

柏崎刈羽原子力発電所 7号機 設備強度評価結果

平成20年8月6日
東京電力株式会社

1. 解析結果

(1) 解析の状況

解析対象設備について全て評価を完了した。

(2) 構造強度評価結果

a. 構造強度評価

構造強度の評価結果を表-1に示す。機器・配管系の算出値は、いずれも評価基準値以下であることを確認した。

b. 疲労評価

地震による1次+2次応力が厳しくなる設備を選出し疲労評価を実施した。

原子炉圧力容器～原子炉格納容器間の地震時の相対変位による1次+2次応力が厳しくなると想定される設備として、配管系より残留熱除去系配管、原子炉圧力容器ノズルより低圧注水ノズルを今回の疲労評価の対象として選出した。残留熱除去系配管の評価結果を表-2に、低圧注水ノズルの評価結果を表-3に示す。本地震における地震の繰返し回数は本震と余震を合せて22回とした（繰返し回数の算出方法は添付資料-1参照）。本地震による疲れ累積係数と通常運転（40年）による疲れ累積係数の和は、評価基準値を十分下回っていることを確認した。

また、建屋間（原子炉建屋～タービン建屋間）の地震時の相対変位による1次+2次応力が厳しくなると想定される設備として給水系配管を選出して疲労評価を実施した。評価結果を表-4に示す。繰返し回数については残留熱除去系配管と低圧注水ノズルの評価と同じく22回とした。本地震による疲れ累積係数は 10^{-3} 未満であり建屋間の相対変位による影響は僅かであることを確認した。

2. 解析の考察

地震応答解析について、評価対象設備の算出値は評価基準値を満足することが確認できた。

また、より現実に近い応答を再現するための検討解析を行い、本評価における地震応答解析に十分な保守性があることを確認した。（耐震裕度に関する検討について）

一方，建屋応答解析と原子炉建屋 3 階 (TMSL+23.5m) で得られている地震観測記録の比較において，一部の周期帯で相違が見られるが，この相違を考慮しても評価基準値 (Ⅲ_AS) を満足することが確認できた (添付資料 2)。

表-1 構造強度評価結果 (1/10)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力		評価基準値 (III _A S)	評価 手法	備考
			MPa	MPa			
原子炉本体 原子炉圧力容器	R P V円筒胴	胴板	膜	177	303	B	
	下部鏡板	球殻部	膜	186	303	B	
	制御棒駆動機構 ハウジング貫通孔	スタブチューブ	軸圧縮	68	98	B	
	原子炉冷却材再循環 ポンプ貫通部	ケーシング側 付け根部	膜+曲げ	224	418	B	
	支持スカート	スカート	膜+曲げ	25	387	B	
			座屈	0.1	1	B	座屈に対する評価式により、発生値は判定基準に対する比率で示す
	原子炉圧力容器 基礎ボルト	基礎ボルト	引張	115	499	A	本地震による地震力が設計時地震力を下回る
	主蒸気ノズル (N3)	ノズルセーフエント	膜	97	303	B	
	給水ノズル (N4)	ノズルセーフエント	膜+曲げ	111	252	B	
	低圧注水ノズル(N6)	ノズルセーフエント	膜+曲げ	177	252	B	
	原子炉停止時冷却材 出口ノズル(N10)	ノズルセーフエント	膜+曲げ	140	252	B	
	<u>計装ノズル(N12, N13)</u>	<u>ノズルセーフエント</u>	<u>膜+曲げ</u>	<u>75</u>	<u>205</u>	<u>A</u>	<u>設計時の配管反力は大きな裕度をもって設定されている</u>
	<u>計装ノズル(N14)</u>	<u>ノズルセーフエント</u>	<u>膜+曲げ</u>	<u>156</u>	<u>197</u>	<u>A</u>	
	原子炉圧力容器 スタビライザ	ロッド	引張	221	513	B	
	制御棒駆動機構ハウジン グレストレントビーム	レストレントビーム	曲げ	61	176	B	
原子炉冷却材 再循環ポンプ	モーターケーシング	軸圧縮	105	123	B		
ブラケット類	RPV スタビライ ザブラケット	膜+曲げ	132	454	A		

注1) 評価手法 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

注2) 原子炉圧力容器の設備(表-1[1/10])のうち応力分類が「膜+曲げ」の場合は許容値に形状係数 α を適用

表-1 構造強度評価結果 (2/10)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (III _A S)	評価 手法	備考		
			MPa	MPa				
原子炉本体	炉内構造物	蒸気乾燥器	耐震用ブロック	平均せん断	20	155	A	
		シュラウドヘッド	鏡板	膜+曲げ	60	139	<u>A</u>	
		気水分離器	スタントパイプ	膜+曲げ	46	128	B	
		給水スパージャ	ヘッド	膜+曲げ	24	213	A	
		低圧炉心注水スパージャ	ヘッド	膜+曲げ	20	213	A	
		高圧炉心注水スパージャ	ヘッド	膜+曲げ	37	213	A	
		高圧炉心注水系配管 (原子炉圧力容器内部)	パイプ	膜+曲げ	19	213	A	
		中性子束計測案内管	中性子束計測案内管	膜+曲げ	6	139	A	
	炉心支持構造物	炉心シュラウド	下部胴	膜	19	128	B	
		シュラウドサポート	レグ	軸圧縮	32	243	B	
		上部格子板	グリッドプレート	膜+曲げ	24	213	B	
		炉心支持板	補強ビーム	膜+曲げ	91	213	A	
		燃料支持金具	<u>燃料支持金具</u>	<u>膜応力</u>	<u>6</u>	<u>56</u>	<u>B</u>	
		制御棒案内管	下部溶接部	膜	6	139	B	
原子炉基礎	アンカボルト	アンカボルト	引抜力	335.1 (t/4.5°)	434.7 (t/4.5°)	A	本地震による地震力が設計時地震力を下回るため工認値を記載	
	圧力容器ブラケット	<u>ブラケット</u>	<u>せん断応力度</u>	<u>1.6</u> (t/cm2)	<u>2.50</u> (t/cm2)	A	本地震による地震力が設計時地震力を下回るため工認値を記載	

注) 評価手法 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

表-1 構造強評価結果 (3/10)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力		評価基準値 (Ⅲ _A S) MPa	評価 手法	備考
				MPa	MPa			
計測制御系統設備	制御棒駆動 水圧系	水圧制御ユニット	フレーム	組合せ	36	211	A	
			取付ボルト	引張	16	158	A	
	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ	取付ボルト	せん断	15	121	A	
			基礎ボルト	せん断	10	133	A	
		ほう酸水注入系貯蔵タンク	基礎ボルト	せん断	38	133	A	
	核計測装置	局部出力領域モニタ 検出器集合体	カバーチューブ	膜+曲げ	107	141	A	震度比が 1.0 を下回るため工認値を記載
		起動領域モニタ ドライチューブ	パイプ	膜+曲げ	128	257	A	震度比が 1.0 を下回るため工認値を記載
		現場盤 原子炉系 (I系) 計装 ラック	取付ボルト	せん断	2	133	A	
		垂直自立形制御盤 安全保護系盤 区分 I	取付ボルト	引張	9	173	A	
	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	胴板	一次	97	372	A
脚				組合せ	18	224	A	
基礎ボルト				せん断	17	118	A	
残留熱除去系		残留熱除去系ポンプ	取付ボルト	せん断	4	341	A	
			基礎ボルト	せん断	5	350	A	
		残留熱除去系ストレーナ	取付部 フランジ	膜+曲げ	61	169	A	

