,低圧注 水復旧+RPV破損防止(SRV(自動減圧機能)開維持,低圧注水維持)
2	過渡事象+炉心損傷+SRV(自動減圧機能)開,低圧注水復旧+RPV 破損防止(SRV(自動減圧機能)開維持,低圧注水維持)

・起因事象はRPV減圧が必要となる過渡事象又は小破断LOCAを想定
 ・SRV環境を厳しくする「炉心損傷有り」を想定
 ・SRVに期待する時間が長くなる「RPV破損無し」を想定
 ・上記を踏まえ、様々なシーケンスを想定した場合、SRV(自動減圧機能)の

環境が厳しくなるシーケンスは表-1のとおりとなる。



② SRV(自動減圧機能)の耐環境性

SRV(自動減圧機能)の作動環境は最大約156℃となるが, SRV(自動減圧機能)の健全性を確認した試験 条件(図-1)温度を下回ることを確認した。

なお、原子炉格納容器内圧力465kPa[gage]は、上記試験条件の最大圧力4.35kg/cm²g(427kPa)[gage]を上 回っているが、この程度の圧力ではシール材の物理的破損に至る程の影響はなく、さらに弁等の機器に組み 込まれるシール材は、一般的にケーシング等によって拘束され過大な変形が発生することはない。またシー ル材の劣化に寄与する支配的要因は温度であることから、SRV(自動減圧機能)の健全性への影響はない。

なお、SRV(自動減圧機能)7個のシリンダーピストン及び電磁弁の摺動部以外のシール材を耐環境性に優れた改良型EPDM材に変更する。



図-1 過去のSRV環境試験条件 (電力共同研究「安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究」)



【論点-2】 SRVのSA耐環境性(3/3)

- ③ 非常用逃がし安全弁駆動系の耐環境性
 - 東海第二では、SRVの作動に必要なアキュムレータ及び非常用窒素供給系の供給圧力が喪失した場合を 想定したSA設備として、非常用逃がし安全弁駆動系をSRV(逃がし弁機能)4個に対して設置する。非常用逃 がし安全弁駆動系は、電磁弁の排気側から直接窒素を供給してSRV(逃がし弁機能)を作動することで、電磁 弁を動作させることなくSRV(逃がし弁機能)を開保持することができる。
 - 非常用逃がし安全弁駆動系の原子炉格納容器内に設置する三方弁のシール部は全て無機物(膨張黒鉛シート)でありSA時の環境影響を受けることなくシール性能を維持可能。
 - ・非常用逃がし安全弁駆動系に接続するSRV(逃がし弁機能)シリンダーピストンの摺動部以外のシール材 を耐環境性に優れた改良型EPDM材に変更。
 - 非常用逃がし安全弁駆動系に接続するSRV(逃がし弁機能)電磁弁の摺動部以外のシール材を改良型EP
 DM材に変更。非常用逃がし安全弁駆動系使用時に電磁弁内で窒素流路となるバウンダリは改良型EPDM
 材によりシールされる。
 - ・ 改良型EPDMシール材は200℃, 2Pdの環境下でもシール性能を維持できることを圧縮永久ひずみ試験等により確認した。電磁弁によるSRV(自動減圧機能)動作が期待できない200℃, 2Pdの環境下でも非常用逃がし安全弁駆動系を用いたSRV開保持が可能である。



【論点-2】SRVのSA耐環境性(参考1)

非常用逃がし安全弁駆動系の概要(A系の例)



【SRV用電磁弁概要図】 ・摺動部以外を改良EPDM材でシールする



【論点-2】SRVのSA耐環境性(参考2)

			まやま	=- <u>1</u> FQ	ひずみ率(%)		
材質	武騻温 度	構造部放 試驗药 射線線量 囲気		試験 時間	各試験片	平均	
改良型 EPDM	200°C		蒸気	168 時間			

表-2 改良型EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果

1 乾熱200°C, 168時間 一 無し 〇 〇 2 蒸気1MPa, 250°C, 168時 間 一 無し 〇 〇 4 第気1MPa, 0.8mm 一 毎し 〇 〇 1 第気1MPa, 250°C, 168時 一 毎し 〇 ○ 1 第気1MPa, 10 10.8mm 〇 〇 ○ 1 第気1MPa, 10 10.8mm 〇 〇 ○	No	曝露条件	γ 線照 射量	開口変 位模擬	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa	
168時間 0.8mm 0 0 2 蒸気1MPa, 250°C, 168時 間 無し 0 0 3 168時間 100 0 0 4 100 0 0 5 100 100 0	1	乾熱200°C, 168時間	乾熱200°C,		0	0	0	
2 蒸気1MPa, 250°C, 168時 間 無し 〇 ○ 0.8mm 〇 〇				0.8mm	0	0	0	
2 250 C, 106时		蒸気1MPa, 250°C, 168時 間	蒸気1MPa,		無し	0	0	0
	Z			0.8mm	0	0	0	
	3	蒸気1MPa, 250℃, 168時 間		無し	0	0	0	
3 250 C, 106时 L 0.8mm O O				0.8mm	0	0	0	

O:リーク及び圧力降下なし

表一3 改良型He気密確認試験状況





参考図 非常用逃がし安全弁駆動系概要図



1. 概要

SAクラス2機器における、クラス1機器の設計方針の妥当性について確認する。

2. 確認事項

- ①評価対象機器に対する評価区分ごとの整理結果を確認する。
- ②強度評価の設計方針のうち、施設時に技術基準がなく、ASMEを準用したものについては、 JSMEを用いて評価を行うことの妥当性を確認する。
- 3. 設計方針
- ①強度評価に関する設計方針については,次頁に示す評価区分を整理したフローに基づき, 評価を行う。
- ②強度評価の設計方針のうち,施設時に技術基準がなく、ASMEを準用したものについては、 評価方法の違いは応力係数のみであり、この差が強度評価に及ぼす影響は小さく、且つ 1980年以降のASMEにおいても当該係数は現実的な値として0.5に見直されていることから、 同じ評価方法となるJSMEを用いて評価する。



