

建設後の耐震補強の実績及び今後の予定について

耐震設計審査指針の改正後の耐震バックチェックに関連して実施した耐震補強（以下、「耐震 BC による耐震補強」という）について表 1 に示す。

表 1 過去の耐震補強概要

種別	内容	評価への影響有無*1
配管類	サポート追設・撤去, サポート取替 (容量変更), 架構補強, ラグ改造, 拘束方向変更 (16 系統, 約 350 箇所)	○
電路類	ケーブルトレイのサポート改造 (約 260 箇所)	×
	電線管のサポート改造 (約 70 箇所)	×
機器類	中央制御室換気空調系ダクトサポートの追設, 補強	×
	残留熱除去系熱交換器架台のサポート追設	○
建物・構築物, 屋外土木構造物	取水口護岸部 (南北) 両岸の地盤の改良	×
	非常用海水系配管 (二重管) 下部の地盤の改良	×
	主排気筒鉄塔の一部撤去, 制震ダンパ, 弾塑性ダンパ取付け, 鉄塔補強	○
	原子炉建屋 6 F の屋根トラスの鉄骨補強, 原子炉建屋 6 F 天井走行クレーンのクレーンガータの振れ止め敷設	×
	非常用ガス処理系屋外配管のルート変更, 変更後配管用高架陸橋 (架構) 設置	×

*1: 耐震安全性評価書に記載される評価結果に影響を及ぼす工事を○, 評価結果に影響を及ぼさない工事を×とする。

工事計画認可申請 (平成 30 年 2 月補正申請) 及び今回の劣化状況評価における耐震安全性評価によって今後予定されている耐震補強 (以下、「補正工認等による耐震補強」という) について表 2 に示す。

表 2 今後の耐震補強工事概要

種別	内容
配管類	サポート追設・撤去, サポート取替 (型式・容量変更), ラグ改造, 拘束方向変更 (201 箇所)
機器類	残留熱除去系熱交換器架台: サポート追設 原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器: サポート追設 雑固体焼却系設備焼却炉: 架台補強 雑固体焼却系設備セラミックフィルタ: ラグ補強 使用済燃料乾式貯蔵容器: トラニオン固定金具の材質変更及び厚さ変更, トラニオン固定ボルトのボルト径変更及び材質変更, 容器押え金具のボルト径変更及び材質変更, 容器押えボルトの追加
建物・構築物, 屋外土木構造物	主排気筒: 鉄塔補強高さの嵩上げ, 鉄塔脚数の増加, 基礎梁の増強, 鋼管杭の増設

表1で評価への影響有とした耐震補強工事，並びに表2に示す工事計画認可申請（平成30年2月補正申請）及び今回の劣化状況評価における耐震安全性評価において現状の構造から補強のため変更を加えて評価を行った機器について，補強概要を次項以降に示す。

(1) 配管類耐震補強

配管類耐震補強のうち，耐震安全性評価を実施する範囲においてサポート追設等を実施した箇所及び今後の実施予定箇所の内訳を表3に示す。

表3 配管類耐震補強の実績及び実施予定箇所数

系統	耐震BCによる耐震補強の実績箇所数	補正工認等による耐震補強の実施予定箇所数
原子炉再循環系	①11	⑥21*1
残留熱除去系	②15*3	⑦19*1,*3
原子炉系（蒸気部）	③20	⑧66*1/47*2
原子炉系（純水部）	④10	⑨8*1*2
給水系	⑤4	⑩2*2
復水系	—	⑪7*2
給水加熱器ドレン系	—	⑫2*2
原子炉冷却材浄化系	—	⑬29*2

*1：配管の低サイクル疲労を考慮した耐震安全性評価におけるサポート追設等の実施箇所数を示す

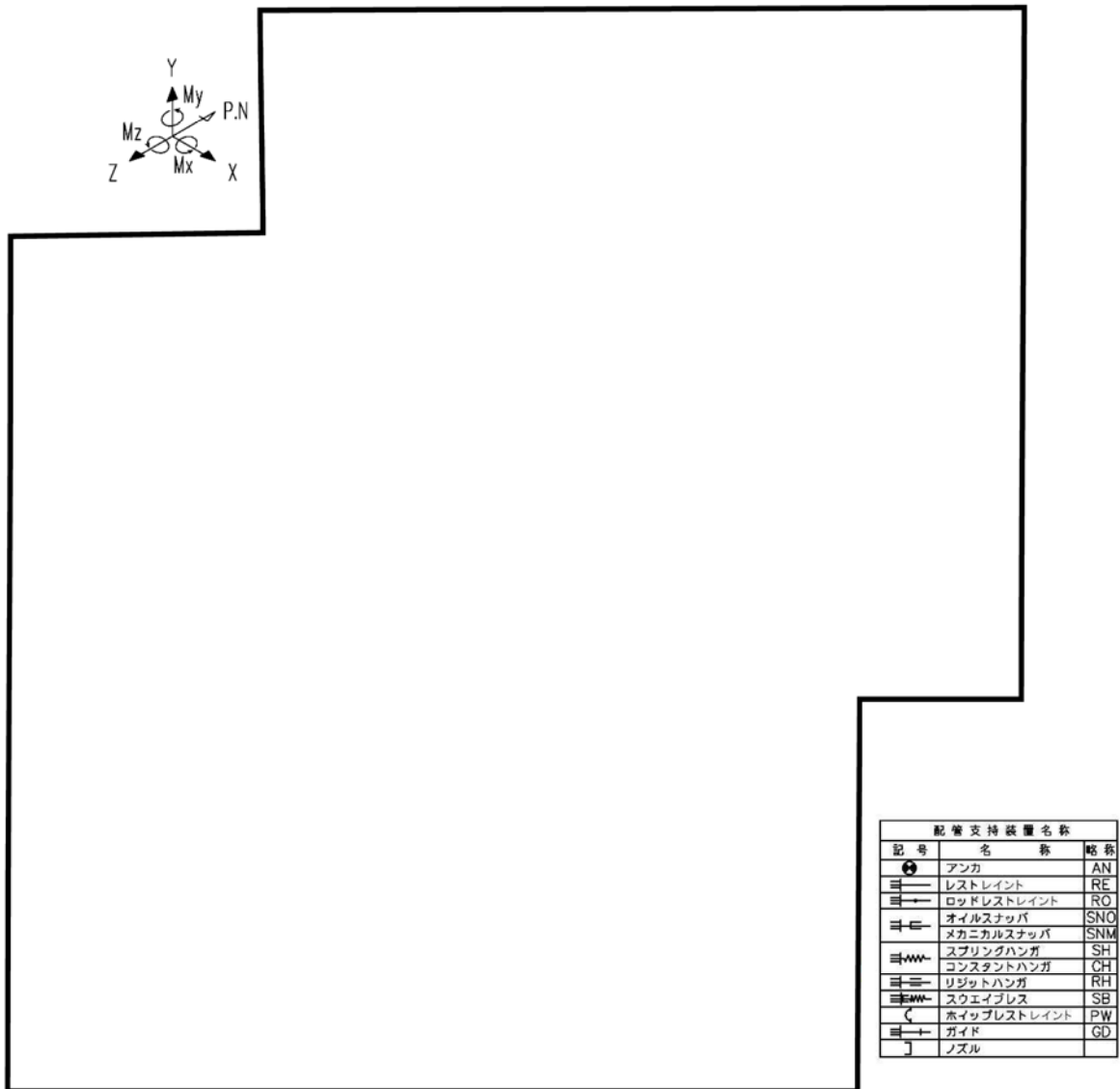
*2：配管の腐食（流れ加速型腐食）を考慮した耐震安全性評価におけるサポート追設等の実施箇所数を示す

*3：原子炉再循環系の解析モデルに含まれる範囲におけるサポート追設等の実施箇所数を示す

耐震BCによる耐震補強概要を①～⑤，補正工認等による耐震補強概要を⑥～⑬にそれぞれ示す。

補正工認等による耐震補強のうち，基準地震動 S_B 及び弾性設計用地震動 S_d 見直しによる補正工認での耐震評価及び経年劣化を考慮しない状態での耐震評価（配管の耐震評価における公称肉厚等）において補強の必要となった箇所については補強内容欄に【工】，劣化状況評価において耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価により補強の必要となった箇所については【劣】と記載する。

① 原子炉再循環系



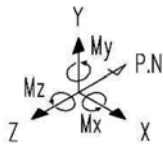
設備支持装置名称		
記号	名称	略称
●	アンカ	AN
≡	レストレイント	RE
≡→	ロッドレストレイント	RO
≡	オイルスナップ	SNO
≡	メカニカルスナップ	SNM
≡	スプリングハンガ	SH
≡	コンスタントハンガ	CH
≡	リジッドハンガ	RH
≡	スウェイブレス	SB
≡	ホイップレストレイント	PW
≡	ガイド	GD
丁	ノズル	

○ : 耐震 BC による耐震補強箇所

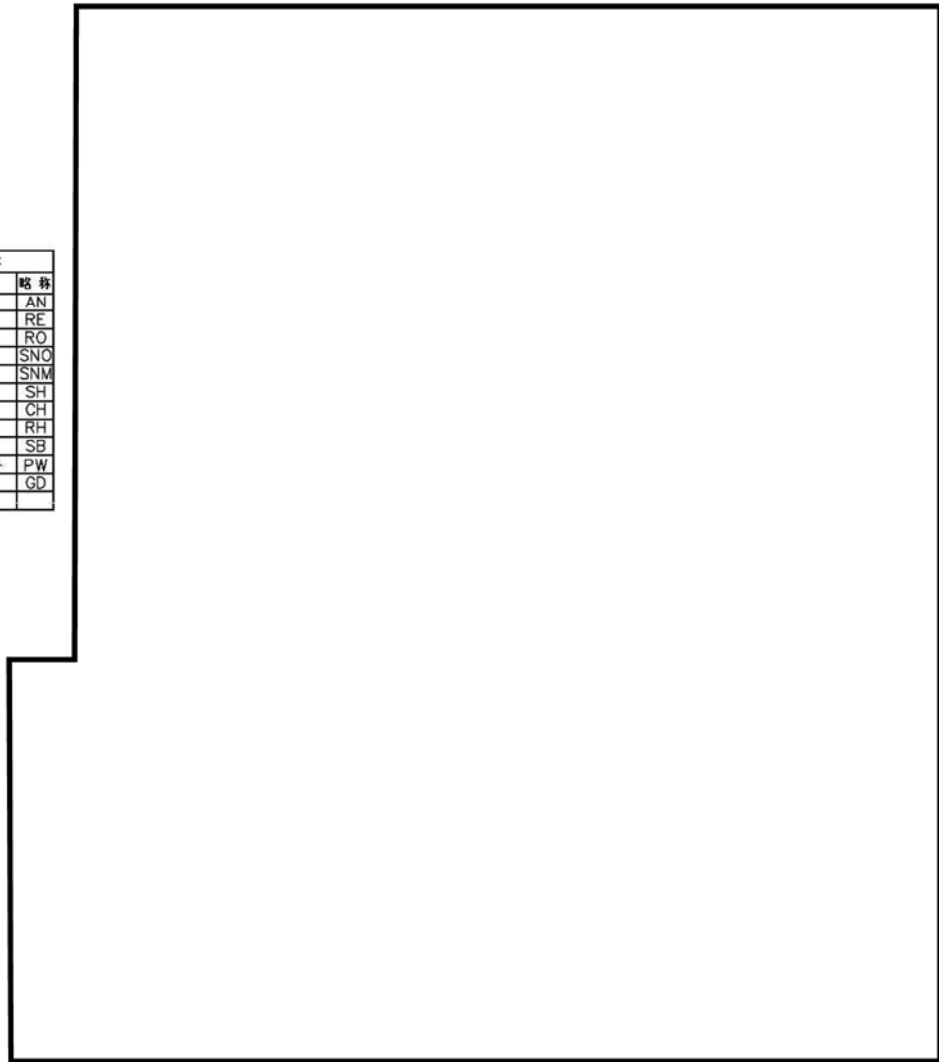
図 1 (1/2) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉再循環系】

表 4 (1/2) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉再循環系】

サポート番号	補強内容
SNO-PLR-SA1	サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)
SNO-PLR-SA2	サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)
SNO-PLR-SA8	サポート容量変更 (50 kN → 100 kN), 架構補強
SNO-PLR-SA11	架構補強
SNO-PLR-SA14	架構補強
SNO-PLR-SA22	架構補強
SNO-PLR-SA23	サポート容量変更 (100 kN → 250 kN), 架構補強



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	



: 耐震 BC による耐震補強箇所

図 1 (2/2) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉再循環系】

表 4 (2/2) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉再循環系】

サポート番号	補強内容
SNO-PLR-SB8	サポート容量変更 (50 kN→ 100 kN), 架構補強
SNO-PLR-SB14	架構補強
SNO-PLR-SB22	架構補強
SNO-PLR-SB23	サポート容量変更 (100 kN → 250 kN), 架構補強

サポート番号：SNO-PLR-SA1 サポート容量変更



サポート番号：SNO-PLR-SA11 架構補強

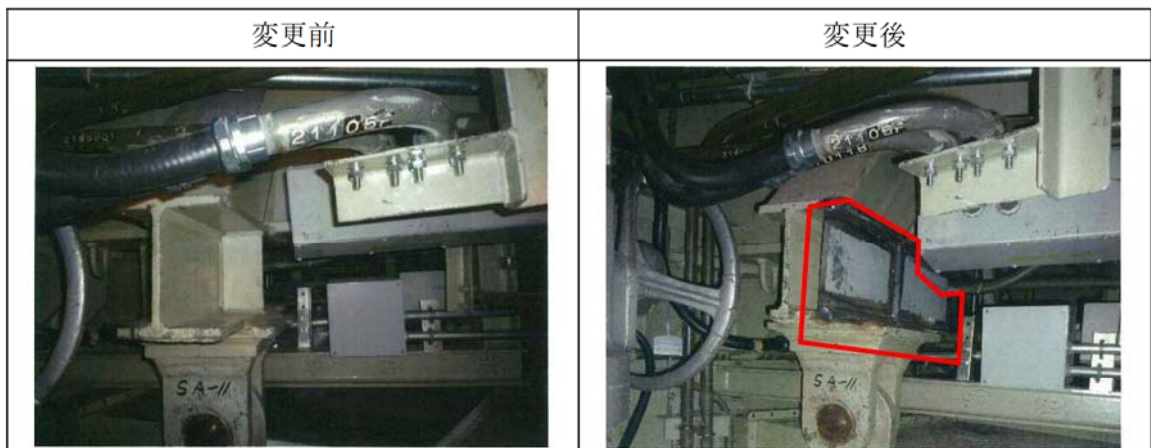


図2 サポート変更概要現場写真

② 残留熱除去系



○ : 耐震 BC による耐震補強箇所

図 3 (1/3) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【残留熱除去系】

表 5 (1/3) 耐震 BC による耐震補強内容【残留熱除去系】

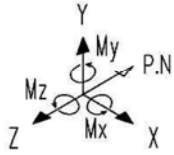
サポート番号	補強内容
SNO-RHR-30A	サポート容量変更 (50 kN → 100 kN), 架構補強
SNO-RHR-31A	架構補強
SNO-RHR-31C	サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-RHR-32T1	サポート追設 (160 kN × 1 本)
SNO-RHR-33A	架構補強



図 3 (2/3) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【残留熱除去系】

表 5 (2/3) 耐震 BC による耐震補強内容【残留熱除去系】

サポート番号	補強内容
SNO-RHR-412A	サポート容量変更 (10 kN → 30 kN)
SNO-RHR-413A	サポート容量変更 (30 kN → 60 kN)
SNO-RHR-413T	サポート追設 (60 kN ×1 本)
SNO-RHR-415A	サポート容量変更 (30 kN → 60 kN)
SNO-RHR-415B	架構補強



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
⊕	アンカ	AN
≡	レストレイント	RE
≡→	ロッドレストレイント	RO
≡≡	オイルスナップ	SNO
≡≡	メカニカルスナップ	SNM
≡≡≡	スプリングハンガ	SH
≡≡≡	コンスタントハンガ	CH
≡≡≡	リジッドハンガ	RH
≡≡≡	スウェイブレス	SB
≡	ホイップレストレイント	PW
≡+	ガイド	GD
⌋	ノズル	

○ : 耐震 BC による耐震補強箇所

図 3 (3/3) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【残留熱除去系】

表 5 (3/3) 耐震 BC による耐震補強内容【残留熱除去系】

サポート番号	補強内容
AN-RHR-20	架構補強, ラグ補強
SNO-RHR-21A	サポート容量変更 (10 kN → 30 kN)
SNO-RHR-23A	サポート容量変更 (50 kN → 60 kN)
SNO-RHR-23B	サポート容量変更 (50 kN → 100 kN), 架構補強
SNO-RHR-26A	サポート容量変更 (50 kN → 100 kN), 架構補強

サポート番号 : AN-RHR-20 ラグ補強

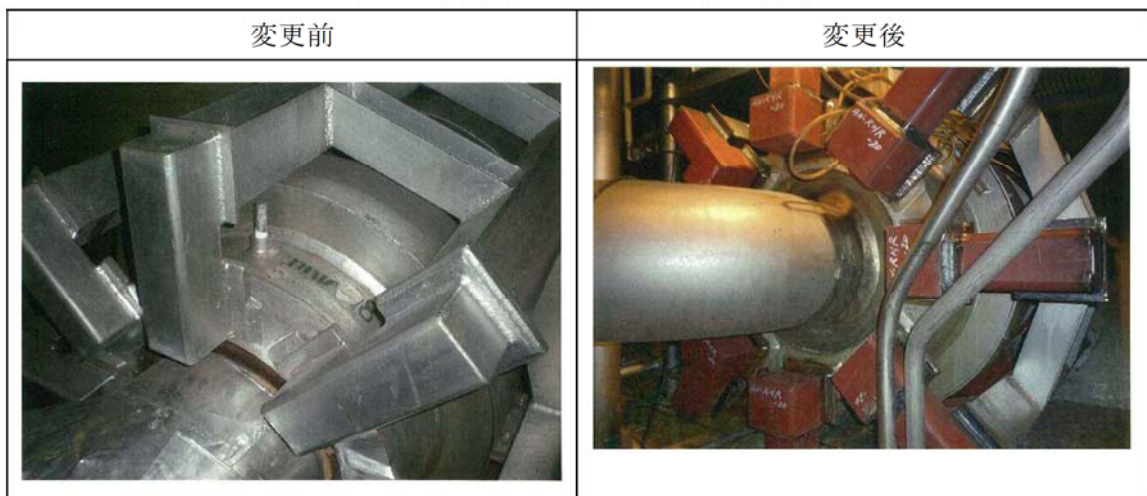
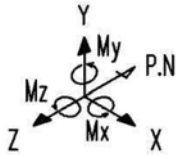


図 4 サポート変更概要現場写真

③ 原子炉系（蒸気部）



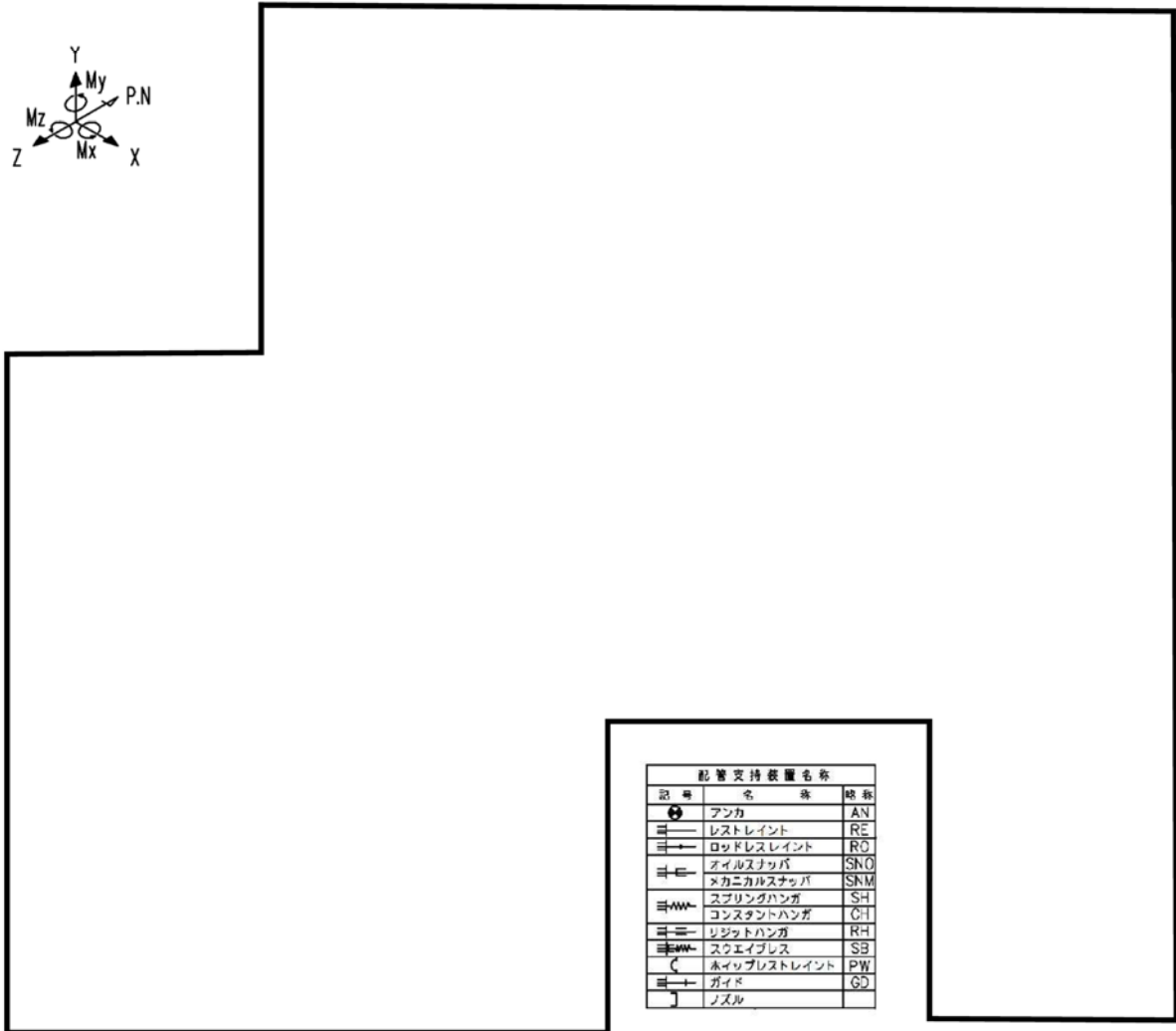
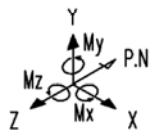
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

: 耐震 BC による耐震補強箇所

図 5 (1/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 6 (1/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-501	サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)

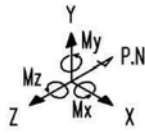


⊙ : 耐震 BC による耐震補強箇所

図 5 (2/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 6 (2/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
SNM-MS-114-248	サポート容量変更 (20 kN → 30 kN)
SNM-MS-114-250	サポート容量変更 (20 kN → 60 kN)



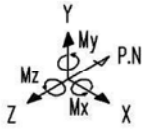
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルストップ	SNO
	ニカルストップ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CT
	リジッドハンガ	RH
	スタイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

: 耐震 BC による耐震補強箇所

図 5 (3/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 6 (3/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-512-1	架構補強
SNO-MS-512-2	架構補強



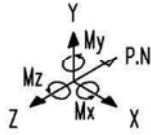
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
☉	アンカ	AN
≡	レストレイント	RE
≡→	ロッドレストレイント	RO
≡E	オイルスナッチ	SNO
≡E	メカニカルスナッチ	SNM
≡≡	スプリングハンガ	SH
≡≡	コンスタントハンガ	CHI
≡≡	リジッドハンガ	RH
≡≡	スウェイブレス	SB
C	ホイップレストレイント	PW
≡→	ガイド	GD
J	ノズル	

☉ : 耐震 BC による耐震補強箇所

図 5 (4/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 6 (4/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-SB4	サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)
SNO-MS-SB6	架構補強



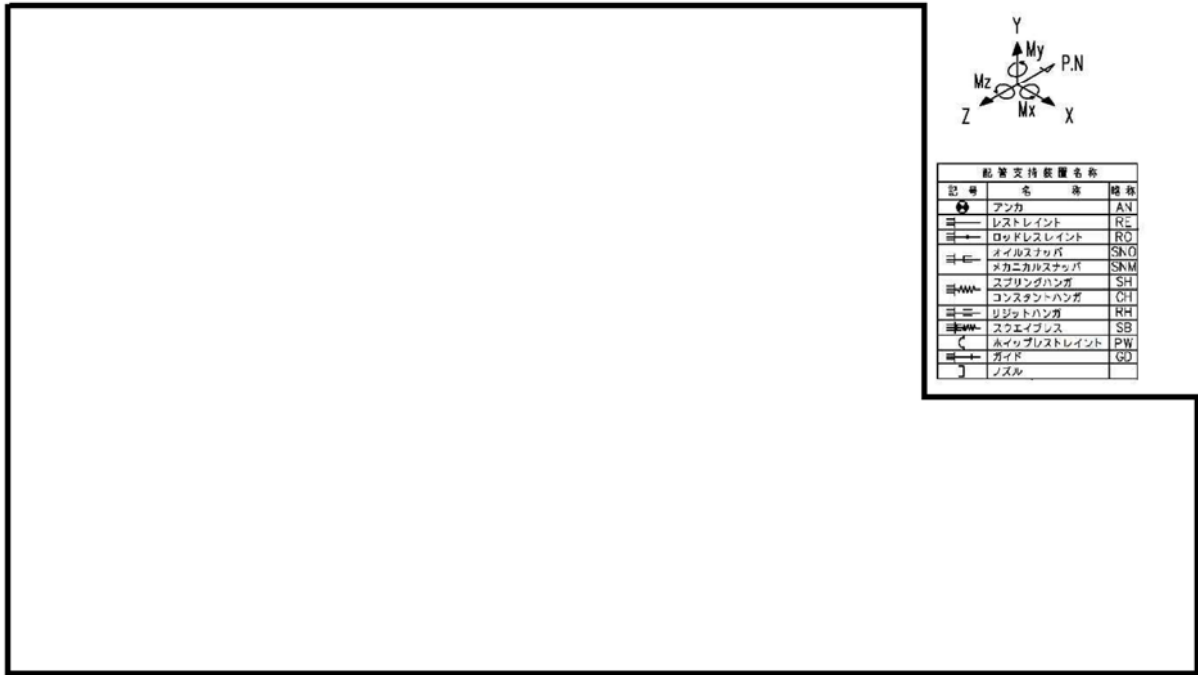
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

: 耐震 BC による耐震補強箇所

図 5 (5/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 6 (5/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-538-1	架構補強
SNO-MS-538-2	架構補強

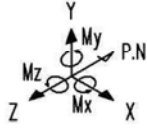


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所

図 5 (6/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 6 (6/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-SC4	サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)
SNO-MS-SC6	架構補強
SNO-MS-SC7	サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)



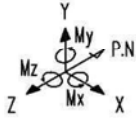
配管支持装置名		
記号	名称	線形
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルナッパ	SNO
	メカニカルナッパ	SNM
	スプリングハンガ	S-H
	コンスタントハンガ	C-H
	レジットハンガ	R-H
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

: 耐震 BC による耐震補強箇所

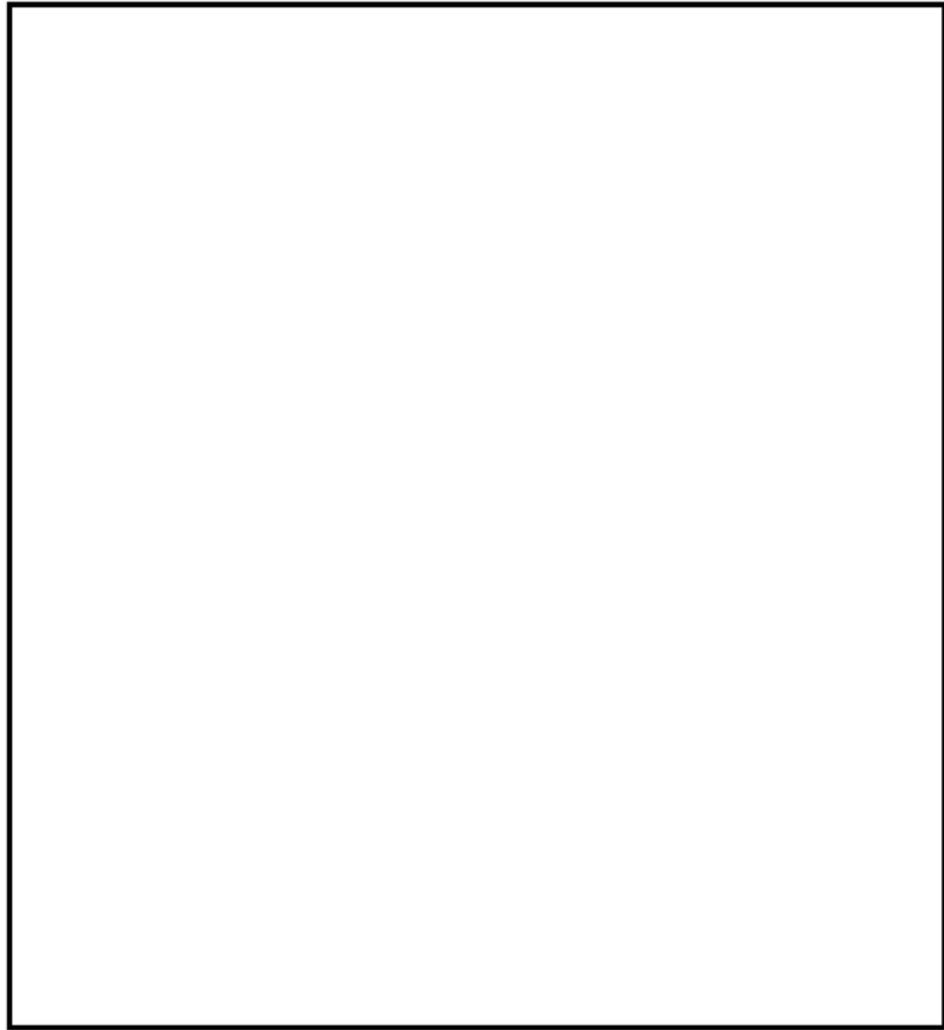
図 5 (7/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 6 (7/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-590-2	架構補強



配管支持設置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスタッパ	SNO
	メカニカルスタッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スラエブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

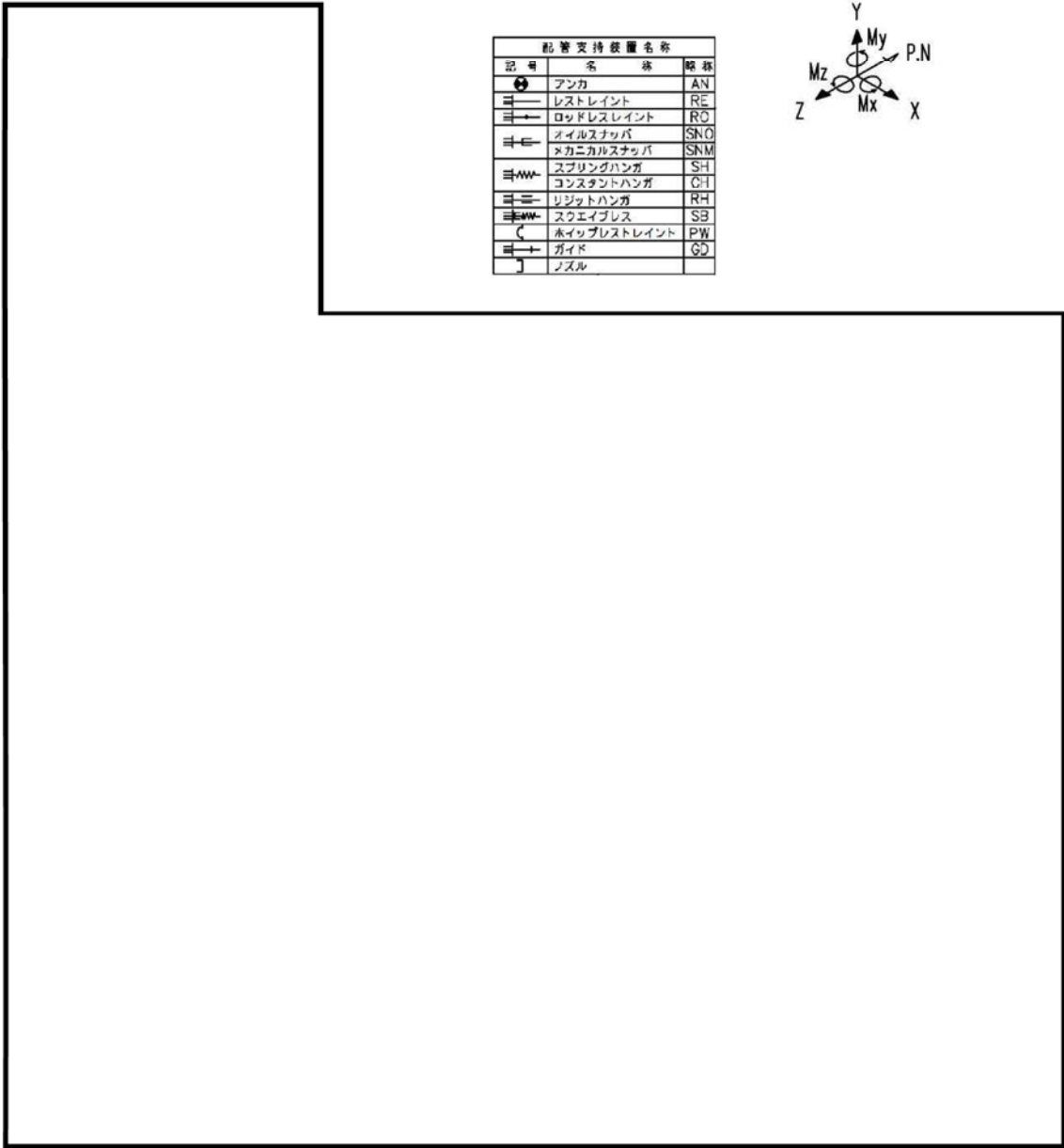


: 耐震 BC による耐震補強箇所

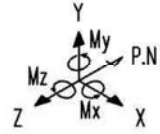
図 5 (8/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 6 (8/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-598	ラグ補強



耐震支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スクエアプレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

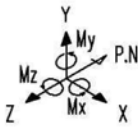


: 耐震 BC による耐震補強箇所

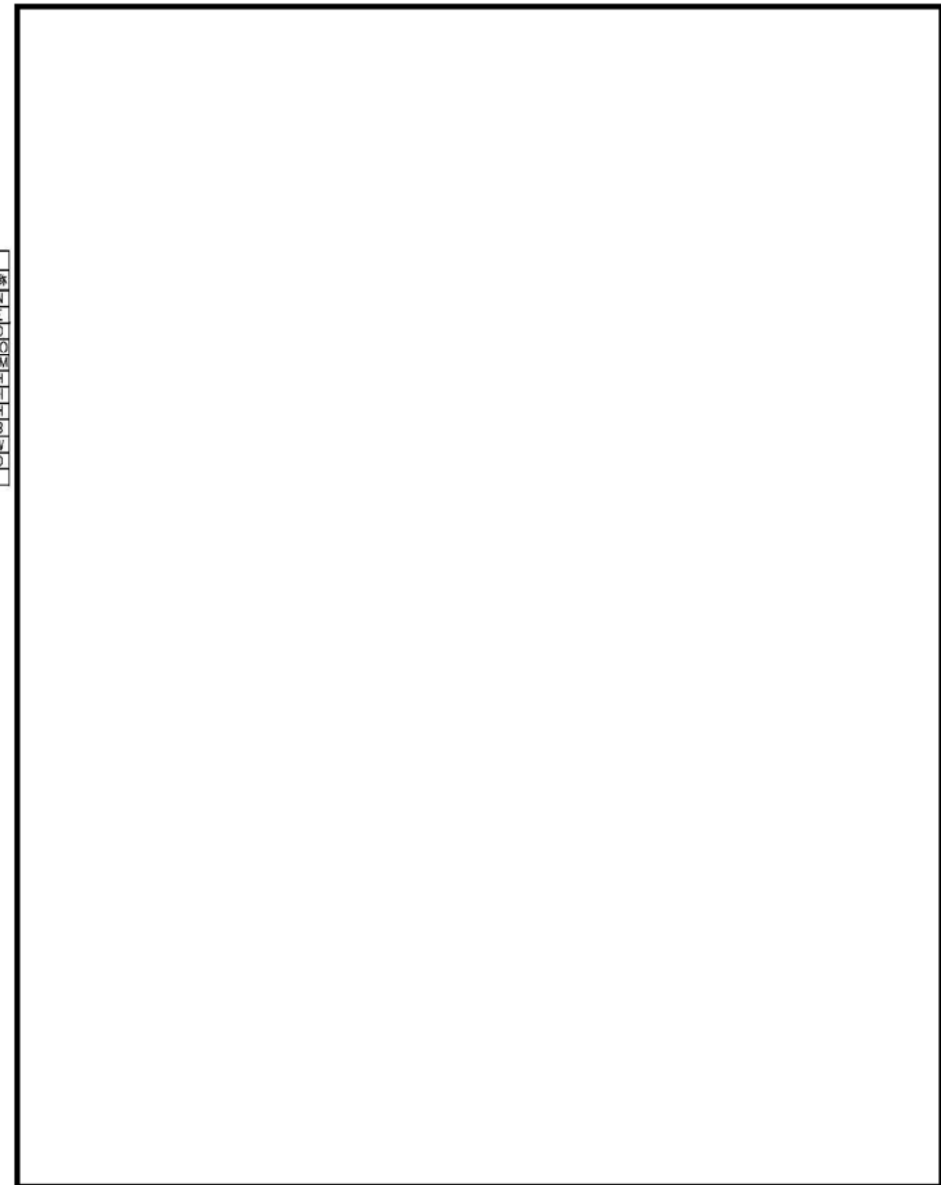
図 5 (9/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 6 (9/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-550-1	架構補強



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッチャ	SN/O
	メカニカルスナッチャ	SN/M
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

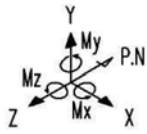


: 耐震 BC による耐震補強箇所

図 5 (10/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 6 (10/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
SNM-MS-123-276	サポート容量変更 (10 kN → 30 kN)
SNM-MS-123-278	サポート容量変更 (10 kN → 60 kN)



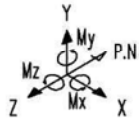
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
⊕	アンカ	AN
≡	レストレイント	RE
≡→	ロッドレストレイント	RO
≡←	オイルスナッチ	SNO
≡⇐	メカニカルスナッチ	SNM
≡≡	スプリングハンガ	SH
≡≡≡	コンスタントハンガ	CH
≡≡	リジッドハンガ	RH
≡≡≡	スウェイブレス	SB
≡	ホイップレストレイント	PW
≡→	ガイド	GD
└	ノズル	

○ : 耐震 BC による耐震補強箇所

図 5 (11/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 6 (11/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
RE-MSIV-76-3	架構補強



記号	名称	略称
⊕	アンカ	AN
≡	レストレイント	RE
≡+	ロッドレストレイント	RO
≡	オイルナツバ	SNO
≡	メカニカルナツバ	SNM
≡	スプリングハンガ	SH
≡	コンスタントハンガ	CI
≡	リジッドハンガ	RH
≡	スウェイブレス	SB
C	ホイップレストレイント	PW
≡	ガイド	GD
J	ノズル	

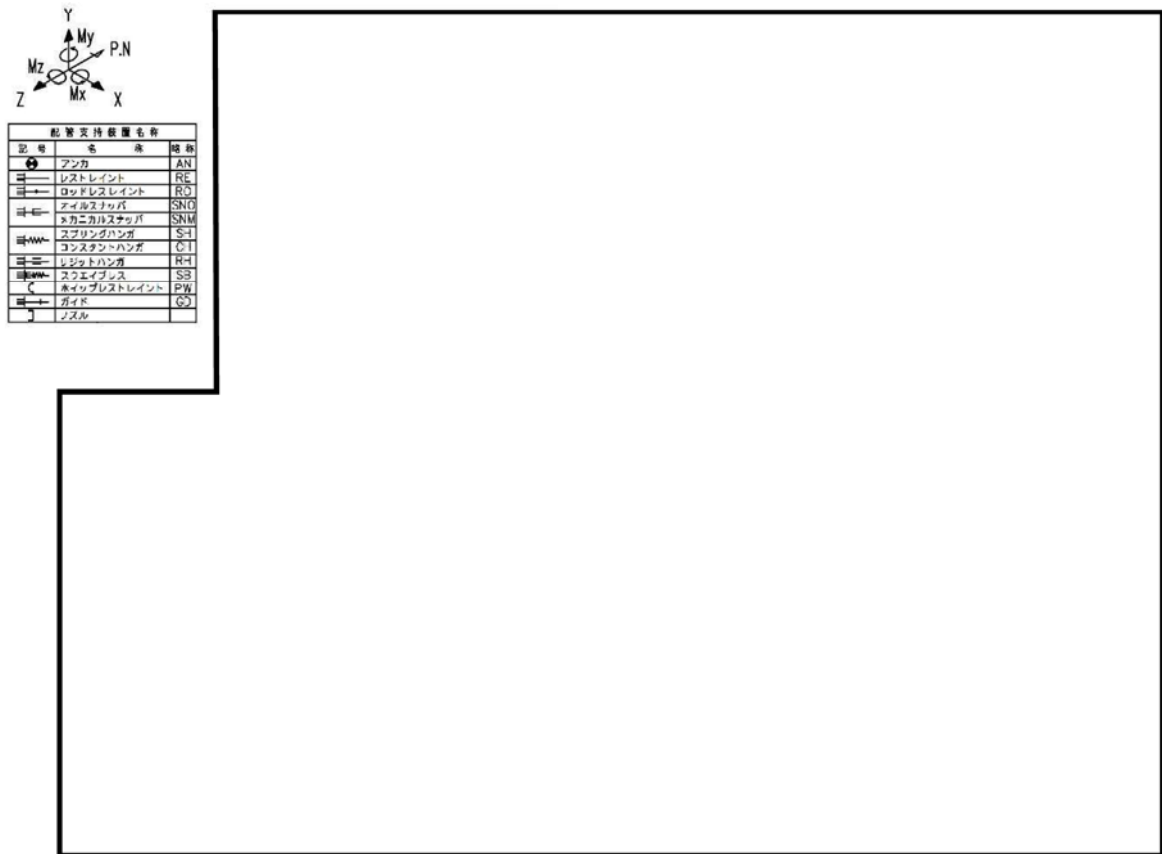
○ : 耐震 BC による耐震補強箇所

図 5 (12/12) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 6 (12/12) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
AN-MSIV-41	架構補強
RE-MSIV-41T	サポート追設

④ 原子炉系（純水部）

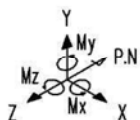


☉ : 耐震 BC による耐震補強箇所

図 6 (1/2) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系（純水部）】

表 7 (1/2) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系（純水部）】

サポート番号	補強内容
RE-FDW-142A	架構補強
SNO-FDW-143B	架構補強
SNO-FDW-144 (C)	サポート容量変更 (50 kN → 160 kN), 架構補強
SNO-FDW-144 (D)	サポート容量変更 (50 kN → 160 kN), 架構補強
SNO-FDW-147 (C)	サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-FDW-148-1	架構補強



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッチャ	SNO
	メカニカルスナッチャ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CI
	リジットハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

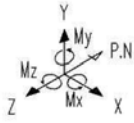
: 耐震 BC による耐震補強箇所

図 6 (2/2) 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉系（純水部）】

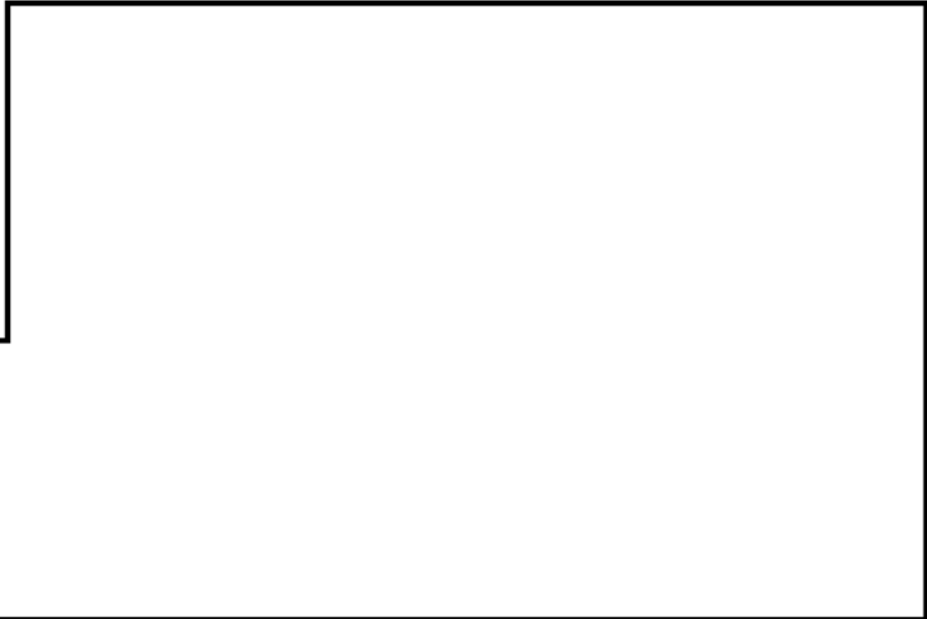
表 7 (2/2) 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉系（純水部）】

サポート番号	補強内容
SNO-FDW-134 (C)	サポート容量変更 (50 kN → 160 kN)
SNO-FDW-134 (D)	サポート容量変更 (50 kN → 160 kN)
RE-FDW-135	架構補強
SNO-FDW-138-1	架構補強

⑤ 給水系



配管支持装置名簿		
記号	名称	略称
○	アンカ	AN
—	レスレイント	RE
—	ロッドレスレイント	RO
—	メイルスナッチ	SNO
—	メカニカルスナッチ	SNM
—	スプリングハンゴ	SH
—	コンスタントハンゴ	CH
—	リジッドハンゴ	RH
—	スクエイクレス	SB
—	スリップレスレイント	PW
—	ガイド	GD
—	ノズル	



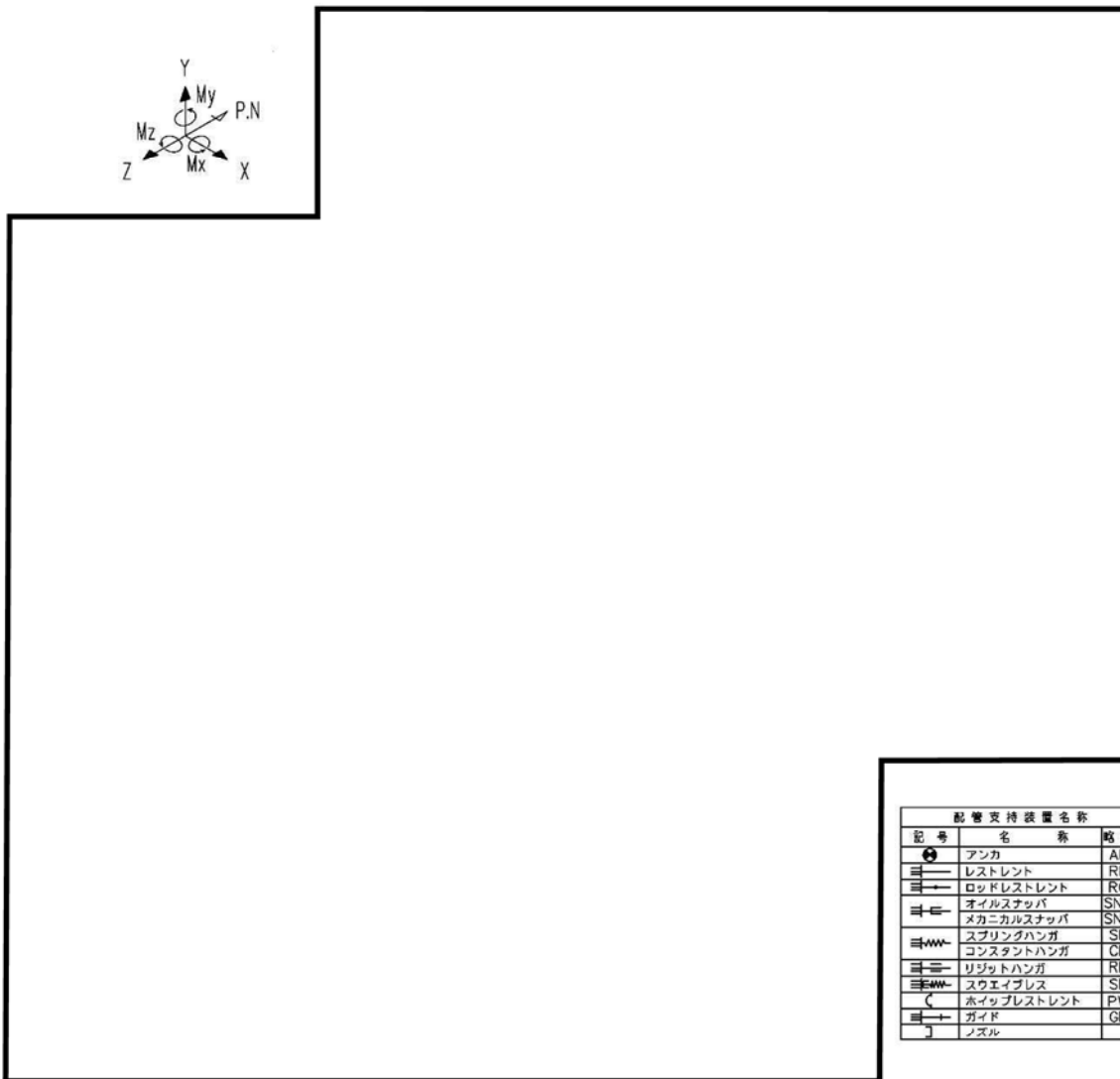
○ : 耐震 BC による耐震補強箇所

図 7 耐震 BC による耐震補強実施箇所【給水系】

表 8 耐震 BC による耐震補強内容【給水系】

サポート番号	補強内容
SNO-FDW-130F-1	架構補強
SNO-FDW-130F-2	架構補強
SNO-FDW-140D-1	架構補強
SNO-FDW-140D-2	架構補強

⑥ 原子炉再循環系

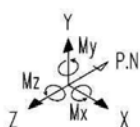


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

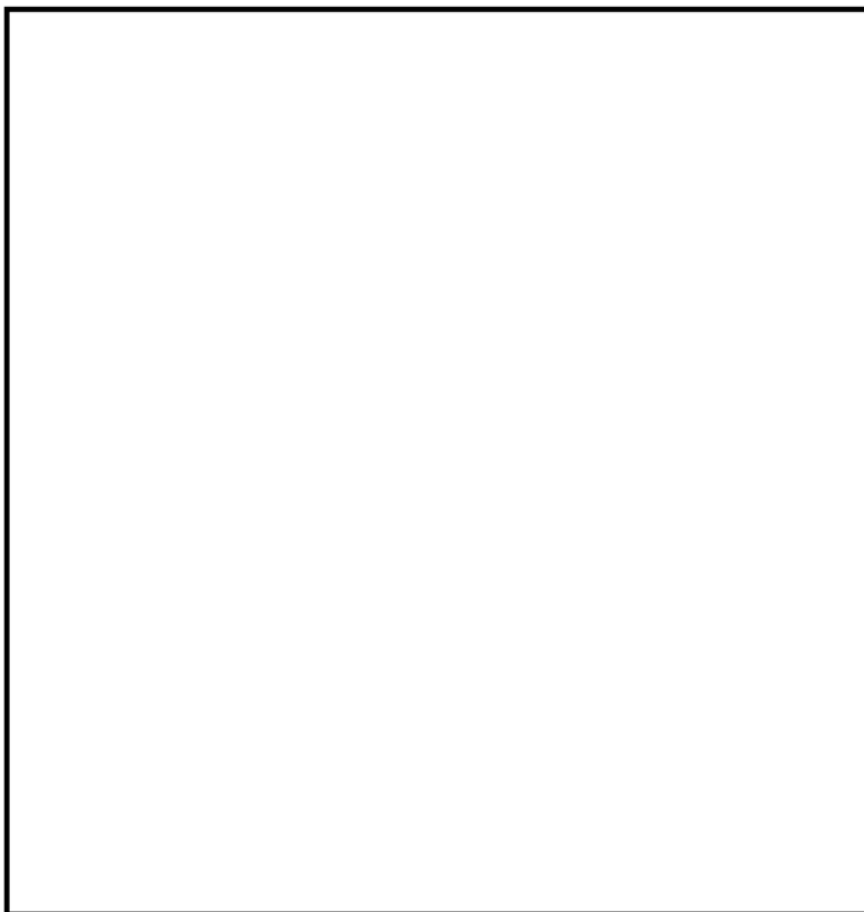
図 8 (1/2) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉再循環系】

表 9 (1/2) 補正工認等による耐震補強内容

サポート番号	補強内容
SNO-PLR-SA3	【工】サポート容量変更 (500 kN → 1000 kN)
SNO-PLR-SA4	【工】サポート容量変更 (500 kN → 1000 kN)
SNO-PLR-SA5	【工】サポート容量変更 (300 kN → 600 kN)
SNO-PLR-SA12	【工】サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-PLR-SA14	【工】サポート容量変更 (100 kN → 600 kN)
SNO-PLR-SA15	【工】サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-PLR-SA22	【工】サポート撤去
(評価点 512)	【工】サポート追設 (SNO : 160 kN × 2 本)
(評価点 1401)	【工】サポート追設 (SNO : 100 kN × 1 本)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
●	アンカ	AN
—	レストレイント	RE
→	ロッドレストレイント	RO
⇐	オイルスナップ	SNO
⇐	メカニカルスナップ	SNM
≡	スプリングハンガ	SH
≡	コンスタントハンガ	CH
≡	リジッドハンガ	RH
≡	スクエイブレス	SB
⌒	ホイップレストレイント	PW
→	ガイド	GD
↓	ノズル	



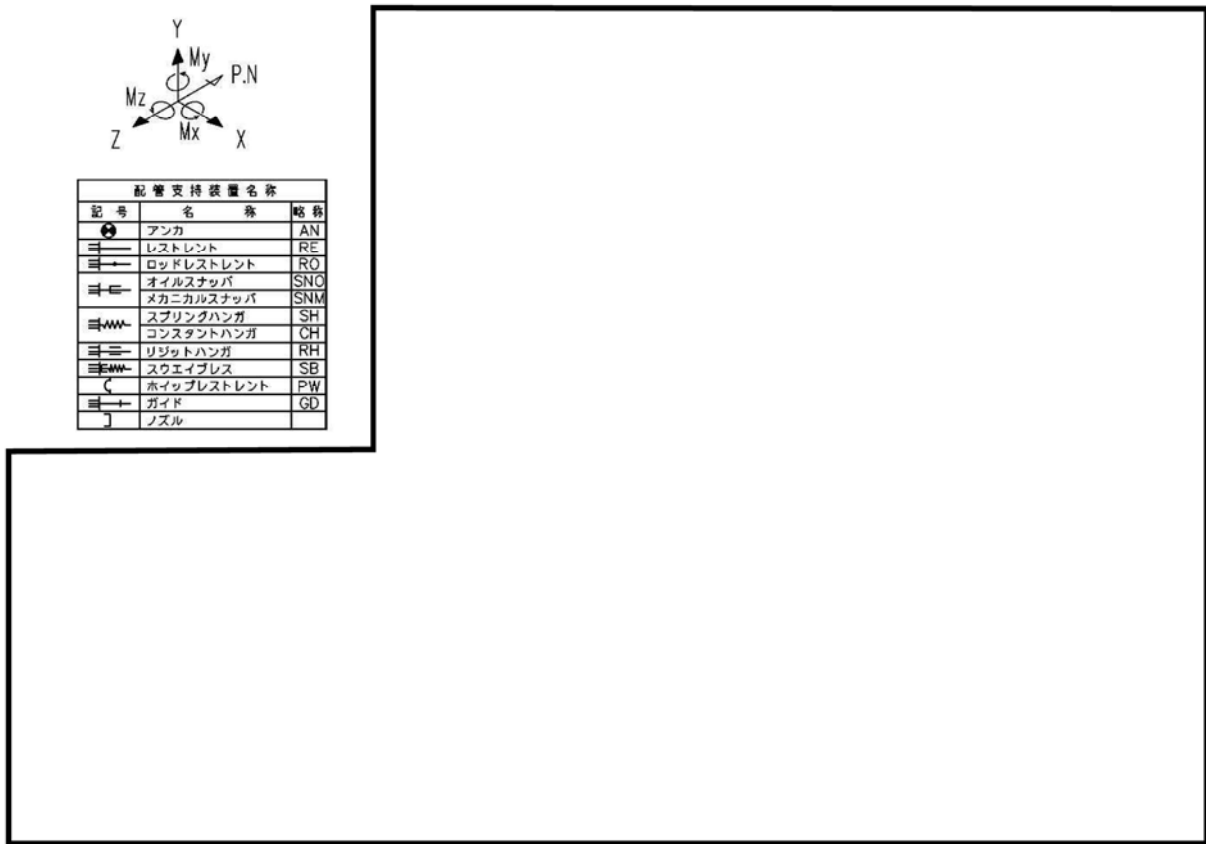
○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 8 (2/2) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉再循環系】

表 9 (2/2) 補正工認等による耐震補強内容

サポート番号	補強内容
SNO-PLR-SB1	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 250 kN)
SNO-PLR-SB2	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 250 kN)
SNO-PLR-SB3	【工】 サポート容量変更 (500 kN → 1000 kN)
SNO-PLR-SB4	【工】 サポート容量変更 (500 kN → 1000 kN)
SNO-PLR-SB5	【工】 サポート容量変更 (300 kN → 600 kN)
SNO-PLR-SB6	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 400 kN)
SNO-PLR-SB12	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-PLR-SB14	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 600 kN)
SNO-PLR-SB15	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-PLR-SB22	【工】 サポート撤去
(評価点 1401)	【工】 サポート追設 (SNO : 160 kN × 1 本)
(評価点 5101)	【工】 サポート追設 (SNO : 160 kN × 2 本)

⑦ 残留熱除去系

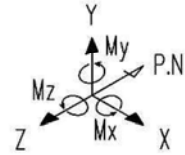
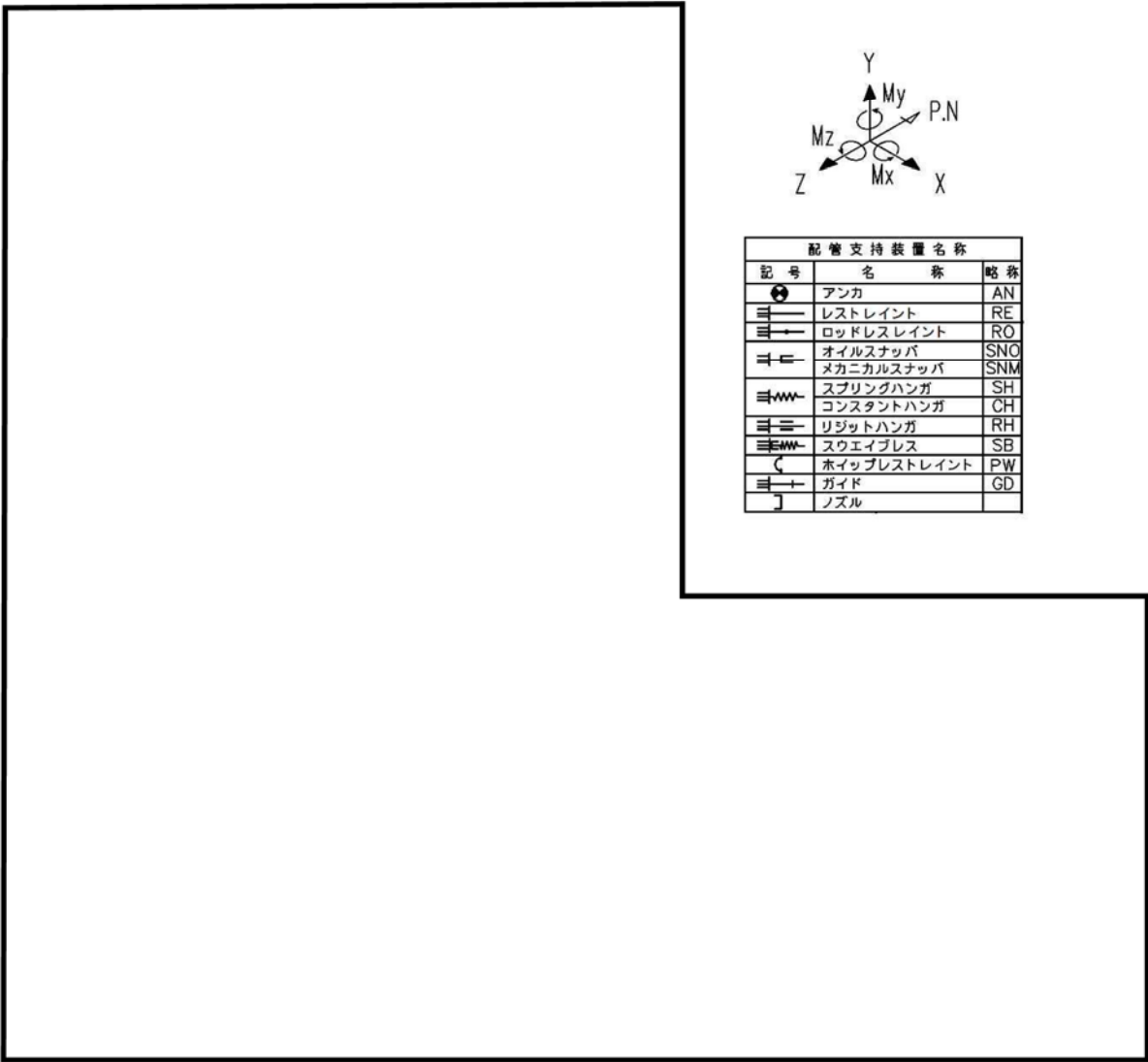


