

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27日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、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。

【区分】 ○:設置許可引継ぎ

分類	No	説明項目（論点）	区分	頁
機械設計	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
	2	SRVのSA耐環境性		9
	3	SA時の強度評価における設計方針		13
	4	SA時の強度評価における設計条件		16
	5	SA環境を考慮したPCV閉じ込め機能	○	27
	6	MCCI/FCI対策に係る設計		29
	7	強度評価におけるPCV動荷重の考慮		39
外部事象	8	降下火砕物に対する建屋の健全性	○	40
耐津波	9	鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性	○	41
	10	鋼製防護壁の上部構造と下部構造の接合部の評価		47
耐震	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	○	48
	12	可搬型設備の耐震性	○	49
	13	機器の動的機能維持評価	○	50
	14	スタンドパイプの耐震評価	○	51

略語一覽

略語	説明
RPV	Reactor Pressure Vessel: 原子炉压力容器

【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 (1/5)

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。
- ②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 S_s 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を、実機大モックアップ装置にて確認する。

②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 S_s 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 S_s 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（2／5）

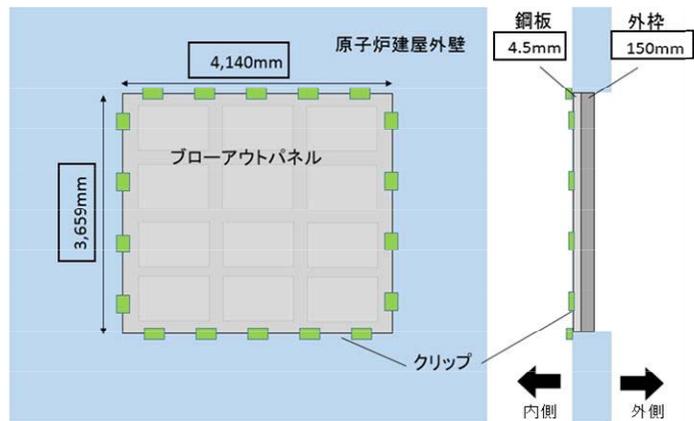
◆ブローアウトパネル及び関連設備への技術基準規則の主な要求事項と成立性確認方法について整理した。

技術基準規則の 主な要求	ブローアウトパネル (DB設備)		ブローアウトパネル 閉止装置(SA設備)		竜巻防護設備 (DB設備)
	開機能	閉維持	閉機能	閉維持	
5条(50条) 地震による損傷の 防止	○ (地震後)	※ 設計基準地震動 S_s により開放する可能性はあるが、 S_s とDBAが独立して同時発生する可能性は低い。 S_s により開放した場合にはAOT内で閉止又は運転停止し安全状態に移行する設計とする	◎ (地震後の作動性について確認)	◎ (地震後の気密性能の確認)	○ (波及影響防止)
7条 外部からの衝撃による損傷の防止(竜巻)	—	※ 設計竜巻により開放する可能性はあるが、設計竜巻とDBAが同時に発生する頻度は十分に小さいことから、開放した場合にはAOT内で閉止又は運転停止し安全状態に移行する設計とする	—	—	○ 竜巻飛来物に対する健全性
12条 溢水による損傷の防止	◎ (設計圧力以下での開放機能)	—	—	—	—
44条 原子炉格納施設 (原子炉建屋原子炉棟)	—	△ (原子炉建屋気密性能検査)	—	—	—
74条 原子炉制御室	—	—	◎ (第5条と同じ)	◎ (第5条と同じ) (閉状態での地震後の気密性能は自主的に確認)	—

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

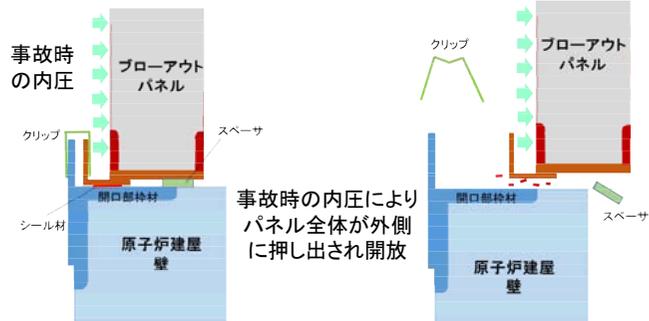
【論点ー1】ブローアウトパネル及び関連設備の必要機能と確認方法 (3/5)

【ブローアウトパネルの構造と配置状況】



a) 正面図

b) 側面図



c) 断面図(クリップ式構造の概念図)(外側)

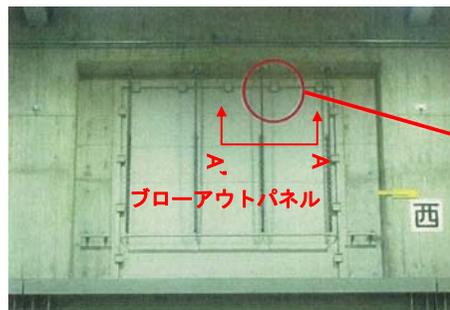
ブローアウトパネル主要仕様

設置場所	寸法(躯体開口部)	クリップ数	
5階	北, 西 各1個	4,000mm × 4,000mm	18個
6階	北2個, 南2個	3,680mm × 4,170mm	18個
	西2個, 東2個	4,170mm × 3,680mm	18個

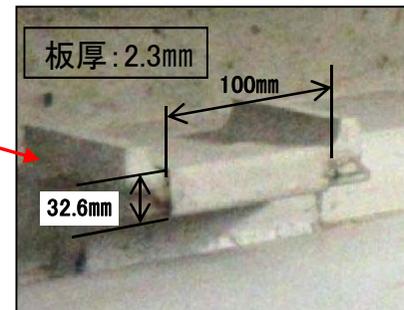
ブローアウトパネル重量 約1.5t/枚

ブローアウトパネルは、電源や空気源に頼ることなく、静的、且つ圧力上昇に対して確実に開放できる仕組みとして、クリップを使用したパネルの開放機構を選定している。

この開放機構は、既設系統設備でも採用実績のある破壊板(ラプチャーディスク)と同様の考え方(圧力による負荷荷重により、部材を破壊させる)であり、構造が単純であることから、信頼性が高いものである。



建屋内側よりの状況 (6階西側)



クリップ部拡大 (A-A' 矢視)



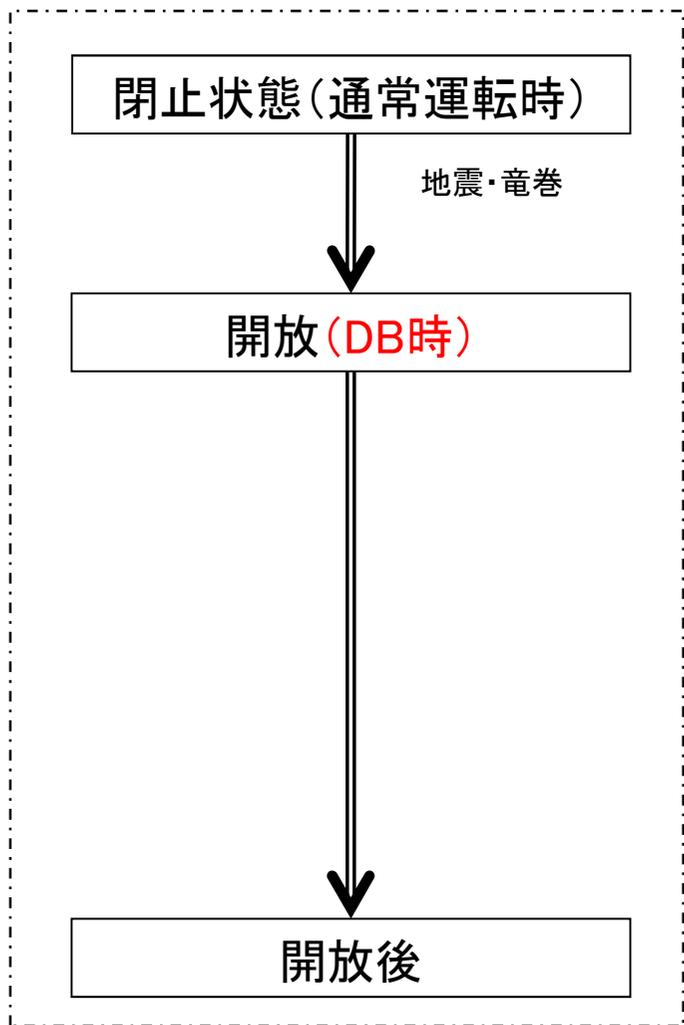
原子炉建屋 6階
(: パネル(全8枚))

原子炉建屋 5階
(: パネル(全4枚))

■ : 電巻防護対象

【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 (4/5)

【ブローアウトパネルに要求される機能と確認方法】



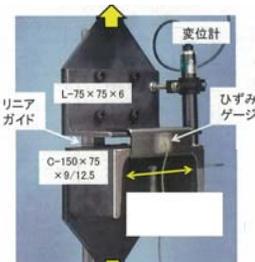
- ◆ 要求される機能
 - ・原子炉建屋原子炉棟のバウンダリ維持

設計竜巻及び基準地震動Ssによる開放については、本来の開放機能を阻害しないように許容する設計とし、原子炉建屋原子炉棟のバウンダリ機能が維持できない場合には、保安規定に従い安全な状態に速やかに冷温停止に移行する

- ◆ 要求される機能
 - ・差圧による開放機能
 - ・地震後の開放機能

試験項目

- ・固定用クリップの要素試験(どの程度の荷重でクリップが開放するかの確認)
- ・実機大モックアップによる開放試験
- ・建屋の許容最大ひずみ量を生じた場合でも、変形は建屋取付枠とパネルの隙間にあるシール材の施工範囲内にあり、開放機能に影響しないことを評価により確認

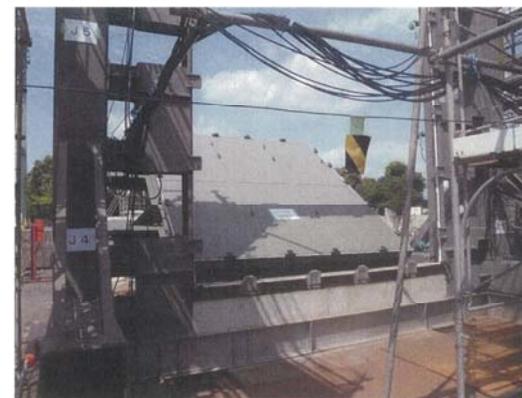


クリップ開放荷重のばらつき確認
↓
クリップ数の最適化

クリップ要素試験
(クリップ単体の引張試験)

- ◆ 要求される事項
 - ・他設備への波及的影響の防止

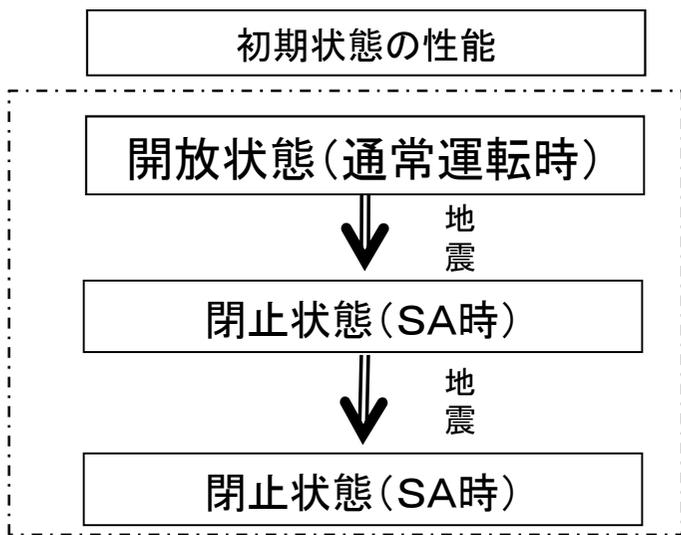
パネル落下防止チェーンの強度確認



実機大ブローアウトパネル開放試験のイメージ
(2012年 自主的安全性向上の一環として、原子炉建屋6階北側強制開放装置設置時の試験例)

【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 (5/5)

【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】



◆ 要求される機能
・機器に異常がないこと

➔ 試験項目①(初期状態の確認)
・気密性能試験
・作動確認(自動・手動にて開閉)

加振試験実施・・・閉止装置は「開」状態

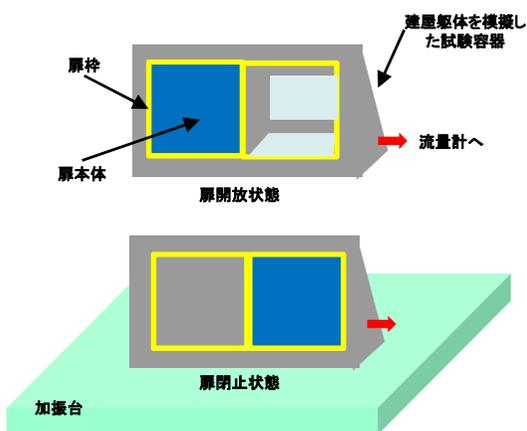
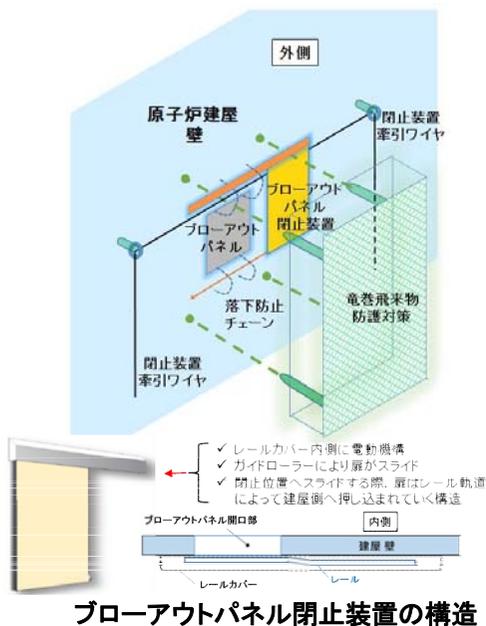
◆ 要求される機能
・閉機能
・気密性

➔ 試験項目②(地震発生後の機能の健全性確認)
・作動確認(自動・手動にて開閉)
・気密性能試験

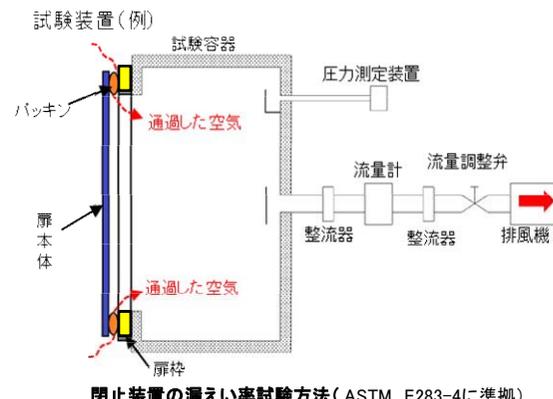
加振試験実施・・・閉止装置は「閉」状態

◆ 要求される機能
・気密性

➔ 試験項目③(SA後の余震を考慮した機能の健全性の確認)
・気密性能試験



実機大装置の加振・気密性能試験



排風機により排気量と試験容器内の圧力変化から気密性能を確認

【論点－2】 SRVのSA耐環境性(1／4)

