

地震・津波対策について ～ 状況報告～

2016年11月18日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

地震・津波対策の内，特定原子力施設監視・評価検討会および特定原子力施設放射性廃棄物規制検討会等で状況確認やコメントを頂いている以下の事項について報告する。

1. 排気筒解体対策の状況
2. 除染装置スラッジ対策の状況
3. 燃料デブリへの注水に対する機動的対応
4. 震災前の耐震バックチェックに関する回答

1. 排気筒解体対策の状況

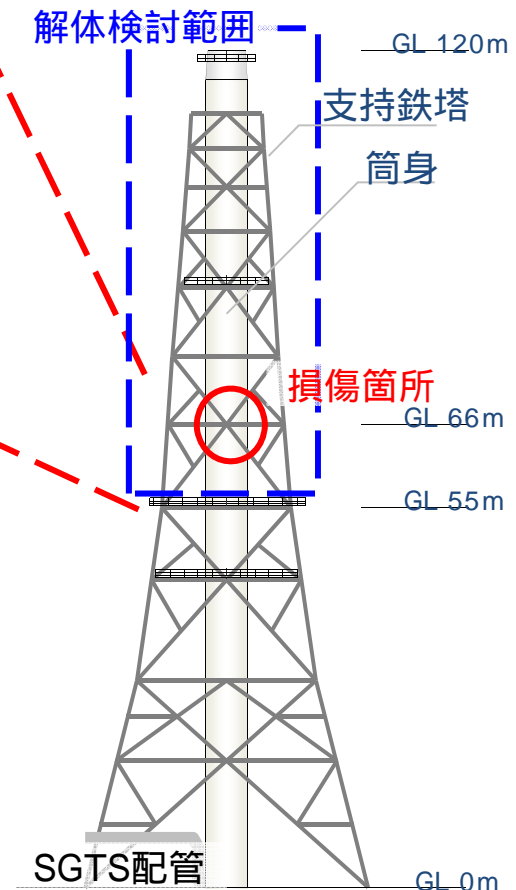
1 . 排気筒解体対策の状況

1 . 1 解体検討の経緯

- 損傷した部材を取り除いた解析モデルで、現行基準地震動600Gal(東北地方太平洋沖地震と同程度)に対して地震応答解析を実施し、耐震安全性が確保されていることを確認済み。
- 排気筒は目視による年次点検を実施し、震災後の初回点検で部材の損傷を確認した以降には、新たな変形・破断箇所が無いことを確認している。



損傷した部材の状況 (2016.9)



- 排気筒下部が高線量であること、および現在は排気筒としての機能を有していないことから、大型クレーンを使用して排気筒を半分まで解体し、耐震上の裕度を確保する計画で検討中。
- 解体工事計画の検討にあたり、有人作業が発生する場合を想定し、線量調査を実施した(2016.9～10月に実施)。

1 . 排気筒解体対策の状況

1 . 2 線量調査結果と検討スケジュール

【線量調査結果】

- 排気筒の線量率は，地上に近いほど高くなる傾向を示し，排気筒頂部（地上120m）付近は，0.2～0.5mSv/h程度に対し，地上30m付近では，0.5～1.5mSv/h程度であった。
- 同一高さで筒身表面からの距離が離れた場合でも線量率に，大幅な変動はなかった。
- 北,南,西面の測定結果より，北,南面に比べ西面の線量率が小さい傾向であった。

【線量調査から分かったこと】

- 同一高さで筒身からの離隔距離に線量率の差が出なかったこと，円形平面の排気筒にもかかわらず方位によって線量率の差が見られたことから，排気筒筒身が高線量の線源になっている可能性は低いと想定される。
- 排気筒の上部は有人作業が可能な線量率であるが，作業時間は短時間とする必要があることが確認できた。