:耐震 BC による耐震補強箇所 : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 9 (1/3) 補正工認等による耐震補強実施箇所【残留熱除去系】

表 10 (1/3) 補正工認等による耐震補強内容【残留熱除去系】

サポート番号	補強内容
SNO-RHR-30A	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)
SNO-RHR-30B	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-RHR-31A	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 160 kN)
SNO-RHR-31B	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-RHR-31C	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)
SNO-RHR-32C	【工】 サポート容量変更 (200 kN → 250 kN)
SNO-RHR-33A	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 250 kN)
SNO-RHR-33B	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)
SNO-RHR-34A	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
(評価点 320)	【工】 サポート追設 (SNO : 60 kN ×1 本)
(評価点 327)	【工】 サポート追設 (SNO : 60 kN ×1 本)



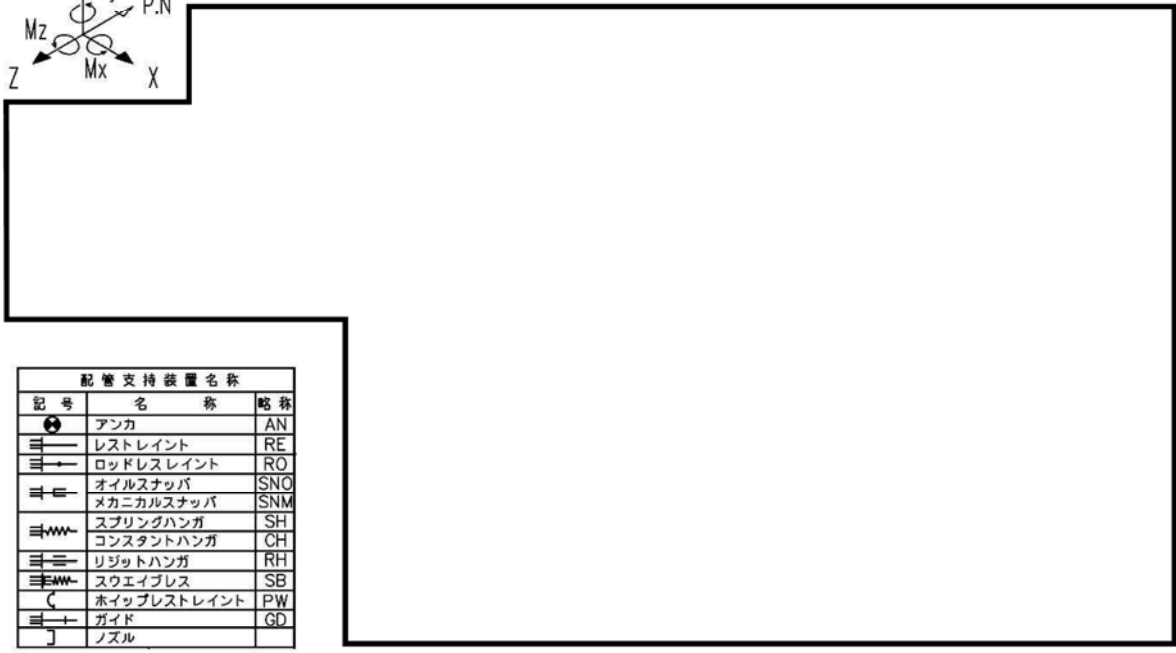
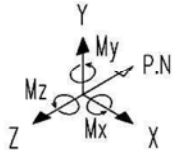
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
⊕	アンカ	AN
≡	レストレイント	RE
≡→	ロッドレストレイント	RO
≡	オイルスナッパ	SNO
≡	メカニカルスナッパ	SNM
≡	スプリングハンガ	SH
≡	コンスタントハンガ	CH
≡	リジットハンガ	RH
≡	スウェイブレス	SB
⌒	ホイップレストレイント	PW
≡→	ガイド	GD
J	ノズル	

○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 9 (2/3) 補正工認等による耐震補強実施箇所【残留熱除去系】

表 10 (2/3) 補正工認等による耐震内容【残留熱除去系】

サポート番号	補強内容
SNM-RHR-413C	【工】サポート容量変更 (60 kN → 100 kN)
SNO-RHR-414B	【工】サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
(評価点 212)	【工】サポート追設 (SNO : 100 kN × 1 本)
(評価点 215)	【工】サポート追設 (SNO : 100 kN × 1 本)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレスレイント	RO
	オイルスナック	SNO
	メカニカルスナック	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

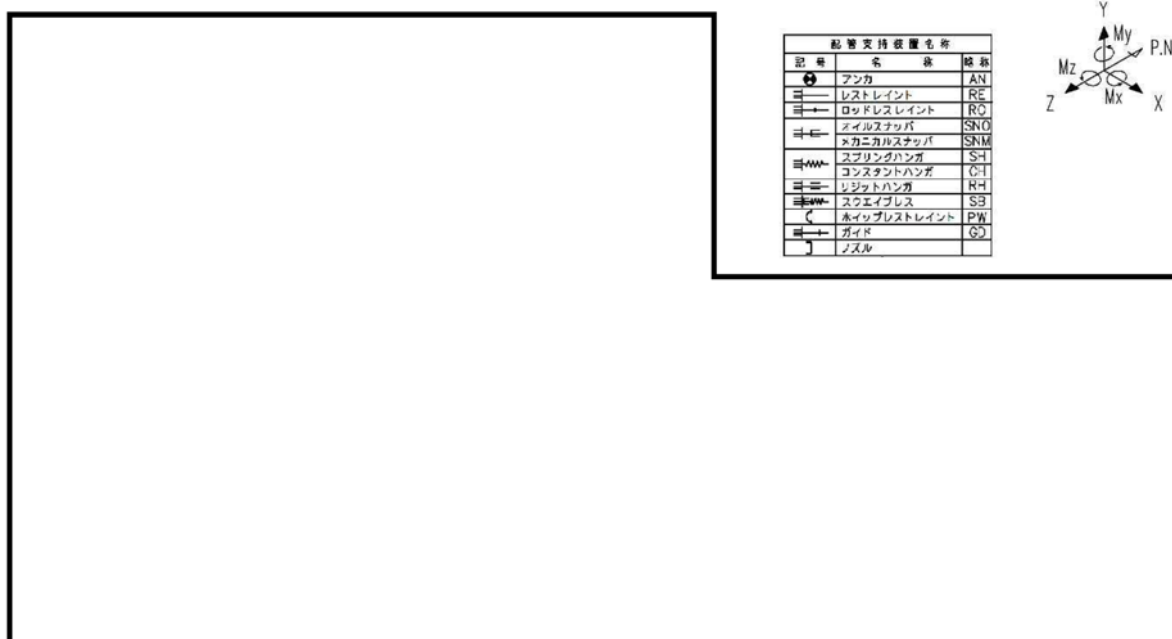
○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○— : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 9 (3/3) 補正工認等による耐震補強実施箇所【残留熱除去系】

表 10 (3/3) 補正工認等による耐震補強内容【残留熱除去系】

サポート番号	補強内容
SNO-RHR-21A	【工】サポート容量変更 (30 kN → 60 kN)
SNO-RHR-25	【工】サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
(評価点 212)	【工】サポート追設 (SNO : 60 kN ×1 本)
(評価点 2151)	【工】サポート追設 (SNO : 60 kN ×1 本)

⑧ 原子炉系（蒸気部）

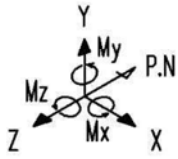


○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (1/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (1/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
(評価点 24)	【工】サポート追設 (SNO : 160 kN ×1 本 , 250 kN ×1 本)
(評価点 28)	【工】サポート追設 (SNO : 160 kN ×1 本 , 250 kN ×1 本)
(評価点 4702)	【工】サポート追設 (SNO : 250 kN ×1 本)
(評価点 5402)	【工】サポート追設 (SNO : 250 kN ×1 本) (RO ×1)



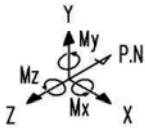
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッチャ	SNO
	メカニカルスナッチャ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

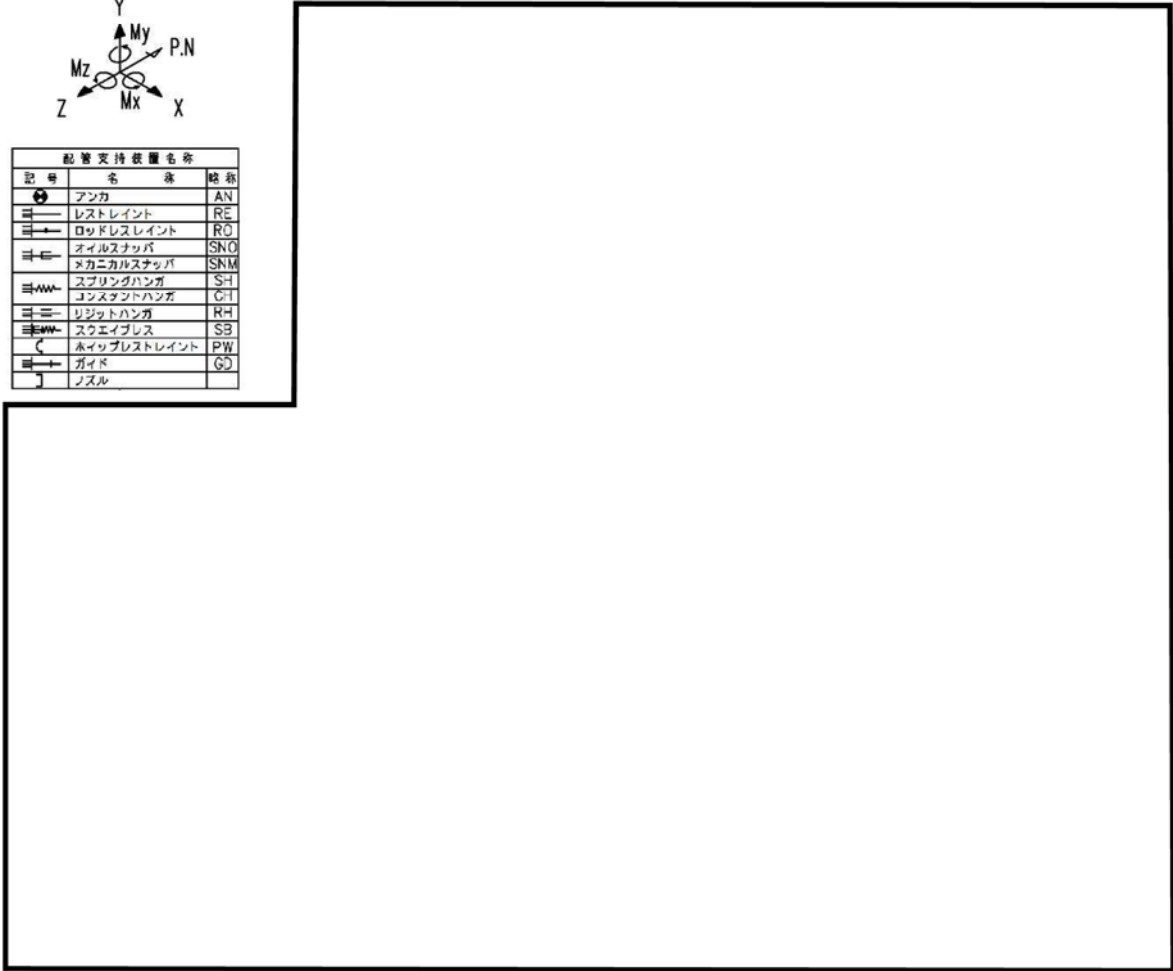
図 10 (2/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 11 (2/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-503	【工】 サポート追設 (SNO : 30 kN ×1 本)
SNM-MS-113-230	【工】 サポート容量変更 (80 kN → 100 kN)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスタッパ	SNO
	メカニカルスタッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スクエイブレス	SB
	ウェッジレストレイント	PW
	ガイド	GD
	スズル	

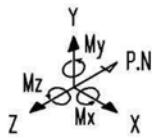


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

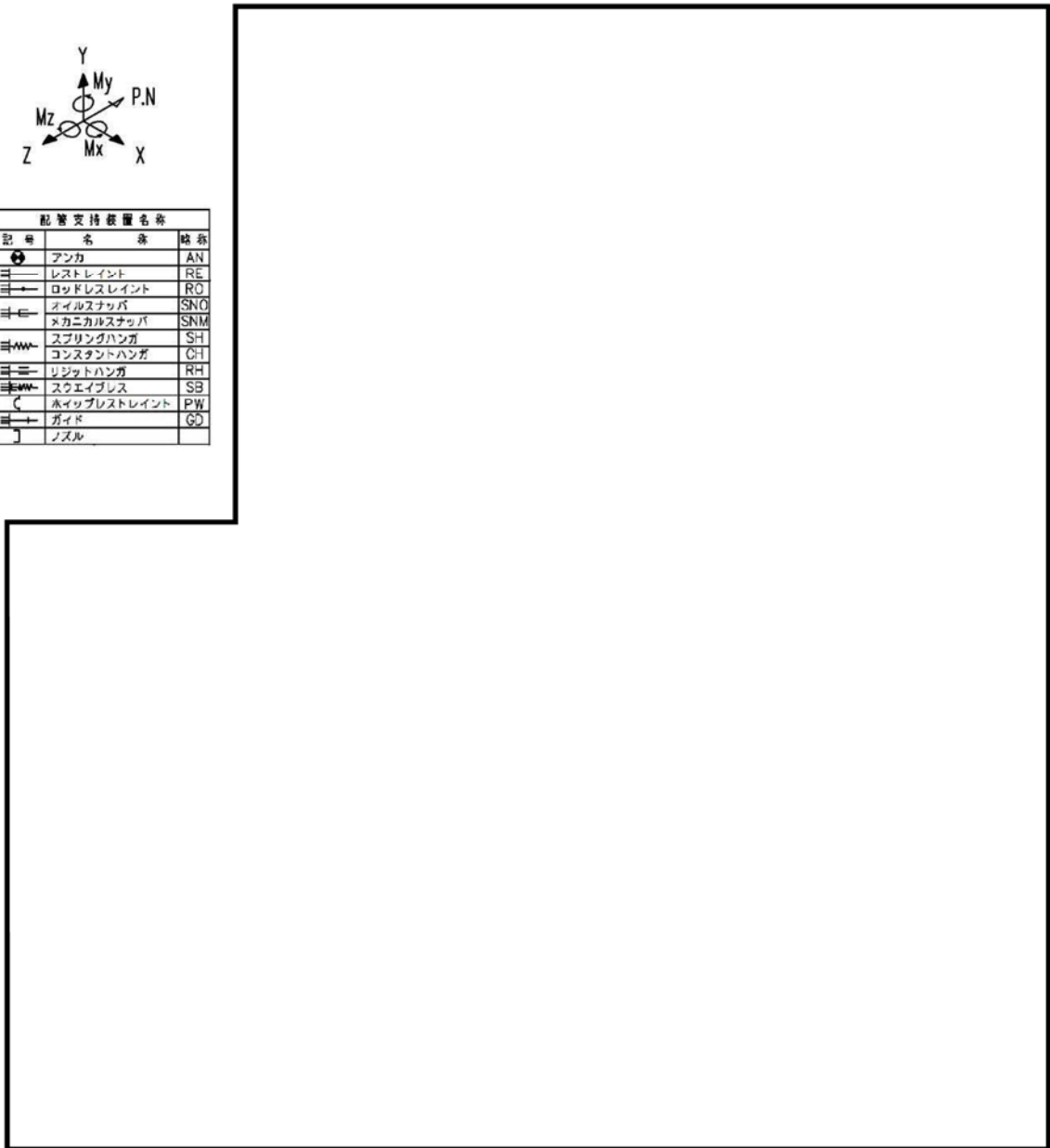
図 10 (3/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (3/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-505-1	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 60 kN)
(評価点 221)	【工】 サポート追設 (SNO : 30 kN × 1 本)
SNM-MS-114-248	【工】 サポート容量変更 (30 kN → 60 kN)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

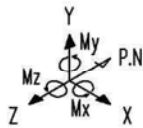


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (4/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (4/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-510	【工】サポート容量変更 (50 kN → 60 kN)
SNO-MS-513	【工】サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)
(評価点 322)	【工】サポート追設 (SNO : 30 kN × 1 本)
SNO-MS-514-1	【工】サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNM-MS-115-266	【工】サポート容量変更 (60 kN → 100 kN)



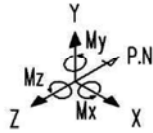
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
●	アンカ	AN
—	レストレイント	RE
→	ロッドレストレイント	RO
—	オイルスナップ	SNO
—	メカニカルスナップ	SNM
—	スプリングハンガ	SH
—	コンスタントハンガ	C-I
—	リジッドハンガ	RH
—	スクエイブレス	SB
—	ホイップレストレイント	PW
→	ガイド	GD
—	ノズル	

○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

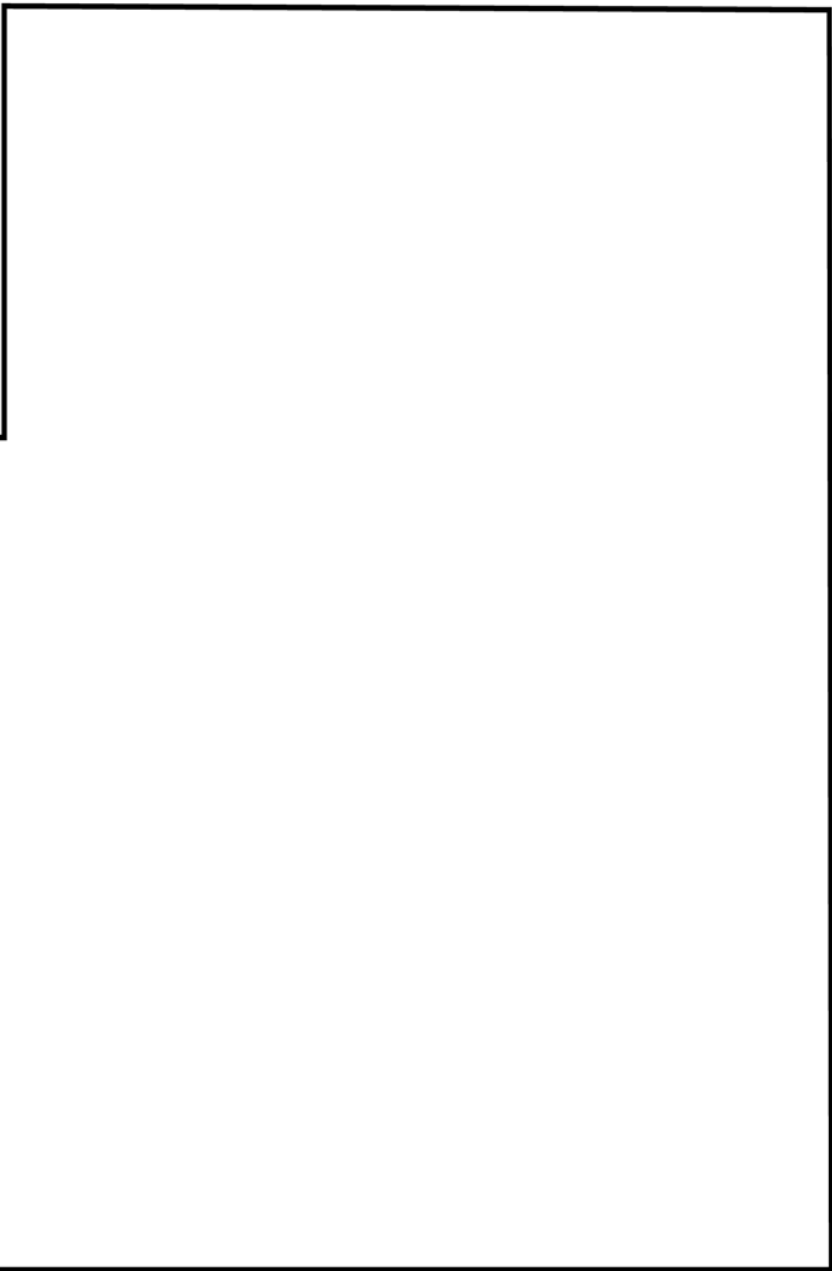
図 10 (5/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (5/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
(評価点 7)	【工】 サポート追設 (SNO : 160 kN × 1 本)
SNO-MS-SB1	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 250 kN)
SNO-MS-SB6	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 250 kN)
(評価点 29)	【工】 サポート追設 (SNO : 160 kN × 1 本)
(評価点 38)	【工】 サポート追設 (SNO : 250 kN × 2 本)
(評価点 60)	【工】 サポート追設 (SNO : 160 kN × 2 本)
SNO-MS-SB3	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-MS-SB5	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)
(評価点 7802)	【工】 サポート追設 (SNO : 250 kN × 1 本)
(評価点 8402)	【工】 サポート追設 (SNO : 250 kN × 1 本) (RO × 1)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RD
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

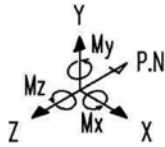


: 補正工認等による耐震補強実施箇所

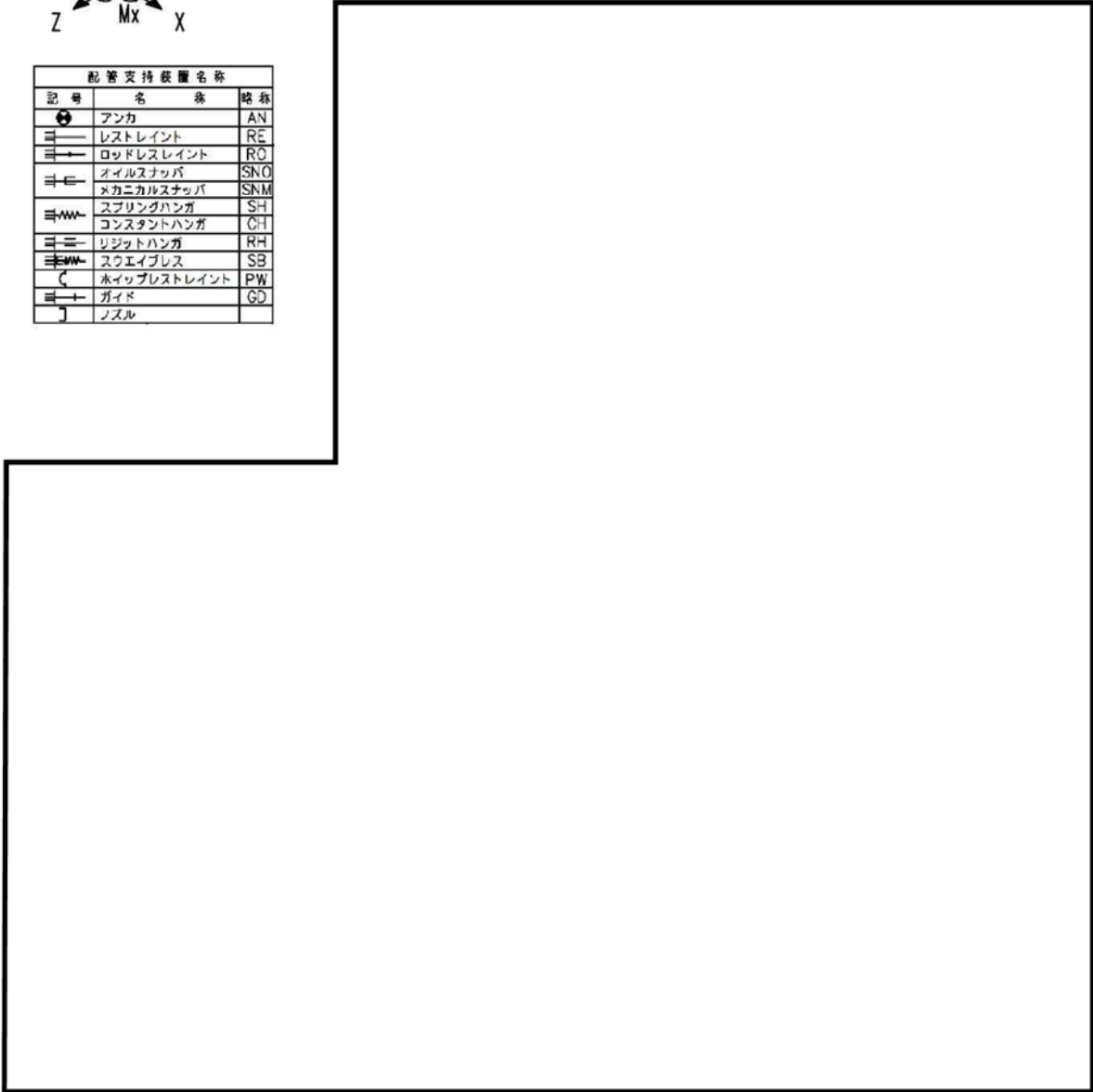
図 10 (6/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (6/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-517-1	【工】サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
(評価点 116)	【工】サポート追設 (SNO : 30 kN ×1 本)
(評価点 119)	【工】サポート追設 (SNO : 30 kN ×1 本)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

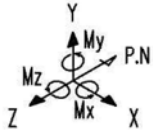


: 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (7/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (7/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-523	【工】サポート容量変更 (100 kN → 160 kN), サポート追設 (SNO : 60 kN ×1 本)



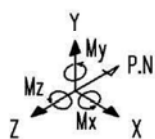
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロードレスレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイレスト	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

: 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (8/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (8/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-528	【工】サポート容量変更 (100 kN → 160 kN), サポート追設 (SNO : 30 kN ×1 本)



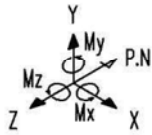
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロードレストレイント	RO
	オイルスナッチ	SNO
	メカニカルスナッチ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

: 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (9/24) 40 年目 PLM 評価により実施する耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (9/24) 40 年目 PLM 評価により実施する補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-532	【工】サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
(評価点 419)	【工】サポート追設 (SNO : 30 kN × 1 本)
SNO-MS-534	【工】サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)



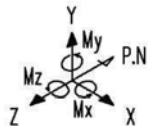
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
●	アンカ	AN
—	レストレイント	RE
—	ロッドレストレイント	RO
—	オイルスナッチ	SNO
—	メカニカルスナッチ	SNM
—	スプリングハンガ	SH
—	コンスタントハンガ	CH
—	リジッドハンガ	RH
—	スクエイブレス	SB
—	ホイップレストレイント	PW
—	ガイド	GD
—	ノズル	

○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (10/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (10/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
(評価点 505)	【工】 サポート追設 (SNO : 60 kN × 1 本)
(評価点 516)	【工】 サポート追設 (SNO : 60 kN × 1 本)
(評価点 522)	【工】 サポート追設 (SNO : 30 kN × 1 本)



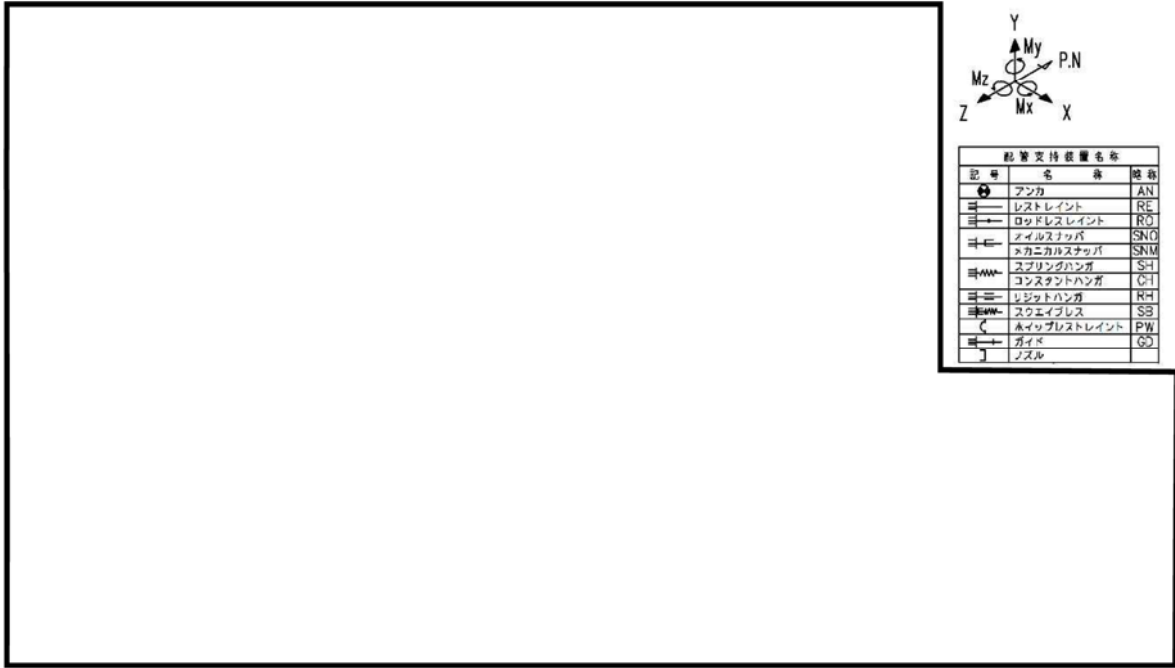
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CT
	リジッドハンガ	RH
	スクエイブレス	SB
	水ワイドレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

: 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (11/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (11/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-543	【工】サポート容量変更 (50 kN → 100 kN), サポート追設 (SNO : 60 kN ×1 本)

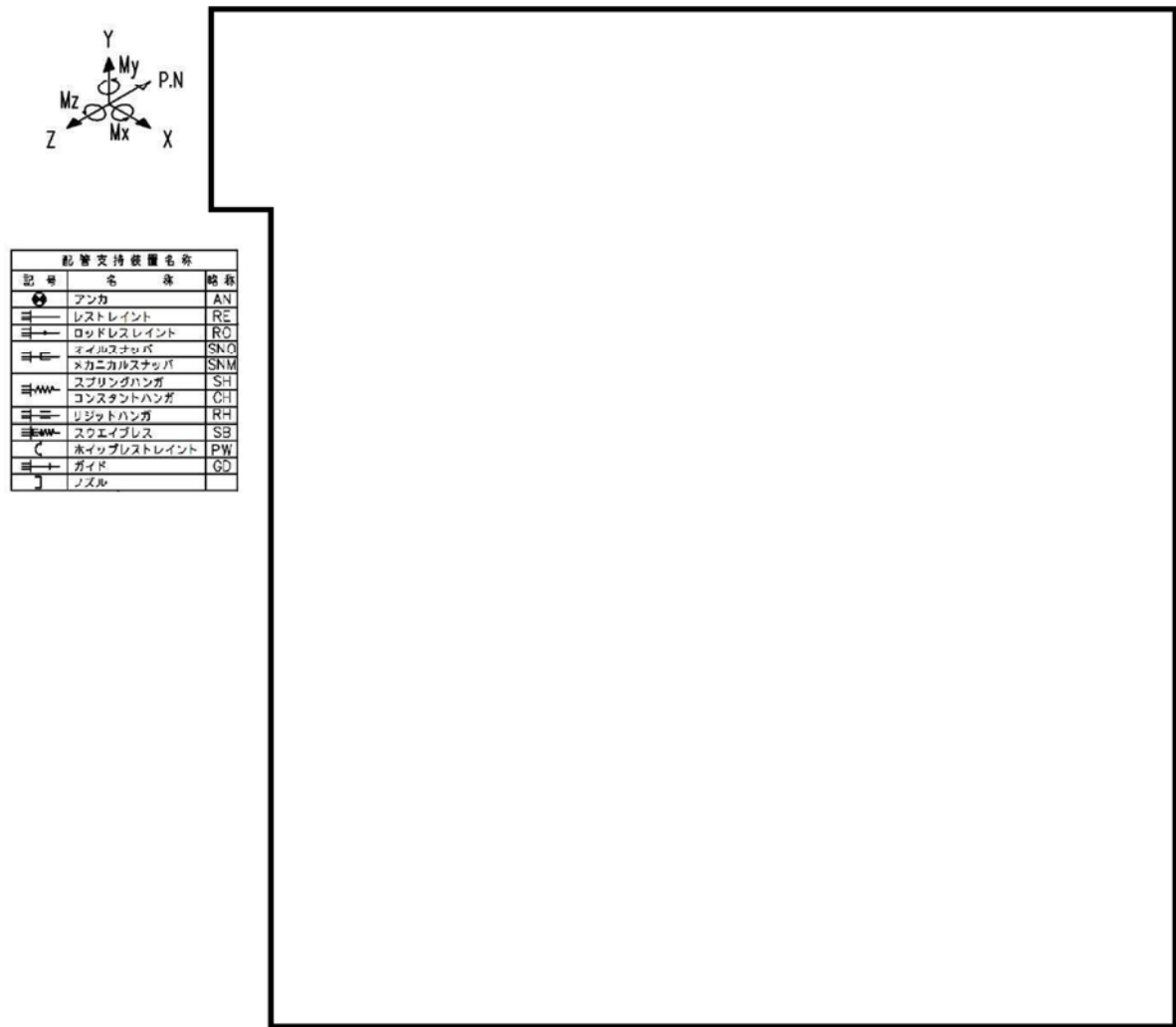


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (12/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (12/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
(評価点 7)	【工】 サポート追設 (SNO : 160 kN × 1 本)
SNO-MS-SC1	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 250 kN)
SNO-MS-SC4	【工】 サポート容量変更 (160 kN → 250 kN)
SNO-MS-SC6	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 250 kN)
(評価点 23)	【工】 サポート追設 (SNO : 250 kN × 1 本)
(評価点 32)	【工】 サポート追設 (SNO : 160 kN × 2 本)
(評価点 54)	【工】 サポート追設 (SNO : 250 kN × 2 本)
SNO-MS-SC3	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
(評価点 7202)	【工】 サポート追設 (SNO : 250 kN × 1 本)
(評価点 7802)	【工】 サポート追設 (SNO : 250 kN × 1 本) (RO × 1)

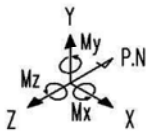


: 補正工認等による耐震補強実施箇所

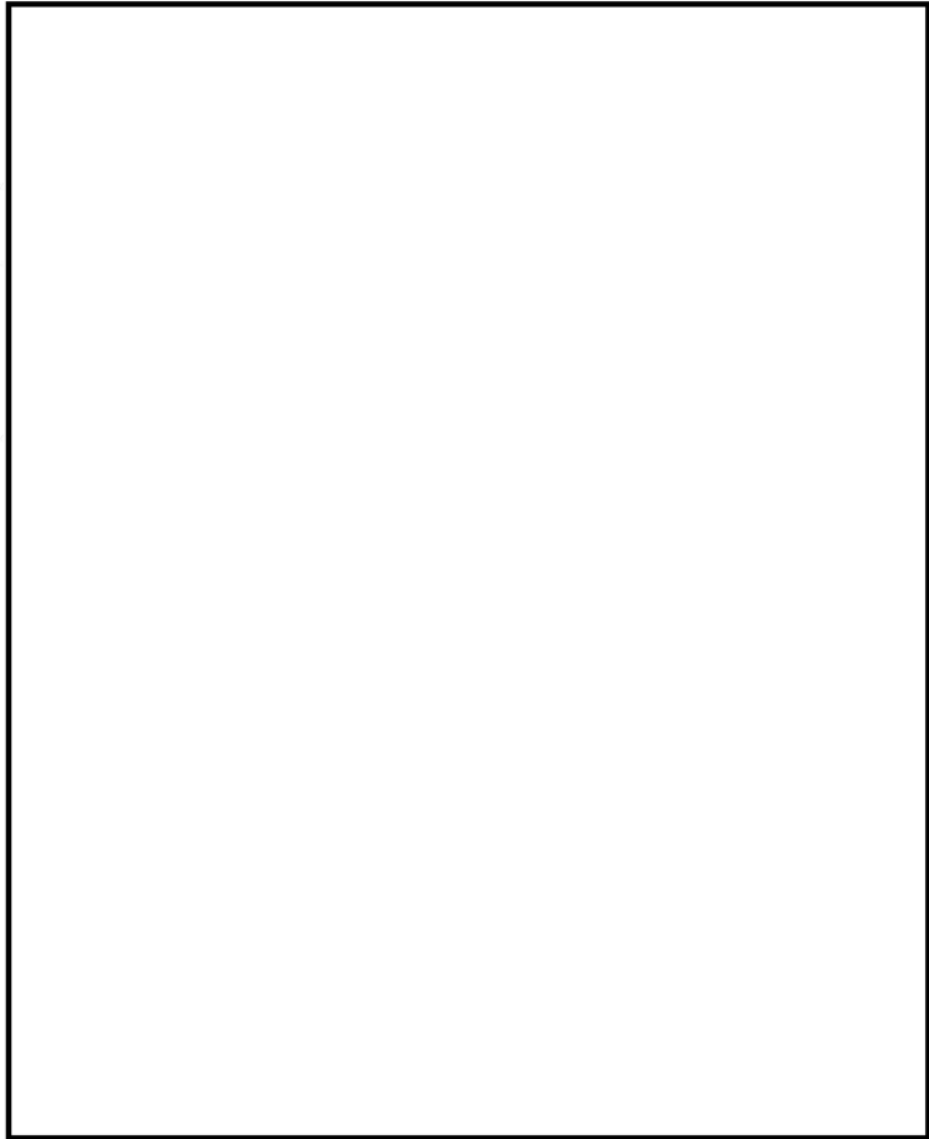
図 10 (13/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (13/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-568	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスタップ	SNO
	メカニカルスタップ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

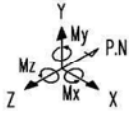


: 補正工認等による耐震補強実施箇所

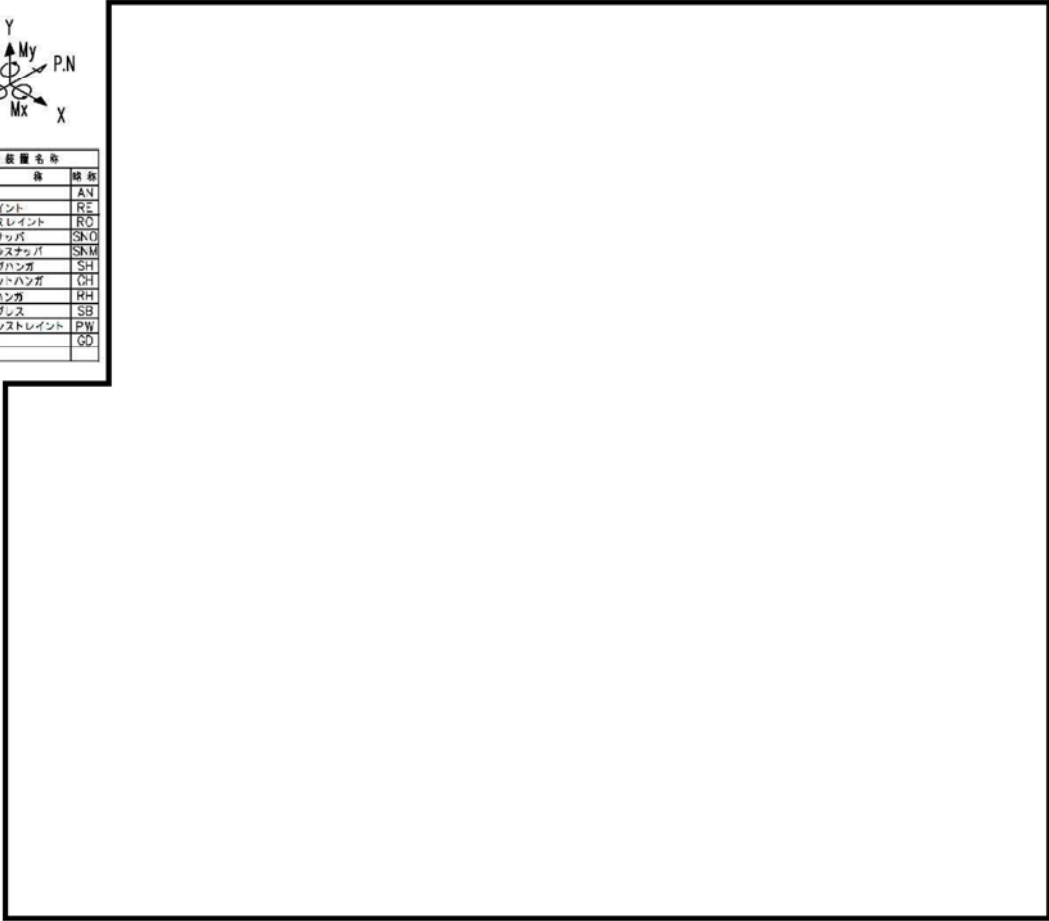
図 10 (14/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (14/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-578-2	【工】サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレスト	RE
	ロッドレストレスト	RO
	ナイロンスタップ	SKO
	ナイロンスタップ	SKM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ネオプレンレストレスト	PW
	ガイド	GD
	インスル	

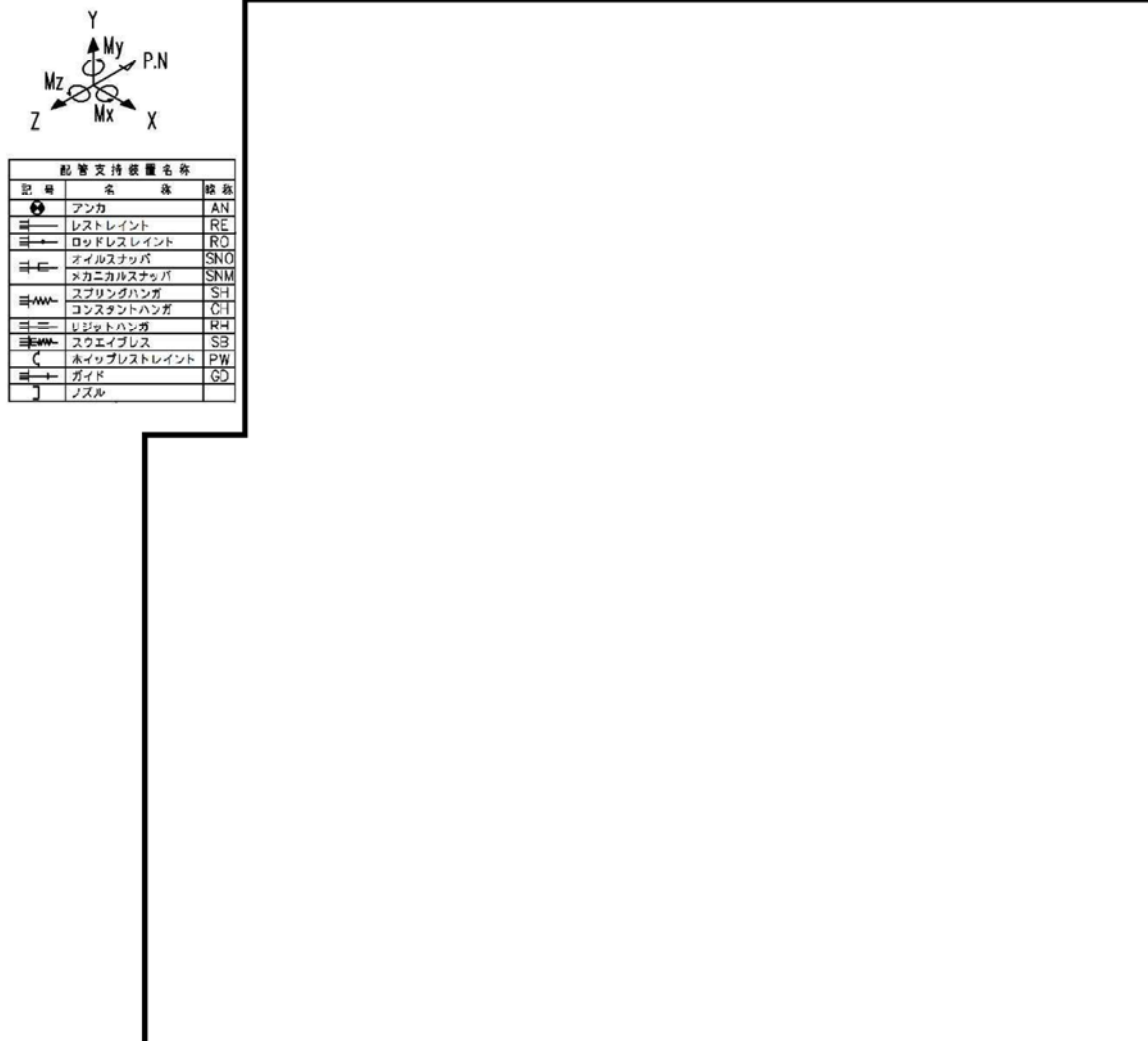


: 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (15/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (15/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-583	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNM-MS-128-464	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)



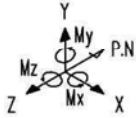
配管支持装置名称		
記号	名称	線形
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッチャ	SNO
	メカニカルスナッチャ	SNM
	スプリングハンガ	S-H
	コンスタントハンガ	C-H
	レジレットハンガ	R-H
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

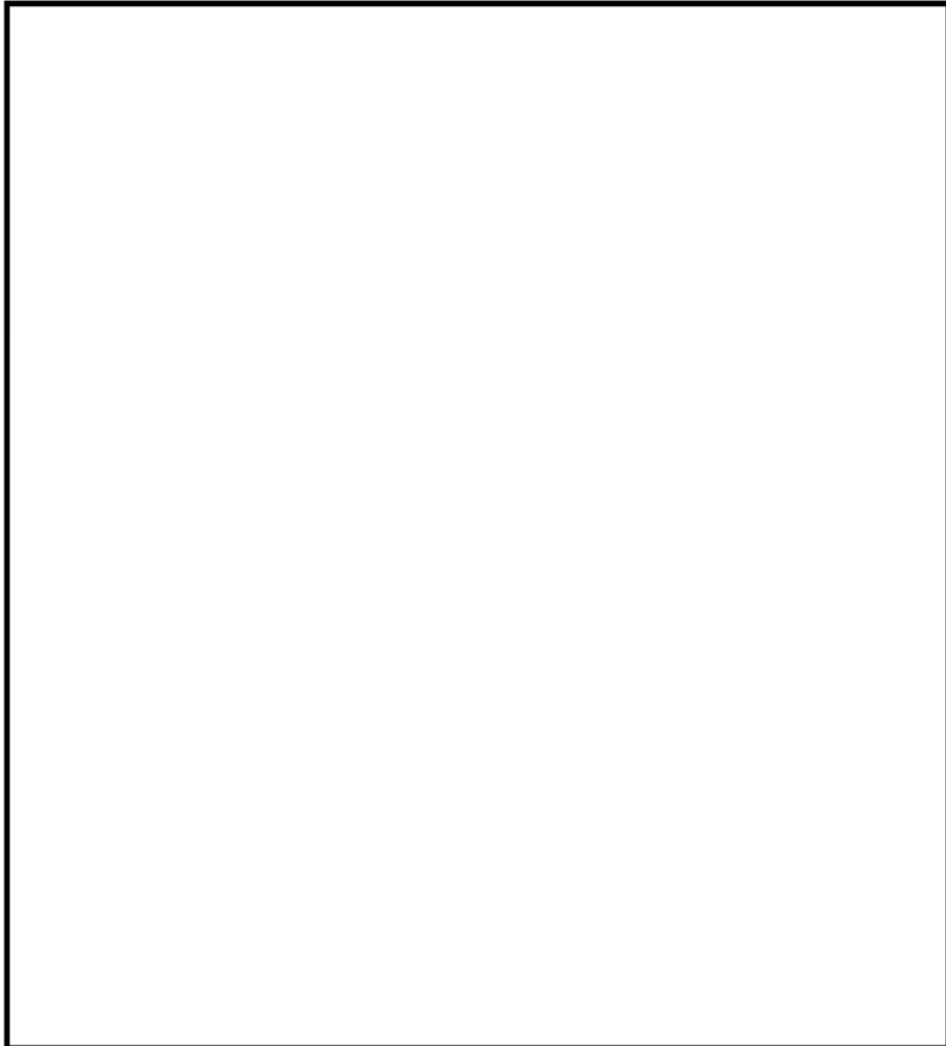
図 10 (16/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (16/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
(評価点 503)	【工】 サポート追設 (SNO : 100 kN ×1 本)
(評価点 520)	【工】 サポート追設 (SNO : 100 kN ×1 本)
SNO-MS-592	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)



配管支持装置名		
記号	名称	略称
⊙	アンカ	AN
—	レストレイント	RE
—	ロードレストレイント	RC
—	オイルスタップ	SNO
—	メカニカルスタップ	SNM
—	スプリングハンガ	SH
—	コンスタントハンガ	CH
—	リジットハンガ	RH
—	スラエイブレス	SB
—	ホイップレストレイント	PW
—	ガイド	GD
—	ノズル	

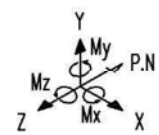
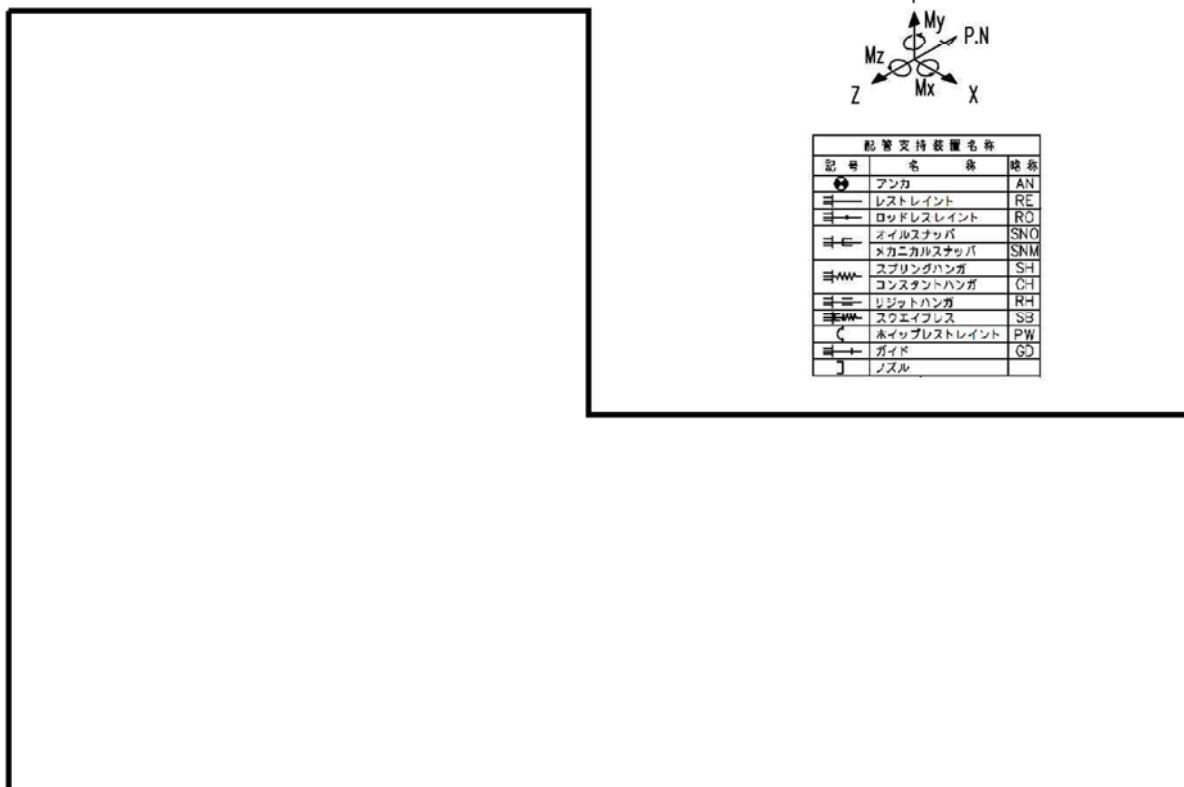


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (17/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 11 (17/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
(評価点 602)	【工】 サポート追設 (SNO : 100 kN × 1 本)
(評価点 619)	【工】 サポート追設 (SNO : 30 kN × 1 本)



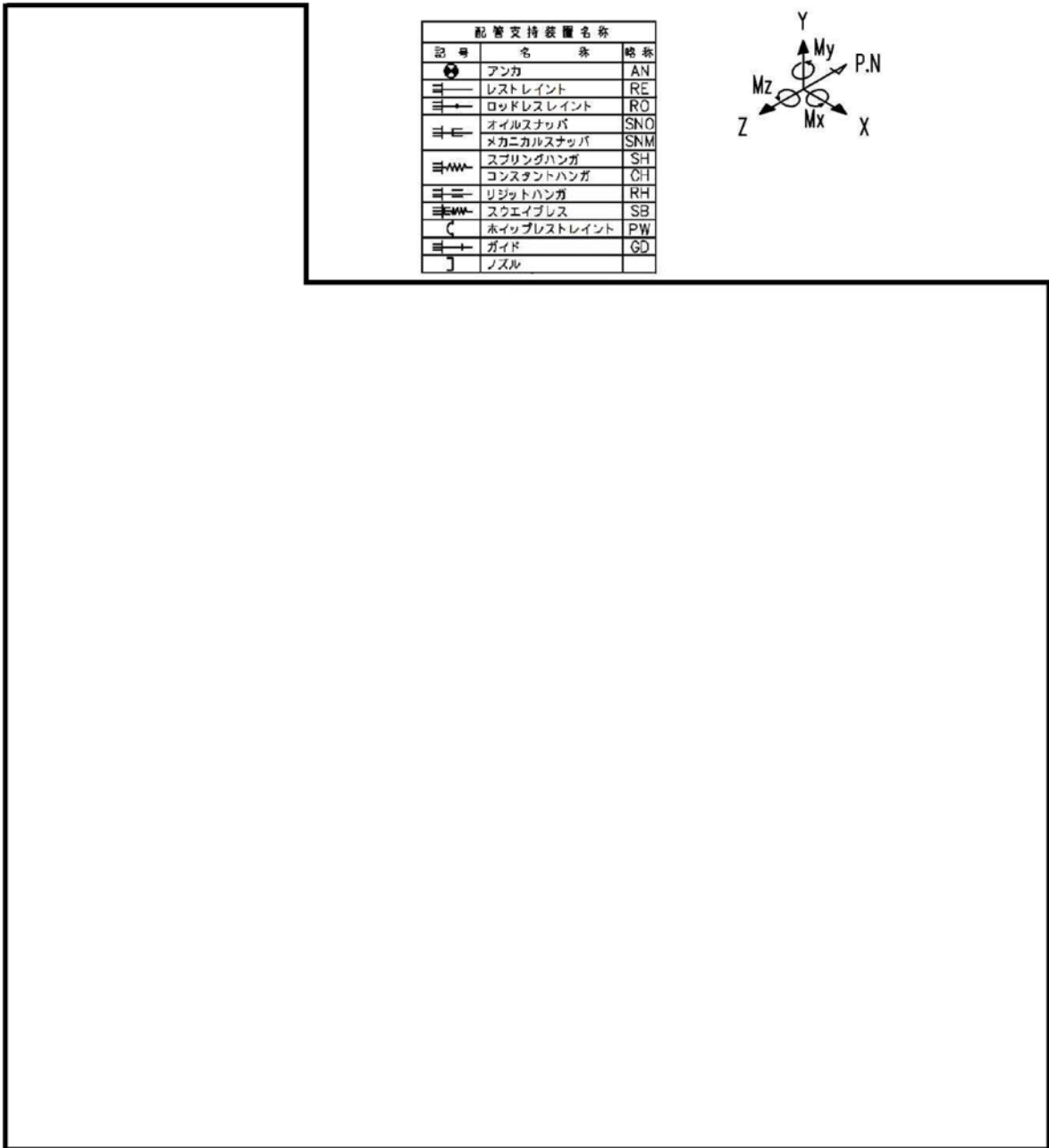
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイフレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	インズル	

— : 補正工認等による耐震補強実施箇所

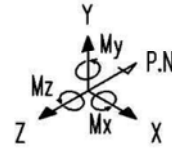
図 10 (18/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (18/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
(評価点 22)	【工】サポート追設 (SNO : 160 kN ×2 本)
(評価点 26)	【工】サポート追設 (SNO : 160 kN ×2 本)
(評価点 4402)	【工】サポート追設 (SNO : 250 kN ×1 本)
(評価点 5102)	【工】サポート追設 (SNO : 250 kN ×1 本) (RO ×1)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	メカニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	



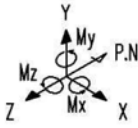
:耐震 BC による耐震補強箇所

: 補正工認等による耐震補強実施箇所

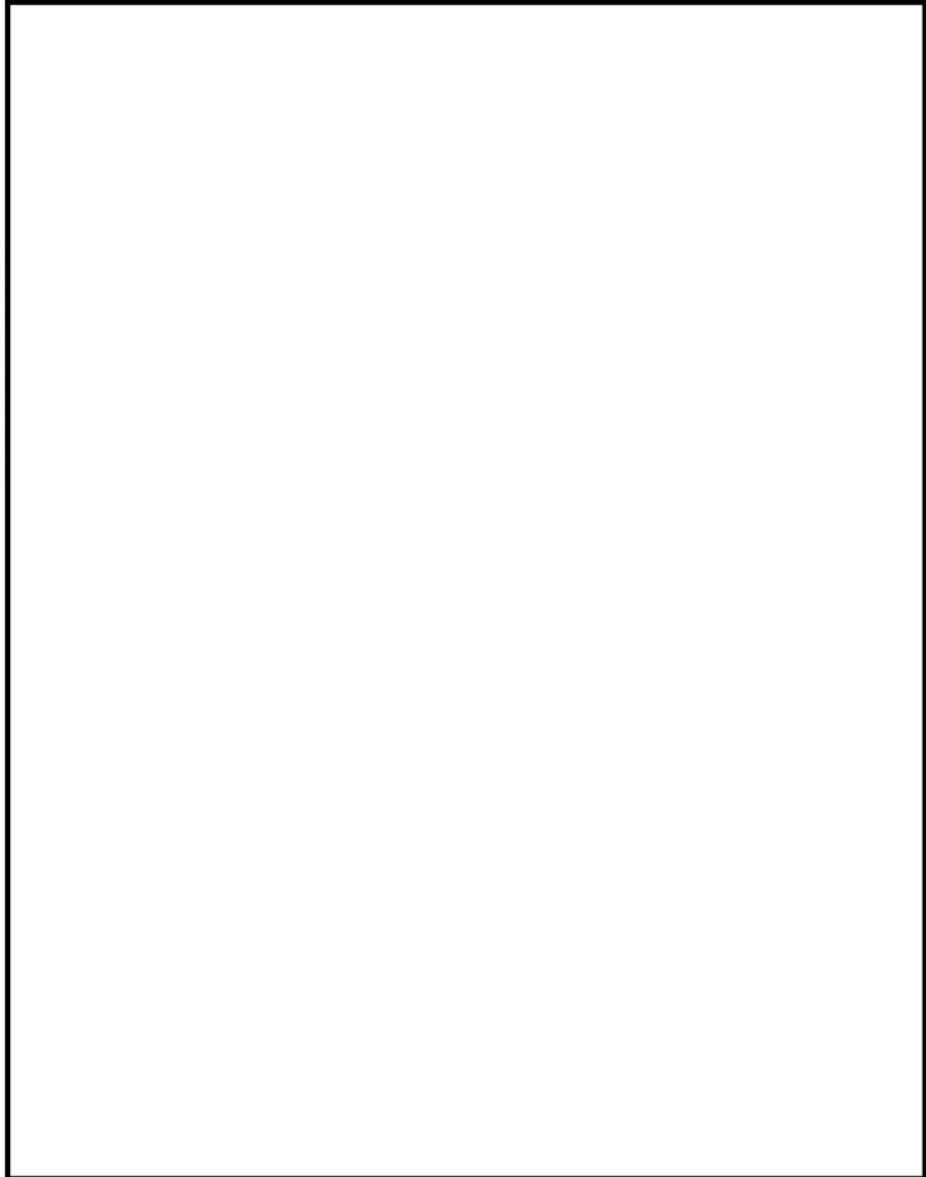
図 10 (19/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 11 (19/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-550-2	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-MS-551-1	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-MS-551-2	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNM-MS-122-258	【工】 サポート容量変更 (80 kN → 100 kN)
SNM-MS-122-260	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
☉	アンカ	AN
☉	レストレイント	RE
☉	ロッドレストレイント	RO
☉	オイルスナッチ	SNO
☉	メカニカルスナッチ	SNM
☉	スプリングハンガ	SH
☉	コンスタントハンガ	CH
☉	リジッドハンガ	RH
☉	スウェイブレス	SB
☉	ホイップレストレイント	PW
☉	ガイド	GD
☉	ノズル	