1. 概要

SRVのSA環境条件設定の妥当性及び耐性を確認する。

2. 確認事項

SA時の原子炉格納容器内におけるSRV(自動減圧機能)作動環境における健全性を確認する。

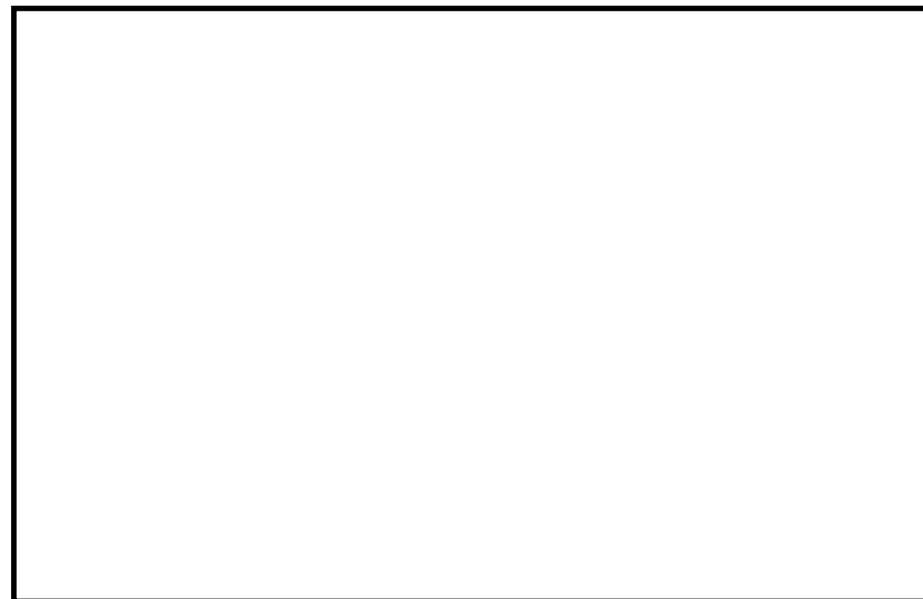
3. 確認結果

① SA時の原子炉格納容器内におけるSRV(自動減圧機能)作動環境

- ・ SRV(自動減圧機能)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(自動減圧機能)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代替循環冷却系の早期起動等の運用により雰囲気温度は約156℃を超えることはないと考えられ、SRV(自動減圧機能)の健全性が確認されている過去の試験条件(図－1)に包絡されることを確認した。

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)



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」)

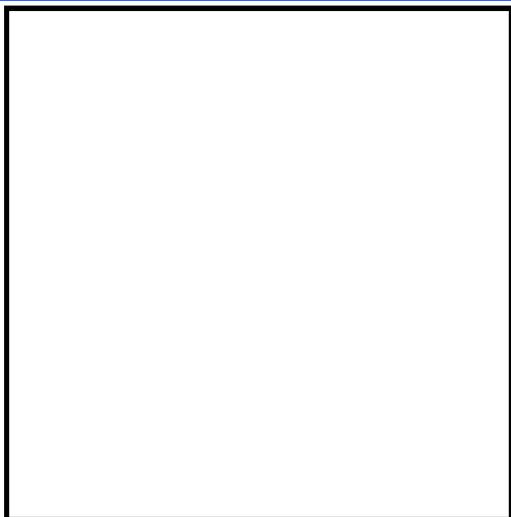
【論点－2】 SRVのSA耐環境性(2／4)

② 更なる耐環境性向上

東海第二では耐環境性に優れたシール材, 非常用逃がし安全弁駆動系により更なる耐環境性向上を図る。

- ・ シール部は全て無機物(膨張黒鉛シート)を用いた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。(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。)
- ・ SRV(自動減圧機能)7個及び非常用逃がし安全弁駆動系の流路となるSRV(逃がし弁機能)4個の計11個のSRVを対象に, シリンダーピストンの摺動部以外のシール材に改良型EPDM材を用いた改良品に変更する。(図－2。改良型EPDM材は200℃環境下においてもシール機能が維持されることを圧縮永久ひずみ試験等で確認。)
- ・ SRV(自動減圧機能)7個及び非常用逃がし安全弁駆動系の流路となるSRV(逃がし弁機能)4個の計11個のSRVを対象に, 電磁弁の摺動部以外のシール材を改良型EPDM材に変更する。(図－3。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EPDM材によりシールされる。)
- ・ 200℃, 2Pdの環境下でも非常用逃がし安全弁駆動系を用いることでSRVの開保持が可能である。

【論点－2】 SRVのSA耐環境性(3／4)



図－2 アクチュエータ概要図



図－3 SRV用電磁弁概要図

材質	試験温度	構造部放射線線量	試験雰囲気	試験時間	ひずみ率(%)	
					各試験片	平均
改良EPDM	200℃		蒸気	168時間		

表－1 シール材の圧縮永久ひずみ試験結果

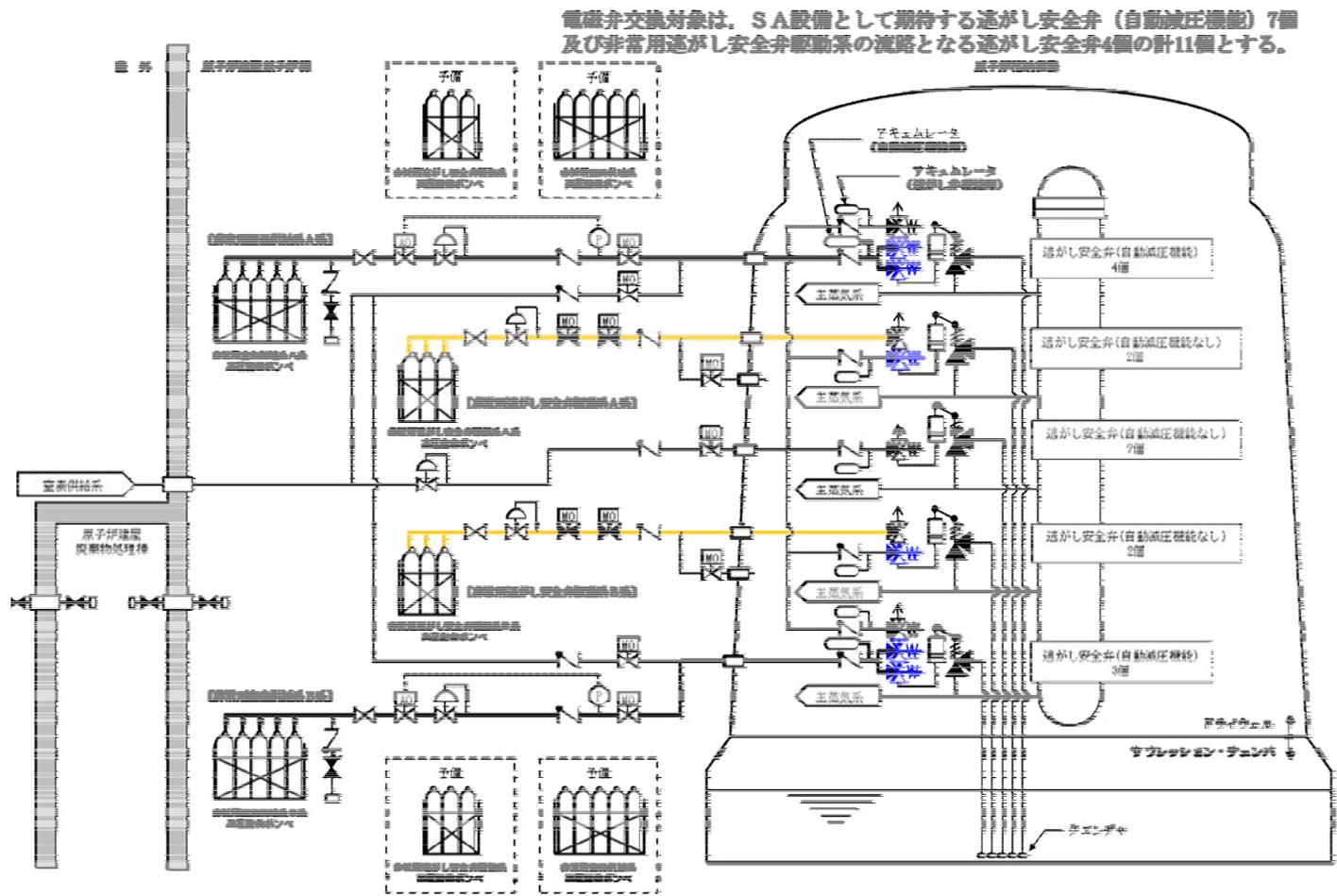
No	曝露条件	γ線照射量	開口変位模擬	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱200℃, 168時間		無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気1MPa, 250℃, 168時間		無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気1MPa, 250℃, 168時間		無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

○:リーク及び圧力降下なし

表－2 He気密確認試験状況

【論点-2】 SRVのSA耐環境性(4/4)

-  : 逃がし安全弁
-  : 電磁弁
-  : 電磁弁
(シール材: 改良EPDM)
-  : 三方弁
-  : アキュムレータ
(逃がし弁機能用)
(自動減圧機能用)
-  : 電動弁
-  : 空気作動弁
-  : 減圧弁
-  : 逆止弁
-  : 手動弁
-  : 圧力検出器



参考図 非常用逃がし安全弁駆動系概要図

【論点－3】 SA時の強度評価における設計方針(1／3)

1. 概要

SAクラス2機器における, クラス2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。

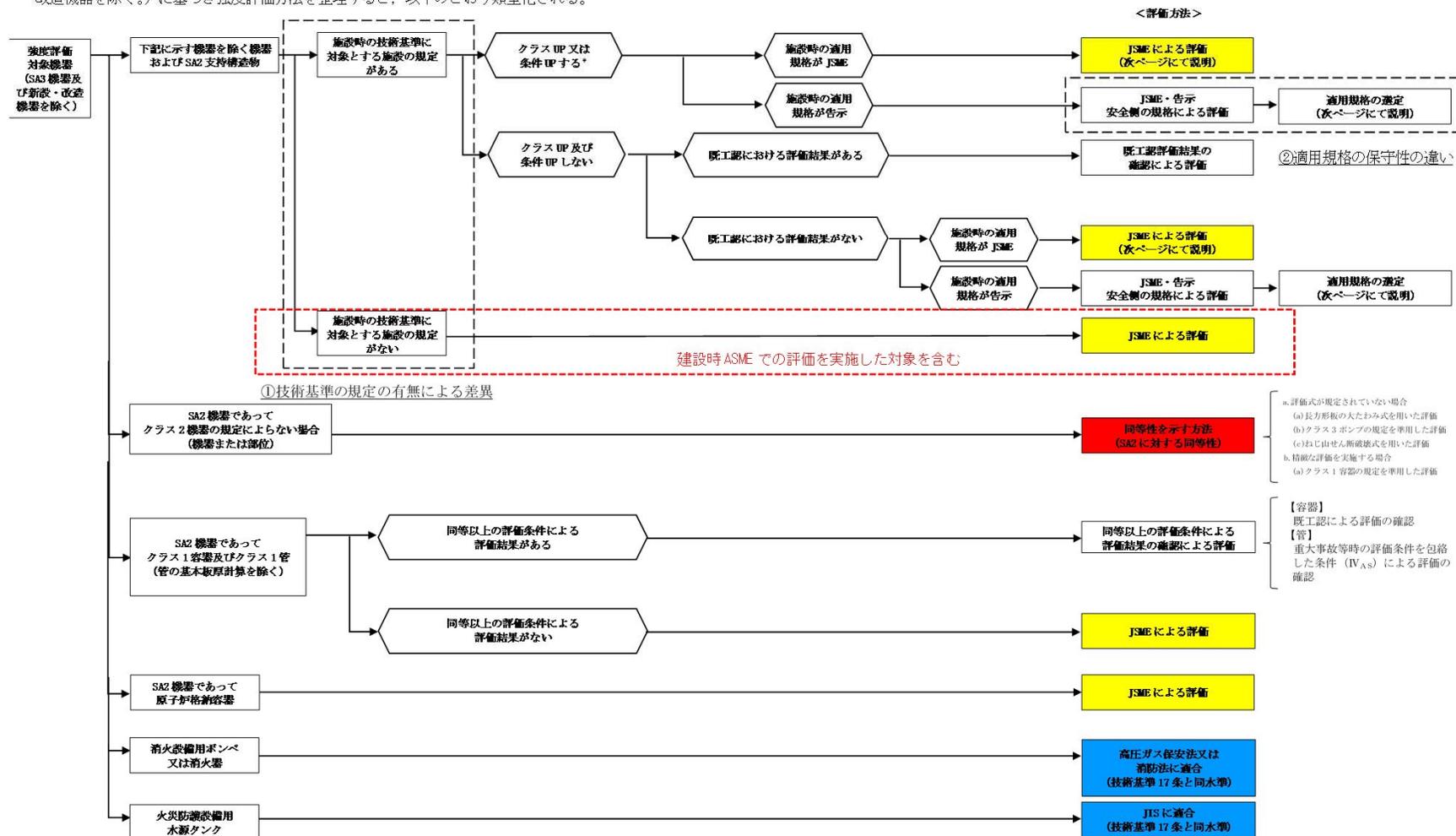
【論点-3】 SA時の強度評価における設計方針(2/3)

強度評価に関する基本的な考え方(東海第二)

1. 強度計算の基本方針に基づく評価区分の整理フロー

今回の申請範囲における強度評価対象機器の強度評価方法について、強度計算の基本方針(SAクラス3機器及び新設・改造機器を除く。)に基づき強度評価方法を整理すると、以下のとおり類型化される。

注記*: クラスアップする機器
 DB設備
 「DBクラス2→DBクラス1」及び「Nonクラス→DBクラス3」となるもの
 (例: ECB 拡大範囲, 火災防護設備)
 SA設備
 「SAクラス2 (DBクラス1又はDBクラス2に属するものを除く)」となるもの
 条件アップする機器
 SA設備にあって、「DB条件にSA条件が包摂されないもの」



色分けによる表示

- : JSMEによる評価を実施
- : 同等性を示す方法を記載
- : 技術基準 17条と同水準の規格に適合する旨を記載



【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) $B_1 \cdot \frac{P \cdot D_o}{2 \cdot t} + B_2 \cdot \frac{D_o}{2 \cdot l} \cdot M_i$ $B_2 \cdot \frac{D_o}{2 \cdot l} \cdot M_i = B_{2b} \cdot \frac{M_b}{Z_b} + B_{2r} \cdot \frac{M_r}{Z_r}$	$\frac{B_1 \cdot P \cdot D_o}{2 \cdot t} + \frac{B_2 \cdot M_{ip}}{Z_i}$ $\frac{B_{2i} \cdot P \cdot D_o}{2 \cdot t} + \frac{B_{2b} \cdot M_{bp}}{Z_b} + \frac{B_{2r} \cdot M_{rp}}{Z_r}$ $\frac{D_o}{2 \cdot l} = \frac{1}{Z_i}$	同等
許容値	ASME $\leq 1.5S_m$	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