注) 評価手法 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

表-1 構造強度評価結果 (4/10)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力		評価基準値 (Ⅲ _A S) MPa	評価 手法	備考
				MPa	MPa			
原子炉冷却系統設備	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ	取付ボルト	せん断	6	341	A	
			基礎ボルト	引張	30	456	A	
		原子炉隔離時冷却系蒸気駆動タービン	取付ボルト	引張	20	443	A	
			基礎ボルト	引張	12	456	A	
	高圧炉心注水系	高圧炉心注水系ポンプ	取付ボルト	せん断	6	341	A	
			基礎ボルト	せん断	7	350	A	
		高圧炉心注水系ストレーナ	取付部フランジ	膜+曲げ	51	169	A	
	原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系熱交換器	胴板	<u>一次</u>	<u>158</u>	<u>372</u>	<u>A</u>	
			脚	<u>組合せ</u>	<u>27</u>	<u>231</u>	<u>A</u>	
			基礎ボルト	<u>せん断</u>	<u>53</u>	<u>121</u>	<u>A</u>	
		原子炉補機冷却水ポンプ	取付ボルト	<u>せん断</u>	<u>5</u>	<u>121</u>	<u>A</u>	
			基礎ボルト	<u>せん断</u>	<u>9</u>	<u>365</u>	<u>A</u>	
			原子炉補機冷却海水系	取付ボルト	<u>せん断</u>	<u>18</u>	<u>118</u>	<u>A</u>
	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却海水ポンプ	基礎ボルト	<u>せん断</u>	<u>12</u>	<u>118</u>	<u>A</u>	
			原子炉補機冷却海水系ストレーナ	基礎ボルト	<u>せん断</u>	<u>3</u>	<u>365</u>	<u>A</u>

注) 評価手法 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

表-1 構造強度評価結果 (5/10)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (III _A S)	評価 手法	備考	
				MPa	MPa			
原子炉冷却系統設備	原子炉冷却材再循環系	原子炉冷却材再循環ポンプ	スタッドボルト	平均引張応力	175	300	A	
	主蒸気系	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	胴板	膜	29	150	A	
			脚	組合せ	3	201	A	
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	胴板	膜	36	150	A	
			脚	組合せ	8	201	A	
原子炉格納施設	格納施設	ドライウエル上鏡	フランジプレート	曲げ	27	264	A	
		下部ドライウエルアクセストンネル	原子炉本体フレキシブルジョイント部	組合せ	206	427	A	
		配管貫通部	フランジプレート	曲げ	160	202	A	X-204
			<u>スリーブ</u>	<u>膜</u>	<u>42</u>	<u>141</u>	<u>A</u>	X-210B, C
		電気配線貫通部	フランジプレート	曲げ	195	264	A	
		ベント管	リターソラインの垂直管との結合部	膜+曲げ	52	127	A	
		<u>サブプレッションチェンバースプレイ管</u>	<u>スプレイ管</u>	一次	<u>64</u>	<u>219</u>	A	
		ダイヤフラムフロア	シアプレート	曲げ	51	304	A	本地震による地震力が設計時地震力を下回るため工認値を記載

注) 評価手法 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

表-1 構造強度評価結果 (6/10)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (III _A S)	評価 手法	備考		
				MPa	MPa				
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	取付ボルト	引張	51	148	A		
			基礎ボルト	せん断	15	129	A		
		非常用ガス処理系乾燥装置	取付ボルト	せん断	33	341	A		
			基礎ボルト	せん断	12	129	A		
		非常用ガス処理系フィルタ装置	取付ボルト	せん断	105	341	A		
			基礎ボルト	せん断	13	129	A		
	放射線管理用計測装置	燃料取替エリア排気放射線モニタ	検出器取付ボルト	せん断	2	139	A		
			架台取付ボルト	せん断	2	139	A		
	放射線管理設備	中央制御室換気空調系	中央制御室送風機	取付ボルト	引張	18	158	A	
				基礎ボルト	引張	17	173	A	
中央制御室排風機			取付ボルト	引張	5	173	A		
			基礎ボルト	せん断	3	133	A		
中央制御室再循環送風機			基礎ボルト	引張	11	173	A		
中央制御室再循環フィルタ装置			基礎ボルト	せん断	18	133	A		

注) 評価手法 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

表-1 構造強度評価結果 (7/10)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (Ⅲ _A S)	評価 手法	備考	
				MPa	MPa			
燃料設備	燃料設備	燃料取替機	構造物 フレーム	組合せ	204	241	A	発生応力を水平, 上下に分解し, それぞれの震度比を乗じて評価
		原子炉建屋クレーン	ガーダ中央部	曲げ	228	319	B	
		使用済燃料貯蔵ラック	基礎ボルト	引張	100	153	A	ラックの振動方向別の発生応力を考慮し, それぞれの震度比を乗じて評価
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック	サポート部 基礎ボルト	引張	75	153	A	
			底部 基礎ボルト	せん断	24	118	A	
使用済燃料プール・キャスクビット	プールライニング	ひずみ	0.00009	0.003	A	ひずみの評価であり、発生ひずみ及び許容ひずみを記載		
非常用予備発電装置	非常用ディーゼル発電設備	ディーゼル機関	基礎ボルト	せん断	21	194	A	
		空気だめ	胴板	膜	118	241	A	
			スカート	組合せ	6	258	A	
				座屈	0.03	1	A	座屈に対する評価式により, 発生値は判定基準に対する比率で示す
		燃料ディタンク	スカート	組合せ	13	241	A	
				座屈	0.08	1	A	座屈に対する評価式により, 発生値は判定基準に対する比率で示す
		基礎ボルト	せん断	6	121	A		
		空気圧縮機	基礎ボルト	せん断	4	139	A	
		発電機	軸受台下部 ベース取付ボルト	引張	31	180	A	
			基礎ボルト	せん断	9	194	A	

注1) 評価手法 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

注2) [プールライニングの評価基準値には、発電用原子力設備規格コンクリート製原子炉格納容器規格\(JSME S NE1-2003\)におけるライナープレートの許容ひずみ\(膜\)の値を記載。](#)

表-1 構造強度評価結果 (8/10)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (III _A S)	評価 手法	備考	
				MPa	MPa			
附帯設備	蓄電池および充電器	直流12.5V充電器盤	取付ボルト	せん断	5	133	A	
		12.5V蓄電池	取付ボルト	せん断	7	133	A	
		バイタル交流電源設備	取付ボルト	せん断	6	133	A	

注) 評価手法 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

表-1 構造強度評価結果 (9/10)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (III _A S)	評価 手法	備考	
			MPa	MPa			
配管	主蒸気系	配管	一次	136	281	B	主蒸気逃がし安全弁吹き出しによる機械荷重を考慮せず
		支持構造物	スナッパ耐荷重	31 kN	44 kN	B	評価基準値は設計荷重(定格荷重×1.5)
	給水系	配管	一次	129	209	B	
		支持構造物	組合せ	215	280	B	
	原子炉冷却材浄化系	配管	一次	89	274	B	
		支持構造物	組合せ	0.1	1.0	B	(注1)
	放射性ドレン移送系	配管	一次	68	188	B	
		支持構造物	組合せ	110	215	B	
	制御棒駆動系	配管	一次	153	283	B	制御棒挿入による機械荷重を考慮
		支持構造物	組合せ	219	235	B	
	ほう酸水注入系	配管	一次	73	132	B	ほう酸水注入による機械荷重を考慮せず
		支持構造物	組合せ	0.6	1.0	B	(注1)
	残留熱除去系	配管	一次	239	274	B	
		支持構造物	スナッパ耐荷重	87 kN	88 kN	B	評価基準値は設計荷重(定格荷重×1.5)
原子炉隔離時冷却系	配管	一次	94	182	B		
	支持構造物	スナッパ耐荷重	13 kN	14 kN	B	評価基準値は設計荷重(定格荷重×1.5)	

