

# 柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画認可申請に係る論点整理について

**TEPCO**

---

2020年2月4日  
東京電力ホールディングス株式会社

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

## ■ 説明内容

- 工事計画認可申請の論点について、第769回審査会合にて示した主な説明事項を含め、審査の中で論点として整理された事項の対応状況について説明する。

分類	No.	説明項目（論点）	関連する 主な説明事項
機械設計	1	使用済燃料貯蔵プール水位の監視	[2] -1
	2	格納容器内水素濃度計の機能・構造と耐環境性	-
	3	重大事故等時における原子炉格納容器の動荷重	[2] -2
	4	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
耐震	5	建物・構築物における地震応答解析モデルの既工認からの変更点	[3] -4

- なお、今後の審査にて論点として抽出されたものについても審査会合にて説明する。

# 【論点1】使用済燃料貯蔵プール水位の監視

## 1. 概要

- 設置許可基準規則及び技術基準規則への適合のための使用済燃料貯蔵プールの水位監視設備として、熱電対式の水位計（使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA））を設置する。
- 上記に加え、使用済燃料貯蔵ラック上端までの水位が確認可能な使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）を自主対策設備として設置し、ERSS伝送を行う。

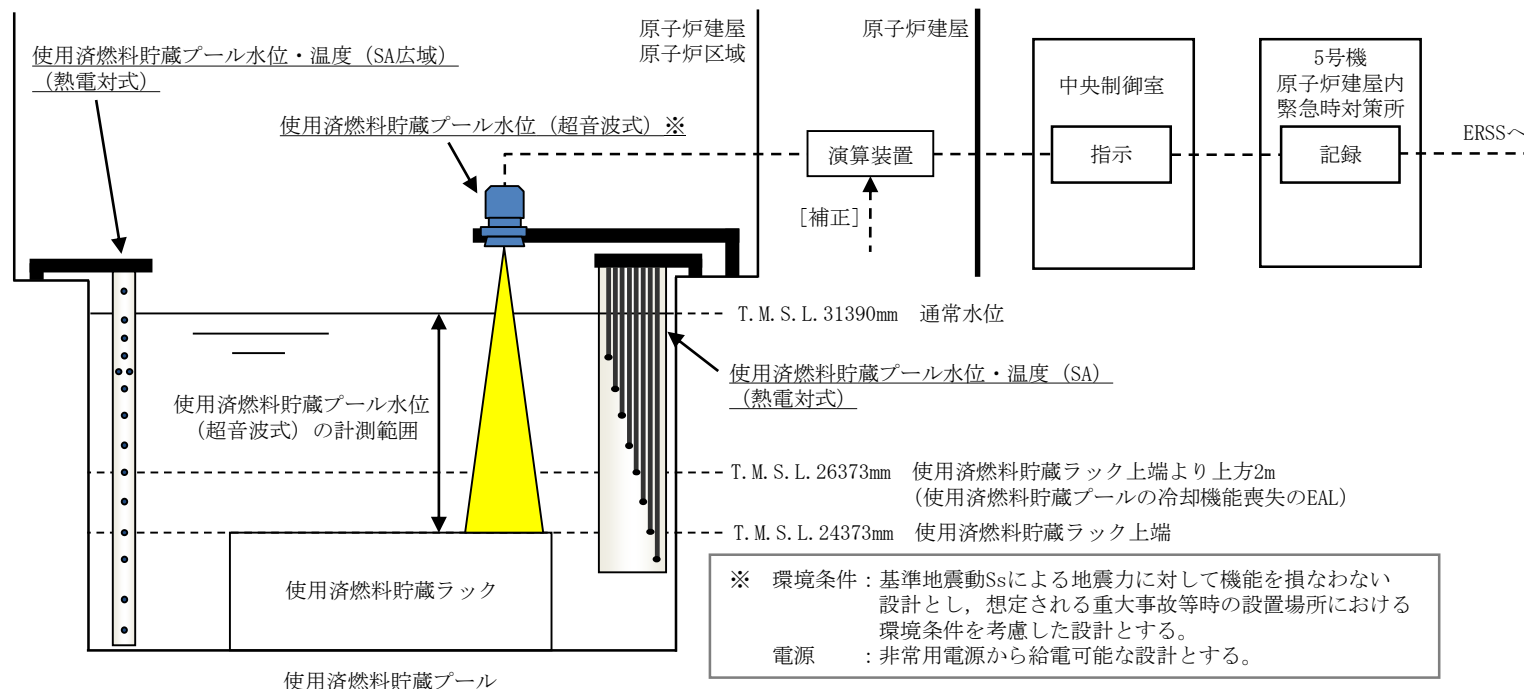


図-1 使用済燃料貯蔵プール水位監視設備の概要

## 1. 概要

- 格納容器内水素濃度（SA）は新規開発設備であり，先行機においても採用実績が無いことから，機能・構造及び耐環境性について確認する。

## 2. 確認事項

- 格納容器内水素濃度（SA）の機能・構造について確認する。
- 重大事故等時の原子炉格納容器内における格納容器内水素濃度（SA）使用環境での健全性について確認する。

## 3. 確認結果

### ① 格納容器内水素濃度（SA）の機能・構造

#### 【測定原理】

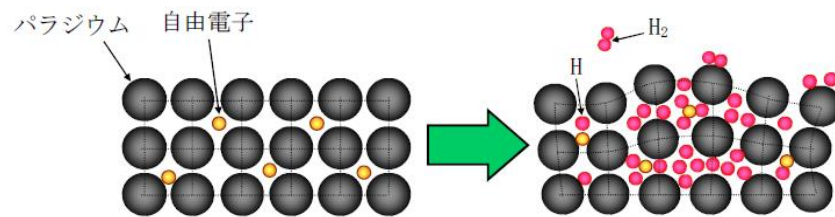
- 格納容器内水素濃度（SA）は，水素吸蔵材料式のものを用いる。
- 水素吸蔵材料式の水素検出器は，水素吸蔵材としてパラジウムを用いており，パラジウムが水素を吸蔵すると電気抵抗が増加する性質を利用している。この時のパラジウム電気抵抗の変化を抵抗測定器にて測定し，水素濃度に換算する。

#### 【計測範囲】

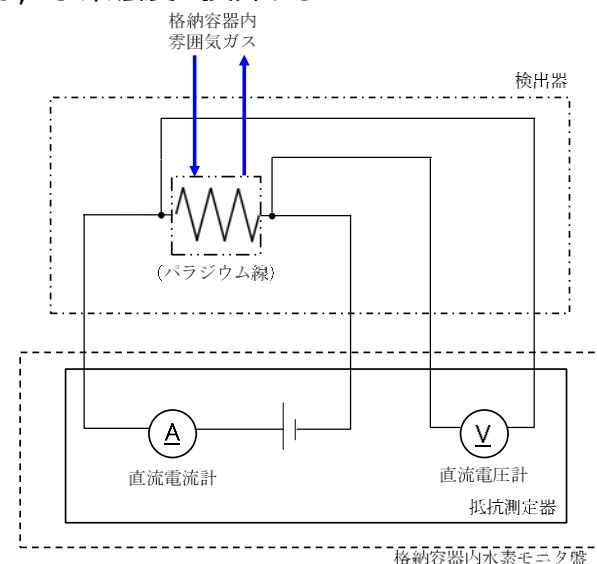
- 0～100vol%

#### 【計器精度】

- ±2.0%



図－1 格納容器内水素濃度（SA）の測定原理



図－2 水素濃度計検出回路の概要図

### ① 格納容器内水素濃度（SA）の機能・構造

#### 【構成】

- 原子炉格納容器内のD/W及びS/Cそれぞれの雰囲気ガスを検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。
- 常設代替直流電源設備であるAM用直流125V蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電が可能である。

#### 【構造】

- 格納容器内水素濃度（SA）は、パラジウム線、白金線をボビンに巻き付けた検出素子部、ヒータ部等で構成され、検出器容器に収納されている。
- 検出器容器の上部及び下部の2ヶ所に開口部があり、この開口部から雰囲気に含まれる水素ガスが流入する構造としている。この開口部の大きさは検出素子部より大きくなるよう設計しており、上部の開口部は下部の開口部に比べて、余裕を持たせた大きさとしている。
- 各構成機器の概要について以下に示す。

#### (1) 水素検出器

##### a. パラジウム線

パラジウム線は水素を吸蔵すると抵抗値が増加する。この抵抗値の増加量を測定するために設置する。

##### b. 白金線

白金線によりパラジウム線の温度を正確に測定し、水素濃度算出時に温度補正をするために設置する。

##### c. ヒータ部

パラジウム線は、低温領域では水素濃度のばらつきが大きいことから、水素濃度が安定する高温領域とするため、パラジウム線をヒータで260℃以上に加温する必要があり、パラジウム線を約300℃にするために設置する。

#### (2) 格納容器内水素モニタ盤

格納容器内水素モニタ盤は、水素検出器で測定されたパラジウムの抵抗値を水素濃度へ換算することを目的として、中央制御室に設置している。格納容器内水素モニタ盤は、抵抗測定器、演算装置等で構成されている。