【論点－4】 SA時の強度評価における設計条件（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的な評価となる(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 (*2)	死荷重(A)	=	死荷重(A)
	最高使用圧力(B) 8.62 MPa	>	SA時圧力(B) 8.19 MPa
	機械荷重+地震荷重(C)(*3)	>	SA時機械荷重(C)(*3)

(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

【論点－4】 SA時の強度評価における設計条件（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) (°C)	SA時機械荷重(外荷重) ／建設時の機械荷重, 地震荷重
重要 事故 シー ケ ン ス	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
建設時設計条件		8.62	302	機械荷重, 地震荷重(*4)

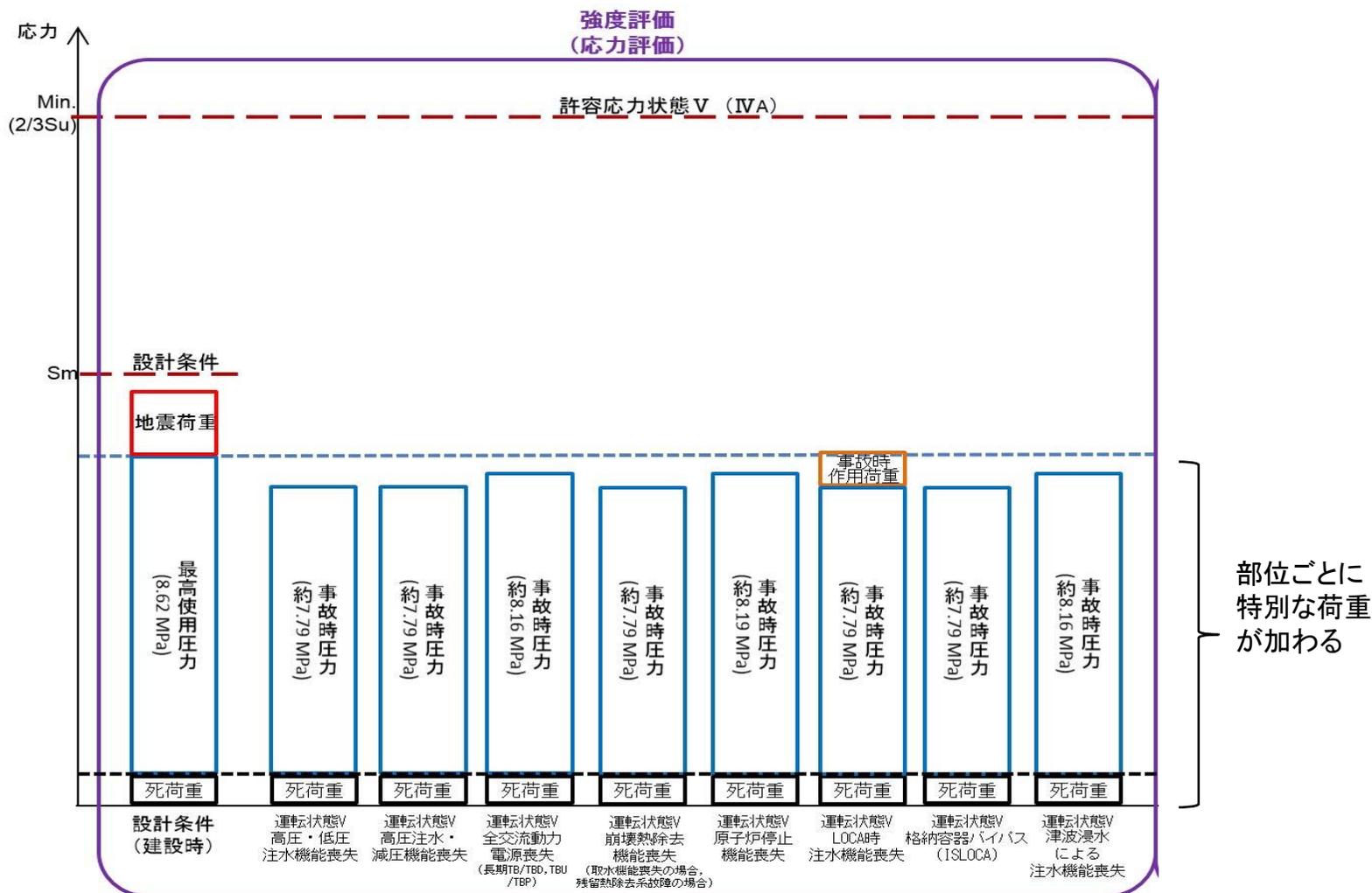
(注) 圧力は原子炉圧力容器ドーム部の圧力を示す。また、温度は圧力に対応した飽和温度を示す。

(*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

【論点－4】 SA時の強度評価における設計条件 (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 (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(*2)	死荷重(A)	=	死荷重(A)
	最高使用圧力(B) 8.62 MPa	>	SA時圧力(B) 8.19MPa
	地震荷重(Ss)(C) (*5)	>	SA時機械荷重(C) (*5)

【論点－4】 SA時の強度評価における設計条件（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（S_s）を使用する評価が可能と考える。

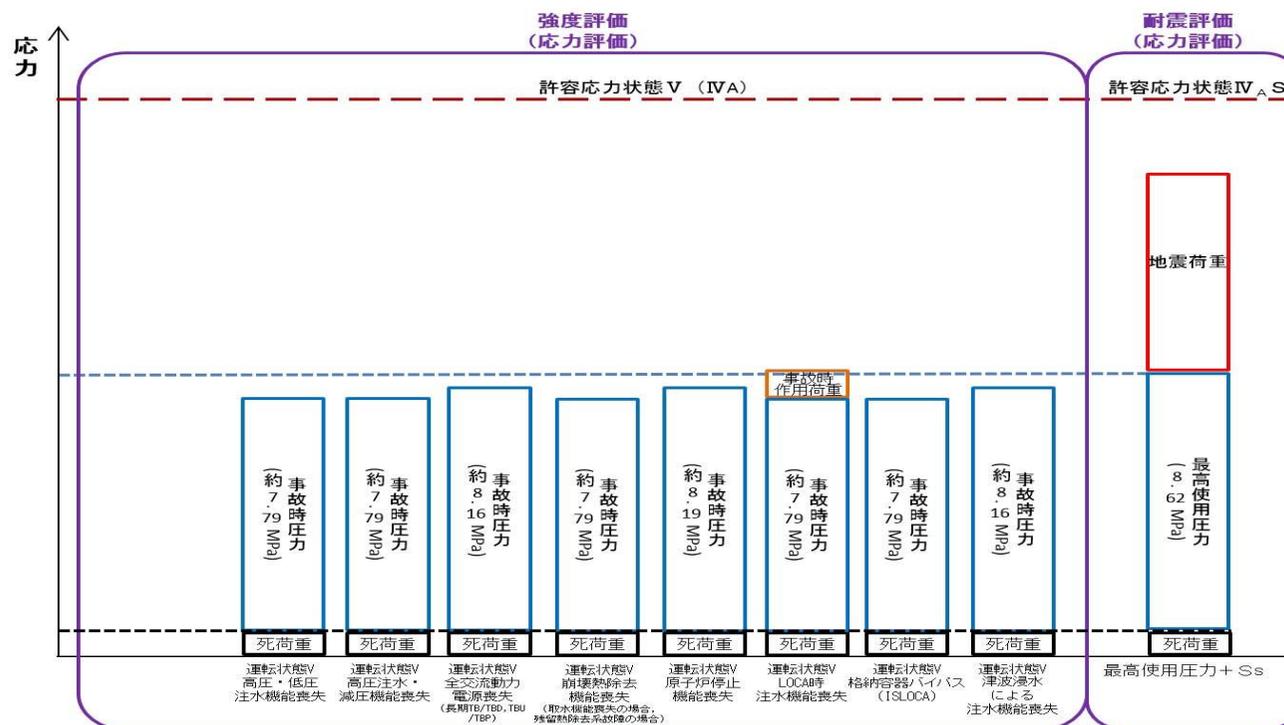
重要事故シーケンス （状態）	圧力 （MPa）	温度 ^{（注）} （℃）	SA時機械荷重（外荷重） ／今回の評価（地震加味）
高圧・低圧注水機能喪失	7.79	295	事故時荷重なし
高圧注水・減圧機能喪失	7.79	295	事故時荷重なし
全交流動力電源喪失（長期TB）	8.16	298	事故時荷重なし
全交流動力電源喪失（TBD, TBU）	8.16	298	事故時荷重なし
全交流動力電源喪失（TBP）	8.16	298	事故時荷重なし
崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失の場合）	7.79	295	事故時荷重なし
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系故障の場合）	7.79	295	事故時荷重なし
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S_s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（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(S_s)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－4(補足資料)】 SA時の強度評価における設計条件 (1/5)

1. 概要

論点－4資料の補足を以下に示す。

2. 補足事項(目次)

1) 論点－4 3. 設計方針 ①原子炉圧力容器の強度計算(応力計算)の整理

論点－4記載以外の対象部位を記載する

- ①原子炉圧力容器 胴 (2/5)
- ②原子炉圧力容器 スカート (3/5)
- ③原子炉圧力容器 制御棒駆動機構ハウジング (4/5)
- ④原子炉圧力容器 給水スパージャブケット等 (5/5)

【論点－4(補足資料)】 SA時の強度評価における設計条件 (2/5)

①

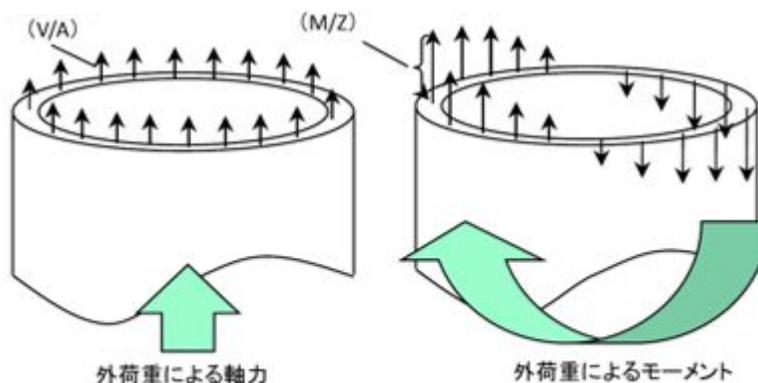
原子炉压力容器 (胴)	建設時の強度評価 (今回確認する評価)	比較	SA時の強度評価(V)
評価する応力 (*1)	・1次膜応力 ・1次曲げ応力 ・特別な応力(軸圧縮)(*4)	同様	・1次膜応力 ・1次曲げ応力
組合せ荷重 (*2)	死荷重(A)	=	死荷重(A)
	最高使用圧力(B) 8.62 MPa	>	SA時圧力(B) 8.19 MPa
	機械荷重+地震荷重(C)(*3)	>	SA時機械荷重(C)(*3)

(*1), (*2)は論点－4 (1/6) 3. 設計方針①参照

(*3)一覧は論点－4 (2/6, 3/6)参照

(*4)建設時は特別な応力として軸圧縮を評価しているが、胴は内圧による引張応力が作用し、死荷重や地震荷重による圧縮応力が大きいため、現在の評価においては、省略が可能である。

<特別な応力(軸圧縮)の概要>



特別な応力(軸圧縮)は、上図に示す外荷重(軸力、モーメント)により発生する圧縮応力に対して規格に規定される許容値を満足する事を確認する評価である。

<建設時工認の評価>

最大圧縮応力 (σ_c) の計算

$$\sigma_c = \frac{W_v + W_s}{A} + \frac{M}{Z} = \boxed{} \text{ MPa } (\boxed{} \text{ kg/mm}^2)$$

$$\boxed{} \text{ MPa} < \boxed{} \text{ MPa } (\boxed{} \text{ kg/mm}^2)$$

建設時許容値：ASME SEC. III (1971) より引用
(注) 告示501号 (S45) より保守的な値

死荷重 : W_v
 垂直地震荷重 : W_s
 断面積 : A
 断面係数 : Z
 転倒モーメント : M

【論点－4(補足資料)】 SA時の強度評価における設計条件 (3/5)

②

原子炉压力容器 (スカート)	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)	<ul style="list-style-type: none"> ・1次膜応力 ・1次曲げ応力 ・特別な応力(軸圧縮) 	同様	<ul style="list-style-type: none"> ・1次膜応力 ・1次曲げ応力 ・特別な応力(軸圧縮)
組合せ荷重 (*2)	死荷重(A)	=	死荷重(A)
	最高使用圧力(B) 8.62 MPa	>	SA時圧力(B) 8.19 MPa
	機械荷重+地震荷重(C)(*3)	>	SA時機械荷重(C)(*3)

(*1), (*2)は論点－4 (1/6) 3. 設計方針①参照

(*3)一覧を論点－4(2/6, 3/6)参照

【論点－4(補足資料)】 SA時の強度評価における設計条件 (4/5)

③

原子炉压力容器 (制御棒駆動機構 ハウジング貫通部)	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)	<ul style="list-style-type: none"> ・1次膜応力 ・1次曲げ応力 ・特別な応力(軸圧縮) ・特別な応力(外圧)(*5) 	同様	<ul style="list-style-type: none"> ・1次膜応力 ・1次曲げ応力 ・特別な応力(軸圧縮) ・特別な応力(外圧)(*5)
組合せ荷重 (*2)	死荷重(A)	=	死荷重(A)
	最高使用圧力(B) 8.62 MPa	>	SA時圧力(B) 8.19 MPa
	機械荷重+地震荷重(C)(*3)	>	SA時機械荷重(C)(*3)

(*1), (*2)は論点－4 (1/6) 3. 設計方針①参照

(*3)一覧を論点－4(2/6, 3/6)参照

(*5)建設時の評価において、座屈強度の評価として、外圧(最高使用圧力= 8.62 MPa)の荷重にて許容値を満足することを評価している。なお、外圧はSA時よりも大きい。

<建設時工認の評価>

外力に対する評価 (Pa) の計算

$$P_a = \frac{4 \cdot B}{3 \cdot D_o / t} = \boxed{} \text{ MPa} (\boxed{} \text{ kg/mm}^2)$$

$$\boxed{} \text{ MPa} > 8.62 \text{ MPa (最高使用圧力)}$$



建設時許容値：ASME SEC. III (1971) より引用

外径 : D_o

板厚 : t

許容圧縮応力 : B

【論点－4(補足資料)】 SA時の強度評価における設計条件 (5/5)