【論点-3】SA時の強度評価における設計方針(2/3)



【論点-3】SA時の強度評価における設計方針(3/3)

クラス1配管の 応力評価	建設時工認 ASME(1971年度) /告示501(S45年)	今回の評価 JSME(2005/2007)	妥当性
応力算出式	ASME(NB-3652) $B_{1} \cdot \frac{P \cdot D_{0}}{2 \cdot t} + B_{2} \cdot \frac{D_{0}}{2 \cdot 1} \cdot M_{i}$ $B_{2} \cdot \frac{D_{0}}{2 \cdot 1} \cdot M_{i} = B_{2b} \cdot \frac{M_{b}}{Z_{b}} + B_{2r} \cdot \frac{M_{r}}{Z_{r}}$	$\frac{\frac{B_{1} \cdot P \cdot D_{o}}{2 \cdot t} + \frac{B_{2} \cdot M_{ip}}{Z_{i}}}{\frac{B_{1} \cdot P \cdot D_{\theta}}{2 \cdot t} + \frac{B_{2b} \cdot M_{bp}}{Z_{b}} + \frac{B_{2r} \cdot M_{rp}}{Zr}}{\frac{D_{o}}{2 \cdot l} = \frac{1}{Z_{i}}}$	同等
許容値	ASME ≦1.5Sm	MIN(3Sm, 2Sy)	1.5Smの方が小さいが、IV _{AS} の評価 とするため、JSMEを使用する。
	ASMEで規定されている材料 SA312TP304やSA-333Gr6な ど	ASMEに規定されるSm値	相当材なし ASMEを準用する
	告示501号(S45年)で規定され ている材料 STS49やSTPT49など	STS480, STPT480などに規定され るSm値	換算時の端数処理程度の違いであ り同等,以下Sm値を比較 STS49及びSTPT49=139MPa STS480及びSTPT480=138MPa
応力係数	ASME 曲げ管または突合せ溶接式エ ルボ, 突合せ溶接ティー =1.0 (ASME1980年度以降は=0.5)	曲げ管または突合せ溶接式エルボ, 突合せ溶接ティー =0.5	左記以外は同等 左記については算出応力が建設時 より若干低くなるものの,影響は小 さい



(SAクラス2機器であって、クラス1機器の扱い) (1/6)

1. 概要

SAクラス2機器であってクラス1機器の強度評価の方針として、SA時の原子炉圧力容器及び配管の強度評価に用いる設計条件の妥当性を確認する。

2. 確認事項

- ① 原子炉圧力容器の強度評価(応力計算)を,建設時の設計条件(>SA時の設計条件(V))で評価を行うことの妥当性を確認する。
- ② 配管の強度評価(応力計算)を,耐震評価(IV_{AS})の設計条件(>SA時の設計条件(V))で評価を行うことの妥当性を確認する。

3. 設計方針

- ① 原子炉圧力容器の強度計算(応力計算)を整理
 - 下表のとおり,適用される規格は建設時と現在で異なるが、応力計算の体系は同じ(*1)
 - 組合せ荷重(*2)は基本的に死荷重(A)+圧力(B)+荷重(C)であり、入力値は異なるが荷重の大きい方を評価することで保守 な評価となる(A+B+C の大きい方で評価)
 - SA時のB項は代表事故シーケンスにて最高使用圧力未満であることが確認されている。このため、C項の大小により保守的な 評価を選定することができる。地震によるエネルギーはジェット反力によるエネルギーより大きく、建設時の地震荷重がSA時の 機械荷重(配管破断によるジェット荷重)を上回る見込みであり、現在定量的な評価を実施している。

原子炉圧力容器 (例 : 鏡板, ノズル, ブラケット類 ^(注))	建設時の強度評価 (今回確認する評価)	比較	SA時の強度評価(V)
評価する応力 (*1)	・1次膜応力 ・1次曲げ応力	同様	・1次膜応力 ・1次曲げ応力
組合せ荷重	<u>死荷重(A)</u>	=	<u>死荷重(A)</u>
(*2)	<u>最高使用圧力(B) 8.62 MPa</u>	>	<u>SA時圧力(B) 8.19 MPa</u>
	<u>機械荷重+地震荷重(C)(*3)</u>	>	<u>SA時機械荷重(C)(*3)</u>

(注)給水スパージャブラケット以外

(*3)一覧を(2/6,3/6)に示す



(SAクラス2機器であって、クラス1機器の扱い) (2/6)

(*3)原子炉圧力容器の設計条件における代表性・網羅性について

a) 重要事故シーケンス(SA時の設計条件(V))と建設時設計条件

下表の重要事故シーケンスのなかで、LOCA時注水機能喪失は機械荷重(外荷重としてジェット荷重)が生じる状態である。 原子炉停止機能喪失の状態よりも圧力は低いが、ジェット荷重を考慮した場合にはLOCA時注水機能喪失の状態が重要 事故シーケンスのなかで評価すべき応力が大きい。建設時設計条件と比べると圧力はSA時よりも高いことから包絡されて おり、SA時機械荷重(ジェット荷重)は建設時の機械荷重・地震荷重よりも低い見込みである。

	重要事故シーケンス(状態) /建設時設計条件	圧力 (MPa)	温度 ^{(注}) (℃)	SA時機械荷重(外荷重) /建設時の機械荷重,地震荷重
	高圧·低圧注水機能喪失	7.79	295	事故時荷重なし
	高圧注水·減圧機能喪失	7.79	295	事故時荷重なし
	全交流動力電源喪失(長期TB)	8.16	298	事故時荷重なし
重	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	8.16	298	事故時荷重なし
事	全交流動力電源喪失(TBP)	8.16	298	事故時荷重なし
0 シ -	崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失の場合)	7.79	295	事故時荷重なし
 ケ	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系故障の場合)	7.79	295	事故時荷重なし
ンス	原子炉停止機能喪失	8.19	298	事故時荷重なし
	LOCA時注水機能喪失	7.79	295	配管破断によるジェット荷重
	格納容器バイパス(ISLOCA)	7.79	295	事故時荷重なし
	津波浸水による注水機能喪失	8.16	298	事故時荷重なし
建調		8.62	302	機械荷重, 地震荷重(*4)