## ① 格納容器内水素濃度 (SA) の機能・構造

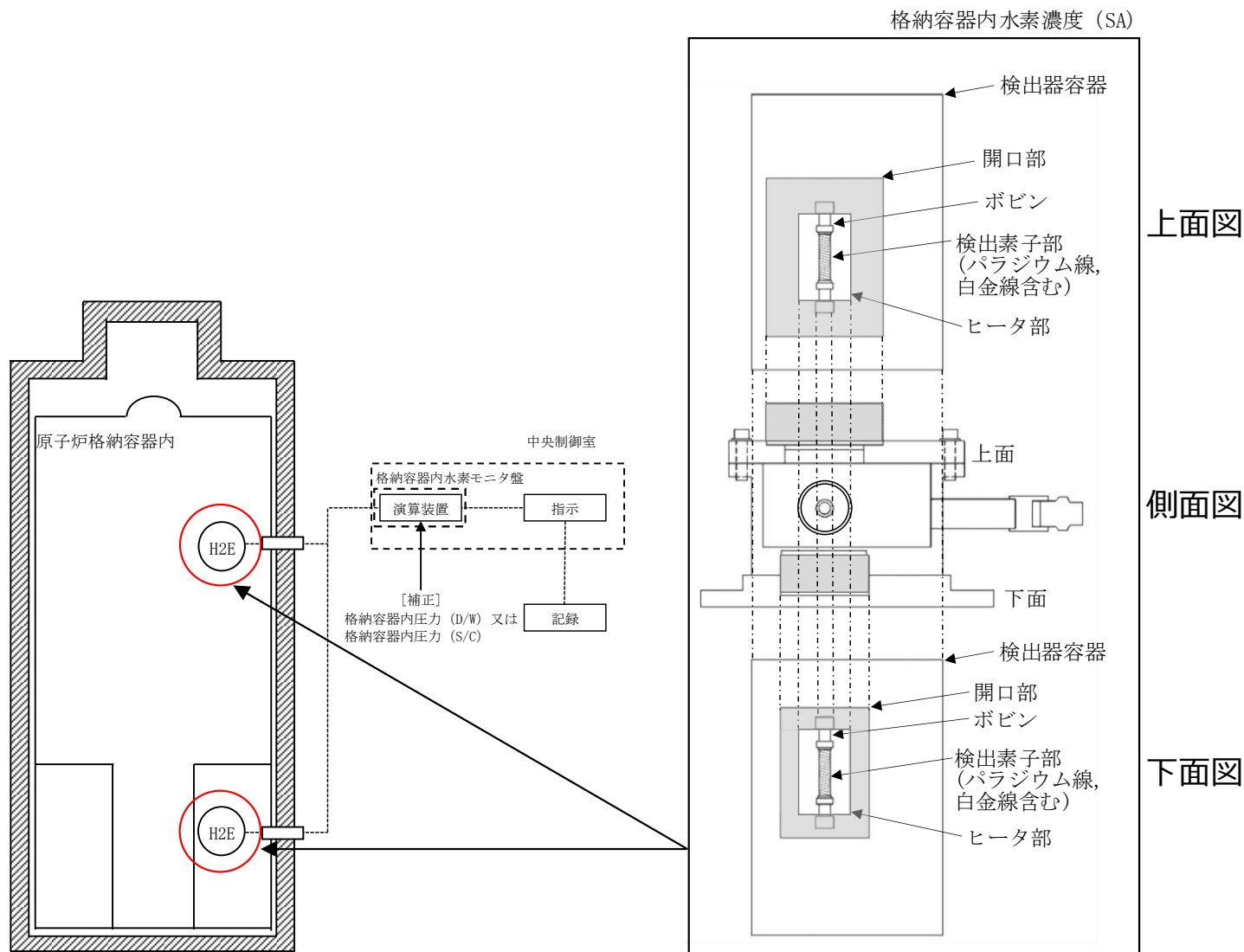


図-3 格納容器内水素濃度 (SA) システム概要図および検出器概要図

### ①格納容器内水素濃度（SA）の機能・構造

#### 【ヒータ部の加温について】

- 温度一定の条件で水素圧力を徐々に増減していくとパラジウム中の水素密度も徐々に増減していくが、ある圧力で直線性を有しなくなり、検出の再現性が悪くなる。
- 実験結果より、格納容器内水素濃度（SA）はパラジウム線が260℃以上であれば、水素圧力961kPaまでの検出器の直線性を有することが確認されていることから、ヒータによりパラジウム線を約300℃にする。

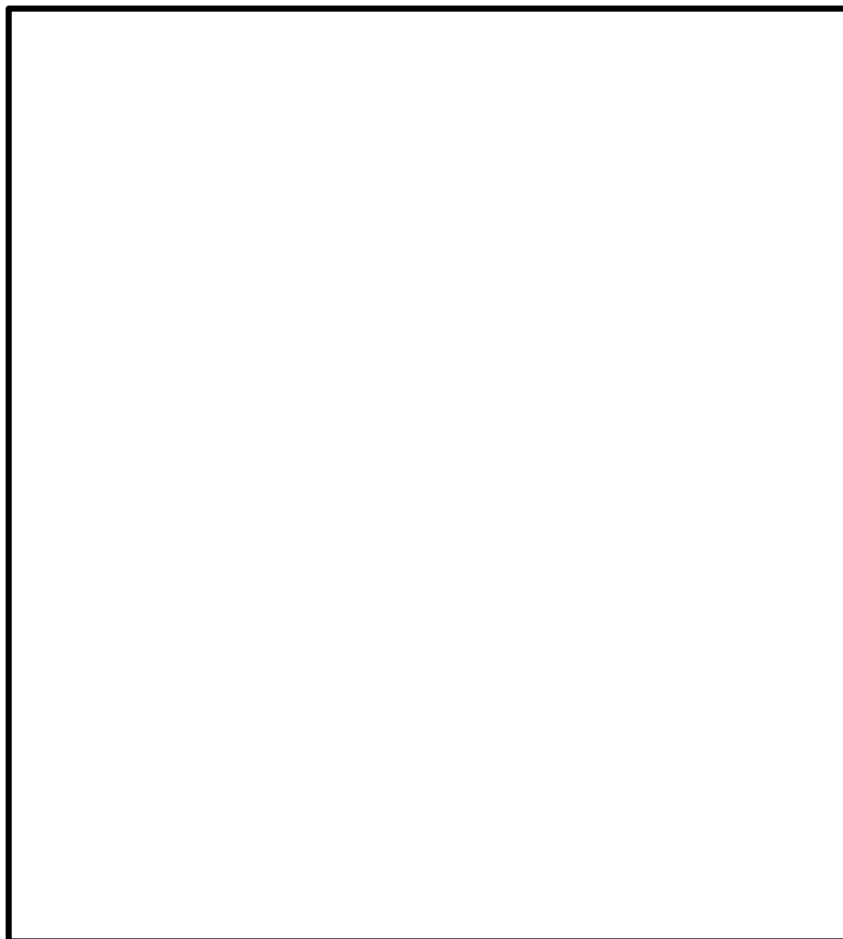


図4. パラジウム中の水素原子の密度

### ② 重大事故等時の原子炉格納容器内における格納容器内水素濃度（SA）の使用環境での健全性 【使用環境】

- 格納容器内水素濃度（SA）の環境条件は、表－1「格納容器内水素濃度（SA）の耐環境試験の評価結果」に示す通り、有効性評価で想定される環境条件を包絡する環境条件を設定する。

### 【健全性】

- 格納容器内水素濃度（SA）の検出器及び検出器に付属する無機物で構成されているMIケーブルを試験装置内に設置し耐環境試験を実施している。
- 格納容器内水素濃度（SA）は、表－1「格納容器内水素濃度（SA）の耐環境試験の評価結果」及び表－2「格納容器内水素濃度（SA）の耐環境試験の評価結果（詳細）」に示す通り、環境条件を満足する試験条件で耐環境試験を実施して、健全性を維持できることを確認している。
- なお、パラジウムは無機材であり、事故時に想定される環境による劣化を考慮する必要がない。さらに、耐環境試験後に検出素子部の外観に異常は認められていないため、検出器一式で蒸気暴露による故障モードとして、水蒸気による絶縁低下及び検出器信号の短絡・断線、ヒータ故障を想定し、絶縁抵抗測定及び連続的な抵抗測定、ヒータの昇温確認を実施している。



表－1 格納容器内水素濃度（SA）の耐環境試験の評価結果

項目	環境条件（包絡条件）	試験条件	評価結果
温度	200℃（168時間）	220℃以上（5分以上）／ 200℃以上（168時間以上）	想定される環境温度での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
湿度	蒸気（168時間）	蒸気（168時間以上）	想定される環境湿度での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
圧力	620kPa（168時間）	620kPa以上（168時間以上）	想定される環境圧力での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
放射線	800kGy／168時間	—	当該設備は全て無機物で構成されるため、放射線劣化を考慮する必要がなく、健全性を維持できる。

表－2 格納容器内水素濃度（SA）の耐環境試験の評価結果（詳細）

試験項目	判定基準	試験前	試験後	判定
絶縁抵抗	<ul style="list-style-type: none"> <li>20MΩ以上であること：検出素子部－筐体間</li> <li>5MΩ以上であること：ヒーター－筐体間</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>20MΩ以上</li> <li>5MΩ以上</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>20MΩ以上</li> <li>5MΩ以上</li> </ul>	良
Pd抵抗値	短絡，断線がないこと	異常なし	異常なし	良
Pt抵抗値	短絡，断線がないこと	異常なし	異常なし	良
ヒータ機能	300℃まで昇温できること	昇温可能	昇温可能	良

### ② 重大事故等時の原子炉格納容器内における格納容器内水素濃度（SA）の使用環境での健全性【パラジウムの劣化について】

- 水素吸蔵材であるパラジウムの想定される劣化因子と評価結果を以下の表－3「パラジウムの劣化評価結果」に整理した。
- パラジウムは無機材であり，事故時に想定される環境による劣化を考慮する必要がない。念のため，熱・湿分/水蒸気・圧力・放射線について確認した。
- 評価の結果，パラジウムは想定される劣化因子によって劣化しないことを確認した。

表－3 パラジウムの劣化評価結果

劣化因子	評価結果
熱	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 200℃以上の温度で耐環境試験を実施し，検出素子部の外観に異常はなく耐熱性を有することを確認した。</li> </ul>
湿分／水蒸気	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 蒸気環境下において試験を実施し，検出素子部の外観に異常はなく耐湿性を有することを確認した。</li> </ul>
圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 620kPa以上の圧力で耐環境試験を実施し，検出素子部の外観に異常はなく耐圧性を有することを確認した。</li> </ul>
放射線	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 無機物であり，放射線による劣化を考慮する必要はないことを確認した。</li> </ul>