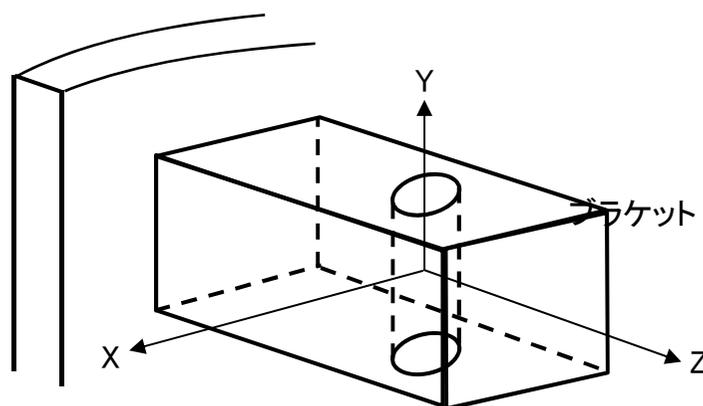
④

原子炉圧力容器 (給水スパージャ ブラケット等)	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 ・特別な応力(純せん断)(*6)	同様	・1次膜応力 ・1次曲げ応力 ・特別な応力(純せん断)(*6)
組合せ荷重 (*2)	死荷重(A)	=	死荷重(A)
	最高使用圧力(B) 8.62 MPa	>	SA時圧力(B) 8.19 MPa
	機械荷重+地震荷重(C)(*3)	>	SA時機械荷重(C)(*3)

(*1), (*2)は論点－4 (1/6) 3. 設計方針①参照

(*3)一覧を論点－4(2/6, 3/6)参照

(*6)水平(X), 垂直(Y)のに組み合わせる荷重として, せん断荷重を考慮



【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 °C, 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データ拡充、ガスケットの増厚等を踏まえた200 °C, 2Pdにおける閉じ込め機能の健全性を確認する。

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

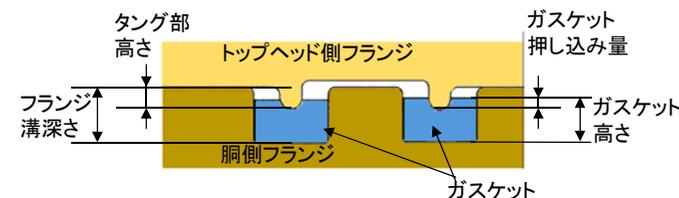
項目	1回の試験のデータ数	試験温度	放射線照射量	試験雰囲気	試験時間	圧縮率
データ拡充分	32*					
増厚検討						

※「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試験を実施し、データ拡充前の評価で用いている値に対して、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。

表2 データ拡充の試験結果

項目	データ数	圧縮永久ひずみ率	平均値	標準偏差σ	平均値+2σ
データ拡充前	12				
データ拡充分	32				
全てのデータ	44				



- ・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

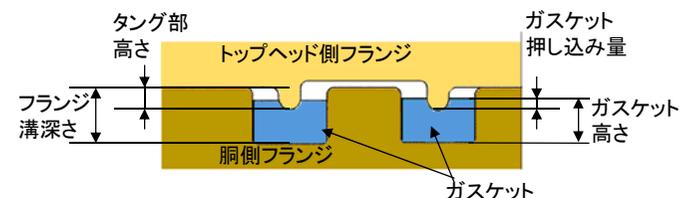
【論点－5】 SA環境を考慮したPCV閉じ込め機能(2/2)

3. 設計方針(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 \square %)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し、増厚が可能であることを確認した(表3)。また、 \square mmの増厚によって、公称値を用いた評価値と同等の裕度を確保できることを確認した(表4)。

表3 増厚検討の試験結果

増厚幅	データ数	圧縮率	圧縮永久ひずみ率	ガスケットの健全性
	32			
	32			
	32			



・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

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
公称値	内側						
製作公差等を考慮した評価値	内側						
\square mm増厚した場合の評価値*	内側						

現状の裕度 \square mm)と比較し、裕度が増加するとともに、増厚前の公称値と同等の裕度を確保

・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)]×[1-(圧縮永久ひずみ率)÷100]
 ※製作公差等を考慮した評価

③200℃、2Pdにおける閉じ込め機能の健全性について、使用前検査までに以下を実施、確認する。

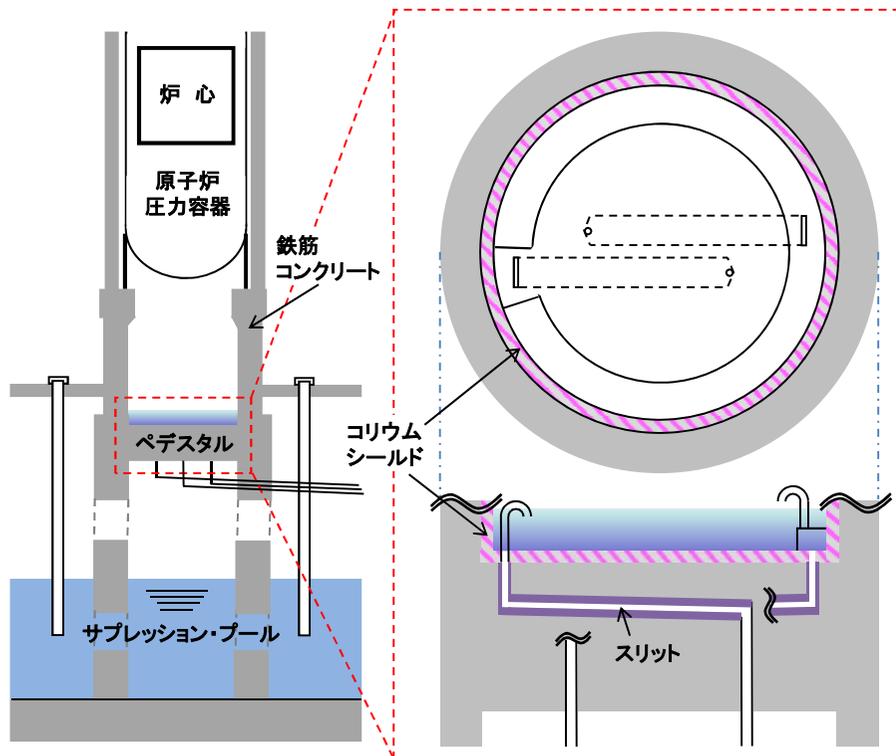
- \square mm増厚したガスケットを採用するため、設備の設計変更を実施する。
- 増厚したガスケットにて、局部漏えい検査を実施し、シール性を確認する。
- ガスケットの溝及びタング部の寸法測定を実施し、製作公差等を考慮した評価値が保守的であることを確認する。

【論点－6】 MCCI／FCI対策に係る設計（1／7）

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DESTアル水位を1mと設定

<MCCIの影響抑制>

- 耐侵食性を有するコリウムシールドを設置
- 床スラブ平坦化による局所的なデブリ侵食抑制
- ペDESTア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

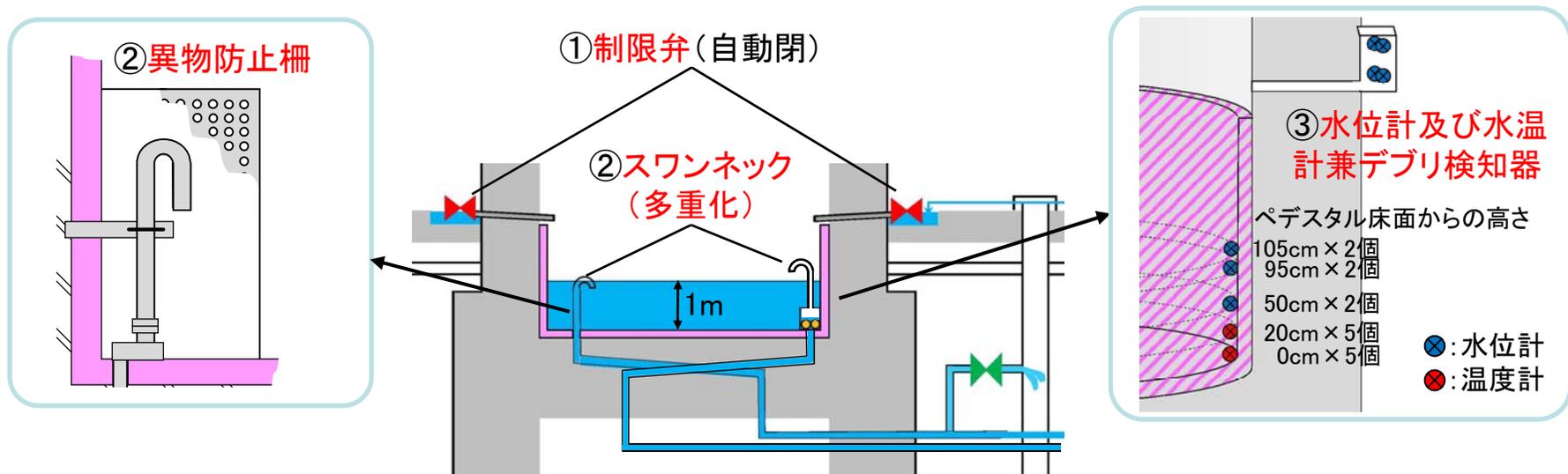
溶融炉心・コンクリート相互作用
(Molten Core Concrete Interaction: MCCI)

水蒸気爆発
(Steam Explosion: SE)

【論点－6】 MCCI／FCI対策に係る設計（2/7）

1. 1 SE影響抑制対策

- ① ペDESTAL内への流入配管に対してペDESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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】 MCCI／FCI対策に係る設計（3/7）

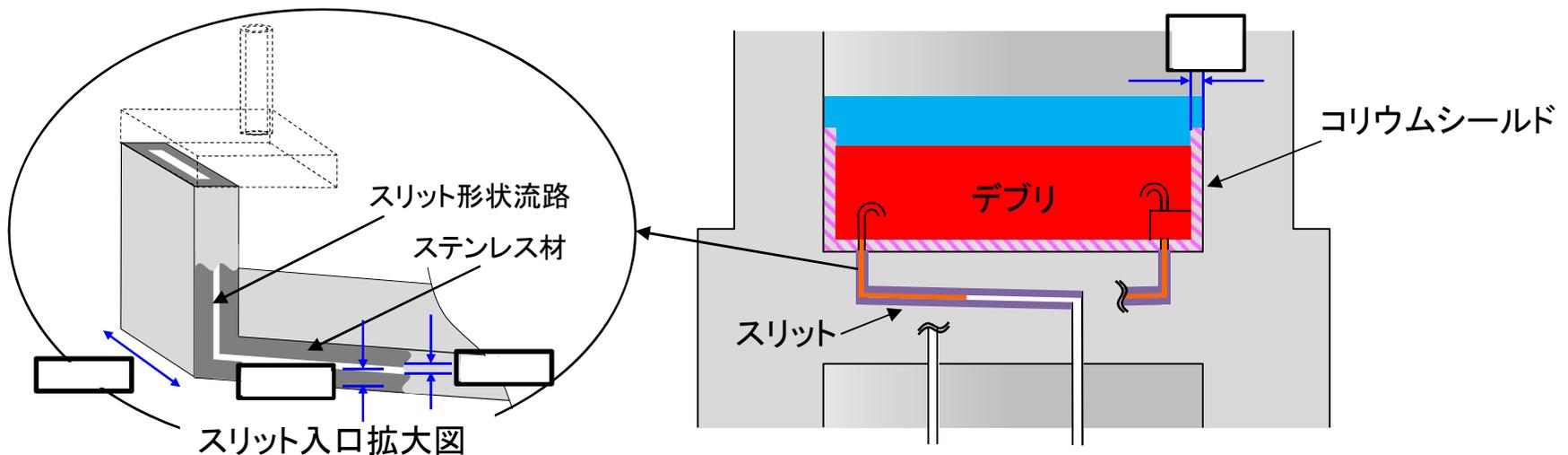
1.2 MCCI影響抑制対策

【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□に設定する。
（ペDESTAL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】

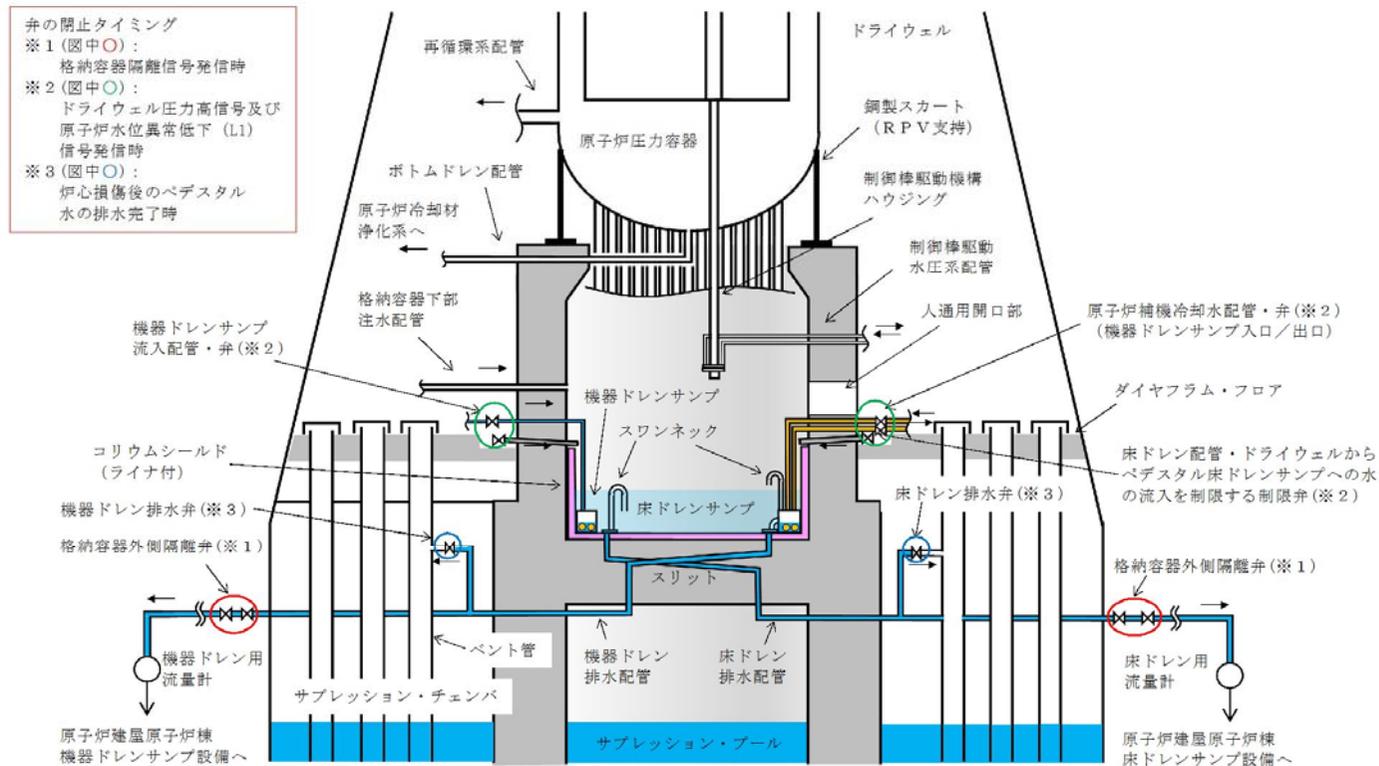
- 床スラブを平坦化し、局所的な侵食を抑制する。
- ペDESTALサンプ排水流路のスリット形状への変更（スリット内でのデブリ凝固）により、サブプレッション・プールへのデブリの移行を防止する。



