

平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震 による原子力発電所への影響検討について

(福島第一原子力発電所5号機 機器・配管系の影響検討
(追加検討)について)

平成24年1月20日
原子力安全・保安院

本資料は、東京電力から提出のあった資料をまとめたものであり、当院の評価や見解を示すものではない。

■ 東北地方太平洋沖地震に対する影響検討(追加検討)

- 東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づいた原子炉建屋の地震応答解析結果を用いて解析的検討を行い、東北地方太平洋沖地震が耐震安全上重要な機器・配管系へ与えた影響を評価。
- これまでの検討では、福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の全号機を対象に、耐震安全性評価の中間報告の対象設備(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)について影響評価を実施。(「建築物・構造1-4-1」にて説明)
- 上記の結果及びプラントパラメータに係る事業者からの報告書※によれば、福島第一原子力発電所の各号機において、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において、要求される安全機能を保持できる状態にあったと推定される。
- 今後は、福島第一原子力発電所5号機を中心に、中間報告の対象設備以外の主要な設備(耐震Sクラス設備)に対して、影響評価を実施。
- なお、解析により有意な結果(例えば、評価基準値を上回る)が確認された場合は、可能な範囲で現場との照合(ウォークダウン)を行う。

※「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所運転記録及び事故記録の分析と影響評価について」
平成23年5月23日 東京電力株式会社

■ 評価方針(評価対象設備)

- 評価対象設備は、新耐震指針における耐震Sクラス設備(又はSクラス設備に波及的影響を生じさせるおそれのあるB及びCクラス設備)のうち、原子炉建屋(R/B)内に設置されている設備。

分類	設備(系統)例
原子炉本体	原子炉圧力容器(RPV), 炉内構造物
計測制御系統設備	水圧制御ユニット, ほう酸水注入系, 制御盤
原子炉冷却系統設備	主蒸気系, 残留熱除去系, 原子炉隔離時冷却系
原子炉格納施設	原子炉格納容器(PCV)
放射線管理設備	非常用ガス処理系, 中央制御室換気空調系
燃料設備	燃料交換機, 原子炉建屋クレーン, 使用済燃料貯蔵設備

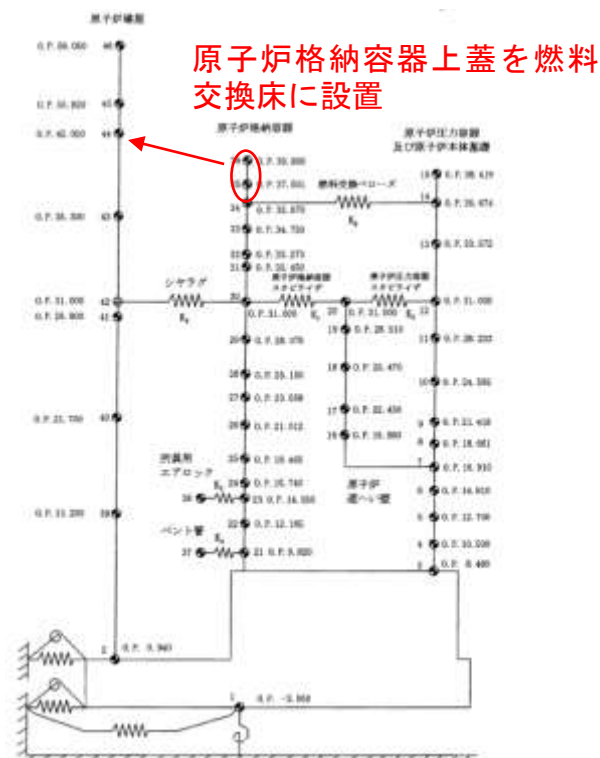
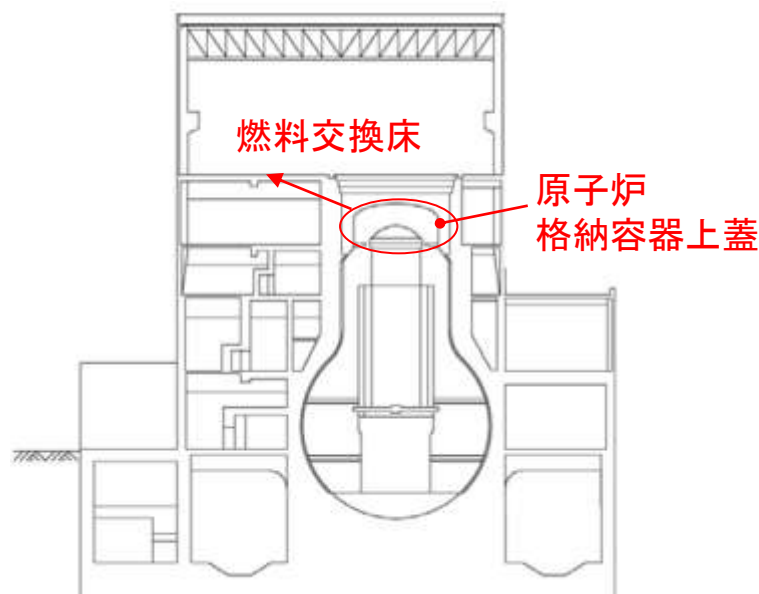
「建築物・構造3-3-3」を一部修正