## 1. 説明事項

- 原子炉格納容器及び内部構造物に関する重大事故等状態の評価条件のうち、重大事故等時に想定される動荷重の妥当性について説明する。

## 2. 妥当性確認方法

- 重大事故等時（以下「SA」という。）に想定される原子炉格納容器の動荷重について抽出し、これらの動荷重について、設計基準事故時における動荷重に包絡されることを確認する。
- 想定される各動荷重のうち溶融燃料-冷却材相互作用（以下「FCI」という。）時の水力的動荷重については試験条件を超過することから、既往の知見に基づき、下記の手順で整理する。
  - FCI発生時の蒸気凝縮モードについて整理する。
  - 蒸気流束に対する蒸気凝縮振動荷重の関係について整理する。
  - 以上の整理結果に基づき、FCI動荷重設定の妥当性をまとめる。

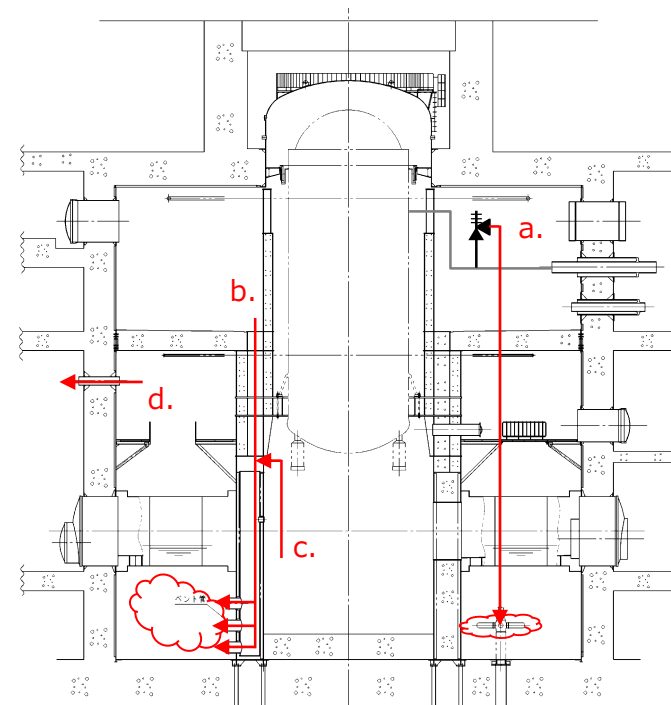
## 3. 妥当性確認内容

### (1) SA時に発生する動荷重の整理

炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策の有効性評価におけるシーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）において、動荷重が生じる事象を抽出した。

重大事故等時に発生する可能性のある動荷重は以下の通りである。

- 逃がし安全弁の作動に伴うサブプレッションチェンバへの蒸気等の放出
- 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
- 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
- 格納容器バント時の蒸気等のサブプレッションチェンバへの移行及びサブプレッションプール水の減圧沸騰



重要事故シーケンス等毎に想定される動荷重と、設計基準事故時の想定との関係について整理した結果を以下に纏める。

## a. 逃がし安全弁の動作に係る動荷重

一部パラメータが設計基準の想定を超過するもののその影響は小さいことを確認した。

## b. LOCA時に係る動荷重

重大事故等時における蒸気等のサブプレッションチェンバ移行量等が、設計基準事故時の条件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。

## c. FCI発生時に係る動荷重

重大事故等時における蒸気等のサブプレッションチェンバ移行量等が建設時に実施した水平ベント確認試験における試験条件を超過するが、既往の知見に基づき、試験条件を超過した場合であっても動荷重は増大傾向にないことから、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。

## d. 格納容器ベント時に係る動荷重

重大事故等時における蒸気等のサブプレッションチェンバ移行量等が、設計基準事故時の条件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。また、減圧沸騰による影響についても軽微であることを確認した。

重要事故シーケンス等	動荷重			
	逃がし安全弁	LOCA	FCI	ベント
高圧・低圧注水機能喪失	○			●
高圧注水・減圧機能喪失	○			
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）	○			●
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗				●
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+DC喪失	○			●
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+逃がし安全弁再閉失敗	○			●
崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）	○			
崩壊熱除去機能喪失（RHR故障）	○			●
原子炉停止機能喪失	○			
LOCA時注水機能喪失	○	○		●
格納容器バイパス	○			
格納容器過圧・過温破損（ベントケース）		○		●*
格納容器過圧・過温破損（代替循環ケース）		○		
水素燃焼		○		
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	●*		●	
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	●		●*	
溶融炉心・コンクリート相互作用	●		●	

○：設計基準事故時に発生する動荷重と同等以下と考えられるもの

●：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、代表で動荷重に関する検討を行うもの

次頁以降では、審査において議論となった、FCI発生時における動荷重の設定根拠および妥当性について述べる。

## (2) FCI時の水力的動荷重

FCI時のベント管蒸気流束の最大値は595kg/s/m<sup>2</sup>であり、ABWRにおける水平ベント確認試験<sup>[1]</sup>で確認された蒸気流束(最大約  kg/s/m<sup>2</sup>)を超えることから、この時発生する水力的動荷重について検討した。

水力的動荷重として発生する現象自体は、水平ベント方式でも垂直ベント方式でも同等であることから、以降の検討においては、垂直管における知見に基づき検討を行う。

[1] 共同研究報告書“格納容器水平ベント方式の確認試験(その2) 昭和61 年度下半期(最終報告書)”，昭和62 年3 月

### ① FCI時の蒸気凝縮モード

FCI時の蒸気流束とプール水温(サブクール度に換算)をストレートパイプ型SRV試験における蒸気凝縮モードマップ<sup>[2]</sup>にプロットした結果より、ベント管蒸気流束のピーク時においても大きな振動が発生するZONE4には入らず、蒸気凝縮は安定しているといえる。



- ZONE1 : 不定期で比較的低い振幅の振動。
- ZONE2 : 凝縮振動は不規則で  psiの範囲。
- ZONE3 : 蒸気凝縮は安定しており、振動は  psiで約  Hz。
- ZONE4 : 不安定な蒸気凝縮により  気圧程度の大きな振動を伴う。
- ZONE5 : 振動は無視可能なほど小さい。

図1 ストレートパイプ型SRV試験 蒸気凝縮モードマップにおけるFCI時の挙動  
(横軸：蒸気流束，縦軸：プール水温，赤線：FCI時挙動)

[2] NEDO-21061, “MARK II CONTAINMENT DYNAMIC FORCING FUNCTIONS INFORMATION REPORT” (proprietary), General Electric Company and Sargent & Lundy Engineers, June 1978

## ②-1 凝縮振動荷重に関する定性的傾向

### □ MarkII動荷重指針

プール水中の蒸気凝縮現象を以下のとおり記述しており、蒸気流束が高い領域よりも中位の領域で荷重の最大値が発生するとしている。

- i. 蒸気流速\*が高い場合の、比較的静かな凝縮
- ii. 蒸気流速\*が中位の場合の、振動的な凝縮
- iii. 蒸気流速\*が低い場合の、間欠的な凝縮（チャギング）

\* 動荷重指針では蒸気流速と記載しているが、各種試験は蒸気流束で整理されているため、以後、蒸気流束にて説明する。

### □ 格納容器圧力抑制系信頼性実証試験（CRT）<sup>[3]</sup>

垂直ベント管体系の試験で最大蒸気流束を変化させても、S/P底部での圧力振幅は大きく変化しない結果が得られている。

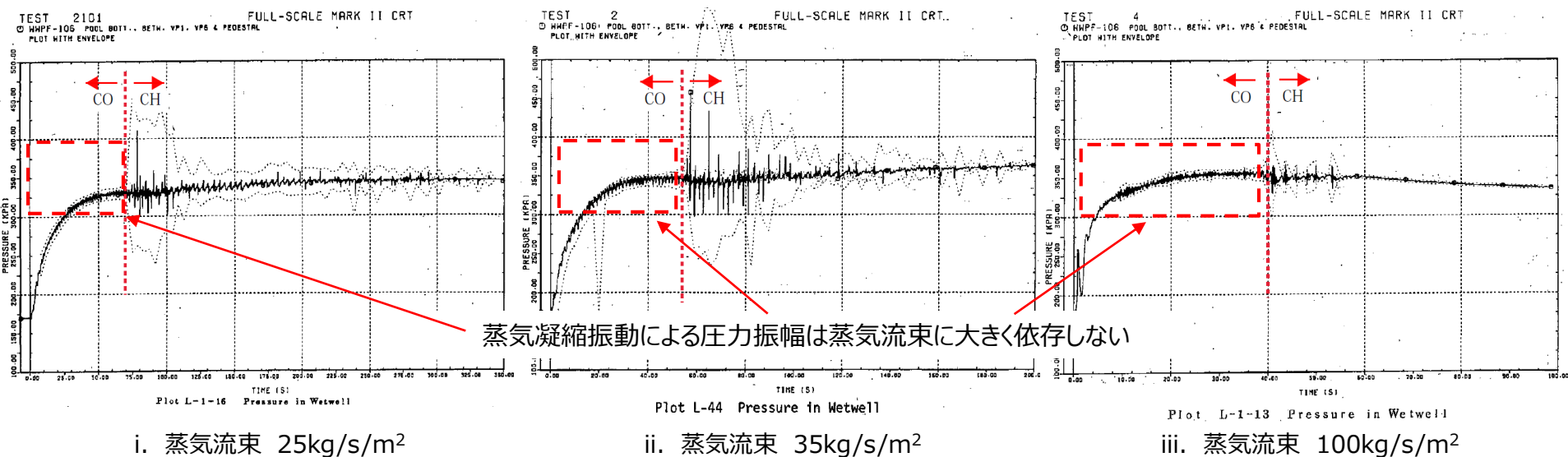


図2 旧原研CRTにおけるプール底部の圧力振動  
(横軸：時間、縦軸：S/P底部圧力)

[3] 格納容器圧力抑制系信頼性実証試験評価委員会報告書，科学技術庁原子力局，昭和58年11月

## ②-2 蒸気凝縮振動荷重について

ストレートパイプ型SRV試験結果（左図）<sup>[4]</sup>について、FCI時のサブクール領域における蒸気流束と荷重値をプール水温毎にプロットすると、蒸気流束が増大すると荷重が横ばい又は低下する傾向にあることが分かる（右図）。