【参考スケジュール】

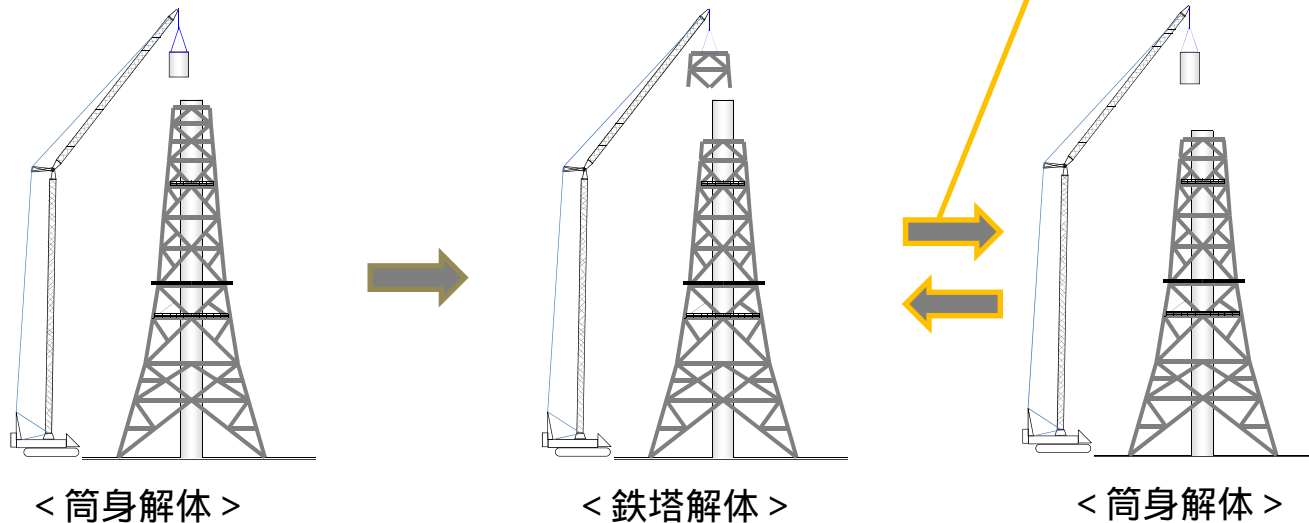
	2016年度	2017年度	2018年度	2019年度
設計・開発	解体工法の検討 線量調査計画	解体装置設計 装置製作・モックアップ	点線部分は解体方法の検討結果を踏まえて，見直しになる可能性がある	
工事・調査	線量調査		解体工事	

1 . 排気筒解体対策の状況

1 . 3 排気筒解体工法検討状況

- 解体工法については,筒身や鉄塔解体のための遠隔解体装置による省人化を検討中
- 線量調査の結果をもとに各作業手順における必要作業員数を算定,工程や周辺工事との干渉を考慮し,遠隔解体装置の開発が必要な範囲及び装置に要求されるスペックを絞り込む方針