評価方針(地震応答解析モデル)

- 原子炉等の大型機器と連成させる原子炉建屋の地震応答解析モデルは、「建築物・構造1-4-1」にて説明した原子炉建屋地震応答解析モデルに基づく。
- 5号機は地震時に定期検査中であったことから、原子炉等の大型機器の地震応答解析モデルは、既往の耐震安全性評価に用いた地震応答解析モデルを一部見直した。(「建築物・構造1-4-1」にて説明済)

「建築物・構造1-4-1」より再掲

5号機は地震時に原子炉格納容器上蓋が取り外されていたため、これを解析モデルに反映している。

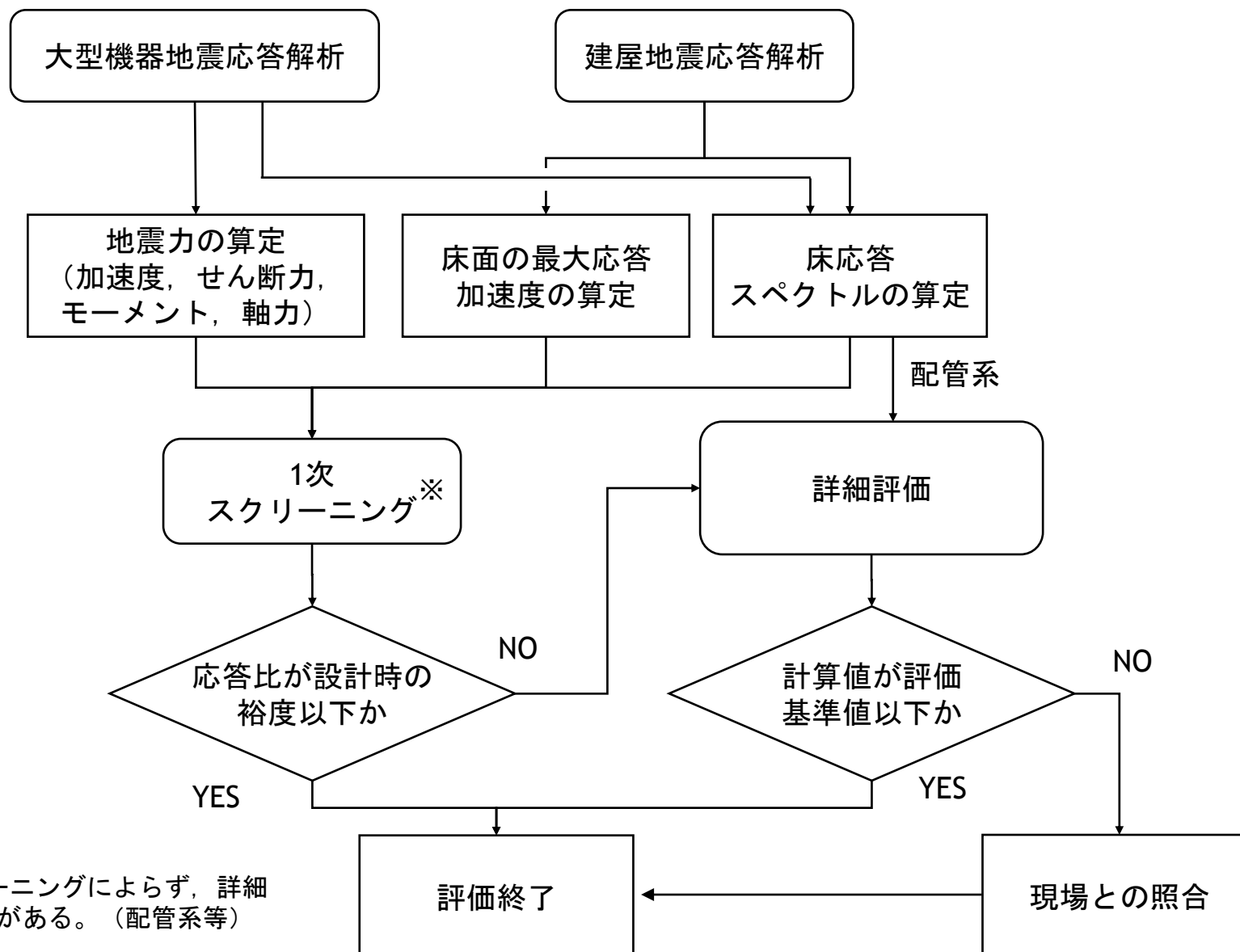


耐震安全性評価で用いたモデルからの変更(5号機)

■ 評価方針(評価方法等)

- 大型機器の地震応答解析モデルや、機器・配管系の評価に適用する減衰定数は、既往の耐震安全性評価で適用した減衰定数と同じ。
- 構造強度評価においては、下記に示す1次スクリーニング又は詳細評価を用いて、今回の地震が与えた影響を評価する。
 - 1次スクリーニング
今回の地震荷重等と設計時(工事計画書の強度計算書)における地震荷重等との比(応答比)が、設計時の裕度(評価基準値／計算値)以下であることを確認。
 - 詳細評価
既往の耐震安全性評価で適用した詳細評価と同等の評価手法。
※なお、今回の地震と基準地震動 S_s はほぼ同規模と考えられることから、配管系については、基準地震動 S_s による評価で代用する(P.8参照)。
- 動的機能維持評価については、設備の応答加速度が、評価基準値の加速度以下であることを確認する。
- 解析的検討により評価基準値を上回るものについては、現場との照合を行い有意な損傷等が無いことを確認する。

評価方針(フロー)



■ 構造強度評価（1次スクリーニング）

- 今回の地震荷重等と設計時（工事計画書の強度計算書）における地震荷重等との比（応答比）が，設計時の裕度（評価基準値／計算値）以下であることを確認する。
- 応答比が設計時の裕度を超える場合は，詳細評価を実施する。