注1) 圧縮力と曲げモーメントを受ける部材の組合せ応力は次式を満足しなければならない

$$\left(\frac{\text{圧縮応力}}{\text{許容圧縮応力}}\right) + \left(\frac{\text{曲げ応力}}{\text{許容曲げ応力}}\right) \leq 1$$

注2) 配管系:減衰定数を見直し

注3) 配管系:上下, 水平の地震動の組合せはSRSS法を適用

注4) 評価手法 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

表-1 構造強度評価結果 (10/10)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (Ⅲ _A S)	評価 手法	備考
				MPa	MPa		
配管	高压炉心注水系	配管	一次	96	220	B	
		支持構造物	組合せ	108	235	B	
	燃料プール冷却浄化系	配管	一次	50	188	B	
		支持構造物	組合せ	223	235	B	
	非常用ガス処理系	配管	一次	32	214	B	
		支持構造物	組合せ	90	233	B	
	可燃性ガス濃度制御系	配管	一次	51	211	B	
		支持構造物	組合せ	62	135	B	
	不活性ガス系	配管	一次	81	201	B	
		支持構造物	組合せ	0.6	1.0	B	(注1) ¹
	原子炉補機冷却水系	配管	一次	186	233	B	
		支持構造物	組合せ	0.9	1.0	B	(注1)
	原子炉補機冷却海水系	配管	一次	91	241	B	
		支持構造物	組合せ	199	280	B	

注1) 圧縮力と曲げモーメントを受ける部材の組合せ応力は次式を満足しなければならない

$$\left(\frac{\text{圧縮応力}}{\text{許容圧縮応力}}\right) + \left(\frac{\text{曲げ応力}}{\text{許容曲げ応力}}\right) \leq 1$$

注2) 配管系:減衰定数を見直し

注3) 配管系:上下, 水平の地震動の組合せはSRSS法を適用

注4) 評価手法 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

表-2 疲労評価結果（残留熱除去系配管）※¹

	地震荷重による 1次+2次応力(N/mm ²)		疲労評価			
	発生値	許容値 3Sm	運転状態 I, II	地震時		U+U S
			疲れ累積係数 U	繰返し 回数	疲れ累積 係数U S	
設計時 (S2)	584※ ²	366	0.0153	60回	0.1634	0.1787
中越沖地震	791※ ²			22回※ ³	0.1112	0.1265

※¹ 疲労評価実施箇所を下記図 5.4 に示す。（構造強度評価箇所とは異なる）

※² 3Sm を超えるため JEAG4601 補 1984 に従い告示第 47 条の弾塑性解析を実施

※³ 本震+余震の繰返し回数を記載。算定方法については添付資料-1 参照

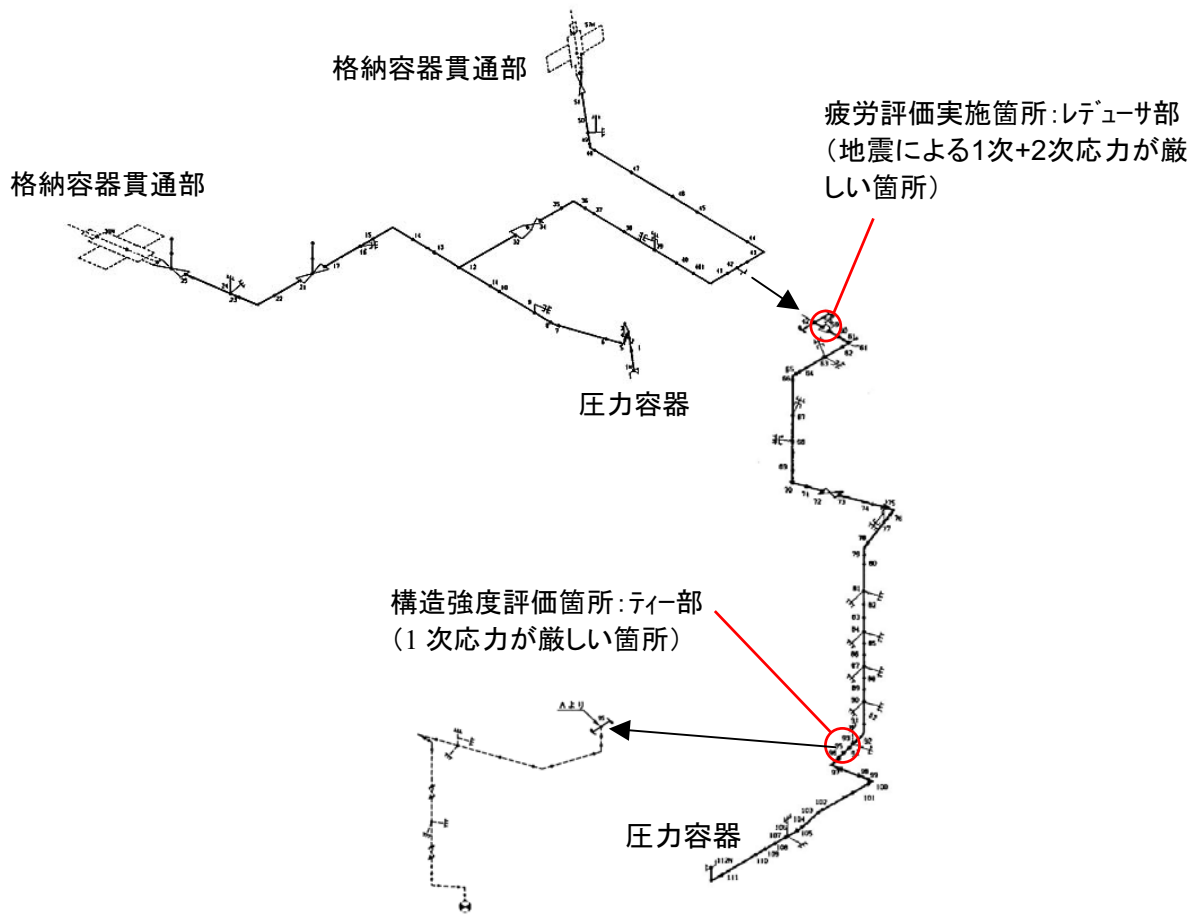


図 5.4 残留熱除去系配管疲労評価実施

表-3 疲労評価結果 (低圧注水ノズル ノズルセーフエンド)

	地震荷重による 1次+2次応力 (N/mm ²)		疲労評価			
	発生値	許容値 3Sm	運転状態 I, II	地震時		U+U S
			疲れ累積係数U	繰返し 回数	疲れ累積 係数U S	
設計時評価 (S2)	357	383	0.0145	60回	0.0044	0.0189
中越沖地震	338			22回*	0.0012	0.0157