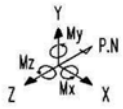


☉ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

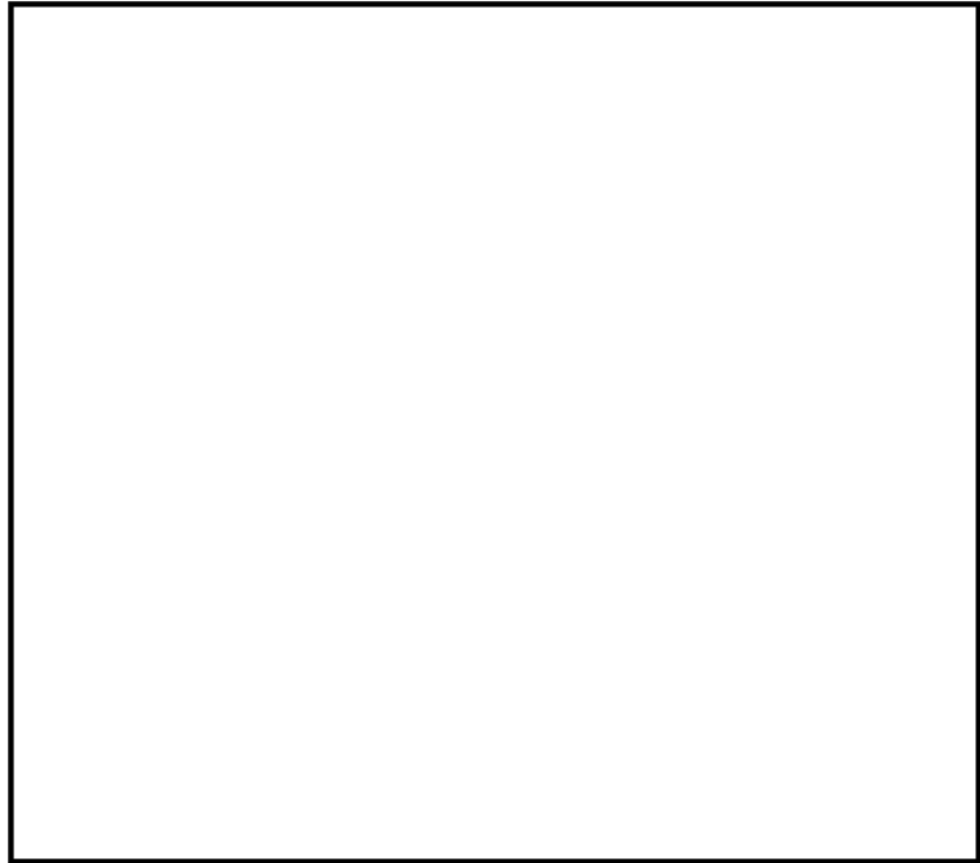
図 10 (20/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 11 (20/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-556	【工】サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)



耐震支持装置名表			
記号	名称	略称	
●	アンカ	AN	
□	レストレイント	RE	
□	ロッドレストレイント	RO	
□	アイカスナック	SNO	
□	トカニカルスナック	SNM	
□	スプリングハンガ	SH	
□	コンスタントハンガ	CH	
□	レジットハンガ	RH	
□	スクエイクレス	SE	
□	ホップレストレイント	PH	
□	ガイダ	GD	
□	ノズル		

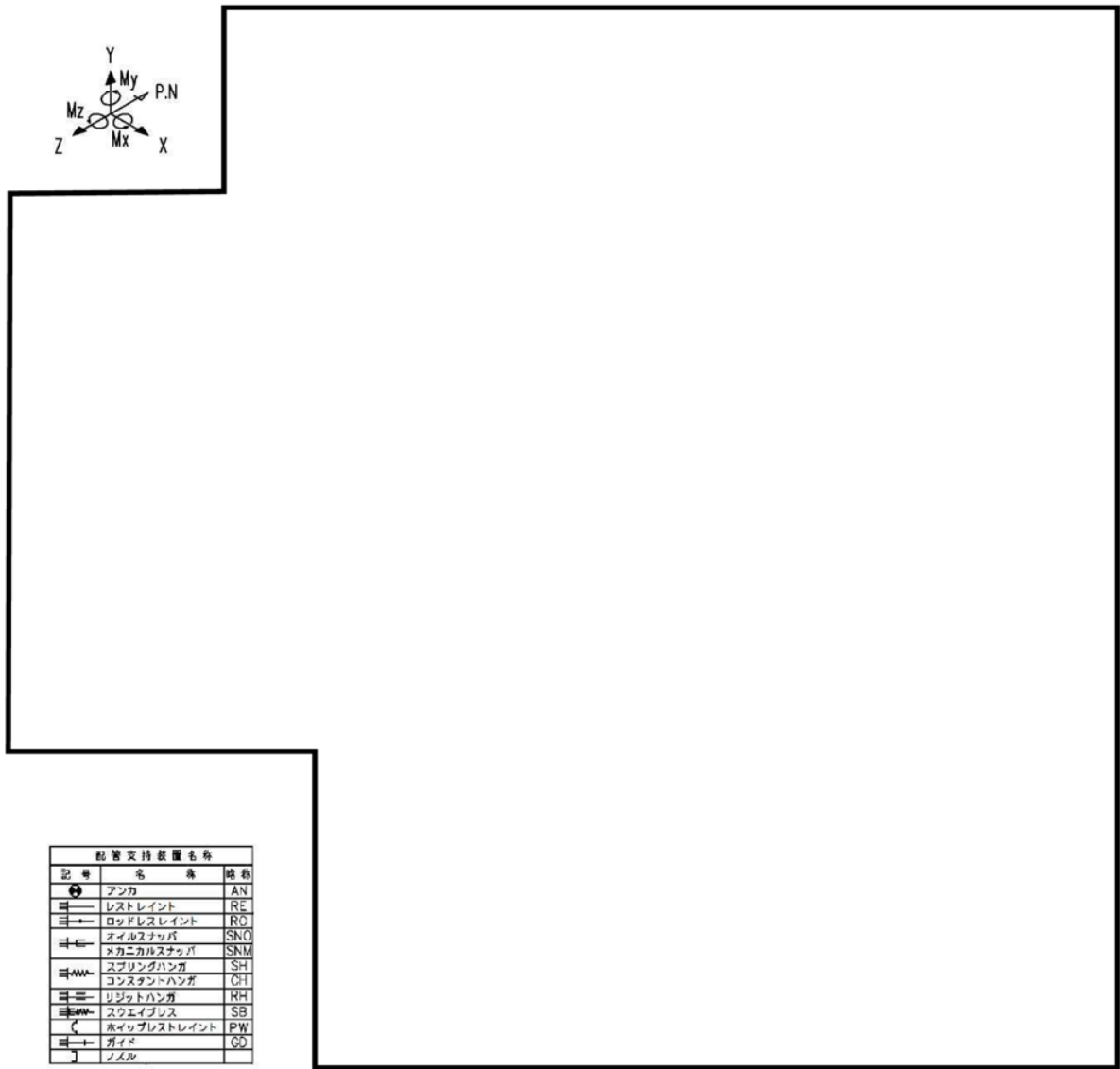


○ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (21/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 11 (21/24) 補正工認等による耐震内容【原子炉系 (蒸気部)】

サポート番号	補強内容
SNO-MS-559	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)



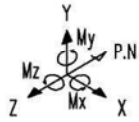
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
○	アンカ	AN
≡	レストレイント	RE
≡→	ロッドレストレイント	RO
≡←	オイルスナッチ	SNO
≡←	メカニカルスナッチ	SNM
≡↕	スプリングハンガ	SH
≡↕	コンスタントハンガ	CH
≡↕	リジッドハンガ	RH
≡↕	スクエイブレス	SB
≡↕	ホップレストレイント	PW
≡→	ガイド	GD
≡	ノズル	

○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (22/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

表 11 (22/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
(評価点 4001)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 1701)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 21)	【工】サポート追設 (RE ×1)
(評価点 2401)	【工】サポート追設 (RH ×1)
(評価点 2403)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×2 本), サポート変更 (RE → SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 2701)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×2 本)
(評価点 34A)	【工】AN 移動
(評価点 52)	【工】RE 撤去, サポート追設 (RE ×1) (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 5304)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×2 本)
(評価点 60)	【工】RE 拘束方向変更
(評価点 101)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×2 本)
(評価点 1051)	【工】RE 撤去, サポート追設 (SNO : 3 kN ×2 本)
(評価点 1061)	【工】サポート追設 (RH ×1)
(評価点 1063)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本), サポート変更 (RE → SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 1071)	【工】RE 撤去, サポート追設 (SNO : 3 kN ×2 本) (RH ×1)
(評価点 1173)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本), サポート変更 (RE → SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 1601)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 4591)	【工】サポート追設 (RE ×1) (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 8021)	【工】サポート追設 (RE ×1)
(評価点 8061)	【工】サポート追設 (RE ×1)
(評価点 8521)	【工】サポート追設 (RE ×1)



記号	名称	略称
●	アンカ	AN
—	レストレイント	RE
—+	ロッドレストレイント	RO
≡	オイルナツバ	SNO
≡	メカニカルナツバ	SNM
≡	スプリングハンガ	SH
≡	コンスタントハンガ	CI
≡	リジッドハンガ	RH
≡	スウェイブレス	SB
C	ホップレストレイント	PW
—	ガイド	GO
J	ノズル	

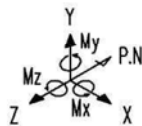


○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

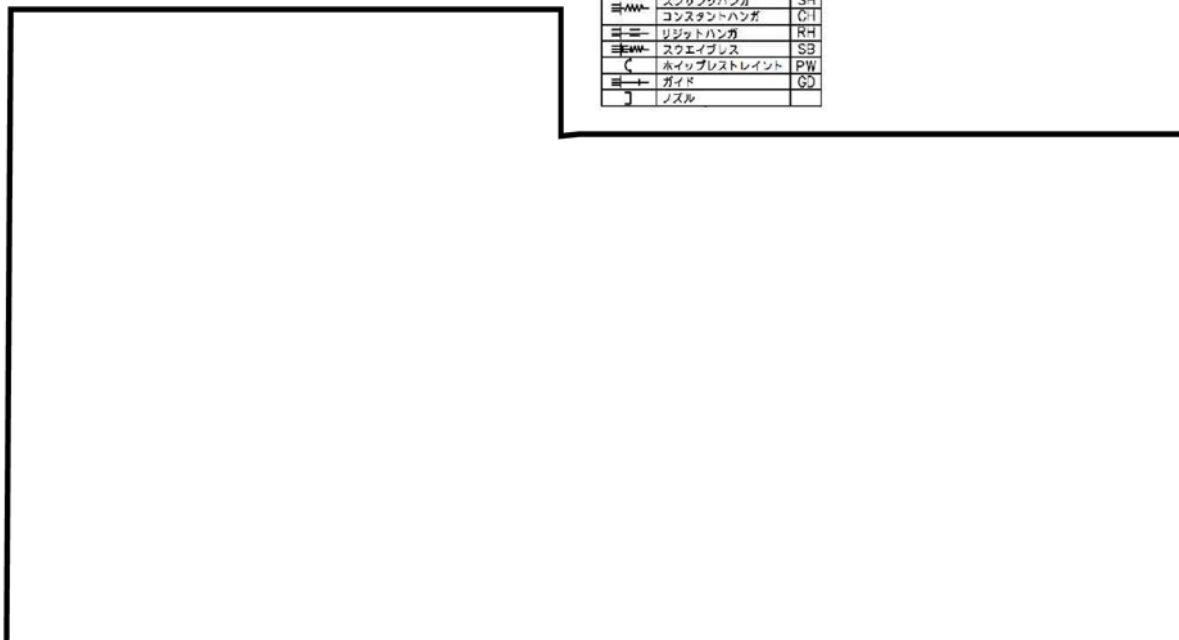
図 10 (23/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系 (蒸気部)】

表 11 (23/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
(評価点 7101)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 72)	【工】サポート追設 (RE ×1)
(評価点 73)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 75)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×2 本)
(評価点 7701)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×2 本)
(評価点 83)	【工】RE 撤去, サポート追設 (SNO : 3 kN ×2 本)
(評価点 2031)	【工】サポート追設 (RH ×1)
(評価点 2034)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×2 本)
(評価点 216)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 2581)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 3031)	【工】サポート追設 (RH ×1)
(評価点 3034)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×2 本)
(評価点 310)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 316)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 3203)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本), サポート変更 (RE → SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 3581)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 511)	【工】サポート追設 (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 5581)	【工】サポート追設 (RE ×1) (SNO : 3 kN ×1 本)
(評価点 903)	【工】サポート追設 (RE ×1)
(評価点 9501)	【工】サポート追設 (RE ×1) (SNO : 3 kN ×1 本)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
●	アンカ	AN
○	レストレイント	RE
○	ロードレストレイント	RO
○	オイルスナッチ	SNO
○	メカニカルスナッチ	SNM
○	スプリングハンガ	SH
○	コンスタントハンガ	CI
○	リジッドハンガ	RH
○	スウェイブレス	SB
○	ホイップレストレイント	PW
○	ガイド	GD
○	ノズル	



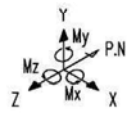
○ — : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 10 (24/24) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（蒸気部）】

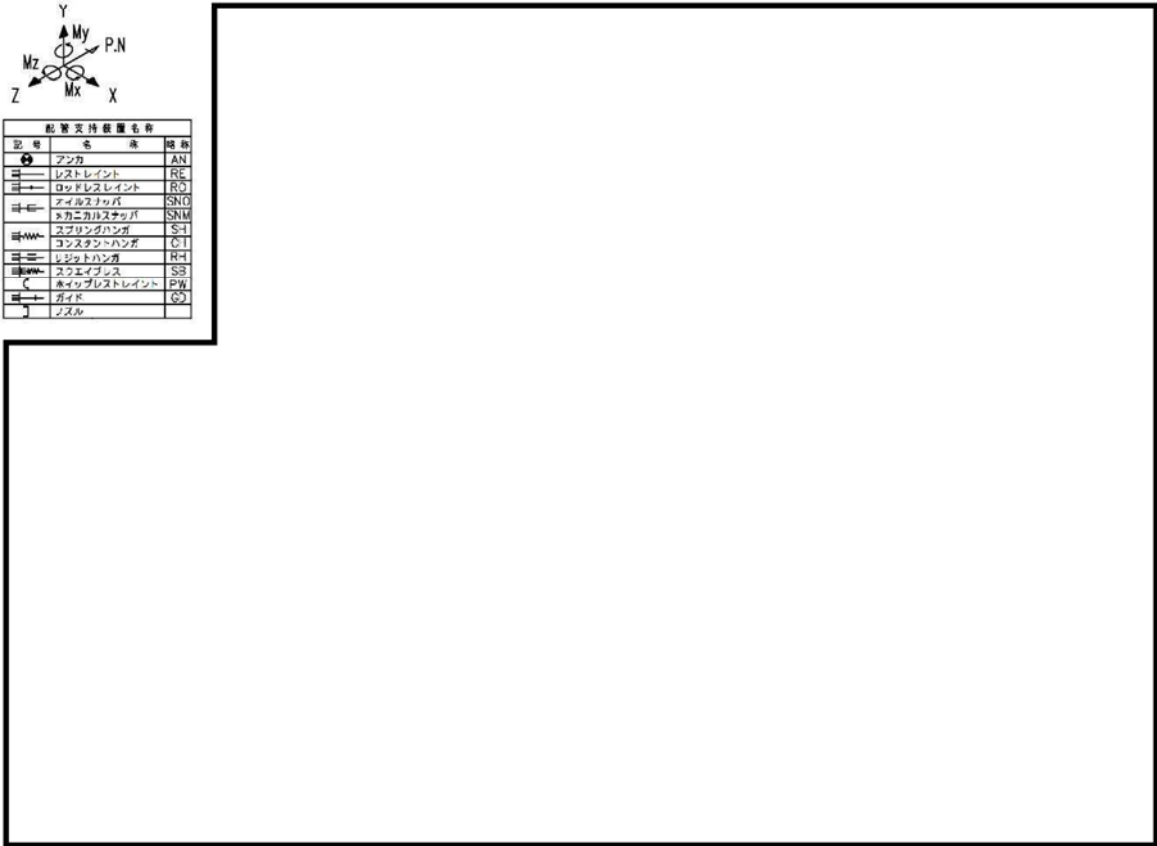
表 11 (24/24) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（蒸気部）】

サポート番号	補強内容
(評価点 6074)	【工】 サポート追設 (SNO : 3 kN × 2 本)
(評価点 6594)	【工】 サポート追設 (SNO : 3 kN × 2 本)
RE-MS-300	【工】 RE 拘束方向変更
RE-MS-318	【工】 RE 拘束方向変更
(評価点 7074)	【工】 サポート追設 (SNO : 3 kN × 2 本)
(評価点 7584)	【工】 サポート追設 (SNO : 3 kN × 2 本)

⑨ 原子炉系（純水部）



配管支持設備名称		
記号	名称	略称
☉	フック	AN
☉	レストレイント	RC
☉	ロッドレストレイント	RO
☉	アイルスナッチ	SNO
☉	スカーカリスナッチ	SNM
☉	スプリングハンガ	S-I
☉	コンスタントハンガ	C-I
☉	レジットハンガ	R-I
☉	スラマイブレス	SB
☉	キャップレストレイント	CP
☉	ガイド	GD
☉	スズル	

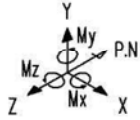


☉ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ☉ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 11 (1/2) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（純水部）】

表 12 (1/2) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（純水部）】

サポート番号	補強内容
SNO-FDW-144-1	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)
SNO-FDW-144 (C)	【工】 サポート容量変更 (160 kN → 250 kN)
SNO-FDW-144 (D)	【工】 サポート容量変更 (160 kN → 250 kN)
SNO-FDW-147 (C)	【工】 サポート容量変更 (100 kN → 160 kN)



記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロードレストレイント	RO
	オイルシールド	SNO
	メカニカルシールド	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CI
	リジットハンガ	RI
	スクエアプレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ナット	



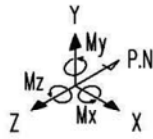
○ : 耐震 BC による耐震補強箇所 ○ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 11 (2/2) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉系（純水部）】

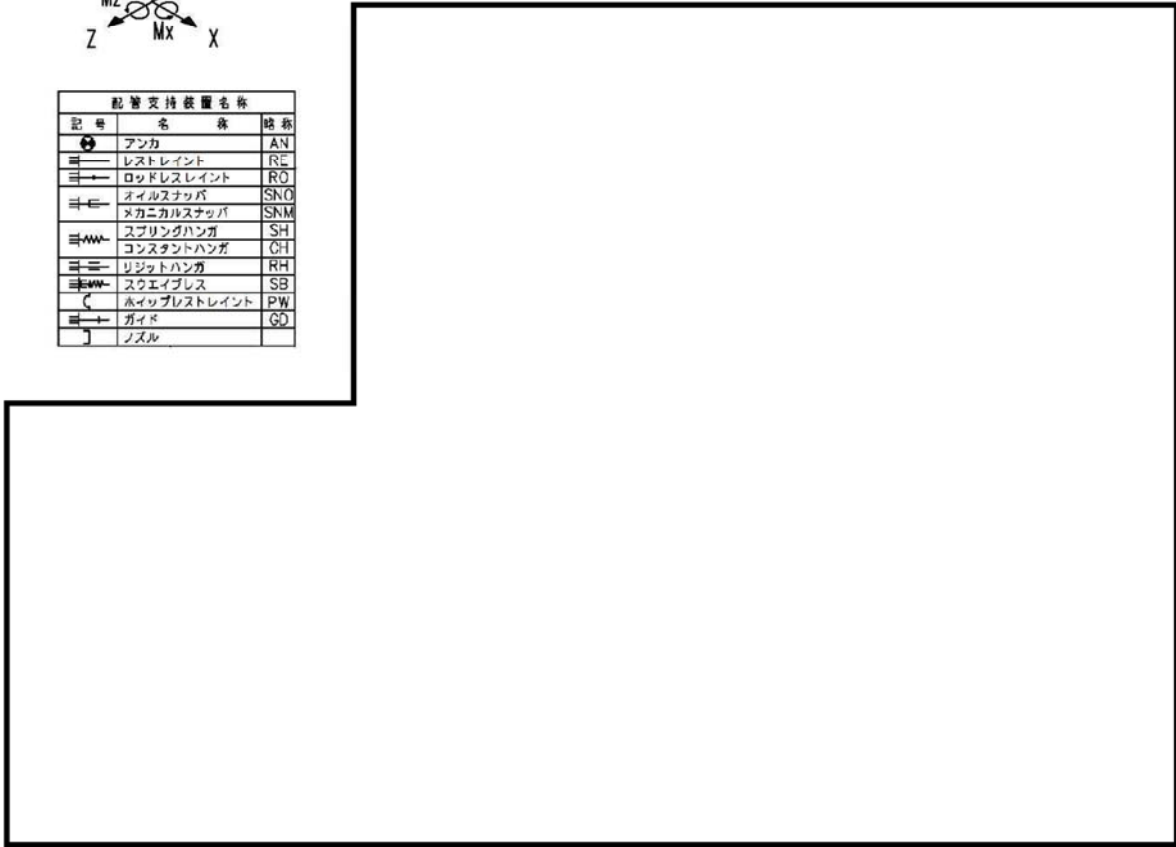
表 12 (2/2) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉系（純水部）】

サポート番号	補強内容
SNO-FDW-134 (C)	【工】 サポート容量変更 (160 kN → 250 kN)
SNO-FDW-134 (D)	【工】 サポート容量変更 (160 kN → 250 kN)
SNO-FDW-137-3	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)
SNO-FDW-138-5	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 100 kN)

⑩ 給水系



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレスレイント	RO
	オイルスナッパ	SNO
	スカーニカルスナッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

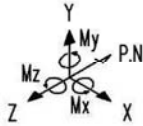


: 補正工認等による耐震補強実施箇所

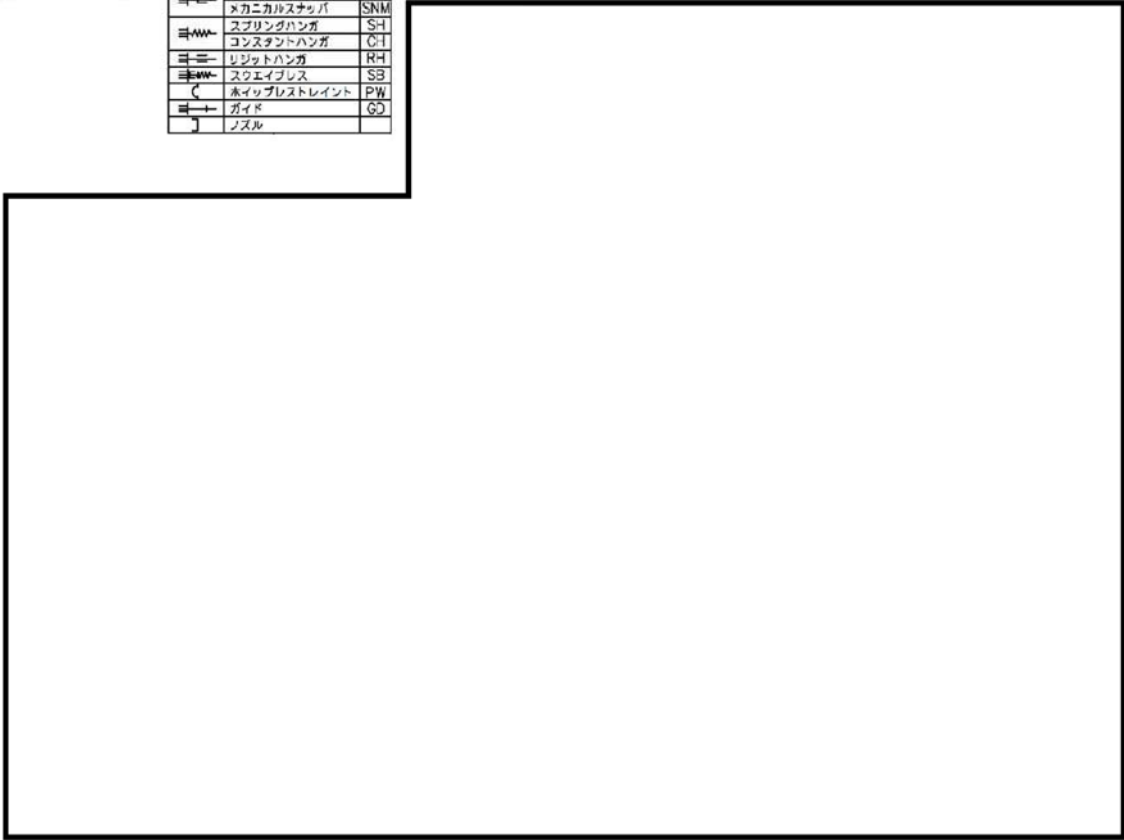
図 12 (1/2) 補正工認等による耐震耐震補強実施箇所【給水系】

表 13 (1/2) 補正工認等による耐震補強内容【給水系】

サポート番号	補強内容
SNO-FDW-153-1	【工】 サポート容量変更 (50 kN → 160 kN)



配管支持装置名称		
記号	名称	略称
●	アンカ	AN
⊖	レストレイント	RE
⊖	ロッドレストレイント	RO
⊖	オイルスナップ	SNO
⊖	メカニカルスナップ	SNM
≡	スプリングハンガ	SH
≡	コンスタントハンガ	CH
≡	リジッドハンガ	RH
≡	スウェイブレス	SB
⊖	ホイップレストレイント	PW
⊖	ガイド	GD
⊖	ノズル	



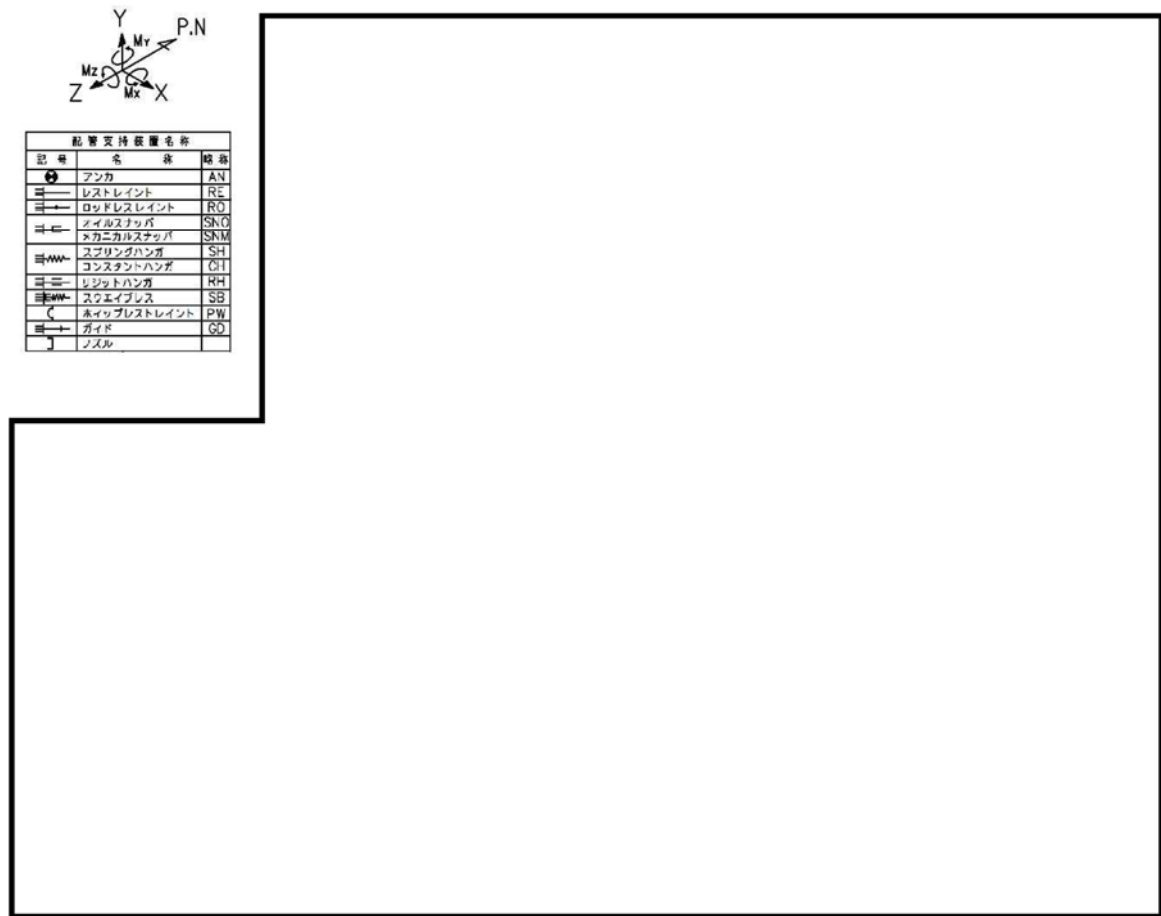
○ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 12 (2/2) 補正工認等による耐震補強実施箇所【給水系】

表 13 (2/2) 補正工認等による耐震補強内容【給水系】

サポート番号	補強内容
RE-FDW-152A	【工】 サポート変更 (RE → SNO : 60 kN ×1 本)

⑪ 復水系



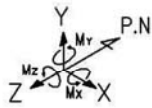
配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	ノイクルストップ	SKO
	スカーブルストップ	SKM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ロックレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	

: 補正工認等による耐震補強実施箇所

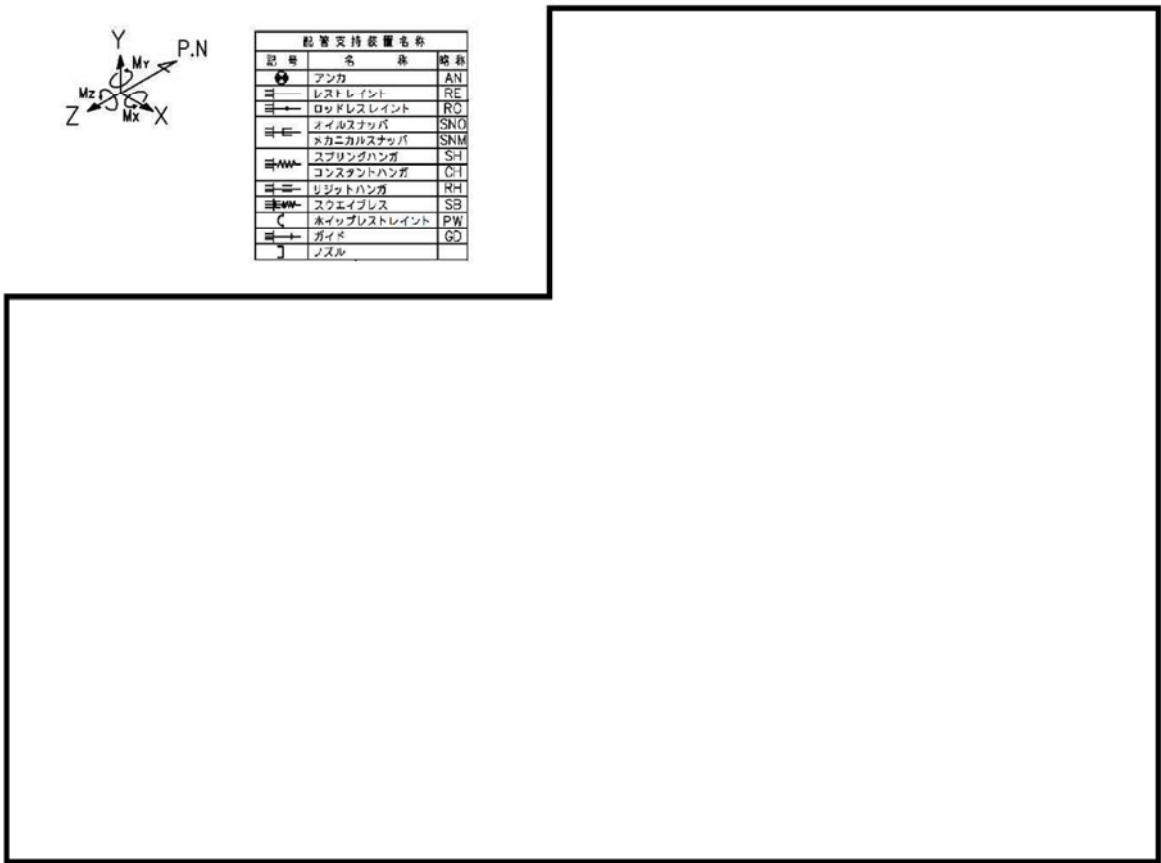
図 13 (1/6) 補正工認等による耐震補強実施箇所【復水系】

表 14 (1/6) 補正工認等による耐震補強内容【復水系】

サポート番号	補強内容
SNO-C-85A	【工】 サポート容量変更 (5 kN × 2 本 → 30 kN × 2 本)



設置支持設置名称		
記号	名称	略称
●	アンカ	AN
—	レストレイント	RE
→	ロッドレストレイント	RO
⇐	オイルスナッパ	SNO
⇐	メカニカルスナッパ	SNM
⇐	スプリングハンガ	SH
⇐	コンスタントハンガ	CH
⇐	リジッドハンガ	RH
⇐	スクエイブレス	SB
↖	ホイップレストレイント	PW
→	ガイド	GD
⌋	ノズル	

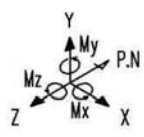


○ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

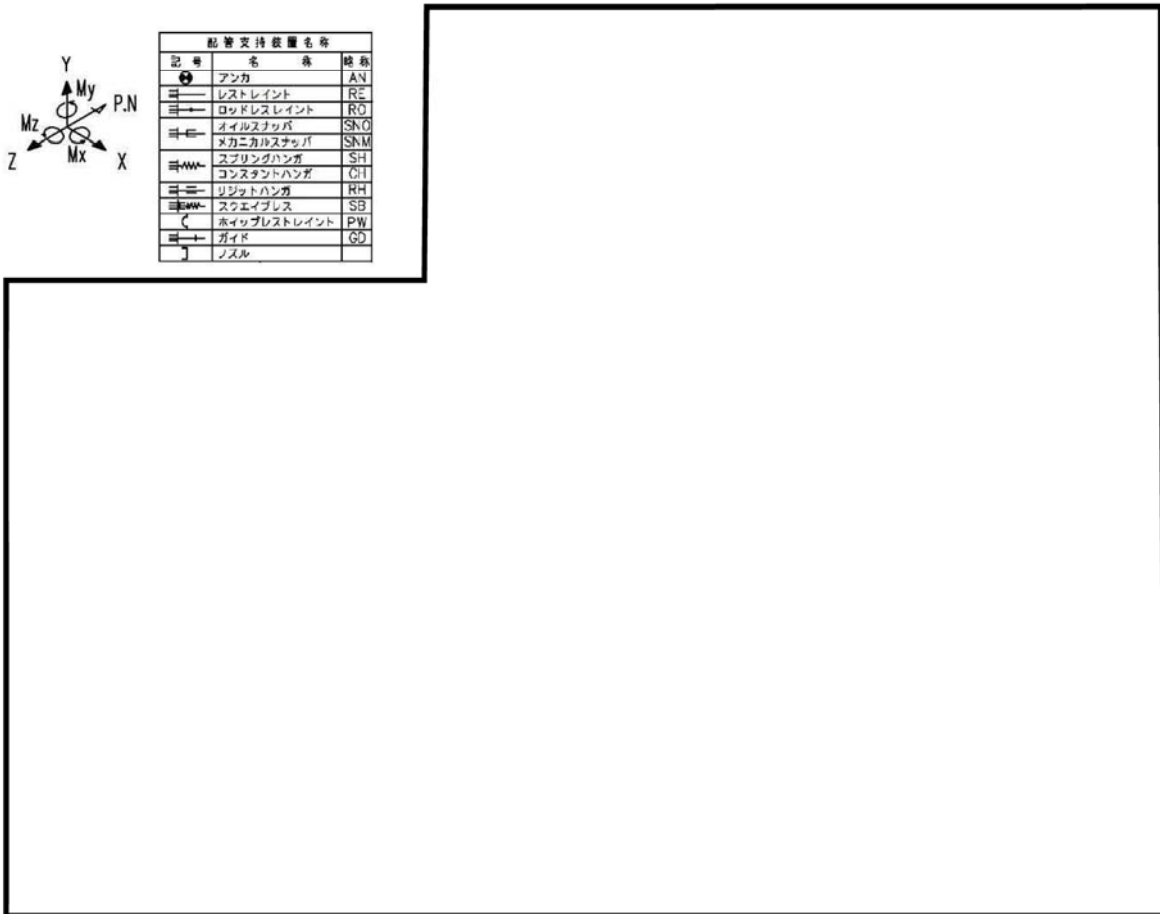
図 13 (2/6) 補正工認等による耐震補強実施箇所【復水系】

表 14 (2/6) 補正工認等による耐震補強内容【復水系】

サポート番号	補強内容
SNO-C-84B	【工】 サポート容量変更 (50 kN × 2 本 → 100 kN × 2 本)



配管支持装置名称		
記号	名 称	略 称
●	アンカ	AN
≡	レストレイント	RE
≡	ロッドレストレイント	RO
≡	オイルスナップ	SNO
≡	メカニカルスナップ	SNM
≡	スプリングハンガ	SH
≡	コンスタントハンガ	CH
≡	リジットハンガ	RH
≡	スウェイブレス	SB
≡	ホイップレストレイント	PW
≡	ガイド	GD
↓	ノズル	



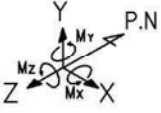
— : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 13 (3/6) 補正工認等による耐震補強実施箇所【復水系】

表 14 (3/6) 補正工認等による耐震補強内容【復水系】

サポート番号	補強内容
(評価点 105)	【工】サポート追設 (RE ×1)

配管支持装置名称		
記号	名称	略称
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RC
	オイルスタッパ	SNO
	メカニカルスタッパ	SNM
	スプリングハンガ	SH
	コンスタントハンガ	CH
	リジッドハンガ	RH
	スウェイブレス	SB
	ホイップレストレイント	PW
	ガイド	GD
	ノズル	



— : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 13 (4/6) 補正工認等による耐震補強実施箇所【復水系】

表 14 (4/6) 補正工認等による耐震補強内容【復水系】

サポート番号	補強内容
(評価点 34)	【工】 サポート容量変更 (200 kN × 2 本 → 400 kN × 2 本)

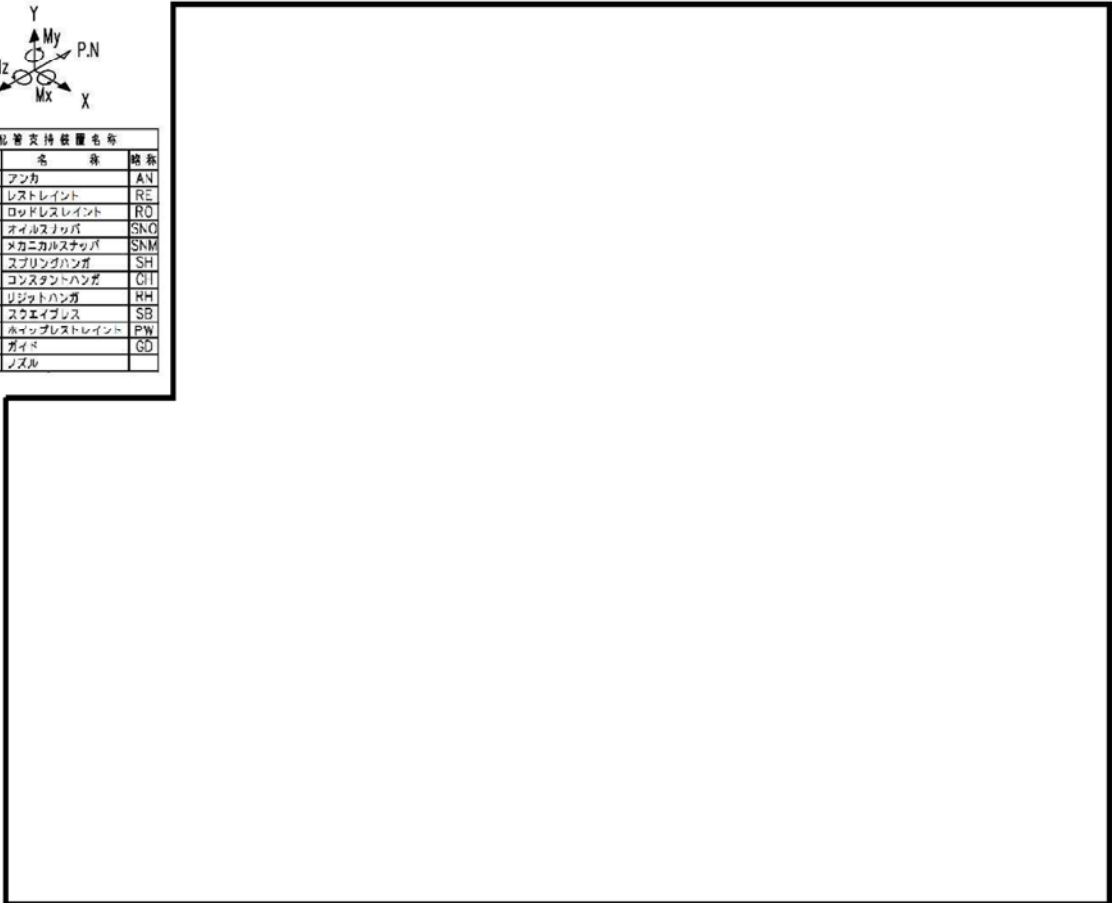


— : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 13 (5/6) 補正工認等による耐震補強実施箇所【復水系】

表 14 (5/6) 補正工認等による耐震補強内容【復水系】

サポート番号	補強内容
(評価点 97)	【工】 サポート変更 (RH → RE)
(評価点 8001)	【工】 サポート追設 (RE)



— : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 13 (6/6) 補正工認等による耐震補強実施箇所【復水系】

表 14 (6/6) 補正工認等による耐震補強内容【復水系】

サポート番号	補強内容
(評価点 63)	【工】サポート変更 (RH → RE)

⑫ 給水加熱器ドレン系

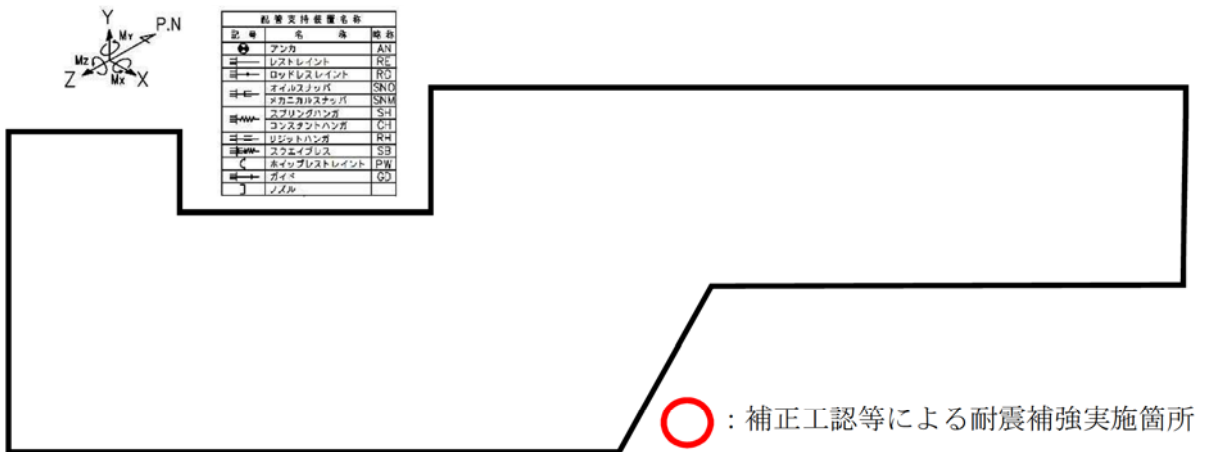


図 14 (1/2) 補正工認等による耐震補強実施箇所【給水加熱器ドレン系】

表 15 (1/2) 補正工認等による耐震補強内容【給水加熱器ドレン系】

サポート番号	補強内容
SNO-HD-614	【工】サポート容量変更 (5 kN → 10 kN)

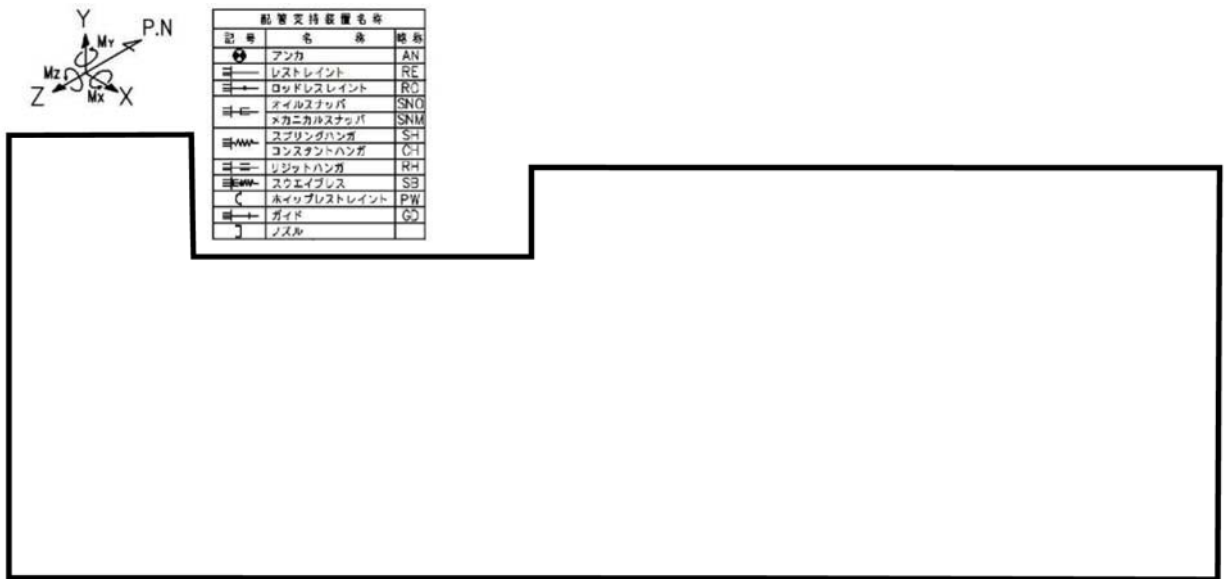


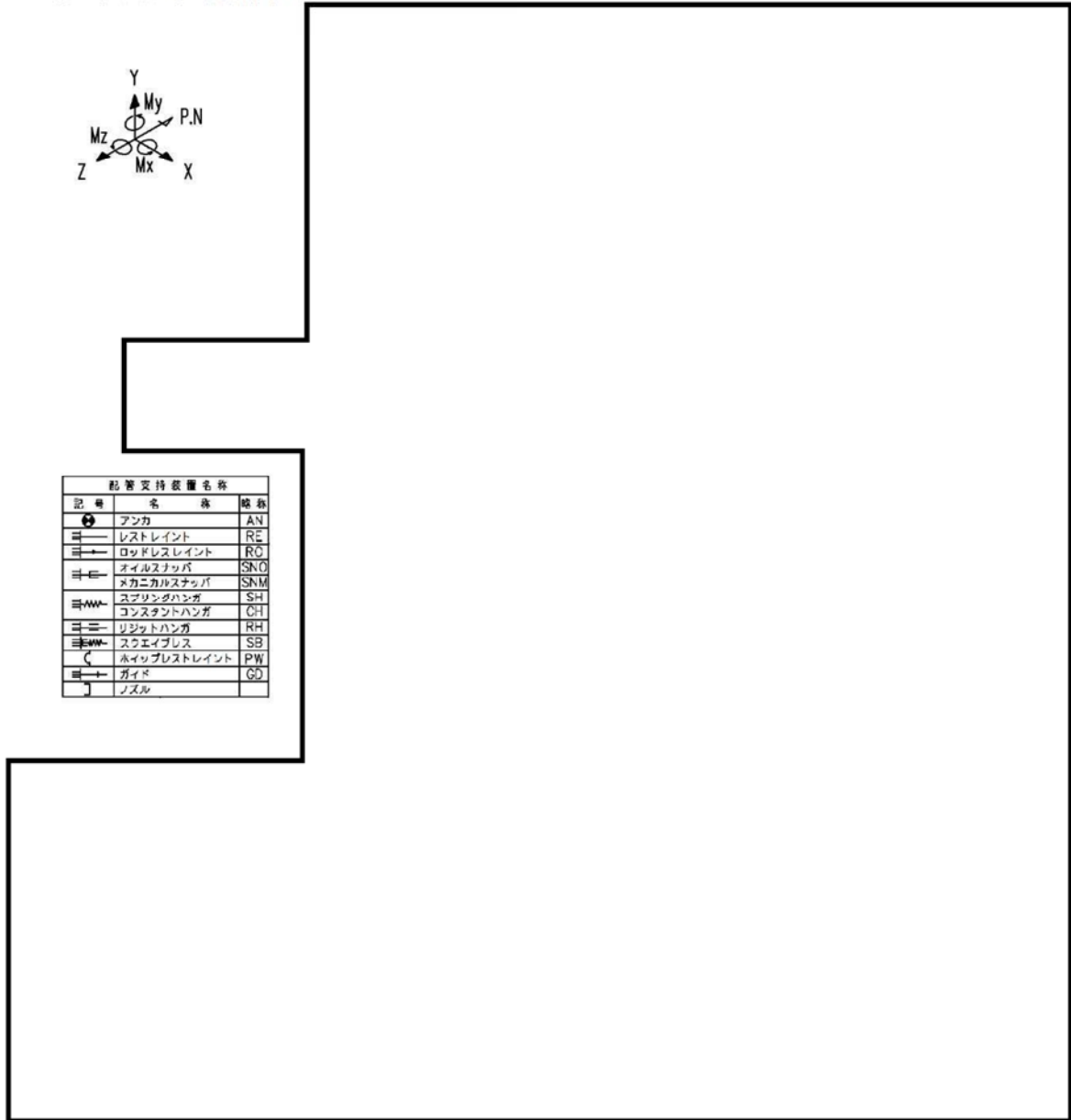
図 14 (2/2) 補正工認等による耐震補強実施箇所【給水加熱器ドレン系】

表 15 (2/2) 補正工認等による耐震補強内容【給水加熱器ドレン系】

サポート番号	補強内容
SNO-HD-539A	【劣】サポート容量変更 (5 kN → 10 kN)

劣化状況評価において、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価により、耐震補強の必要となった給水加熱器ドレン系についての説明を添付番号 1 に示す。

⑬ 原子炉冷却材浄化系

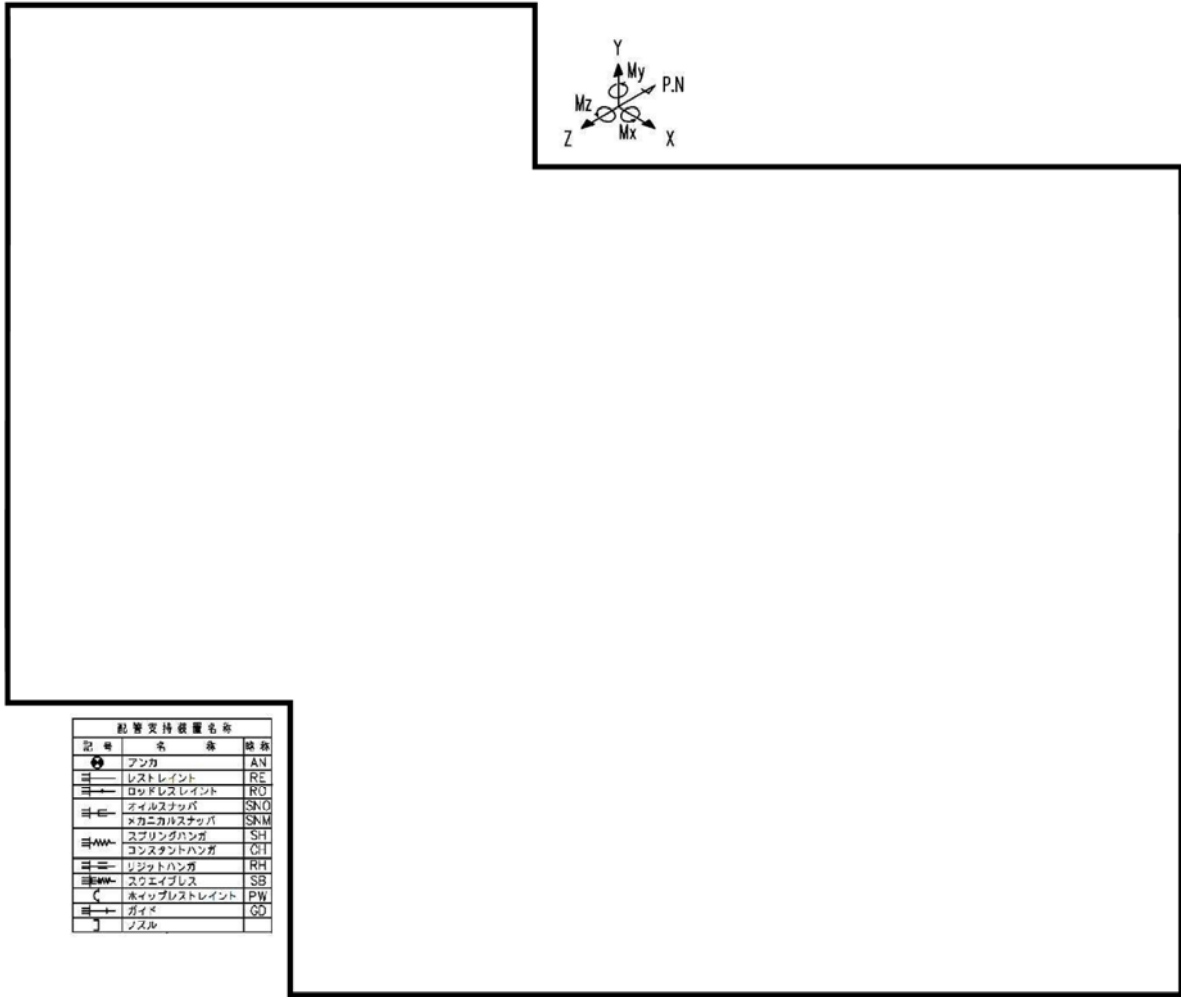


○ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 15 (1/4) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉冷却材浄化系】

表 16 (1/4) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉冷却材浄化系】

サポート番号	補強内容
SNO-CU-51	【工】 サポート容量変更 (30kN → 50kN)
SNO-CU-56	【工】 サポート容量変更 (5kN → 10kN)
SNO-CU-P001	【工】 サポート追設 (SNO : 30 kN ×1 本)
SNO-CU-P002	【工】 サポート追設 (SNO : 10 kN ×3 本)

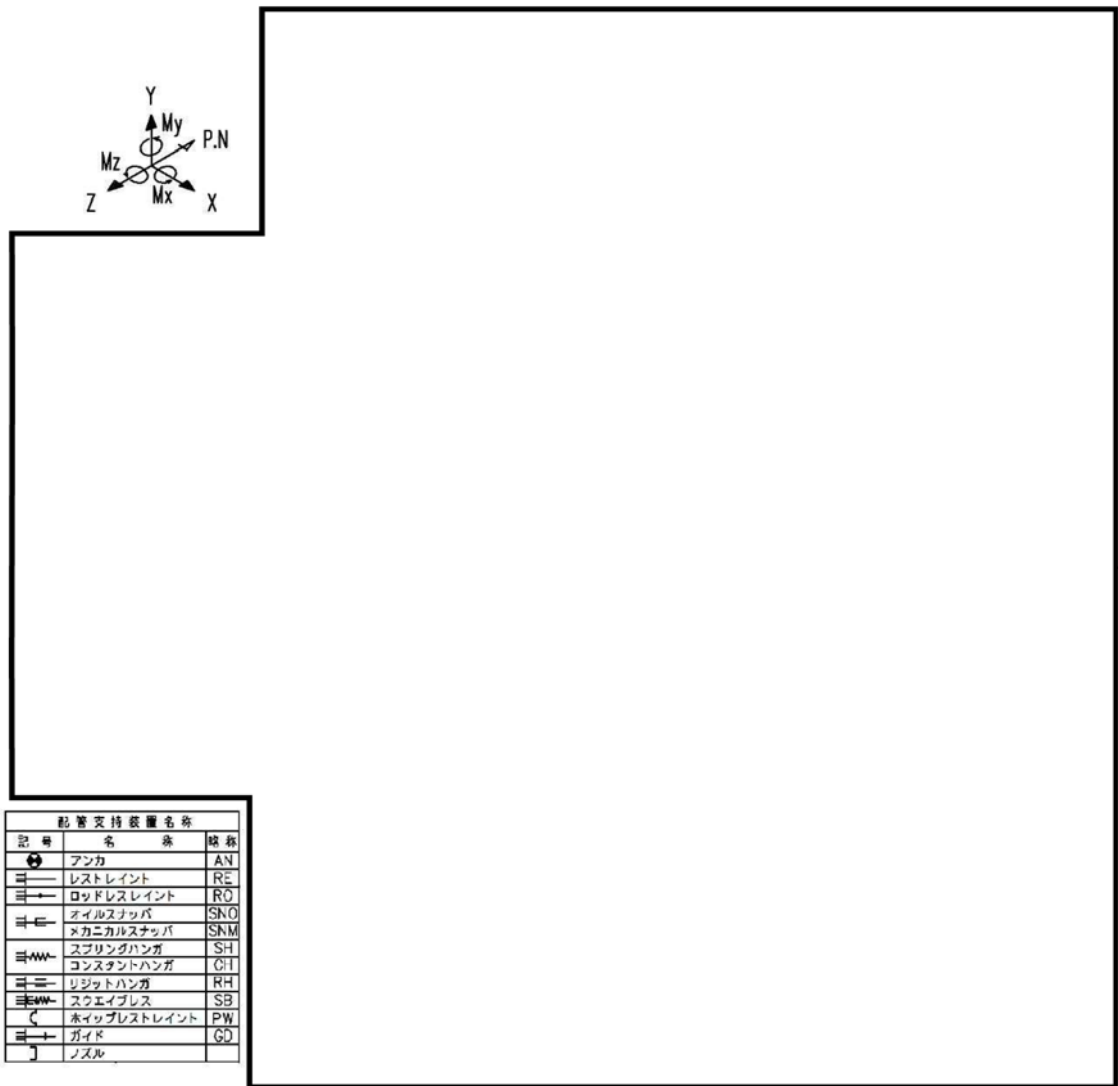


: 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 15 (2/4) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉冷却材浄化系】

表 16 (2/4) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉冷却材浄化系】

サポート番号	補強内容
SNO-CU-P008	【工】サポート追設 (SNO : 10 kN ×1 本)
SNO-CU-P009	【工】サポート追設 (SNO : 30 kN ×1 本)
SNO-CU-P010	【工】サポート追設 (SNO : 10 kN ×1 本)
SNO-CU-P011	【工】サポート追設 (SNO : 30 kN ×3 本)
SNO-CU-P012	【工】サポート追設 (SNO : 30 kN ×3 本)
SNO-CU-P013	【工】サポート追設 (SNO : 10 kN ×1 本)