(注)圧力は原子炉圧力容器ドーム部の圧力を示す。また、温度は圧力に対応した飽和温度を示す。

(*4)建設時の機械荷重(外力)はスクラム反力があり、地震荷重は、基礎加速度180Galによって求められた動的・静的震度



(SAクラス2機器であって、クラス1機器の扱い) (3/6)

b) 建設時の強度評価と代表事故シーケンス毎の設計条件の組み合わせを下図に示す。 下図に示すとおり、SA時に考慮すべき代表事故シーケンスはLOCA時注水機能喪失時である。





【論点-4】 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機器の扱い) (4/6)

- ② 配管の強度評価(応力計算)の基本的な考え方の整理状況
 - 下表のとおり、応力計算の体系は同じ(*1)
 - 組合せ荷重(*2)は基本的に死荷重(A)+圧力(B)+荷重(C)であり、入力値は異なるが荷重の大きい方を評価することで保守な評価となる。(A+B+C の大きい方で評価)
 - SA時のB項は代表事故シーケンスにて最高使用圧力を超えないことが確認されている。このため、C項の大小により保守的な評価を選定することができる。地震によるエネルギーはジェット反力によるエネルギーより大きく、地震荷重(Ss)を用いることは保守的な評価となる見込みである。現在定量的な評価を実施している。

配管	耐震評価(IV _{AS})	比較	SA時の強度評価(V)
評価する応力 (*1)	•1次応力	同様	•1次応力
組合せ荷重	<u>死荷重(A)</u>	=	<u>死荷重(A)</u>
(*2)	<u>最高使用圧力(B) 8.62 MPa</u>	>	<u>SA時圧力(B) 8.19MPa</u>
	<u>地震荷重(Ss)(C)(*5)</u>	>	<u>SA時機械荷重(C)(*5)</u>



(SAクラス2機器であって、クラス1機器の扱い) (5/6)

(*5)配管の設計条件における代表性・網羅性について

a) 重要事故シーケンス(SA時の設計条件(V))とIVASの比較

下表の重要事故シーケンスのなかで、LOCA時注水機能喪失は機械荷重(外荷重としてジェット荷重)が生じる状態である。 原子炉停止機能喪失の状態よりも圧力は低いが、ジェット荷重を考慮した場合にはLOCA時注水機能喪失の状態が重要 事故シーケンスのなかで評価すべき応力が大きい。従って、今回の評価では、圧力は重要事故シーケンスを包絡しており、 荷重もLOCA時注水機能喪失よりも大きいと見込んでいる地震荷重(Ss)を使用する評価が可能と考える。

重要事故シーケンス (状態)	圧力 (MPa)	温度 ^{(注}) (℃)	SA時機械荷重(外荷重) /今回の評価(地震加味)
高圧·低圧注水機能喪失	7.79	295	事故時荷重なし
高圧注水·減圧機能喪失	7.79	295	事故時荷重なし
全交流動力電源喪失(長期TB)	8.16	298	事故時荷重なし
全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	8.16	298	事故時荷重なし
全交流動力電源喪失(TBP)	8.16	298	事故時荷重なし
崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失の場合)	7.79	295	事故時荷重なし
崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系故障の場合)	7.79	295	事故時荷重なし
原子炉停止機能喪失	8.19	298	事故時荷重なし
LOCA時注水機能喪失	7.79	295	配管破断によるジェット荷重
格納容器バイパス(ISLOCA)	7.79	295	事故時荷重なし
津波浸水による注水機能喪失	8.16	298	事故時荷重なし
今回の評価	8.62	302	地震荷重(*6)

(注)圧力は原子炉圧力容器ドーム部の圧力を示す。また、温度は圧力に対応した飽和温度を示す。

(*6)地震荷重は設計用地震Ssを用いて評価する。



【論点-4】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機器の扱い) (6/6)

b) 代表事故シーケンス毎の設計条件と耐震評価(今回の応力評価)の組み合わせを下図に示す。 考慮するSA時の条件は,前述の原子炉圧力容器と同じである。入力地震が大きいため,地震荷重が大きくなり, 耐震評価を行うことで,強度評価を代替することが可能な見込みである。



4. 今後の予定

以下について4月中に説明する。

- ① 原子炉圧力容器のSA時機械荷重(ジェット荷重)を定量的に算出し,建設時の地震荷重がSA時機械荷重(ジェット荷重) より十分に大きく,建設時の設計条件の方が保守的な評価であることを確認する。
- ② 配管のSA時機械荷重(ジェット荷重)を定量的に算出し、地震荷重(Ss)がSA時機械荷重(ジェット荷重)より十分に大きく、耐震評価(IV_{AS})の評価を行うことで、より保守的な強度評価を行うことができることを確認する。



【論点-5】 SA環境を考慮したPCV閉じ込め機能(1/2)

1. 概要

原子炉格納容器トップヘッドフランジについて限界温度・圧力(200 ℃, 2Pd)における閉じ込め機能の健全性を確認する。

2. 確認事項

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で用いている数値の妥当性を確認する。 ②ガスケットの増厚による、閉じ込め機能の評価として実施する開口量評価の裕度を確認する。

3. 確認結果

確認事項①, ②における試験条件は, 限界温度・圧力(200°C, 2Pd)の環境条件を踏まえ, 設定した(表1)。

増厚検討の圧縮率は,ガスケットの増厚幅を 想定した圧縮率を設定し,試験を実施した。

表1 データ拡充, 増厚検討の試験条件



※「安全保護系計器のドリフト評価指針」(JEAG4621-2007日本電気協会)において, 統計処理を行う場合のデータ数が, 30個以上とされていることから,32個で実施