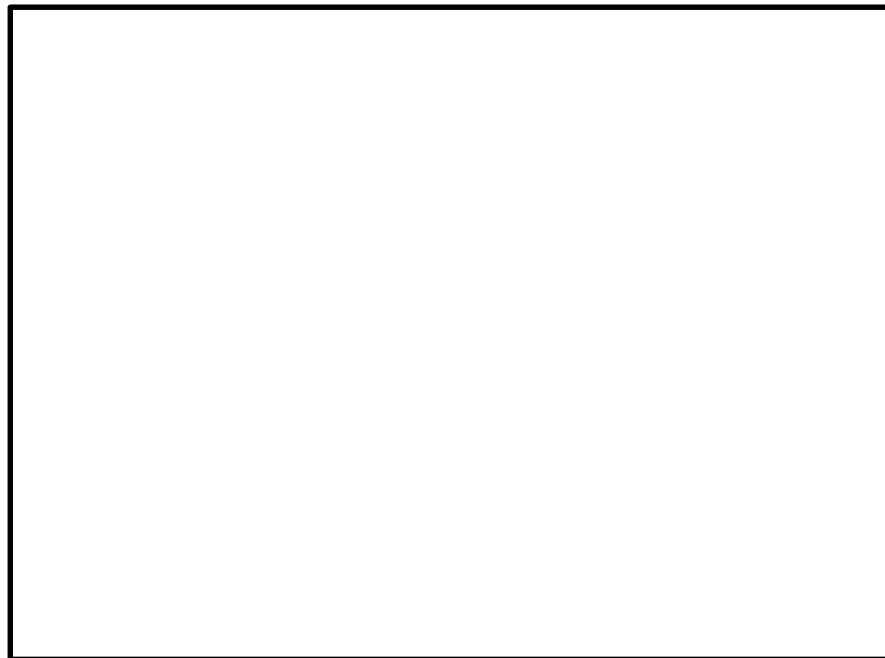


図3-1 ストレートパイプ型SRV作動時の圧力振動  
（横軸：プール水温，縦軸：圧力振幅）

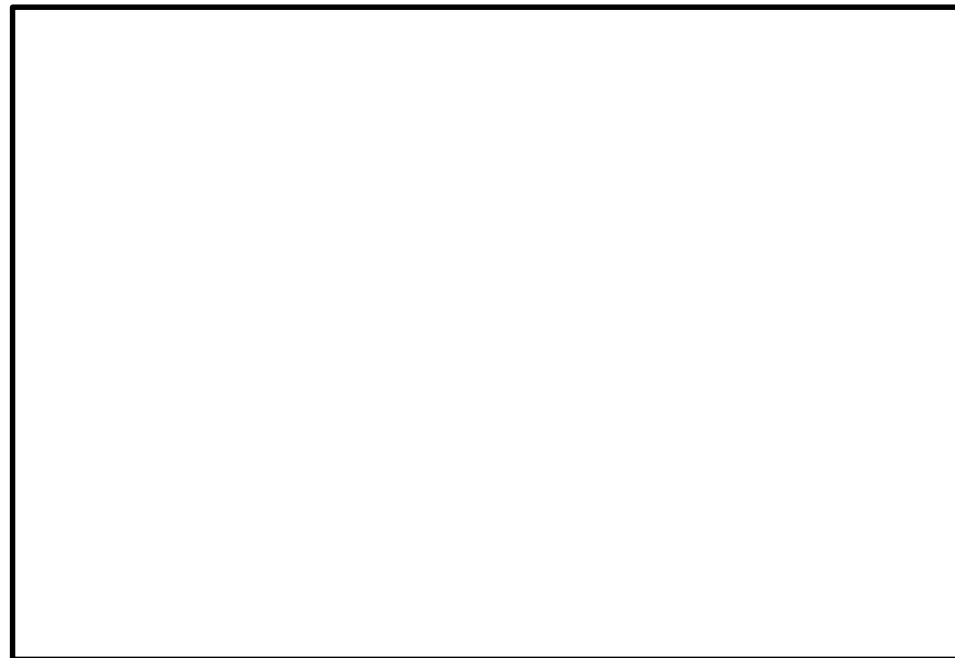


図3-2 プール水温毎の蒸気流束と圧力振幅の関係  
（横軸：蒸気流束，縦軸：圧力振幅）

[4] NEDO-21061, “MARK II CONTAINMENT DYNAMIC FORCING FUNCTIONS INFORMATION REPORT” (proprietary), General Electric Company and Sargent & Lundy Engineers, June 1978



## ②-2 蒸気凝縮振動荷重について (続き)

小規模試験<sup>[5]</sup>で高蒸気流束における凝縮振動 (CO) と安定凝縮 (SC) の遷移点を確認されている (図3-3)。

- 蒸気流束が大きい領域では安定凝縮。
- 管径の大きい体系ではSC領域が拡大する傾向。

従って、FCI時のベント管蒸気流束の最大値595kg/s/m<sup>2</sup>においても、凝縮はSC領域にあり、荷重は増大しないものと考えられる。

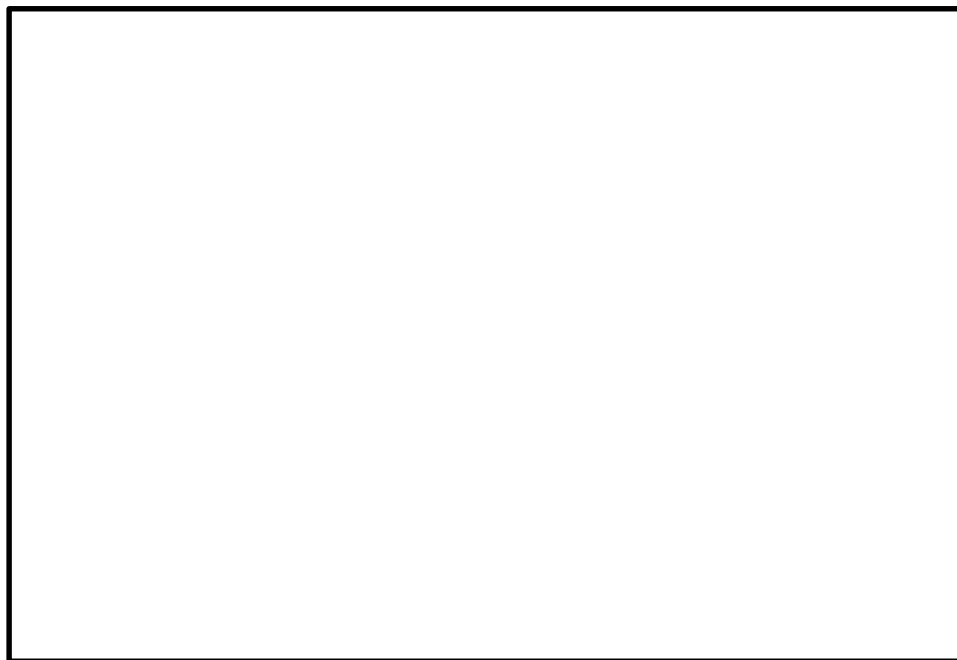


図3-2 プール水温毎の蒸気流束と圧力振幅の関係  
(横軸：蒸気流束，縦軸：圧力振幅)

前頁より再掲

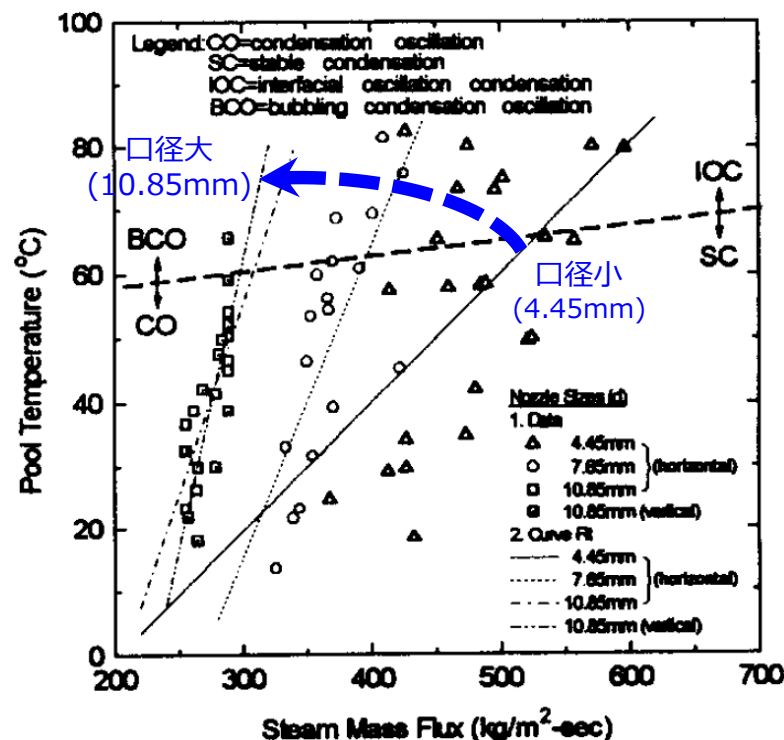


図3-3 CO/SC遷移領域

[4] NEDO-21061, "MARK II CONTAINMENT DYNAMIC FORCING FUNCTIONS INFORMATION REPORT" (proprietary), General Electric Company and Sargent & Lundy Engineers, June 1978

[5] Chun, M. H. et al., An Investigation of Direct Condensation of Steam Jet in Subcooled Water, Int. Comm. Heat Mass Transfer, Vol.23 (1996)