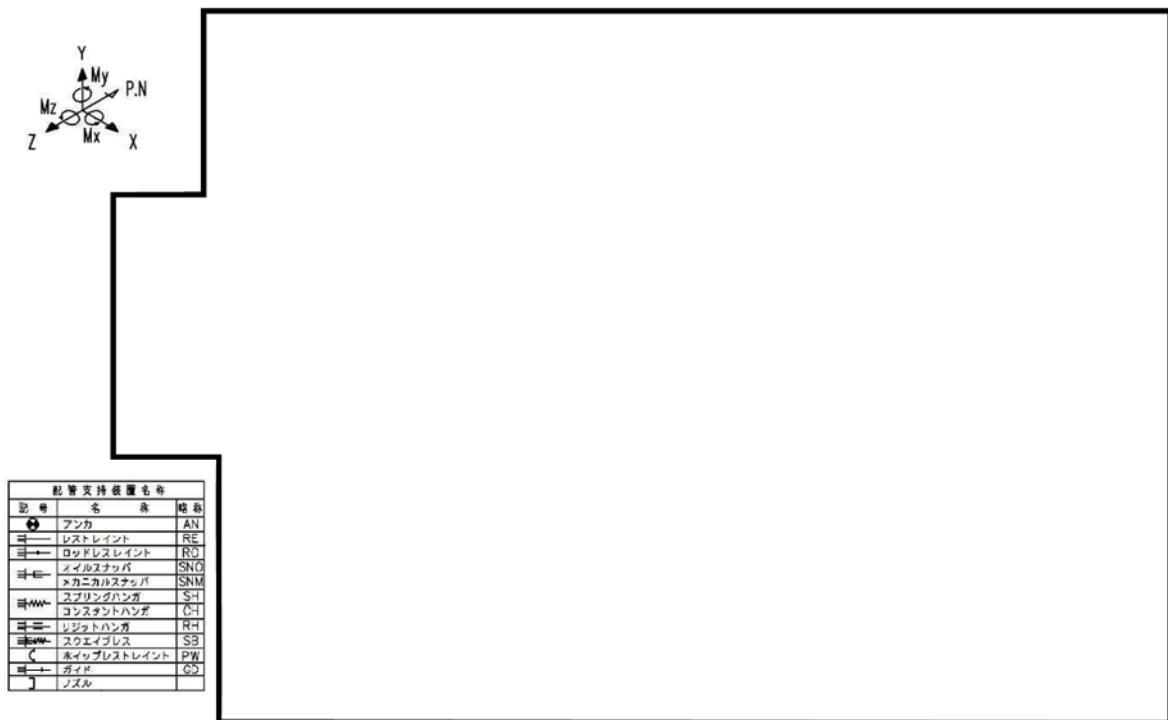


☉ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 15 (3/4) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉冷却材浄化系】

表 16 (3/4) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉冷却材浄化系】

サポート番号	補強内容
SNO-CU-69	【工】サポート容量変更 (10kN → 30kN)
SNO-CU-70A	【工】サポート容量変更 (5kN → 10kN)
SNO-CU-P004	【工】サポート追設 (SNO : 10 kN ×1 本)
SNO-CU-P005	【工】サポート追設 (SNO : 10 kN ×3 本)
SNO-CU-P006	【工】サポート追設 (SNO : 10 kN ×1 本)
SNO-CU-P007	【工】サポート追設 (SNO : 10 kN ×3 本)
SNO-PL-P1005	【工】サポート追設 (SNO : 10 kN ×1 本)
SNO-PL-P1006	【工】サポート追設 (SNO : 10 kN ×1 本)
AN-PED-P1004	【工】サポート追設 (AN)
AN-PED-P1005	【工】サポート追設 (AN)



耐震支持装置名称			
記号	名称	略称	仕様
⊙	アンカ	AN	
≡	レストレイント	RE	
≡→	ロッドレストレイント	RO	
≡←	スライダスナッチ	SNO	
≡←	メカニカルスナッチ	SNM	
≡↗	スプリングハンガ	SH	
≡↘	コンスタントハンガ	CH	
≡↖	レジットハンガ	RH	
≡↙	スクエイクレス	SP	
≡↖	スウェーブレストレイント	SW	
≡↙	ガイド	GD	
≡↖	ノズル	ND	

○ : 補正工認等による耐震補強実施箇所

図 15 (4/4) 補正工認等による耐震補強実施箇所【原子炉冷却材浄化系】

表 16 (4/4) 補正工認等による耐震補強内容【原子炉冷却材浄化系】

サポート番号	補強内容
SNO-CU-65	【工】 サポート容量変更 (10kN → 30kN)
SNO-CU-67	【工】 サポート容量変更 (10kN → 30kN)
SNO-CU-P003	【工】 サポート追設 (SNO : 30 kN ×1 本)
SNO-PL-P1002	【工】 サポート追設 (SNO : 10 kN ×1 本)
SNO-PL-P1003	【工】 サポート追設 (SNO : 6 kN ×1 本)
SNO-PL-P1004	【工】 サポート追設 (SNO : 10 kN ×1 本)
SNO-PED-P1001	【工】 サポート追設 (SNO : 10 kN ×1 本)
AN-PED-P1002	【工】 サポート追設 (AN)
AN-PED-P1003	【工】 サポート追設 (AN)

(2) 残留熱除去系熱交換器架台のサポート追設

残留熱除去系熱交換器架台は、耐震 BC 時に耐震補強を実施しており、また、今回の補正工認による耐震補強を予定している。

① 耐震 BC 時の耐震補強概要

- a. プレート補強
- b. サポート補強

耐震 BC 時の耐震補強概略図を図 16 に示す。

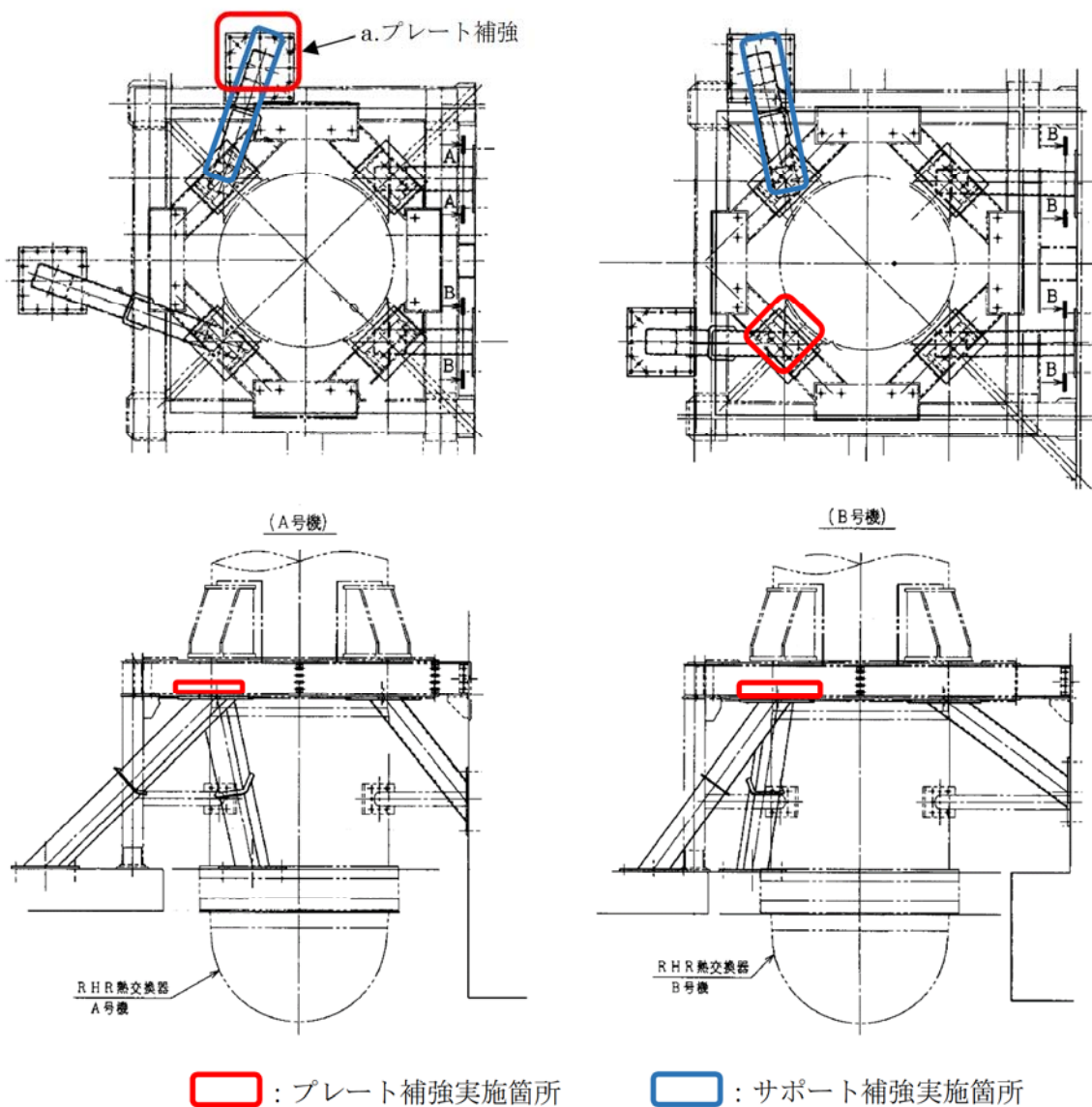
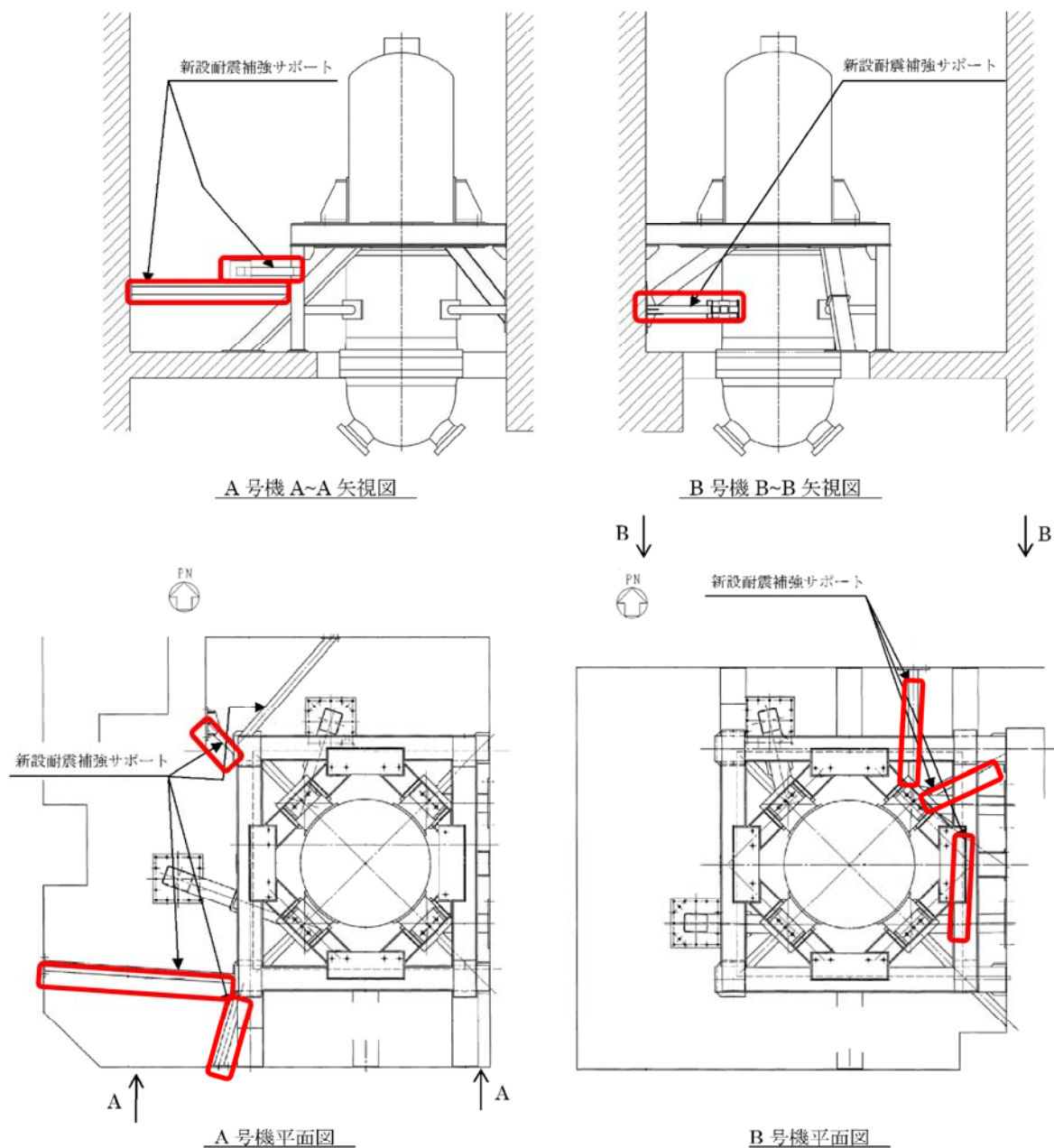


図 16 耐震 BC による耐震補強概要図

② 工事計画認可申請（平成 29 年 11 月補正申請）における耐震補強概要

残留熱除去系熱交換器の耐震クラスはSクラスに分類され、工事計画認可申請（平成 29 年 11 月補正申請）における耐震評価に伴う耐震補強（以下、「補正工認による耐震補強」という）を予定している。

補正工認による耐震補強概要図を図 17 に示す。



: 耐震補強実施箇所

図 17 補正工認による耐震補強概要図

(3) 主排気筒耐震補強

主排気筒は、耐震 BC 時に耐震補強を実施しており、また、今回の補正工認による耐震補強を予定している。

① 耐震 BC 時の耐震補強概要

耐震 BC 時の耐震補強概要は以下のとおりであり、工事を実施するにあたっては事前に工事計画届出書を提出している。

- a. 制震装置（オイルダンパ及び弾塑性ダンパ）の設置
- b. 上層鉄塔の撤去（上部の重量を低減させ、上部の応答を低減させる）
- c. 主排気筒鉄塔部への補強材追加

耐震 BC 時の耐震補強概略図を図 18、弾塑性ダンパ及びオイルダンパ設置状況を図 19 に示す。

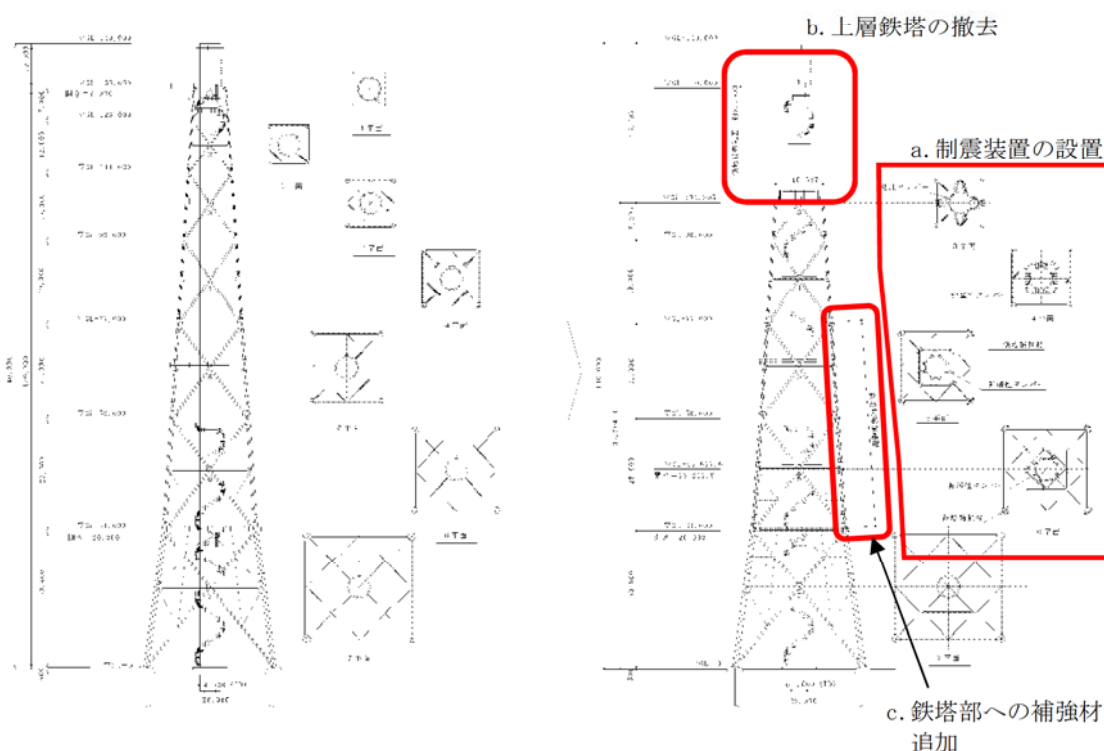


図 18 耐震 BC 時の主排気筒耐震補強概略図

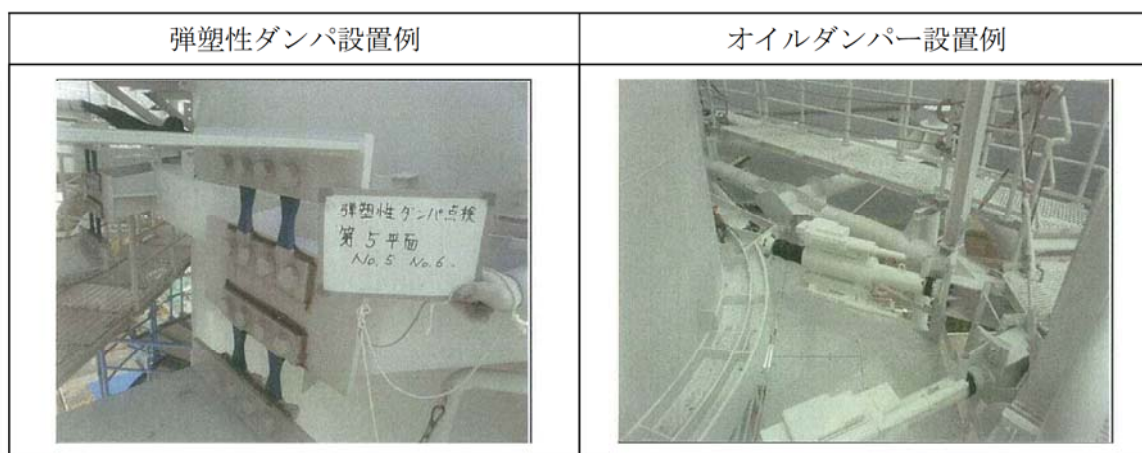


図 19 弾塑性ダンパ、オイルダンパ設置状況

② 工事計画認可申請（平成 29 年 11 月補正申請）における耐震補強概要

主排気筒の耐震クラスはCクラスに分類されるが、耐震Sクラスである非常用ガス処理系排気筒を支持しており、主排気筒の筒身、鉄塔及び基礎部は設計基準対処施設においては、「Sクラスの施設の間接支持構造物」に分類され、設置変更許可申請の基準地震動 S_s での機能維持が求められることから、工事計画認可申請（平成 29 年 11 月補正申請）における耐震評価に伴う耐震補強（以下、「補正工認による耐震補強」という）を予定している。

補正工認による耐震補強概要は以下のとおりである

- a. 鉄塔補強高さの嵩上げ（主柱の延伸）
- b. 鉄塔補強（脚数の増加。高さ 104.205m 以下において 8 脚増加。）
- c. 基礎梁の増強、鋼管杭の増設

補正工認による耐震補強概要図を図 20 に、基礎図を図 21 に示す。

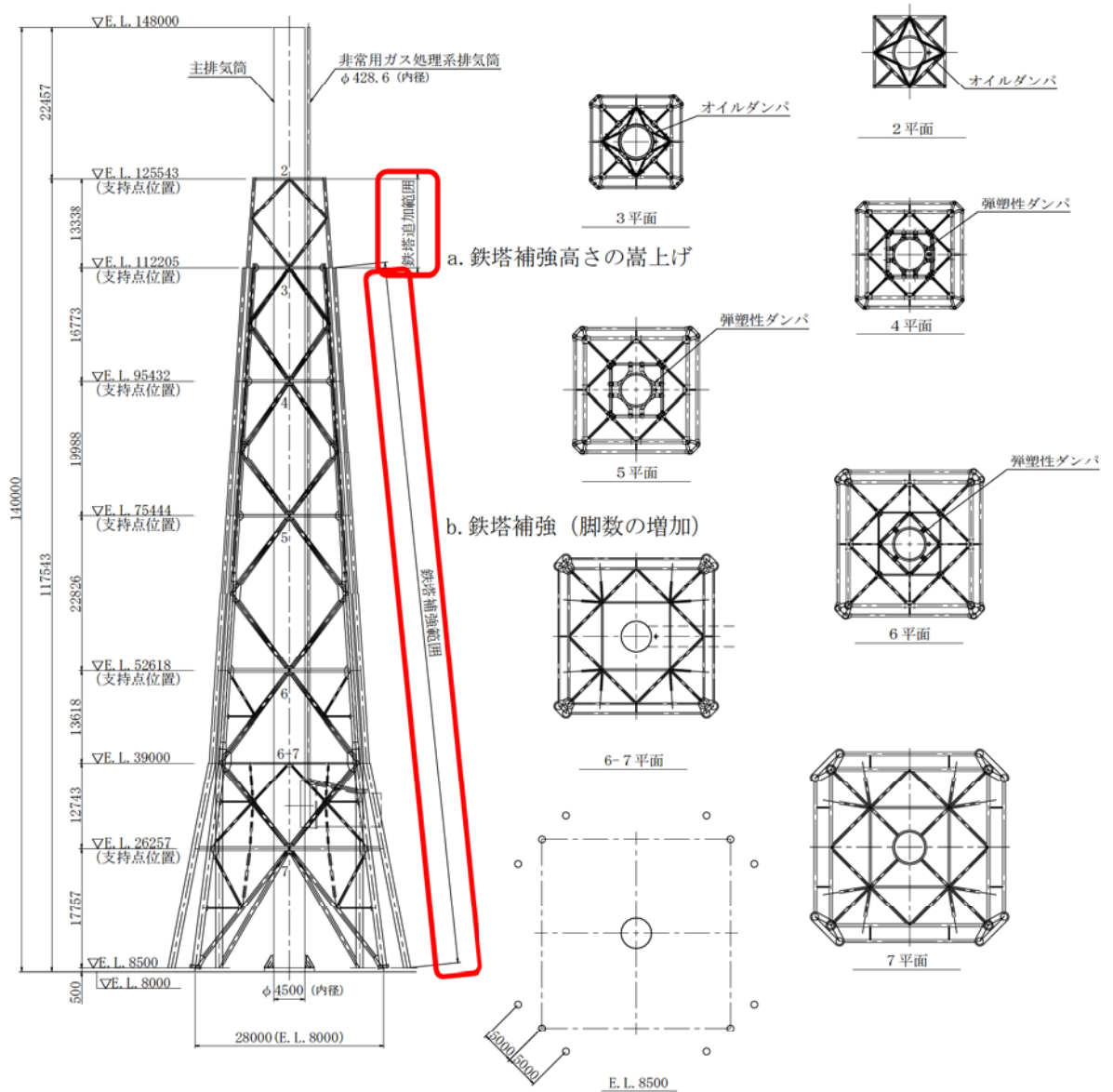


図 20 補正工認による耐震補強概要図【鉄塔部】

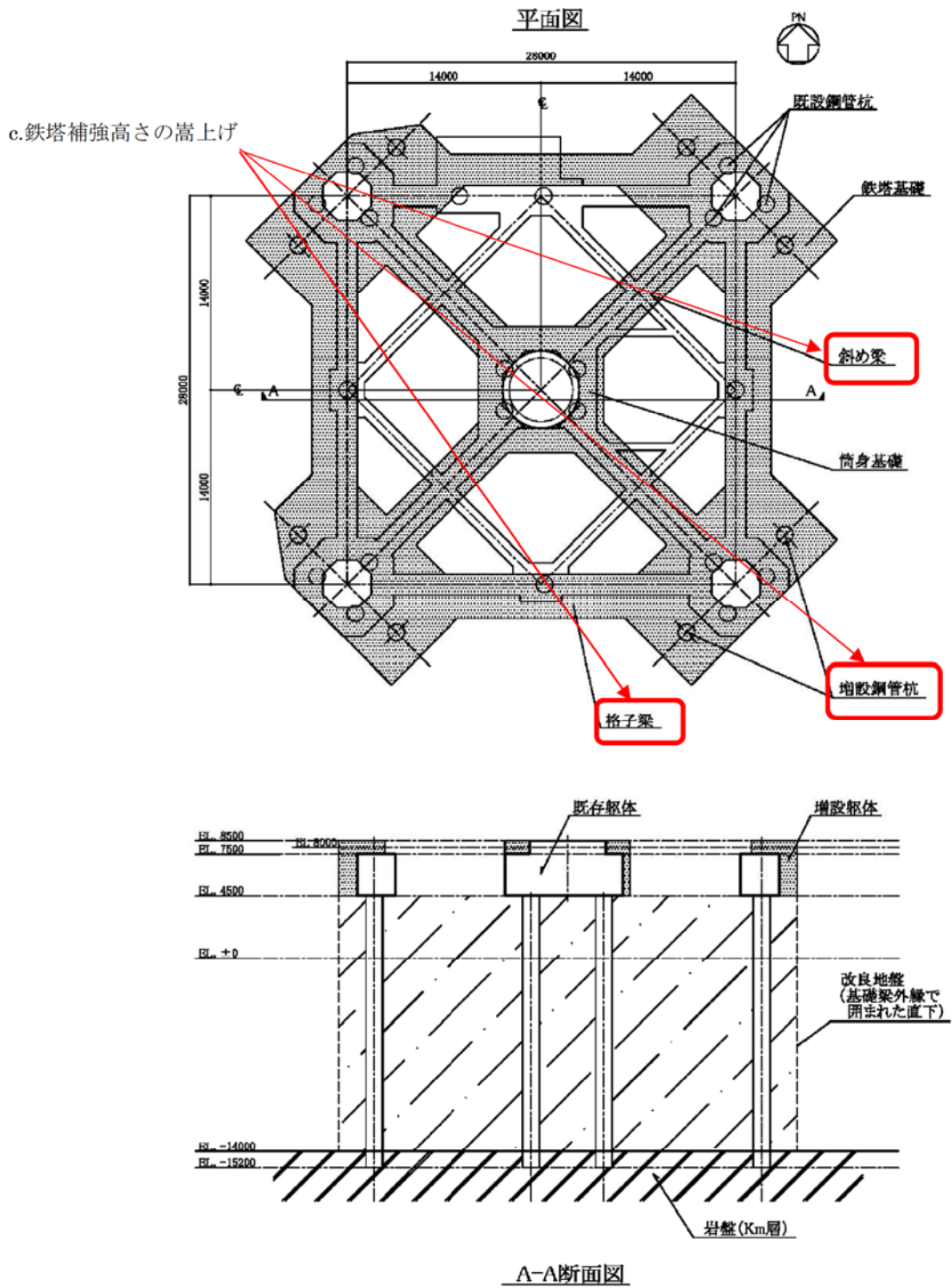


図 21 補正工認による耐震補強概要図【基礎部】

(4) 原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器他耐震補強

原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器，雑固体焼却系設備焼却炉，雑固体焼却系設備 1 次・2 次セラミックフィルタは耐震 B クラスに分類され，今回の弾性設計用地震動 S_d 見直しに伴う耐震評価等による耐震補強を予定している。原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器の耐震補強概要図を図 22，雑固体焼却系設備焼却炉の耐震補強概要を図 23 に，雑固体焼却系設備 1 次・2 次セラミックフィルタの耐震補強概要を図 24 にそれぞれ示す。

① 原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器

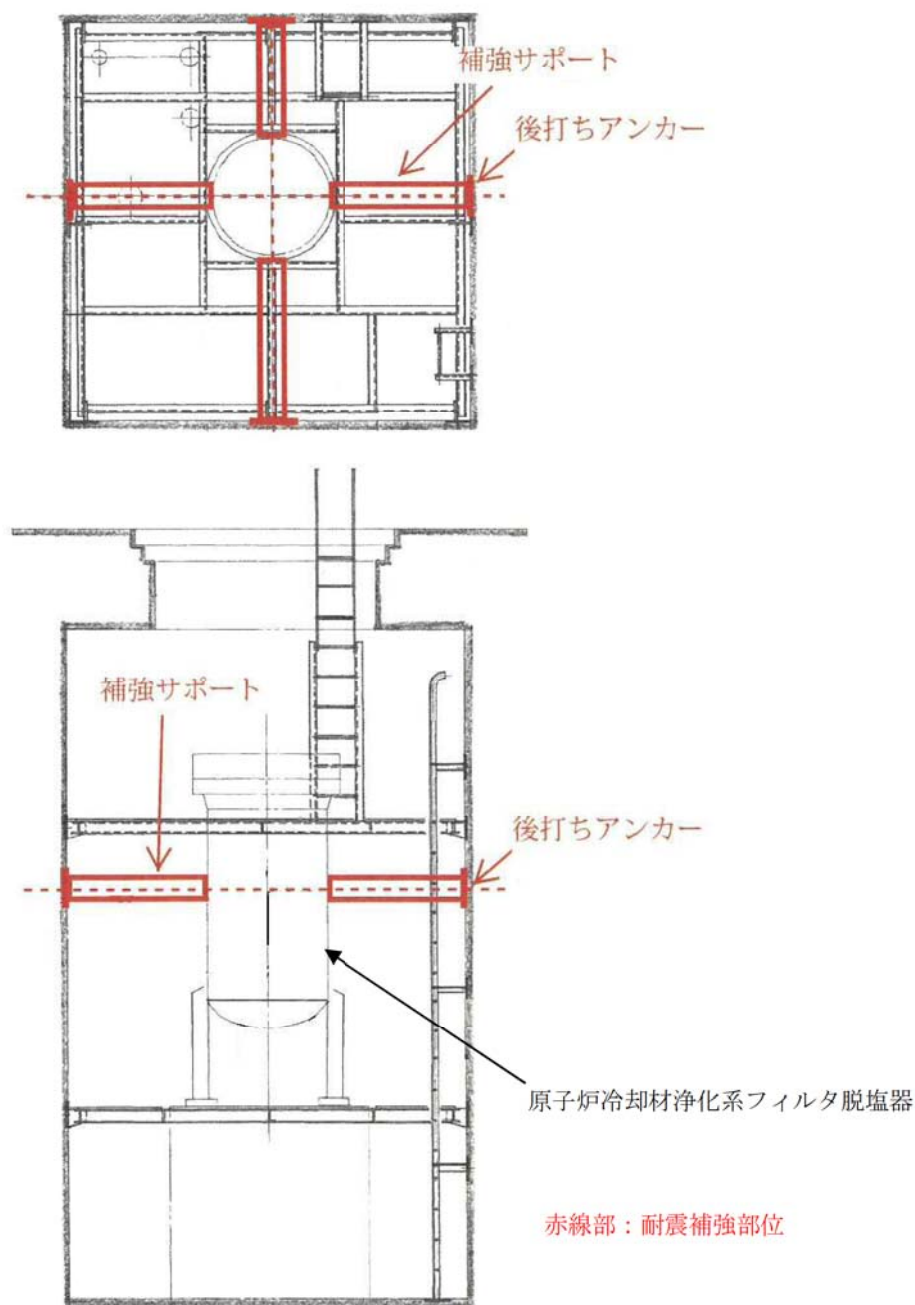


図 22 原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器耐震補強概要図

② 雑固体焼却系設備焼却炉

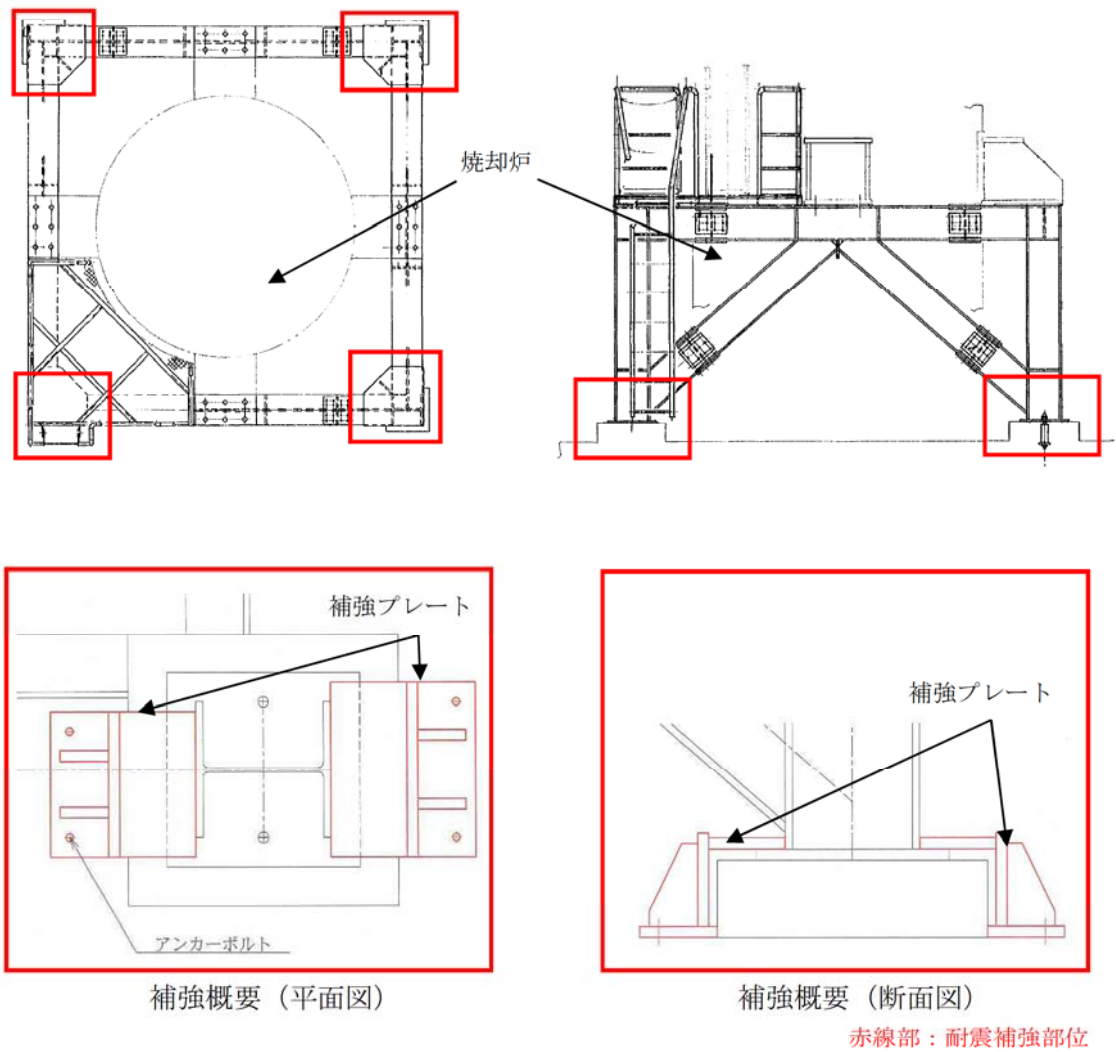
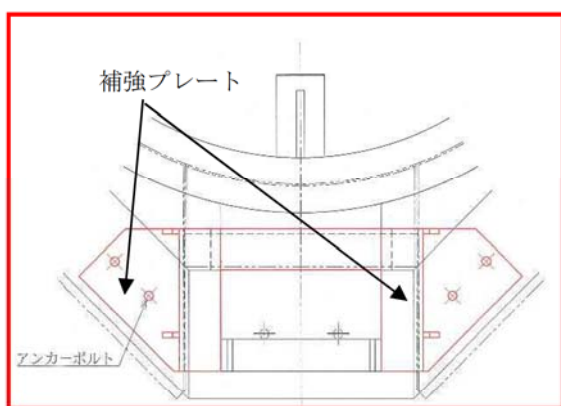
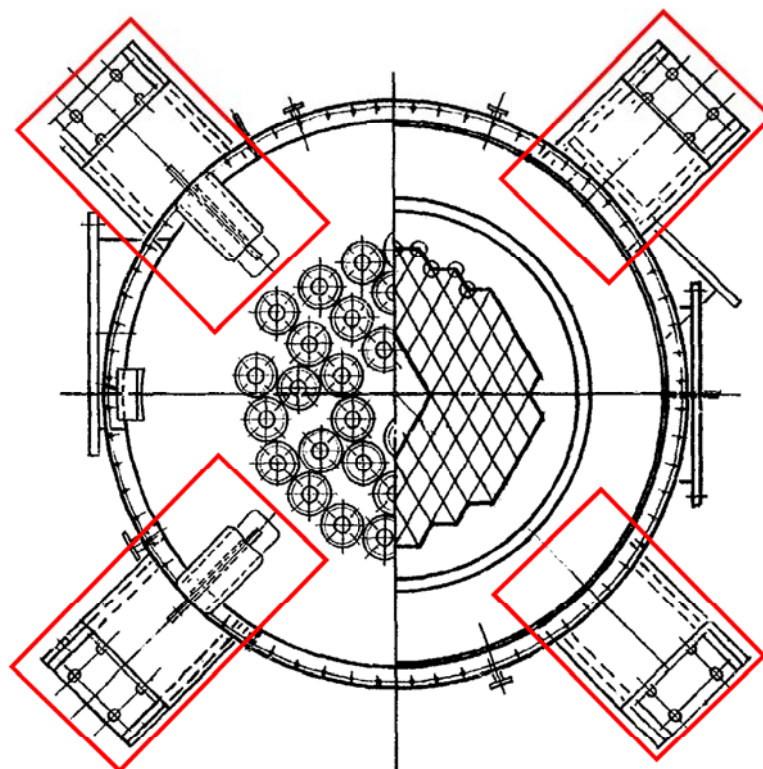
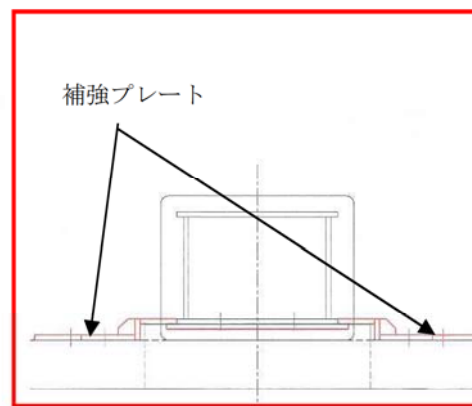


図 23 雑固体焼却系設備焼却炉耐震補強概要図

③ 雑固体焼却系設備 1次・2次セラミックフィルタ



補強概要 (平面図)



補強概要 (断面図)

赤線部：耐震補強部位

図 24 雑固体焼却系設備 1次・2次セラミックフィルタの耐震補強概要

(5) 使用済燃料乾式貯蔵容器耐震補強

使用済燃料乾式貯蔵容器は、今回の補正工認による耐震補強を予定している。1～15, 23, 24 号機、16, 17 号機及び 18～21 号機の耐震補強概要を図 25 に示す。

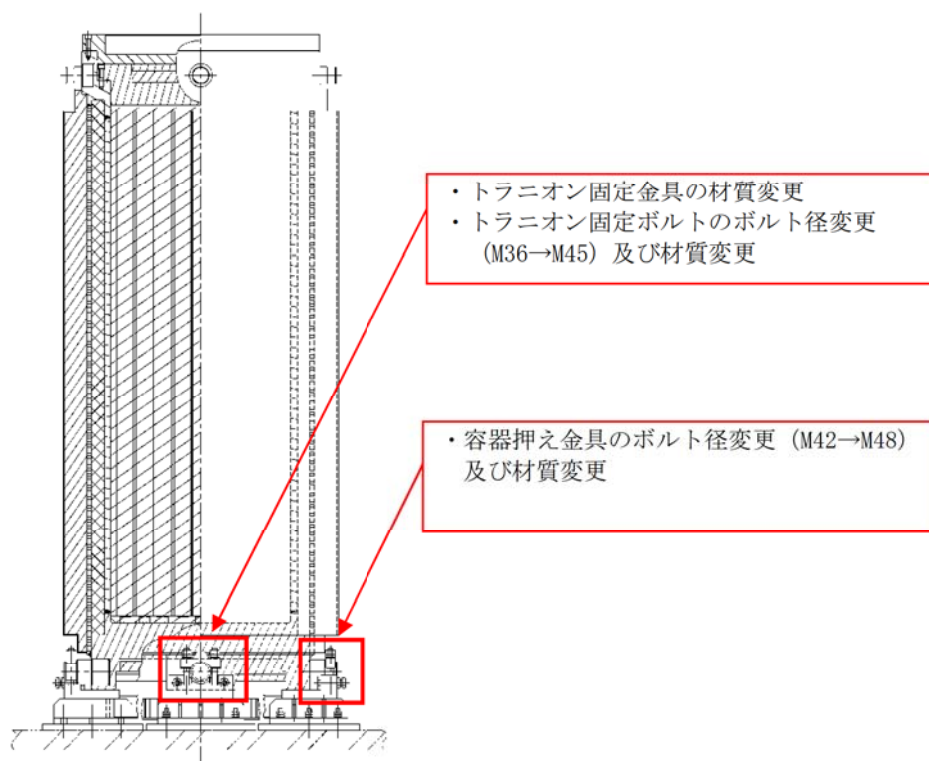


図 25 (1/3) 使用済燃料乾式貯蔵容器構造図 (1～15, 23, 24 号機) 耐震補強概要図

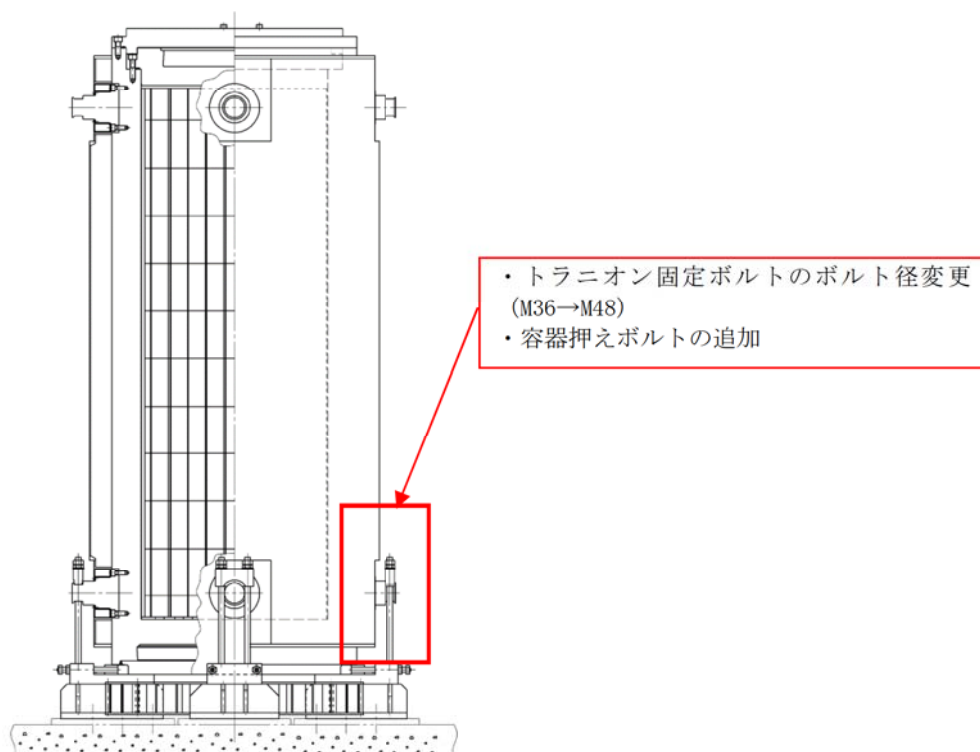


図 25 (2/3) 使用済燃料乾式貯蔵容器構造図 (16, 17 号機) 耐震補強概要図

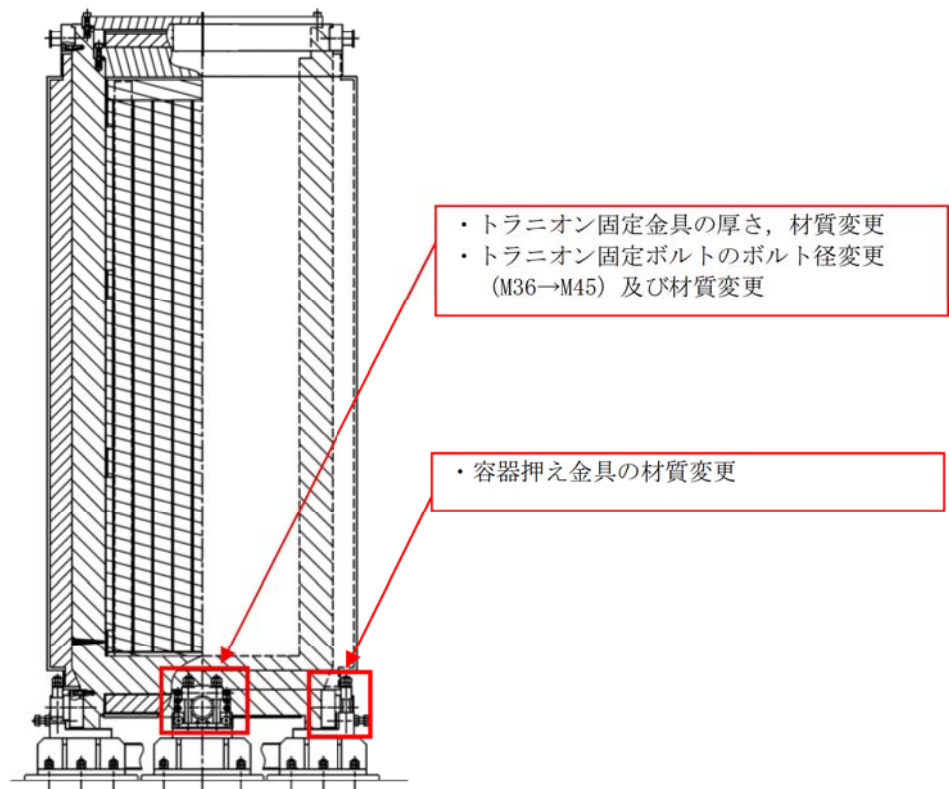


図 25 (3/3) 使用済燃料乾式貯蔵容器構造図 (18～21 号機) 耐震補強概要

給水加熱器ドレン系配管サポートの容量変更について

劣化状況評価において、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価により、耐震補強の必要となった給水加熱器ドレン系について記載する。

表1に給水加熱器ドレン系の耐震安全性評価の過程を示す。また、表2に耐震補強が必要となった要因を示す。

表1 給水加熱器ドレン系の耐震安全性評価の過程

	評価モデル		
	HD-24	HD-25	HD-26
① 公称肉厚	○	× (サポート容量NG) ↓ ○ (サポート容量変更)	○
② 必要最小肉厚	○	× (配管応力NG)	× (サポート容量NG)
③ 60年時点肉厚	—	○	× (サポート容量NG) ↓ ○ (サポート容量変更)
備考		図14 (1/2)	図14 (2/2)

○：評価OK ×：評価NG

表2 耐震補強が必要となった要因

評価モデル	補強内容	補強理由	要因
HD-25	サポート容量変更	配管減肉を考慮した耐震安全性評価に先立ち、公称肉厚での耐震安全性を確認した結果、サポートの容量不足が確認されたため、容量変更が必要となった。	地震動の見直しによるもの
HD-26	サポート容量変更	必要最小肉厚及び60年時点肉厚の減肉を考慮した耐震安全性評価を実施した結果、サポートの容量不足が確認されたため、容量変更が必要となった。	肉厚減少による固有振動数の変化により支持荷重が増加したものの

機器付基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価について

耐震安全性評価書における基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価に伴う計算過程については、表 1 に示す理由により代表機器を選定して説明する。

表 1 補足説明代表機器の選定

補足説明資料として 代表する機器	選定理由	添付番号
主排気筒	<ul style="list-style-type: none"> 耐震補強工事を前提とした耐震安全性評価を実施しており、評価結果（発生応力と許容応力の比）が最も厳しい機器であるため。 	1
残留熱除去系熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> 耐震補強工事を前提とした耐震安全性評価を実施しており、基礎ボルトの発生応力が最も大きい機器であるため。 	2

主排気筒の基礎ボルトの耐震安全性評価

1. 主排気筒の基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価について

1.1 主排気筒

主排気筒は、鉄塔支持型の鋼製排気筒であり、設計基準対象施設においては「Sクラスの施設の間接支持構造物」に分類されている。

構造は、中央の内径 4.5m、高さ 140m の筒身にかかる水平力を周囲の根開き 28m、高さ 104.205m (EL. 112.205m) の鋼管トラスの 4 脚鉄塔を補強して支える構造であり、補強部分は高さ 117.543m (EL. 125.543m) まで主柱を伸ばすとともに、高さ 104.205m (EL. 112.205m) 以下において 8 脚増やす予定である。また、筒身と鉄塔は図 1 に示す 6 ヶ所で接続され、制振サポート (オイルダンパ) と弾塑性ダンパで接合した制震構造であり、筒身の下端は固定される。

経年劣化事象としては、筒身脚部、鉄塔脚部及び補助鉄塔脚部の基礎ボルトに腐食が想定され、基礎ボルトの減肉により、耐震安全性に影響を及ぼす可能性があるため、耐震安全性評価を実施する。

評価方法は、工事計画認可申請 (平成 29 年 11 月補正申請) における主排気筒のアンカーボルト (基礎ボルト) の評価方法を基に、東海発電所基礎ボルトの腐食量調査結果から得られた、運転開始後 60 年時点での腐食量 (0.3 mm) を全周に仮定し、評価を実施する。

基礎ボルトの寸法については、【煙突構造設計指針-7.3.4 脚部の断面算定(1)脚部の設計】にて、『一般の鋼構造物の設計に準じ、「鋼構造設計規準 (2005)」17 章によって行う』と記載されており、【鋼構造設計規準-17 章 柱脚-17.2 露出柱脚】にて、『一般に切削ねじ部の有効断面積は軸部断面積の 75%程度となるため、応力度の検討はねじ部有効断面について行う必要がある。』に準拠して有効断面積の寸法を用いた評価を行う。

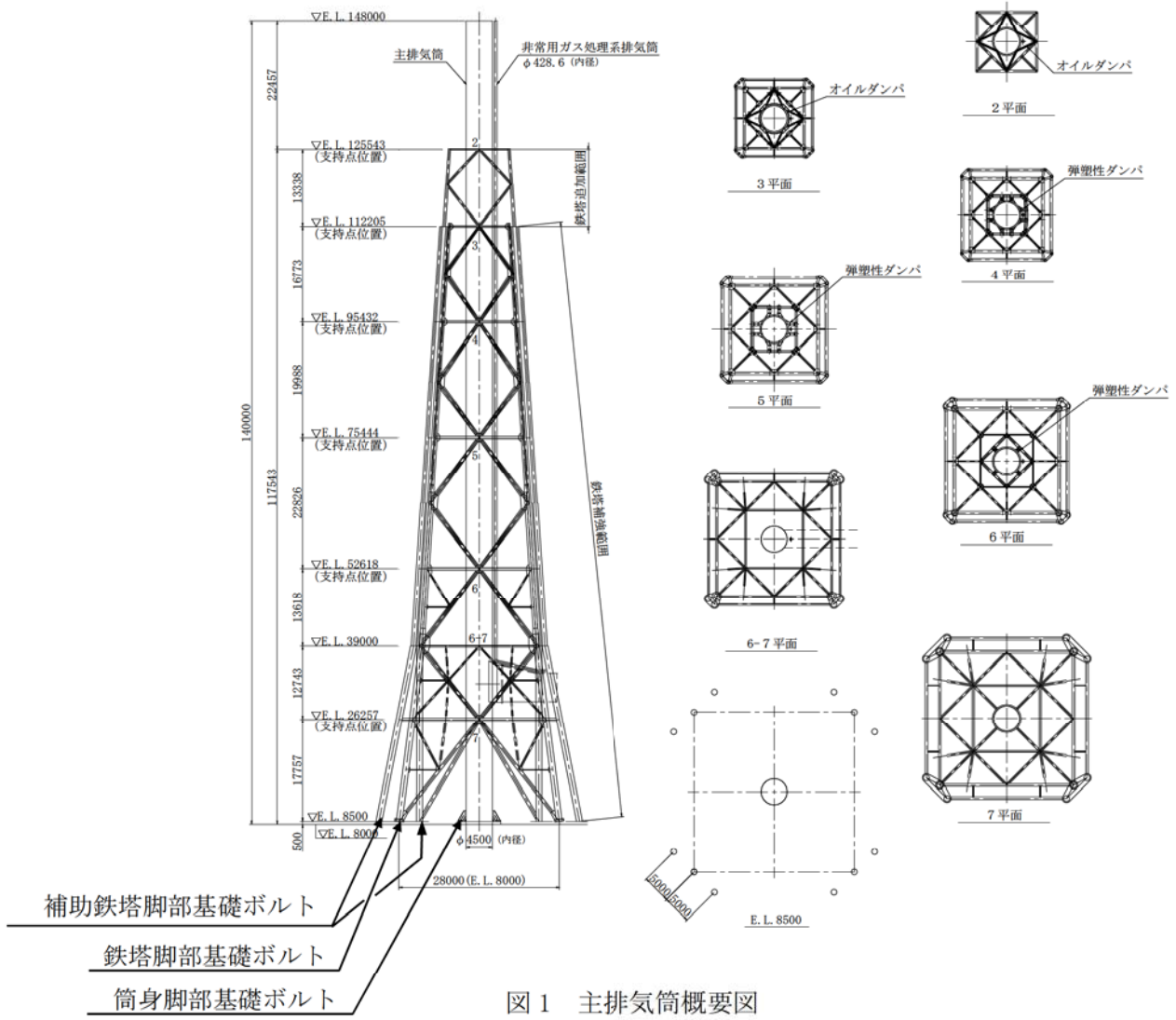


図1 主排気筒概要図

1.2 筒身脚部基礎ボルトの評価

1.2.1 荷重条件

工事計画認可申請（平成 29 年 11 月補正申請）の「主排気筒の耐震性についての計算書」における機能維持検討時に発生する部材力の各成分の最大値を用いて検討を行う。

設計荷重は、以下に示す荷重により、筒身脚部の検討を行う。

なお、筒身脚部は補強を実施するため、筒身補強脚部のみで評価を実施する。

ここで、自重は既設部で負担するものとする。

筒身補強脚部の概略図を図 2 に示す。

引抜き力	$N_t = 17000 \text{ kN}$
	荷重ケース：S _s 波設計用荷重
曲げモーメント	$M = 5812 \text{ kN}\cdot\text{m}$
	荷重ケース：S _s 波設計用荷重
水平力	$H = 1089 \text{ kN}$
	荷重ケース：S _s 波設計用荷重

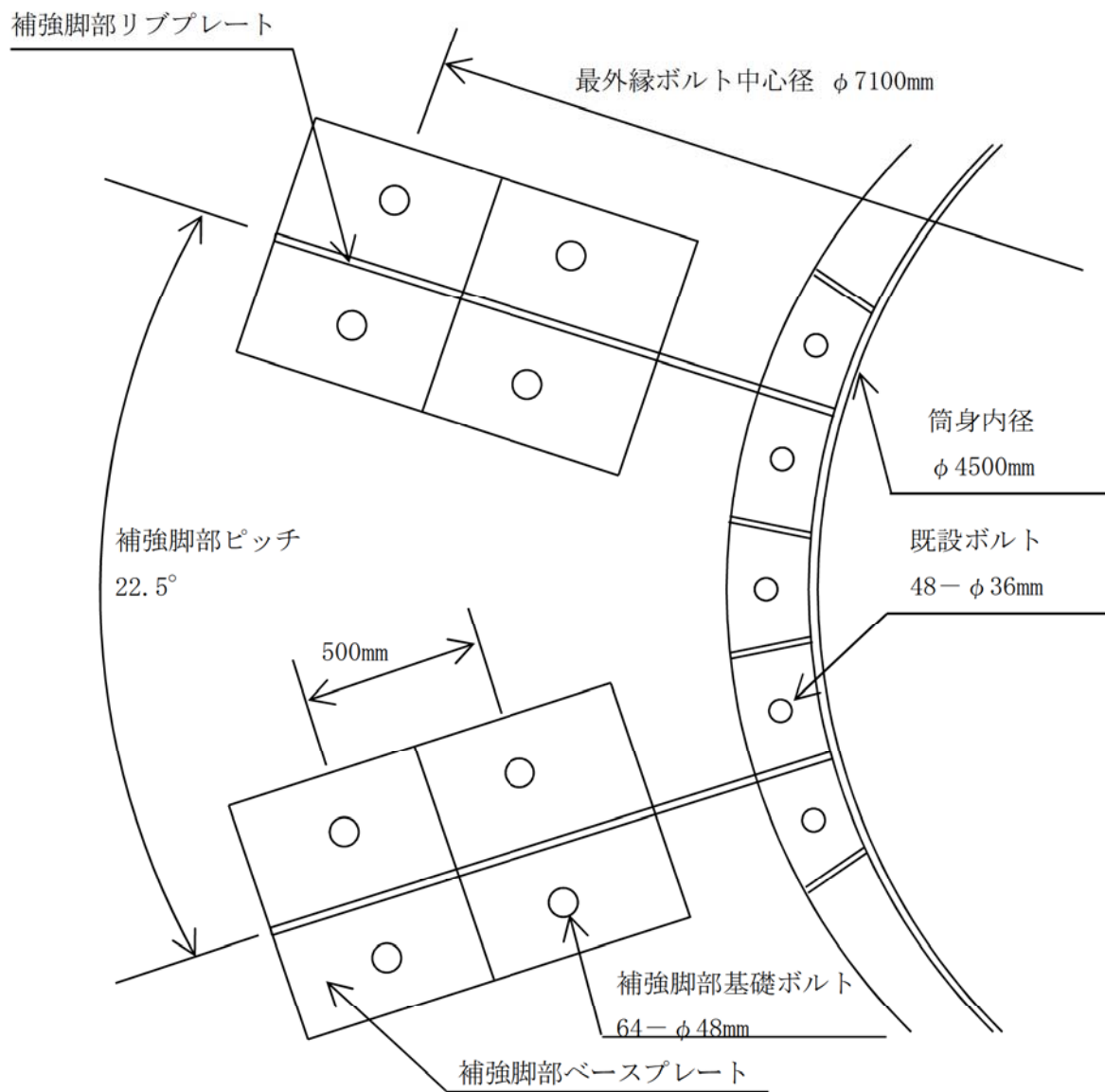


図2 筒身補強脚部概略図 (1/2)

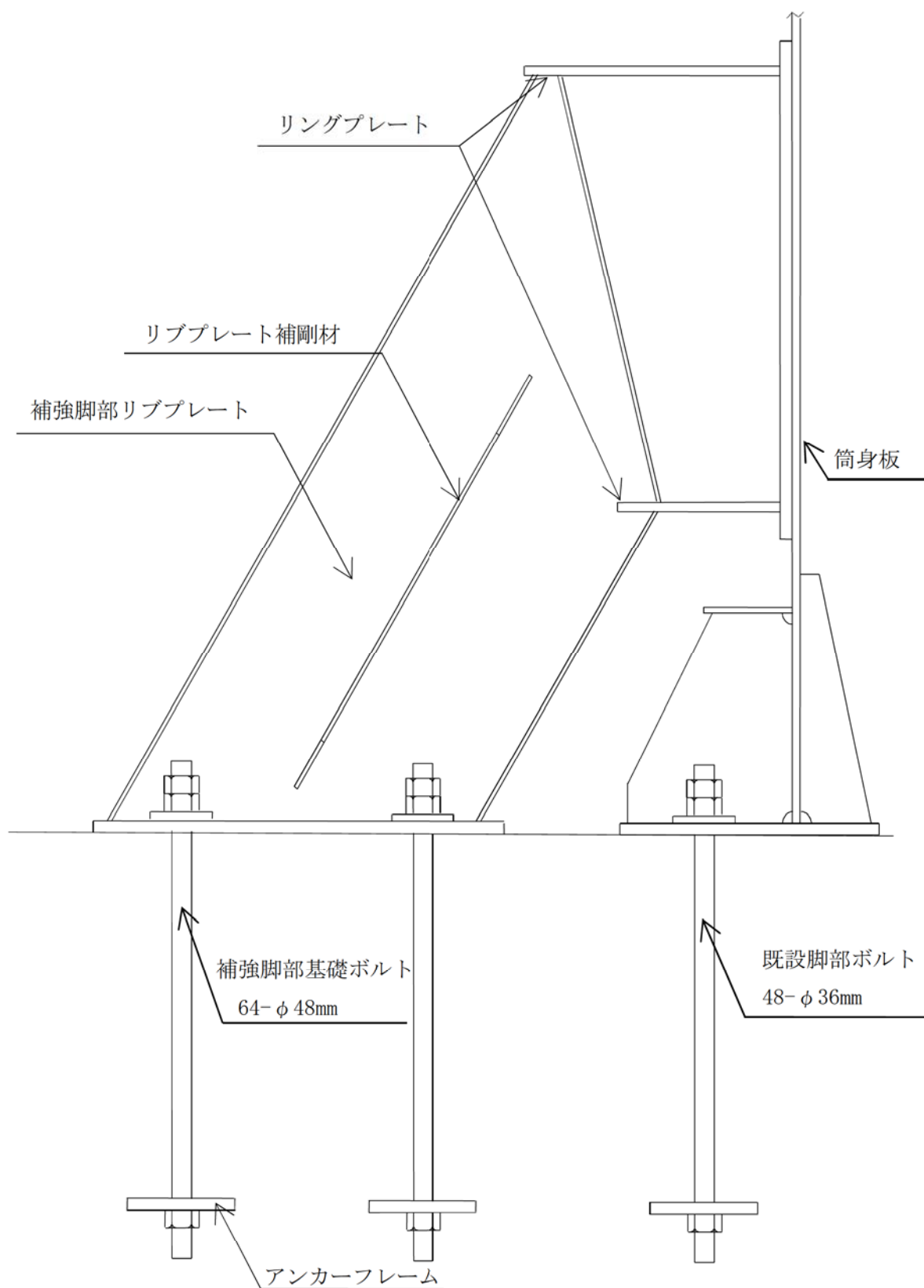


図2 筒身補強脚部概略図(2/2)