【論点－6】 MCCI／FCI対策に係る設計（4/7）

2. 確認事項

- ① 工認対象範囲を確認する。（SA時に水の流入を防止する必要のある配管及び弁，排水ライン並びにコリウムシールド）
- 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。（モックアップ試験により，RPVボトムドレン配管破断時にペDESTAL内へ流入する水量が，溶融炉心落下前までに排水可能であることを確認）



ペDESTAL概要図（断面図）

【論点－6】 MCCI／FCI対策に係る設計（5/7）

3.1 設計方針（工認対象範囲）

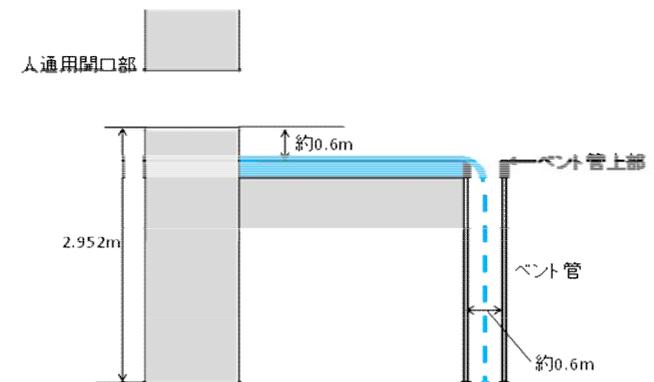
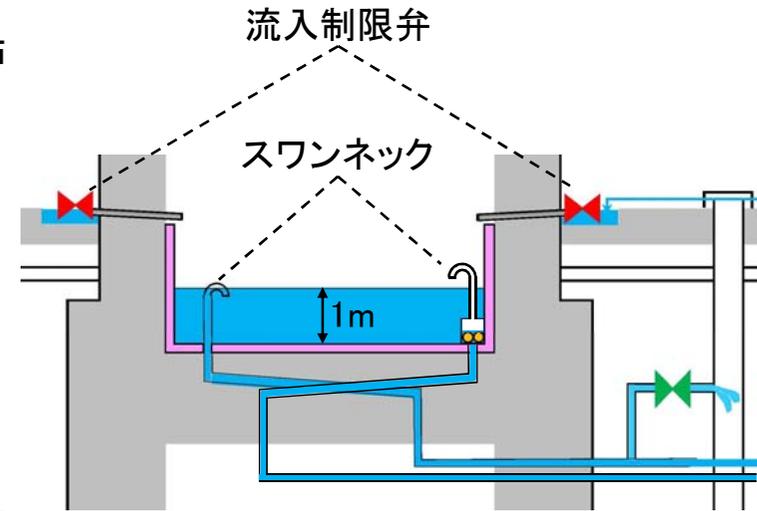
工認対象の考え方

ペDESTAL内の水位維持機能，水位管理機能，及び溶融炉心落下時の検知，冷却，凝固機能の確保のうえで必要な主要な部位

ペDESTALへの水の流入系統のうち，SA時に水の流入を防止する必要がある配管及び弁について，ペDESTALとのバウンダリ機能がペDESTAL内の水位維持管理上，必要である。ベント管上部よりもエレベーションの低い位置でペDESTAL外壁へと接続するラインについて，隔離弁からペDESTAL外壁までを対象とする。

水位維持・管理のうえで重要な排水ラインについて，スワンネック，スリット，配管，PCV外側隔離弁までを対象とする。水を保有・保持するコリウムシールドも対象とする。

水位管理の上で必要な水位計，及び溶融炉心落下の判断に必要な温度計も対象とする。



【論点－6】 MCCI／FCI対策に係る設計（6/7）

3. 設計方針

(1) 工認対象範囲

①－1 ペDESTALへの流入系統／ペDESTALからの排水系統

- ペDESTALへの流入系統：

SA時に水の流入を防止する配管及び弁は、水位維持のためペDESTALに流入する水を遮断する。また、格納容器下部注水配管は溶融デブリを冷却するSA設備として必要。

- ペDESTALからの排水系統：

水の流入に対して水位を維持するために排水機能の確保が重要。

①－2 コリウムシールド

- 複数分割した部材（ジルコニア）を敷き詰める構造とし、固定用の通しボルトやアンカを部分的に使用することでSE時の衝撃による周方向荷重を分散し、SEによる破損を防止する設計とする。

- 原子炉本体の基礎の一部として、地震を含むSA時荷重への健全性を確保する。

<側面図>

<正面図>



コリウムシールド設置構造概念図

①－3 スリット形状部

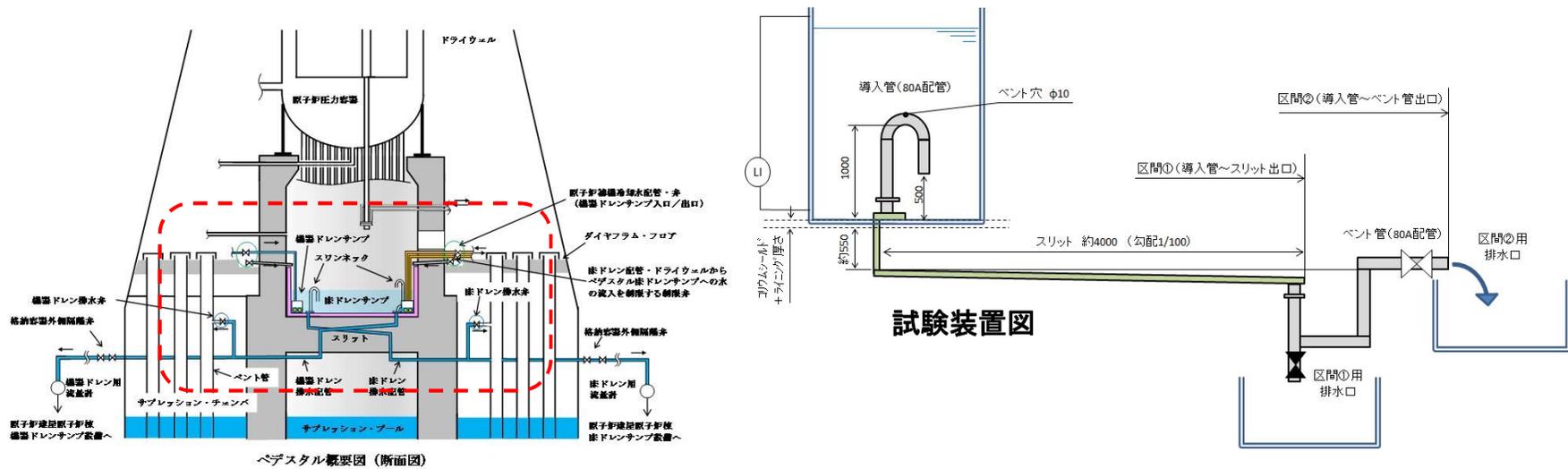
- スリット部は、排水系の流路及びデブリ落下時の凝固機能を有する。

- 原子炉本体の基礎の一部として、地震を含むSA時荷重への健全性を確保する。

【論点－6】 MCCI／FCI対策に係る設計（7/7）

(2) モックアップ試験

SA時にペDESTAL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DESTAL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 工事認可範囲をご説明する。
- 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月末にご説明する。

【論点－6（補足1）】溶融炉心対策のためのペDESTALの形状変更

① コリウムシールド設置

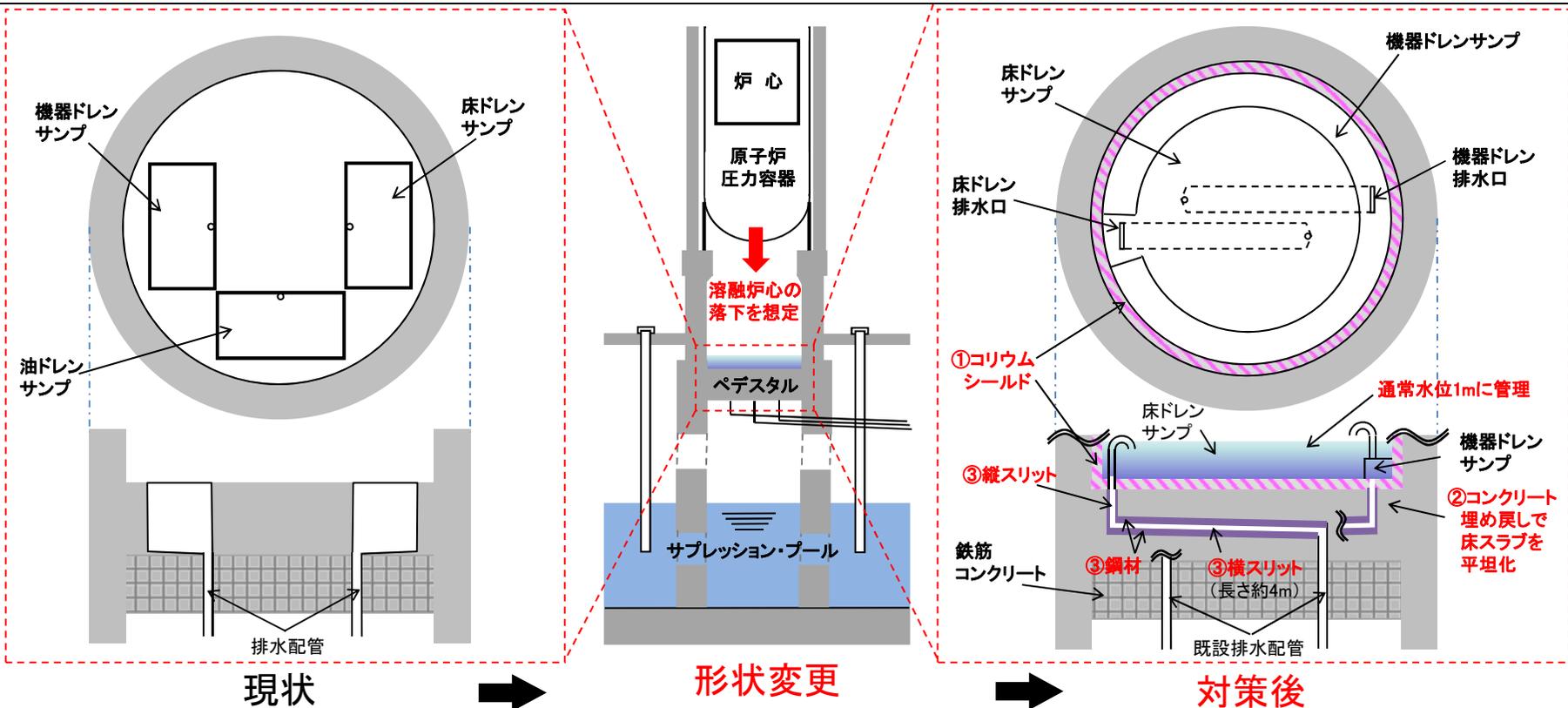
溶融炉心によるペDESTAL床侵食防止のため、耐侵食性に優れたジルコニア(ZrO_2)製コリウムシールドを設置

② 床スラブ平坦化

溶融炉心の熱負荷を平準化させるため、すべてのサンプをコンクリートで埋め戻して床スラブを平坦化し、その上部に鋼製の床・機器ドレンサンプを設置

③ 溶融炉心凝固のための排水流路形状変更

溶融炉心のサプレッション・プールへの流下防止のため、サンプの排水流路を熱容量の大きい鋼材でスリット形状に変更し、溶融炉心を流路の途中で冷却・凝固させる。



【論点ー6（補足2）】水蒸気爆発抑制のためのペDESTAL水位管理対策

①スワンネックの設置

溶融炉心落下時の水蒸気爆発の抑制及び溶融炉心冷却性確保のため、ペDESTALからの排水経路に高さ1mの**スワンネック**を設置し、**通常時のペDESTAL水位を1mで管理**

* ペDESTAL水位がより高いと水蒸気爆発の影響が増大し、水位がより低いと溶融炉心の冷却性が低下することから、両者が成立する水位1mに設定

②異物防止柵の設置、スワンネックの多重化

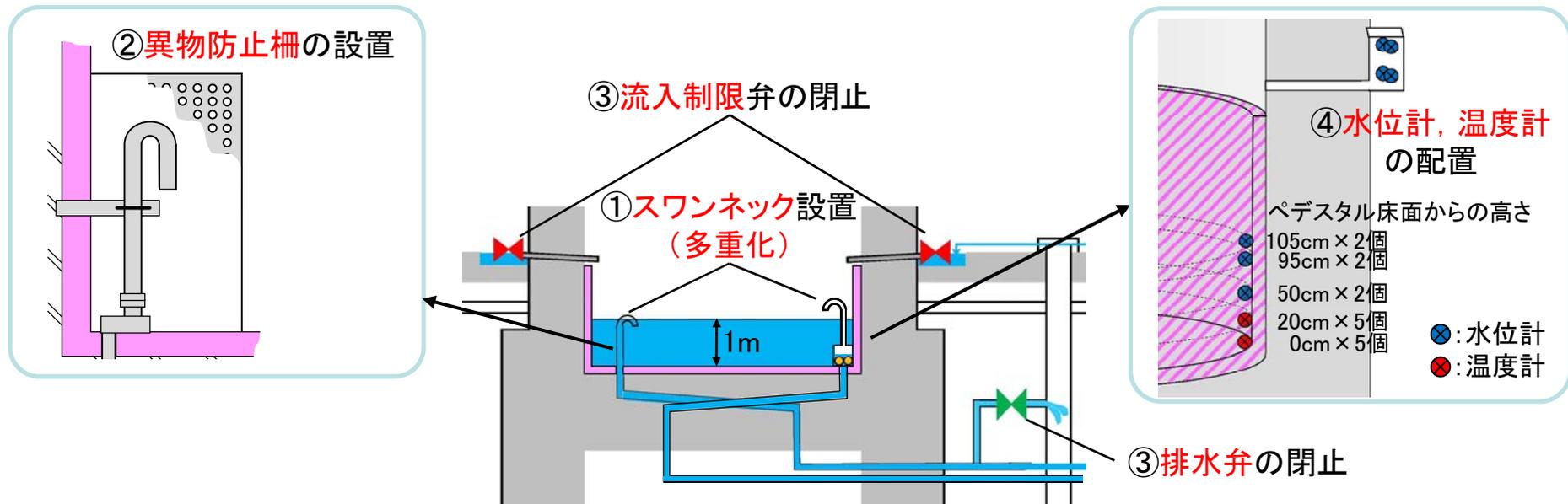
スワンネック周囲に**異物防止柵**を設置するとともに、**スワンネックを多重化**し、排水機能の信頼性を向上

③ペDESTALへの流入制限弁、ペDESTALからの排水弁の設置

- ・事故発生時、早期に**流入制限弁**を閉止し、**意図せぬペDESTAL水位上昇を防止**
- ・ペDESTAL水位を1mに調整後、**排水弁**を閉止し、溶融炉心落下時には**確実に1mの水位を確保**

④水位計、温度計を設置

- ・ペDESTAL内に複数の**水位計**を設置し、ペDESTALの**水位監視**や**水位調整**に利用
- ・ペDESTAL内に複数の**温度計**を設置し、溶融炉心落下後、**速やかにペDESTAL注水開始を判断**