## ②-3 垂直管に関する知見の水平ベント管への適用性について

①～②-2で検討に使用した垂直管による蒸気凝縮の知見をABWRの水平ベント管に適用する妥当性について考察した。

### □ 現象論からの考察

プール水中での蒸気凝縮振動では、放出口周辺に形成された蒸気泡が不安定な凝縮によって膨張と収縮による振動を繰り返す。

➤ 蒸気泡の膨張(形成)：放出された蒸気が周囲のプール水に加わる水頭等の圧力に打ち勝ってほぼ等方的に膨張

➤ 蒸気泡の収縮(崩壊)：蒸気泡とプール水との界面における蒸気凝縮

→蒸気流束とプール水温が現象のキーパラメータであり、放出口の向きによって影響を受けるものではないものと考えられる。

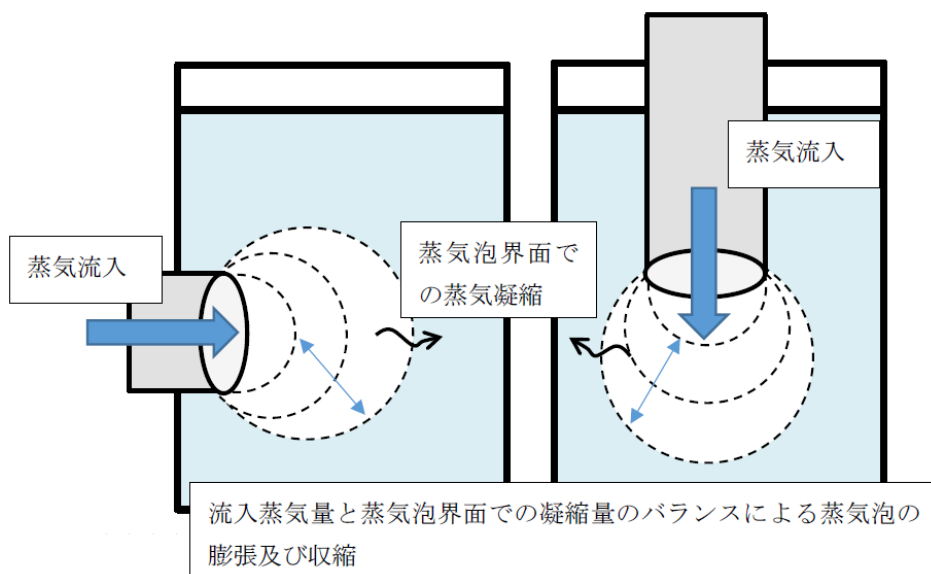


図4-1 蒸気凝縮現象



図4-2 蒸気凝縮試験の様子

[6] NKS-199 “Experiments with a Modified Blowdown Pipe Outlet”, Nordic nuclear safety research, Aug 2009

## ②-3 垂直管に関する知見の水平ベント管への適用性について (続き)

### □ 試験結果の比較

- i. 小規模試験<sup>[5]</sup>：垂直管と水平管で凝縮振動 (CO) /安定凝縮 (SC) 遷移境界に大きな違いはない (図5)。
- ii. AREVA社試験<sup>[7]</sup>：垂直管と水平管でCOによる圧力振動に大きな違いはない (図6)。

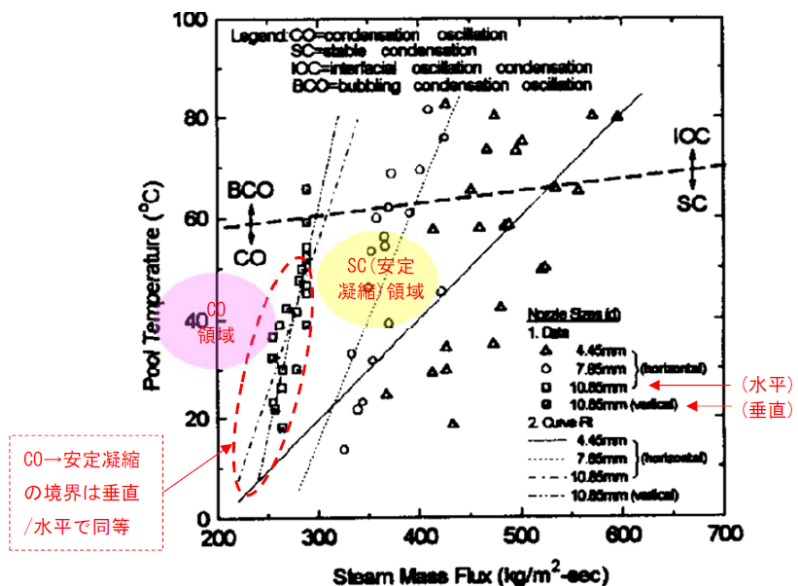


図5 水平管と垂直管によるCO/SC遷移境界

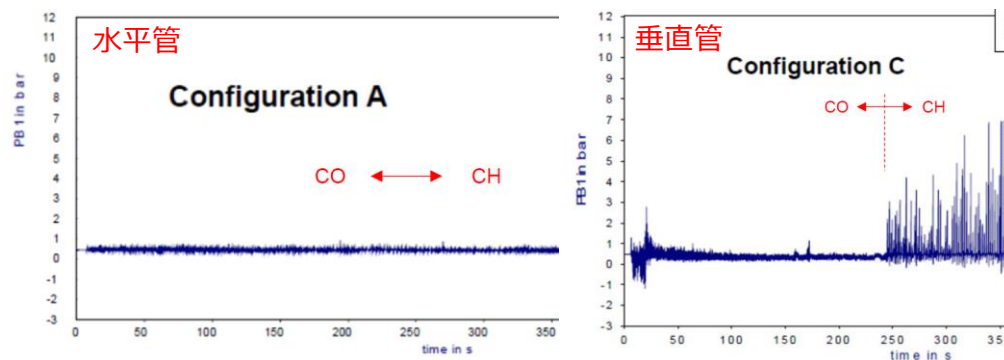


図6 水平管と垂直管によるCO/CH遷移境界

[7] Brettschuh, W. and Meseth, J., Experimental Verification of SWR1000 Passive Components and Systems, ICAPP 2007

[5] Chun, M. H. et al., An Investigation of Direct Condensation of Steam Jet in Subcooled Water, Int. Comm. Heat Mass Transfer, Vol.23 (1996)

## ②-3 垂直管に関する知見の水平ベント管への適用性について（続き）

### □ まとめ

ベント管の出口における蒸気凝縮振動は、蒸気の吹出しの方向ではなく蒸气流束とプール水温が支配パラメータとなっており、試験結果からも蒸気の吹出し方向（垂直／水平）が違ってもCO／SCの遷移領域の傾向は同様となっていること、またCO領域では圧力振動に大きな差がないことが確認されていることから、吹出し方向の違いにより蒸気凝縮の挙動が大きく変化することはないと見られ、垂直管に関する知見を水平ベント管に適用することは妥当である。

## ③ 結論

FCI発生時における原子炉格納容器の動荷重については、蒸气流束が建設時に実施した水平ベント確認試験における試験条件を超過するが、既往の知見に基づき、試験条件を超過した場合であっても動荷重は増大傾向にないこと、および蒸気凝縮モードは大振動領域には入らないと考えられることから、設計基準事故時の動荷重と同等以下であると整理できる。

以上のことから、FCI発生時における動荷重としては設計基準事故時の蒸気凝縮振動荷重を用いることとし、これと本文十号に記載のFCIによる圧力スパイク発生時の圧力を組み合わせた条件をFCI時の格納容器評価条件とする。

# 【論点4】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) **TEPCO**

## 1. 概要

- ブローアウトパネル及びブローアウトパネル閉止装置について技術基準規則への適合性を確認する。

## 2. 確認事項

- ブローアウトパネル及び閉止装置の要求機能とその対応を確認する。
- 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。
- 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、機能要求を満足できることを確認する。