※本震+余震の繰返し回数を記載。算定方法については添付資料-1 参照

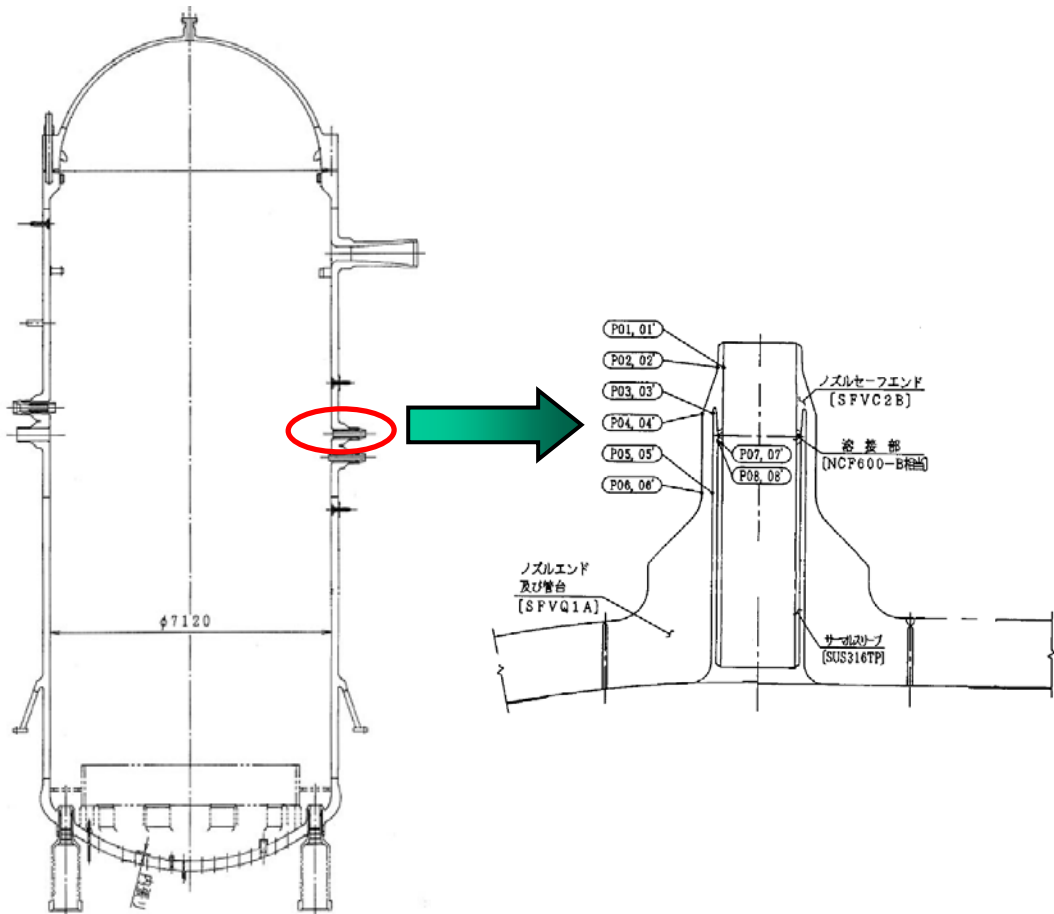


表-4 疲労評価結果（給水系配管 建屋間の相対変位を考慮）※1

	地震荷重による 1次+2次応力(N/mm ²)		疲労評価			
	発生値	許容値 3Sm	運転状態 I, II	地震時		U+U S
			疲れ累積係数 U	繰返し 回数	疲れ累積 係数U S	
設計時評価(S2)	369	418	—※2	—※2	—※2	—※2
中越沖地震	270			22回※3	0.0004	—

※1 疲労評価実施箇所を下記図 5.4 に示す。（構造強度評価箇所とは異なる）

※2 設計時においては1次+2次応力が3Sm以下であるためJEAGに従い疲れ累積係数は算出していません。

※3 本震+余震の繰返し回数を記載。算定方法については添付資料-1 参照。

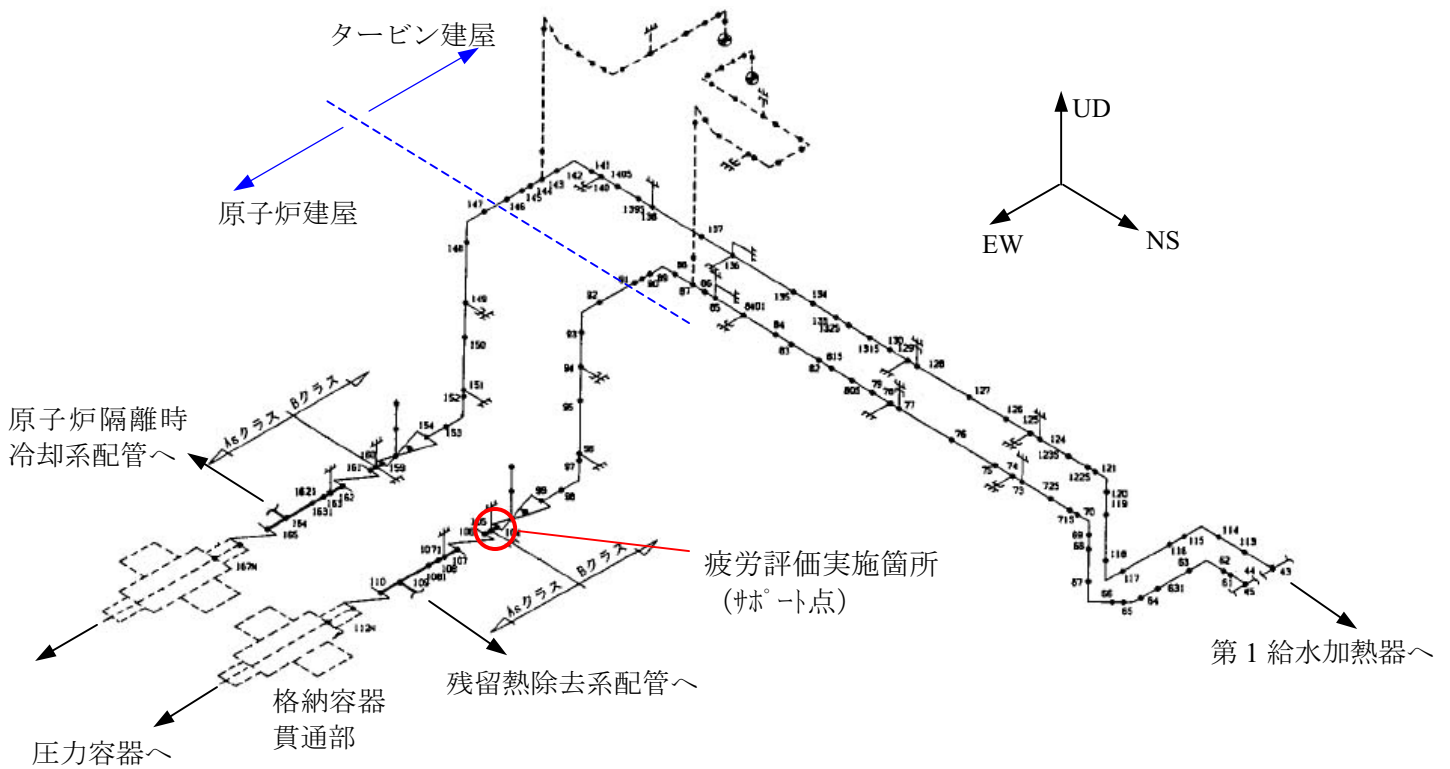


図 5.5 給水系配管疲労評価実施箇所

疲労評価における繰返し回数の算出について

(1) 概要

新潟県中越沖地震による疲労評価に用いる地震動の繰返し回数については、原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987 に記載のあるピーク応力法に基づき、算出を行った。

(2) 繰返し回数の算出方法

下記に算出方法の概要を示す。

- ① 地震観測データを用い、一質点系に入力した場合の変位応答波を求める。
 - ② 上記①で求められた変位の時刻歴波形は地震応力に比例すると考え、時刻歴変位波形の最大応答を最大ピーク応力値とした場合の応答波各ピーク点の応力値を求める。(ここで最大ピーク応力値は 150kg/mm^2 と仮定する*)
 - ③ 設計疲労線図より、②で求めた各ピーク点の応力値に対する許容繰返し回数 (N_i) を求め、式(1)により Usage Factor(F)を求める。
 - ④ 上記 Usage Factor(F)と、最大ピーク応力に対する許容繰返し回数 N_0 の積をとることにより最大ピーク応力に対する繰返し回数 N_e が求められる。
- 上記①～④の手順を周期毎に算出する。