$$\alpha \text{（応答比）} < \beta \text{（設計時の裕度）} \\ \text{（評価基準値／計算値）}$$

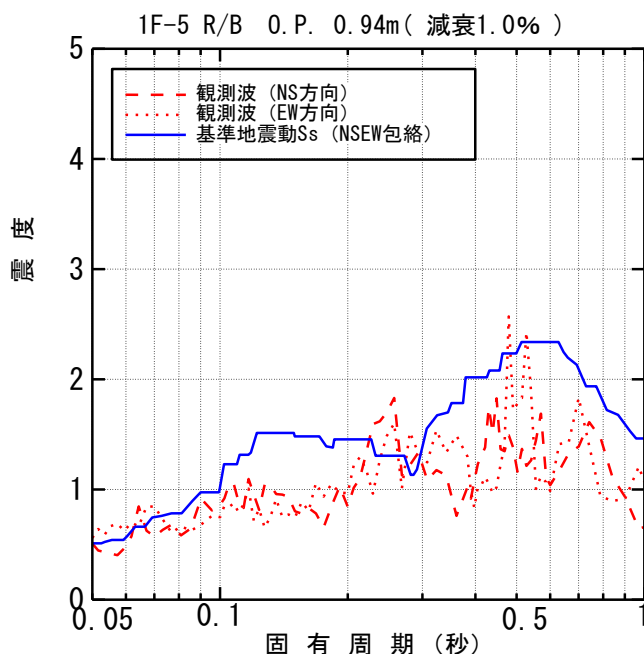
○応答比

$$\alpha = \frac{\text{今回の地震荷重等}}{\text{設計時の地震荷重等}}$$

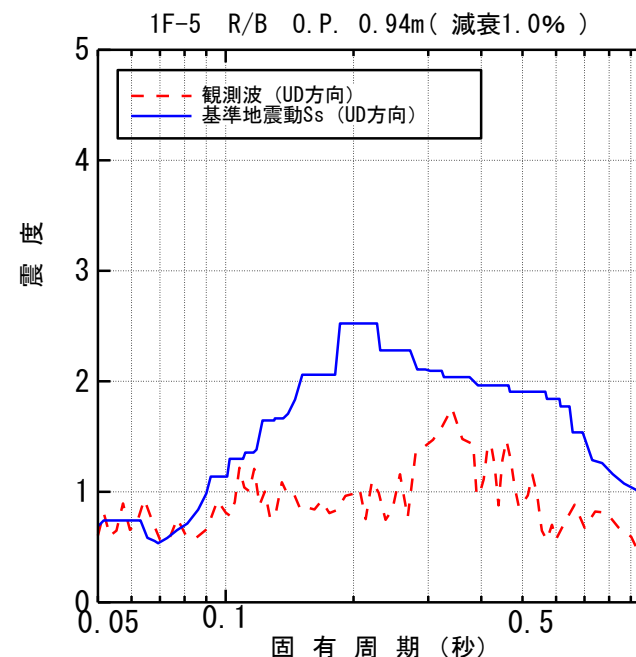
※設計時の地震荷重等とは，工事計画書の強度計算書で用いているモーメントや加速度等を指す。

■ 構造強度評価(詳細評価)

- 既往の耐震安全性評価で適用した詳細評価と同等の評価手法。
- 今回の地震と基準地震動Ssはほぼ同規模と考えられることから、配管系については、基準地震動Ssによる評価で代用する。



<水平方向>



<上下方向>

東北地方太平洋沖地震観測記録と基準地震動Ssによる床応答スペクトル比較
(5号機原子炉建屋基礎版上)

評価結果(1次スクリーニング(1/8))

評価対象設備			評価部位	応力分類	応答比 (α)	設計時の裕度 (β)	判定
原子炉本体	原子炉圧力容器	支持スカート	スカート	膜	1.47	4.70	○
		制御棒貫通孔用スリーブ	スリーブ	軸圧縮	1.92	2.10	○
		再循環水入口ノズル(N2)	ノズル セーフエンド	膜＋曲げ	1.64	1.96	○
		給水ノズル(N4)	ノズル セーフエンド	膜	0.85	1.80	○
		スタビライザブラケット	スタビライザ 取付部円筒胴	膜	1.07	1.53	○
		ベアリングプレート および取付ボルト	ベアリング プレート	膜＋曲げ	1.75	3.76	○
	原子炉圧力容器 付属構造物	スタビライザ (RPV～遮へい壁間)	ガセット プレート	曲げ	1.07	1.61	○
		スタビライザ (遮へい壁～格納容器間)	接続パイプ	圧縮	0.70	1.82	○

評価結果(1次スクリーニング(2/8))

評価対象設備			評価部位	応力分類	応答比 (α)	設計時の裕度 (β)	判定
原子炉本体	原子炉炉心構造物	給水スパージャ	ヘッダ	膜＋曲げ	1.94	5.52	○
		炉心スプレイスパージャ	ヘッダ	膜＋曲げ	2.14	27.60	○
		ジェットポンプ	ライザ	膜	1.83	2.78	○
		炉心シュラウド	下部胴	膜	2.55	4.45	○
		上部格子板	グリッドプレート	膜＋曲げ	0.56	1.77	○
		炉心支持板	支持板	膜＋曲げ	2.00	4.06	○
		制御棒案内管	長手方向 中央部外表面	膜＋曲げ	1.92	16.55	○
		中性子束計測案内管	中性子束 計測案内管	膜＋曲げ	1以下	2.22	○