大型クレーンを用いた工法の作業手順



大型クレーンを使用して,
筒身解体と鉄塔解体をブ
ック毎に繰り返し実施し,
上部から順番に半分の高さ
まで解体していく計画

【遠隔解体装置を採用する場合の開発項目】

筒身・鉄塔の切断技術

排気筒の切断位置は高所であり,複雑な構造であることから落下防止のために対象部材の形状に応じて把持しながら切断する機器の開発が必要

筒身切断・吊り下ろし時ダスト飛散対策技術

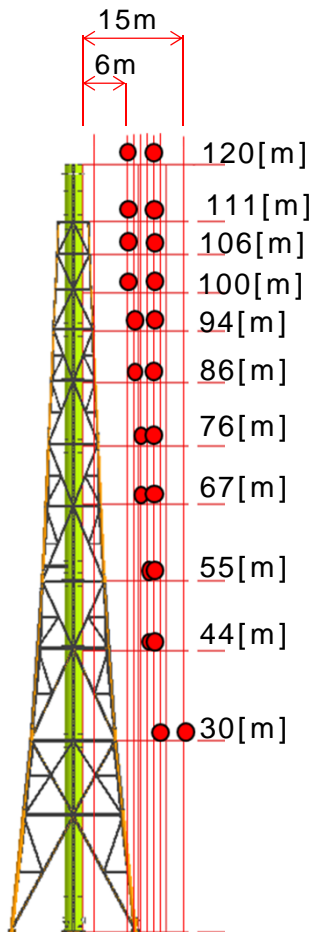
筒身を解体する際に,ダストが飛散する可能性があるため,飛散抑制対策の検討が必要

【参考】排気筒解体対策の状況

(参考) 線量調査結果 調査日：2016年9月24日～25日

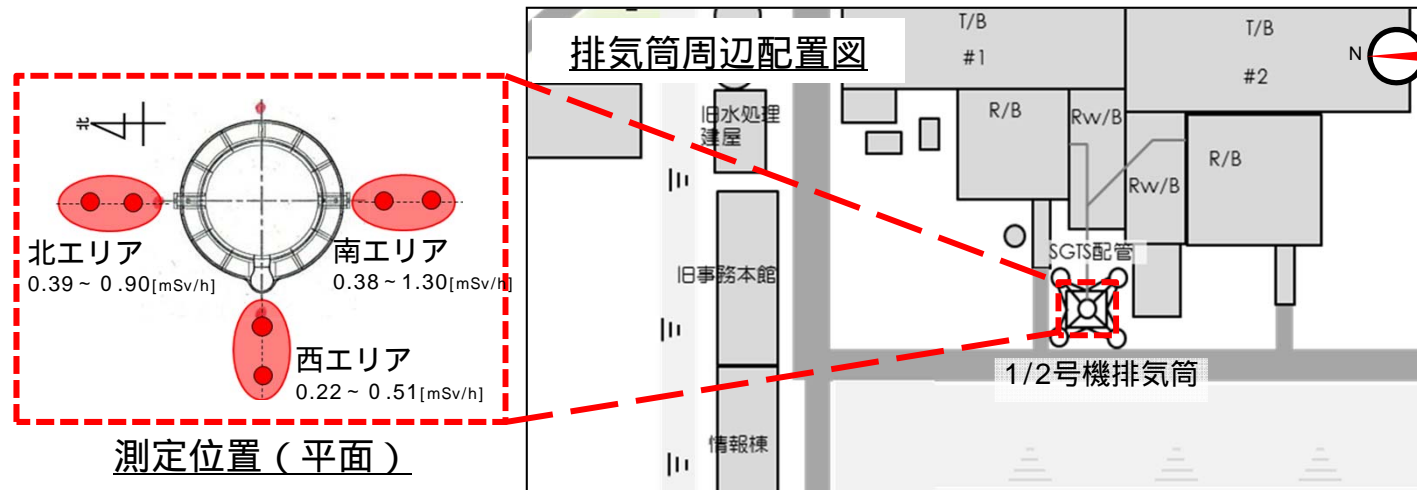
測定高度は、小型無人飛行機の高度計をもとに計測しているため、若干の誤差はあります。

筒身表面からの距離



測定位置 (立面)

測定高度 [m]	西エリア_線量率[mSv/h]							北エリア_線量率[mSv/h]							南エリア_線量率[mSv/h]						
	筒身表面からの距離[m]							筒身表面からの距離[m]							筒身表面からの距離[m]						
	6	7	8	9	10	11	15	6	7	8	9	10	11	15	6	7	8	9	10	11	15
120	0.22				0.22			0.39				0.39			0.38				0.40		
111	0.22				0.23			0.40				0.44			0.39				0.40		
106	0.22				0.24			0.43				0.45			0.48				0.50		
100	0.22				0.25			0.45				0.53			0.47				0.50		
94		0.23			0.25				0.52			0.55				0.56			0.51		
86		0.29			0.26				0.55			0.64				0.72			0.57		
76			0.29		0.30					0.58		0.67					0.63		0.59		
67			0.33		0.30					0.60		0.68					0.64		0.71		
55				0.42	0.39						0.90	0.88						0.81	0.83		
44				0.43	0.40						0.90	0.87						0.64	0.82		
30						0.51	0.48						0.90	0.89						1.30	1.19



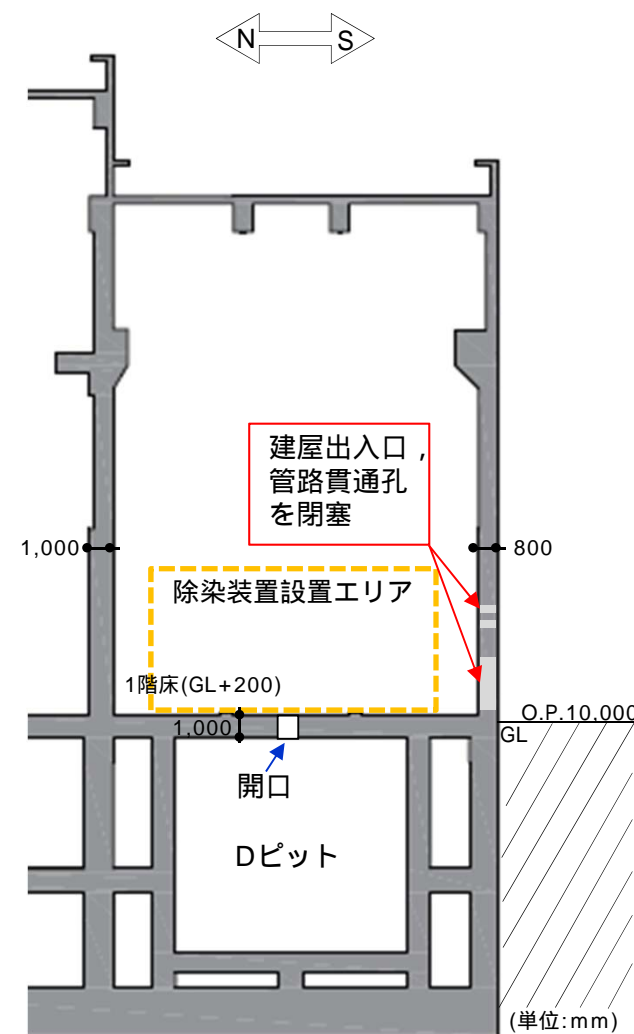
測定位置 (平面)