※プラント設計において最大ピーク応力は厳しいところを考慮しても高々 150kg/mm^2 に設定すれば十分であり、設計時における地震繰返し回数の算出においてもこの値が用いられている

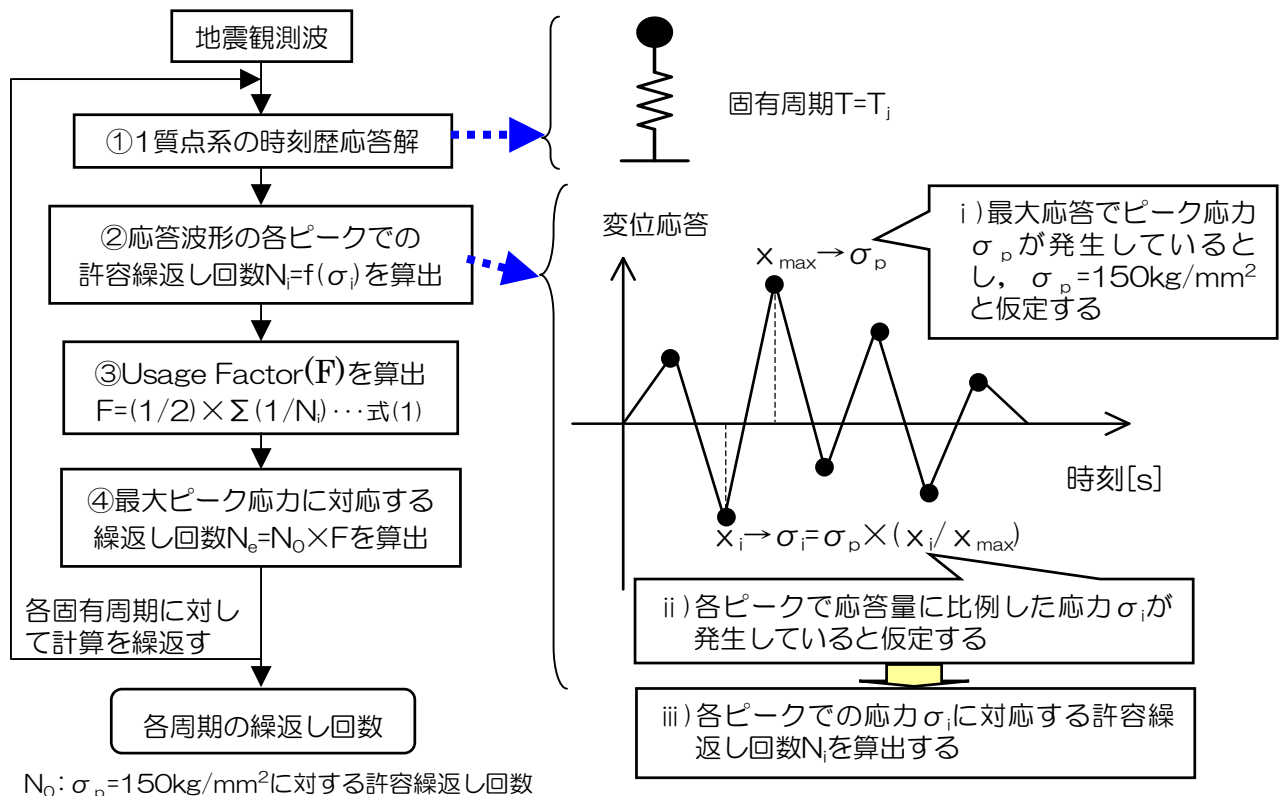


図 1 地震繰返し回数の算出フロー

各周期で算出した繰返し回数 N_e から最大の繰返し回数を読み取った結果を表 1 に示す。

各方向の値から最大の 21 回を中越沖地震の繰返し回数とする。

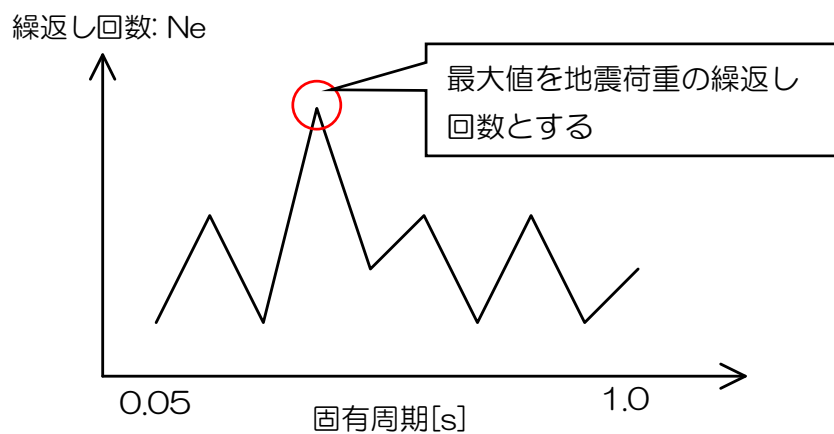


図 2 固有周期と繰返し回数の関係

表 1 各方向地震動による繰返し回数の最大値

標高	方向	繰返し回数 N_e の最大値
中間階 (TMSL + 23.5m)	NS	14
	EW	16
	UD	21
基礎版上 (TMSL - 8.2m)	NS	18
	EW	15
	UD	21

(3) 余震を含めた繰返し回数の算出

前項で求めた繰返し回数 21 回は、新潟県中越沖地震の本震（7 月 16 日 10:13）のみによるものであるが、余震も含めた地震の繰返し回数を求める。

2007 年 12 月 31 日までに観測された余震のうち比較的大きな余震を表 2 に示す。

表 2. 7 号機原子炉建屋基礎版上で観測した余震（大きい順に 5 つ記載）

		本震	余震①	余震②	余震③	余震④	余震⑤
		7月16日 10:13	7月16日 15:37	7月25日 6:52	7月16日 10:52	7月16日 10:18	7月16日 10:16
地下3階 (基礎版上)	NS	267	170	49	19	22	27
	EW	356	135	43	27	31	27
	UD	355	74	23	33	30	16

このうち、疲労限を超える応答が発生すると考えられる余震を考慮して繰返し回数を求める。

比較的大きな繰返しピーク応力強さが発生している残留熱除去系配管について、繰返しピーク応力と本震の大きさの比率から疲労限（80MPa）に対する地震の大きさを求めると約 50Gal である。

$$\text{繰返しピーク応力} : 356 \text{ Gal} = \text{疲労限 (80MPa)} : \text{約 } 50 \text{ Gal}$$

これより、表 2 の余震①と余震②を考慮して繰返し回数を求めた（表 3 参照）。結果、本震のみの場合に比べて 1 回増加して 22 回となった。図 1 の式(1)より応答が疲労限を下回るような地震については繰返し回数は増加しないため、これ以上余震を考慮しても繰返し回数は増加しないと考えられる。

以上より、余震を含めた中越沖地震の繰返し回数を 22 回として今後の疲労評価を行うものとする。

表 3. 余震を含めた地震の繰返し回数

		本震のみ	本震+余震①+余震②
中間階 (TMSL23.5m)	NS	14 回	17 回
	EW	16 回	17 回
	UD	21 回	21 回
地下3階 (基礎版上)	NS	18 回	19 回
	EW	15 回	16 回
	UD	21 回	22 回
最大値		21 回	22 回