1.2.2 算出過程

a. 筒身補強脚部基礎ボルトの水平力に対する検討

- ・ボルト1本に作用するせん断力

ボルト本数 $n = 64$ 本

ボルトせん断力

$$Q = \frac{H}{n} = \frac{1089}{64} = 17.01562 \dots \rightarrow 17.0 \text{ kN}$$

- ・基礎ボルトの諸元

サイズ M48

材質 490 材相当

有効断面積 $A_s = 1433 \text{ mm}^2$

(JIS B 1082 : 2009 ねじの有効断面積及び座面の負荷面積, JIS B 0205-4 : 2001 一般用メートルねじ第4部: 基準寸法より)

$$\begin{aligned} A_s &= \frac{\pi}{4} \left(\frac{d_2 + d_3}{2} \right)^2 \\ &= \frac{\pi}{4} \times \left(\frac{(44.752 - 0.6) + 41.26531}{2} \right)^2 \\ &= 1432.59262 \dots \rightarrow 1433 \text{ mm}^2 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} d_3 &= d_1 - \frac{H}{6} = (42.587 - 0.6) - \frac{0.866025 \times 5}{6} \\ &= 41.26531 \dots \text{ mm} \end{aligned}$$

設計基準強度 $F = 324.5 \text{ N/mm}^2$

(基準強度×1.1倍 (建設省告示第2464号第3より))

許容せん断応力 (機能維持)

$$\begin{aligned} f_s &= \frac{F}{\sqrt{3}} = \frac{324.5}{\sqrt{3}} \\ &= 187.35016 \dots \rightarrow 187 \text{ N/mm}^2 \text{ (MPa)} \end{aligned}$$

- ・ボルトに作用するせん断応力度

$$\begin{aligned} \tau &= \frac{Q}{A_s} = \frac{17.0 \times 10^3}{1433} \\ &= 11.86322 \dots \rightarrow 12 \text{ N/mm}^2 \text{ (MPa)} \end{aligned}$$

b. 筒身補強脚部基礎ボルトの引張力に対する検討

- ボルト 1 本に作用する引抜力

補強脚部は十分剛とし、ボルトは鉛直力を等負担させるものとする。

ボルト本数 $n = 64$ 本

$$T_v = \frac{N_t}{n} = \frac{17000}{64} = 265.625 \rightarrow 265.6 \text{ kN}$$

曲げモーメントによる引抜は、外側ボルト群からなる有効断面より算出する。

有効断面係数 $Z = 8.141 \times 10^7 \text{ mm}^3$

$$T_b = \frac{(M \cdot A_s)}{Z} = \frac{5812 \times 1433}{8.141 \times 10^7} \times 10^3 = 102.30433 \dots \rightarrow 102.3 \text{ kN}$$

ボルト引抜力

$$T = T_v + T_b = 265.6 + 102.3 = 367.9 \text{ kN}$$

- 基礎ボルトの諸元

サイズ M48

ボルト本数 $n = 64$ 本

材質 490 材相当

有効断面積 $A_1 = 1433 \text{ mm}^2$

設計基準強度 $f_t = F = 324.5 \text{ N/mm}^2$

(基準強度×1.1倍 (建設省告示第2464号第3より))

許容引張応力度 (機能維持)

$$\begin{aligned} f_{ts} &= \min[f_t, 1.4f_t - 1.6\tau] \\ &= \min[324.5, 1.4 \times 324.5 - 1.6 \times 12] \\ &= 324.5 \rightarrow 324 \text{ N/mm}^2 \text{ (MPa)} \end{aligned}$$

- ボルトに作用する引張応力度

$$\begin{aligned} \sigma_t &= \frac{T}{A_s} = \frac{367.9 \times 10^3}{1433} \\ &= 256.73412 \dots \rightarrow 257 \text{ N/mm}^2 \text{ (MPa)} \end{aligned}$$

1.3 鉄塔脚部基礎ボルトの評価

1.3.1 荷重条件

工事計画認可申請（平成 29 年 11 月補正申請）の「主排気筒の耐震性についての計算書」より、電算アウトプットの支点反力を座標変換して、鉄塔脚部垂直反力の向きと主柱脚部の軸方向とを一致させ、座標変換後の垂直反力と水平反力の最大値により脚部の検討を行う。

下記の手順に従い算出した反力の最大引張力を以下に示す。

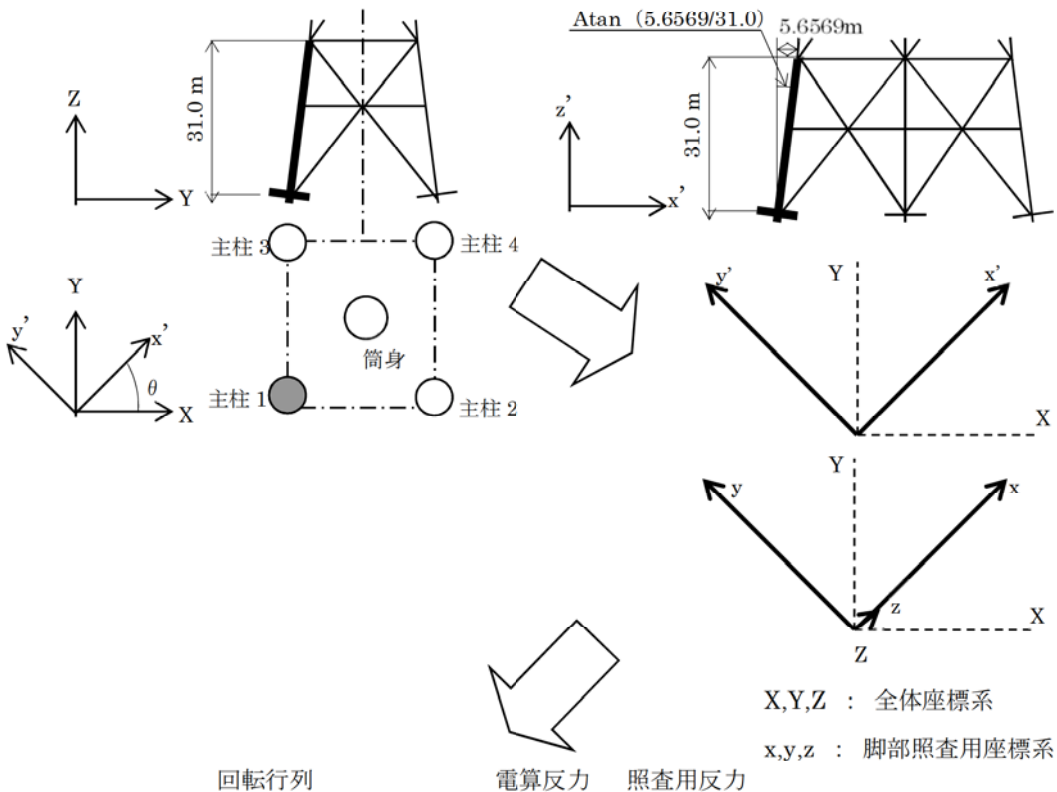
なお、水平力は刃型プレートで受けるため、引抜に対してのみ評価する。

鉄塔脚部の概略図を図 3 に示す。

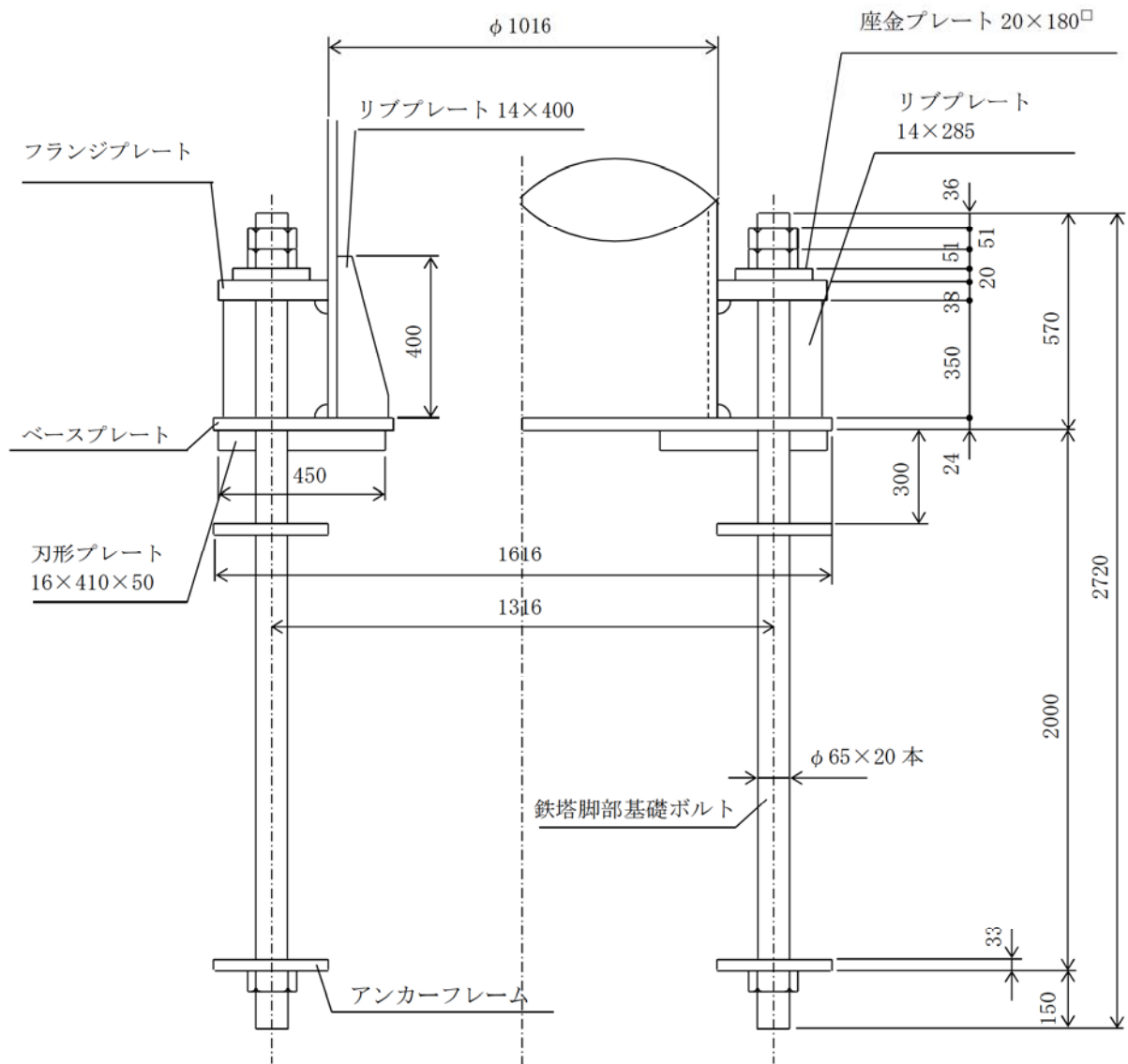
$$\text{最大引張力} \quad T N_T = 4807 \text{ kN} \quad S_s \text{ 波設計用荷重 斜め方向}$$

例) 主柱 1 の座標変換

下図のように主柱脚部の軸方向と全体座標系の Z 方向は一致していないため、主柱 1 の電算反力を Z 軸周りに $\theta=45^\circ$ 、新しい Y 軸 (y') 周りに $\phi=10.3416^\circ$ 回転する。



$$\begin{bmatrix} \cos \phi \cos \theta & \cos \phi \sin \theta & -\sin \phi \\ -\sin \theta & \cos \theta & 0 \\ \sin \phi \cos \theta & \sin \phi \sin \theta & \cos \phi \end{bmatrix} \cdot \begin{Bmatrix} R_X \\ R_Y \\ R_Z \end{Bmatrix} = \begin{Bmatrix} R_x \\ R_y \\ R_z \end{Bmatrix}$$



注：特記なき寸法は (mm) を示す。

図 3 鉄塔脚部概略図

1.3.2 算出過程

a. 鉄塔脚部基礎ボルトの引張力に対する検討

・基礎ボルト諸元

サイズ M64

ボルト本数 $n = 20$ 本

材質 SS400

有効断面積 $A_1 = 2621 \text{ mm}^2$

(JIS B 1082 : 2009 ねじの有効断面積及び座面の負荷面積, JIS B 0205-4 : 2001 一般用メートルねじ第 4 部 : 基準寸法より)

$$\begin{aligned} A_s &= \frac{\pi}{4} \left(\frac{d_2 + d_3}{2} \right)^2 \\ &= \frac{\pi}{4} \times \left(\frac{(60.103 - 0.6) + 56.03897}{2} \right)^2 \\ &= 2621.26228 \dots \rightarrow 2621 \text{ mm}^2 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} d_3 &= d_1 - \frac{H}{6} = (57.505 - 0.6) - \frac{0.866025 \times 6}{6} \\ &= 56.03897 \dots \text{ mm} \end{aligned}$$

設計基準強度 $F = 236.5 \text{ N/mm}^2$

(基準強度 $\times 1.1$ 倍 (建設省告示第 2464 号第 3 より))

許容引張応力度 (機能維持) $f_t = F = 236.5 \rightarrow 236 \text{ N/mm}^2 \text{ (MPa)}$

・ボルトの引張に対する検討

ボルト 1 本に作用する引抜力

支柱引抜力 $T N_T = 4807 \text{ kN}$

ボルト引抜力 $T = \frac{T N_T}{n} = \frac{4807}{20} = 240.35 \rightarrow 240.4 \text{ kN}$

ボルトに作用する引張応力度

$$\begin{aligned} \sigma_t &= \frac{T}{A_1} = \frac{240.4}{2621} \times 10^3 \\ &= 91.72071 \dots \rightarrow 92 \text{ N/mm}^2 \text{ (MPa)} \end{aligned}$$

1.4 補助鉄塔脚部基礎ボルトの評価

1.4.1 荷重条件

工事計画認可申請（平成 29 年 11 月補正申請）の「主排気筒の耐震性についての計算書」における機能維持検討時に発生する部材力の各成分の最大値を用いて検討を行う。

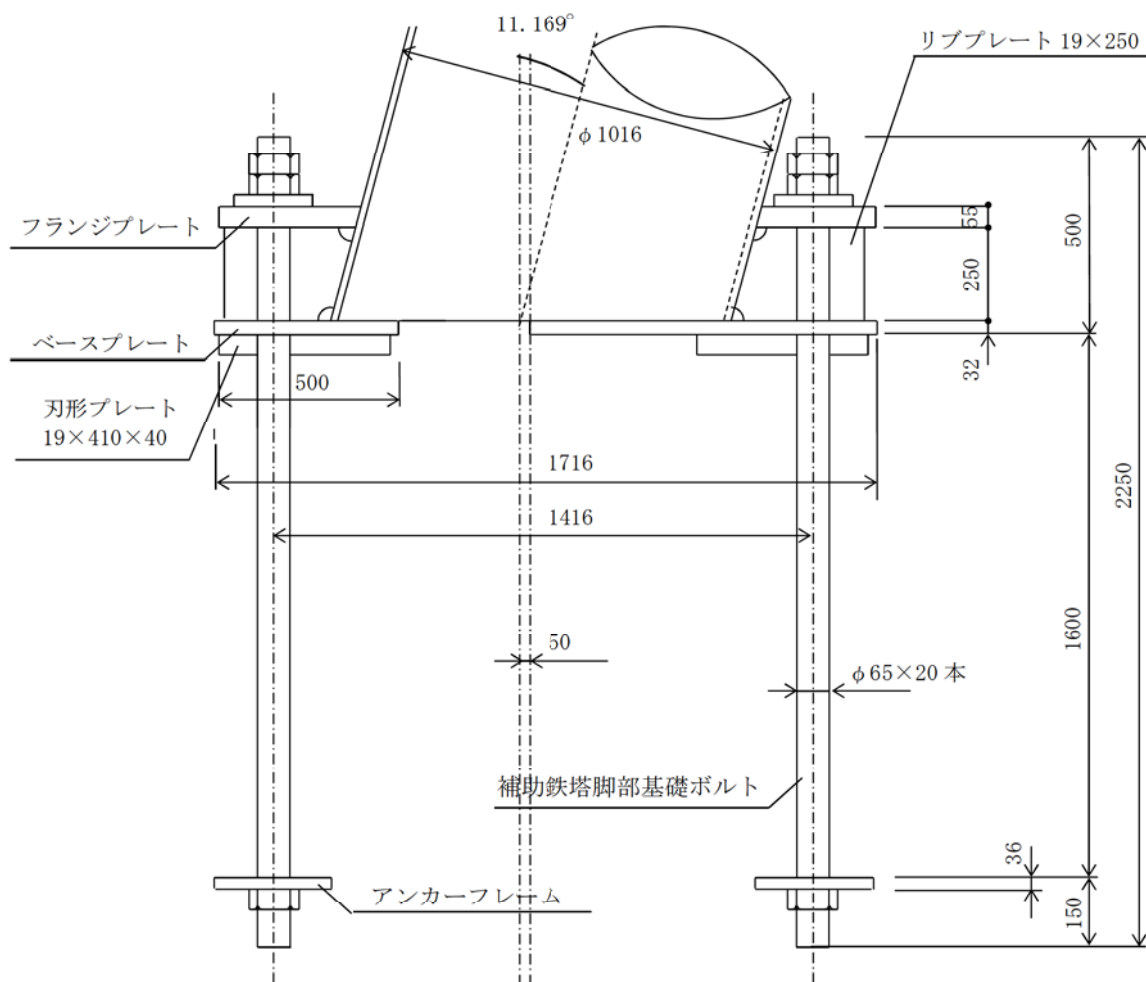
設計荷重は、以下に示す荷重により、補助鉄塔脚部の検討を行う。

なお、水平力は刃型プレートで受けるため、引抜に対してのみ評価する。

補助鉄塔脚部の概略図を注：特記なき寸法は（mm）を示す。

図 4 に示す。

最大引張力 $T N_T = 7525 \text{ kN}$ Ss 波設計用荷重 斜め方向



注：特記なき寸法は（mm）を示す。

図 4 補助鉄塔脚部概略図

1.4.2 算出過程

a. 補助鉄塔脚部基礎ボルトの引抜きに対する検討

・基礎ボルトの諸元

サイズ	M64
ボルト本数	$n = 20$ 本
材質	700 材相当
有効断面積	$A_1 = 2621\text{mm}^2$
設計基準強度	$F = 490.0\text{N/mm}^2$
許容引張応力度 (機能維持)	$f_t = F = 490.0\text{N/mm}^2$ (MPa)
ボルト偏心距離	$\ell = 50\text{mm}$

・ボルトの引張に対する検討

ボルト 1 本に作用する引抜き力

$${}_T N_T = 7525 \text{ kN}$$

鉛直力

$$T_V = \frac{{}_T N_T}{n} = \frac{7525}{20} = 376.25 \rightarrow 376.3 \text{ kN}$$

ボルト孔ピッチ円中心と部材軸の偏心から生じる曲げによる引抜きは、ボルト群からなる有効断面より算出する。

有効断面係数

$$Z = 1.857 \times 10^7 \text{mm}^3$$

$$\begin{aligned} T_b &= \frac{({}_T N_T \cdot \ell \cdot A_1)}{Z} \\ &= \frac{7525 \times 0.05 \times 2621}{1.857 \times 10^7} \times 10^3 \\ &= 53.10453 \dots \rightarrow 53.1 \text{ kN} \end{aligned}$$

ボルト引抜き力

$$T = T_V + T_b = 376.3 + 53.1 = 429.4 \text{ kN}$$

ボルトに作用する引張応力度

$$\begin{aligned} \sigma_t &= \frac{T}{A_1} = \frac{429.4}{2621} \times 10^3 \\ &= 163.83059 \dots \rightarrow 164 \text{ N/mm}^2 \text{ (MPa)} \end{aligned}$$

2. 評価結果

算出結果より、引張、せん断ともに発生応力は、許容応力以下である。

評価部位	荷重種別	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
筒身脚部基礎ボルト	引張	257	324
	せん断	12	187
鉄塔脚部基礎ボルト	引張	92	236
補助鉄骨脚部基礎ボルト	引張	164	490

残留熱除去系熱交換器の基礎ボルトの耐震安全性評価

1. 残留熱除去系熱交換器の基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価について

1.1 残留熱除去系熱交換器

残留熱除去系熱交換器は、ラグ支持たて置円筒形容器であり、架台上に設置されている。架台は壁および床に固定されており、架台脚は基礎ボルトにて床に固定されている。

残留熱除去系熱交換器の外形図を図1に示す。

経年劣化事象として基礎ボルト腐食が想定され、基礎ボルトの減肉により、耐震安全性に影響を及ぼす可能性があるため、耐震安全性評価を実施する。

評価にあたっては、東海発電所の基礎ボルトの腐食量調査結果から得られた、運転開始後60年時点での腐食量（0.3 mm）を全周に仮定し、評価を実施する。

本機器はA号機とB号機があり架台の形状が異なるが、本書では、基礎ボルトの耐震安全性評価結果の厳しいB号機の評価結果を示す。

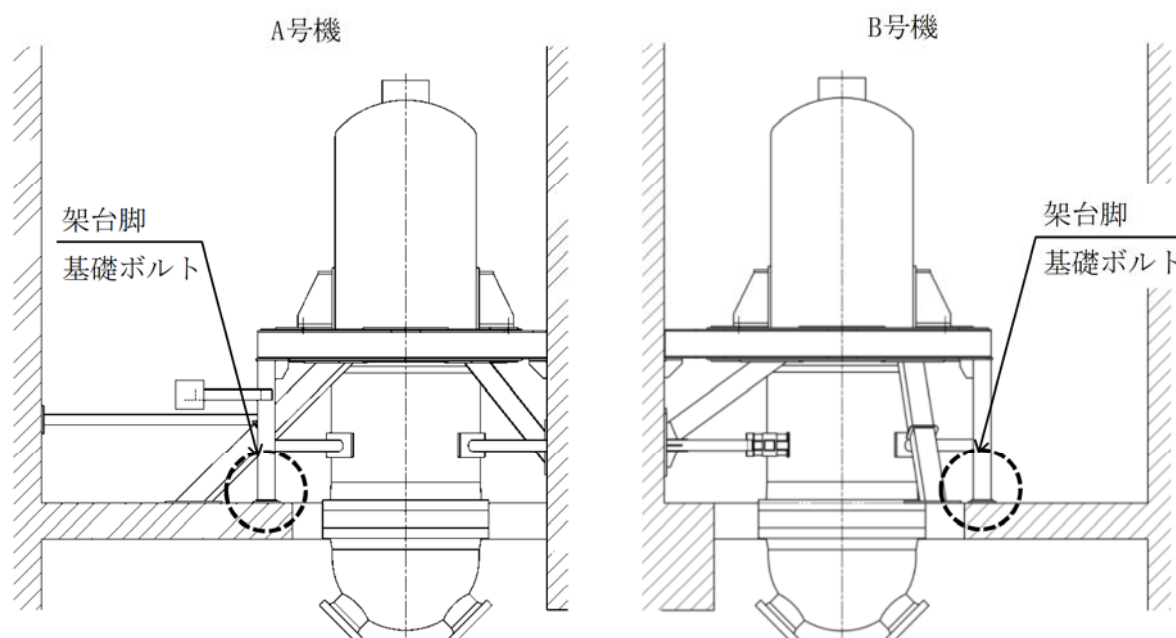


図1 残留熱除去系熱交換器外形図

1.2 評価仕様

残留熱除去系熱交換器の主な諸元を表1に示す。

表 1 残留熱除去系熱交換器の主な諸元

項目	記号	単位	諸元
基礎ボルトの材料	—	—	SCM435
基礎ボルトの呼び径	d_b	mm	
基礎ボルトの腐食量	c	mm	0.3 (直径 0.6)
架台脚底板のボルト並び直交方向幅	a	mm	
架台脚底板のボルト並び方向幅	b	mm	
架台脚底板端面から基礎ボルト中心までの距離	d	mm	
基礎ボルトと基礎の縦弾性係数比	S	—	
架台脚 1 個当たりの基礎ボルトの本数	n	—	
引張りを受ける基礎ボルトの本数	n_1	—	
評価温度	—	°C	50
基礎ボルトの設計引張強さ	S_u	MPa	906.2
基礎ボルトの設計降伏点	S_y	MPa	764.1

1.3 解析モデル

残留熱除去系熱交換器の解析モデルの概要について以下に示す。

また、解析モデルを図2に示す。

- (1) 熱交換器本体及び架台をはり要素でモデル化している。
- (2) 熱交換器本体を 質点系振動モデルとして考える。
- (3) 解析コードは、「SAP-IV」を使用し、固有値及び荷重を求める。

評価に用いた床応答曲線を図3及び図4に示す。

なお、床応答曲線については、設計用床応答曲線及び地盤物性の変動による影響及び建屋剛性の変動による影響（ばらつきケース）を考慮した床応答曲線を包絡した床応答曲線を使用する。

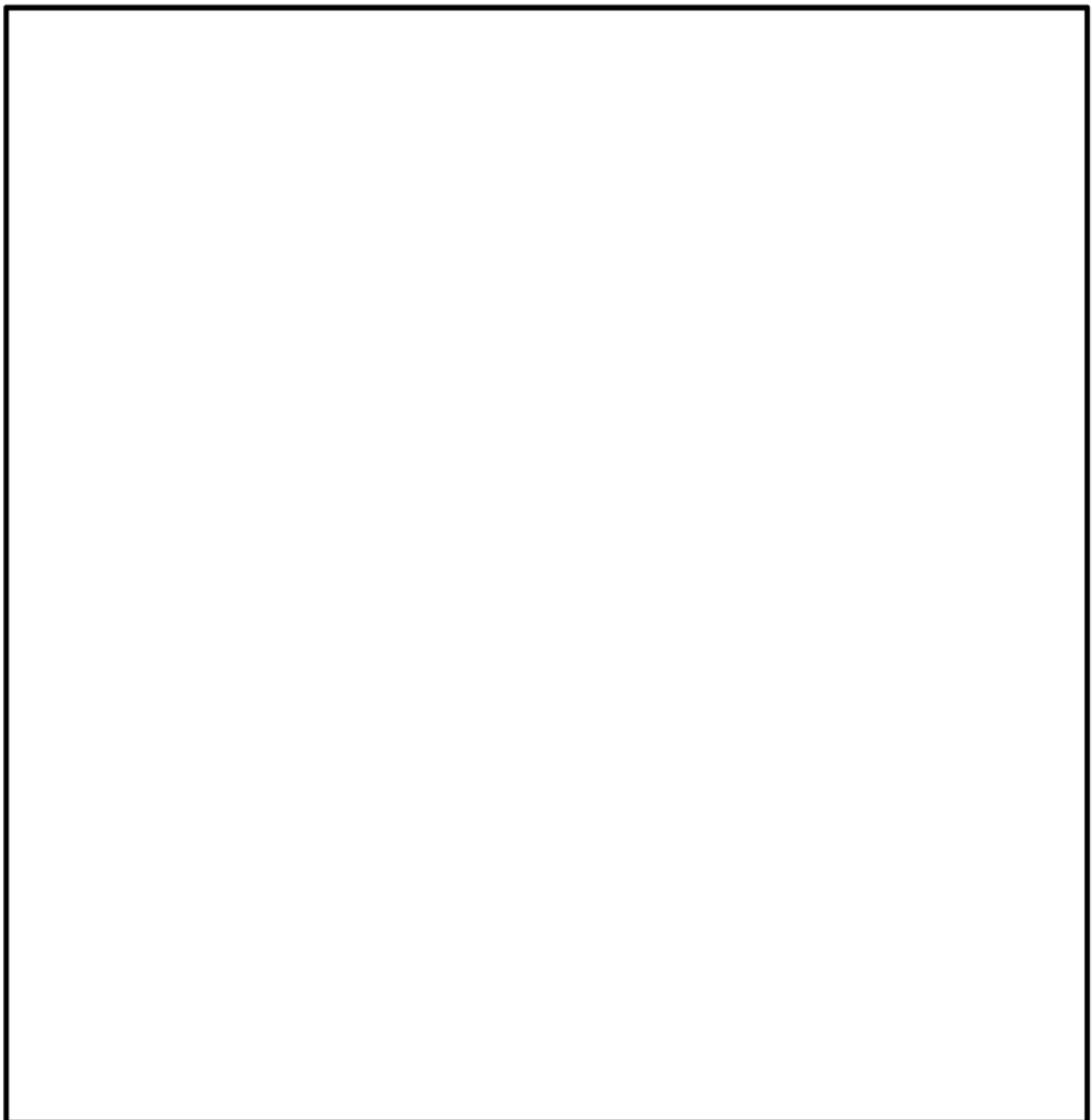
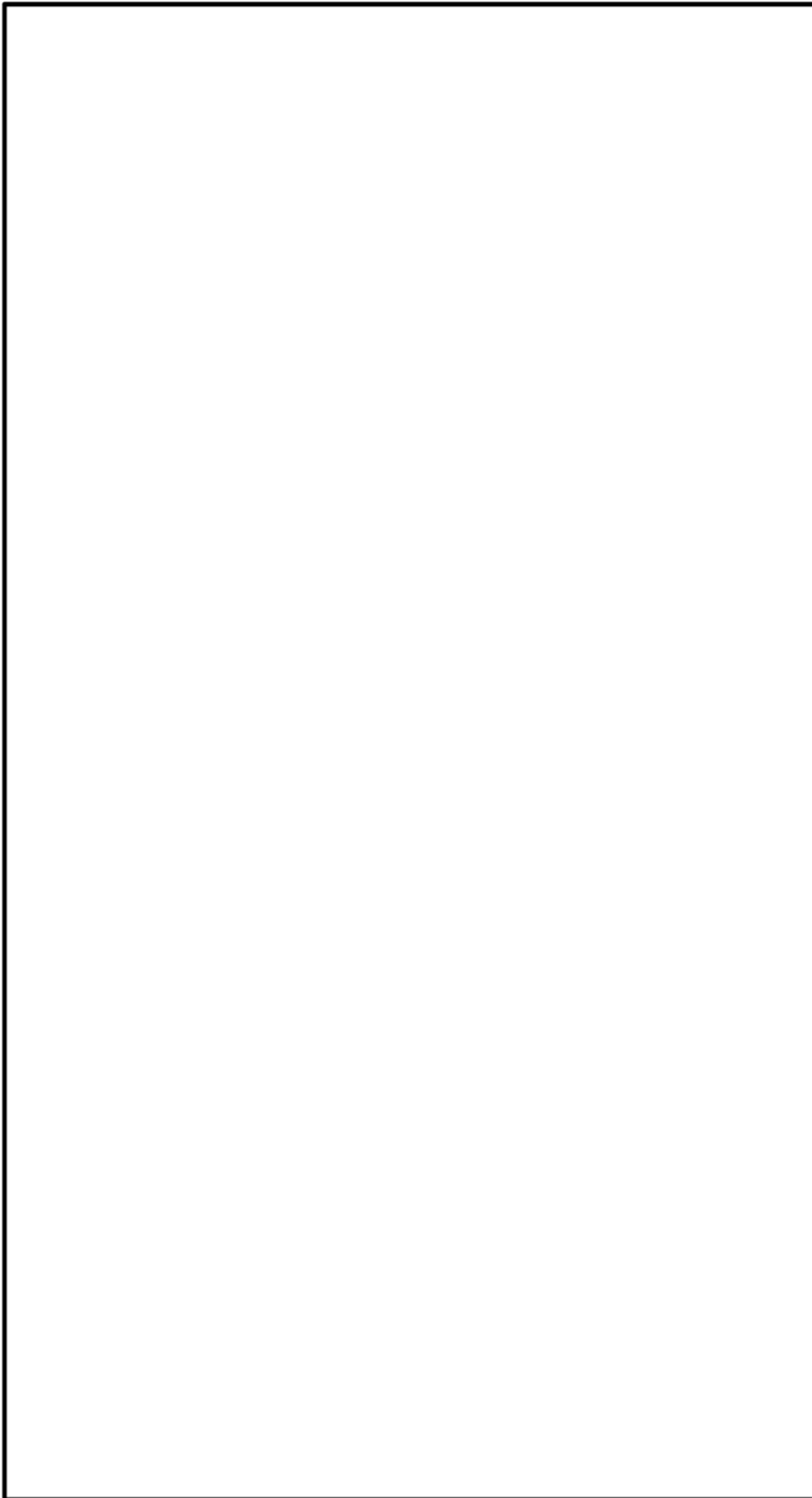
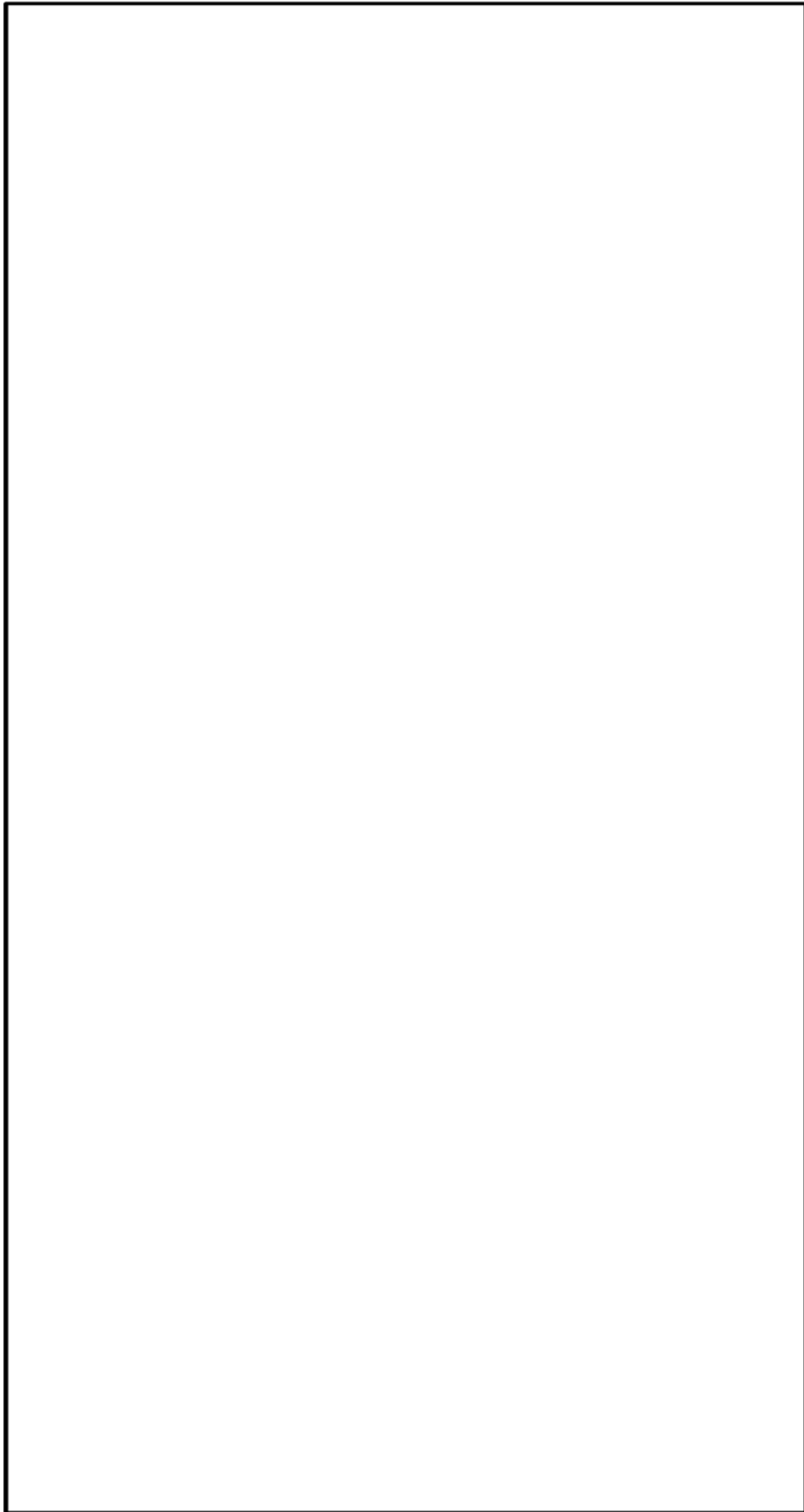


図2 残留熱除去系熱交換器（B号機）の解析モデル



※ 基準地震動 S_s EL. と EL. の包絡条件で評価

図3 残留熱除去系熱交換器設置場所の床応答曲線（水平方向 減衰1%）



※ 基準地震動 Ss EL. と EL. の包絡条件で評価

図 4 残留熱除去系熱交換器設置場所の床応答曲線（鉛直方向 減衰 1 %）

1.4 評価方法

残留熱除去系熱交換器の基礎ボルトの耐震評価は、日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG4601-1987)に準拠し評価を行う。

計算に使用する記号の説明を表2に示す。

表2 計算に使用する記号の説明

記号	記号の説明	単位
d_b	ボルトの呼び径	mm
c	基礎ボルト半径あたりの腐食量	mm
a	架台脚底板のボルト並び直交方向幅	mm
b	架台脚底板のボルト並び方向幅	mm
d	架台脚底板端面から基礎ボルト中心までの距離	mm
S	基礎ボルトと基礎の縦弾性係数比	—
n	架台脚1個当たりの基礎ボルトの本数	—
n_1	引張りを受ける基礎ボルトの本数	—
P	水平方向地震力および鉛直方向地震力が作用した場合に、架台脚底部に働く鉛直方向荷重	N
M	水平方向地震力および鉛直方向地震力が作用した場合に、架台脚に働く曲げモーメント	N・mm
F_s	水平方向地震力および鉛直方向地震力が作用した場合に、架台脚底部に働くせん断力	N
e	曲げモーメントと鉛直方向荷重の比	—
A_b	ボルトの軸断面積	mm ²
F_b	ボルトに作用する引張力(1本当たり)	N
σ_b	ボルトに生じる引張応力	MPa
τ_b	ボルトに生じるせん断応力	MPa
S_u	設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表9に定める値	MPa
S_y	設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表8に定める値	MPa
$F (F^*)$	設計・建設規格のSSB-3132, 3133に定める値	MPa
f_{to}	ボルトの許容引張応力	MPa
f_{ts}	引張力とせん断力を同時に受けるボルトの許容引張応力	MPa
f_{sb}	ボルトの許容せん断応力	MPa

注記1:「設計・建設規格」とは、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 2005年版(2007年追補版含む)」(JSME S NC1-2005/2007)をいう。

1.5 入力（荷重）条件

残留熱除去系熱交換器の入力地震動条件として、原子炉建屋（EL. EL. ）の床応答曲線（基準地震動Ss8波包絡，設計用床応答曲線に材料物性のばらつき等を考慮）を用い、スペクトルモーダル解析により残留熱除去系熱交換器の架台脚部に生じる荷重及びモーメントを求めた。

解析により算出された荷重及びモーメントを表3に示す。

表3 架台脚部に生じる荷重およびモーメント

荷重・モーメントの種類	記号	解析結果	単位
水平方向地震力及び鉛直方向地震力が作用した場合に、架台脚底部に働く鉛直方向荷重	P		N
水平方向地震力及び鉛直方向地震力が作用した場合に、架台脚に働く曲げモーメント	M		N・mm
水平方向地震力及び鉛直方向地震力が作用した場合に、架台脚底部に働くせん断力	F_s		N

2. 算出過程

2.1 基礎ボルトの応力算出（JEAG4601-1987 等準拠）

(1) 引張応力

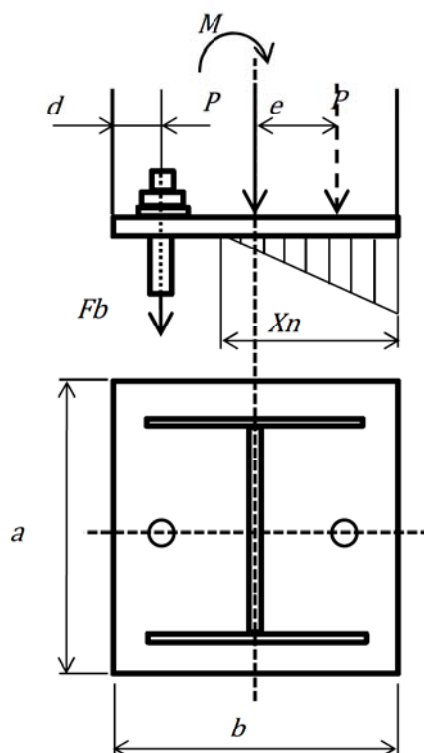


図5 架台脚部の基礎部に作用する外荷重より生じる荷重の関係

基礎ボルトに生じる引張応力は次式より求める。

$$\sigma_b = \frac{F_b}{n_1 \cdot A_b} = \boxed{} = \boxed{} \rightarrow 344 \text{ MPa}$$

(2) せん断応力

基礎ボルトに生じるせん断応力は次式より求める。

$$\tau_b = \frac{F_s}{n \cdot A_b} = \boxed{} = \boxed{} \rightarrow 85 \text{ MPa}$$

2.2 許容応力の算出

基礎ボルトは、材料が SCM435、評価温度が 50℃、呼び径 $\boxed{}$ (直径 60mm 以下)であるため、設計・建設規格の付録材料図表より、

$$S_y = 764.1 \text{ MPa}$$

$$S_u = 906.2 \text{ MPa}$$

Ss 地震力が Sd 地震力及び S クラスの機器に適用される静的地震力より大きく、Ss 地震力による評価応力が III_AS の許容応力を下回るため、III_AS の許容応力で評価する。

<許容応力状態 III_AS>

$$F = \min[S_y, 0.7S_u]$$

$$= \min[764.1, 0.7 \times 906.2] = \min[764.1, 634.3] = 634 \text{ MPa}$$

<許容応力状態 IV_AS>

$$F^* = \min[1.2S_y, 0.7S_u]$$

$$= \min[1.2 \times 764.1, 0.7 \times 906.2] = \min[916.9, 634.3] = 634 \text{ MPa}$$

ここで、 F 及び F^* は材料の許容応力を決定する場合の基準値を示す。

(1) 許容引張応力(f_{to})の算出

$$f_{to} = \frac{F}{2} \cdot 1.5 = \frac{634}{2} \times 1.5 = 475.5 \text{ MPa}$$

(2) 許容せん断応力 (f_{sb}) の算出

$$f_{sb} = \frac{F}{1.5 \cdot \sqrt{3}} \cdot 1.5 = \frac{634}{1.5 \times \sqrt{3}} \times 1.5 = 366.0400 \dots \rightarrow 366 \text{ MPa}$$

(3) 組合せを考慮した許容引張応力 (f_{ts}) の算出

$$1.4 \cdot f_{to} - 1.6 \cdot \tau_b = 1.4 \times 475.5 - 1.6 \times \boxed{} = 530.4527 \dots$$

よって、許容引張応力 (f_{ts}) は、

$$\begin{aligned} f_{ts} &= \min[f_{to}, 1.4 \cdot f_{to} - 1.6 \cdot \tau_b] \\ &= \min[475.5, 530.4527 \dots] = 475.5 \rightarrow 475 \text{ MPa} \end{aligned}$$

3. 評価結果

算出結果より、引張、せん断ともに発生応力は、許容応力以下である。

荷重種別	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
引張	344	475
せん断	85	366

後打ちアンカの腐食を考慮した耐震安全性評価について

後打ちアンカについては、メーカーの後打ちアンカ使用基準に基づき、設計許容荷重を定めており、この値以上の荷重がボルトに作用しないよう施工している。後打ちアンカ減肉後の応力比の算定条件及び算定結果を表 1 及び表 2 に示す。

S クラス機器について、基準地震動 S_s に対する耐震安全性を確認している。補正工認における S クラス機器の後打ちアンカの基準地震動 S_s に対する評価結果を表 3 に示す。

また、ボルトの減肉を考慮した場合であっても発生応力が許容応力以下になることを確認しており、表 3 に示す既設機器の中で応力比が厳しい「原子炉圧力計測装置」を選定し、表 4 に減肉耐震評価を示す。

表 1 後打ちメカニカルアンカの設計許容荷重負荷時のボルト発生・許容応力

		M6	M8	M10	M12	M16	M20
ボルトの断面積 (mm ²) *1	減肉前	28.26	50.24	78.50	113.04	200.96	314.00
	減肉後	22.89	42.98	69.36	102.01	186.17	295.44
アンカの設計許容荷重 (kN)	引張	0.98	1.56	2.15	3.13	3.72	6.66
	せん断	1.17	1.96	3.53	5.49	9.41	14.90
設計許容荷重負荷時のボルト発生応力 (MPa)	引張	35	32	28	28	19	22
	せん断	42	40	45	49	47	48
設計許容荷重負荷、減肉時のボルト発生応力 (MPa)	引張	43	37	32	31	21	23
	せん断	52	46	51	54	51	51
ボルトの許容応力 (MPa) *2	引張	168	168	168	168	168	168
	せん断	129	129	129	129	129	129
応力比*3	引張	0.26	0.23	0.20	0.19	0.13	0.14
	せん断	0.41	0.36	0.40	0.42	0.40	0.40

*1：呼び径断面積

*2：ボルトの許容応力は以下の通り。(JSME S NC1-2005/2007 及び JEAG4601-1984 による)

- ・ボルトの材質：SS400
- ・周囲環境温度：40℃

JSME S NC1-2005/2007 SSB-3133 に基づき、供用状態 D における許容応力を適用する。

- ・設計降伏点： S_y (245 MPa ($d \leq 16$ mm), 235 MPa (16 mm $< d \leq 40$ mm))
- 設計引張強さ： S_u (400 MPa)

$$F = \text{MIN} (1.2S_y, 0.7S_u) = \text{MIN} (1.2 \times 235, 0.7 \times 400) = \text{MIN} (282, 280) = 280 \text{ MPa}$$

- ・許容応力状態 III_AS の許容応力 (引張)：

$$1.5f_t = 1.5 \times F / 2 \times 0.8^* = 1.5 \times 280 / 2 \times 0.8^* = 168 \text{ MPa}$$

- ・許容応力状態 III_AS の許容応力 (せん断)：

$$1.5f_s = 1.5 \times F / (1.5\sqrt{3}) \times 0.8^* = 1.5 \times 280 / (1.5\sqrt{3}) \times 0.8^* = 129 \text{ MPa}$$

*：JEAG4601-1984 2.9.4 (4) に基づく 20% の低減を考慮

*3：応力比 = 減肉時の発生応力 / 許容応力

表2 後打ちケミカルアンカの設計許容荷重負荷時のボルト発生・許容応力

		M12	M16	M20	M22	M25
ボルトの断面積 (mm ²) *1	減肉前	113.04	200.96	314.00	379.94	490.62
	減肉後	102.01	186.17	295.44	359.49	467.35
アンカの設計許容荷重 (kN)	引張	12.10	20.20	38.30	47.40	55.20
	せん断	9.60	17.90	26.80	33.20	38.70
設計許容荷重負荷時のボルト発生応力 (MPa)	引張	108	101	122	125	113
	せん断	85	90	86	88	79
設計許容荷重負荷, 減肉時のボルト発生応力 (MPa)	引張	119	109	130	132	119
	せん断	95	97	91	93	83
ボルトの許容応力 (MPa) *2	引張	168	168	168	168	168
	せん断	129	129	129	129	129
減肉時の応力比*3	引張	0.71	0.65	0.78	0.79	0.71
	せん断	0.74	0.76	0.71	0.73	0.65

*1：呼び径断面積

*2：ボルトの許容応力は以下の通り。(JSME S NC1-2005/2007 及び JEAG4601-1984 による)

- ・ボルトの材質：SS400
- ・周囲環境温度：40 °C

JSME S NC1-2005/2007 SSB-3133 に基づき、供用状態 D における許容応力を適用する。

- ・設計降伏点:Sy (245 MPa (d≤16 mm), 235 MPa (16 mm<d≤40 mm))

設計引張強さ：Su (400 MPa)

$$F = \text{MIN} (1.2S_y, 0.7S_u) = \text{MIN} (1.2 \times 235, 0.7 \times 400) = \text{MIN} (282, 280) = 280 \text{ MPa}$$

- ・許容応力状態Ⅲ_AS の許容応力 (引張)：

$$1.5f_t = 1.5 \times F / 2 \times 0.8^* = 1.5 \times 280 / 2 \times 0.8^* = 168 \text{ MPa}$$

- ・許容応力状態Ⅲ_AS の許容応力 (せん断)：

$$1.5f_s = 1.5 \times F / (1.5\sqrt{3}) \times 0.8^* = 1.5 \times 280 / (1.5\sqrt{3}) \times 0.8^* = 129 \text{ MPa}$$

*：JEAG4601-1984 2.9.4 (4) に基づく 20%の低減を考慮

*3：応力比＝減肉時の発生応力／許容応力

表3 補正工認におけるSクラス機器の後打ちアンカの基準地震動 S_g に対する評価結果

分類	機器	後打ちアンカ種別	荷重方向	応力比
計測制御設備 (計測装置)	原子炉圧力計測装置	ケミカル	引張	0.13
			せん断	0.02
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力計測装置*1	ケミカル	引張	0.02
			せん断	0.02
	RCIC 系統流量計測装置	メカニカル	引張	0.04
			せん断	0.02
	原子炉水位計測装置	メカニカル	引張	0.10
			せん断	0.02
	サプレッション・プール水位計測装置	ケミカル	引張	0.04
			せん断	0.02
	格納容器雰囲気放射線計測装置	ケミカル	引張	0.03
			せん断	0.02
	原子炉建屋水素濃度計測装置*1	ケミカル	引張	0.08
			せん断	0.03
機械設備 (水素再結合器)	静的触媒式水素再結合器*1	ケミカル	引張	0.10
			せん断	0.04

*1：新規に設置される機器

表 4 基準地震動 Ss に対する S クラス機器の減肉耐震評価 (後打ちケミカルアンカ)

機器	ボルト 呼び径 (本数)	断面積*1		荷重方向	設計許容 荷重 (kN)	発生荷重*2 (kN)	発生応力 (MPa)		許容応力*3 (MPa)	応力比	
		減肉前 (mm ²)	減肉後 (mm ²)				減肉前	減肉後		減肉前	減肉後
原子炉圧力計 測装置	M12 (4本)	113.04	102.01	引張	12.10	2.138	19	21	156	0.13	0.14
				せん断	9.60	0.1786 (ボルト1本当たり)	2	2	120	0.02	0.02

*1 : 保守的に運転開始後 60 年間の腐食量である半径方向 0.3 mm を想定

*2 : 補正工認「V-2-6-5-19 原子炉圧力計 (SA) の耐震性についての計算書」における「ボルトに作用する力 (基準地震動 Ss)」

*3 : 補正工認におけるボルトの許容応力は以下の通り。(JSME S NC1-2005/2007 及び JEAG4601-1984 による)

• ボルトの材質 : SS400

• 周囲環境温度 : 100 °C

JSME S NC1-2005/2007 SSB-3133 に基づき, 供用状態 D における許容応力を適用する。

• 設計降伏点: Sy=221 MPa, 設計引張強さ : Su=373 MPa

F = MIN (1.2Sy, 0.7Su) = MIN (1.2 × 221, 0.7 × 373) = MIN (265, 261) = 261 MPa

• 許容応力状態 III_AS の許容応力 (引張) :

$$1.5ft = 1.5 \times F / 2 \times 0.8^* = 1.5 \times 261 / 2 \times 0.8^* = 156 \text{ MPa}$$

• 許容応力状態 III_AS の許容応力 (せん断) :

$$1.5fs = 1.5 \times F / (1.5\sqrt{3}) \times 0.8^* = 1.5 \times 261 / (1.5\sqrt{3}) \times 0.8^* = 120 \text{ MPa}$$

* : JEAG4601-1984 2.9.4 (4) に基づく 20% の低減を考慮

< 減肉後発生応力の計算過程 >

$$\text{引張} = \text{発生荷重} / \text{減肉後断面積} = 2.138 \times 10^3 / 102.01 = 20.96 \approx 21 \text{ (MPa)}$$

$$\text{せん断} = \text{発生荷重} / \text{減肉後断面積} = 0.1786 \times 10^3 / 102.01 = 1.75 \approx 2 \text{ (MPa)}$$

動的機能維持評価について

1. 動的機能維持評価の対象機器・経年劣化事象の抽出

地震時に動的機能維持が要求される機器（弁、ポンプ、ファン等）については、地震時の応答加速度が機器の機能確認済加速度以下であること等により動的機能が維持されることを確認しているが、想定される経年劣化を考慮した場合にも動的機能が維持されることを確認する。

動的機能の維持が要求される機器は、工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請）で対象に挙げている機器と同様である。そのうち、対象機器において想定される耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象（弁の場合は接続される配管の経年劣化を含む）を考慮した状態において動的機能維持評価を実施する必要があるかについて、以下のとおり検討した。

a. 弁

想定される経年劣化事象として低サイクル疲労及び腐食（流れ加速型腐食）がある。低サイクル疲労については、運転開始後 60 年時点での推定過渡回数を考慮して算出した疲労累積係数（接液部は環境疲労を考慮した疲労累積係数）と基準地震動 S_s 、又は弾性設計用地震動 S_d を考慮した疲労累積係数の合計が許容値の 1 を下回るため、低サイクル疲労割れが発生しないことを確認したことから振動応答特性への影響はなく、地震時の動的機能は維持される。

腐食（流れ加速型腐食）については、動的機能の維持が要求される弁に接続する配管の流れ加速型腐食による振動応答特性への影響を考慮した場合、地震時の応答加速度に影響を及ぼす可能性があるため、配管減肉を考慮した耐震評価を行う際に得られる弁の地震時応答加速度が機能確認済加速度以下であることを確認する。

動的機能維持評価対象弁の選定フローを図 1 に示す。

b. ポンプ、タービン設備、空調設備、機械設備等

想定される経年劣化事象として残留熱除去系海水系ポンプ、非常用ガス再循環系排風機、原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン、非常用ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関等（以下、「機器等」という）の基礎ボルトの腐食（全面腐食）が想定されるが、60 年時点での経年劣化を考慮した耐震安全性評価の結果、発生応力が許容応力を下回り、現状の保全対策により機器等に与える影響が十分小さいことを確認した。

機械設備である非常用ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関は動的機能維持が必要な機器であるが、付属設備である空気冷却器には伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）が耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出されている。

しかしながら、空気冷却器は動的機能を有する機器ではなく、また、別紙 6 に示すとおり流れ加速型腐食を考慮した耐震安全性評価上問題ないと評価されていることから、本体であるディーゼル機関の動的機能維持に影響を与えるものではない。

したがって、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象に対する耐震安全性評価

の実施により、機器等における動的機能維持に必要となる部位での経年劣化事象は、機器の振動応答特性への影響が「軽微もしくは無視」できる事象であることを確認した。

これより、経年劣化を考慮しても、地震時に動的機能の維持が要求される機器等における地震時の応答加速度は各機器の機能確認済加速度を上回るものでないと考えられ、地震時の動的機能についても維持されると判断する。

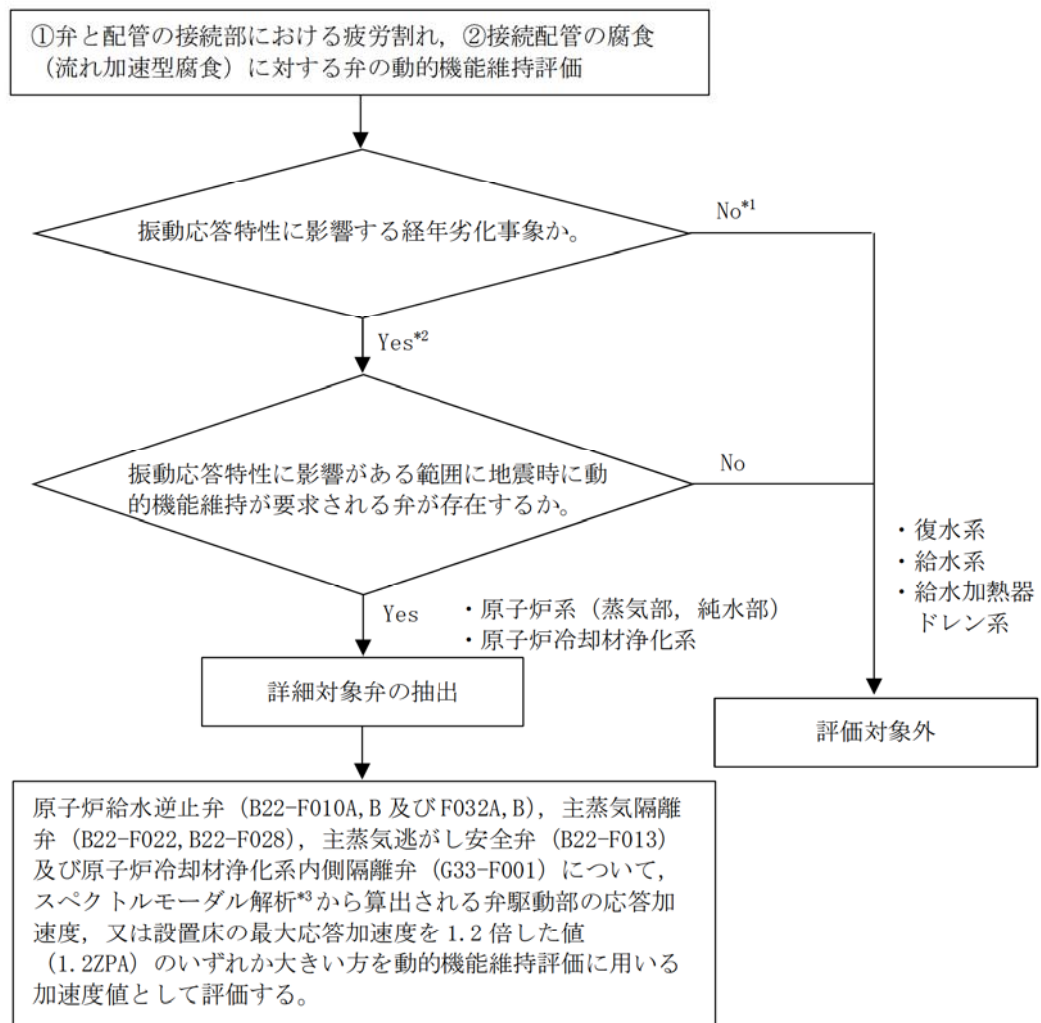


図1 動的機能維持評価対象弁の選定フロー

*1: 疲労割れが生じた場合は影響を与える可能性があるが、疲労累積係数が1以下であることを確認しているため、割れは発生せず振動応答に影響を与える経年劣化事象ではない。

*2: 弁そのものの経年劣化事象ではないが、接続配管に流れ加速型腐食が生じた場合は、配管の振動応答特性の変化が弁の応答加速度に影響すると考えられる。

*3: 振動数領域として 50Hz まで考慮した地震応答解析により算定する。

2. 動的機能維持評価の結果

原子炉給水逆止弁に接続する原子炉系（純水部）配管の腐食（流れ加速型腐食）に係る減肉管理部位を必要最小肉厚まで一様に減肉させた図 1～2 に示す解析モデル，並びに主蒸気隔離弁，主蒸気逃がし安全弁に接続する原子炉系（蒸気部）主配管*1 及び原子炉冷却材浄化系内側隔離弁に接続する原子炉冷却材浄化系配管*2 に 60 年時点肉厚まで一様に減肉させた図 3～4 に示す解析モデルを用いて，計算機コード HISAP により FRS（基準地震動 S_s8 波包絡）によるスペクトルモーダル解析を実施し，対象弁における応答加速度を算出した。