2. 除染装置スラッジ対策の状況

2. 除染装置スラッジ対策の状況

2.1 除染装置スラッジの保管対策状況

- 除染装置での滞留水処理により発生したスラッジは、集中環境施設プロセス主建屋地下の造粒固化体貯槽D（Dピット）にて保管中
- スラッジの安定化（脱水・固化等）には、作業安全に加え、廃棄体の安全性評価（保管時の長期安定性など）を含めた検討に長期間を要することから、一定期間、現状での安定保管が必要
- 15m級津波対策工事を計画・工程調整中
 - 2018上期に工事完了予定
 - 建屋の出入口や管路貫通孔を閉塞
 - ✓ 除染装置（Dピット含む）の配管，電線のために設けた建屋外壁の貫通孔は，防水処理済み



Dピット周辺の建屋構造概要
(断面図)

2. 除染装置スラッジ対策の状況

2.2 検討用津波におけるスラッジ流出対策

- 検討用津波（26.3m）襲来時の想定
 - 建物壁面強度が不足するため，Dピット上部（1階床）が浸水する
 - 引き波の際にDピット内のスラッジが流出するリスクを想定した対策を検討

- 対策案：Dピット開口部の閉止
 - Dピット天井（＝1階床）に設けられている開口部を閉止する。これにより，引き波による流出リスクをなくすることができる
 - 処理・処分の方針決定や技術開発を待つことなく適用できる
 - ふたの工夫により，内部の状態監視，サンプリングなどの機能を付加できる

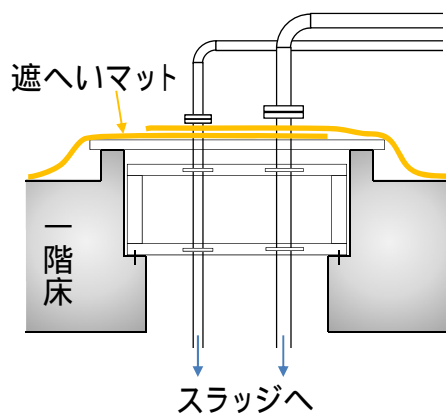
- 課題
 - スラッジの流出防止のためのふたの設計・製作，据付
 - 1階の放射線環境を，開口部閉止工事が実施できるように改善することが必要