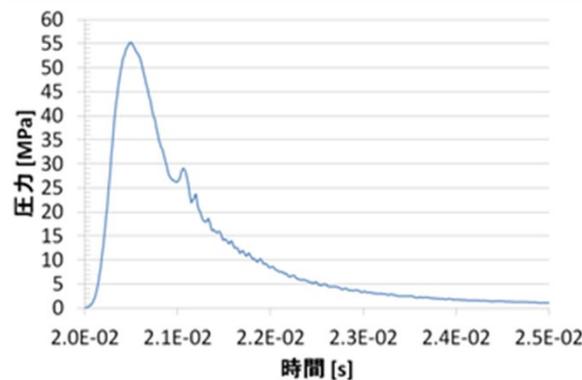
【論点ー6（補足3）】水蒸気爆発発生時のコリウムシールドへの影響

1. コリウムシールドの設置構造

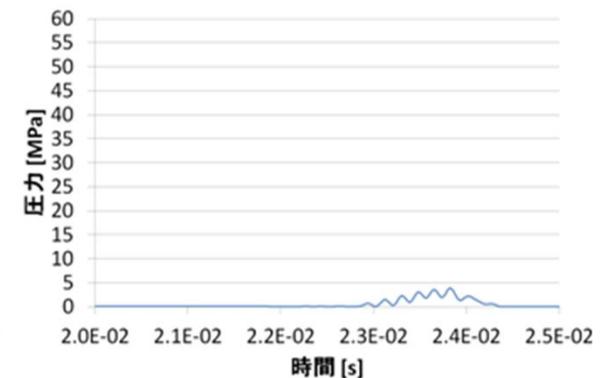
MCCIによる侵食影響を緩和するための耐熱材としてペDESTAL内にジルコニア製コリウムシールドを敷設する。コリウムシールドは複数分割した部材を敷き詰める構造とし、固定用のボルトやアンカを部分的に使用することで、水蒸気爆発時の衝撃による周方向の荷重を分散し、水蒸気爆発による破損を防止する設計とする。

2. コリウムシールド部材の強度

水蒸気爆発によってペDESTALの床面及び壁面にかかる圧力荷重は右図のとおり。ジルコニアの圧縮強度は試験によって 以上が確認されていることから、コリウムシールドの健全性は維持可能である。



(a)床面荷重最大位置



(b)壁面荷重最大位置

【論点一七】 強度評価におけるPCV動荷重の考慮

1. 概要

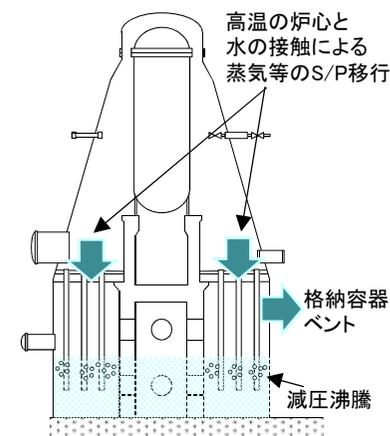
重大事故等時における動荷重を考慮した、原子炉格納容器の健全性への影響を確認する。

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) 逃がし安全弁作動時
 - (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに内包された高エネルギー流体の原子炉格納容器への放出
 - (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ブプレッション・チェンバへの移行
 - (4) 格納容器ベント時のサブプレッション・プール水の減圧沸騰
- ② 重大事故等時の動荷重は、サブプレッション・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を確認した。



SA時に想定される動的荷重の概要

重大事故等時に流入する流体の比較結果

項目	水流入量 [kg/s]	非凝縮性ガス 流入量 [kg/s]	蒸気流入量 [kg/s]	荷重の包絡性
(1) 逃がし安全弁作動時の動荷重 ^{※1}	約(確認中)	約(確認中)	約(確認中)	DBと同等
(2) RCPBに内包された高エネルギー流体の原子炉格納容器への放出 ^{※1}	約96300	約160	約(確認中)	DBと同等
(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S/Cへの移行	約19500	約2900	約(確認中)	②に包絡 ^{※3}
(4) 格納容器ベント時のサブプレッション・プール水の減圧沸騰 ^{※2}	約15100	約34	約(確認中)	②に包絡 ^{※3}

※1: DBA時と同等の事象

※2: 減圧沸騰は、減圧時のサブプレッション・チェンバに流入する流体の影響が大きいこと、また、サブプレッション・プール水の温度を考慮すると減圧沸騰は減圧が緩慢となったときに生じるため、組合せ不要であることから、比較対象外

※3: SA時に想定される動荷重については、ベント管からの流入の観点で①と同じであるため、比較を実施

【論点一8】 降下火碎物に対する建屋の健全性

1. 概要

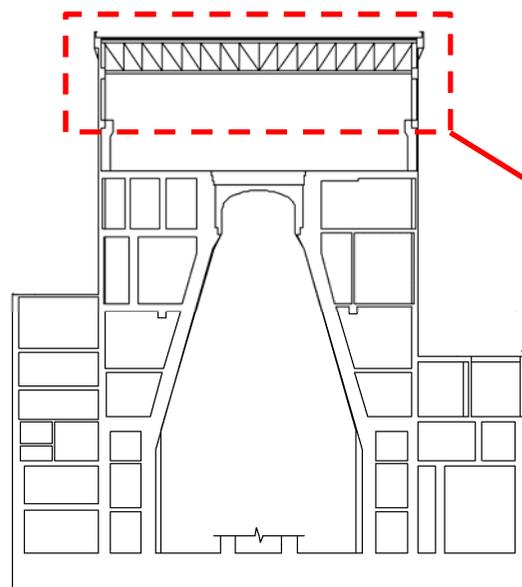
降下火碎物に対する建屋の健全性評価において、屋根スラブの剛性を考慮することにより、現実的な状態をもとにした評価結果を確認する。

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

降下火碎物の堆積厚さ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。

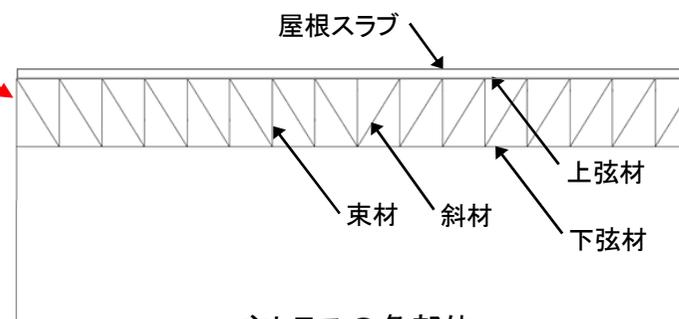


原子炉建屋

原子炉建屋の主トラスの評価結果

部位	発生応力	検定値(*1)
上弦材	圧縮・曲げ	0.26
下弦材	引張・曲げ	0.77
斜材	引張	0.79
束材	圧縮	0.88

(*1)速報値



主トラスの各部位

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*2

*2: 3/29提示予定

【論点-9】 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(1/6)

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1 鋼製防護壁の配置図】

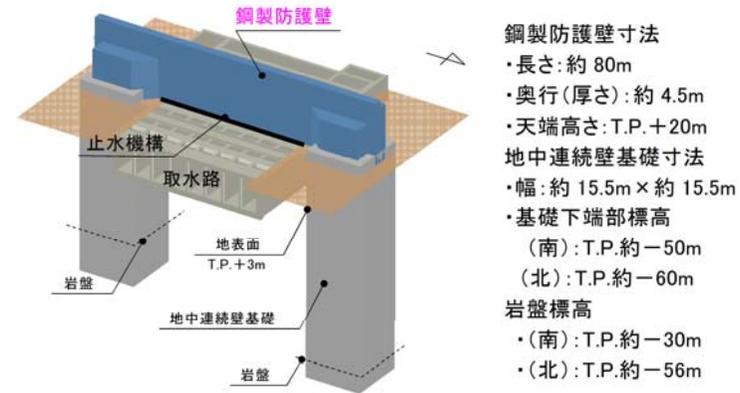


図2 鋼製防護壁の構造と止水機構の位置

表1 止水機構の目的及び要求機能

対策設備	目的/機能要求
1次止水機構 ・浸水防止設備 ・外郭防護1	鋼製防護壁下部と取水路間の隙間から海水ポンプエリアへの津波の流入, 到達を防止する。
防衝板 ・影響防止設備 ・外郭防護1	1次止水機構の損傷又は保守に伴う取り外し時に, 漂流物が2次止水機構に到達することを防止する。
2次止水機構 ・浸水防止設備 ・外郭防護2	1次止水機構からの漏えいを考慮して, 海水ポンプエリアへの漏水を防止する。安全機能への影響確認として, 海水ポンプエリアへの浸水量評価を実施し, 安全機能への影響がないことを確認する。
点検用マンホール ・浸水防止設備 ・外郭防護2	1次止水機構からの漏えいを考慮して, 鋼製防護壁鋼殻内への漏水を防止する。

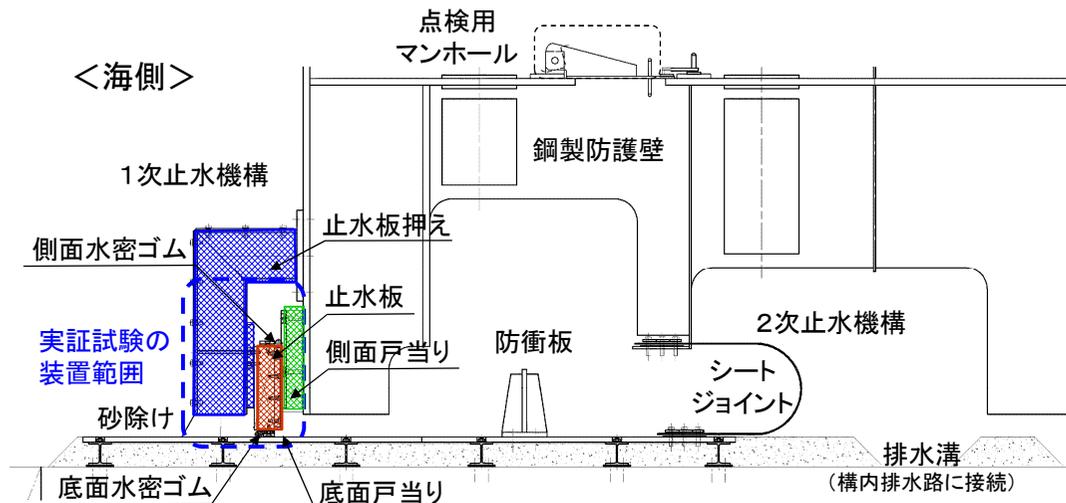


図3 止水機構全体の概要

【論点一9】 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(2/6)

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. 確認結果

(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。

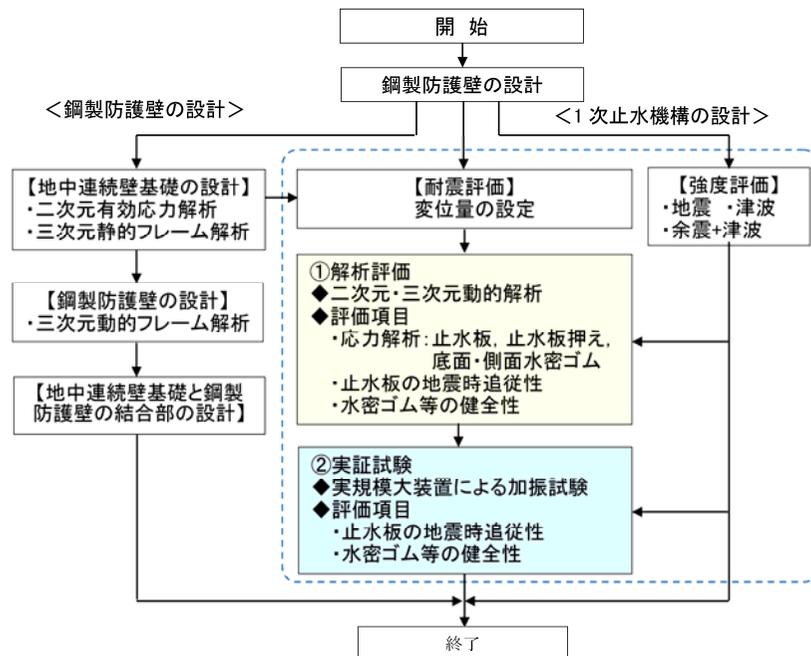
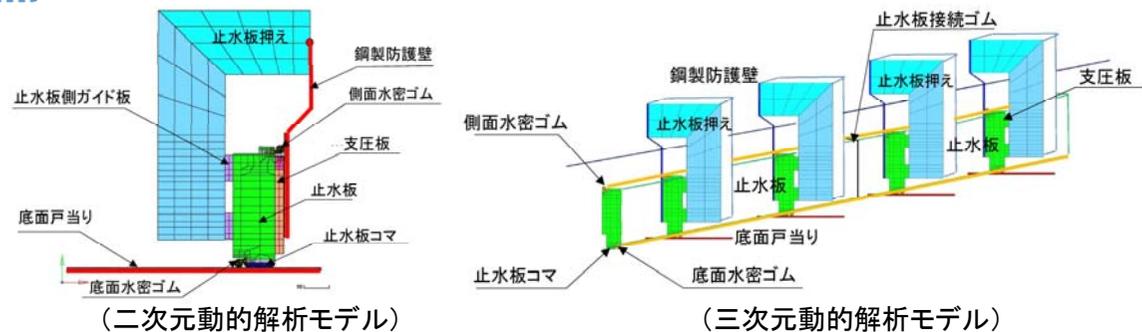


図4 止水機構の解析評価と実証試験の関係

表2 二次元及び三次元動的解析条件の概要

項目	解析条件等
解析コード	MARC(大規模解析対応非線形解析)
地震動	基準地震動 S_s-D1 , 弾性設計用振動 S_d-D1 (余震として設定)
解析ケース	地震時, 津波時, 津波時+余震時の3ケース
水密ゴム摩擦係数	常時:0.2(ダム・堰施設技術基準(案)(国交省) 劣化時(閾値確認):0.2~1.2(二次元動的解析)
金属間摩擦係数	止水板(ステンレス)と戸当り(ステンレス):0.4
評価対象部位	底面水密ゴム, 側面水密ゴム, 止水板接続ゴム, 止水板, 止水板押え, 底面・側面戸当り, 止水板側ガイド, 支圧板
評価項目	応力評価, 止水板の追従性, 水密ゴム摩擦係数閾値確認
許容応力(確認項目)	止水板その他構成部材:弾性設計範囲内であること 水密ゴム:引張り強度, 変形量(伸び)



【論点－9】 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(3/6)

②実証試験の試験条件は以下のとおり。

a. 試験装置

止水機構の追従性を確認するため、止水板と止水板を支持する部材については実機設計と同じ構造とする。

- ・ 止水板は実機設計と同じ大きさ、構造とし、止水板2枚を止水板接続ゴムで接続
- ・ 止水板に取り付ける底面及び側面水密ゴムも実機設計と同仕様のものを使用

b. 試験条件

試験条件は以下の通り

- ・ 入力地震動: 本震 S_s-D1
余震 S_d-D1
- ・ 試験ケース: 本震時及び津波＋余震時
- ・ 余震時の津波高さ: T.P.+24m
(敷地に遡上する津波を考慮)
- ・ 水密ゴムの摩擦係数: 0.2