評価結果(1次スクリーニング(3/8))

評価対象設備			評価部位	応力分類	応答比 (α)	設計時の裕度 (β)	判定
原子炉本体	原子炉炉心 構造物	炉心スプレイ系配管 (原子炉压力容器内部)	パイプ	膜＋曲げ	2.14	8.62	○
		差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉压力容器内部)	パイプ	膜＋曲げ	2.00	23.00	○
	原子炉本体 の基礎	支持構造物(基部)	鉄筋	引張	1.24	1.24	○
		支持構造物(頂部)	梁部	せん断力	0.96	1.01	○

評価結果(1次スクリーニング(4/8))

評価対象設備			評価部位	応力分類	応答比 (α)	設計時の裕度 (β)	判定
計測制御系統設備	機構水圧系 制御棒駆動	水圧制御ユニット	フレーム	最大主応力	1.55	6.87	○
	ほう酸水 注入系	ほう酸水注水系ポンプ	ポンプ取付 ボルト	引張	2.50	4.15	○
		ほう酸水注入系貯蔵タンク	アンカボルト	引張	2.50	3.81	○
	計測装置	現場盤	ボルト	引張	1.80	30.85	○

評価結果(1次スクリーニング(5/8))

評価対象設備			評価部位	応力分類	応答比 (α)	設計時の裕度 (β)	判定
原子炉冷却系統設備	残留熱 除去系	残留熱除去系熱交換器	基礎ボルト	組合せ	1.20	1.40	○
		残留熱除去系ストレーナ	ポケットシート (多孔プレート)	一次応力	0.84	1.06	○
	原子炉 隔離時 冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ	基礎ボルト	引張	1.34	6.86	○
		原子炉隔離時冷却系ポンプ 駆動用タービン	固定用 ノックピン	せん断	1.34	3.42	○
	高圧注水 系	高圧注水ポンプ	主ポンプ 取付ボルト	せん断	1.34	6.49	○
		高圧注水ポンプ 駆動用タービン	タービン固定用 ガイドブロック	せん断	1.34	4.11	○
	炉心 スプレイ系	炉心スプレイ系ポンプ	ポンプ支持台 取付ボルト	引張	1.34	2.36	○
		炉心スプレイ系ストレーナ	ポケットシート (多孔プレート)	一次応力	1.06	1.76	○

評価結果(1次スクリーニング(6/8))

評価対象設備			評価部位	応力分類	応答比 (α)	設計時の裕度 (β)	判定
原子炉格納施設	原子炉格納容器	ドライウエル	サンド クッション部	膜	1.15	1.58	○
		ドライウエルベントノズル	インサートプレート 取付部	膜+曲げ	1.19	2.29	○
		ドライウエルスタビライザ (シアラグ)	フィメールシヤラグ 溶接部	組合せ	0.47	1.68	○
		ドライウエルビームシート (下部ビームシート)	ビームシート 取付部	膜+曲げ	1.21	3.73	○
		ドライウエル内側スカート	コンクリート	圧縮	0.68	1.74	○
		ベントヘッダ	エンドプレート	せん断	1.15	1.17	○
		イクイップメントハッチ	インサートプレート 取付部	膜+曲げ	1.18	4.94	○
		パーソネルエアロック	パーソネルエアロック 取付部	膜+曲げ	1.18	17.35	○

評価結果(1次スクリーニング(7/8))

評価対象設備			評価部位	応力分類	応答比 (α)	設計時の裕度 (β)	判定
原子炉格納施設	圧力低減装置 その他安全装置	サプレッションチェンバ スプレイヘッド	ボルト	組合せ	1.15	1.76	○
	格納容器 貫通部	貫通部(スリーブ)	ペネトレーション	一次応力	0.43	5.88	○
放射線管理設備	非常用ガス 処理系	非常用ガス処理系 排風機	ボルト	せん断	1.80	16.81	○
		非常用ガス処理系 トレイン	脚柱	曲げ	1.80	5.76	○
	放射線管理用 計測装置	格納容器雰囲気 放射線モニタ	取付ボルト	せん断	1.49	40.33	○
		原子炉建屋換気系 放射線モニタ	取付ボルト	引張	1.76	92.00	○