2. 除染装置スラッジ対策の状況

2.3 開口部閉止のコンセプト案

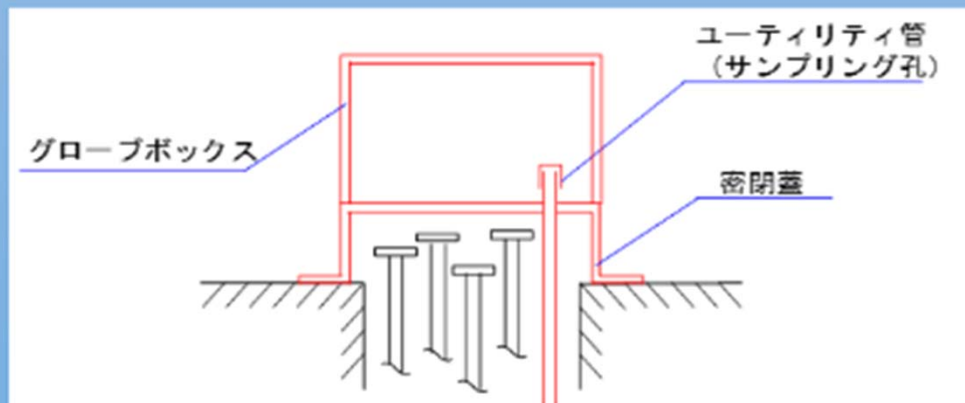


現状例

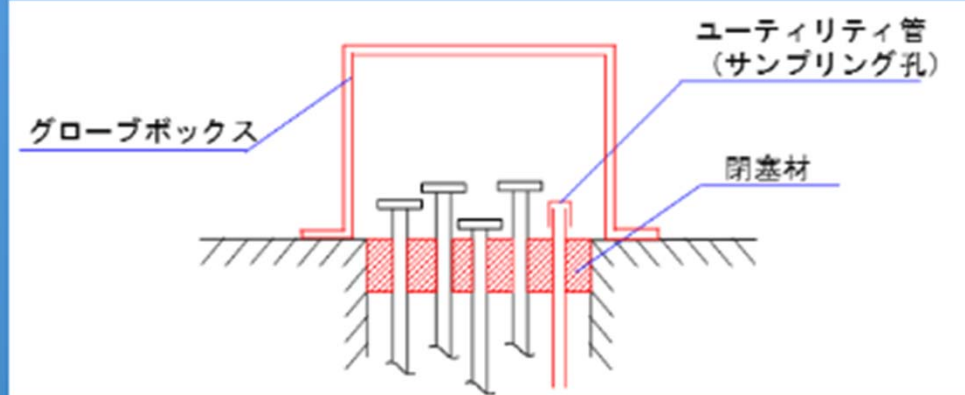


現状の概念図

【案1：密閉ふた方式】



【案2：隙間閉塞方式】



開口部閉止のコンセプト案

Dピット内機器とつながる配管等の撤去可否について検討中

3. 燃料デブリへの注水に対する機動的対応

3. 燃料デブリへの注水に対する機動的対応

- アクセスルートについては，仮に法面が崩落した場合を想定し，影響範囲を簡易評価。注水機能の信頼性向上のため，機動的対応時に使用するアクセスルートの整備の手順等について，改善中。

新たな重機の確保，人員の確保，手順書の整備等，ハード面，ソフト面を整備

これまでの監視・評価検討会時に記載の機動的対応の計画

- 法面崩落を想定した場合においても，重機にてルートを整備し，消防車で注水再開するまで，現状の人員にて2日以内¹で対応可能なことを確認。
- 定期的に注水訓練を実施。



ルート整備用の重機



注水用の消防車



注水用のホース

1：現状，燃料デブリの冷却の中断による温度上昇により，環境中に有意な量の放射性物質（セシウム）が放出されるまでに2日以上の間時間余裕がある（燃料デブリの冷却が中断し，上部構造材に付着しているセシウムが温度の上昇に伴い蒸発し，環境中に放出された場合の線量影響を評価）。

アクセスルート整備は，最少崩壊場所で約4時間，最大崩壊場所で約12時間と評価。

3. 燃料デブリへの注水に対する機動的対応

- 注水手段の多様化を図るとともに、より短時間で注水できるよう、クローラダンプ（1台）、可搬式消防ポンプ（炉注水用6台）、仮設ヘッダー（炉注水用1台）を配備済み。これらを用いた注水のための暫定手順も作成済み。

- 手順検証の結果、クローラダンプへ的人力での仮設ヘッダー積み降ろしが困難であることを確認。仮設ヘッダー積み降ろしのための装置を設計中。（手順への反映を2016年度末までに完了予定）
- 仮設ヘッダーがなくても注水は可能。



クローラダンプ
（可搬式消防ポンプ、
仮設ヘッダーを運搬）



可搬式消防ポンプ
（炉注用のポンプとして、
港湾（物揚場）にて使用）



仮設ヘッダー
（1～3号機へ配分、
流量調整に使用）

4. 震災前の耐震バックチェックに関する回答

第45回特定原子力施設監視・評価検討会(8/18)にてご質問を頂いた震災前の耐震バックチェックにおける3号機原子炉格納容器のサンドクッション部評価について、確認した結果を説明する。

- 耐震バックチェックは基準地震動Ss(最大加速度600Gal)に対して行った評価であり、当該評価で応力が高い箇所については、検討用地震動(最大加速度900Gal)に対して余裕がなくならないか、というご質問を頂いた。
- 3号機原子炉格納容器サンドクッション部については、耐震バックチェックにて、評価基準値と計算値との比を1.28と評価している。
- 耐震バックチェックでは簡易的な評価手法を用いており一般的な評価手法よりも保守的なものとなっているため、当該評価について余裕が大きいことを説明する。

➤ 概要

新耐震指針に照らして策定した基準地震動Ss (最大加速度600Gal)に対し，耐震安全上重要な施設の安全機能保持の観点から耐震安全性評価を実施している (2010年4月，改訂2)。

中間報告書では，新耐震指針によるSクラスの施設のうち，原子炉を「止める」，「冷やす」，放射性物質を「閉じ込める」に係る安全上重要な機能を有する主要な施設について，それぞれ代表部位を選定して評価を行った。