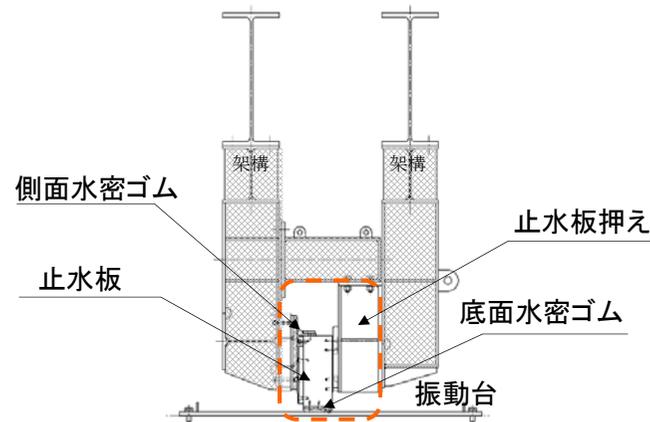


図5 実機と同じ仕様部材の部位

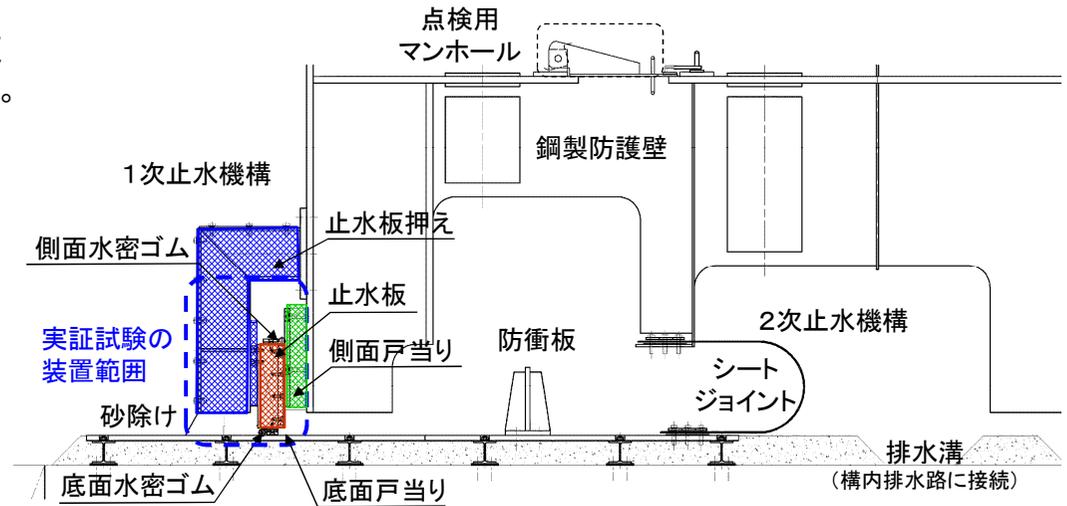


図6 止水機構全体の概要

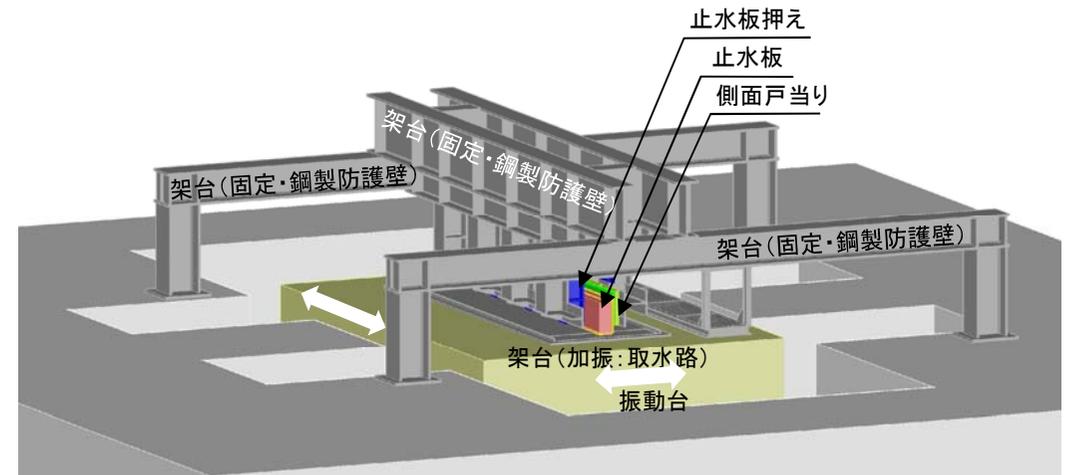


図7 実規模試験装置のイメージ図

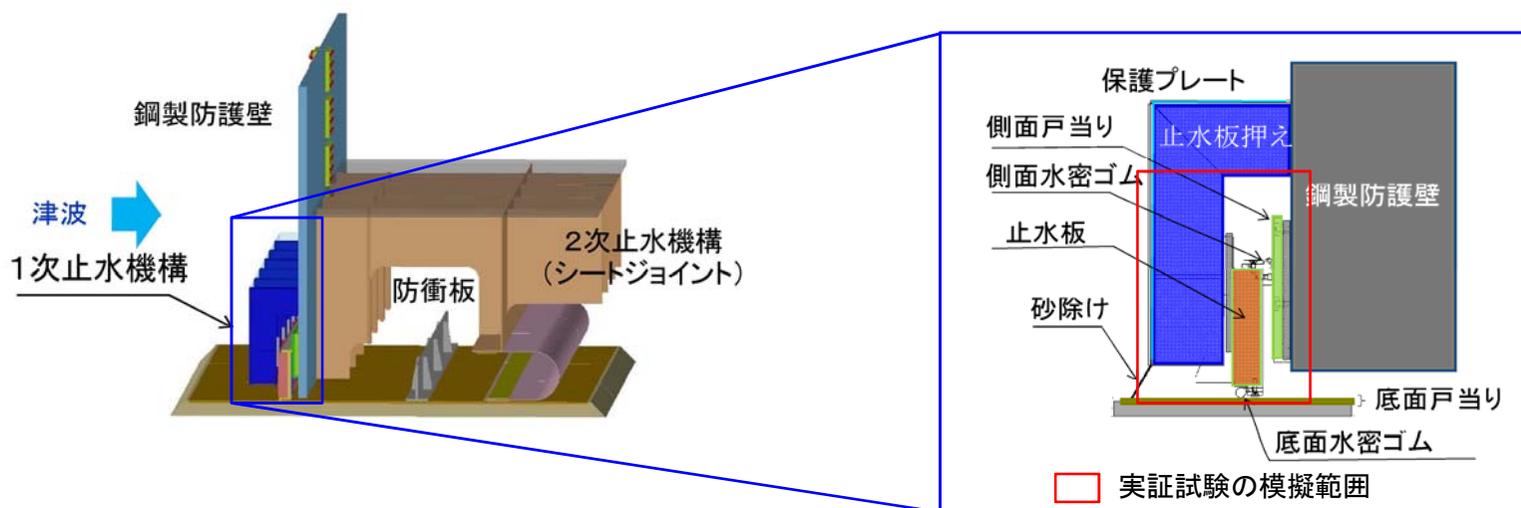
【論点－9】 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(4/6)

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。

表3 実証試験における計測項目と判定基準

項目	計測項目	判定基準
止水板の地震時の追従性確認	<ul style="list-style-type: none"> ◆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	<ul style="list-style-type: none"> ◆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 	<ul style="list-style-type: none"> ◆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	<ul style="list-style-type: none"> ◆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)



【論点－9】 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(5/6)

(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。

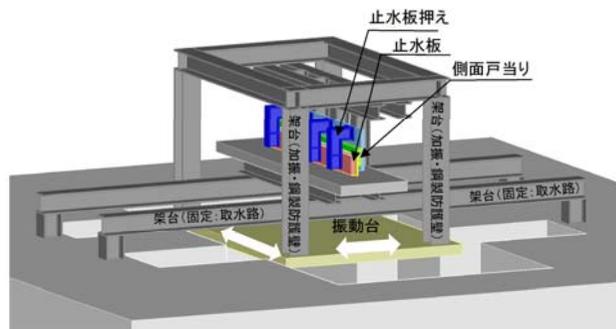


図8 ケース1: 鋼製防護壁を加振(イメージ図)

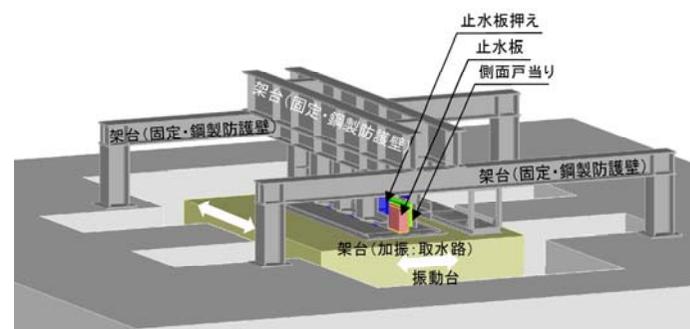


図9 ケース2: 取水路を加振(イメージ図)

- ① 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
ケース1	ケース1-1	鋼製防護壁	本震(S_s-D1)	1.8mm	0.15秒
	ケース1-2		余震(S_d-D1)	0mm	—
ケース2	ケース2-1	取水路	本震(S_s-D1)	3.7mm	0.24秒
	ケース2-2		余震(S_d-D1)	0.23mm	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。

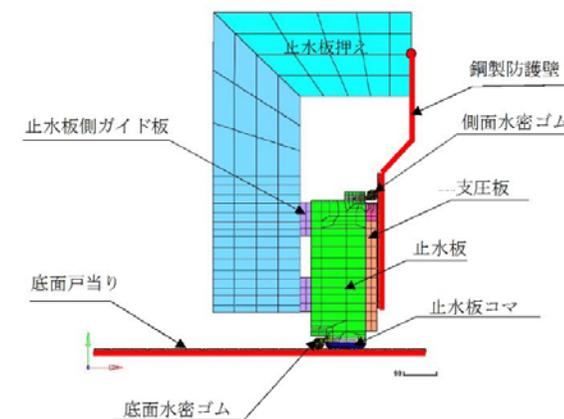


図10 2次元動的解析モデル図

【論点一9】 鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性(6/6)

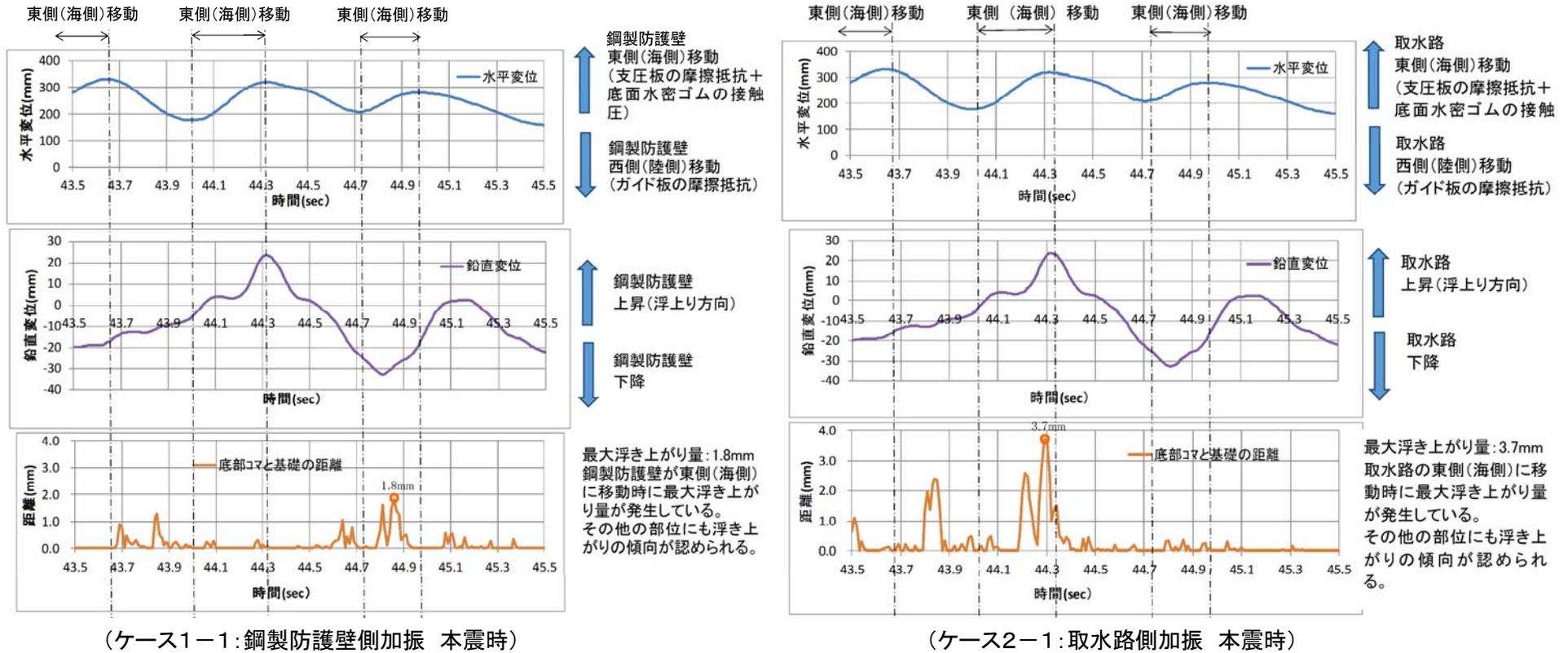


図11 鋼製防護壁側加振時及び取水路側加振時の止水板の跳ね上がり高さ(距離)の比較(本震時の例)

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。

【論点－10】 鋼製防護壁の上部構造と下部構造の接合部の評価

1. 概要

鋼製防護壁の上部構造と下部構造の接合部の設計内容の妥当性について、三次元解析（COM3）による評価結果を踏まえて確認する。

2. 確認事項

三次元解析（COM3）結果を用いて以下を確認する。

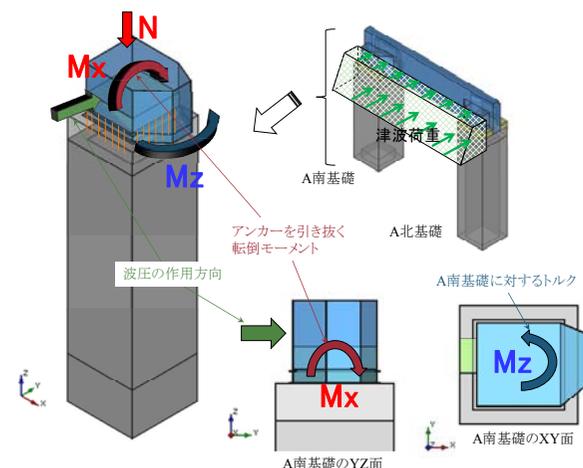
- ① 直接定着式アンカーボルトの鋼製防護壁への適用性の確認
- ② 接合部の設計方法の妥当性の確認