 ①データ拡充のための圧縮永久ひずみ試験を実施し、データ拡充前の評価で用いている値(圧縮永久ひずみ率 平均値:16.7%, 平均値+2σ:22%)に対して、平均値が小さくなるとともに統計的なばらつきが小さくなり、保守的な数値(圧縮永久ひずみ率 平均値:14.9%,平均値+2σ:16%)が得られた(表2)。

データ拡充によって、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した。







【論点-5】SA環境を考慮したPCV閉じ込め機能(2/2)

3. 確認結果(続き)

②ガスケットの増厚検討を実施するため、増厚分に相当する圧縮率(通常の締付管理時の圧縮率)%)で圧縮永久ひずみ試験を 実施し、圧縮永久ひずみ率及びガスケットの健全性を確認できたため、増厚が可能であることを確認した(表3)。

表3 増厚検討の試験結果





・ガスケット押し込み量=(ガスケット高さ+タング部高さ)-フランジ溝深さ ・圧縮率=(ガスケット押し込み量)/(ガスケット高さ)×100%

フランジガスケット部詳細図

 mm増厚した場合の製作公差等を考慮した開口量評価を実施した結果,現状の評価値の裕度 mmに対して mmの裕度 を得ることができた。また, mmの増厚による裕度は,原子炉格納容器の設計条件である公称値を用いた開口量評価と同等の値で ある。このことから,製作公差等を考慮した開口量評価に対する裕度確保に採用する増厚幅は mmとする。(表4)。

- 製作誤差等を考慮した mm 増厚時の開口量評価による裕度
- 公称値を用いた開口量評価による裕度

mm mm

表4 増厚検討の試験結果を踏まえた開口量評価結果

評価項目	シール部	ガスケット 厚さ	押し込み量	圧縮永久 ひずみ率	許容 開口量	開口量	裕度	
公称值	内側							」 現状の裕度 mm)と比較
製作公差等を考慮した評価値	内側							し, 裕度が増加するとともに, 増厚前の公称値と同等の裕
mm増厚した場合の評価値※	内側							度を確保

・許容開口量=(押し込み量)×[1-(圧縮永久ひずみ率)/100]
 ・押し込み量=[(ガスケット押し込み量)-(シール部公差)+(熱膨張)]
 ※製作公差等を考慮した評価



【論点-6】MCCI/FCI対策に係る設計(1/4)

1. 概要

○東海第二発電所(Mark-Ⅱ型格納容器)の特徴を踏まえ,格納容器の熱的負荷の低減, MCCI及びSE時のRPV支持機能並びに床スラブでのデブリ保持機能確保の観点から, 以下の具体的対応を行う。

※:RPV(Reactor Pressure Vessel:原子炉圧力容器)



<格納容器の熱的負荷低減, MCCI-SEの影響抑制>

● RPV破損時のペデスタル水位を1mと設定

<MCCIの影響抑制>

- 耐侵食性を有する<u>コリウムシールドを設置</u>
- 床スラブ平坦化による局所的なデブリ侵食抑制
- ●ペデスタルサンプ排水流路変更(スリット形状)によるサプレッション・プールへのデブリ移行防止

溶融炉心・コンクリート相互作用 (Molten Core Concrete Interaction: MCCI)

水蒸気爆発 (Steam Explosion:SE)

【論点-6】 MCCI/FCI対策に係る設計(2/4)

2. 確認事項

- ① エ認対象範囲を確認する。
- ② スリット形状排水ラインの設計に対する妥当性を確認する。 (SA時にペデスタルへの水の流入が増加した場合において,実機でも1mの水位が維持でき確実 に排水が行われることをモックアップ試験により確認)





【論点-6】MCCI/FCI対策に係る設計(3/4)

2. 設計方針

(1) 工認対象範囲

○ ▲ 訊 供		汤忠语即中							
	SA設備	通吊建虹时	SA時	強度	耐震	施工性	要目表	その他	
格	納容器下部注水系	_	溶融デブリの冷却水を注入	0	0		〇 (主配管)		
コリウムシールド		ドレン水の貯蔵機能	MCCI時のRPVペデスタル・ 中間スラブの浸食抑制		0	0		機能要求は原子炉格納施設の設計 条件に関する説明書にて,健全性は 原子炉本体の基礎の説明書にて,施 工性は補足説明資料にて説明	
	流入配管·弁	サンプへのドレン水 排出機能	デブリ落下前 ・RPVペデスタル外からの 流入防止機能 デブリ落下後 ・機能要求なし	0	0			流入配管は波及的影響を考慮	
ペデスタル排水系	導入管 (スワンネック)	排水機能	デブリ落下前 ・排水機能 デブリ落下後 ・機能要求なし	0	0	0	〇 (主配管)	導入管の保護及び異物混入防止とし て防護柵を設置	
	スリット	排水機能	デブリ落下前 ・排水機能 デブリ落下後 ・MCCI時のデブリ凝固機能	0	0	0		機能要求は原子炉格納施設の設計 条件に関する説明書にて,健全性は 原子炉本体の基礎の説明書にて,施 工性は補足説明資料にて説明	
	排水配管・弁	 既設配管 ・排水機能 新設配管 (ベント管接続ライン) ・機能要求なし 	デブリ落下前 ・排水機能(既設配管) デブリ落下後 ・ペデスタル水の流出抑止	0	0		〇 (主配管)		



【論点-6】MCCI/FCI対策に係る設計(4/4)

(2)モックアップ試験

SA時にペデスタルへの水の流入が増加した場合の排水可否,及び流動状況を把握するための モックアップ試験を実施する。ペデスタル内に常時1mの水位を確保するため,試験を通じ実機 でも水位が維持でき,確実に排水が行われることを確認する。



- 4. 今後の予定
 - ① 工事認可範囲を説明する。
 - ② スリット形状排水ラインのモックアップ試験を4月下旬から実施し、設計妥当性の評価結果を5月 末に説明する。