	対象設備	対象部位
	原子炉圧力容器	基礎ボルト
	原子炉格納容器	サンドクッション部
	炉心支持構造物	シュラウドサポート
	残留熱除去系ポンプ	基礎ボルト
	残留熱除去系配管	配管本体
	主蒸気系配管	配管本体
	制御棒	(挿入性評価)

4.2 耐震バックチェック時の各設備の構造強度評価結果

評価対象設備	対象部位	1号機		2号機		3号機	
		基準地震動Ssによる計算値 MPa	評価基準値 MPa	基準地震動Ssによる計算値 MPa	評価基準値 MPa	基準地震動Ssによる計算値 MPa	評価基準値 MPa
原子炉圧力容器	基礎ボルト	68	222	27	222	36	222
原子炉格納容器	サンドクッション部	113	382	139	255	199	255
炉心支持構造物	シュラウドサポート	101	196	34	209	33	208
残留熱除去系ポンプ ¹	基礎ボルト	6	127	55	185	42	185
残留熱除去系配管 ¹	配管本体	229	414	101	315	268	363
主蒸気系配管	配管本体	287	374	288	360	183	417

1：1号機の名称はそれぞれ原子炉停止時冷却系ポンプ，原子炉停止時冷却系配管

- 各部での基準地震動Ss (最大加速度600Gal)による計算値は，全て評価基準値（許容値）以下であることを確認
- 3号機の原子炉格納容器サンドクッション部に対しては，評価基準値と計算値との比を1.28と評価

4.3 応答倍率法による評価

- 設計時の耐震計算書等の既往評価条件と基準地震動 S_s の評価条件の比率（応答比）を算定して，その応答比を既往評価値に乗じることにより，基準地震動 S_s に対する評価対象設備の計算値が，評価基準値を上回らないことを確認する。

応答比

A1：応答荷重比を用いた評価

設備の算出応力値を算定するにあたり，水平力，モーメント，軸力を用いる機器は，基準地震動 S_s による地震力と既往評価の地震力との比を応答比とする

A2：応答加速度比を用いた評価

設備の算出応力値を算定するにあたり，水平加速度，鉛直加速度を用いる機器は基準地震動 S_s による床応答スペクトル等と，既往評価で用いた床応答スペクトル等から水平加速度と鉛直加速度の比をそれぞれ求め，大きい方の値を応答比とする

$$\text{応答比} = \text{MAX} \left(\frac{C_H}{C_{H0}}, \frac{C_V}{C_{V0}} \right)$$

C_{H0} ：既往評価による水平加速度

C_H ：基準地震動 S_s による水平加速度

C_{V0} ：既往評価による鉛直加速度

C_V ：基準地震動 S_s による鉛直加速度

4.4 応答倍率法による評価

既往評価での評価方法に応じて、以下の方法 または方法 で実施

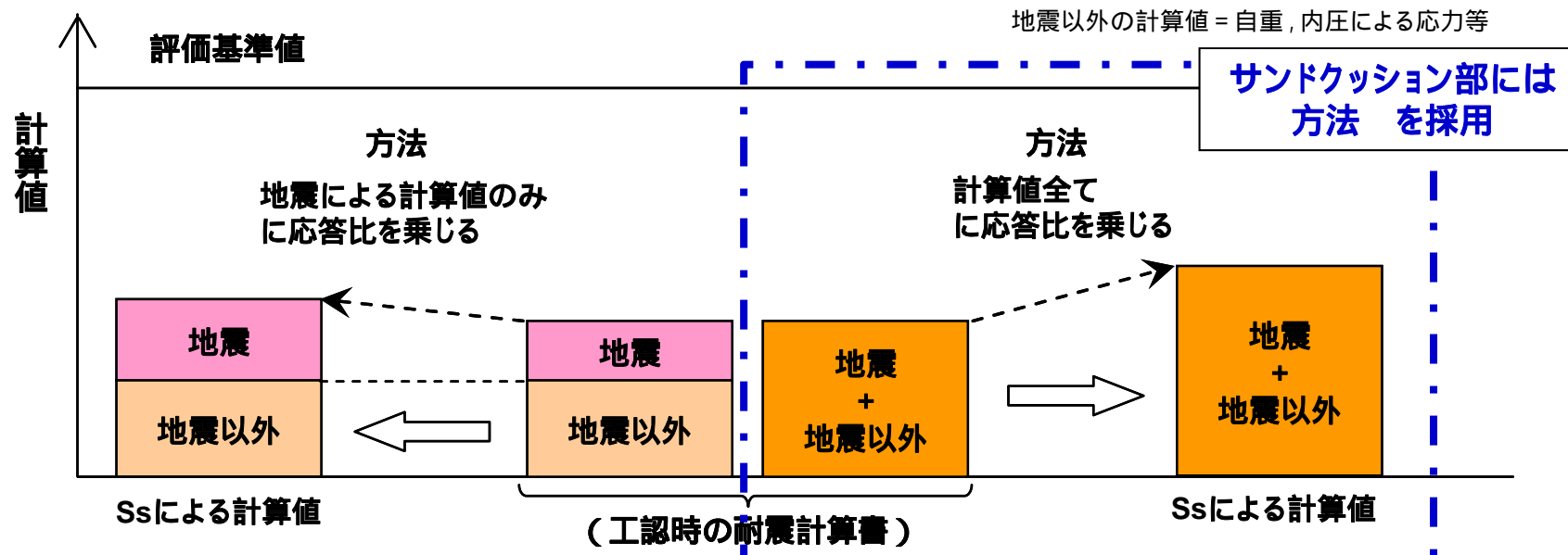
【方法 1】:地震による計算値と地震以外による計算値が分離されている場合の取扱い