評価結果(1次スクリーニング(8/8))

評価対象設備			評価部位	応力分類	応答比 (α)	設計時の裕度 (β)	判定
燃料設備	燃料取扱装置	燃料交換プラットフォーム	(耐震Bクラス設備) 今回の地震後において落下していないことを確認。				○
		原子炉建屋クレーン	(耐震Bクラス設備) 今回の地震後において落下していないことを確認。				○
	燃料設備	使用済燃料貯蔵設備	ラック取付 ボルト	引張	2.50	3.05	○
		制御棒貯蔵設備	ラック基礎 ボルト	引張	2.50	47.25	○

評価結果(詳細評価(1/6))

評価対象設備			評価部位	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	判定
原子炉本体	圧力容器 原子炉	胴板	円筒胴	膜	181	326	○
		基礎ボルト	基礎ボルト	引張	53※	222	○
	構造物 原子炉炉心	蒸気乾燥器ハウジング	アースクエーク ブロック	せん断	56	82	○
		シュラウドサポート	シュラウド サポートレグ	膜	84※	300	○

※既報告値

評価結果(詳細評価(2/6))

評価対象設備			評価部位	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	判定
系統設備 計測制御	計測装置	起動領域モニタ ドライチューブ	ドライ チューブ	膜＋曲げ	105	427	○
		LPRM検出器集合体	カバー チューブ	膜＋曲げ	82	254	○
系統設備 原子炉冷却	除去系 残留熱	残留熱除去系ポンプ	電動機取付 ボルト	引張	44※	185	○
原子炉格納施設	原子炉格納容器	ドライウェルビームシート (上部ビームシート)	シートプレート 溶接部	せん断	16	161	○
		サプレッションチェンバ	耐震サポート 取付部	膜	134	255	○
		サプレッションチェンバ 耐震サポート	アンカボルト	せん断	194	342	○
		サプレッションチェンバ コラムサポート	支柱	組合せ	0.61	1.0	○
					評価基準値に対する比率		

※既報告値

評価結果(詳細評価(3/6))

注: 下線部は基準地震動Ssによる評価。主蒸気系と残留熱除去系は東北地方太平洋沖地震による評価(既報告値)。

評価対象設備		評価部位	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	判定
配管	主蒸気系	配管本体	一次応力	244	417	○
	残留熱除去系	配管本体	一次応力	189	364	○
	原子炉冷却材再循環系	配管本体	一次応力	245	354	○
		サポート	一次応力	430	234	現場照合 ○
	給水系	配管本体	一次応力	507	363	現場照合 ○
				基準地震動Ssを用いたスペクトルモーダル解析による評価では評価基準値を上回るものの、現場との照合の結果異常なし※		
		サポート	一次応力	315	245	現場照合 ○
				基準地震動Ssを用いたスペクトルモーダル解析による評価では評価基準値を上回るものの、現場との照合の結果異常なし※		

※現行の耐震設計の手法を用いて実施した評価であり、その保守性は新潟県中越沖地震に対する健全性評価において確認されている。(添付参照)

評価結果(詳細評価(4/6))

注: 下線部は基準地震動Ssによる評価。

評価対象設備		評価部位	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	判定
配管	原子炉冷却材浄化系	配管本体	一次応力	79	337	○
		サポート	一次応力	160	245	○
	放射性ドレン移送系	配管本体	一次応力	102	366	○
		サポート	一次応力	13	245	○
	ほう酸水注入系	配管本体	一次応力	174	351	○
		サポート	一次応力	73	245	○
	原子炉隔離時冷却系	配管本体	一次応力	331	364	○
		サポート	一次応力	1043	245	現場照合 ○
基準地震動Ssを用いたスペクトルモーダル解析による評価では評価基準値を上回るものの、現場との照合の結果異常なし※						

※現行の耐震設計の手法を用いて実施した評価であり、その保守性は新潟県中越沖地震に対する健全性評価において確認されている。(添付参照)