## 3. 設計方針/確認状況

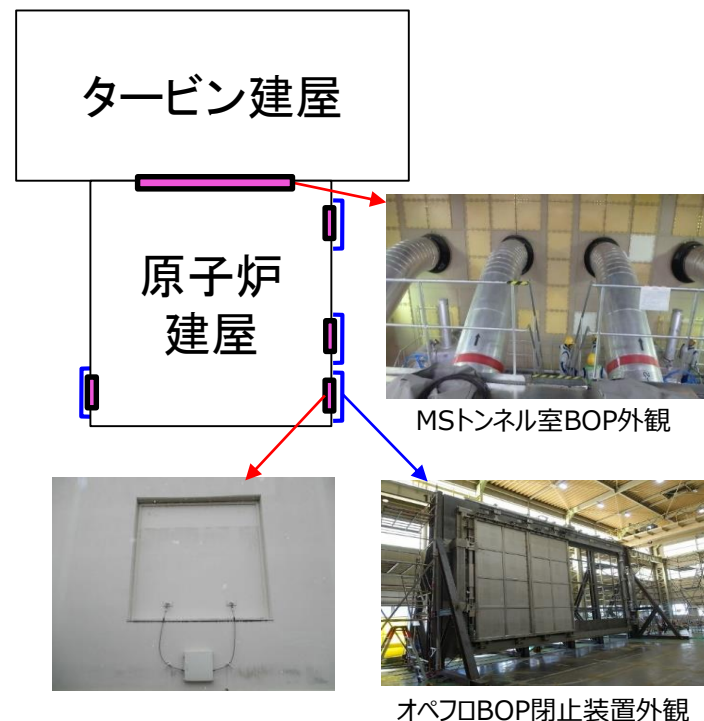
### (1) 要求機能の整理と設備概要

#### ① ブローアウトパネル及びブローアウトパネル閉止装置に要求される機能の整理

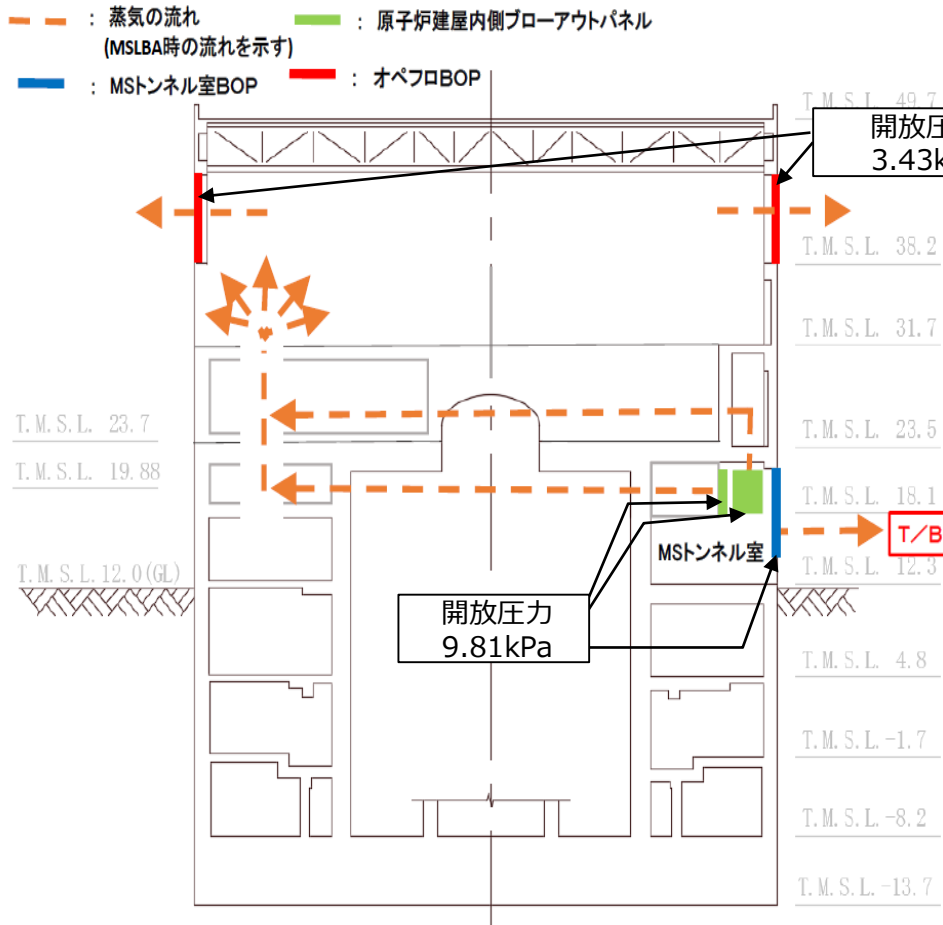
- 燃料取替床ブローアウトパネル（以下「オペフロBOP」という。）は、主蒸気管破断（以下「MSLBA」という。）及び格納容器バイパス事故時（以下「IS-LOCA」という。）に開放する機能を有する。
- 主蒸気系トンネル室ブローアウトパネル（以下「MSTンネル室BOP」という。）は、主蒸気管破断事故時に開放する機能を有する。
- 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置（以下「オペフロBOP閉止装置」という。）は、炉心損傷発生時、オペフロBOPが開放していた場合に、原子炉制御室の居住性を確保するため、オペフロBOP開口部分を速やかに閉止し、かつ閉維持する機能を有する。

#### ② ブローアウトパネル及びブローアウトパネル閉止装置の設備概要

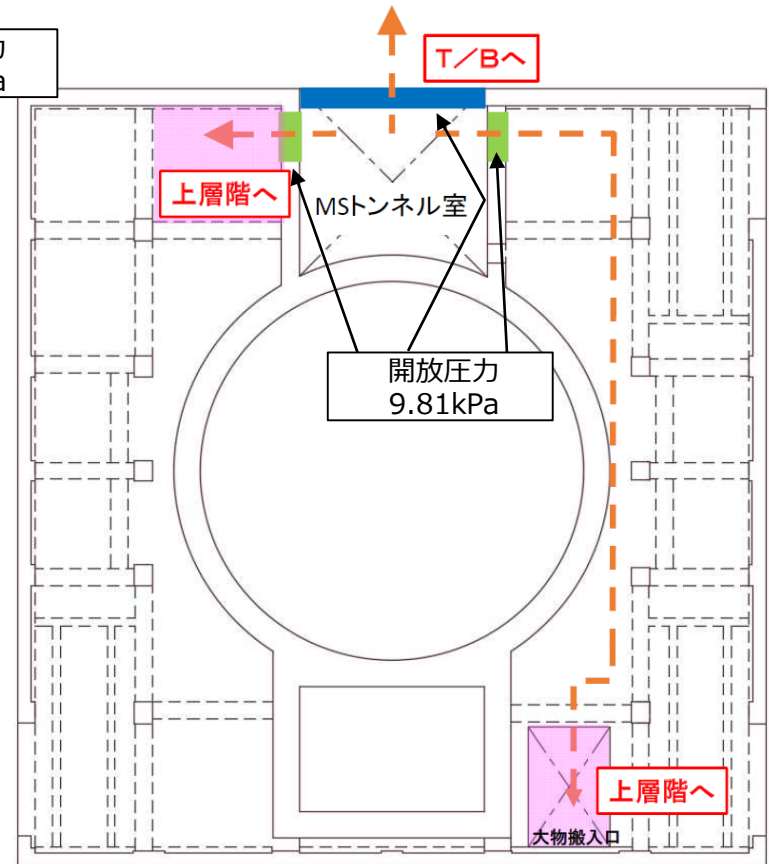
- オペフロBOPは、原子炉建屋原子炉区域外壁に配置され、差圧により開放するパネル本体及びクリップ等により構成される。
- MSTンネル室BOPは、主蒸気系トンネル室に配置され、差圧により開放するラプチャーディスク、及びラプチャーディスクを壁面内に設置する枠部により構成される。
- オペフロBOP閉止装置は、扉、扉枠（扉を移動させるためのレールを含む）、扉を駆動する電動機及び扉を開状態又は閉状態で固定する門等により構成される。



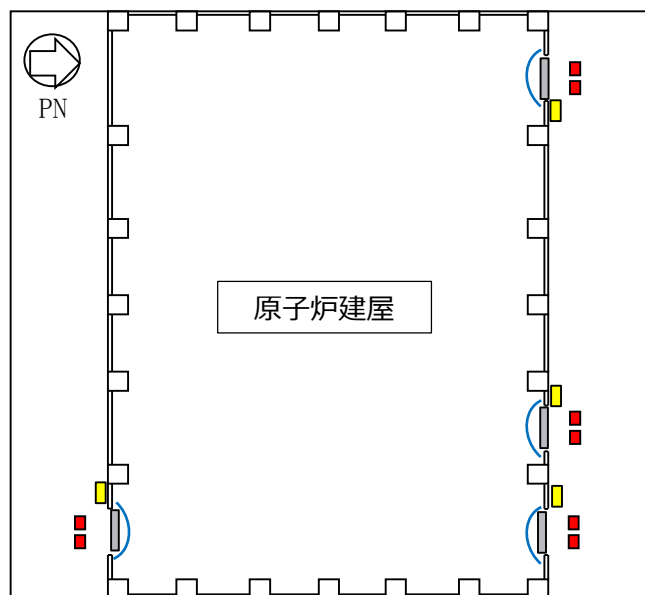
# 【論点4】ブローアウトパネル及び関連設備の必要機能と確認方法(2/6) **TEPCO**







断面図 (EW方向) (単位:m)  
ブローアウトパネル全体概要断面図

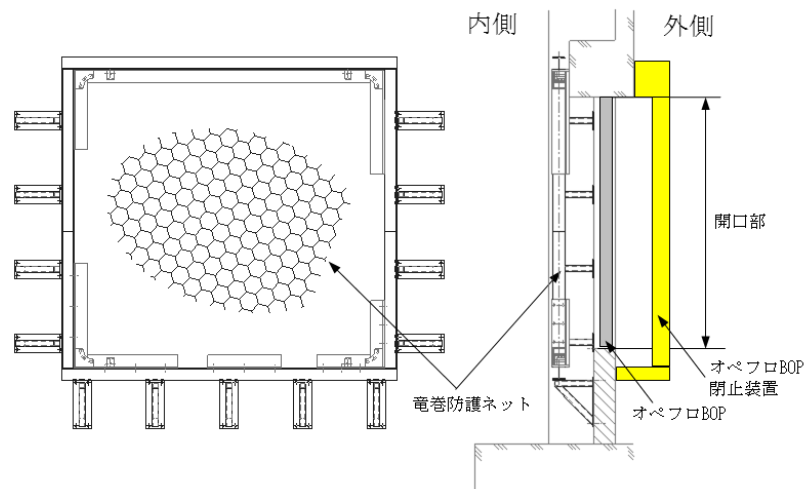


2階伏図 (T.M.S.L. 18.1) (単位:m)  
ブローアウトパネル全体概要平面図

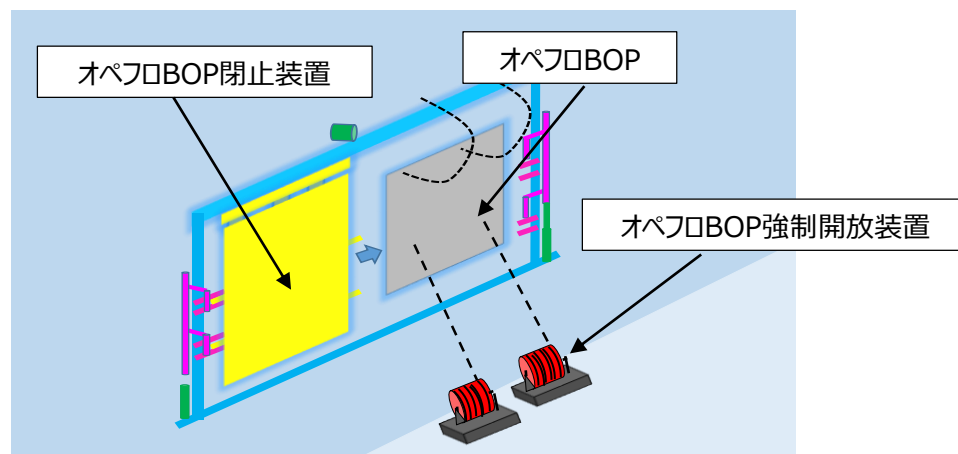


BOP関連設備の位置関係 (平面図)

-  : オペフロBOP
-  : オペフロBOP閉止装置
-  : 竜巻防護ネット
-  : オペフロBOP強制開放装置



オペフロBOPと竜巻防護ネットの位置関係 (断面図)



オペフロBOPとオペフロBOP閉止装置の位置関係 (俯瞰図)