また，評価結果について劣化状況評価値（減肉考慮あり）が工事計画認可申請値（平成 30 年 2 月補正申請，減肉考慮なし）を下回る場合は評価結果の検討を実施した。

これにより，地震時の応答加速度が機能確認済加速度を下回ることを確認した。評価結果を表 1～3 に示す。

なお，主蒸気隔離弁（B22-F028B），主蒸気逃がし安全弁（B22-F013B, K）及び原子炉冷却材浄化系内側隔離弁（G33-F001）の応答加速度について，配管減肉を想定した劣化状況評価値が工認値を下回る結果を示していることから，詳細な算出根拠をそれぞれ添付番号 1 から 3 に整理した。

*1：工事計画認可申請（H30 年 2 月補正申請）における動的機能維持評価時の応答加速度が大きい MS-B ラインを減肉後の評価対象ラインに選定して評価を実施

*2：耐震評価モデルに炭素鋼配管部とステンレス鋼配管部が存在することから，炭素鋼配管部のみ配管減肉を考慮した

表 1 原子炉給水逆止弁の動的機能維持評価結果

地震力	振動数 (Hz)	種別	逆止弁（弁箱材料：炭素鋼，内部流体：純水）				
			原子炉系				
			原子炉給水逆止弁 (B22-F010A, B)		原子炉給水逆止弁 (B22-F032A, B)		
			応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	機能確認済 加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	機能確認済 加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	
S _s	水平	50	工認値	4.80*1,2	6.0	3.88*1,2	6.0
			劣化状況 評価値	4.90*1,2	6.0	3.88*1,2	6.0
	鉛直		工認値	3.17*1,2	6.0	1.31*3	6.0
			劣化状況 評価値	3.27*1,2	6.0	1.31*3	6.0

*1：A, B 系の最大値のうち A 系を示す

*2：スペクトルモーダル解析にて振動数を 50Hz まで考慮した地震応答解析により得られた値

*3：設置床の最大応答加速度を 1.2 倍した値（1.2ZPA）

表 2 主蒸気隔離弁, 主蒸気逃がし安全弁の動的機能維持評価結果

地震力	振動数 (Hz)	種別	原子炉系				主蒸気逃がし安全弁 (弁箱材質：炭素鋼 鋳鋼, 内部流体：蒸気)	
			主蒸気隔離弁 (B22-F022B)		主蒸気隔離弁 (B22-F028B)		主蒸気逃がし安全弁 (B22-F013)	
			応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	機能確認済 加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	機能確認済 加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	応答加速度*1 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	機能確認済 加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)
Ss	水平	工認値	7.35*4	10.0	5.10*4	10.0	6.74*2,4	9.6
			7.65*4	10.0	4.39*4	10.0	6.53*2,4	9.6
	50	鉛直	5.51*4	6.2	3.88*4	6.2	2.15*3,4	6.1
			5.51*4	6.2	4.19*4	6.2	2.04*3,4	6.1

*1 : B22-F013B, F, K, M, P, S の最大値を示す

*2 : B22-F013K の値を示す

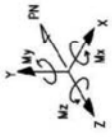
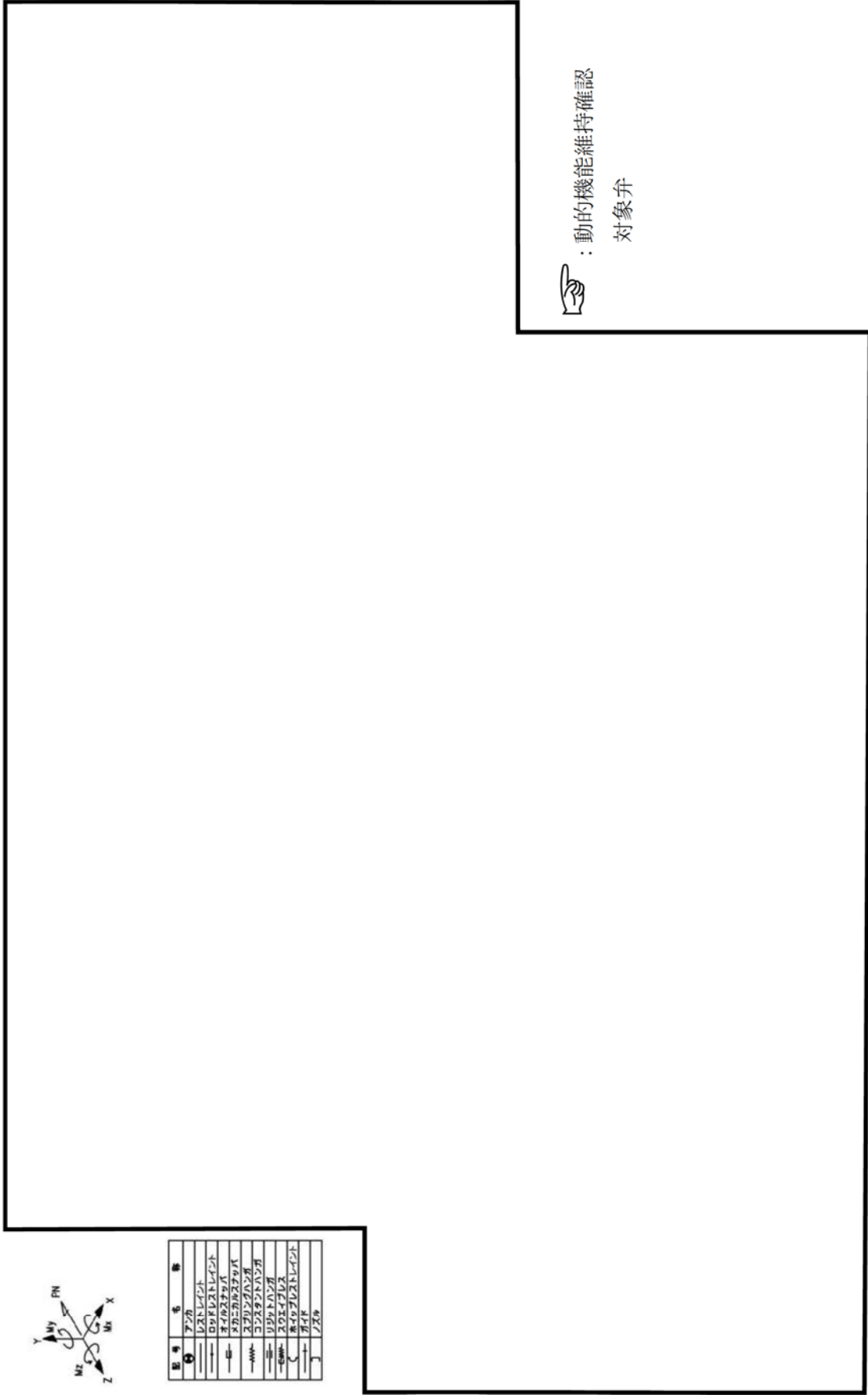
*3 : B22-F013B の値を示す

*4 : スペクトルモード解析にて振動数を 50Hz まで考慮した地震応答解析により得られた値

表 3 原子炉冷却材浄化系内側隔離弁の動的機能維持評価結果

地震力		振動数 (Hz)	種別	仕切弁（弁箱材質：ステンレス鋼鋳鋼，内部流体：純水）	
				原子炉冷却材浄化系	
				原子炉冷却材浄化系内側隔離弁 (G33-F001)	
				応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	機能確認済 加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)
S _s	水平	50	工認値	4.80 ^{*1}	6.0
			劣化状況評価値	4.70 ^{*1}	6.0
	鉛直		工認値	1.43 ^{*1}	6.0
			劣化状況評価値	1.33 ^{*1}	6.0

*1：スペクトルモーダル解析にて振動数を 50Hz まで考慮した地震応答解析により得られた値



図号	名称
①	ファン
②	レストレイト
③	ロッドレストレイト
④	フィンスタブ
⑤	スプリング
⑥	スプリング
⑦	スプリング
⑧	スプリング
⑨	スプリング
⑩	スプリング
⑪	スプリング
⑫	スプリング
⑬	スプリング
⑭	スプリング
⑮	スプリング
⑯	スプリング
⑰	スプリング
⑱	スプリング
⑲	スプリング
⑳	スプリング
㉑	スプリング
㉒	スプリング
㉓	スプリング
㉔	スプリング
㉕	スプリング
㉖	スプリング
㉗	スプリング
㉘	スプリング
㉙	スプリング
㉚	スプリング
㉛	スプリング
㉜	スプリング
㉝	スプリング
㉞	スプリング
㉟	スプリング
㊱	スプリング
㊲	スプリング
㊳	スプリング
㊴	スプリング
㊵	スプリング
㊶	スプリング
㊷	スプリング
㊸	スプリング
㊹	スプリング
㊺	スプリング
㊻	スプリング
㊼	スプリング
㊽	スプリング
㊾	スプリング
㊿	スプリング


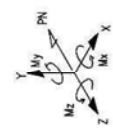

 : 動的機能維持確認
 対象弁

図2 原子炉系（純水部）B系配管（解析モデル）



記号	名	条
●	アンカ	
≡	レンズ	
≡	ロキレンズ	
≡	オイルツバ	
≡	スリニカスアッパ	
≡	スリニカスハンダ	
≡	コングラットハンダ	
≡	リフトハンダ	
≡	スウェイズ	
≡	ホップレンズ	
≡	ガイド	
≡	ノズル	

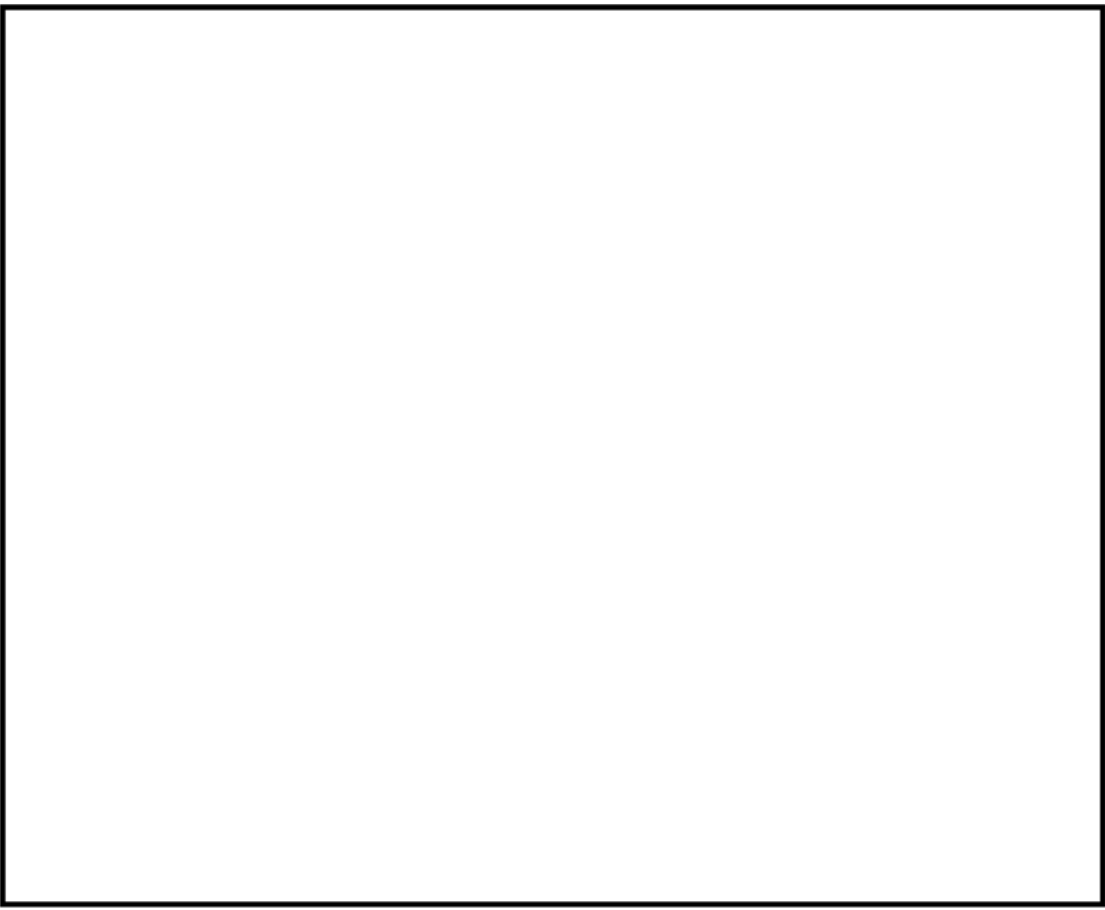
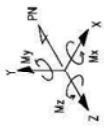


図 3 (2/8) 原子炉系 (蒸気部) 主配管 (解析モデル)



記号	名	条
⊙	アング	
≡	レストレント	
≡	ロッドレストレント	
≡	ネイルスジョイント	
≡	スクリュージョイント	
≡	スクリュージョイント	
≡	リフトジョイント	
≡	スウェーブル	
≡	ワイヤレストレント	
]	ノズル	

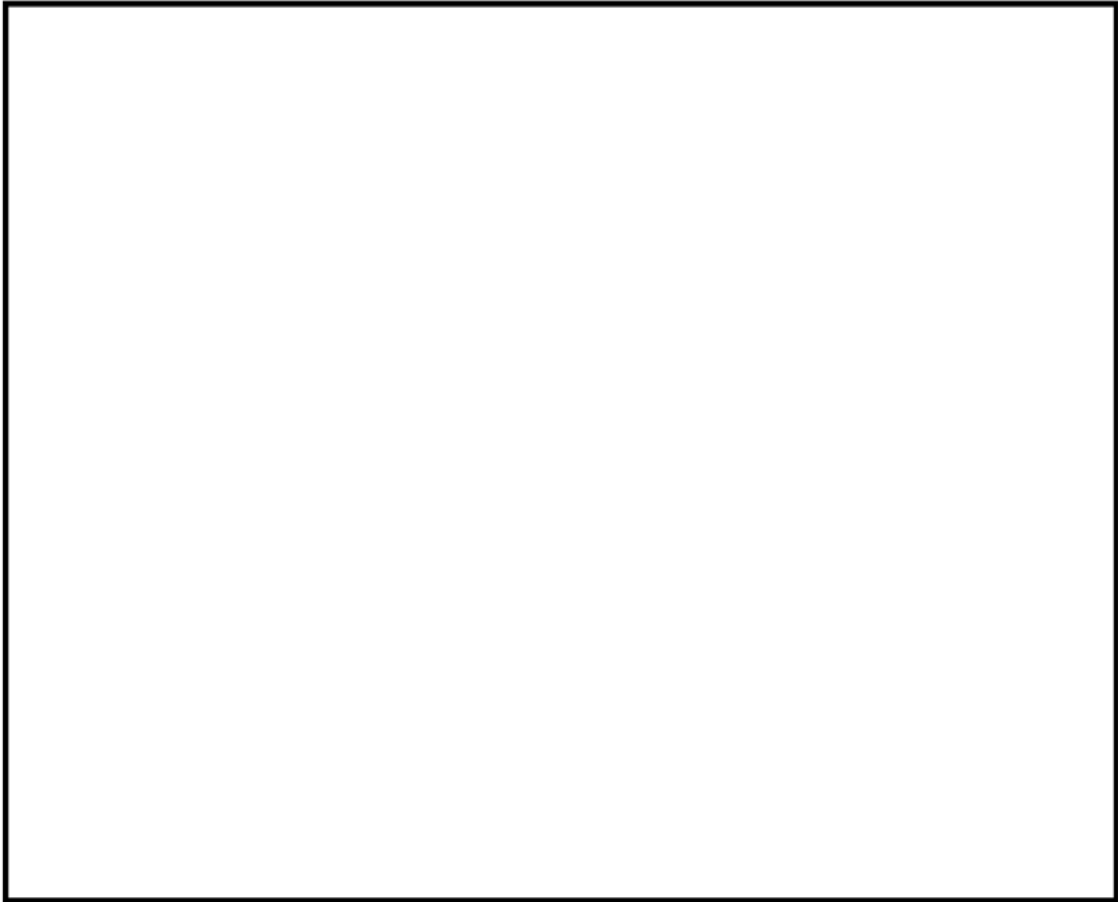
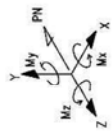


図 3 (3/8) 原子炉系 (蒸気部) 主配管 (解析モデル)



記号	名称
	アンカ
	レストレスト
	ロッドレストレスト
	オイルスタンプ
	スリニャスタンプ
	スプリングハンダ
	コンスタスタハンダ
	リソットハンダ
	スライズ
	スライズレストレスト
	ワイヤ
	ワズル

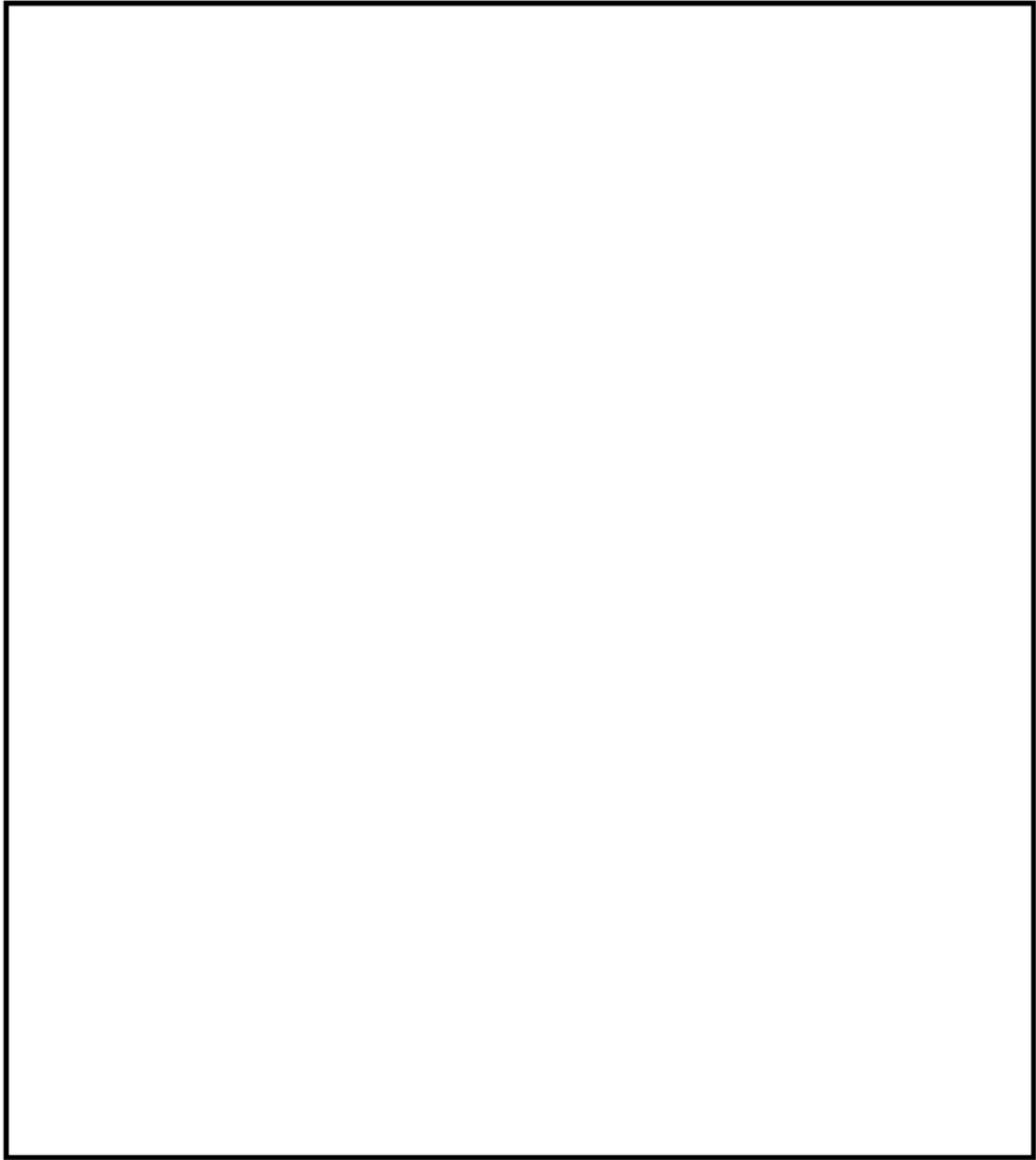
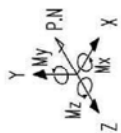
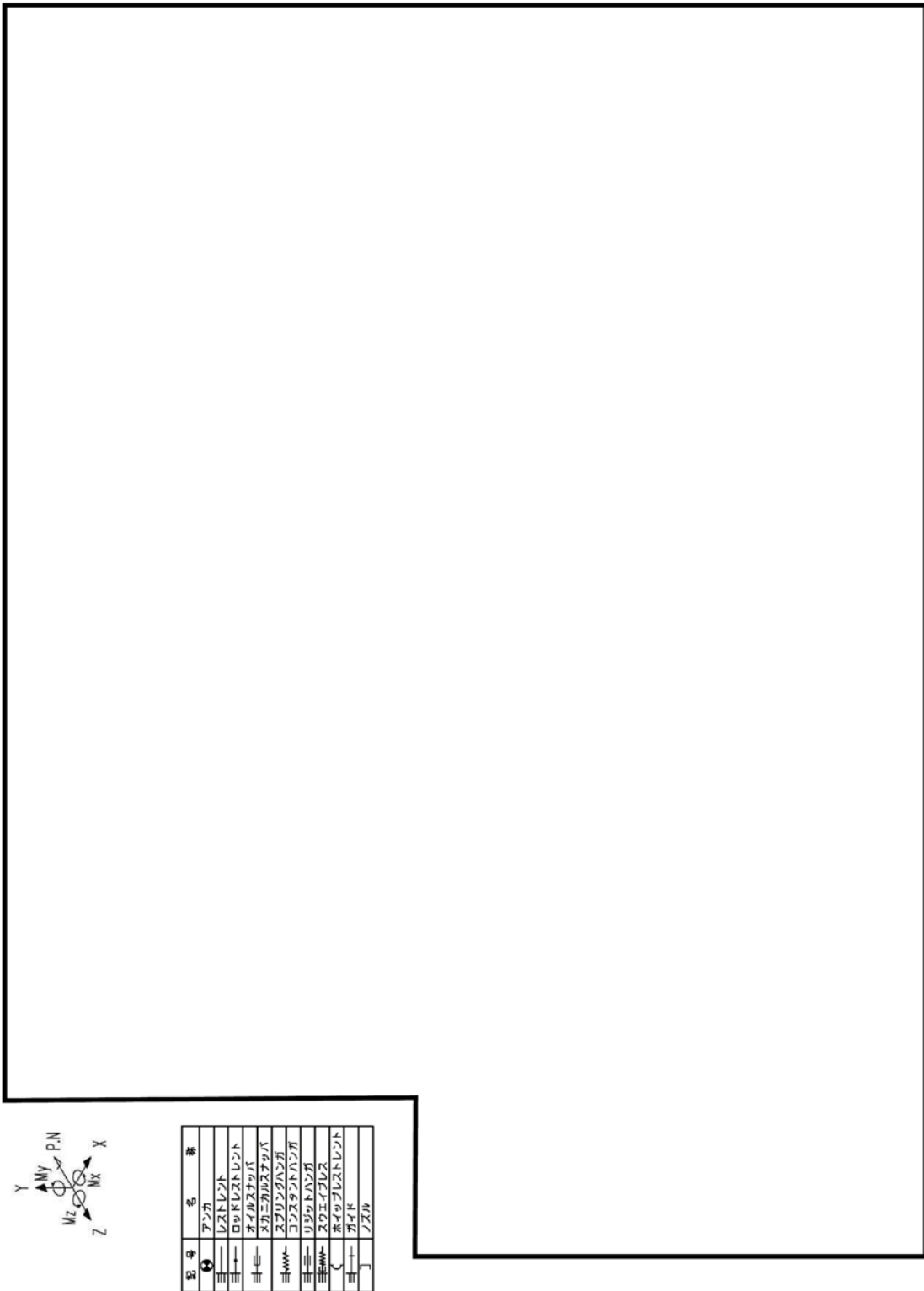
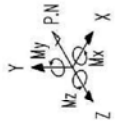


図 3 (4/8) 原子炉系 (蒸気部) 主配管 (解析モデル)



記号	名称
④	アンカ
≡	レストレスト
≡	ロッドレストレスト
≡	オイルスタブ
≡	スリニカブルスタブ
≡	スプリングハンダ
≡	リフトハンダ
≡	スウェイブレス
≡	ワイヤレストレスト
≡	ガイド
≡	ノズル

図 3 (5/8) 原子炉系 (蒸気部) 主配管 (解析モデル)



記号	名称
●	ポンク
≡	レストレント
≡	ロッドレストレント
≡	ダイヤルスタップ
≡	スリニガスタップ
≡	スプリングハンチ
≡	リジッドハンチ
≡	スロイダラ
≡	ダイヤルレストレント
≡	ダイヤル
≡	バネ

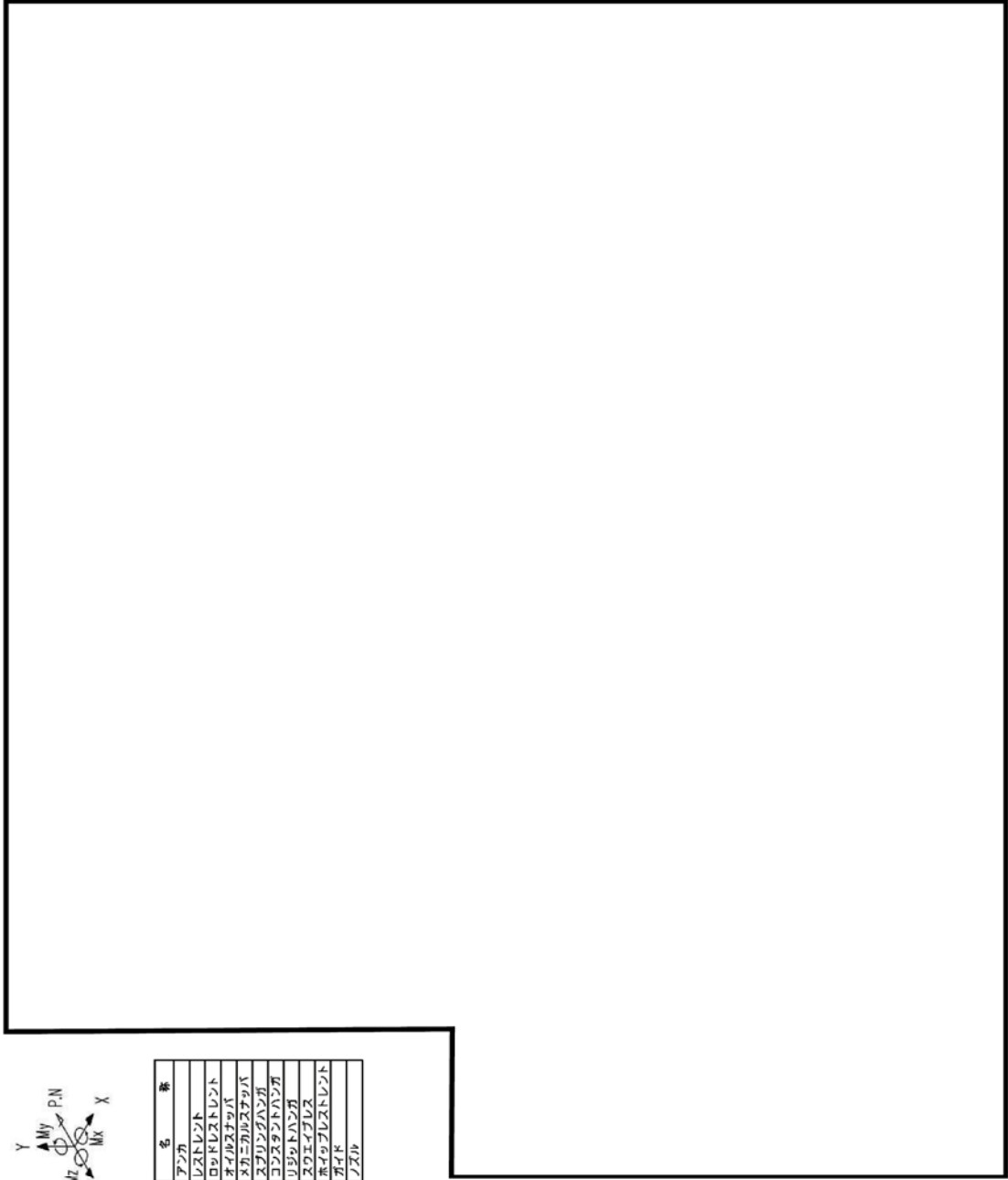
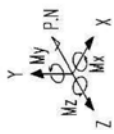


図 3 (6/8) 原子炉系 (蒸気部) 主配管 (解析モデル)



記号	名称
⊙	アンカ
≡	レストレット
≡	ローレストレット
≡	オイルスタンプ
≡	メカニカルスタンプ
≡	スプリングハンガ
≡	コンタクトハンガ
≡	リジッドハンガ
≡	スウェーゴリス
⌒	キープレストレット
≡	ガイド
⌒	ノズル

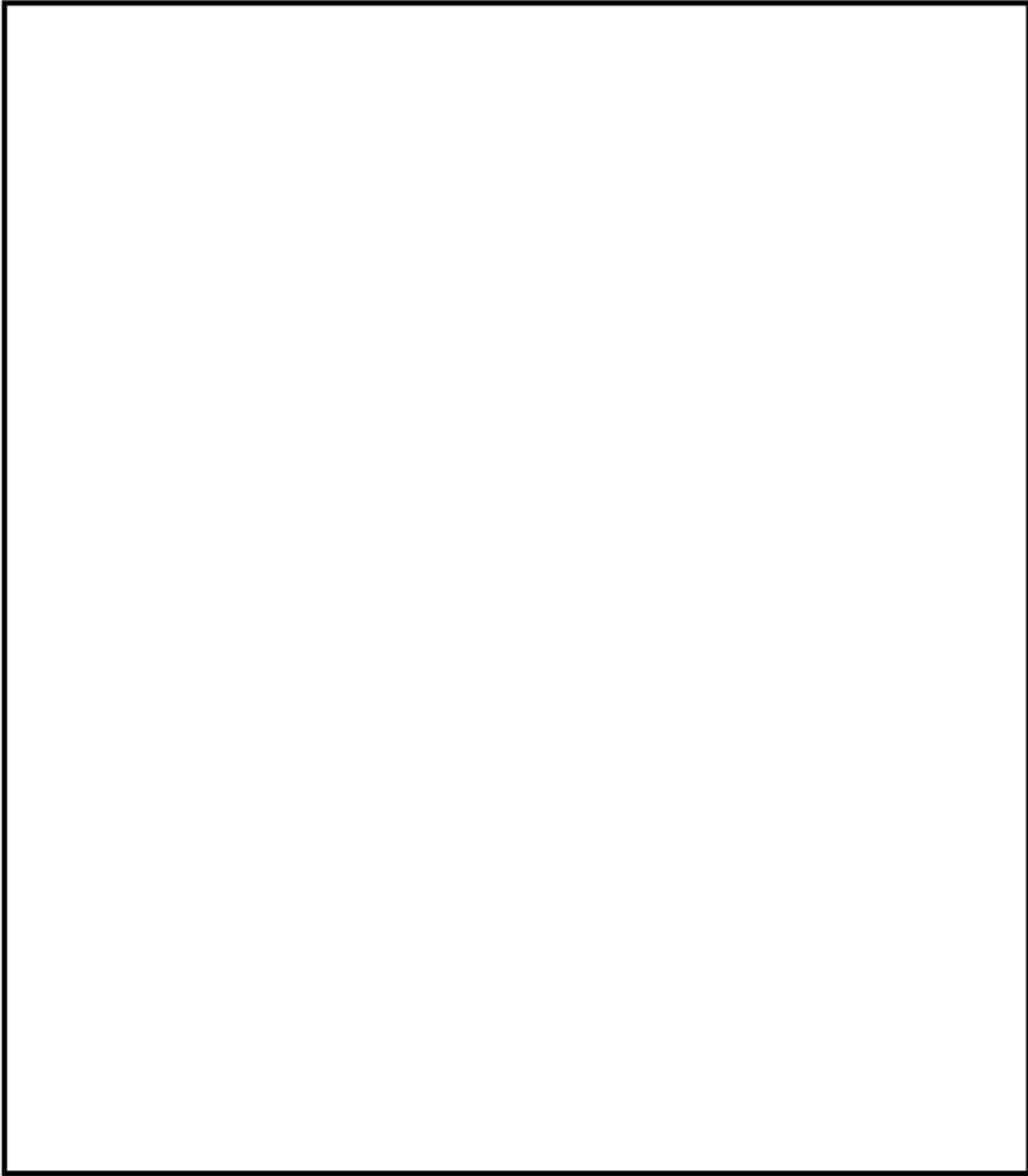
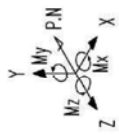


図 3 (7/8) 原子炉系 (蒸気部) 主配管 (解析モデル)



記号	名称
	アノカ
	蒸気発生器
	炉心
	燃料要素
	減速材
	制御棒
	反射体
	遮蔽体
	圧力容器
	二次蒸気発生器
	タービン
	凝縮器
	冷却水システム
	ポンプ
	配管
	弁
	計測器

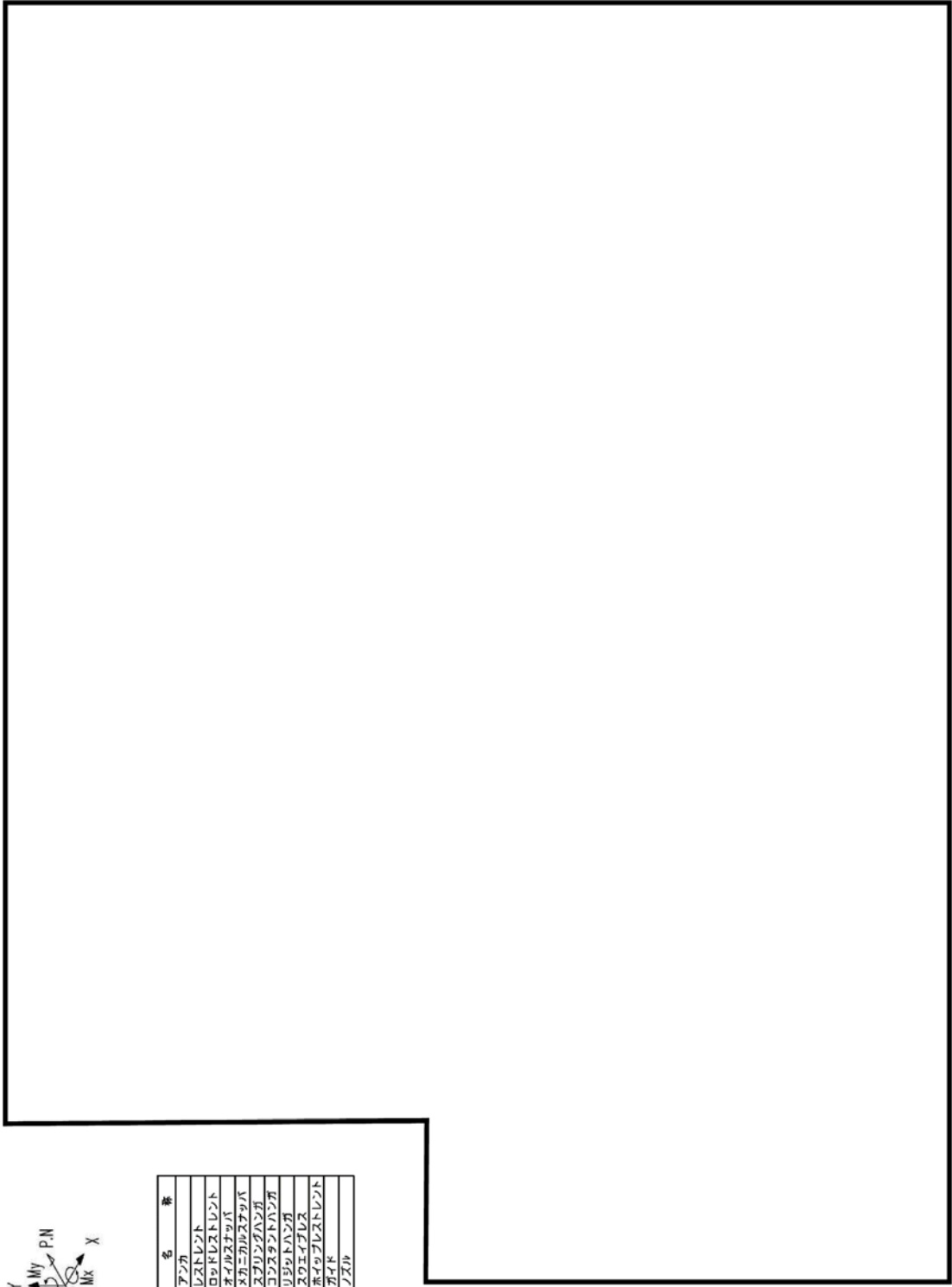
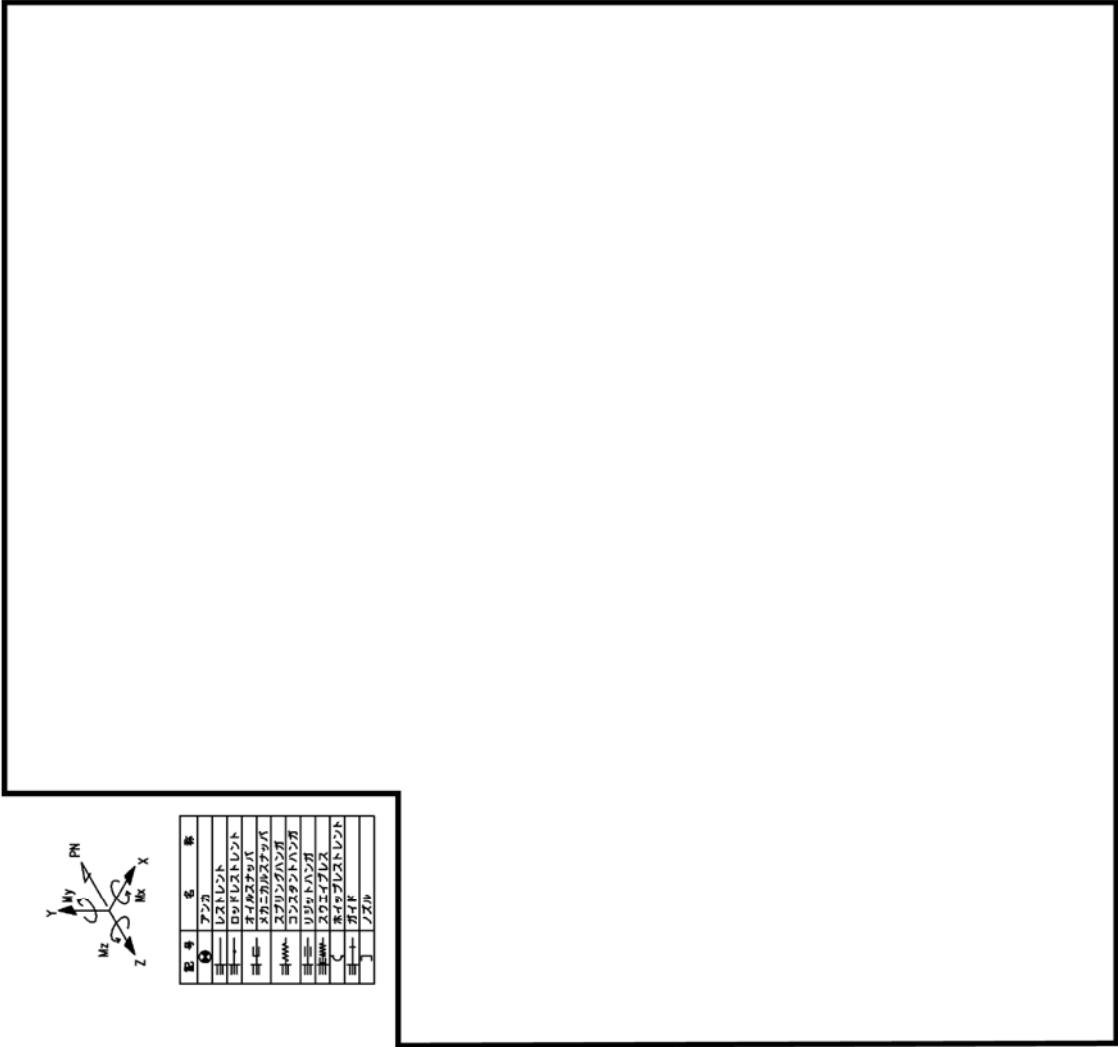


図 3 (8/8) 原子炉系 (蒸気部) 主配管 (解析モデル)



記号	名称
①	原子炉
②	圧縮機
③	冷却材ポンプ
④	冷却材ポンプ
⑤	冷却材ポンプ
⑥	冷却材ポンプ
⑦	冷却材ポンプ
⑧	冷却材ポンプ
⑨	冷却材ポンプ
⑩	冷却材ポンプ
⑪	冷却材ポンプ
⑫	冷却材ポンプ
⑬	冷却材ポンプ
⑭	冷却材ポンプ
⑮	冷却材ポンプ
⑯	冷却材ポンプ
⑰	冷却材ポンプ
⑱	冷却材ポンプ
⑲	冷却材ポンプ
⑳	冷却材ポンプ
㉑	冷却材ポンプ
㉒	冷却材ポンプ
㉓	冷却材ポンプ
㉔	冷却材ポンプ
㉕	冷却材ポンプ
㉖	冷却材ポンプ
㉗	冷却材ポンプ
㉘	冷却材ポンプ
㉙	冷却材ポンプ
㉚	冷却材ポンプ
㉛	冷却材ポンプ
㉜	冷却材ポンプ
㉝	冷却材ポンプ
㉞	冷却材ポンプ
㉟	冷却材ポンプ
㊱	冷却材ポンプ
㊲	冷却材ポンプ
㊳	冷却材ポンプ
㊴	冷却材ポンプ
㊵	冷却材ポンプ
㊶	冷却材ポンプ
㊷	冷却材ポンプ
㊸	冷却材ポンプ
㊹	冷却材ポンプ
㊺	冷却材ポンプ
㊻	冷却材ポンプ
㊼	冷却材ポンプ
㊽	冷却材ポンプ
㊾	冷却材ポンプ
㊿	冷却材ポンプ

図 4 (1/4) 原子炉冷却材浄化系配管 (解析モデル)



記号	名 称
①	アーク
②	レストレスト
③	ロフトレストレスト
④	オフレストレスト
⑤	オフレストレスト
⑥	オフレストレスト
⑦	オフレストレスト
⑧	オフレストレスト
⑨	オフレストレスト
⑩	オフレストレスト
⑪	オフレストレスト
⑫	オフレストレスト
⑬	オフレストレスト
⑭	オフレストレスト
⑮	オフレストレスト
⑯	オフレストレスト
⑰	オフレストレスト
⑱	オフレストレスト
⑲	オフレストレスト
⑳	オフレストレスト
㉑	オフレストレスト
㉒	オフレストレスト
㉓	オフレストレスト
㉔	オフレストレスト
㉕	オフレストレスト
㉖	オフレストレスト
㉗	オフレストレスト
㉘	オフレストレスト
㉙	オフレストレスト
㉚	オフレストレスト
㉛	オフレストレスト
㉜	オフレストレスト
㉝	オフレストレスト
㉞	オフレストレスト
㉟	オフレストレスト
㊱	オフレストレスト
㊲	オフレストレスト
㊳	オフレストレスト
㊴	オフレストレスト
㊵	オフレストレスト
㊶	オフレストレスト
㊷	オフレストレスト
㊸	オフレストレスト
㊹	オフレストレスト
㊺	オフレストレスト
㊻	オフレストレスト
㊼	オフレストレスト
㊽	オフレストレスト
㊾	オフレストレスト
㊿	オフレストレスト

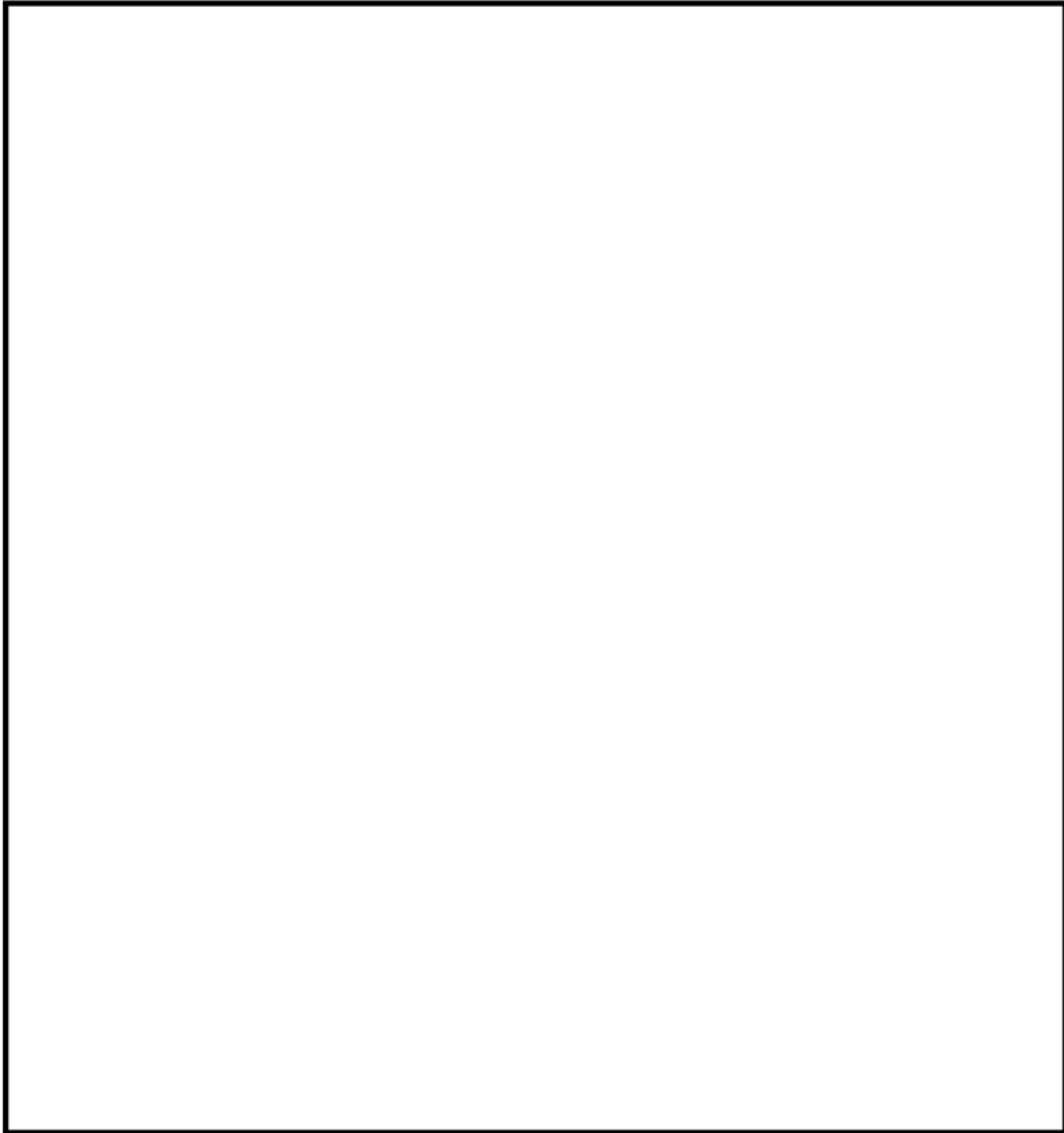


図 4 (3/4) 原子炉冷却材浄化系配管 (解析モデル)



記号	名称
⊕	アンカ
≡	レストレント
≡	ロッドレストレント
≡	オイルスタンプ
≡	スプリングハンダ
≡	コンスタントハンダ
≡	リットハンダ
≡	スウェィチング
≡	ワイヤレストレント
≡	ブレイク
≡	ノズル

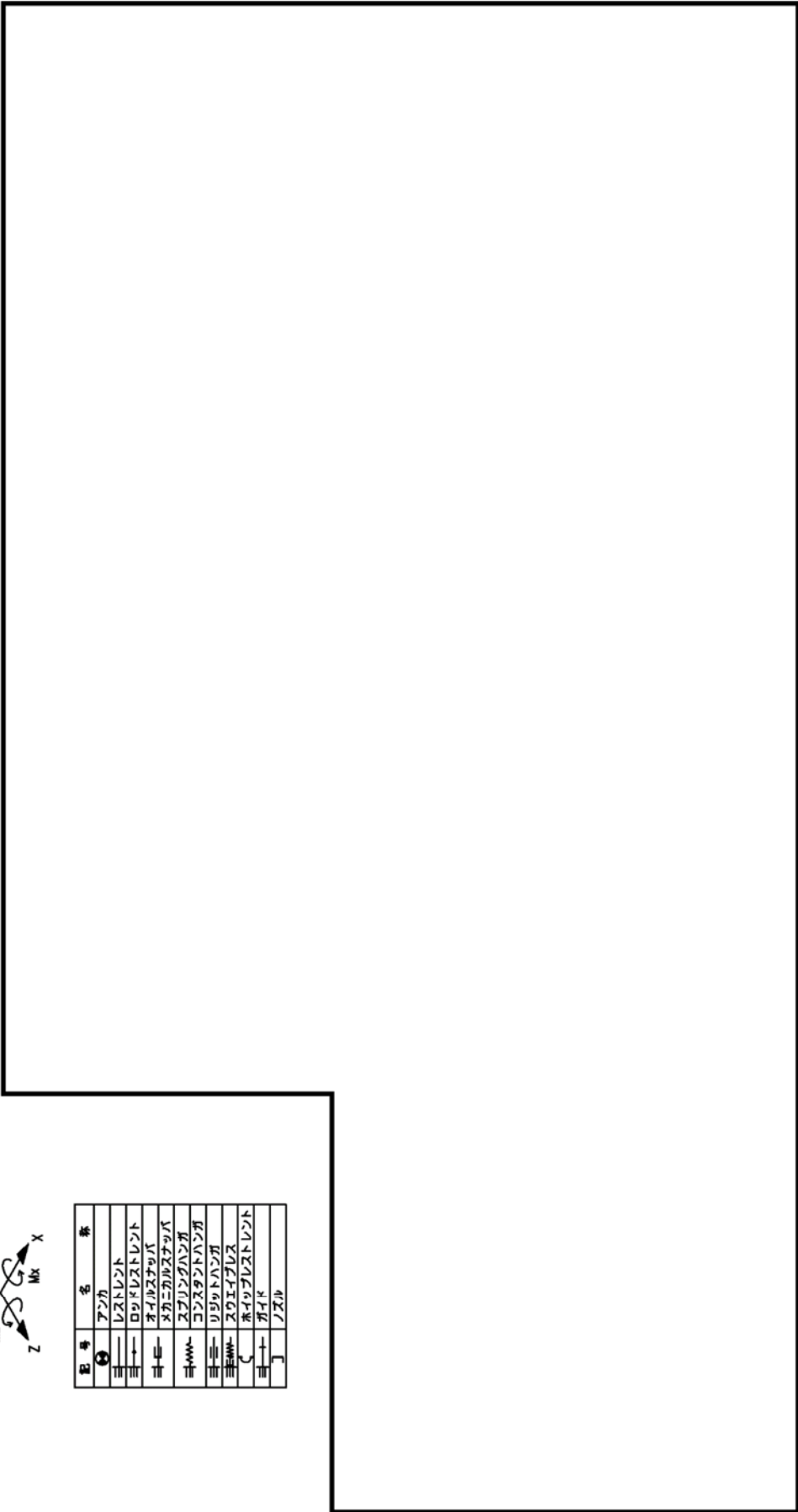


図 4 (4/4) 原子炉冷却材浄化系配管 (4/4) (解析モデル)

主蒸気隔離弁（B22-F028B）の配管減肉を想定した応答加速度が
工認値を下回ることへの検討

- (1) 配管系の地震応答は多くの固有モードの組み合わせで構成されている。
 (2) 各振動モードについては、振動方向がある設備の静止位置から正負どちらも存在している。
 このため、設備の設置位置で変位が相殺されたり増幅されたりする。これはモード図や刺激係数の変動で示される。

- (3) 原子炉系（蒸気部）の減肉なし（工認）の弁の卓越振動モードは□次モードである。減肉あり（PLM）では、弁の卓越振動モードは□次モードとなっている。

入力加速度はほぼ同じであるが、減肉により刺激係数が変動し、水平方向の応答加速度が逆転する結果となった。減肉なし（工認）及び減肉あり（PLM）の加速度算出根拠を表 4 に、主要モードにおける加速度算出根拠を表 5 に、卓越振動モードにおける解析モデル図を図 5 に示す。

表 4 加速度算出根拠

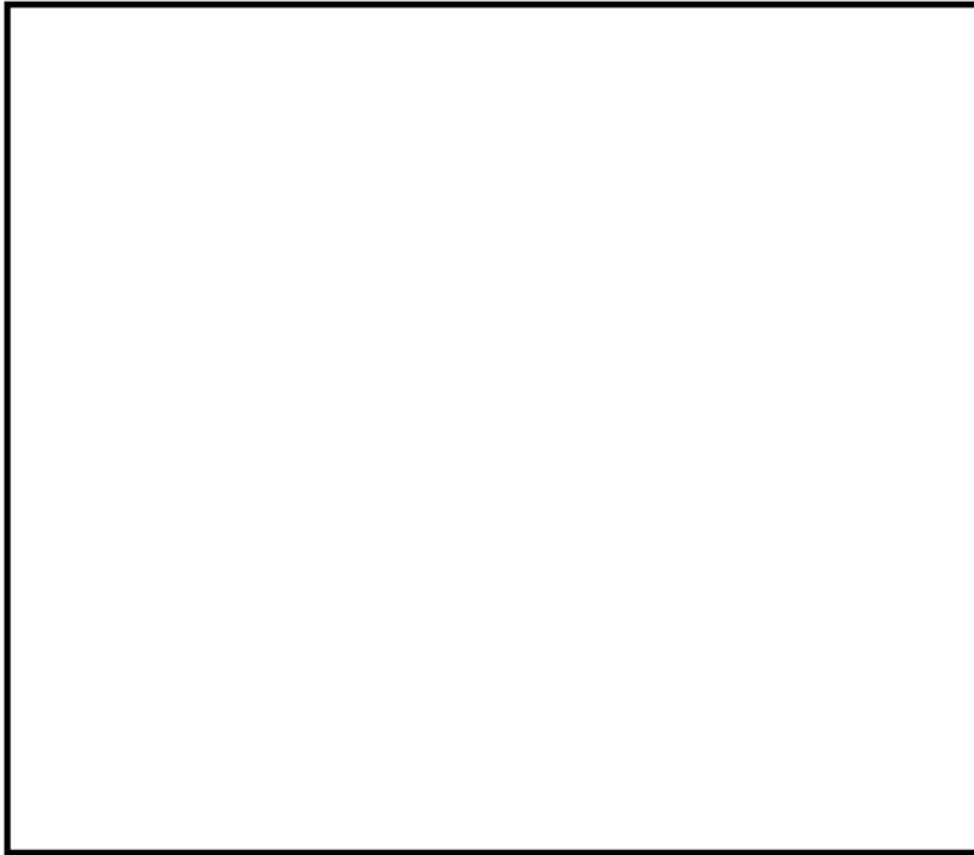
モデル	次数	固有振動数 (Hz)	基準地震動 S_s による 入力加速度 (G)			刺激係数		
			X	Y	Z	X	Y	Z
減肉なし (工認)								
減肉あり (PLM)								

1G=9.80665m/s²

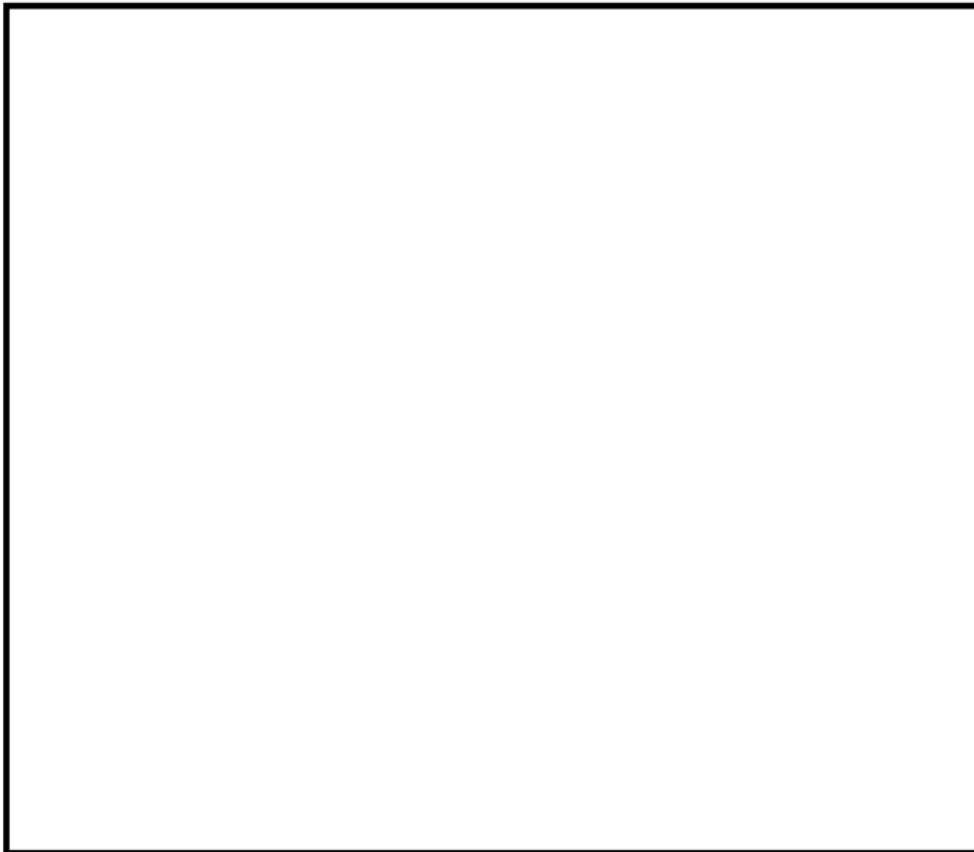
表 5 加速度算出根拠（主要モード）

モデル	次数	固有振動数 (Hz)	基準地震動 S_s による 入力加速度 (G)			刺激係数		
			X	Y	Z	X	Y	Z
減肉なし (工認)								
減肉あり (PLM)								

1G=9.80665m/s²



減肉あり (次モード)



減肉なし (次モード)

図 5 主蒸気隔離弁 (B22-F028B) の卓越振動モードの比較 (解析モデル)

主蒸気逃がし安全弁（B22-F013B）の配管減肉を想定した応答加速度が
工認値を下回ることへの検討

- (1) 配管系の地震応答は多くの固有モードの組み合わせで構成されている。
 (2) 各振動モードについては、振動方向がある設備の静止位置から正負どちらも存在している。
 このため、設備の設置位置で変位が相殺されたり増幅されたりする。これはモード図や刺激係数の変動で示される。

- (3) 原子炉系（蒸気部）の減肉なし（工認）の弁の卓越振動モードは□次モードである。減肉あり（PLM）では、弁の卓越振動モードは□次モードとなっている。

減肉により固有振動数が変動し、入力加速度が変動することにより、鉛直方向の応答加速度が逆転する結果となった。減肉なし（工認）及び減肉あり（PLM）の加速度算出根拠を表 6 に、主要モードにおける加速度算出根拠を表 7 に、卓越振動モードにおける解析モデル図を図 5 に示す。