評価結果(詳細評価(5/6))

注: 下線部は基準地震動Ssによる評価。

評価対象設備		評価部位	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	判定
配管	高圧注水系	配管本体	一次応力	353	402	○
		サポート	一次応力	913	245	現場照合 ○ 基準地震動Ssを用いたスペクトルモーダル解析による評価では評価基準値を上回るものの、現場との照合の結果異常なし※
	炉心スプレイ系	配管本体	一次応力	197	336	○
		サポート	一次応力	63	245	○
	燃料プール冷却浄化系	配管本体	一次応力	140	431	○
		サポート	一次応力	18	245	○

※現行の耐震設計の手法を用いて実施した評価であり、その保守性は新潟県中越沖地震に対する健全性評価において確認されている。(添付参照)

評価結果(詳細評価(6/6))

注: 下線部は基準地震動Ssによる評価。

評価対象設備		評価部位	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	判定
配管	可燃性ガス濃度制御系	配管本体	一次応力	210	363	○
		サポート	一次応力	126	245	○
	不活性ガス系	配管本体	一次応力	263	335	○
		サポート	一次応力	293	245	現場照合 ○ 基準地震動Ssを用いたスペクトルモーダル解析による評価では評価基準値を上回るものの、現場との照合の結果異常なし※
				基準地震動Ssを用いたスペクトルモーダル解析による評価では評価基準値を上回るものの、現場との照合の結果異常なし※		
	残留熱除去海水系	配管本体	一次応力	338	428	○
		サポート	一次応力	849	245	現場照合 ○ 基準地震動Ssを用いたスペクトルモーダル解析による評価では評価基準値を上回るものの、現場との照合の結果異常なし※
				基準地震動Ssを用いたスペクトルモーダル解析による評価では評価基準値を上回るものの、現場との照合の結果異常なし※		

※現行の耐震設計の手法を用いて実施した評価であり、その保守性は新潟県中越沖地震に対する健全性評価において確認されている。(添付参照)

評価結果(動的機能維持評価(1/2))

評価対象設備	応答加速度(G)		評価基準値(G)		判定
	水平方向	鉛直方向	水平方向	鉛直方向	
水圧制御ユニット(スクラム弁)	0.60	0.31	6.0	6.0	○
ほう酸水注入系ポンプ	0.79	0.50	1.6	1.0	○
残留熱除去系ポンプ	0.56	0.27	10.0	1.0	○
原子炉隔離時冷却系ポンプ	0.56	0.27	1.4	1.0	○
原子炉隔離時冷却系ポンプ 駆動用タービン	0.56	0.27	2.4	1.0	○
高圧注水ポンプ	0.56	0.27	1.4	1.0	○
高圧注水ポンプ 駆動用タービン	0.56	0.27	1.0	1.0	○
炉心スプレイ系ポンプ	0.56	0.27	10.0	1.0	○
非常用ガス処理系排風機	0.80	0.36	2.3	1.0	○

評価結果(動的機能維持評価(2/2))

注: 下線部は基準地震動Ssによる評価。

評価対象設備		応答加速度(G)		評価基準値(G)		判定
		水平方向	鉛直方向	水平方向	鉛直方向	
弁	主蒸気系(主蒸気逃がし安全弁)	<u>5.14</u>	<u>2.27</u>	<u>9.6</u>	<u>6.1</u>	○
	主蒸気系(主蒸気隔離弁)	<u>2.52</u>	<u>2.56</u>	<u>10.0</u>	<u>6.2</u>	○
	原子炉冷却材再循環系	<u>3.16</u>	<u>0.52</u>	<u>6.0</u>	<u>6.0</u>	○
	給水系	<u>2.17</u>	<u>1.37</u>	<u>6.0</u>	<u>6.0</u>	○
	残留熱除去系	<u>2.95</u>	<u>0.90</u>	<u>6.0</u>	<u>6.0</u>	○
	残留熱除去海水系	<u>1.43</u>	<u>0.97</u>	<u>6.0</u>	<u>6.0</u>	○
	原子炉冷却材浄化系	<u>0.89</u>	<u>0.69</u>	<u>6.0</u>	<u>6.0</u>	○
	原子炉隔離時冷却系	<u>0.85</u>	<u>0.51</u>	<u>6.0</u>	<u>6.0</u>	○
	炉心スプレイ系	<u>1.44</u>	<u>1.71</u>	<u>6.0</u>	<u>6.0</u>	○
	不活性ガス系	<u>2.20</u>	<u>3.05</u>	<u>6.0</u>	<u>6.0</u>	○
	燃料プール冷却浄化系	<u>0.92</u>	<u>1.40</u>	<u>6.0</u>	<u>6.0</u>	○
	可燃性ガス濃度制御系	<u>1.51</u>	<u>1.08</u>	<u>6.0</u>	<u>6.0</u>	○