【論点-6(補足1)】溶融炉心対策のためのペデスタルの形状変更





【論点-6(補足2)】MCCI/FCI対策に係る設計(SE影響抑制対策)

- 1.1 SE影響抑制対策
- ペデスタル内への流入配管に対してペデスタル外側に設置した制限弁を事故時に自動閉止する設計とし、水の流入を制限する。
- ② 排水路を複数設置し、ペデスタル内に水が流入し得る事象に対して十分な排水量を確保することで、RPV破損時のペデスタル内水位1mを確実に達成するとともに、導入管(スワンネック)周囲に柵を設置し異物混入・落下物による閉塞を防止する。
- ③ ペデスタル内に設置する水位計及び水温計兼デブリ検知器により、ペデスタル水の飽和状態を 維持しSE発生を抑制。水位計及び水温計兼デブリ検知器は、デブリ落下状態の不確かさ(少量 のデブリがペデスタルに落下する場合)を考慮しても対応できるよう配置する。





【論点-6(補足3)】MCCI/FCI対策に係る設計(MCCI影響抑制対策)

1.2 MCCI影響抑制対策

【コリウムシールドの設置】

○ コリウムシールドについては、MCCIの影響抑制のために可能な限り厚さを確保する観点だけで なく、コリウムシールド厚さの増加によるデブリ保有可能量の減少及び水プールとの接触面積 の減少によるデブリ冷却性への影響を考慮し、その厚さを15cmに設定する。 (ペデスタル内の設置高さ制限を考慮したうえで、落下する溶融炉心を全量保有でき、かつ、 MCCIの影響も抑制できるように高さ、厚さを設定。)

【その他のMCCI影響抑制対策】

- 床スラブを平坦化し、局所的な侵食を抑制する。
- ペデスタルサンプ排水流路のスリット形状への変更(スリット内でのデブリ凝固)により,サプレッション・プールへのデブリの移行を防止する。





【論点-6(補足4)】排水配管に対する異物対策(1/4)





【論点-6(補足4)】排水配管に対する異物対策(2/4)

想定異物	異物による排水性への影響
核計装用 及び照明用等 のケーブル (管路含む)	 【発生源】ペデスタル内 【スワンネックへの落下/床ドレンへの流入】 落下あり/流入あり ペデスタル上部には、ケーブルが設置されており、落下の可能性がある。 【影響評価】 ・落下による影響 スワンネックは鋼製でサポートに固定されているため破損・転倒する恐れはない。
	また,周囲に鋼製の柵を設置することからスワンネックに直接接触することもない。 機器ドレンサンプについては,サンプ自体を十分な強度を有する設計とするため,破損する恐れ はない。
核計装用 及び照明用等 のケーブル (管路含む)	 ・流入による影響 ケーブルは床に沈降することから,排水性に影響はない。また,何らかの要因で被覆片が生じた としても,機器ドレンサンプと床ドレンサンプ各々のスワンネックは対向して配置され,かつ前 述の通り各々の周囲を柵にて囲うため,共通要因による排水性への影響はない。
保温材	 【発生源】ペデスタル外 【スワンネックへの落下/床ドレンへの流入】 落下なし/流入あり ペデスタル床ドレンサンプ内に保温材はない。 重大事故時にドライウェルから格納容器スプレイ水等によって床ドレンの流入経路から持ち込まれる可能性がある。 【影響評価】 床ドレン流入経路の弁を事故後早期に閉に流入を制限することから,排水経路を閉塞させる等, 排水性への影響はない。



【論点-6(補足4)】排水配管に対する異物対策(3/4)

塗料片	【発生源】ペデスタル内・外
	【スワンネックへの落下/床ドレンへの流入】
	落下あり/流入あり
	ペデスタル内・外の構造物には塗装が施されていることからスワンネックへの落下、床ドレンへ
	流入する可能性がある。
	【影響評価】
	・落下による影響
	スワンネックを損傷する程の重量はなくスワンネックが破損・転倒する恐れはない。また、同様
	に機器ドレンサンプへの影響もない。
	・流入による影響
	塗料片は、底に堆積若しくは水面に浮遊することが考えられるが、スワンネックの排水口を水位
	1mの中間位置に設定するため、これらの異物がスワンネックの排水口に流入するとは考え難い。
	また,重大事故時は格納容器スプレイ水等によってペデスタル外から床ドレンの流入経路を通じ
	て塗料片が多く持ち込まれる可能性があるが、床ドレン流入経路の弁を事故後早期に閉にし、流
	入を制限することから、排水経路を閉塞させる等、排水性への影響はない。
スラッジ(鉄	【発生源】ペデスタル外
錆)	【スワンネックへの落下/床ドレンへの流入】
	落下なし/流入あり
	スラッジ(鉄錆)は,床ドレン水によって床ドレンサンプ内に流入し底に堆積する可能性がある。
	【影響評価】
	スワンネックの排水口を水位1mの中間位置に設定するため、底に堆積した異物が積極的に排水経
	路に流入するとは考え難い。また、重大事故時は格納容器スプレイ水等によってペデスタル外か
	ら床ドレンの流入経路を通じてスラッジが多く持ち込まれる可能性があるが、床ドレン流入経路
	の弁を事故後早期に閉にし、流入を制限することから、排水経路を閉塞させる等、排水性への影
	響はない。



【論点-6(補足4)】排水配管に対する異物対策(4/4)

サポート	 【発生源】ペデスタル内 【スワンネックへの落下/床ドレンへの流入】 落下なし/流入なし ペデスタル内にはサポートが設置されているが、十分な耐震性を有する設計とすることから落下しない。 【影響評価】 排水性への影響はない。
照明	 【発生源】ペデスタル内 【スワンネックへの落下/床ドレンへの流入】 落下あり/流入あり ペデスタル内には照明が設置されているため、落下の可能性がある。 【影響評価】 ・落下による影響 スワンネックは鋼製でサポートに固定されているため破損・転倒する恐れはない。また、周囲に 鋼製の柵を設置することから、スワンネックに直接接触することもない。 機器ドレンサンプについても、十分な強度を有する設計とすることから、破損する恐れはない。 ・流入による影響 照明は、床に沈降することから、排水性に影響はない。