$$S_s \text{による計算値} = \begin{matrix} \text{地震以外による計算値} \\ \text{(工認時の耐震計算書)} \end{matrix} + \begin{matrix} \text{地震による計算値} \\ \text{(工認時の耐震計算書)} \end{matrix} \times \text{応答比}$$

【方法 2】:地震による計算値と地震以外による計算値の合計が示されている場合の取扱い

$$S_s \text{による計算値} = \left(\begin{matrix} \text{地震以外による計算値} \\ \text{地震による計算値} \end{matrix} \right) \times \text{応答比}$$

(工認時の耐震計算書)



4.6 3号機原子炉格納容器サンドクッション部の評価

【耐震バックチェック】耐震・構造設計小委員会_構造WG(2010.7.16)資料抜粋・加筆

- 設計時の計算値に応答比を乗じ，原子炉格納容器サンドクッション部の応力を算出する。

評価結果

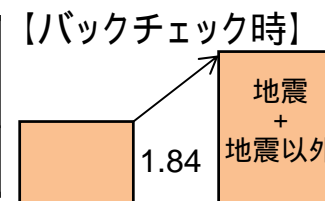
応力分類	設計時 計算値 [MPa]	応答比	基準地震動Ssによる 計算値 [MPa]	評価基準値 [MPa]
一般膜	108	1.84	199	255

- 基準地震動Ss(最大加速度600Gal)に対して，3号機の原子炉格納容器サンドクッション部については，評価基準値と計算値との比を1.28と評価している。
- 当該評価は，地震以外による応力に対しても応答比を乗じていることに加え，応答比として水平力(1.03)，モーメント(1.14)，鉛直震度(1.84)のうち最大値1.84を全体に適用しているため，評価には保守性を有している。

4.7 3号機原子炉格納容器サンドクッション部の参考評価

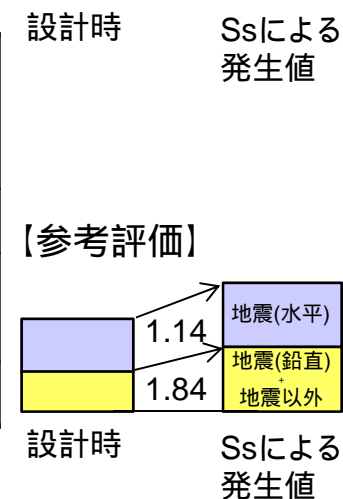
- 耐震バックチェック時の応力評価では，設計時の発生応力の合計値(108MPa)に対して，水平力・曲げモーメント・鉛直震度それぞれの応答比のうち最大となる鉛直震度の値（1.84）を乗じた。
- 発生応力を水平成分と鉛直成分に分解し，以下の応答比を乗じた場合，基準地震動による応力計算値の合計は150MPaとなり，評価基準値との比は1.7となる。
 - 水平成分・・・水平力と曲げモーメントの応答比のうち大きい方：1.14
 - 鉛直成分・・・鉛直震度の応答比：1.84

応力分類	設計時計算値 [MPa]	応答比	基準地震動Ssによる計算値 [MPa]	評価基準値 [MPa]	/
一般膜	108	1.84	199	255	1.28



