

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK 補-III-7 改 25
提出年月日	平成 30 年 10 月 11 日

東海第二発電所 劣化状況評価  
(耐震安全性評価)

補足説明資料

平成 30 年 10 月 11 日  
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

## 目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価対象と評価手法	5
(1) 評価対象	5
① 耐震安全性評価対象機器	5
② 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出	5
(2) 評価手法	8
① 主な適用規格	8
② 耐震安全性評価の評価手法	9
③ 工事計画認可申請で用いた耐震評価手法等の反映について	11
(3) 評価用地震力	14
(4) 評価用地震動	15
(5) 代表の選定	19
4. 代表の耐震安全性評価	21
(1) 耐震安全性評価	21
① 低サイクル疲労	21
② 中性子照射脆化	21
③ 照射誘起型応力腐食割れ	21
④ 熱時効	22
⑤ 応力腐食割れ	24
⑥ 腐食（流れ加速型腐食）	24
⑦ 腐食（全面腐食）	27
⑧ 動的機能維持に係る耐震安全性評価	29
⑨ 制御棒挿入性に係る耐震安全性評価	29
⑩ 浸水防護施設の耐震安全性評価	32
⑪ 工事計画認可申請の内容を踏まえた劣化状況評価の見直し	32
(2) 現状保全	33
(3) 総合評価	33
(4) 高経年化への対応	33
5. まとめ	34
(1) 審査基準適合性	34
(2) 保守管理に関する方針として策定する事項	40

別紙 1.	低サイクル疲労を考慮した耐震安全性評価について	42
別紙 2.	震災が評価に与える影響とその考え方について	54
別紙 3.	中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価について	65
別紙 4.	シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価について	77
別紙 5.	廃液濃縮器蒸発缶の応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価について	89
別紙 6.	流れ加速型腐食を考慮した耐震安全性評価について	97
別紙 7.	建設後の耐震補強の実績及び今後の予定について	165
別紙 8.	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	245
別紙 9.	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	271
別紙 10.	動的機能維持評価について	275
別紙 11.	浸水防護施設の耐震安全性評価について	303
別紙 12.	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	313
添付資料 1	V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書	329
添付資料 2	V-2-3-3-1 燃料集合体の耐震性についての計算書	345

## 流れ加速型腐食を考慮した耐震安全評価について

腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価については、以下の劣化事象について実施する。

1. 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）（炭素鋼配管）
2. 管支持板の腐食（流れ加速型腐食）（第3給水加熱器）
3. 伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）（非常用ディーゼル機関及び付属設備／高圧炉心スプレィ系ディーゼル機関及び付属設備）

## 1. 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）（炭素鋼配管）に対する耐震安全性評価

## (1) 評価対象ラインの抽出について

東海第二の劣化状況評価における、「配管の腐食（流れ加速型腐食）」に対する耐震安全性評価は、配管減肉管理規格において、流れ加速型腐食の可能性が小さいとされているFAC-1管理範囲以外の箇所を含むライン及びFAC-1管理範囲のうち原子炉系（蒸気部）主配管の耐震重要度Sクラスの範囲、原子炉水への水素注入に伴う配管内表面の酸化被膜減少による配管減肉が想定される原子炉冷却材浄化系配管の耐震重要度Sクラスの範囲を評価対象ラインとして選定した。

## (2) 評価対象ライン数

評価対象として抽出され評価を実施したライン数は合計 46 ラインであり、系統分類毎に表 1 のとおりである。

表 1 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）（炭素鋼配管）の評価対象ライン

評価対象配管	管理ランク	ライン数	備考
原子炉系（蒸気部）	FAC-2	3	ドレン配管
	FAC-1	1	主配管
原子炉系（純水部）	FAC-1 及び FAC-S	2	
給水系	FAC-1 及び FAC-S	5	
復水系	FAC-1 及び FAC-S	18	安全重要度クラス3の高温・高圧環境
	FAC-2	13	安全重要度クラス3の高温・高圧環境以外
給水加熱器ドレン系	FAC-2	3	
原子炉冷却材浄化系	—	1	



### (3) 評価対象ライン

評価対象ラインの概略図を図1に、評価対象ラインのうち、劣化状況評価書に評価結果を記載した代表ラインの解析モデル図を図2～図13に示す。

解析モデルは、3次元多質点系モデルとし、その他のモデル化の条件は、工事計画認可申請の評価と同等とする。解析は、計算機コード「HISAP」を使用する。

また、地震動による配管応力解析の結果、発生応力が許容応力を上回った際に実施する疲労累積係数の評価を計算機コードにより実施する。

### (4) 使用する地震動

耐震評価を行うにあたり使用する地震動は、東海第二発電所設置変更許可申請書（平成30年6月補正）及び工事計画認可申請書（平成30年2月補正）で記載される基準地震動 $S_s$  ( $S_s$ -D1,  $S_s$ -11～14,  $S_s$ -21～22,  $S_s$ -31)の8波（1.5倍の裕度考慮）、弾性設計用地震動 $S_d$ 等を用いて原子炉建屋、タービン建屋各床レベルの地震応答解析結果に基づき作成された床応答曲線を包絡した設備評価用床応答曲線にて評価を行った。

### (5) 評価内容

エルボ部、分岐部、レジューサ等の偏流発生部位及びその下流側に周方向及び軸方向一様に必要最小肉厚まで減肉を想定した評価を実施する。評価結果が許容値を超える系統については実測データに基づく運転開始後60年時点の減肉を想定した応力評価及び疲労解析による評価を実施する。