【論点-6(補足5)】水蒸気爆発発生時のコリウムシールドへの影響

1.コリウムシールドの設置構造

MCCIによる侵食影響を緩和するための耐熱材としてペデスタル内にジルコニア製コリウムシールドを

敷設する。コリウムシールドは 複数分割した部材を敷き詰める 構造とし、固定用のボルトや アンカを部分的に使用すること で、水蒸気爆発時の衝撃による 周方向の荷重を分散し、水蒸気 爆発による破損を防止する設計 とする。





【論点-7】強度評価におけるPCV動荷重の考慮

1. 概要

重大事故等時における動荷重を考慮した,原子炉格納容器の健全性への影響を確認する。

2. 確認事項

①重大事故等時に想定される原子炉格納容器の動荷重を抽出する。 ②抽出された動荷重が原子炉格納容器の健全性へ及ぼす影響を確認する。

3. 設計方針

①重大事故等時に炉心損傷防止シーケンス及び格納容器破損防止 シーケンスで、想定される動荷重を抽出した。



- (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高温水・蒸気の放出
- (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サプレッション・プール水の減圧沸騰

②重大事故等時の動荷重は、サプレッション・チェンバに流入する水、非凝縮性ガス、蒸気の量に 依存することから、有効性評価結果に基づき、設計基準事故時の動荷重に包絡されること等を 確認する。



【論点-8】 降下火砕物に対する建屋の健全性

1. 概要

降下火砕物に対する建屋の健全性評価において、屋根スラブの剛性を考慮することにより、現実的な状態をもとにした 評価結果を確認する。

部位

発生応力

2. 確認事項

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を確認する。

3. 確認結果

降下火砕物の堆積厚さ50cmの条件の下、主トラスに 対する発生応力が許容限界を超えないことを確認した。



原子炉建屋の主トラスの評価結果

検定値

検定値

原子炉建屋

なお、原子炉建屋の屋根スラブ並びにタービン建屋及び使用済燃料乾式貯蔵建屋の主トラス及び屋根スラブに発生 する応力が許容限界を超えないことも確認済



1. 概要

鋼製防護壁と既設取水路間に設置する止水機構の地震時の追従性について,評価及び実規模大の試験装置を用いた加振試験(以下「実証試験」という。)にて確認する。





図2 鋼製防護壁の構造と止水機構の位置

表1 止水機構の目的及び要求機能



👉 ifhTh

【論点-9】 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(2/7)

2. 確認事項

地震時の止水機構(止水板)の追従性について、以下に示す事項を解析及び実証試験により確認する。 ◆止水板が期待通りに動作すること ◆水密ゴム、その他構成部材が破損しないこと

3. 確認状況

(1)解析·試験条件

止水機構の追従性については、二次元及び三次元動的解析並びに実規模大の実証試験(加振試験)により確認する。 ①鋼製防護壁の設計における止水機構の解析評価及び実証試験の関係、解析条件は以下のとおり。



👉 iFhT h

【論点-9】 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(3/7)

②実証試験の試験条件は以下のとおり。





図5 実機と同じ仕様部材の部位





【論点-9】 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(4/7)

c. 実証試験における計測項目と判定基準 実証試験においては以下の項目について計測を行い、止水機構の地震時の追従性(期待通りに動作すること、水密ゴム、その他構成部材が破損しないこと)を確認する。以下に実証試験時の計測項目と判定基準を示す。

項目	計測項目	判定基準
止水板の地震時の追従性確認	 ◆追従性評価(ビデオ撮影) ◆変位計測(レーザー変位計) ◆加速度計測(加速度計) ◆外観目視検査 	◆止水板の動作に異常がなく,止水板としての機能が保持されていること。(浮上り固着,止水板の破損・損傷)
水密ゴムの健全性確認	 ◆追従性評価(ビデオ撮影) ◆変位計測(レーザー変位計) ◆寸法計測 ◆外観目視点検 	 ◆水密ゴムの動作に異常がなく、機能が保持されていること。 (噛み込み,摺動による亀裂,破損,摩耗) ◆水密ゴムのライニングに異常がなく、機能が保持されていること。(ライニングの破損,めくれ)
1次止水機構の構成部材の健 全性確認	 ◆止水板,側面戸当り,底面戸当り,止水板押え, 架構等の目視点検 ◆三次元計測による試験装置全体の計測 	◆装置全体に異常がなく健全であること。(試験装置,部材の 変形,損傷等)

表3 実証試験における計測項目と判定基準



👉 ifhTh

(2)解析状況

鋼製防護壁と取水路はそれぞれ独立した基礎を有することから、加振試験に際して鋼製防護壁と取水路のどちらを加振するかを決定 するため、それぞれの構造物を加振した2ケースの試解析を行い加振方法を選定するとともに、合せて、止水板の挙動について評価した。



図8 ケース1:鋼製防護壁を加振(イメージ図)



図9 ケース2:取水路を加振(イメージ図)

 鋼製防護壁を加振するケース1と取水路を加振するケース2における止水板の跳ね上がり高さ(距離)を評価した結果,余震時にはケース1とケース2に有意な差はなかったが、本震時にはケース2の方が止水板の跳ね上がりが大きかった。 これは、取水路を加振した場合の鉛直方向地震動による止水板の突き上げによるものと思われる。

表4 加振方法の違いによる止水板の浮き上がり量(試解析結果)

加振ケース		加振施設	加振波	止水板の跳ね上がり高さ(距離)	継続時間
4 71	ケース1-1	御制陆群辟	本震(Ss-D1)	1.81mm	0.15秒
	ケース1-2	「	余震(Sd-D1)	_	—
4 70	ケース2-1	雨水败	本震(Ss-D1)	3.71mm	0.24秒
ケース2	ケース2ー2	9以小店	余震(Sd-D1)	0.03mm	0.10秒