表 6 加速度算出根拠

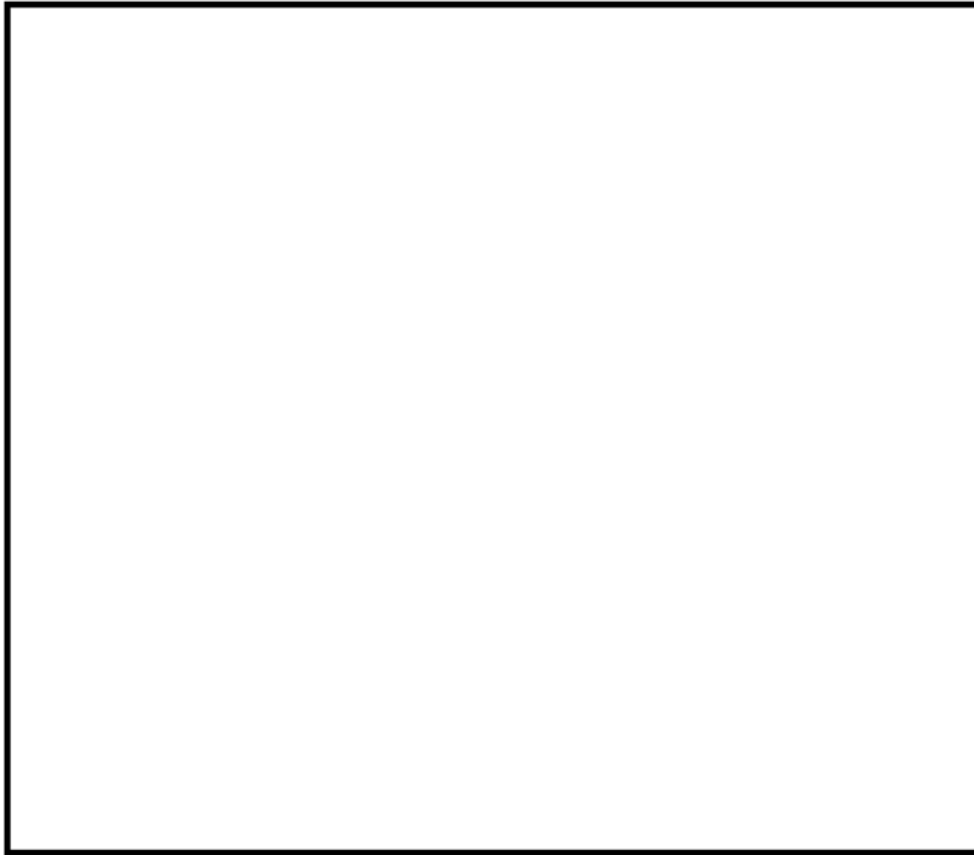
モデル	次数	固有振動数 (Hz)	基準地震動 S_s による 入力加速度 (G)			刺激係数		
			X	Y	Z	X	Y	Z
減肉なし (工認)								
減肉あり (PLM)								

1G=9.80665m/s²

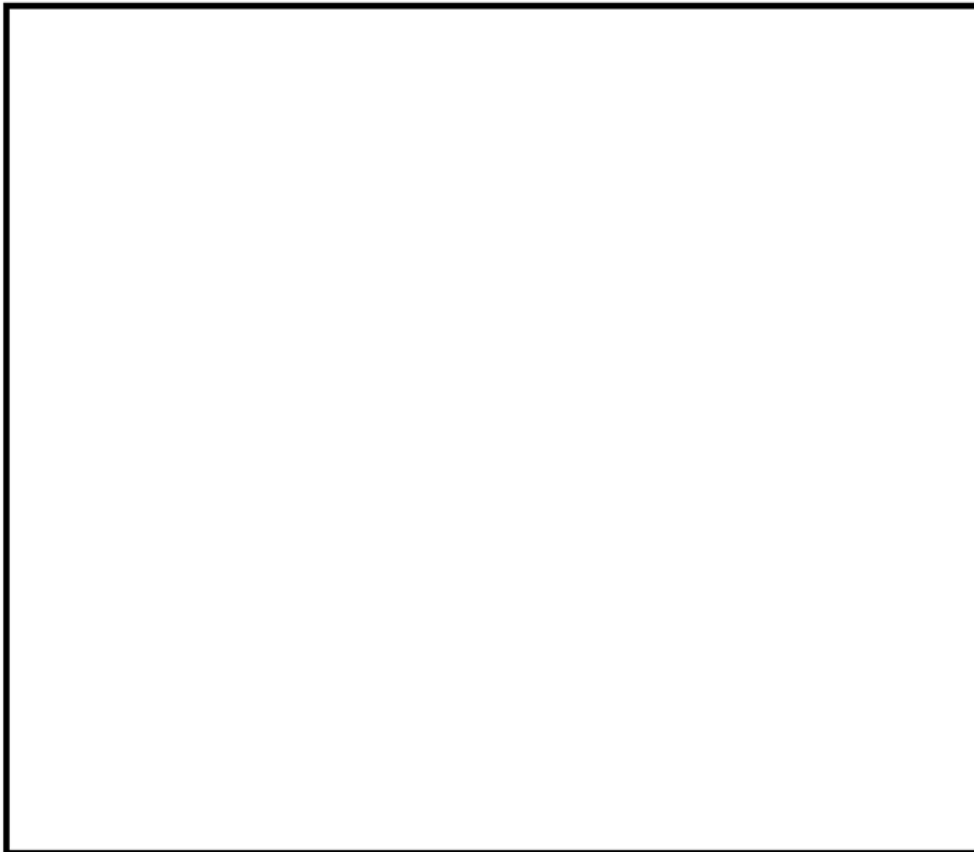
表 7 加速度算出根拠（主要モード）

モデル	次数	固有振動数 (Hz)	基準地震動 S_s による 入力加速度 (G)			刺激係数		
			X	Y	Z	X	Y	Z
減肉なし (工認)								
減肉あり (PLM)								

1G=9.80665m/s²



減肉あり (次モード)



減肉なし (次モード)

図5 主蒸気逃がし安全弁 (B22-F013B)の卓越振動モードの比較 (解析モデル)

主蒸気逃がし安全弁 (B22-F013K) の配管減肉を想定した応答加速度が
工認値を下回ることへの検討

- (1) 配管系の地震応答は多くの固有モードの組み合わせで構成されている。
 (2) 各振動モードについては、振動方向がある設備の静止位置から正負どちらも存在している。
 このため、設備の設置位置で変位が相殺されたり増幅されたりする。これはモード図や刺激係数の変動で示される。

- (3) 原子炉系 (蒸気部) の減肉なし (工認) の弁の卓越振動モードは 次モードである。減肉あり (PLM) では、弁の卓越振動モードは 次モードとなっている。

入力加速度はほぼ同じであるが、減肉により刺激係数が変動し、鉛直方向の応答加速度が逆転する結果となった。減肉なし (工認) 及び減肉あり (PLM) の加速度算出根拠を表 8 に、主要モードにおける加速度算出根拠を表 9 に、卓越振動モードにおける解析モデル図を図 6 に示す。

表 8 加速度算出根拠

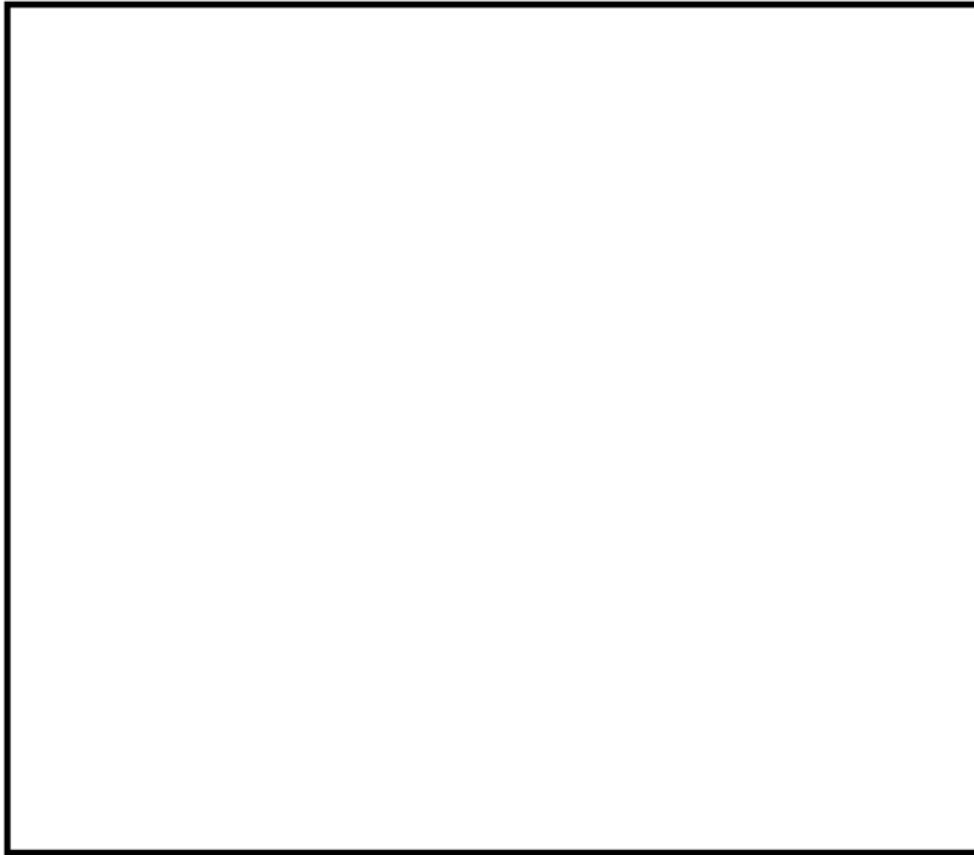
モデル	次数	固有振動数 (Hz)	基準地震動 S_s による 入力加速度 (G)			刺激係数		
			X	Y	Z	X	Y	Z
減肉なし (工認)								
減肉あり (PLM)								

1G=9.80665m/s²

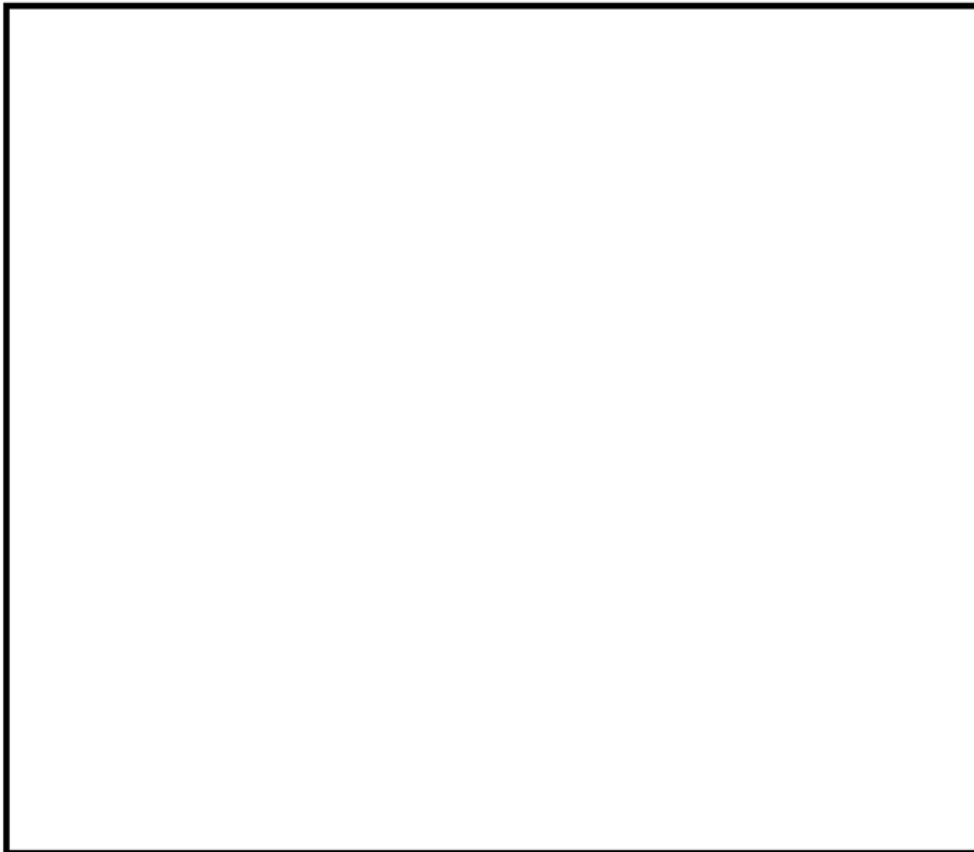
表 9 加速度算出根拠 (主要モード)

モデル	次数	固有振動数 (Hz)	基準地震動 S_s による 入力加速度 (G)			刺激係数		
			X	Y	Z	X	Y	Z
減肉なし (工認)								
減肉あり (PLM)								

1G=9.80665m/s²



減肉あり (次モード)



減肉なし (次モード)

図 6 主蒸気逃がし安全弁 (B22-F013K) の卓越振動モードの比較 (解析モデル)

原子炉冷却材浄化系内側隔離弁（G33-F001）の配管減肉を想定した応答加速度が
工認値を下回ることへの検討

- (1) 配管系の地震応答は多くの固有モードの組み合わせで構成されている。
- (2) 各振動モードについては、振動方向がある設備の静止位置から正負どちらも存在している。このため、設備の設置位置で変位が相殺されたり増幅されたりする。これはモード図や刺激係数の変動で示される。
- (3) 原子炉冷却材浄化系の減肉なし（工認）の弁の卓越振動モードは□次モードである。減肉あり（PLM）では□次モードで減肉なし（工認）と概ね同じ挙動を示す振動モードが発生する。

入力加速度はほぼ同じであるが、減肉により刺激係数が変動し、応答加速度が逆転する結果となった。減肉なし（工認）及び減肉あり（PLM）の加速度算出根拠を表 10 に、主要モードにおける加速度算出根拠を表 11 に、卓越振動モードにおける解析モデル図を図 6 に示す。

表 10 加速度算出根拠

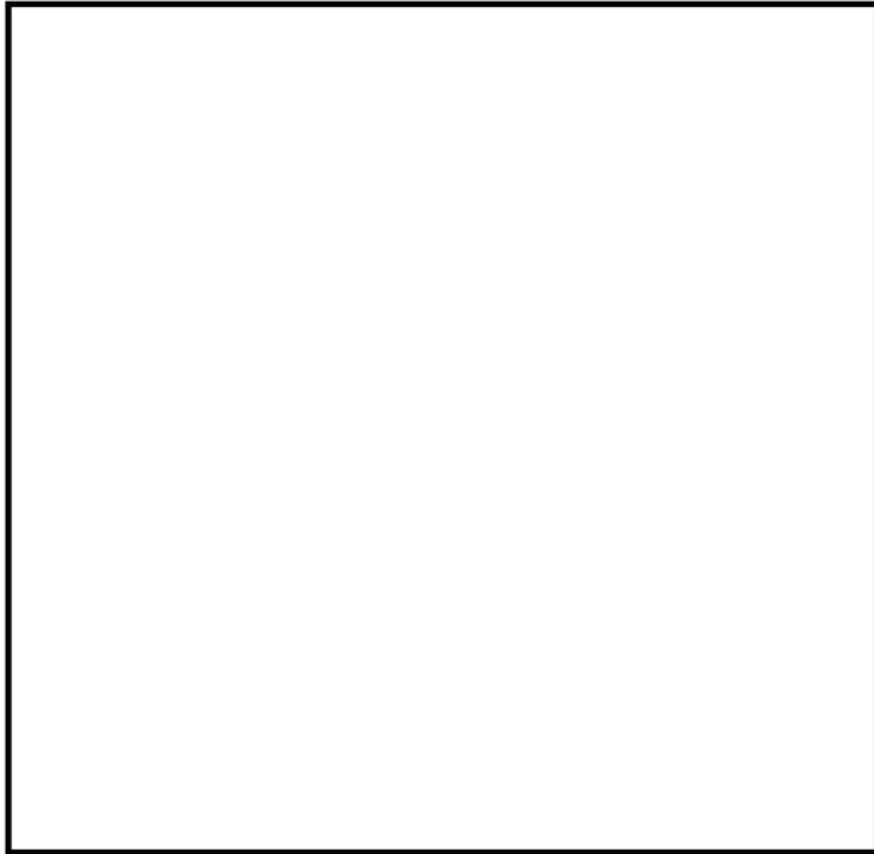
モデル	次数	固有振動数 (Hz)	基準地震動 S_s による 入力加速度 (G)			刺激係数				
			X	Y	Z	X	Y	Z		
減肉なし (工認)										
減肉あり (PLM)										

$$1G=9.80665\text{m/s}^2$$

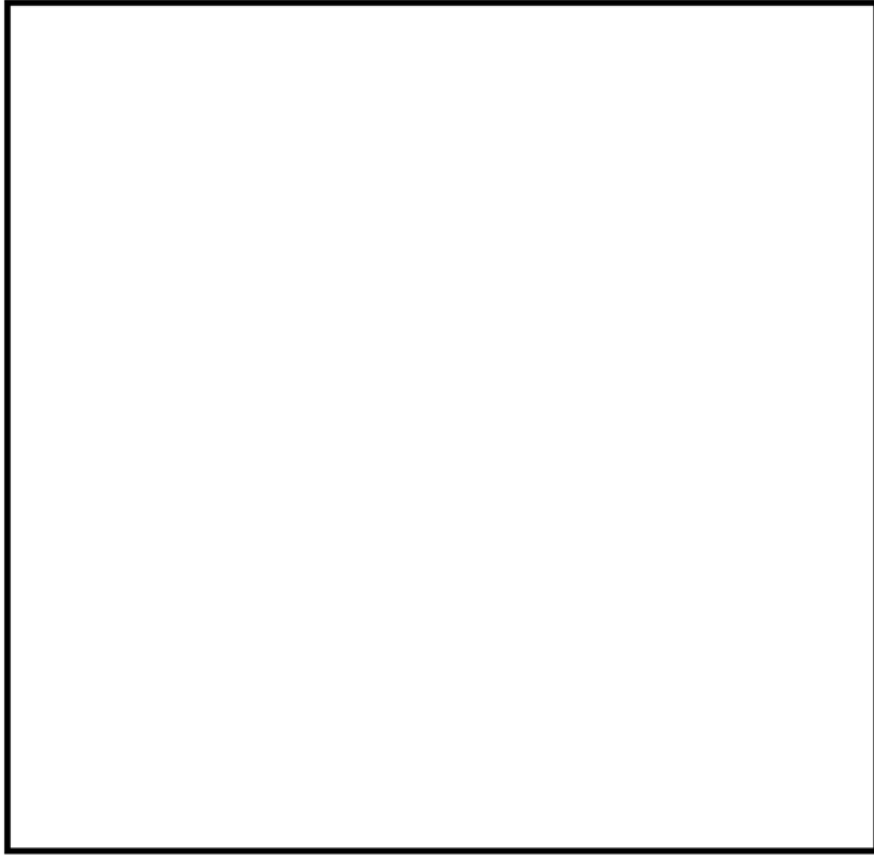
表 11 加速度算出根拠（主要モード）

モデル	次数	固有 振動数 (Hz)	基準地震動 S_S による 入力加速度 (G)			刺激係数				
			X	Y	Z	X	Y	Z		
減肉なし (工認)										
減肉あり (PLM)										

1G=9.80665m/s²



減肉なし (次モード)



減肉あり (次モード)

図 7 原子炉冷却材浄化系内側隔離弁 (G33-F001) の卓越振動モードの比較 (解析モデル)

浸水防護施設の耐震安全性評価について

東海第二の「浸水防護施設」のうち、耐震安全性評価対象とした設備について、経年劣化事象の抽出や耐震安全性評価の要否判断などのプロセスを示す。

1. 浸水防護施設について

耐震安全性評価対象とした浸水防護施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備）については以下（1）～（3）のとおり。

また、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出までの手順を表 1 に、浸水防護施設の概要を図 1 に示す。

(1) 津波防護施設：防潮堤*1… a

原子炉建屋…b

防潮扉…c

放水路ゲート…d

構内排水路逆流防止設備…e

貯留堰…f

*1：コンクリート構造物（鉄筋コンクリート防潮壁及び鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁）及び鉄骨構造物（鋼製防護壁）

(2) 浸水防止設備：浸水防止蓋*2…g

水密扉*3…h

浸水防護施設*4…i

*2：海水ポンプ室ケーブル点検口 1, 2, 3，放水路ゲート点検用，SA 用海水ピット開口部 1, 2, 3, 4, 5, 6，緊急用海水ポンプ点検用開口部及び人員用開口部，格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ 1, 2，常設低圧注水系格納槽点検用水密ハッチ及び可搬型ポンプ用水密ハッチ 1, 2

*3：原子炉建屋原子炉棟水密扉，原子炉建屋付属棟東側水密扉，原子炉建屋付属棟南側水密扉，原子炉建屋付属棟西側水密扉，原子炉建屋付属棟北側水密扉 1，原子炉建屋付属棟北側水密扉 2，原子炉建屋残留熱除去系 A 系ポンプ室水密扉，原子炉建屋原子炉隔離時冷却系室北側水密扉，原子炉建屋原子炉隔離時冷却系室南側水密扉，原子炉建屋高圧炉心スプレイ系ポンプ室水密扉，常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉

*4：海水ポンプグラウンドドレン排出口逆止弁，取水ピット空気抜き配管逆止弁，緊急用海水ポンプグラウンドドレン排出口逆止弁及び緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口逆止弁

(3) 津波監視設備：取水ピット水位計測装置…j

潮位計測装置…k

潮位監視盤…l

津波・構内監視設備…m

2. 想定される劣化事象*¹

(1) コンクリート構造物 (a, b)

(a) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 (○事象)

- ・中性化…①
- ・塩分浸透…②

(b) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (△▲事象)

- ・アルカリ骨材反応…③
- ・凍結融解…④
- ・耐火能力低下…⑤

(2) 鉄骨構造物 (a, c, d, e, f, g, h)

(a) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 (○事象)

該当なし

(b) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (△▲事象)

- ・腐食…⑥*²
- ・風等による疲労…⑦

(3) 弁 (i)

(a) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 (○事象)

該当なし

(b) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (△▲事象)

- ・腐食 (孔食・隙間腐食) (弁箱, 弁体ガイド, 基礎ボルト) …⑧

(4) 計測制御設備 (j, k, l, m)

(a) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 (○事象)

該当なし

(b) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (△▲事象)

- ・腐食 (全面腐食) (スリーブ, 取付座, 上部閉止板及び取付ボルト・ナット, 筐体, チャンネルベース) …⑨ (j, l, m)
- ・腐食 (コンクリート埋設部) (ジベル) …⑩ (j)
- ・腐食 (孔食・隙間腐食) (水位検出器, 検出器ガイド, サポート, ベースプレート, 取付ボルト, 基礎ボルト) …⑪ (k)
- ・腐食 (基礎ボルト) …⑫ (l, m)
- ・樹脂の劣化 (後打ちケミカルアンカ) …⑬ (k, l, m)

*1: 絶縁低下 (絶縁体の水トリー劣化による絶縁低下を含む), 特性変化及び導通不良については, 耐震性に影響を及ぼすパラメータの変化とは無関係であるため記載は省略する。

*2: 防潮堤のうち鉄骨構造物 (鋼製防護壁) のアンカーボルトは, 全てコンクリート埋設となることから評価対象から除外としている。(図1及び図2参照)

3. 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

「2. 想定される劣化事象」で整理した経年劣化事象①～⑬について、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を抽出した結果を表 1 に示す。

抽出の結果、潮位監視盤及び津波・構内監視設備の基礎ボルトの腐食が抽出されたため、耐震安全性評価を実施した。

なお、潮位監視盤及び津波・構内監視設備の基礎ボルトには、後打ちアンカが使用されていることから、具体的な耐震安全性評価については別紙 9 に示すものとする。

表 1 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出までの手順

「技術評価」で想定される経年劣化事象		ステップ1	ステップ2		ステップ3
高経年化対策上 着目すべき経年 劣化事象	下記 1)～2)を除く経年劣化事象	○	i 現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、又は小さいもの	× ①②	×
			ii 現在発生しているか、又は将来にわたって起こることが否定できないもの	○	振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できない事象 ◎ 振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できない事象 ■
高経年化対策上 着目すべき経年 劣化事象ではな い事象	1)△ 2)▲		i 現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、又は小さいもの	－ ③	－
			ii 現在発生しているか、又は将来にわたって起こることが否定できないもの	○	振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できない事象 ◎ ⑫ 振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できない事象 ■ ⑥⑧⑨⑩⑪
		－	④⑤⑦⑩⑬		－

○：評価対象として抽出

－：評価対象から除外

×：現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、又は小さいものとして評価対象から除外

■：振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できない事象として評価対象から除外

◎：耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象として抽出

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

【凡例】

- T. P. +3.0m~T. P. +8.0m
- T. P. +8.0m~T. P. +11.0m
- T. P. +11.0m 以上

- : 津波防護施設
- : 浸水防止設備
- : 津波監視設備
- : 設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画

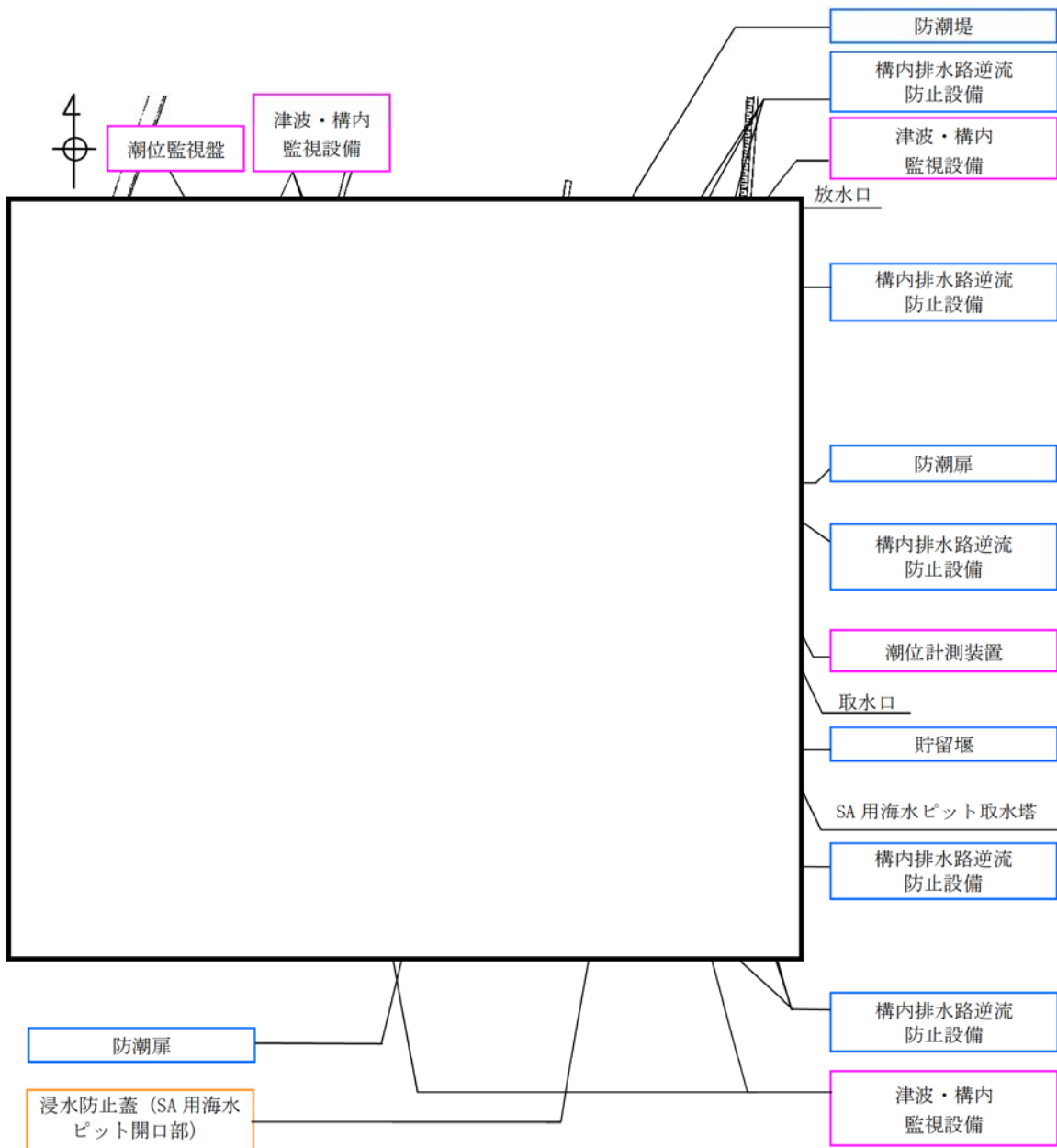
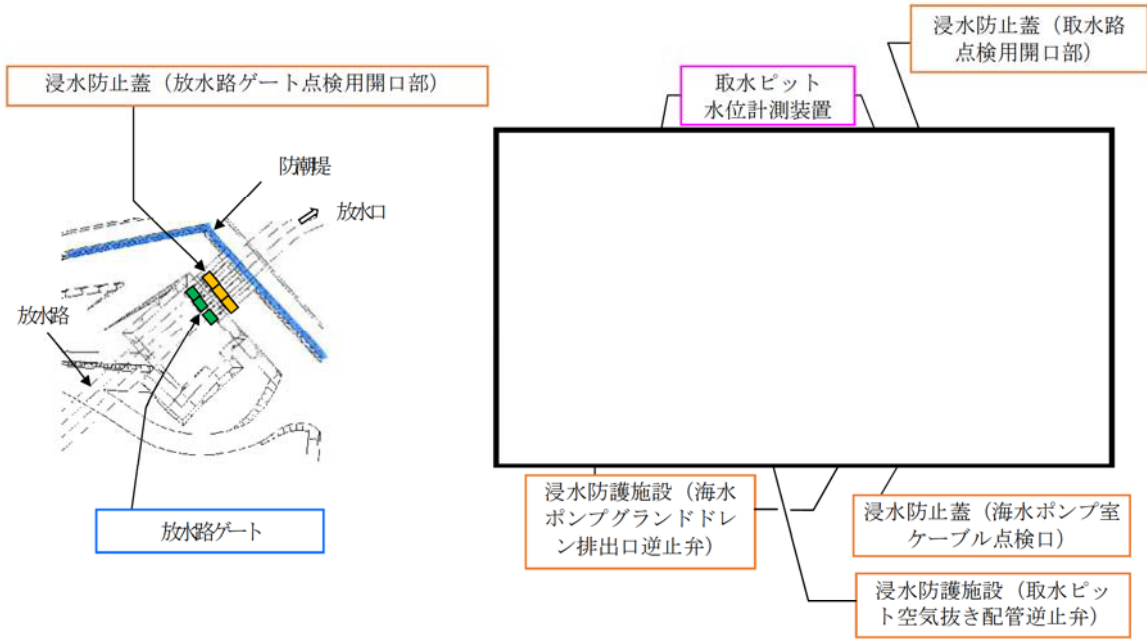


図1 東海第二 浸水防護施設の概要 (1/5)

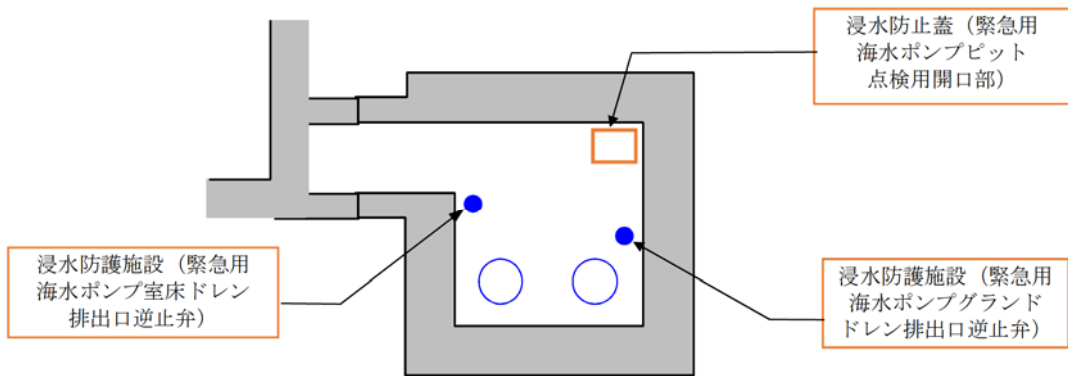
【凡例】

- 津波防護施設
- 浸水防止設備
- 津波監視設備
- 設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画



図①（放水口周辺拡大図）

図②（海水ポンプエリア周辺拡大図）



図③（緊急用海水ポンプエリア周辺拡大図）

図1 東海第二 浸水防護施設の概要（2/5）

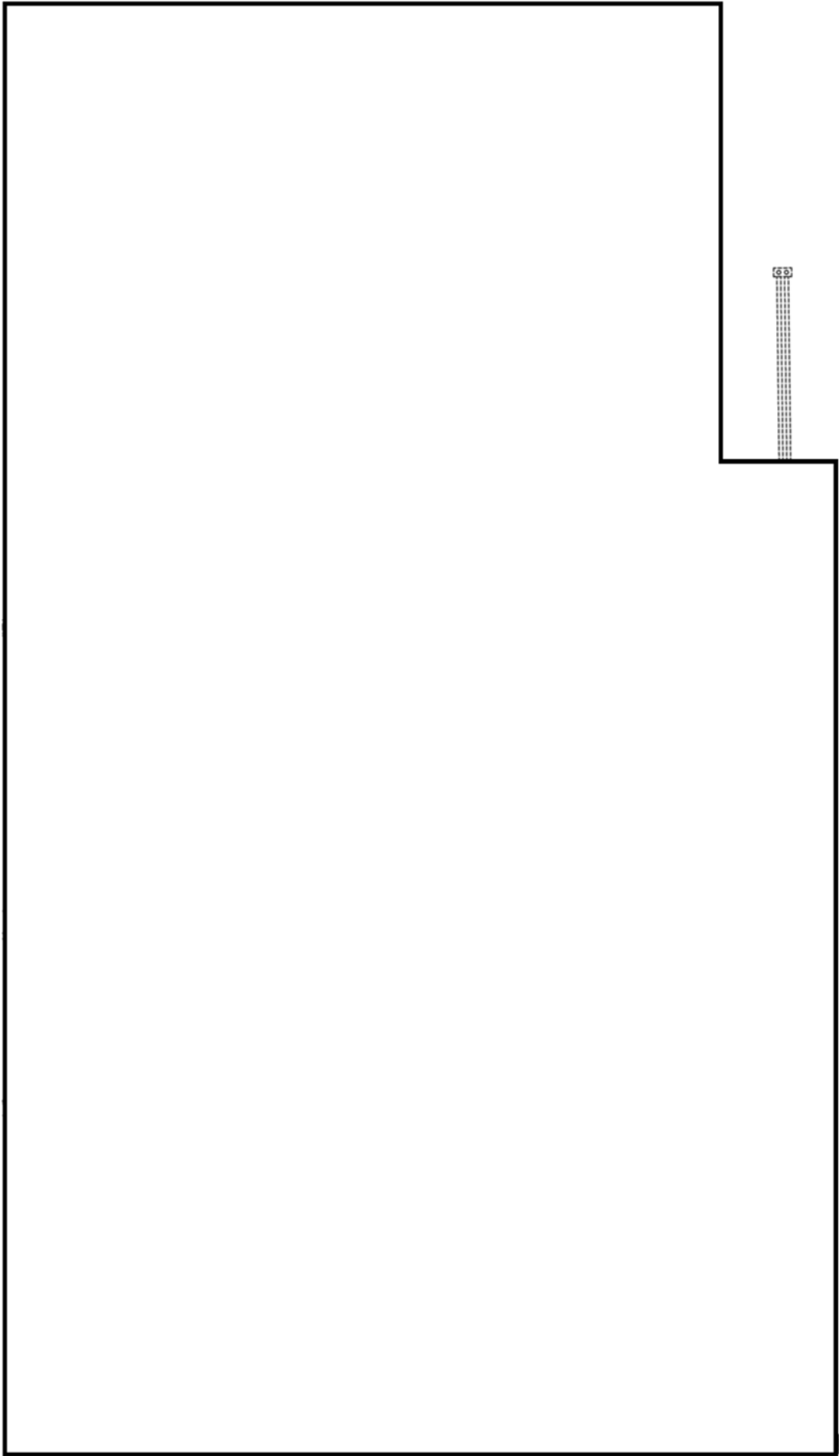
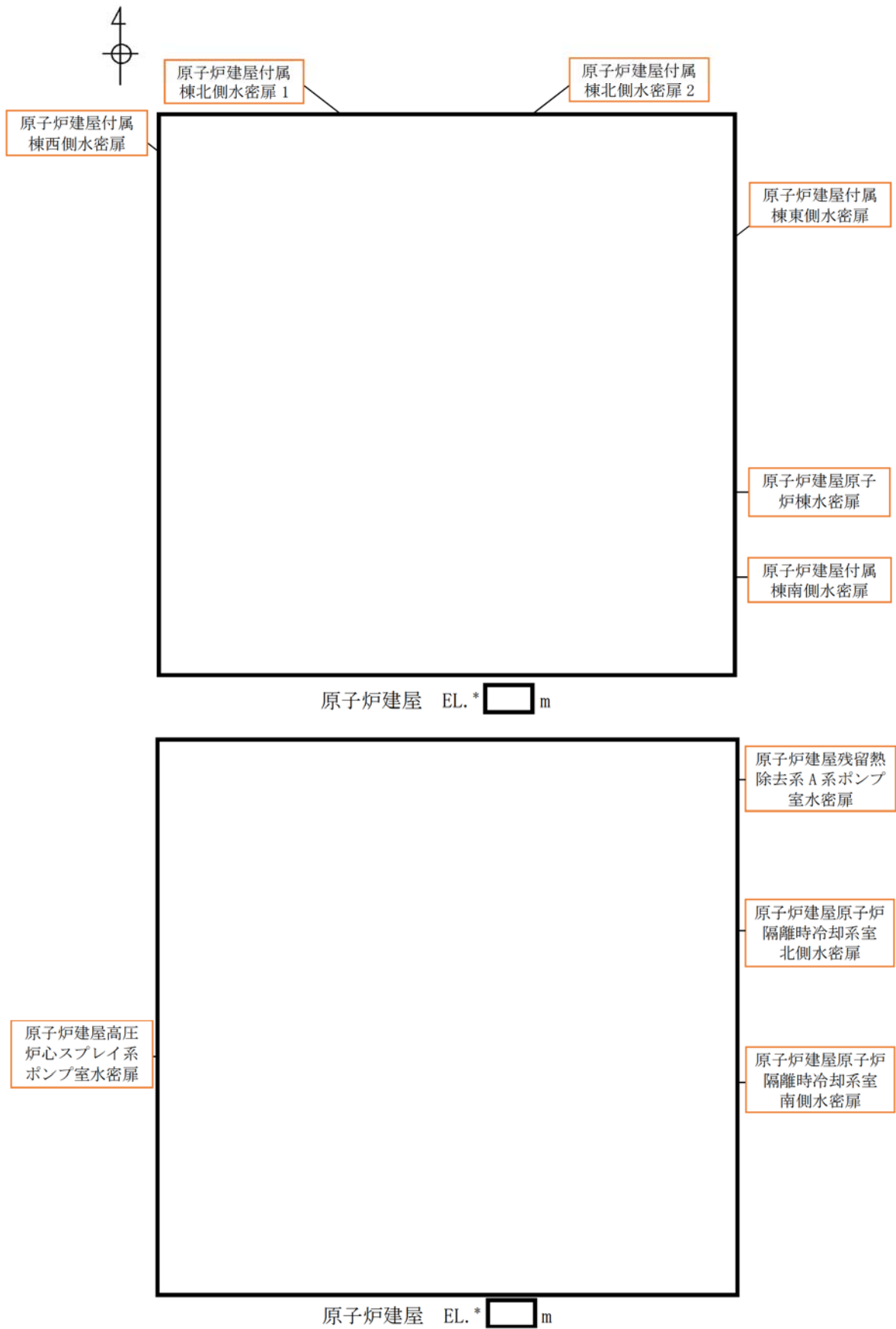
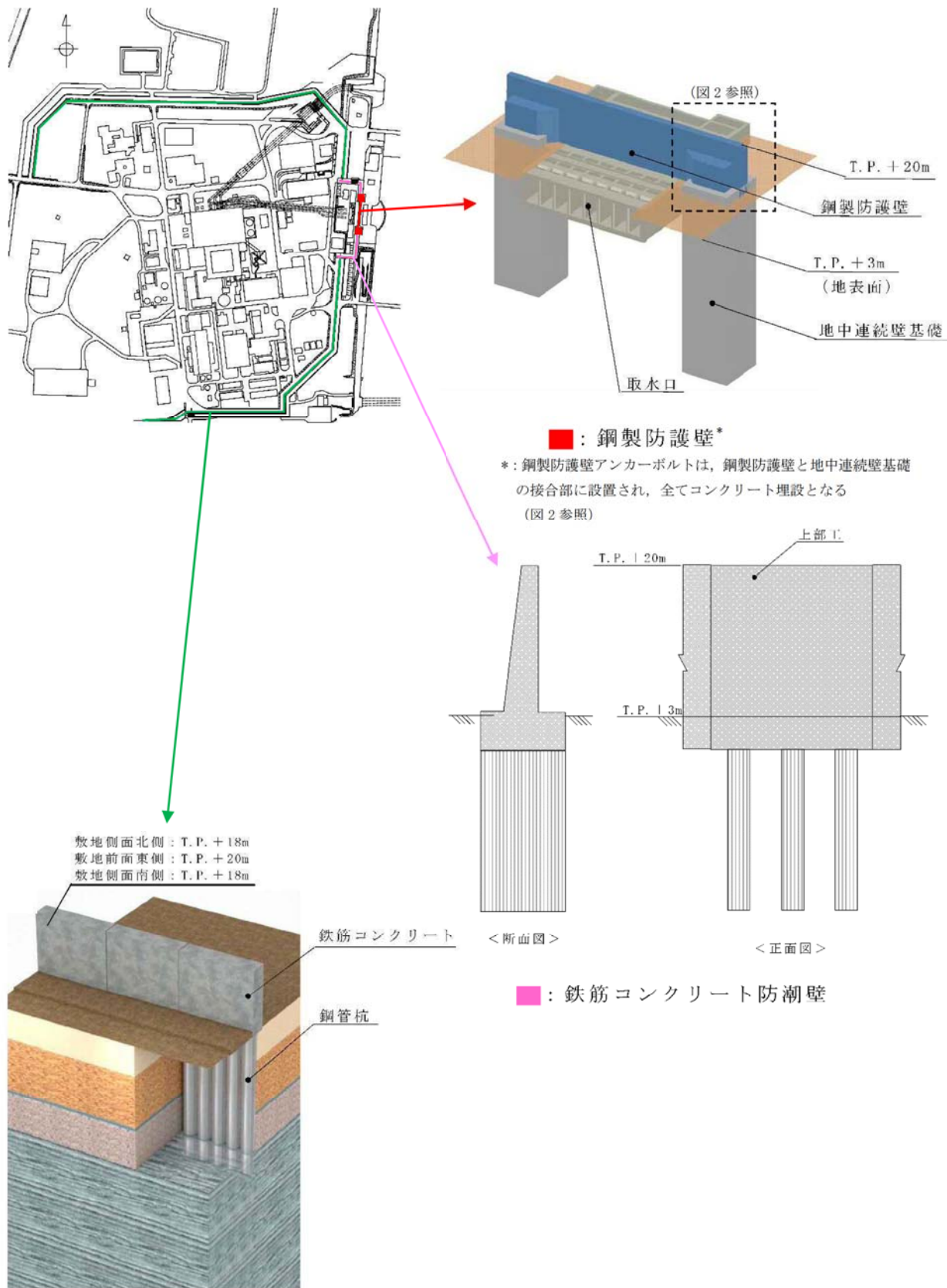


図1 東海第二 浸水防護施設の概要 (3/5)



*: EL. (Elevation Level) は地盤の標高を示しており, T.P. ±0 m 基準としているため, T.P. = EL. となる

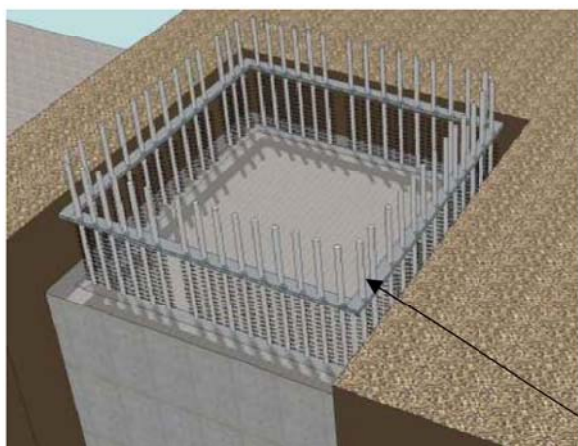
図 1 東海第二 浸水防護施設の概要 (4/5)



(鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁)

■: 鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁

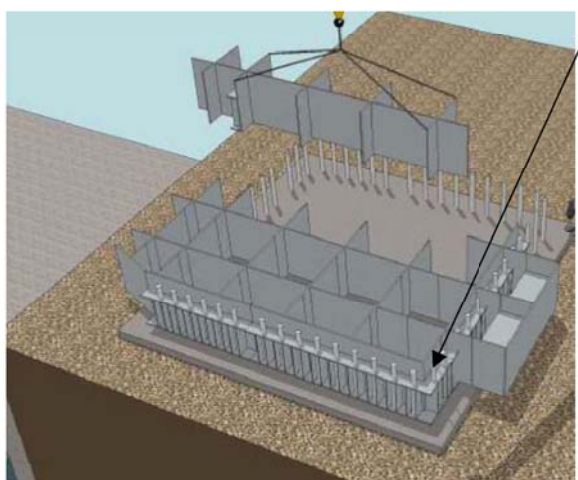
図1 東海第二 浸水防護施設の概要 (5/5)



<STEP 1>

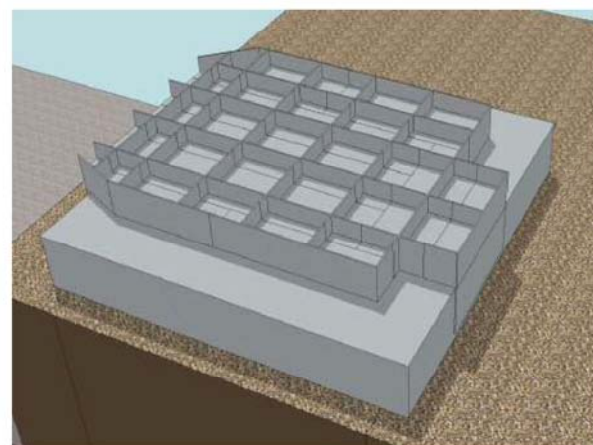
地中連続壁基礎上部へのアンカーボルト設置

アンカーボルト



<STEP 2>

コンクリート施工後，鋼製防護壁（支柱部ブロック）架設



<STEP 3>

鋼製防護壁（支柱部ブロック）架設後，アンカーボルト埋設（コンクリート施工）

図2 東海第二 鋼製防護壁アンカーボルトの埋設手順

工事計画認可申請の内容を踏まえ劣化状況評価の見直しがある場合の見直し前後の相違点について

工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請以降）の審査内容を踏まえて、劣化状況評価における耐震安全性評価の見直しを行うものは以下のとおり。

1. 原子炉格納容器内大型機器，機器・配管系の等価繰返し回数の見直しを反映した評価

東海第二発電所の新規制基準への適合に係る工事計画認可申請の審査において，原子炉格納容器内大型機器及び機器・配管系の基準地震動 S_s における疲労累積係数の算出の際に一律に設定する等価繰返し回数が 110 回から 160 回に見直されるため，基準地震動 S_s における疲労累積係数を再評価し，耐震安全性評価の見直しを行う必要がある。

また，弾性設計用地震動 S_d の等価繰返し回数は，基準地震動 S_s の等価繰返し回数と同値の 160 回と設定していたが，工事計画認可申請の審査において 320 回に見直されることとなった。これまでの耐震安全性評価では，等価繰返し回数が基準地震動 S_s と同値であり，ピーク応力の大きい基準地震動 S_s に包含される評価となっていたが，等価繰返し回数が 2 倍となることから影響評価を行う必要がある。

(1) 影響範囲の抽出

原子炉格納容器内大型機器及び機器・配管系の基準地震動 S_s における疲労累積係数算出の際に一律に設定する等価繰返し回数を使用して耐震評価を行っている機器及びその経年劣化事象を抽出する。

(2) 評価手法

① 基準地震動 S_s における等価繰返し回見直しに伴う疲労累積係数の再評価

(1) で抽出された機器について，工事計画認可申請の評価手法と同様に，等価繰返し回数 160 回における疲労累積係数を算出し，運転開始後 60 年時点での通常運転時の疲労累積係数との合計値が 1 を下回ることを確認する。

合計値が 1 を上回る機器については，機器毎に個別に設定する等価繰返し回数による疲労累積係数と，運転開始後 60 年時点での通常運転時の疲労累積係数との合計値が 1 を下回ることを確認する。

② 弾性設計用地震動 S_d における等価繰返し回見直しに伴う疲労累積係数の再評価

(1) で抽出された機器について，工事計画認可申請の評価手法と同様に弾性設計用地震動 S_d に対する疲労評価を基準地震動 S_s の疲労評価で代表させるため，弾性設計用地震動 S_d の個別に設定する等価繰返し回数を算出し，基準地震動 S_s の一律に設定する等価繰返し回数と比較し包含されることを確認する。

具体的には，各評価対象機器の弾性設計用地震動 S_d におけるピーク応力等を考慮した弾性設計用地震動 S_d 1 回分の等価繰返し回数を算出し，2 倍した回数と基準地震動 S_s の一律に設定する等価繰返し回数を比較し以下の対応を行う。

- (a) $S_d \times 2 > 160$ 回の場合：弾性設計用地震動 S_d に対する疲労評価を実施する
- (b) $S_d \times 2 \leq 160$ 回の場合：基準地震動 S_s の疲労累積係数に包含されるとして評価は省略できる

工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正申請以降）の審査内容を踏まえて定められた、等価繰返し回数の使い分けと弾性設計用地震動 S_d の等価繰返し回数の算出手順を図 1 及び図 2 にそれぞれ示す。

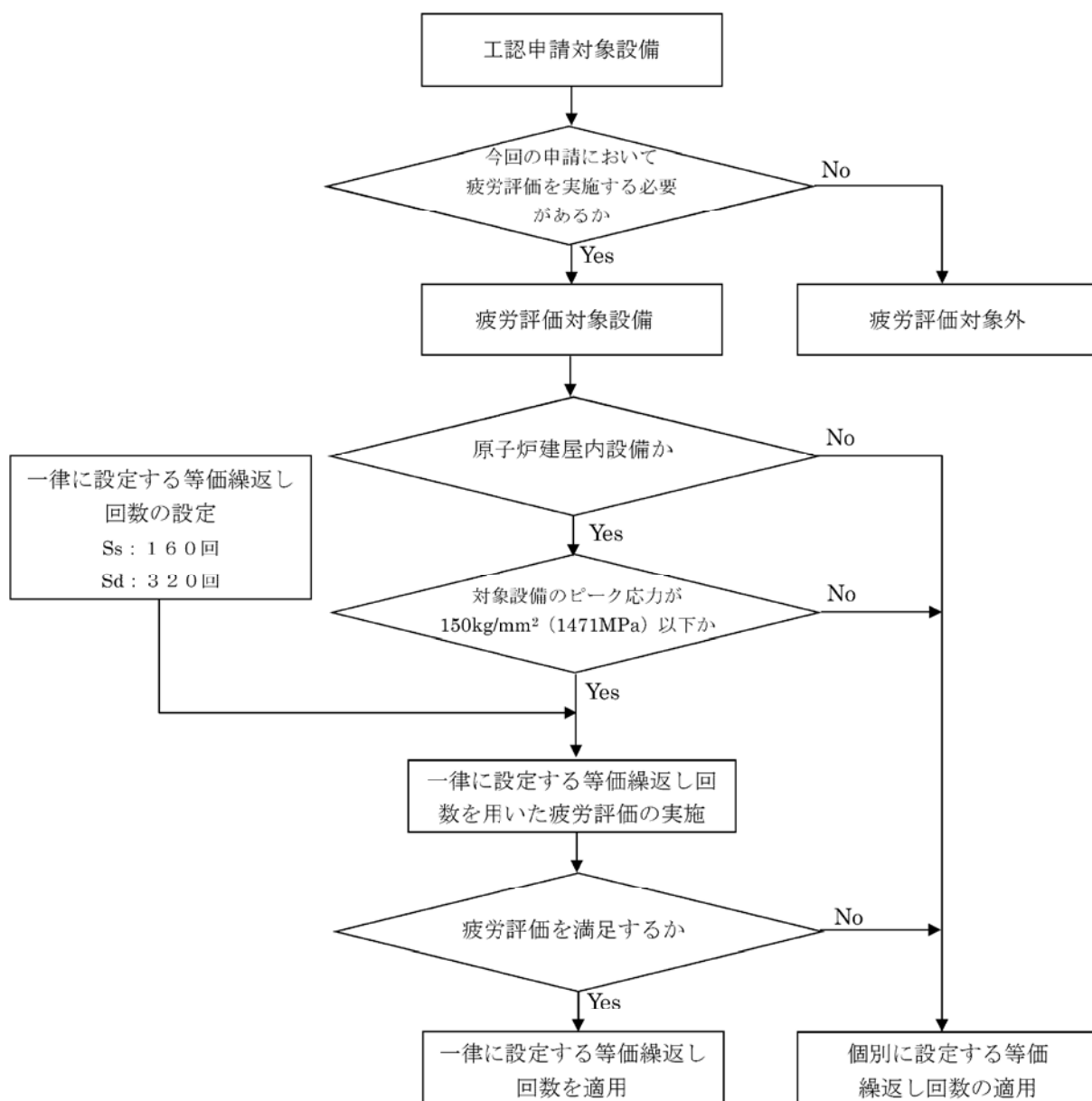


図 1 適用する等価繰返し回数の使い分け

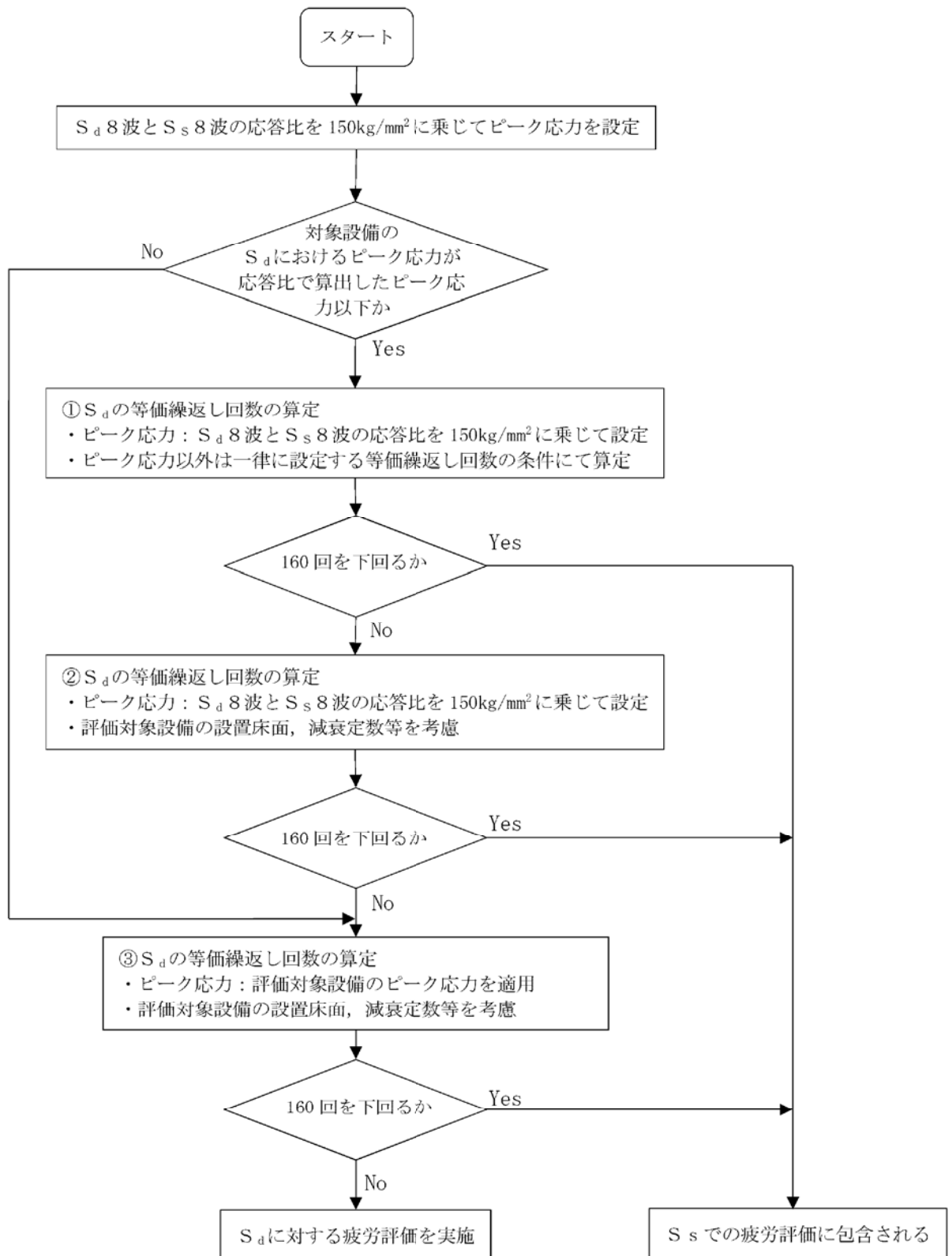


図2 弾性設計用地震動 S_d の等価繰返し回数の算出手順

(3) 評価結果

① 基準地震動 S_s における等価繰返し回見直しに伴う疲労累積係数の再評価

等価繰返し回数 160 回における疲労累積係数を算出し、運転開始後 60 年時点での通常運転時の疲労累積係数との合計値が 1 を下回ることを確認した。

なお、炭素鋼配管系（原子炉系（蒸気部））の腐食（流れ加速型腐食）については等価繰返し回数 160 回における疲労累積係数と通常運転時の疲労累積係数との合計値が 1 を上回ることから、機器毎に個別に設定する等価繰返し回数における疲労累積係数と、運転開始後 60 年時点での通常運転時の疲労累積係数との合計値が 1 を下回ることを確認した。

② 弾性設計用地震動 S_d における等価繰返し回見直しに伴う疲労累積係数の再評価

弾性設計用地震動 S_d 1 回分の等価繰返し回数を算出し、2 倍した回数と基準地震動 S_s の一律に設定する等価繰返し回数を比較した結果、評価対象機器における弾性設計用地震動 S_d 2 回分の等価繰返し回数が基準地震動 S_s の一律に設定する等価繰返し回数（160 回）以下であり、基準地震動 S_s での評価に包含されることを確認した。

評価結果を表 1 に示す。

表 1 (1/2) 原子炉格納容器内大型機器、機器・配管系の等価繰返し回数の見直しを反映した評価結果

機種	機器名称	部位	経年劣化事象	①の評価結果			②の評価結果		
				見直し前の S _s 地震時の 疲労累積係数 (110回)	見直し後の S _s 地震時の 疲労累積係数 (160回)	運転開始後 60年時点での 疲労累積係数	弾性設計用地震 動 S _d の等価繰返 し回数*1	評価に用いた基 準地震動 S _s の等 価繰返し回数	
ポンプ	原子炉再循環 ポンプ	ポンプケーシングと 入口配管の溶接部	疲労割れ	0.0023	0.0033	0.0000	120 (60)	160	
		給水ノズル		0.0002	0.0002	0.6146	160 (80)	160	
容器	原子炉圧力容 器	下鏡	疲労割れ	0.0002	0.0002	0.4475	120 (60)	160	
		支持スカート		0.0002	0.0002	0.5691	120 (60)	160	
	機械ペネトレ ーション	主蒸気系配管貫通部 (ペローズ)	疲労割れ	0.0000	0.0001	0.0071	60 (30)	160	
		給水系配管貫通部 (ペローズ)	疲労割れ	0.0000	0.0001	0.0064	60 (30)	160	
配管	ステンレス鋼 配管系	原子炉再循環系	疲労割れ	0.1000	0.1455	0.1182	120 (60)	160	
		原子炉系 (純水部)	疲労割れ	0.0178	0.0259	0.5799	160 (80)	160	
	原子炉系 (蒸気部)	疲労割れ	0.4509	0.6558	0.0853	160 (80)	160		
	炭素鋼配管系	原子炉系 (蒸気部) 主 配管	流れ加速型腐 食		—*3	0.9249	0.0339	160 (80)	160
		原子炉冷却材浄化系 配管*2			—*3	0.5093	0.0085	160 (80)	160
				—*3	0.4546	0.0462	0.5178	0.5008	

*1: () 内は算出した S_{d1} 回分の回数

*2: 同一評価モデル内でステンレス鋼配管部 (最大応力発生箇所) と炭素鋼配管部が存在するため、上段にステンレス鋼配管部、下段に炭素鋼配管部の疲労累積係数を記載した