# 【論点4】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) **TEPCO**

開放箇所	開放要因	事象により加わる圧力	BOP開放圧力	開放可能性	閉止の必要性検討	閉止装置の要否※
オペフロBOP	地震	Sdによる閉維持 (Sd：約1.26kPa)	3.43kPa	有 (Sdを超える地震動で開放)	BOP設置目的である建屋内圧上昇時に開放する機能を阻害するのを回避するため、Sdでの閉維持はできるものの、Ssにより開放する可能性がある。 Ss相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積は約 $1.2 \times 10^{-7}$ /炉年であり、地震によるオペフロBOPの開放が考えられることから、容易かつ確実に閉止する設計とする。	要
	竜巻	6.36kPa		有 (設計竜巻の差圧以下で開放)	竜巻の年超過発生頻度、及び外電喪失が発生した場合の条件付炉心損傷確率( $7.9 \times 10^{-8}$ )を踏まえると、竜巻を起因とした場合の炉心損傷頻度は、重大事故等と外部事象の重畳の判断目安に比べて十分低く、開放しても原子炉制御室の居住性を確保するためにオペフロBOPの閉止が必要となる可能性は極めて小さい。	否
	MSLBA	> 3.43kPa		有 (設計で考慮)	主蒸気管破断については、発生頻度、プラントの影響等の観点から、リスク評価上の重要性は低いと考え、評価対象から除外している。	否
	IS-LOCA	> 3.43kPa		有 (設計で考慮)	IS-LOCAによるオペフロBOP開放が考えられるが、IS-LOCAの炉心損傷頻度は $9.8 \times 10^{-11}$ /炉年であり、その頻度が十分低いことから、原子炉制御室の居住性を確保するためにオペフロBOPの閉止が必要となる可能性は極めて小さい。	否
MSTンネル室BOP	地震	Ssによる閉維持 (Ss：約0.01kPa)	9.81kPa	無 (Ss機能維持)	-	否
	竜巻	6.36kPa		無 (MSTンネル室BOPは建屋内に設置されているため、竜巻による影響を受けない。)	-	否
	MSLBA	> 9.81kPa		有 (設計で考慮)	主蒸気管破断については、発生頻度、プラントの影響等の観点から、リスク評価上の重要性は低いと考え、評価対象から除外している。	否
	IS-LOCA	(圧力は加わらず)		無 (IS-LOCA時の流路とならない)	-	否

※ D B施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である $10^{-7}$ /炉年を再閉止装置の要否の判断基準とした。

オペフロBOPが開放した後に、原子炉制御室の居住性を確保するために、オペフロBOPを閉止する必要があるため、オペフロBOP閉止装置を設置する。

## 【論点4】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) **TEPCO**

### (2) ブローアウトパネル開放機能の確認試験

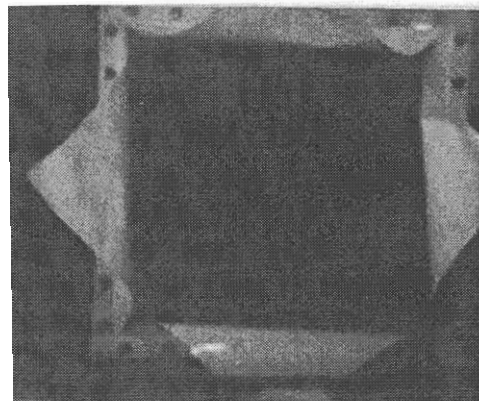
オペロBOP及びMSトンネル室BOPが設計差圧以下で開放することを試験にて確認した。試験装置は実機大で制作している。また、オペロBOPについては開放機能を担保するクリップについて単体の引張試験を実施し、オペロBOPのクリップの適切な個数、配置について確認した。



オペロBOP開放試験状況



クリップ単体試験状況



MSトンネル室BOP開放試験状況



MSトンネル室BOP加振試験状況

### (3) ブローアウトパネル閉止装置の機能確認試験

オペロBOP閉止装置について基準地震動後の閉止機能や、閉止後の原子炉建屋負圧維持機能を、実機大モックアップ装置にて、加振試験及び気密試験を行い確認した。



オペロBOP閉止装置加振試験状況



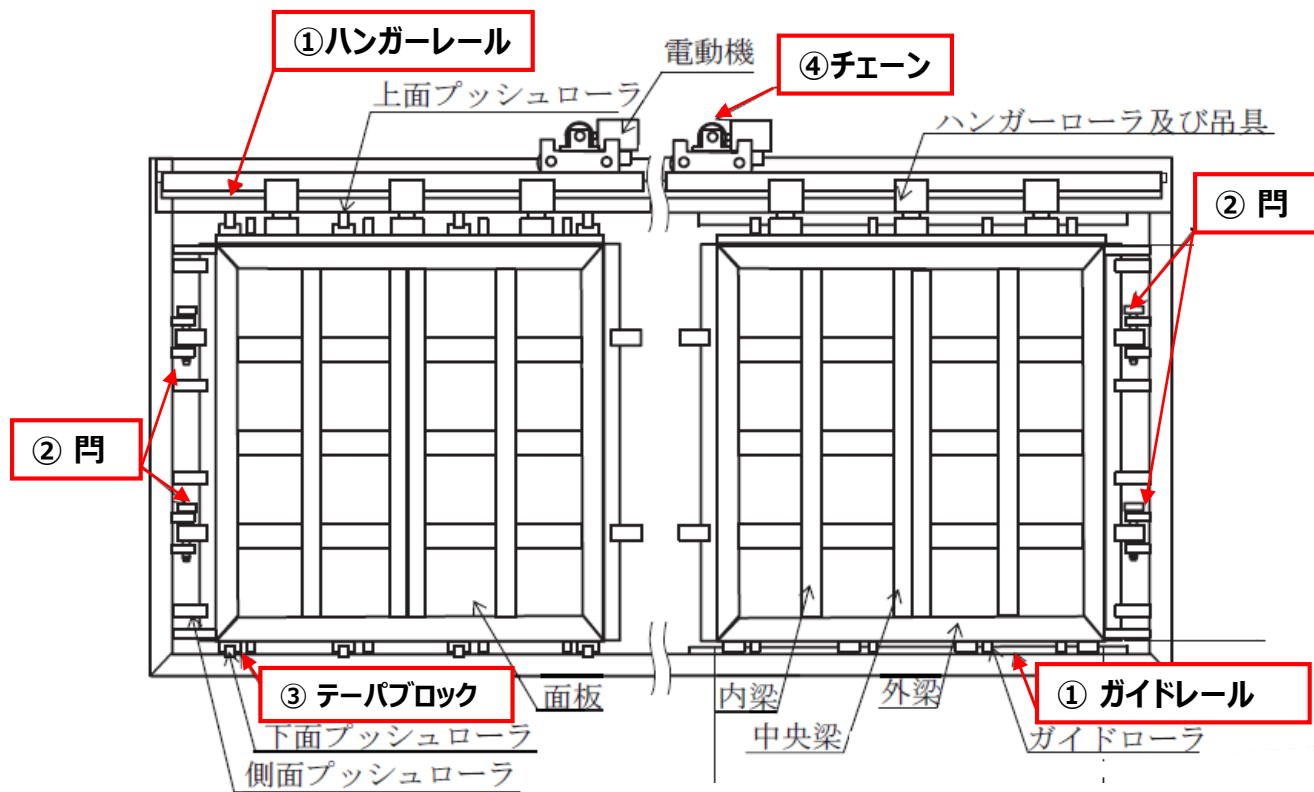
オペロBOP閉止装置気密試験状況



■ BOP関連設備の機能確認試験実績工程

機器	項目	試験実施時期	備考
オペフロBOP	・開放試験	2019.7.2～5	
	・クリップ引張試験	2019.3.5 2019.8.6	開放試験を踏まえてクリップを2種類としたため追加試験を実施
オペフロBOP閉止装置	・加振試験 ・動作試験 ・気密試験	2019.3.20～28	
MSTトンネル室BOP	・開放試験	2019.3.27	
	・加振試験	2019.5.23～27	

部位	先行プラントと柏崎刈羽 7 号機の変更点	変更理由
①ハンガーレール ガイドレール	板厚変更	耐震強度の向上
②門	構造・作動方式変更	
③テーパブロック	取付ボルト員数・ボルト径変更	
④チェーン	材質変更	屋外環境への考慮



# 【論点5】建物・構築物における地震応答解析モデルの既工認からの変更点(1/6) **TEPCO**

## 1. 概要

### (1) 主要な変更項目

基準地震動のレベルの増大に伴い、より現実に近い地震応答を算出することを目的として、下記を変更した地震応答解析モデルを採用する。

項目	既工認モデル	今回工認の動解モデル	主な目的
コンクリート実剛性の採用	コンクリート剛性に設計基準強度に基づく剛性を使用	コンクリート剛性にコンクリート強度データに基づく剛性を使用	建屋全体の剛性を設計時の条件に基づくものから現実のデータに基づくものに変更することで、建屋の振動性状や変形をより実状に近い応答に適正化
補助壁の考慮	耐震要素として外壁などの主要な壁のみモデル化	設計時には耐震要素として考慮していなかったが耐震要素として考慮可能な壁（補助壁）を追加でモデル化	建屋全体の剛性を、より実態に近い条件に基づくものに変更することで、建屋の振動性状や変形をより実状に近い応答に適正化
側面地盤回転ばねの考慮	地盤が建屋の回転を抑制する効果を考慮せず	地盤が建屋の回転を抑える効果をモデル化	建屋地下躯体部分と地盤間の接触部に生じる摩擦による拘束効果を回転ばねとして考慮することにより、建屋の接地率を改善するとともに、建屋の振動性状をより実状に近い応答に適正化
表層地盤ばねの非考慮	表層部の地盤ばねを考慮	表層部の地盤ばねを非考慮	地盤表層部については、地震動の増大に伴い、地盤—建屋相互作用効果が見込めないと考えられることから、ばね評価を行わない

(2) 主要な変更項目の各建屋での採用状況

前述の主要な変更項目の各建屋での反映状況を下表に示す。

項目	原子炉建屋	タービン建屋	コントロール建屋	廃棄物処理建屋	緊急時対策所 (5号機原子炉建屋)
コンクリート実剛性の採用	○	○	○	○	○
補助壁の考慮	○	○	○	○	○
側面地盤回転ばねの考慮	○	—	○	—	—
表層地盤ばねの非考慮	○	○	○	○	○