- ② ①より,実規模大の実証試験においては,ケース2の取水路側加振を選択し,実証試験にて 止水板の地震時の追従性を確認することとした。
- ③ なお,別途,止水機構の損傷・保守を想定し、1次止水機構及び2次止水機構がない場合の 敷地内浸水量を評価しており、上記の瞬間的な止水板の跳ね上がりによる漏えい量は無視 できる程度であり安全上の問題はない。





【論点-9】 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(6/7)



図11 鋼製防護壁側加振時及び取水路側加振時の止水板の跳ね上がり高さ(距離)の比較(本震時の例)

4. 今後の予定

①引き続き2次元及び3次元動的解析を実施し、実証試験開始前の4月中旬に解析結果を説明する。 ②実証試験については、H30年5月上旬までに完了し、5月末に結果を説明する。

<参考:水密ゴムの維持管理>

止水機構の水密ゴムの維持管理として、外観点検(摩耗の有無等)及び定期的な硬度測定を実施し、水密ゴムの摩耗 や劣化の兆候について傾向を確認していく。



【論点-9】 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(7/7)





【論点-11】 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. 概要

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を確認する。

2. 確認事項

- 設置変更許可段階で示した解析用液状化強度特性と追加取得した液状化強度特性を比較し、解析用液 状化強度特性の代表性及び網羅性を確認する。
- ・屋外重要土木構造物等の耐震評価において強制的に液状化させることを仮定した影響を考慮する場合
 に用いる豊浦標準砂の液状化強度特性の保守性を確認する。
- 3. 確認結果
 - 追加取得した液状化強度試験データを3月末で取り纏めた。
 - 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 網羅性を示すデータが順次得られている。
- 4. 今後の予定

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解析用 液状化強度特性の代表性及び網羅性について4月中に説明予定。





【論点-12】可搬型設備の耐震性

1. 概要

地震時に可搬型設備(車両型設備)の動的・電気的機能が維持できることを加振試験により確認する。

2. 確認事項

①加振波の床応答スペクトルが保管場所の床応答スペクトルを包絡していることを確認する。 ②加振試験時に車両型設備が転倒しないこと及び加振試験後の機能維持に問題ないことを確認する。

3. 確認結果

(1)床応答スペクトルの包絡性を下図のとおり確認した。(例:可搬型代替低圧電源車)



走行直角方向

走行方向

鉛直方向

②下記項目を確認し、車両型設備の耐震性が維持されることを確認した。(例:可搬型代替低圧電源車)

区分	確認項目	結果
転倒確認	・加振試験時*1に電源車が転倒しないこと	良
機能維持確認	・外観点検を行い、機能に影響する損傷*2や燃料漏えい等がないこと	良
	・電源車の電気的機能*3が維持されていること	良
	・電源車の自走機能に問題がないこと	良

*1:実際の保管状態を模擬し、竜巻固縛装置(余長150mm)を設置した条件で加振試験を実施

*2:ボルト・ナットの緩み、操作盤の変形、蓄電池の充電電圧低下等

*3:定格運転で異音・異臭等の異常がないこと、電圧・周波数・温度等のパラメータが正常値であること



【論点-13】機器の動的機能維持評価(1/3)

1. 概要

JEAG4601の適用範囲外であるスクリュー式ポンプ及びギヤ式ポンプが地震時に動的機能維持できることを確認する。地震時の動的機能維持の評価は、(社)日本電気協会 電気技術基準調査委員会の下に設置された原子力発電 耐震設計特別調査委員会(以下「耐特委」という。)により取り纏められた類似機器における検討をもとに実施する。



*1 先行プラントで耐特委での検討を踏まえた評価実績がある。





【論点-13】機器の動的機能維持評価(2/3)

2. 確認事項

①設備の特徴に基づき,損傷モード(要因及び現象)に応じて評価対象部位が適切に抽出されていることを確認する。
 ②評価対象部位が地震時に健全性(動的機能維持)を確保できることを確認する。

3. 評価方針

①評価対象部位を適切に抽出するため、設備の特徴を踏まえて地震時異常要因分析図を作成する。(図3) ②地震時の動的機能維持が確保できることを確認するため評価対象部位の健全性評価を行う。(表2)



図3 スクリュー式ポンプの要因分析図



【論点-13】機器の動的機能維持評価(3/3)

評価対象部位	評価項目の検討	計算書の 評価対象
① 基礎ボルト (取付ボルト含む)	基礎ボルトで固定された架台上に機器が取付ボルトで設置されており, 地震時に有意な荷重がか かることから動的機能維持の評価を実施する。	0
② 支持脚	支持脚部は,高い剛性を有するためにケーシング定着部に荷重がかかる構造になっており,取付 ボルト及び機器ボルトが評価上厳しい部位である。このため,基礎ボルト及び取付ボルトの評価で 代表する。	Ι
345 摺動部	軸系(主ねじ)について, 軸変形によりスリーブ部と接触することで回転機能及び輸送機能が喪失に 至ることが考えられるため, 動的機能維持の評価を実施する。	0
④ 軸系	軸応力過大により軸損傷が発生しないことを確認するため、動的機能維持の評価を実施する。	0
⑥ 逃がし弁	弁に作用する最大加速度が,安全弁の動的機能維持確認済加速度以下であることを確認する。	0
⑦ メカニカルシール	高い剛性を有するケーシングに固定されており, 地震時に有意な変位が生じない。また軸封部は軸 受近傍に位置し, 軸は地震時でも軸受で支持されており, 有意な変位は生じることはなく, 軸封部と の接触は生じないため評価対象外とする。	_
⑧ 軸受	損傷することによりポンプの機能喪失につながるため、動的機能維持の評価を実施する。	0
⑨ 電動機	機能維持済加速度との比較により動的機能維持の評価を行う。	0
⑩ 軸継手	軸継手にはスラスト荷重による有意な応力が発生しないため評価外とする。	_
① ケーシングノズル	吸込,吐出部は直接ケーシングに接続する構造で、ノズル形状を有さないため評価外とする。	_