3. 評価方針

- ① 直接定着式アンカーボルトの鋼製防護壁への適用性の確認
 - ・ 設計荷重に対する各部材の応力が弾性範囲内に収まっていることを確認する（津波防護施設としての設計の妥当性）。
 - ・ アンカーボルト1本ごとの応力状態や部位ごとの応力分布を確認する（局所的な発生応力の有無確認）。
- ② 接合部の設計方法の妥当性の確認
 - ・ 接合部の一体構造の挙動を考慮した解析においても、各部材が設計荷重に対して弾性範囲内であることを確認する（荷重分担による設計方法の妥当性の確認）。
 - ・ 設計を超える荷重に対しても解析評価を行い、十分な靱性を有する構造であることを確認する。

4. 今後の予定

三次元解析（COM3）の評価結果を5月末～6月に説明予定。



津波荷重作用時のイメージ図

【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

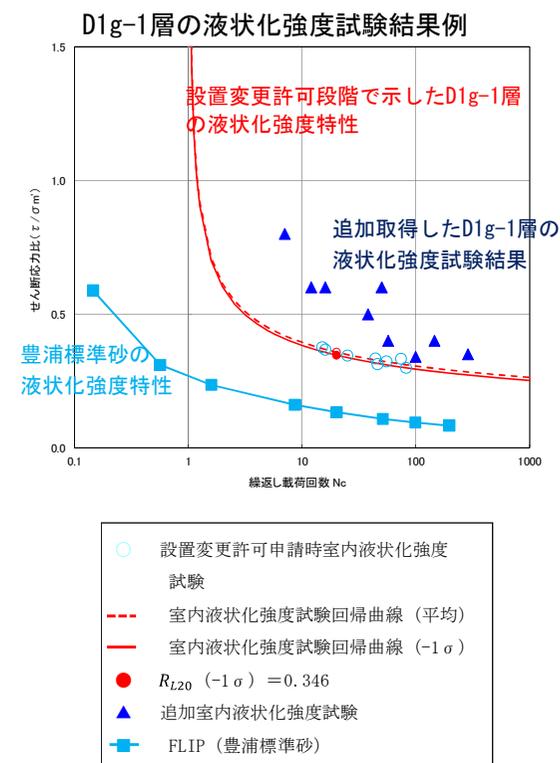
- 設置変更許可段階で示した解析用液状化強度特性と追加取得した液状化強度特性を比較し、解析用液状化強度特性の代表性及び網羅性を確認する。
- 屋外重要土木構造物等の耐震評価において強制的に液状化させることを仮定した影響を考慮する場合に用いる豊浦標準砂の液状化強度特性の保守性を確認する。

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・電氣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

＜対象車両型設備＞

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・可搬型代替注水中型ポンプ
- ・可搬型代替低圧電源車
- ・窒素供給装置用電源車
- ・窒素供給装置
- ・タンクローリ

- 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*1や燃料漏えい等がないこと	良
	・電源車の電氣的機能*2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: 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

*2: 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

可搬型代替低圧電源車の加振試験の様子

【論点－13】 機器の動的機能維持評価

1. 概要

JEAG4601の適用範囲外であるスクリ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。

表1 評価対象設備と参考とする機種／型式

評価対象	機種／型式	参考とする機種／型式
・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	横形ポンプ スクリー式	横形ポンプ 単段遠心式
・緊急時対策所用発電機給油ポンプ	横形ポンプ*1 ギヤ式	

*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。

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。(表1)
- 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。

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。

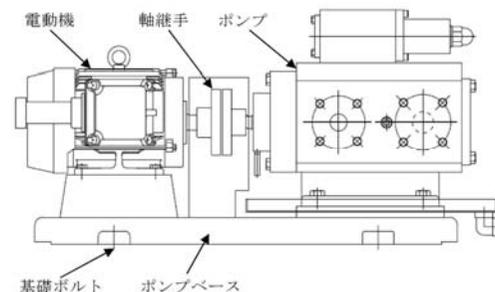


図1 スクリー式ポンプの構造概要

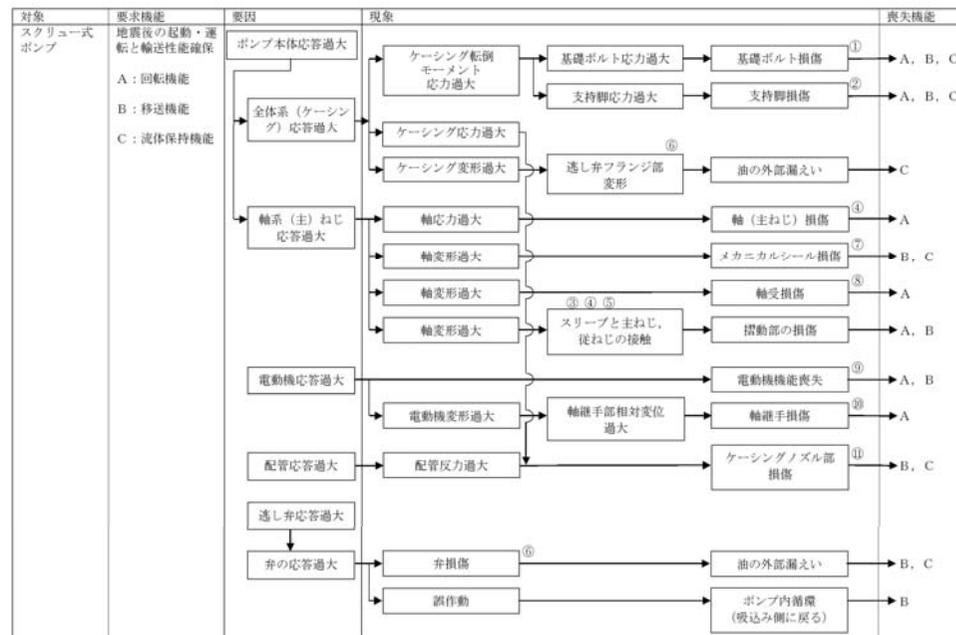


図2 スクリー式ポンプの要因分析図

【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

- ① 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

- ① 極限解析モデル(1本モデル)の妥当性を確認するため、スタンドパイプの構造の特徴を考慮して、以下に示す追加解析を実施

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。

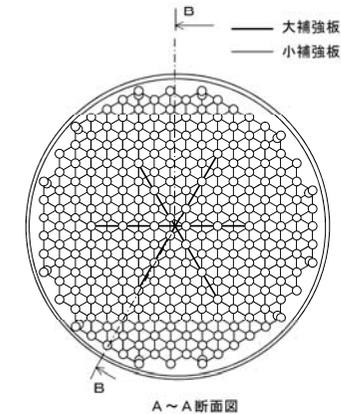
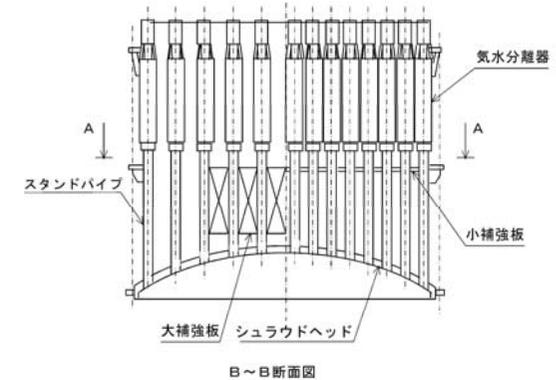


図1 スタンドパイプ概要図

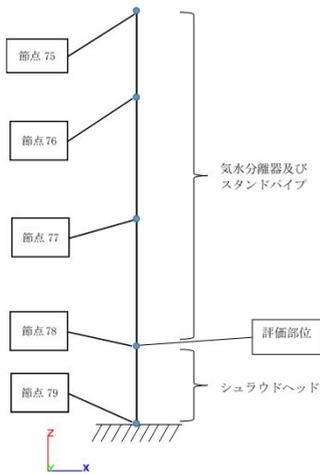


図2 1本モデル
(建屋機器連成解析モデル)

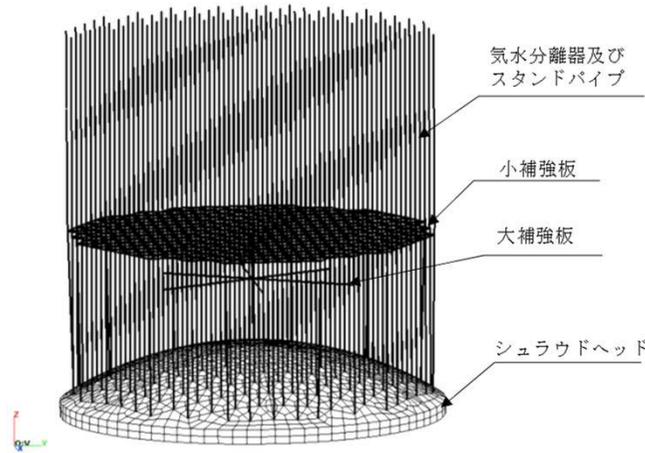


図3 225本モデル
(FEMモデル)

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。

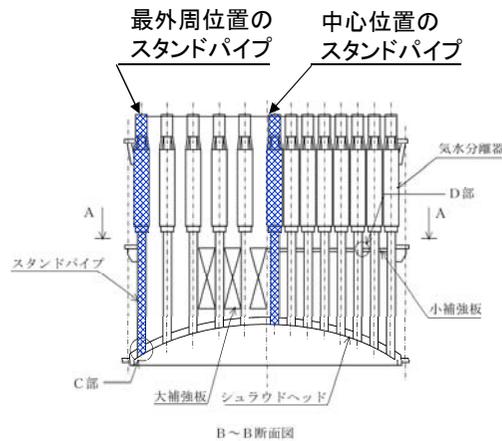


図4 スタンドパイプ断面図

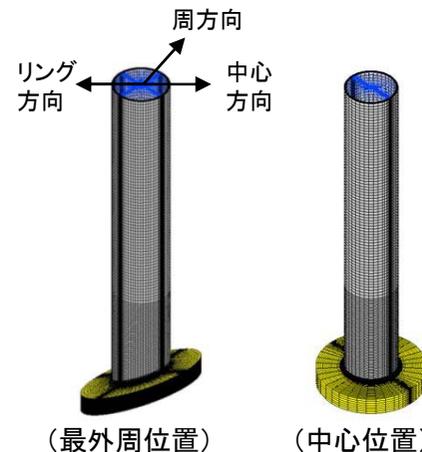


図5 解析モデル

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	—	IV _A S	1.134
最外周位置	中心方向	IV _A S	1.144
	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(P_{cr})／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(P_{cr})／地震荷重

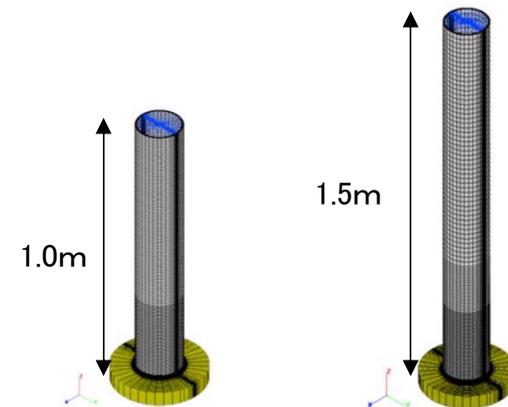


図6 今回工認解析モデル 図7 影響評価モデル (スタンドパイプ長さ1.0m) (スタンドパイプ長さ1.5m)

【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

項目		試験体仕様	実機仕様
スタンドパイプ	寸法	外径 (Do)	[] (1/3 スケール)
		内径 (Di)	[] (1/3 スケール)
		板厚	[] (1/3 スケール)
	材料	SUS304TP	SUS304TP 相当 []
シュラウドヘッド鏡板	寸法	板厚 32mm	50.8mm
	材料	SUS304	SUS304 相当 []
変位測定位置	鏡板表面から 148mm * 鏡板表面から 1000mm 相当 (極限解析の変位出力位置)		—
荷重負荷位置	鏡板表面から 148mm (モーメントアーム) * 鏡板表面から 1000mm 相当		—

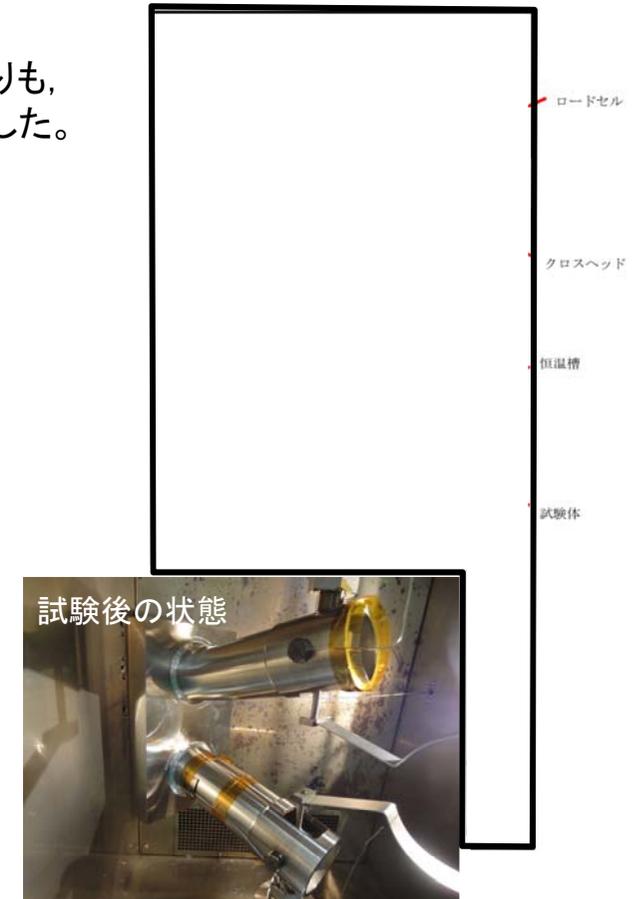


図8 1/3スケール試験状況

表5 1/3スケール試験結果

	モーメント (kN・m)
極限解析で得られる許容荷重	44.75
試験結果(実機材料の耐力)	69.93

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)のための解析結果について4月下旬に説明する。

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
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	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					▽結果説明
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	パッキン漏えい確認試験 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			パッキン試験 試験装置製作	パッキン漏えい率試験		▽結果説明					
				試験計画策定/材料手配(実機大試験)/加振台調整								実機大試験体製作			結果説明▽
													加振・作動・気密性能試験		
3	ECCS系ポンプストレナ 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				▽結果説明(2/22)							
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)		▽増厚試験速報説明(3/15)							
				圧縮永久ひずみ試験 (データ拡充)		圧縮永久ひずみ試験 (増厚検討)		▽結果説明							
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、液状化強度試験		▽結果説明(速報)		▽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				▽結果説明(2/22)							

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)

No.	試験名	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		
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	試験装置制作		耐圧試験				▽結果説明							
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)													
						2/8	2/27	3/13	3/27							▽結果説明	
										材料手配、試験装置製作							
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)									
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					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、サーバ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	SFP監視カメラ用空冷装置試験				▽結果説明				サーバイメータ等試験		▽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				試験体製作				モックアップ試験		▽結果説明			