凡例 ○：変更点を反映、—：変更せず

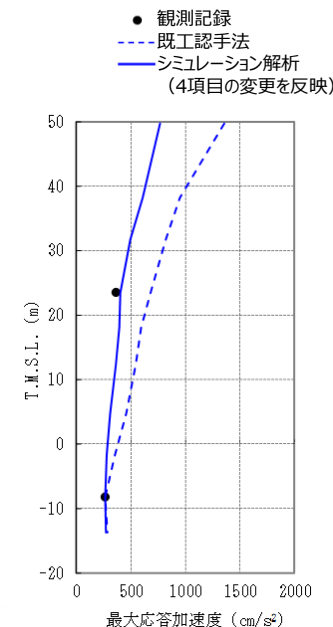
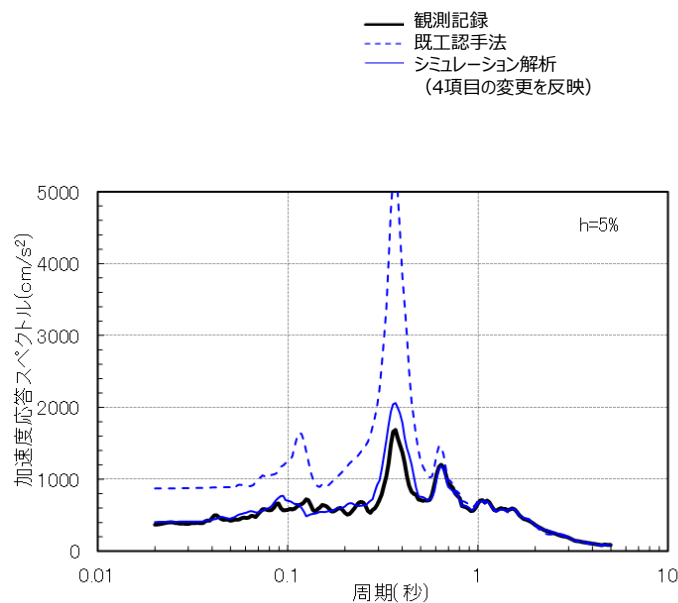
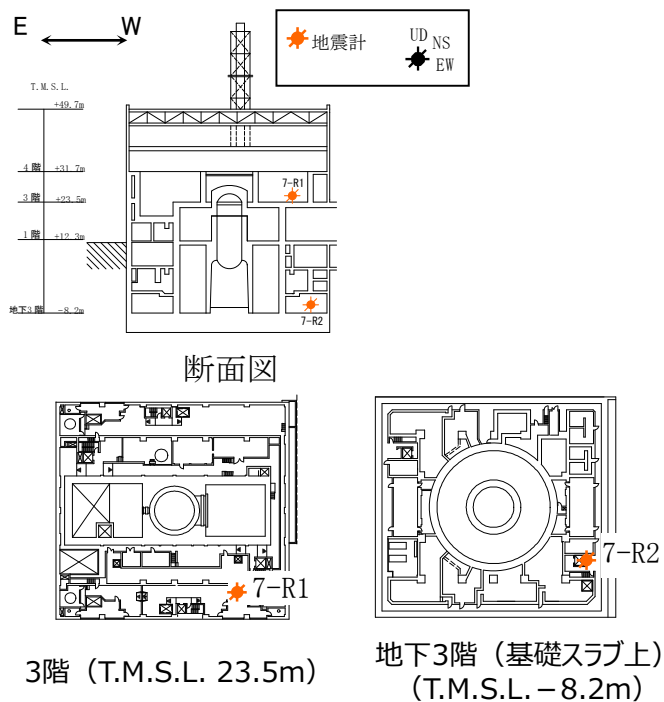
2. 確認事項

- 各変更項目を考慮した地震応答解析モデルを用いて、地震観測記録によるシミュレーション解析を実施し、各変更項目を採用することの妥当性を確認する。
- 各項目の変更点について技術的な妥当性と設計への反映方針を検討する。

## 3. 確認状況/設計方針

### (1)地震観測記録によるシミュレーション解析による確認

- 新潟県中越沖地震時の観測記録を用いたシミュレーション解析を実施し、解析モデルの変更点の妥当性を確認する



NS方向

シミュレーション解析結果 (7号機原子炉建屋)

### 3. 確認状況/設計方針

#### (2)各項目の変更点の妥当性と設計への反映方針

シミュレーション解析で採用した各項目について、技術的な妥当性を確認する。

##### ① コンクリート実剛性の採用

- 実剛性を算定するためのコンクリート強度としては、データの豊富な建設時のコンクリートの材齢91日強度の平均値を採用する。なお、耐震計算における許容値としてコンクリート強度を用いる場合は、設計基準強度を用いる方針とする。
- 不確かさを考慮したケースとしては、コンクリート実強度の平均値 $\pm\sigma^*$ を考慮したケースに加えて、下限値相当の $-2\sigma$ 、経年後に実機から直接採取して得られたコアの強度の平均値（コア強度）を考慮する。

※標準偏差：30kg/cm<sup>2</sup>

##### ② 補助壁の考慮

- 補助壁として耐震要素として考慮する壁は、原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準の規定に基づき選定する。
- 補助壁の剛性は、せん断剛性のみを考慮し、せん断スケルトンは第1折点で降伏する完全弾塑性型とする。（曲げ剛性は無視）

#### 【今後の確認事項】

地震応答解析モデルについて、補助壁の曲げ変形を考慮した場合の影響について確認する。

### 3. 確認状況/設計方針

#### (2)各項目の変更点の妥当性と設計への反映方針

シミュレーション解析で採用した各項目について、技術的な妥当性を確認する。

#### ③ 側面地盤回転ばねの考慮

- 埋込みSR モデルに使用する側面地盤回転ばねの妥当性について、地下外壁（防水層付き）と側面地盤の間の摩擦試験及び詳細な2次元FEMモデルによる地震応答解析により確認する。
- 材料物性の不確かさを考慮したケースとしては、回転ばね定数の変動を考慮し、地盤剛性を $\pm\sigma$ 変化させたケース及び回転拘束効果を低減（50%）したケースでの検討を実施する。

#### ④ 表層地盤ばねの非考慮

- 原子炉建屋の地盤モデルを対象として、基準地震動による等価線形解析を実施し、表層部（新期砂層）の剛性低下率及び有効ひずみの値を確認することにより、この部分の建屋－地盤相互作用が有効かどうかを確認する。

#### 【今後の確認事項】

地震応答解析モデルについて、回転ばねに入力を考慮しないこと及び表層地盤バネを考慮しないことの妥当性について確認する。

### 3. 確認状況/設計方針

#### (3)地震応答解析モデルの不確かさへの対応

- 材料物性の不確かさについては、以下に示す検討ケースについてパラメータ解析を実施する。
- 地震応答解析結果を踏まえて実施する耐震計算は、パラメータ解析の結果を包絡した条件を用いる。

検討ケース一覧

検討ケース	コンクリート剛性	回転ばね定数	地盤剛性
◆ケース1 (基本ケース)	実強度 (440kg/cm <sup>2</sup> )	100%	標準地盤
◆ケース2 (建屋剛性+ $\sigma$ , 地盤剛性+ $\sigma$ )	実強度+ $\sigma$ (470kg/cm <sup>2</sup> )	100%	標準地盤 + $\sigma$
◆ケース3 (建屋剛性- $\sigma$ , 地盤剛性- $\sigma$ )	実強度- $\sigma$ (410kg/cm <sup>2</sup> )	100%	標準地盤 - $\sigma$
◆ケース4 (建屋剛性コア平均)	実強度 (コア平均) (568kg/cm <sup>2</sup> )	100%	標準地盤
◆ケース5 (建屋剛性-2 $\sigma$ )	実強度-2 $\sigma$ (380kg/cm <sup>2</sup> )	100%	標準地盤
◆ケース6 (回転ばね低減)	実強度 (440kg/cm <sup>2</sup> )	50%	標準地盤

備考) ケース1の応答解析結果については「V-2-2-1 原子炉建屋の地震応答計算書」のP122以降,  
ケース2～6の応答解析結果については「原子炉建屋の地震応答計算書に関する補足説明資料 別紙3-2材料物性の不確かさを考慮した地震応答解析」のP別紙 3-2-2以降 を参照。



# <参考> 第769回審査会合にて説明した主な説明事項

主な説明事項		
[1] 詳細設計段階における設置変更 許可審査時からの設計変更	1	中央制御室待避室の遮蔽設計の見直し
	2	5号機原子炉建屋内緊急時対策所の遮蔽設計の見直し
	3	5号機原子炉建屋内緊急時対策所可搬型電源設備の保管方法の変更
	4	復水移送ポンプ周りの手動弁の電動弁化及び屋内アクセスルートの見直し
[2] 設計方針に関する説明事項	1	使用済燃料貯蔵プール水位の監視
	2	重大事故等時の格納容器評価における評価条件
	3	火災感知器の配置
	4	地下水に対する浸水防護対策
	5	竜巻設計飛来物の感度解析
	6	ブローアウトパネル及びブローアウトパネル閉止装置
[3] 耐震・強度評価に関する説明事項	1	津波漂流物の衝撃荷重（海水貯留堰）
	2	地盤物性の設定
	3	基礎地盤傾斜による建物・構築物及び機器の耐震性への影響
	4	建物・構築物における地震応答解析モデルの既工認からの変更点
	5	原子炉本体基礎の復元力特性
	6	建物・構築物の応力解析における弾塑性解析の採用
	7	格納容器圧力逃がし装置基礎の地震応答解析モデルのモデル化方針
	8	屋外重要土木建造物のモデル化方針
	9	耐震評価における等価繰返し回数
	10	加振試験に基づく使用済燃料貯蔵ラックの減衰定数の設定
	11	弁の動的機能維持評価（一定の余裕の確保）
	12	燃料集合体の耐震性
	13	制御棒・破損燃料貯蔵ラックにおける排除水体積質量減算の適用
	14	ECCSストレナーナの耐震・強度評価への流動解析の適用