表2 スクリュー式ポンプの評価対象部位及び評価項目

4. 今後の予定

抽出した評価対象部位の地震時の動的機能維持に問題ないことを確認し4月末に説明する。



【論点-14】 スタンドパイプの耐震評価(1/3)

1. 概要

スタンドパイプの耐震評価に適用する極限解析の解析モデル(1本モデル)の 妥当性を示すとともに、極限解析の保守性について確認する。

- 2. 確認事項
- 極限解析の解析モデル(1本モデル)の妥当性について追加解析により確認 する。
- ② 極限解析の保守性について1/3スケール試験により確認する。
- 3. 確認結果
 - - a. 解析モデル本数の違いによる影響確認

スタンドパイプ1本をモデル化した時の荷重が,実機と同じ全225本をモ モデル化した時の荷重よりも保守的であることを確認した。





表1 スタンドパイプ1本モデルと225本モデルの荷重比較

	1本モデル	225本モデル
荷重 (モーメント)	10.6 kN∙m ^{∗ 1}	8.5 kN∙m *²

*1 連成解析モデルから得られた荷重を225本で除した値を記載 *2 225本モデルから得られた最大荷重を記載



【論点-14】 スタンドパイプの耐震評価(2/3)

b. スタンドパイプ取付位置の違いによる影響確認

スタンドパイプは鏡板形状のシュラウドヘッドに取り付けられているため,スタンドパイプ取付位置の違いによる影響(斜めに取付く影響)を評価し,取付位置の違いによる影響がないことを確認した。



表2 スタンドパイプの取付位置の違いによる裕度の比較

スタンドパイプ 取付位置	水平力及びモー メント負荷方向	許容応力状態	裕度※
中心位置	中心位置 — Ⅳ _A S		1.134
	中心方向	IV _A S	1.144
最外周位置	リング方向	IV _A S	1.151
	周方向	IV _A S	1.142

※崩壊荷重の下限値(Pcr)/地震荷重

最外周位置の方が鏡板に斜めに取付くことにより,中心位置と比べ荷重 を受け持つ溶接線の長さが増加するため,裕度が上がる傾向となる。

c. スタンドパイプの長さによる影響確認

実機のスタンドパイプ長さ約1.6m~2.5mに対する解析モデル長さ1.0m の妥当性を確認するため、解析モデル長さを1.5mとした場合の影響を 評価した結果、有意な差がないことを確認した。引き続き、解析モデル 長さを2.0m、2.5mとした場合の追加解析を行いデータを補完する。

表3 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*
1.0m	IV _A S	1.134
1.5m	IV _A S	1.140

※崩壊荷重の下限値(Pcr)/地震荷重





【論点-14】 スタンドパイプの耐震評価(3/3)

② 極限解析の保守性を確認するため、1/3スケールの引張り試験を実施 1/3スケール試験による極限解析の結果、極限荷重で得られる許容荷重よりも、 実機材料の耐力が高いことから、極限解析は保守性を有していることを確認した。

表4 1/3スケール試験の試験体仕様



4. 今後の予定

追加実施中の解析モデル長さの影響確認(解析モデル長さ2.0m及び2.5m)結果について4月下旬に説明する。

👉 ifhTh

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(1/2)

No.	試験名	試験目的	試験項日	1,]	2)	1	3,]	4)]	5 F		6J]
1		・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		下 験計画策:		下 クリップ要 試験装置	上 要素試験体 一 タリン	下 、 ップ試験	_上 ▽結果説『	下 <u>明</u> 実機大試調	上 検装置製作 実	下	上 ▽結果説明	<u></u> Л
2	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	試験部	■策定 ∕	/材料手配	(実機大詞	【験)∕加∔	<u> 辰台調整</u>	-		実機大詞	【験体製↑ □振・作重	<u>結果</u> F	说明▽ ◆ Li試験
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	圧損試験	試験完了	·]		<u>▼結果</u> 言	<u> </u>	<u>)</u>						
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	試験存	^{転製作} 圧縮永: (デ	▼試験条 久ひずみ詞 一タ拡充)	<u>牛説明 (2/1</u> 試験 ■ 圧縮	<u>)▼デー</u> ▼ 永久ひず (増厚検言	<u>タ拡充試</u> /増厚試験 み試験 す)	<u>赣結果説明</u> <u>食速報説明</u> ▽結果書	<u>月(3/8)</u> [<u>(3/15)</u> 说明				
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		供試体	、作成, 液	状化強度詞	太験		<u>結果説明(</u> ↓	(<u>速報)</u> 結果説明				
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			▼結果言	说明(2/22	<u>)</u>						
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	試馬	_{険装置制}	E	耐圧試調	<u>¢</u>		▽結果説明	1				



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(2/2)

Ne	計時々	封除日め	封殿頂日	1月		1月		1月		2.	月	3)	3月		月 5月]	6月	
NO.	武 訳 伯	武	武 获項日	Ŀ	不	L	不	上	下	F	下	Ŀ	不	£	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	<u>試</u> 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)	<u> </u>	定(試験計	画を説明 2/8 ▼	しながら策 試験 2/27 ▼	定中) 計画説明 3/13 ▼ 材料手習	3/27 ▼ 配,試験表	置製作	加振言	【験	<u>▽</u> 新	<u>;果説明</u>					
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 (荷重ー変位曲線の取得)	試験完成	7	▼結果説明 (2/1)	月(速報)		▼結果 (3/23)	説明									
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 設備の電気的機能維持確認	加振試験					固	定治具製	作/試験		▽結果	説明						
11	耐環境(温湿度)試験	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装 置、サーベイメータ等が設置環境条件に 適合することを確認	温湿度試験	SF	P監視カメ	ラ用空冷教	長置試験		V	結果説明	ţ	t- <u>~1</u> x-	▽ -タ等試験	結果説明					
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		云	<u>、験体製作</u>		モックアン	ップ試験	<u>▽結果</u>	<u>説明</u>					