■ 評価結果（現場との照合）

- 配管系のうち、評価結果を上回った箇所について現場との照合をおこなったところ、全ての箇所において有意な損傷等は確認されていない。

＜原子炉冷却材再循環系配管サポート＞



■ 評価結果（現場との照合）

- 配管系のうち、評価結果を上回った箇所について現場との照合をおこなったところ、全ての箇所において有意な損傷等は確認されていない。

＜給水系配管本体＞



■ 評価結果（現場との照合）

- 配管系のうち、評価結果を上回った箇所について現場との照合をおこなったところ、全ての箇所において有意な損傷等は確認されていない。

＜給水系配管サポート＞



■ 評価結果（現場との照合）

- 配管系のうち、評価結果を上回った箇所について現場との照合をおこなったところ、全ての箇所において有意な損傷等は確認されていない。

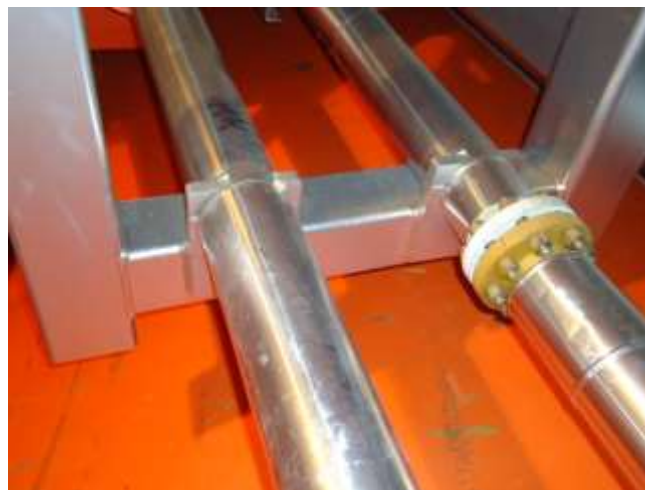
＜原子炉隔離時冷却系配管サポート＞



■ 評価結果（現場との照合）

- 配管系のうち、評価結果を上回った箇所について現場との照合をおこなったところ、全ての箇所において有意な損傷等は確認されていない。

<高圧注水系配管サポート>



■ 評価結果（現場との照合）

- 配管系のうち、評価結果を上回った箇所について現場との照合をおこなったところ、全ての箇所において有意な損傷等は確認されていない。

＜不活性ガス系配管サポート＞



■ 評価結果（現場との照合）

- 配管系のうち、評価結果を上回った箇所について現場との照合をおこなったところ、全ての箇所において有意な損傷等は確認されていない。

＜残留熱除去海水系配管サポート＞



■ まとめ(事業者見解)

- 地震直後～津波到達前のプラントパラメータ等によれば、地震後のプラントの安全機能は保持されていたと推定でき、また、5号機は現在、安定的に冷温停止状態を維持している。
- 福島第一原子力発電所1～4号機と同タイプ(Mark- I)である福島第一原子力発電所5号機の耐震安全上重要な設備に対して、東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づいた原子炉建屋の地震応答解析結果を用いて解析的検討をおこなった。(但し、配管系については、基準地震動Ssによる評価で代用)
- 一部の配管系において、基準地震動Ssを用いたスペクトルモデル解析では評価基準値を上回る箇所があるものの、現場との照合の結果、損傷等は確認されなかった。