建屋応答解析と地震観測波の相違が及ぼす設備解析への影響について

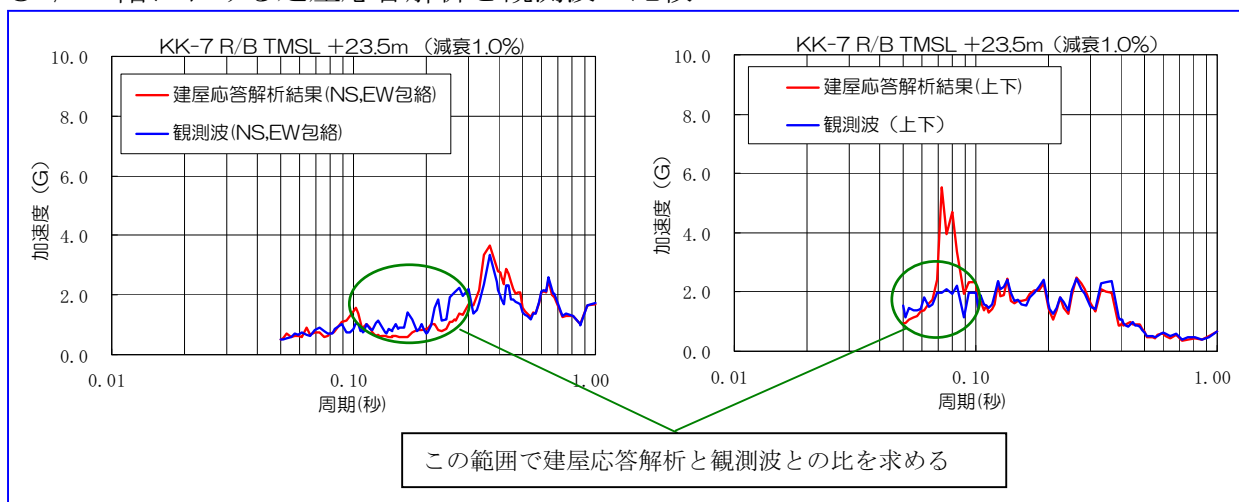
1. 概要

7号機原子炉建屋の建屋応答解析結果と観測波の比較において、一部相違があるため、その相違が本報告書の解析結果に及ぼす影響を考察した。

2. 考察方法

観測波が得られている原子炉建屋3階 (TMSL+23.5m) において、建屋応答解析結果と観測波を比較し、相違の大きい範囲 (水平：周期 0.1~0.3秒, 鉛直：周期 0.1秒以下) にて両者の床応答スペクトルの比を求め、その他レベルの建屋応答解析による床応答スペクトルにその比を乗じて補正を行った。

○R/B3階における建屋応答解析と観測波の比較



○天井クレーン階の補正例

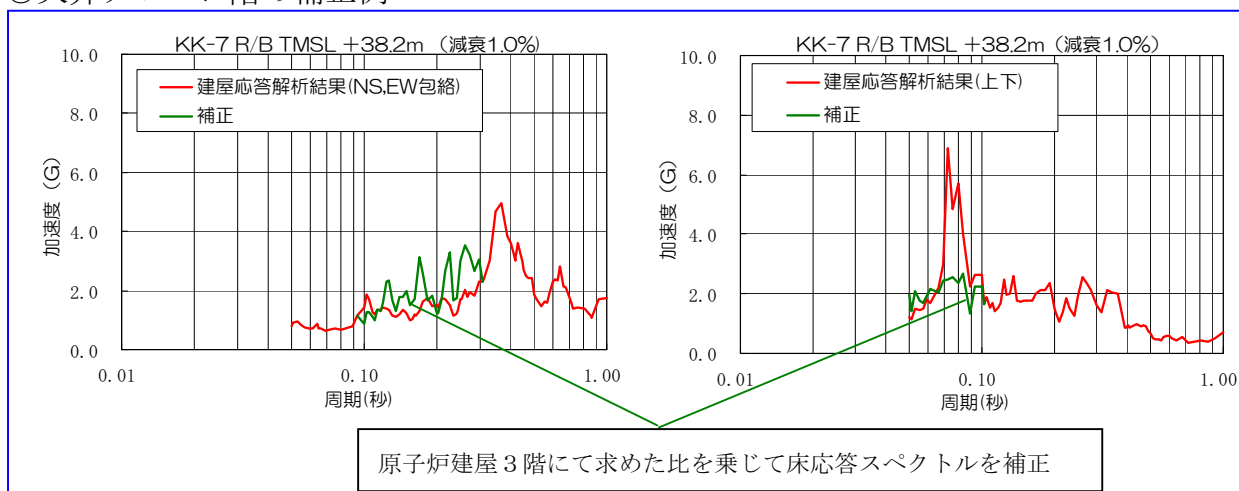


図1 床応答スペクトルの補正例

3. 考察対象設備の選定

水平方向の周期 0.1～0.3 秒にて建屋応答解析結果が観測波を下回っているため、固有周期がこの範囲にある設備（表 1）のうち、解析結果が比較的厳しい設備として残留熱除去系配管と燃料取替機を選定した。

表 1 固有周期が 0.1～0.3 秒の設備

設備	固有周期 (S)	評価部位	応力分類	算出値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	余裕度※	評価方法
ドライウェルスプレイ管	0.18	スプレイ管案内管	1次応力	52	211	4.05	A
燃料取替機	0.25	構造物フレーム	組合せ	204	241	1.18	A
主蒸気系配管	0.17	配管	1次応力	136	281	2.09	B
原子炉冷却材浄化系配管	0.22			89	274	3.07	B
制御棒駆動系配管	0.18			153	283	1.84	B
不活性ガス系配管	0.18			81	201	2.48	B
残留熱除去系配管	0.21			239	274	1.14	B
原子炉隔離時冷却系配管	0.25			94	182	1.93	B
高圧炉心注水系配管	0.28			96	220	2.29	B
燃料プール冷却浄化系配管	0.14			50	188	3.76	B
非常用ガス処理系配管	0.15			32	214	6.68	B
放射性トリウム移送系配管	0.11			68	188	2.76	B
可燃性ガス濃度制御系配管	0.15			51	211	4.13	B
給水系配管	0.13			92	274	2.97	B

※余裕度＝評価基準値／算出値

4. 評価結果

4.1 燃料取替機の評価

燃料取替機の固有振動数と刺激係数を表 2 に示す。

EW 方向は燃料取替機の進行方向であるため、水平方向震度は、モードに関係なく駆動輪の最大静止摩擦係数より定まる。

NS 方向の卓越モードは 3 次, 8 次および 9 次である。ただし, 3 次はトロリの卓越モードであるため, フレームの評価としては 8 次と 9 次に着目する。一方, 上下方向は 2 次に着目して評価する。

観測波と建屋応答解析結果に燃料取替機の固有周期を併記して図 2 に示す。水平方向における卓越モード (8・9 次), 上下方向における卓越モード (2 次) のいずれについても観測波と建屋応答解析結果の相違は殆どなく, 評価結果に影響はないものと考えられる。

表 2. 燃料取替機の固有周期

次数	固有周期 (Sec)	刺激係数		
		NS 方向	EW 方向	上下方向
1	0.250	-0.001	-1.002	0.120
2	0.140	-0.629	0.225	1.633
3	0.122	-1.179	-0.388	-0.794
4	0.110	0.237	-1.200	0.259
5	0.100	-0.238	-0.039	-0.045
6	0.091	0.121	-0.399	0.374
7	0.066	0.115	0.593	0.040
8	0.063	-0.958	-0.051	-0.238
9	0.059	1.137	-0.109	-0.151
10	0.055	0.359	-0.076	0.057