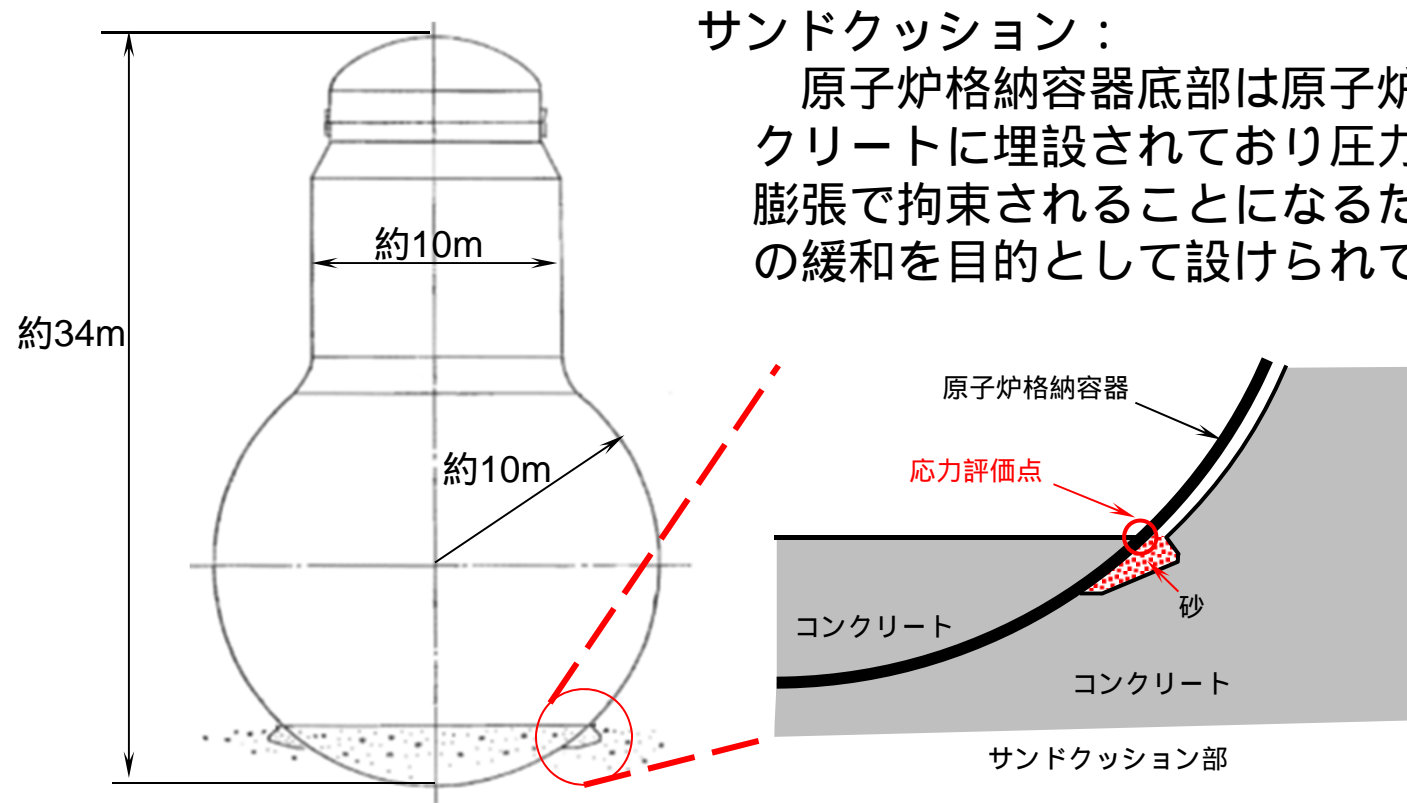
水平成分と鉛直成分に分解

荷重		設計時計算値 [MPa]	応答比	基準地震動Ssによる計算値 [MPa]	評価基準値 [MPa]	/
水平成分	水平方向地震力	70.5	1.14	81		
鉛直成分	自重・活荷重及び鉛直方向地震力	37.5	1.84	69		
合計		108		150	255	1.7



- 水平成分と鉛直成分に分解評価したケースにおいても，バックチェック時の評価方法と同様に地震力以外に起因する応力に対しても応答比を乗じており，評価には保守性を有している。

- 原子炉格納容器については，対象部位としてサンドクッション部を評価



サンドクッション：

原子炉格納容器底部は原子炉建屋基礎コンクリートに埋設されており圧力及び熱による膨張で拘束されることになるため，応力集中の緩和を目的として設けられている。

原子炉格納容器サンドクッション部