*3: 160 回への見直し後に評価を実施したため該当しない

表 1 (2/2) 原子炉格納容器内大型機器、機器・配管系の等価繰返し回数を見直しを反映した評価結果

機種	機器名称	部位	経年劣化事象	①の評価結果			②の評価結果	
				見直し前の S _s 地震時の 疲労累積係数 (110回)	見直し後の S _s 地震時の 疲労累積係数 (160回)	運転開始後 60年時点での 疲労累積係数	弾性設計用地震 動 S _d の等価繰返 し回数*1	評価に用いた基 準地震動 S _s の等 価繰返し回数
仕切弁	原子炉 給水止 め弁	弁箱	疲労割れ	0.0000	0.0000	0.5373	160 (80)	160
	原子炉 再循環 ポンプ出口弁	弁箱	疲労割れ	0.0001	0.0001	0.0338	120 (60)	160
逆止弁	原子炉 給水逆 止弁	弁箱	疲労割れ	0.0000	0.0000	0.8848	160 (80)	160
原子炉再循環ポンプ流量制 御弁		弁箱	疲労割れ	0.0001	0.0001	0.0738	120 (60)	160
主蒸気隔離弁		弁箱	疲労割れ	0.0000	0.0000	0.2278	160 (80)	160
炉内構造 物	炉心シユラウ ド	下部胴	疲労割れ	0.0005	0.0007	0.0351	60 (30)	160
	シユラウドサ ポート	シリンダ、プレート、 レグ	疲労割れ	0.0000	0.0000	0.0647	60 (30)	160

*1：() 内は算出した S_{d1} 回分の回数

2. 東北地方太平洋沖地震の地震観測記録を踏まえた耐震評価

東北地方太平洋沖地震に対する原子炉建屋のシミュレーション解析結果と観測記録を比較した結果、床応答スペクトルの一部の周期帯で観測記録がシミュレーション結果を上回ることが確認されたことから、原子炉建屋内機器への耐震評価への影響について確認する。

(1) 評価方法

原子炉建屋内機器の固有周期を確認し、観測記録とシミュレーション解析の応答比率を踏まえた割り増しを考慮しても、設備の有する耐震裕度に収まることを確認する。

(2) 評価結果

- ① 原子炉建屋の各床面のシミュレーション解析結果の床応答スペクトルと観測記録の床応答スペクトルの比較結果を表2に示す。

表2 原子炉建屋の各床面のシミュレーション解析結果の床応答スペクトルと観測記録の床応答スペクトルの比較結果

項目		シミュレーション解析結果の床応答スペクトルと観測記録の床応答スペクトルの比較結果
減衰定数	a. 5.0 %	・シミュレーション解析結果の床応答スペクトルは観測記録の床応答スペクトルを包絡している
	b. 2.0 %	・EL. <input type="text"/> mの床応答スペクトルの比較では、0.05秒から0.1秒において観測記録の床応答スペクトルがシミュレーション解析結果の床応答スペクトルを超えている周期が確認できる。 ・EL. <input type="text"/> mの床応答スペクトル以外の階高の床応答スペクトルにおいては、シミュレーション解析結果が観測記録を概ね包絡していることが確認できる。
	c. 1.0 %	・EL. <input type="text"/> mの床応答スペクトルの比較では、0.05秒から0.1秒において観測記録の床応答スペクトルがシミュレーション解析結果の床応答スペクトルを超えている周期が確認できる。 ・EL. <input type="text"/> m及びEL. <input type="text"/> mの床応答スペクトルの比較では、一部の周期帯で観測記録の床応答スペクトルがシミュレーション解析結果の床応答スペクトルを超えている周期が確認できる。 ・EL. <input type="text"/> mの床応答スペクトルにおいては、シミュレーション解析結果が観測記録を包絡していることが確認できる。
最大応答加速度		・全標高に対して、シミュレーション解析結果の最大応答加速度は観測記録の最大応答加速度を超えていることが確認できる。

② 各設置床レベルにおいて、観測記録の床応答スペクトルがシミュレーション解析結果の床応答スペクトルを超えていることが確認される減衰定数の機器・配管系への影響検討を実施した結果、概ね耐震裕度が床応答スペクトル比率以上であり、観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。

一部機器についても床応答スペクトル比率が耐震裕度を上回る結果となったため、詳細検討を行い、耐震裕度確保可能であることを確認した。

なお、工事計画認可申請にて影響評価を実施した機器のうち、耐震安全性評価対象機器については原子炉系（純水部）配管のFDW-13, 14が抽出された。

経年劣化を考慮した場合、1次固有周期における観測記録の震度がシミュレーション解析の震度を上回るものの、FRS 応答比率を耐震裕度が上回っており、耐震安全性に影響がないことを確認した。

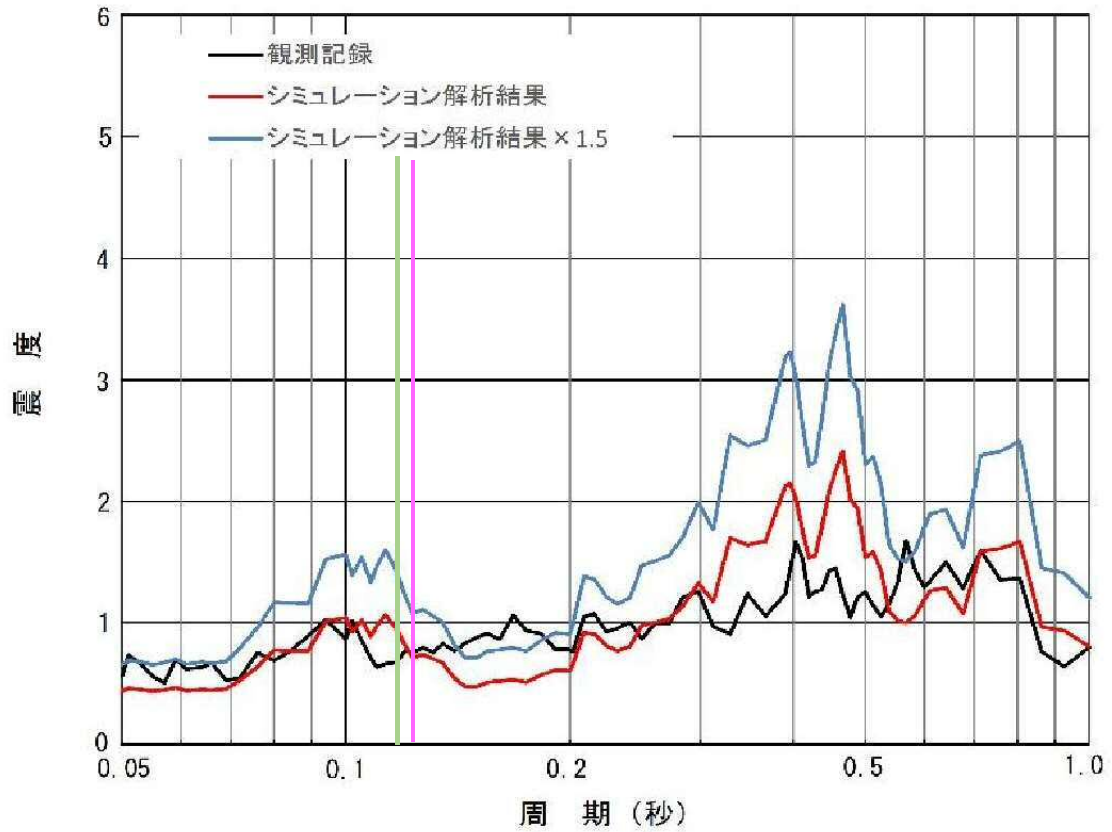
原子炉系（純水部）配管（FDW-13, 14）の影響評価結果を表3に、評価に用いた原子炉建屋EL. 29. 0mにおける観測記録とシミュレーション解析結果の床応答曲線を図3に示す。

表3 原子炉系（純水部）配管（FDW-13, 14）の影響評価結果

項目	工事計画認可申請での評価 (経年劣化考慮無し)	運転延長認可申請での評価 (経年劣化考慮有り)
設備名称	原子炉系（純水部）配管（FDW-13, 14）	
標高（EL. m）	20. 3	
減衰定数（%）	2. 0	
評価部位	配管本体	
応力分類	一次	
一次固有周期（秒）	0. 124	0. 130
発生応力	81	104
許容応力	229	229
裕度	2. 82	2. 20
FRS 比率*1	—	1. 09*2
影響評価	影響なし	影響なし

*1：観測記録がシミュレーション解析結果を上回っている場合は、その応答比率を記載し、シミュレーション解析結果が観測記録を上回っている場合は「—」を記載

*2：EL. 20. 3mについては地震計が設置されていないため上階のEL. 29. 0mの床応答曲線を適用



- 経年劣化を考慮しない場合の原子炉系（純水部）配管の1次固有周期（0.124秒）
- 経年劣化を考慮した場合の原子炉系（純水部）配管の1次固有周期（0.130秒）

図3 原子炉建屋EL.29.0mにおける観測記録とシミュレーション解析結果の床応答曲線

3. 海水ポンプ室の床応答曲線及び最大応答加速度の見直しを反映した評価

海水ポンプ室に設置される海水ポンプについては、保守性を考慮した床応答曲線（設備評価用床応答曲線）及び最大応答加速度（1.2ZPA）にて耐震計算を実施していたが、液状化検討対象層を考慮した地盤物性条件に基づく地震応答解析が完了したため、正規の床応答曲線及び最大応答加速度の包絡性を確認した結果、床応答曲線は水平方向及び鉛直方向ともに包絡性を確認できたが、最大応答加速度のうち水平方向について包絡性を確認できなかったことから、最大応答加速度の変更に伴う海水ポンプ基礎ボルトの腐食（全面腐食）を考慮した耐震安全性評価の再計算が必要となった。

(1) 影響範囲の抽出

海水ポンプ基礎ボルトの腐食（全面腐食）を考慮した耐震安全性評価の再計算が必要となる機器は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去海水系ポンプ
- ・ 非常用ディーゼル発電機海水ポンプ
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系ポンプ

(2) 評価結果

残留熱除去海水系ポンプ、非常用ディーゼル発電機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系ポンプの再計算後の結果を含めた最大引張、せん断応力を表4に示すとおり、再評価後の最大発生応力が許容応力を下回り耐震安全上問題ない。

表4 残留熱除去海水系ポンプ、非常用ディーゼル発電機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系ポンプの再評価に伴う最大発生応力値

機器名	応力	最大応答加速度 (1.2ZPA) 見直し前		最大応答加速度 (1.2ZPA) 見直し後	
		発生応力	許容応力	発生応力	許容応力
残留熱除去海水系ポンプ	引張	97*1	195	71*2	195
	せん断	16*1	150	24*1	150
非常用ディーゼル発電機 海水ポンプ	引張	29*1	180	26*2	180
	せん断	7*1	139	11*1	139
高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系ポンプ	引張	29*1	180	26*2	180
	せん断	7*1	139	11*1	139

*1：最大応答加速度（1.2ZPA）による得られる評価値

*2：機器の固有周期と基準地震動 S_g の床応答曲線を用いて算出される震度により得られる評価値

4. 残留熱除去系熱交換器，活性炭ベットの評価手法一部見直しを反映した評価

容器（熱交換器含む）及び基礎ボルトの耐震計算を実施するにあたり，JEAG4601-1987に基づいて引用文献の方法（バイラードの方法）を適用している。

しかしながら，当該文献の発行年度によって，一部係数について記載が異なることが確認されており，容器及び基礎ボルトの計算結果に影響を及ぼす可能性があることから，工事計画認可申請と同様に耐震安全性評価の再評価を実施した。

また，残留熱除去系熱交換器については，環境温度を既工認で用いている40℃にて耐震安全性評価を実施していたが，工事計画認可申請における評価方針（50℃以下の機器については一律50℃として評価を実施する）に合わせて，環境温度を50℃に設定した評価を行った。

(1) バイラードの方法の概要及び引用文献の発行年度による記載の違い

バイラードの方法は，胴及び脚付根部の形状からシェルパラメータ γ ，アタッチメントパラメータ β を決定し，文献に記載された図を読み取ることで胴の脚付根部に発生する応力を算出する方法である。

JEAG4601-1987には，表5に示すバイラードの方法の引用文献である「Wichman, K. R. et al. :Local Stresses in Spherical and Cylindrical Shells due to External Loadings, Welding Research Council bulletin, 107/ August 1965」の1979年版を適用することが記載されており，耐震安全性評価においてもこの文献年度を適用している。

しかしながら，表5に示すとおり，当該文献のうち応力係数表(table-8)には「 $\beta 1 / \beta 2$ 」と記載があり，発行年度による記載の違いが確認されている。

このため，応力係数表を「 $\beta 2 / \beta 1$ 」として適用する。

表5 バイラードの方法に用いる引用文献の発行年版による記載の違い

文献名	年版	応力係数表 (Table-8) の記載	備考
Wichman, K. R. et al. :Local Stresses in Spherical and Cylindrical Shells due to External Loadings, Welding Research Council bulletin, 107/ August 1965	1965	$\beta 2 / \beta 1$	
	1979	$\beta 1 / \beta 2$	JEAG4601-1987で参照
	2002	$\beta 2 / \beta 1$	JEAG4601-2015で参照
Wichman, K. R. et al. :Precision Equations and Enhanced Diagrams for Local Stresses in Spherical and Cylindrical Shells Due to External Loadings for Implementations of WRC Bulletin 107, Welding Research Council bulletin, WRC Bulletin 537/2010	2010	$\beta 2 / \beta 1$	

(2) 影響範囲の抽出

耐震安全性評価の対象機器のうち、バイラードの方法を適用して評価している機器、対象部位及び評価結果への影響検討については表6のとおりであり、以下の耐震安全性評価への影響の可能性が否定できない機器及び経年劣化事象が抽出された。

- ・ 残留熱除去系熱交換器－胴の腐食（全面腐食）、基礎ボルトの腐食（全面腐食）
- ・ 活性炭ベット－基礎ボルトの腐食（全面腐食）

表6 バイラードの方法を用いている機器及び評価結果への影響

機器名	部位	経年劣化事象	耐震安全性評価への影響検討	
			結果	内容
残留熱除去系熱交換器	胴	腐食（全面腐食）	有	周囲環境温度の見直しにより剛性が変わること、また 1979 年度の $\beta 1/\beta 2$ により求められたばね定数と応力係数を用いていることから $\beta 2/\beta 1$ とした場合に値が変わり、評価結果に影響を及ぼす可能性が否定できない。
	基礎ボルト		有	
活性炭ベット	基礎ボルト		有	1979 年版の $\beta 1/\beta 2$ により求められたばね定数を使用しており、 $\beta 2/\beta 1$ とした場合、ばね定数が変わり、評価結果に影響を及ぼす可能性が否定できない。
排ガス後置除湿器	基礎ボルト		無	1979 年版の $\beta 1/\beta 2$ により求められたばね定数を使用しているが、 $\beta 2/\beta 1$ とした場合でもばね定数が変わらないため、評価結果に影響はない。
排ガス再結合器	基礎ボルト		無	$\beta 1$ と $\beta 2$ が同値で、使用するばね定数が変わらないため、評価結果に影響はない。
機器ドレン系設備クラッドスラリー濃縮器	基礎ボルト		無	
機器ドレン系設備クラッドスラリー濃縮器デミスタ	基礎ボルト		無	
機器ドレン系設備クラッドスラリー濃縮器加熱器	基礎ボルト		無	
廃液濃縮器蒸発缶	基礎ボルト		無	2002 年版の $\beta 2/\beta 1$ により求められたばね定数を使用しているため、評価結果に影響はない。
廃液濃縮器加熱器	基礎ボルト		無	
廃液濃縮器復水器	基礎ボルト		無	
雑固体焼却設備高周波溶融炉設備セラミックフィルタ	基礎ボルト		無	
雑固体焼却設備1次セラミックフィルタ	基礎ボルト		無	
雑固体焼却設備2次セラミックフィルタ	基礎ボルト		無	

(3) 再評価結果

残留熱除去系熱交換器－胴の腐食（全面腐食）、基礎ボルトの腐食（全面腐食）、活性炭ベット－基礎ボルトの腐食（全面腐食）について、適切な記載である 2002 年版の係数を用いるとともに、残留熱除去系熱交換器の環境温度について工認同様 50℃を適用して再評価した結果については表 7 及び 8 に示すとおり、再評価後の発生応力は許容応力を下回り耐震安全上問題ない。

表 7 残留熱除去系熱交換器－胴の腐食（全面腐食）に対する耐震安全性評価（再評価）

機器名	評価地震力	許容応力状態	応力種別	$\beta 1/\beta 2$ (1979 年) による評価値		$\beta 2/\beta 1$ (2002 年) による再評価値	
				発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
残留熱除去系熱交換器	S _s	IV _{AS}	一次一般膜応力	67	234	67	234
			一次応力	88	351	88	351
			一次＋二次応力	193	360	193	360
	S _d	III _{AS}	一次一般膜応力	67	180	67	180
			一次応力	85	270	85	270
			一次＋二次応力	172	360	172	360

表 8 残留熱除去系熱交換器－基礎ボルトの腐食（全面腐食）、活性炭ベットの基礎ボルトの腐食（全面腐食）に対する耐震安全性評価（再評価）

機器名	耐震重要度	応力	$\beta 1/\beta 2$ (1979 年) による評価値		$\beta 2/\beta 1$ (2002 年) による再評価値	
			発生応力	許容応力	発生応力	許容応力
残留熱除去系熱交換器	S, 重	引張	344	488	344	475* ¹
		せん断	85	375	85	366* ¹
活性炭ベット	B	引張	129	173	128	173
		せん断	15	133	15	133

*1：残留熱除去系熱交換器の環境温度見直し（40℃→50℃）による変更

5. 使用済燃料乾式貯蔵容器（18～21, 23, 24 号機）の耐震安全性評価

新規制基準施行前に工事計画が認可され、使用前検査を受検中であった 18～21 号機、並びに後続の 23, 24 号機についても補正工認を申請することとしたため、耐震安全性評価を実施した。

(1) 耐震安全性評価の対象部位の抽出

貯蔵容器のうち 1～17 号機については、既に劣化状況評価において評価対象としており、基礎ボルトの腐食（全面腐食）を考慮した耐震安全性評価を実施している。

このため、追加となる 18～21, 23, 24 号機についても同一の評価を実施する。

なお、23, 24 号機については 1～15 号機と同型である。

(2) 耐震安全性評価結果

追加となる貯蔵容器（18～21, 23, 24 号機）について、基礎ボルトの腐食（全面腐食）を考慮した評価の結果、表 9 に示すとおり発生応力は許容応力を下回り耐震安全上問題ない。

表 9 貯蔵容器の基礎ボルトの腐食（全面腐食）に対する耐震安全性評価

機器名称 (下線部が追加となる貯蔵容器)	耐震 重要度	荷重種別	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
貯蔵容器（1～15 号機, <u>23, 24 号機</u> ） ^{*1}	S	引張	203	261
		せん断	232	340
貯蔵容器（16, 17 号機）	S	引張	187	440
		せん断	117	341
貯蔵容器（ <u>18～21 号機</u> ）	S	引張	192	444
		せん断	114	341

*1：劣化状況評価（耐震安全性評価）の記載対象を示す

V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書

目次

1. 概要	1
2. 構造説明	2
2.1 構造計画	2
3. 燃料集合体の地震応答解析	3
4. 制御棒の挿入性試験	5
4.1 試験装置	5
4.2 試験方法	5
4.3 試験結果	5
5. 検討結果	11

1. 概要

本計算書は、制御棒の耐震性について示すものである。

地震時において制御棒に要求されるのは、制御棒の挿入機能の確保である。

制御棒の挿入機能の確保については、原子力発電所耐震設計技術指針重要度分類・許容応力編（J E A G 4 6 0 1・補-1984）にしたがって、地震時における制御棒の挿入性についての検討を行い、基準地震動 S_s に対し制御棒の挿入性が確保されることを試験により確認する。

制御棒の挿入機能確保に必要な形状を維持するための構造部材は、シース、ハンドル、タイロッド、落下速度リミッタであり、制御棒挿入試験により挿入機能が確認される。

なお、ボロンカーバイド型制御棒の運転寿命は、核的寿命、機械的寿命のうち核的寿命によって定まる。

ボロンカーバイド型制御棒のボロンカーバイド粉末を充填した中性子吸収棒については、中性子照射によるガス等の発生に伴い中性子吸収棒の内圧が上昇するが、寿命末期において中性子吸収棒の変形は生じない。

以上より、制御棒の寿命中において中性子吸収材によるシースの変形はないことから、制御棒の挿入性に影響を与えることはない。

2. 構造説明

2.1 構造計画

制御棒の構造計画を表 2-1 に示す。

表 2-1 構造計画

主要区分	計画の概要		概略構造図
	基礎・支持構造	主体構造	
1. 制御材 (1) 制御棒	制御棒は、カップリングソケットにより制御棒駆動機構に支持される。	十字形制御棒	<p>制御棒</p> <p>カップリングソケットの結合状態</p> <p>カップリングソケット</p> <p>制御棒駆動機構</p>

3. 燃料集合体の地震応答解析

燃料集合体の地震応答解析は圧力容器内部構造物の一部として実施している。

設計用地震波としては，基準地震動 S_s を採用している。

応答解析は，時刻歴応答解析法を適用して建屋の N-S，E-W 両方について実施している。

燃料集合体の計算された最大応答相対変位を図 3-1 に示すが，最大応答相対変位は 16.8 mm となる。

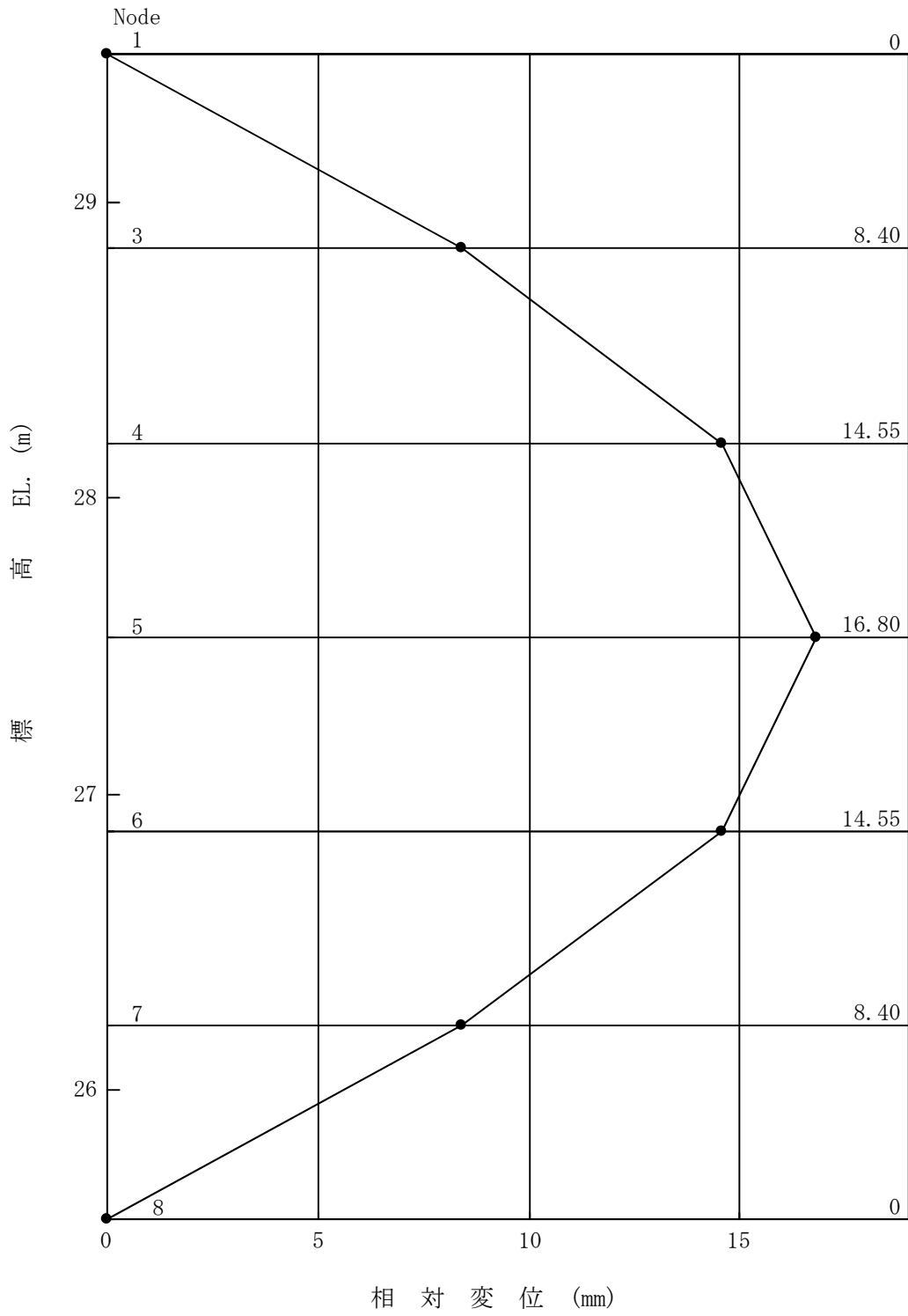


图 3-1 燃料集合体最大応答相对变位

4. 制御棒の挿入性試験

4.1 試験装置

試験装置の概要を図 4-1 に示す。試験装置は炉心を模擬するために、試験容器内に上部格子板、燃料集合体、制御棒案内管を据え付け、下部に制御棒駆動機構ハウジングを接続している。

試験用機器仕様の概要を表 4-1 に示す。燃料集合体の質量を模擬するため、燃料ペレットに鉛を使用している。制御棒*及び制御棒駆動機構等の供試体は実機仕様である。

試験に用いた計測装置の概要を図 4-2 に示す。

注記*：制御棒はフォロー付で実施しているが、制御棒の質量が増加する分、挿入時間は増す方向であり、試験としては安全側である。

4.2 試験方法

試験条件を表 4-2 に示す。

図 4-1 に示す試験容器内に 4 体の質量模擬燃料集合体を組み込んで、試験容器中央部に設けられている油圧加振機により試験容器を介して燃料集合体を強制加振し、スクラム試験を実施した。

試験では、燃料集合体の相対変位（振幅）及び制御棒の挿入時間を測定した。

4.3 試験結果

図 4-3 に燃料集合体相対変位と 90 %ストロークスクラム時間の関係を示す。

これによると、燃料集合体の相対変位が約 40 mm においても、90 %ストロークスクラム時間が 3.5 秒以内である。

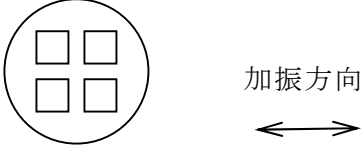
なお、制御棒挿入試験後において制御棒の外観に有意な変化はなかった。

表 4-1 試験用機器仕様の概要

試験用機器	仕様の概要
燃料集合体	質量模擬燃料集合体 (質量模擬のため、燃料ペレットに鉛を使用)
制御棒	実機仕様*
燃料支持金具	実機仕様
制御棒案内管	実機仕様
制御棒駆動機構	実機仕様
水圧制御ユニット	実機仕様
油圧加振機	加振力 : 水平 2.5×10^5 N ストローク : ± 100 mm

注記* : 制御棒はフォロワ付で実施しているが、制御棒の質量が増加する分、挿入時間は増す方向であり、試験としては安全側である。

表 4-2 試験条件

項目	条件
温度	室温
圧力	常圧*
加振条件	<p>加振方向 : 水平方向</p>  <p>加振振幅 : 燃料集合体の最大振幅が 0~40 mm の範囲</p> <p>加振振動数 : 約 5~6 Hz (燃料集合体の 水中固有振動数相当)</p> <p>加振波形 : 正弦波</p>
スクラム開始時の制御棒位置	全引き抜き状態

注記* : アクムレータ圧力の調整により原子炉定格圧力
(6.93 MPa[gage]) 時のスクラムを模擬

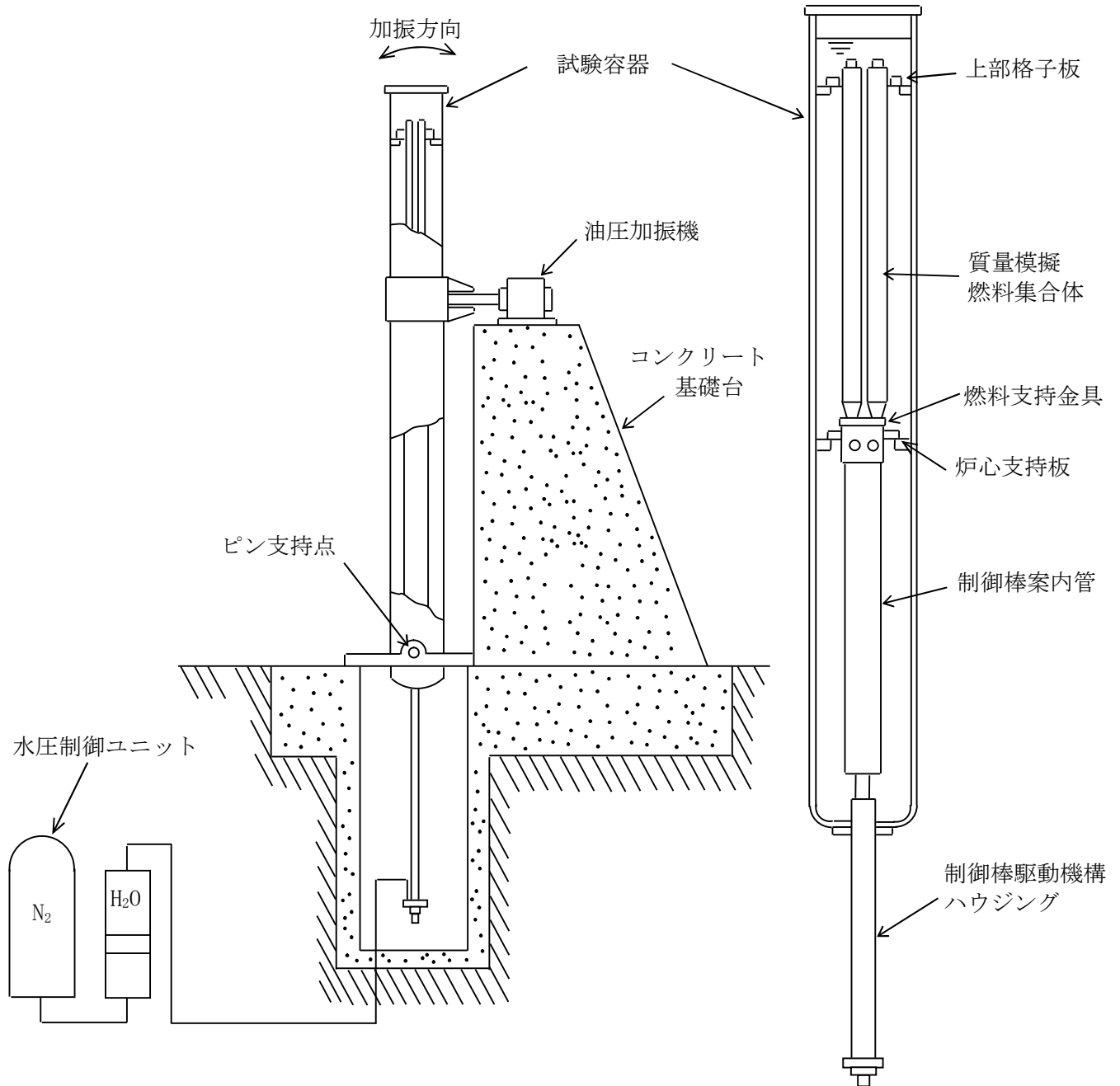


図 4-1 試験装置の概要

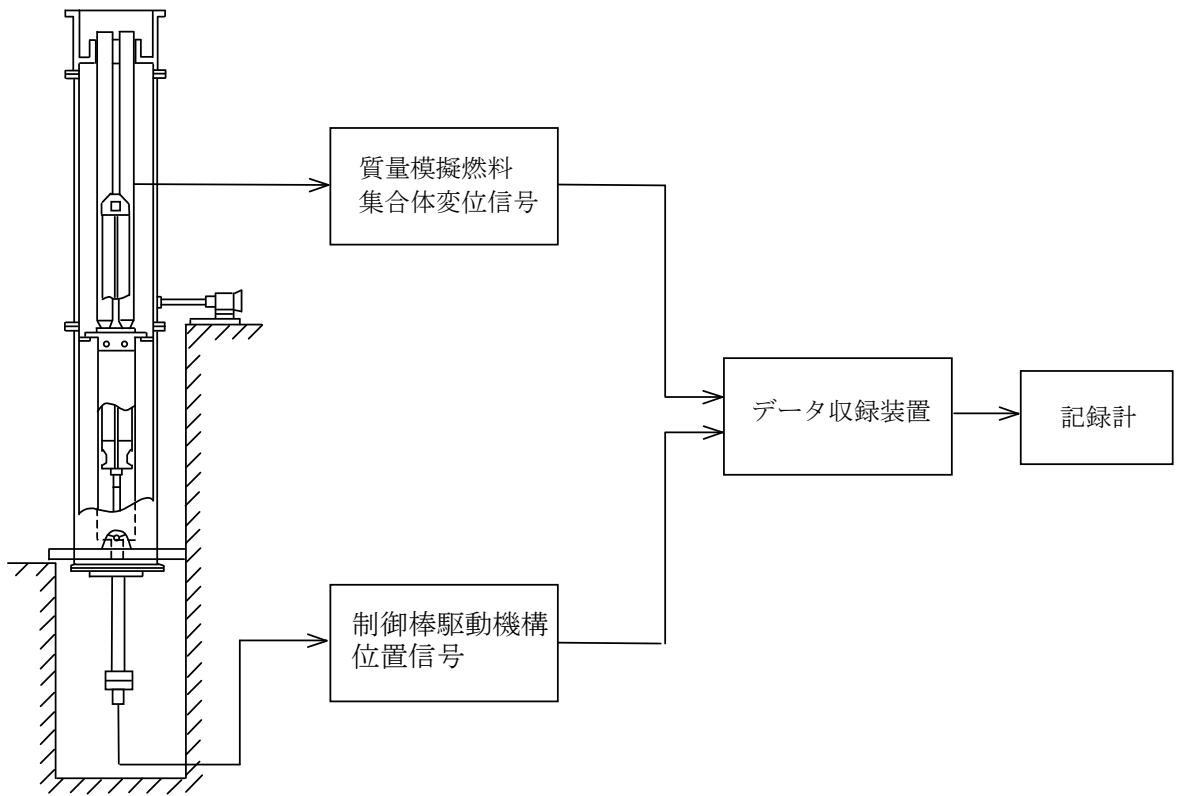


図 4-2 計測装置の概要

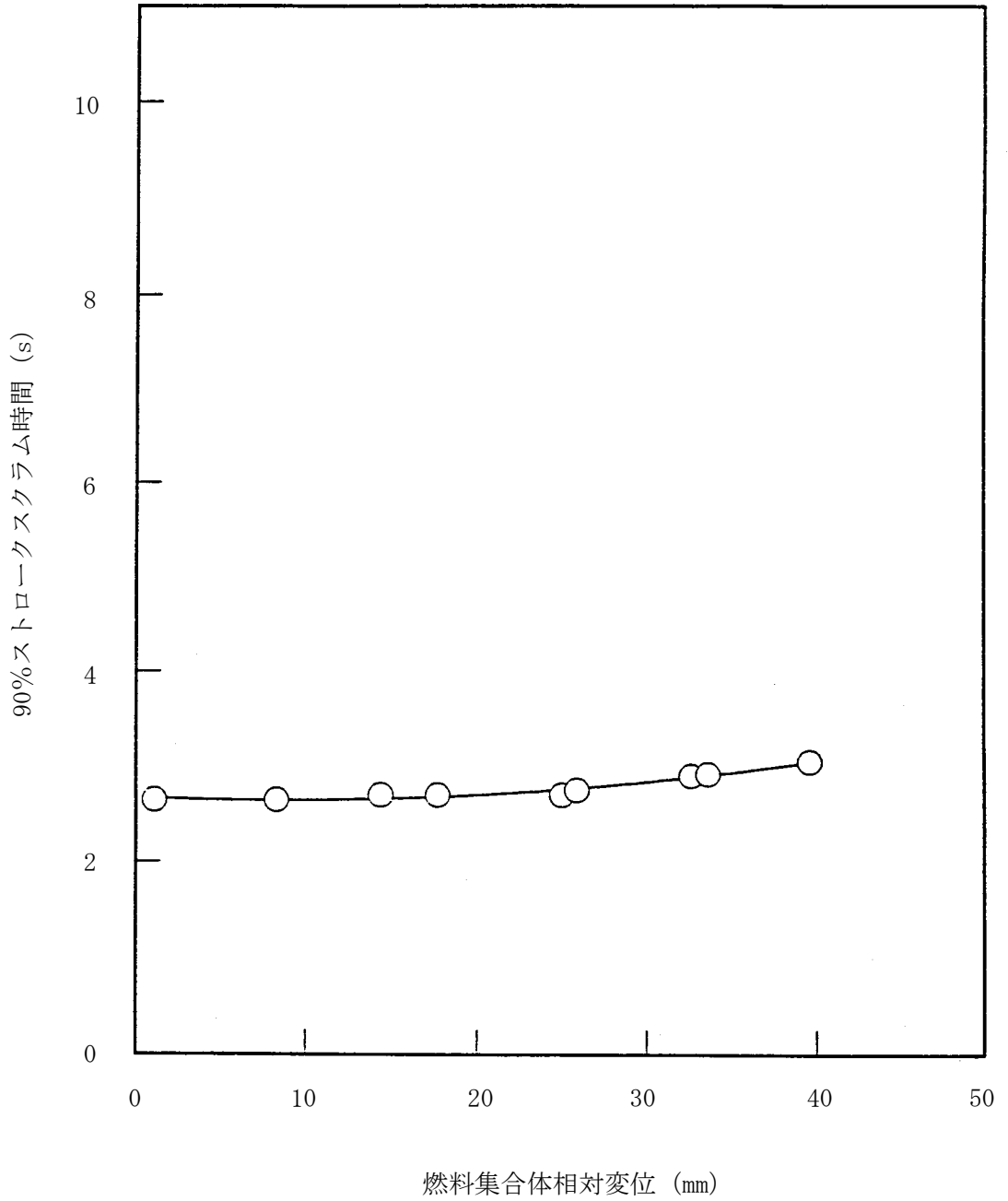


図 4-3 燃料集合体相対変位のスクラム時間に及ぼす影響

5. 検討結果

燃料集合体の地震応答解析の結果、燃料集合体の最大応答相対変位は図 3-1 に示したように 40 mm 以下である。

また、制御棒挿入試験の結果より、燃料集合体の相対変位が約 40 mm においても、通常のスクラム仕様値 90 % ストローク 3.5 秒以内であり、試験後において制御棒の外観に有意な変化がないことが確認された。

したがって、基準地震動 S_s による最大相対変位に対し制御棒の挿入性と健全性は確保される。

V-2-3-3-1 燃料集合体の耐震性についての計算書

目 次

1. 概 要	1
2. 基本方針	2
2.1 構造の説明	2
2.2 評価方針	3
3. 燃料集合体の地震応答解析	4
4. 地震時の制御棒挿入性試験検討	7
4.1 検討方法	7
4.2 検討結果	7
5. 地震時の燃料集合体の応力評価	8
5.1 燃料集合体の応力評価に用いる地震加速度	8
5.2 地震時の応力評価の方法	8
5.3 検討内容	9
5.4 検討結果	9

1. 概 要

本計算書は、燃料集合体の耐震性について示すものである。

地震時において燃料集合体に要求されるのは、制御棒の挿入機能の確保及び崩壊熱除去可能な形状の維持である。

制御棒の挿入機能の確保については、原子力発電所耐震設計技術指針重要度分類・許容応力編（JEAG4601・補-1984）に従って、地震時における制御棒の挿入性についての検討を行い、基準地震動 S_s に対し制御棒の挿入性が確保されることを試験により確認する。

崩壊熱除去可能な形状の維持については、燃料集合体を支持している炉心支持構造物が耐震設計上の重要度分類 S クラスで設計されており、その支持機能は地震時においても維持されるので、崩壊熱除去可能な形状は維持されると考えられる。燃料被覆管自体の損傷は必ずしも崩壊熱除去可能な形状の喪失を意味するわけではないが、ここではさらに、参考として燃料被覆管の地震時応力を簡易弾性解析によって求める。

2. 基本方針

2.1 構造の説明

燃料集合体の構造計画を表 2-1 に示す。

表 2-1 燃料集合体の構造計画

主要区分	計画の概要		説明図
	基礎・支持構造	主体構造	
燃料集合体	<p>炉心は十字型制御棒とそれを囲む4体の燃料集合体を1ユニットとして構成される。燃料集合体の下部は下部タイププレートの上の炉心支持板上の燃料支持金具に嵌合して支持され、上部はユニットを構成する燃料集合体とともに上部炉心格子板内で水平方向に支持される。上下部タイププレート、スペーサ、ウォータロッド及びタイロッドには結合又は支持により骨格を形成する。4体の燃料集合体の外側にはめたチャンネルボックスの外面が制御棒の通路を構成する。</p>	<p>9×9燃料(A型)の燃料集合体は74本の燃料棒と2本のウォータロッドを、9×9燃料(B型)の燃料集合体は72本の燃料棒と1本のウォータチャンネルを、それぞれ9×9の正方格子に配列して7個のスペーサにより束ね、それらの上下端が上部タイププレート及び下部タイププレートと嵌合することにより形成される。燃料集合体を炉心に装荷する際には、外側にはチャンネルボックスをはめる。</p>	<p>The diagram illustrates the fuel assembly structure. It shows a vertical channel box containing fuel rods and water rods. The assembly is supported by a lower type plate and an upper type plate. Control rods are positioned around the fuel rods. Labels include: 燃料集合体 (Fuel Assembly), 上部炉心格子板 (Upper Core Grid Plate), チャンネルボックス (Channel Box), 制御棒 (Control Rod), 炉心支持板 (Core Support Plate), 下部タイププレート (Lower Type Plate), 燃料支持金具 (Fuel Support Fitting), 上部タイププレート (Upper Type Plate), タイロッド (Tie Rod), スペーサ (Spacer), 燃料棒 (Fuel Rod), ウォータロッド (Water Rod), and 下部タイププレート (Lower Type Plate).</p>

制御棒の構造計画の詳細は「V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書」に示されている。

2.2 評価方針

地震時において燃料集合体に要求されるのは、制御棒の挿入機能の確保及び崩壊熱除去可能な形状の維持である。

制御棒の地震時挿入性の評価については、炉心を模擬した実物大の部分モデルによる加振時制御棒挿入試験結果から挿入機能に支障を与えない最大燃料集合体変位を求め、地震応答解析から求めた燃料集合体変位がその最大燃料集合体変位を下回ることを確認する。

崩壊熱除去可能な形状の維持については、燃料集合体を支持している炉心支持構造物の支持機能が維持されれば、崩壊熱除去可能な形状は維持され则认为される。燃料被覆管自体の損傷は必ずしも崩壊熱除去可能な形状の喪失を意味するわけではないが、参考として燃料被覆管の地震時応力を簡易弾性解析によって求める。燃料被覆管の地震時応力は、運転時（通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時）に燃料被覆管に作用している荷重と地震力を組み合わせて評価する。また、運転中に燃料に生じる燃料被覆管の腐食等の照射の影響を考慮して、燃料被覆管の地震時応力を求めている。

燃料集合体の耐震評価の方法は、平成14年7月1日付け平成14・05・16原第3号にて認可された工事計画の実績に基づいている。

3. 燃料集合体の地震応答解析

燃料集合体の地震応答解析は原子炉圧力容器内部構造物の一部として実施されており、この詳細は「V-2-3-2 炉心，原子炉圧力容器及び圧力容器内部構造物並びに原子炉本体の基礎の地震応答計算書」に示されている。燃料集合体の剛性はチャンネルボックスにより支配され，燃料集合体の質量は燃料タイプによらず同等であることから，燃料集合体の地震応答は燃料タイプによらず，この燃料集合体の地震応答解析結果が適用可能である。設計用地震波としては，基準地震動 S_s を採用している。

応答解析は，時刻歴応答解析法を適用して建屋の NS，EW 両方について実施している。

計算された燃料集合体の最大応答相対変位を図 3-1 に示すが，最大応答相対変位は約 11.1 mm となる。また，燃料集合体の最大応答加速度を図 3-2 及び図 3-3 に示すが，最大応答加速度は，水平方向で 13.2 m/s^2 ，鉛直方向で 8.07 m/s^2 となる。

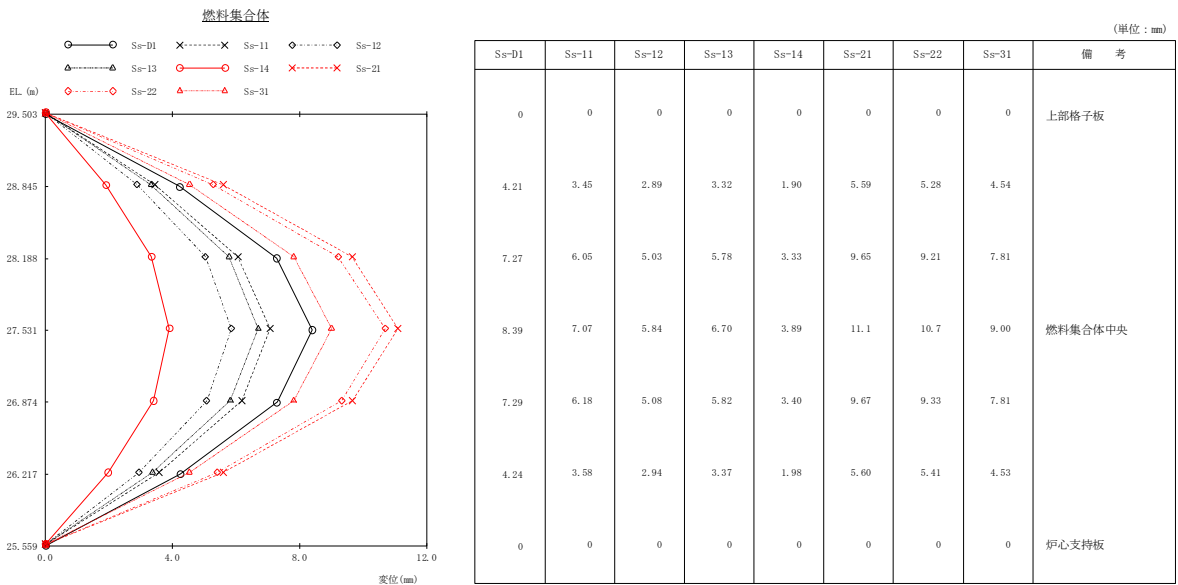
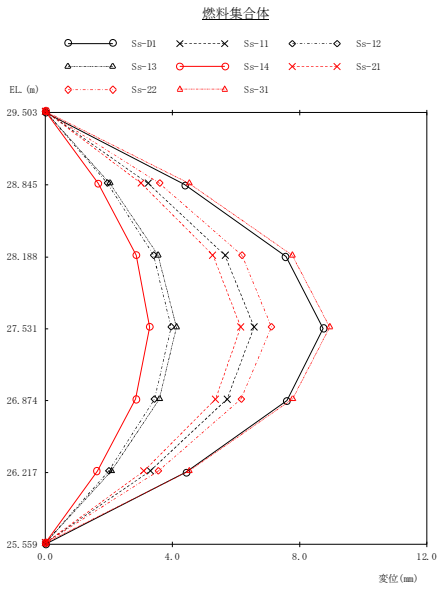


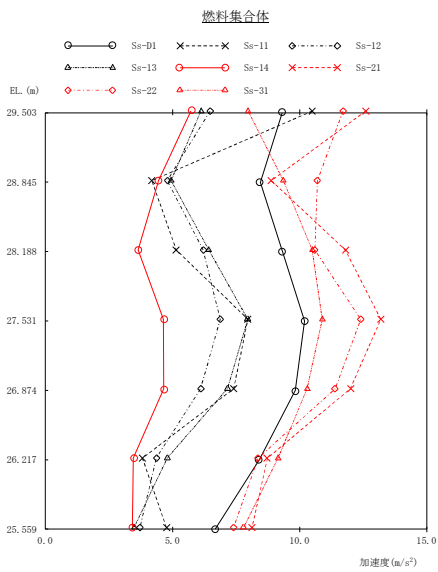
図 3-1(1) 燃料集合体最大応答相対変位 (NS 方向)



(単位: mm)

Ss-01	Ss-11	Ss-12	Ss-13	Ss-14	Ss-21	Ss-22	Ss-31	備 考
0	0	0	0	0	0	0	0	上部格子板
4.38	3.23	1.95	2.03	1.66	3.01	3.59	4.52	燃料集合体中央
7.57	5.65	3.40	3.55	2.86	5.27	6.19	7.77	
8.74	6.57	3.95	4.13	3.28	6.14	7.12	8.95	
7.60	5.72	3.43	3.59	2.84	5.35	6.16	7.78	
4.42	3.30	1.99	2.08	1.64	3.10	3.56	4.52	炉心支持板
0	0	0	0	0	0	0	0	

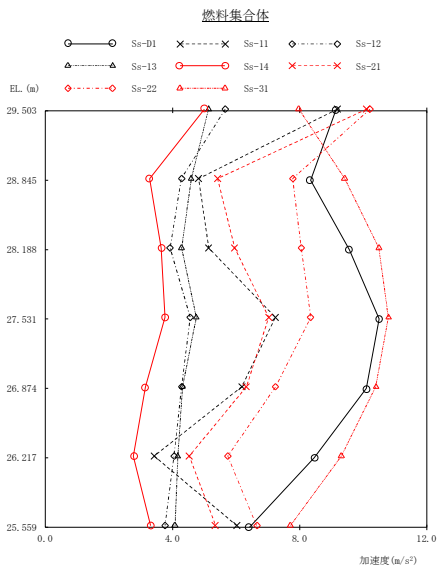
図 3-1(2) 燃料集合体最大応答相対変位 (E W方向)



(単位: m/s²)

Ss-01	Ss-11	Ss-12	Ss-13	Ss-14	Ss-21	Ss-22	Ss-31	備 考
9.31	10.5	6.48	6.12	5.74	12.6	11.7	7.97	上部格子板
8.45	4.19	4.80	4.95	4.46	8.88	10.7	9.96	燃料集合体中央
9.32	5.15	6.21	6.43	3.65	11.8	10.6	10.5	
10.2	7.97	6.88	7.96	4.65	13.2	12.4	10.9	
9.83	7.41	6.11	7.16	4.66	12.0	11.4	10.3	
8.41	3.82	4.37	4.80	3.47	8.73	8.37	9.15	炉心支持板
6.67	4.76	3.73	3.50	3.43	8.12	7.41	7.79	

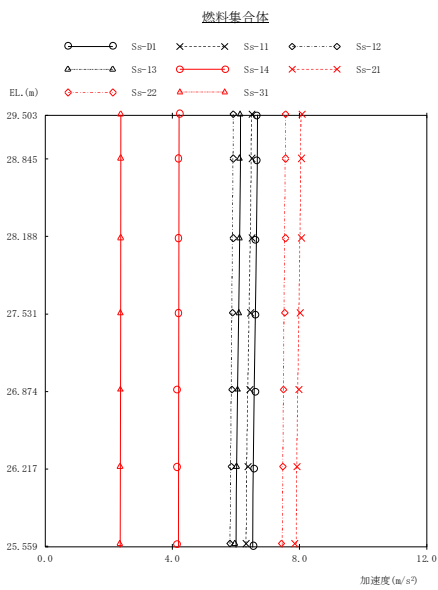
図 3-2(1) 燃料集合体最大応答加速度 (N S方向)



(単位: m/s²)

Ss-D1	Ss-11	Ss-12	Ss-13	Ss-14	Ss-21	Ss-22	Ss-31	備考
9.13	9.19	5.66	5.14	5.01	10.1	10.2	7.97	上部格子板
8.34	4.82	4.28	4.59	3.29	5.41	7.78	9.42	燃料集合体中央
9.56	5.14	3.93	4.28	3.65	5.95	8.05	10.5	
10.5	7.24	4.56	4.75	3.77	7.02	8.35	10.8	
10.1	6.18	4.29	4.31	3.15	6.32	7.25	10.4	
8.45	3.42	4.05	4.16	2.77	4.52	5.75	9.31	炉心支持板
6.41	6.02	3.77	4.07	3.32	5.35	6.65	7.70	

図 3-2(2) 燃料集合体最大応答加速度 (E W方向)



(単位: m/s²)

Ss-D1	Ss-11	Ss-12	Ss-13	Ss-14	Ss-21	Ss-22	Ss-31	備考
6.63	6.51	5.92	6.12	4.21	8.08	7.56	2.37	上部格子板
6.63	6.51	5.92	6.11	4.20	8.07	7.56	2.37	燃料集合体中央
6.62	6.50	5.91	6.10	4.19	8.05	7.55	2.37	
6.61	6.47	5.90	6.08	4.17	8.01	7.53	2.36	
6.59	6.43	5.87	6.04	4.15	7.97	7.50	2.36	
6.57	6.38	5.85	6.01	4.15	7.91	7.46	2.35	炉心支持板
6.54	6.32	5.81	5.96	4.15	7.84	7.42	2.34	

図 3-3 燃料集合体最大応答加速度 (鉛直方向)

4. 地震時の制御棒挿入性試験検討

4.1 検討方法

地震時における制御棒挿入性についての検討方法は、工事計画認可申請書添付書類「V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書」にてその詳細を示す。

4.2 検討結果

工事計画認可申請書添付書類「V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書」に示すとおり、制御棒挿入試験の結果、燃料集合体の相対変位が約 40 mm においても、通常のスクリム仕様値 90 %ストローク 3.5 秒以内であり、検査後において制御棒の外観に優位な変化がないことが確認された。

したがって、基準地震動 S_s による最大相対変位に対し制御棒の挿入性と健全性は確保される。

5. 地震時の燃料集合体の応力評価

5.1 燃料集合体の応力評価に用いる地震加速度

地震時における燃料被覆管の応力評価では、3章に記載した基準地震動 S_s よりも大きな加速度として、燃料集合体に作用する水平地震加速度は 20 m/s^2 を、鉛直地震加速度は 12 m/s^2 を用いる。

5.2 地震時の応力評価の方法

地震時における燃料被覆管の応力評価は、簡易弾性解析によりせん断歪エネルギー説（von Mises 理論）に基づき相当応力（一次応力の値）を求め、原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1991 追補版）で定められた許容応力 $0.7 S_u$ （ S_u ：引張強さ）に対する相当応力の比（設計比）を評価する。許容応力は、被覆管の温度及び照射の影響を考慮した値を用いる。

本手法は、平成 14 年 7 月 1 日付け平成 14・05・16 原第 3 号にて認可された工事計画の実績に基づいている。

(1) 応力の計算

応力計算は、通常運転時または、過渡時の応力に地震により発生する応力を加えて三軸方向（半径方向、円周方向及び軸方向）について解析し、それらより相当応力を計算する。

(2) 発生応力

9 × 9 燃料（A 型）については、通常運転時及び過渡時に発生する応力として、

- ・内外圧力差に基づく応力
- ・水力振動に基づく応力
- ・楕円度に基づく応力
- ・膨張スプリングの圧縮力に基づく応力

を考慮する。

さらに地震時には、水平地震加速度により発生する応力として、

- ・燃料棒のたわみに基づく応力

鉛直地震加速度により発生する応力として、

- ・鉛直地震加速度に基づく応力

を考慮する。

9 × 9 燃料（B 型）については、

通常運転時及び過渡時に発生する応力として、

- ・冷却材による外圧及び燃料要素内圧によって生じる応力
- ・燃料被覆管楕円度による曲げ応力

- ・流力振動による応力

を考慮する。

さらに地震時には、水平地震加速度及び鉛直地震加速度により発生する応力として、

- ・支持格子間のたわみに基づく応力

を考慮する。

発生する応力の計算式及び計算式で使用した記号の説明を9×9燃料（A型）については表5-1及び表5-2に、9×9燃料（B型）については表5-3及び表5-4に示す。

(3) 設計比の評価

設計比の評価では、燃料被覆管温度、燃料棒内圧、炉心条件、燃料棒寸法及び許容応力の統計的分布を考慮し、モンテカルロ法により統計評価を行う。ここで、燃料被覆管温度、燃料棒内圧については、燃料棒熱・機械設計コードによる解析結果を用いる。

モンテカルロ法による評価では、1回の試行ごとに乱数を用い、統計的分布に従い設定される入力条件から1つの設計比が得られる。この試行を繰り返すことにより設計比の統計的分布を求め、設計比の95%確率上限値が1以下であることをもって、燃料集合体の耐震性を確認する。

5.3 検討内容

燃料集合体を支持している炉心支持構造物は、地震時にもその支持機能は維持されるので、崩壊熱除去可能な形状は維持されると考えられる。ここではさらに、基準地震動 S_s による地震力並びに静的地震力に対し崩壊熱除去可能な形状が維持されることを確認するため、参考として燃料被覆管の地震時応力を簡易弾性解析によって求めたところ、設計比の95%確率上限値が1を下回る結果を得た。

地震時における水平地震加速度及び鉛直地震加速度を考慮した応力評価の結果を、設計比（95%確率上限値）が最大となるスペーサ間について表5-5に示す。

5.4 検討結果

設計比が最大となるのは寿命初期であり、水平地震加速度及び鉛直地震加速度を考慮した場合でもその値は0.37である。

表 5-1 地震時の応力の計算式
(9×9燃料 (A型))

応力の種類	応力の成分	内 面	外 面
(1) 内外圧力差に基づく応力	半径方向		
	円周方向		
	軸方向		
(2) 水力振動に基づく応力	半径方向		
	円周方向		
	軸方向		
(3) 楕円度に基づく応力	半径方向		
	円周方向		
	軸方向		
(4) 膨張スプリングの圧縮力に基づく応力	半径方向		
	円周方向		
	軸方向		
(5) 燃料棒のたわみに基づく応力	半径方向		
	円周方向		
	軸方向		
(6) 鉛直地震加速度に基づく応力	半径方向		
	円周方向		
	軸方向		

NT2 補② V-2-3-3-1 R0

表 5-2 地震時の応力計算式の記号の説明
(9×9燃料(A型))

記号	説明
P_c	冷却材圧力 * ¹
P_g	燃料棒内圧 * ²
r_1	被覆管外半径
r_2	被覆管内半径
r_m	被覆管平均半径
t	被覆管肉厚 * ³
d	被覆管楕円度
q_{cr}	被覆管臨界座屈荷重
ℓ	スペーサ間距離
δ	水力振動による振幅
E	被覆管の縦弾性係数
ν	被覆管のポアソン比
G_h	地震時水平方向最大加速度
W_s	スペーサ間距離当たりの燃料棒質量
Z	被覆管断面係数 * ³
F	膨張スプリングにより燃料棒に作用する力
G_v	地震時鉛直方向最大加速度
W_r	燃料棒全質量

*1: 評価結果が厳しくなる圧力過渡時の冷却材圧力を使用。

*2: 外圧支配条件において評価結果が厳しくなる寿命初期の内圧を使用。

*3: ライナ部を無視し、照射に伴う腐食減肉を考慮。

表 5-3 地震時の応力の計算式
(9×9燃料 (B型))

応力の種類	成分	内 面	外 面
(1) 冷却材外圧及び 燃料要素内圧に よって生じる応 力	半径方向		
	円周方向		
	軸方向		
(2) 燃料被覆管楕円 度による曲げ応 力	半径方向		
	円周方向		
	軸方向		
(3) 流力振動による 応力	半径方向		
	円周方向		
	軸方向		
(4) 支持格子間たわ みによる応力	半径方向		
	円周方向		
	軸方向		

NT2 補② V-2-3-3-1 R0

表 5-4 地震時の応力計算式の記号の説明
(9×9燃料(B型))

記号	説明
P_i	燃料要素内圧 (MPa)
P_o	冷却材圧力 (MPa)
r_i	燃料被覆管内半径 (mm)
r_o	燃料被覆管外半径 (mm)
r_m	燃料被覆管平均半径 (mm)
D_o	燃料被覆管外径 (mm)
D_i	燃料被覆管内径 (mm)
$D_{i\max}$	燃料被覆管最大内径 (mm)
$D_{i\min}$	燃料被覆管最小内径 (mm)
t	燃料被覆管肉厚 (mm)
ν	ポアソン比
E	被覆管ヤング率 (MPa)
I	燃料被覆管の断面二次モーメント (mm ⁴) $I = \frac{\pi}{64}(D_o^4 - D_i^4)$
ω	$\omega = \frac{1}{4} \cdot (D_{i\max} - D_{i\min})$
P_{cr}	$P_{cr} = \frac{E}{4 \cdot (1 - \nu^2)} \cdot \left(\frac{t}{r_m}\right)^3$
l	スペーサ間距離 (mm)
A	流力振動振幅 (=0.05 mm)
W_o	燃料要素単位長重量 (kg/mm)
G	地震時加速度 (m/s ²)
C_1	定数

表 5-5 地震時のスペーサ間の設計比

	9 × 9 燃料 (A 型)	9 × 9 燃料 (B 型)
寿命初期	0.36	0.37
寿命中期	0.22	0.28
寿命末期	0.23	0.26