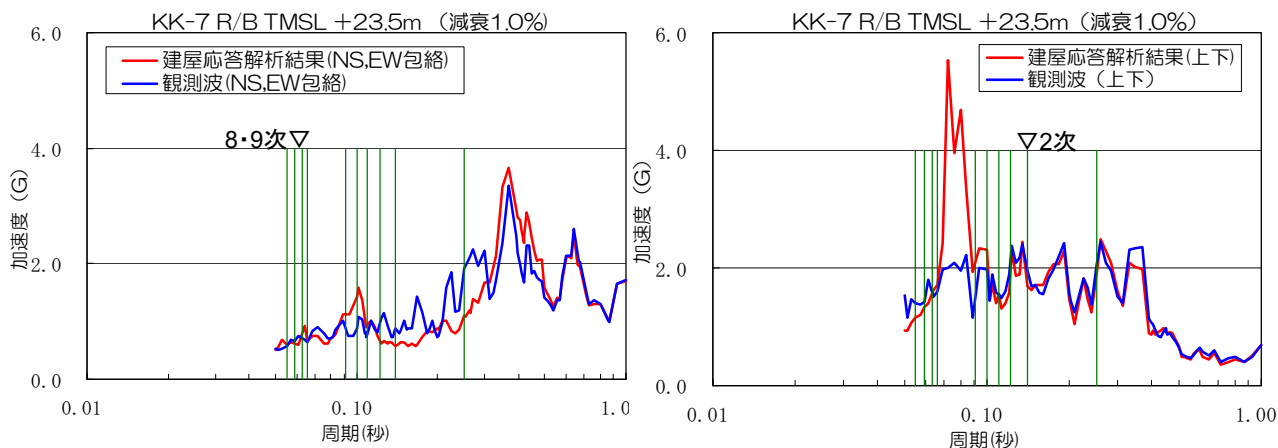
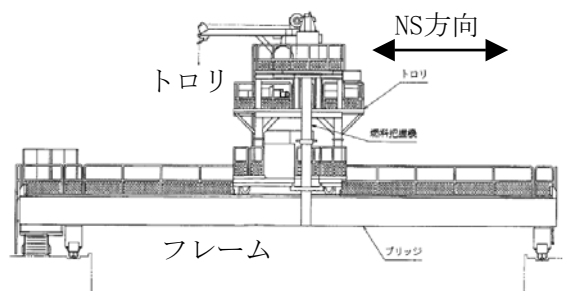


図 2. 床応答スペクトル (観測波と建屋応答解析の比較) と固有周期

4.2 残留熱除去系配管の評価

補正した床応答スペクトルを用いて残留熱除去系配管の解析を実施した結果を表 3 に示す。(燃料取替機については追而)

評価箇所は、図 3 において地震による影響の大きい箇所①および最大応力発生点となる箇所②で評価を行った。

表 3. 評価結果 (残留熱除去系配管)

評価点		1 次応力 (MPa)			評価基準値 (III _A S) (MPa)
		合計	地震以外による	地震による	
①ティー部	スペクトル補正前	205	55	150	274
	スペクトル補正後	207		152	
②ティー部 (最大応力発生点)	スペクトル補正前	239(報告値)	129	110	
	スペクトル補正後	253		124	

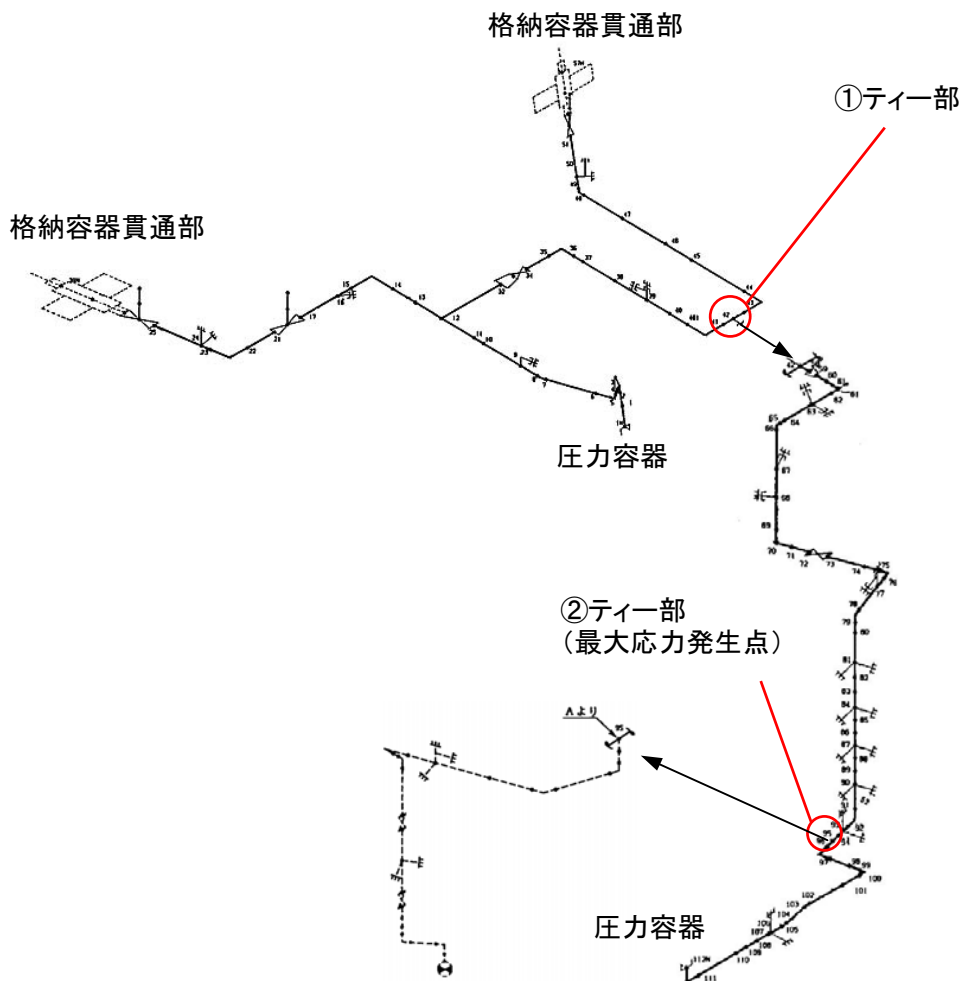


図 3 残留熱除去系配管モデル図

表3に示されるように、補正後の算出値は補正前とほぼ変わらない結果となった。これは、図4及び表4に示されるとおり、発生応力に大きく寄与している1次モードでは、建屋応答解析および観測波による床応答スペクトルの比が小さいことから補正の効果は現れにくいためと考えられる。

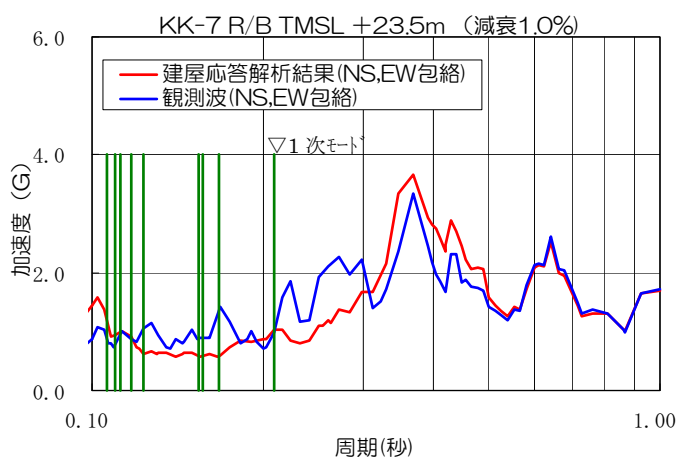


図4 床応答スペクトルと固有周期
(残留熱除去系配管)

緑線は固有周期を示す。

表4 各モードにおける固有周期及び刺激係数 (残留熱除去系配管)

モード	固有周期 (S)	刺激係数		
		NS	EW	上下
1	0.209	0.317	0.233	0.749
2	0.167	0.166	0.035	0.256
3	0.157	0.122	0.041	0.050
4	0.154	0.310	0.000	0.400
5	0.123	0.101	0.113	0.130
6	0.117	0.092	0.000	0.155
7	0.112	0.092	0.136	0.124
8	0.110	0.020	0.428	0.312
9	0.106	0.109	0.136	0.153

補正を行った0.1秒までを記載

(5) その他設備の考察

表1の残留熱除去系以外の系統で、余裕度が比較的小さい配管系について、各モードにおける建屋応答解析と観測波の床応答スペクトルの比を確認した。その結果、いずれの配管においても主要モードで床応答スペクトルが大きく相違することはなく、評価基準値を満足すると考えられる。

①制御棒駆動系配管

表1に示されるとおり解析結果には8割の余裕度があり、また図5に示されるとおり、どのモードでもスペクトル比は小さいことを考えると、補正を行っても算出値は評価基準値に収まると考えられる。

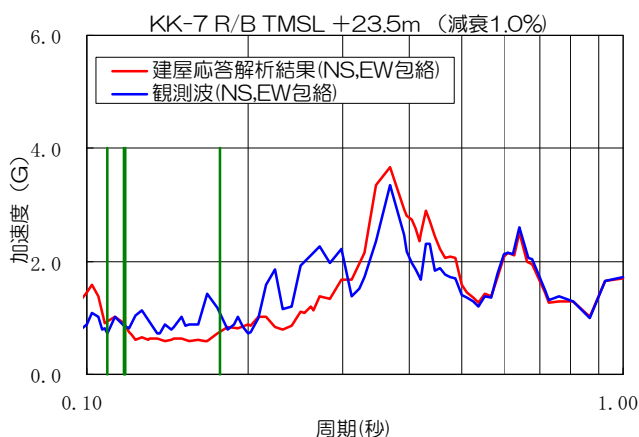


図5 床応答スペクトルと固有周期
(制御棒駆動系配管)

表5 各モードにおける固有周期及び刺激係数
(制御棒駆動系配管)

モード	固有周期 (S)	刺激係数		
		NS	EW	上下
1	0.177	0.051	0.001	0.003
2	0.118	0.023	0.023	0.008
3	0.117	0.015	0.010	0.018
4	0.109	0.023	0.029	0.000

②原子炉隔離時冷却系配管

表1に示されるとおり解析結果には9割の余裕度があり、また図6に示されるとおり主要なモードである4次でスペクトル比は小さいことを考えると、補正を行っても算出値は評価基準値に収まると考えられる。

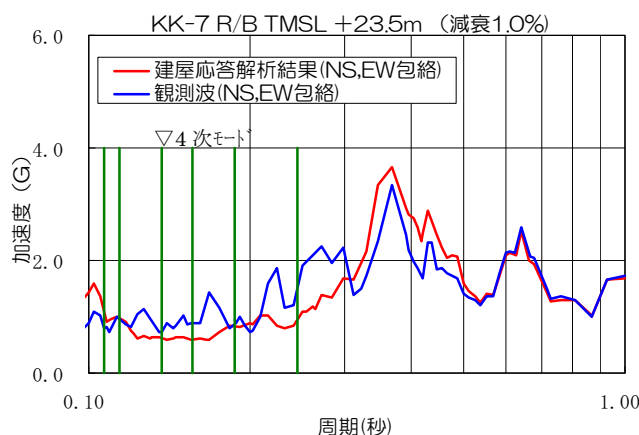


図6 床応答スペクトルと固有周期
(原子炉隔離時冷却系配管)

表6 各モードにおける固有周期及び刺激係数
(原子炉隔離時冷却系配管)

モード	固有周期 (S)	刺激係数		
		NS	EW	上下
1	0.245	0.031	0.227	0.005
2	0.187	0.219	0.017	0.104
3	0.156	0.023	0.100	0.077
4	0.137	0.158	0.275	0.131
5	0.114	0.052	0.117	0.165
6	0.107	0.023	0.118	0.091

③主蒸気系配管

表 1 に示されるとおり解析結果には 10 割の余裕度があり，また図 7 に示されるとおり主要なモードである 3 次でスペクトル比は小さいことを考えると，補正を行っても算出値は評価基準値に収まると考えられる。

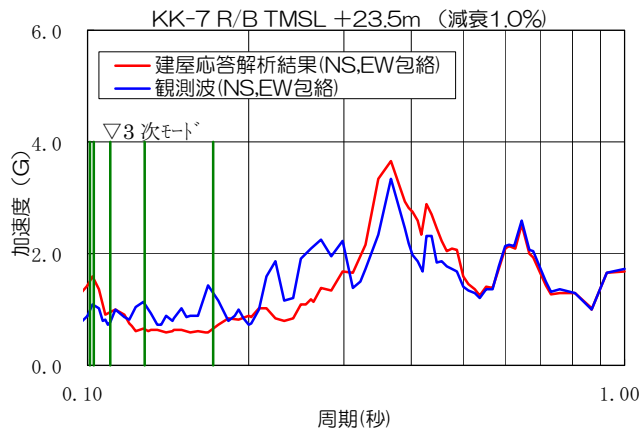


図 7 床応答スペクトルと固有周期
(主蒸気系配管)

表 7 各モードにおける固有周期及び刺激係数
(主蒸気系配管)

モード	固有周期 (S)	刺激係数		
		NS	EW	上下
1	0.171	0.033	0.118	0.150
2	0.128	0.041	0.295	0.015
3	0.110	0.558	1.160	0.241
4	0.103	0.234	0.242	0.061
5	0.101	0.164	0.121	0.051

④高圧炉心注水系

図 8 に示されるとおり主要なモードである 1 次において，両床応答スペクトルに 5 割近くの差があるが，表 1 に示されるとおり解析結果には 10 割以上の余裕があるため，補正を行っても算出値は評価基準値に収まると考えられる。

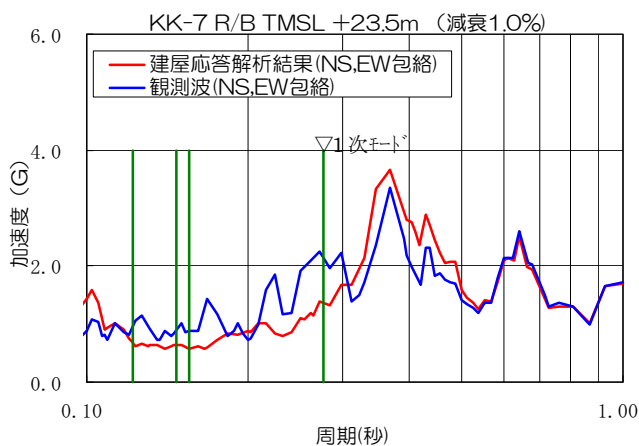


図 8 床応答スペクトルと固有周期
(高圧炉心注水系配管)

表 8 各モードにおける固有周期及び刺激係数
(高圧炉心注水系配管)

モード	固有周期 (S)	刺激係数		
		NS	EW	上下
1	0.276	0.007	0.605	0.117
2	0.155	0.356	0.029	0.160
3	0.147	0.205	0.055	0.161
4	0.122	0.231	0.079	0.116

(6) まとめ

建屋応答解析結果と観測波との相違が比較的大きい周期帯に固有周期をもつ設備のうち、解析結果と評価基準値の余裕度が小さい設備について、建屋応答解析結果と観測波との相違の影響を確認した。

残留熱除去系配管にて、建屋応答解析と観測波の比で床応答スペクトルを補正し、スペクトルモーダル法で解析評価を行ったが、算出値は補正前とほぼ変わらない結果となった。

また、その他の余裕度が比較的小さい配管について、各モードでの建屋応答解析と観測波の相違を確認したが、いずれの設備についても主要モードで相違が大きくなることはなく、解析結果の余裕度を考慮すれば、相違を考慮しても評価基準に収まるものと考えられる。