### (6) 評価結果

必要最小肉厚又は運転開始後60年時点までの減肉を想定し、地震時に発生する応力又は疲労累積係数を評価した結果、許容値を下回ることを確認した。

評価対象ラインの全ラインの評価結果一覧を表2に、補足説明資料の代表機器である原子炉系（蒸気部）ドレン配管の60年時点肉厚における疲労累積係数の算出結果を表3に、詳細な算出過程を添付番号1に示す。

また、原子炉系（蒸気部）主配管及び原子炉冷却材浄化系配管の評価結果を添付番号2に示す。

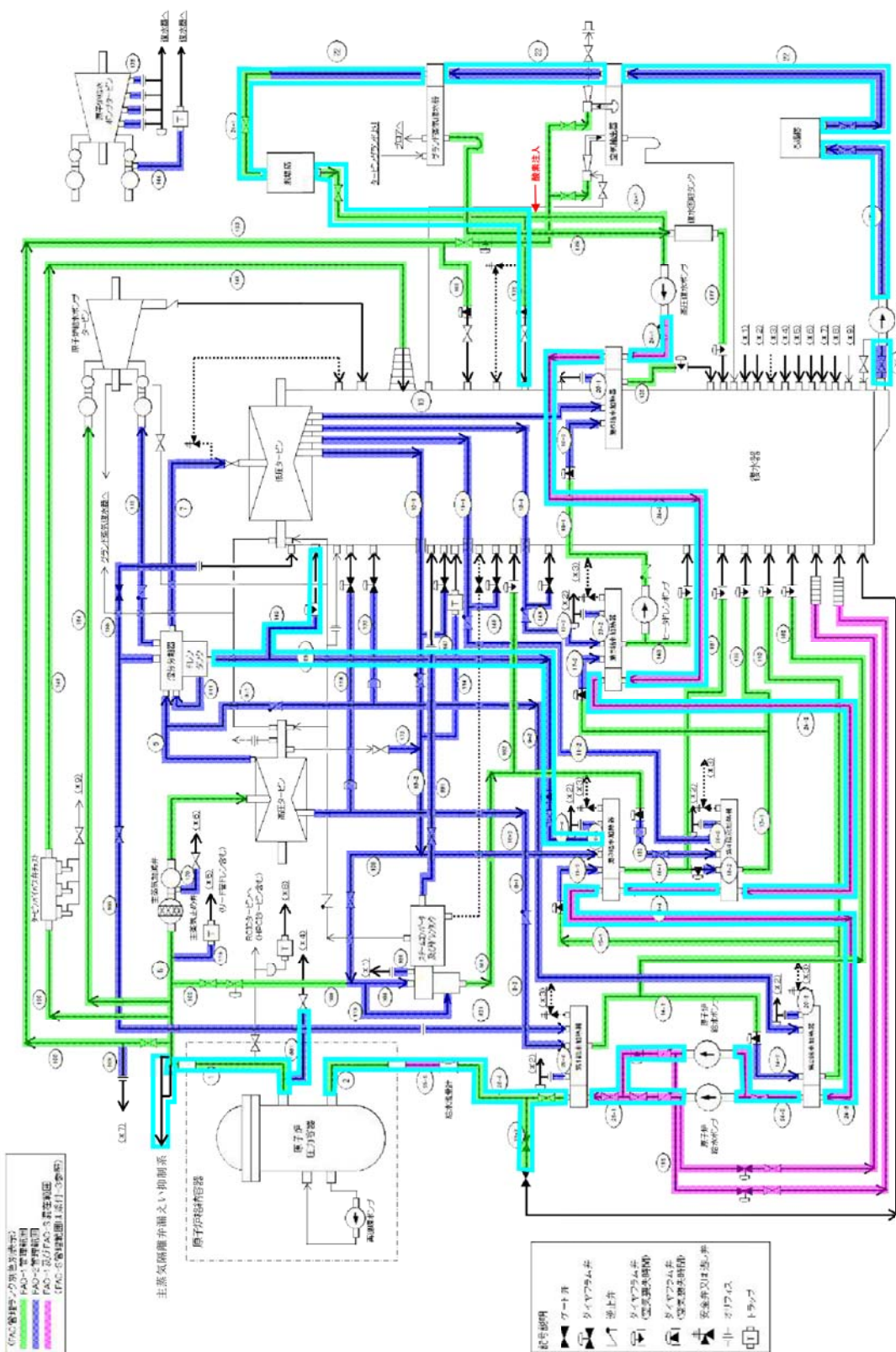


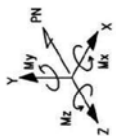
図 CA-1000-1 FAC管理範囲図(概略系統図)

□ : 配管の腐食(流れ加速型腐食)による減肉を考慮した耐震評価対象範囲

図 1 配管の腐食(流れ加速型腐食)による減肉を考慮した耐震評価対象範囲

(JSMSE S NHI-2006 図 CA-1000-1 (追加筆))

図1の配管は、腐食(流れ加速型腐食)による減肉を考慮した耐震評価対象範囲を示す。この範囲は、配管の腐食(流れ加速型腐食)による減肉を考慮した耐震評価対象範囲を示す。この範囲は、配管の腐食(流れ加速型腐食)による減肉を考慮した耐震評価対象範囲を示す。



記号	名称
○	ファン
○	ドレントレント
—	ドレンストリート
—	蒸気配管
—	蒸気配管支管
—	蒸気配管ハンガ
—	コンダクトハンガ
—	リフトハンガ
—	スロエイブル
○	蒸気ドレンストリート
—	パイプ
丁	フック

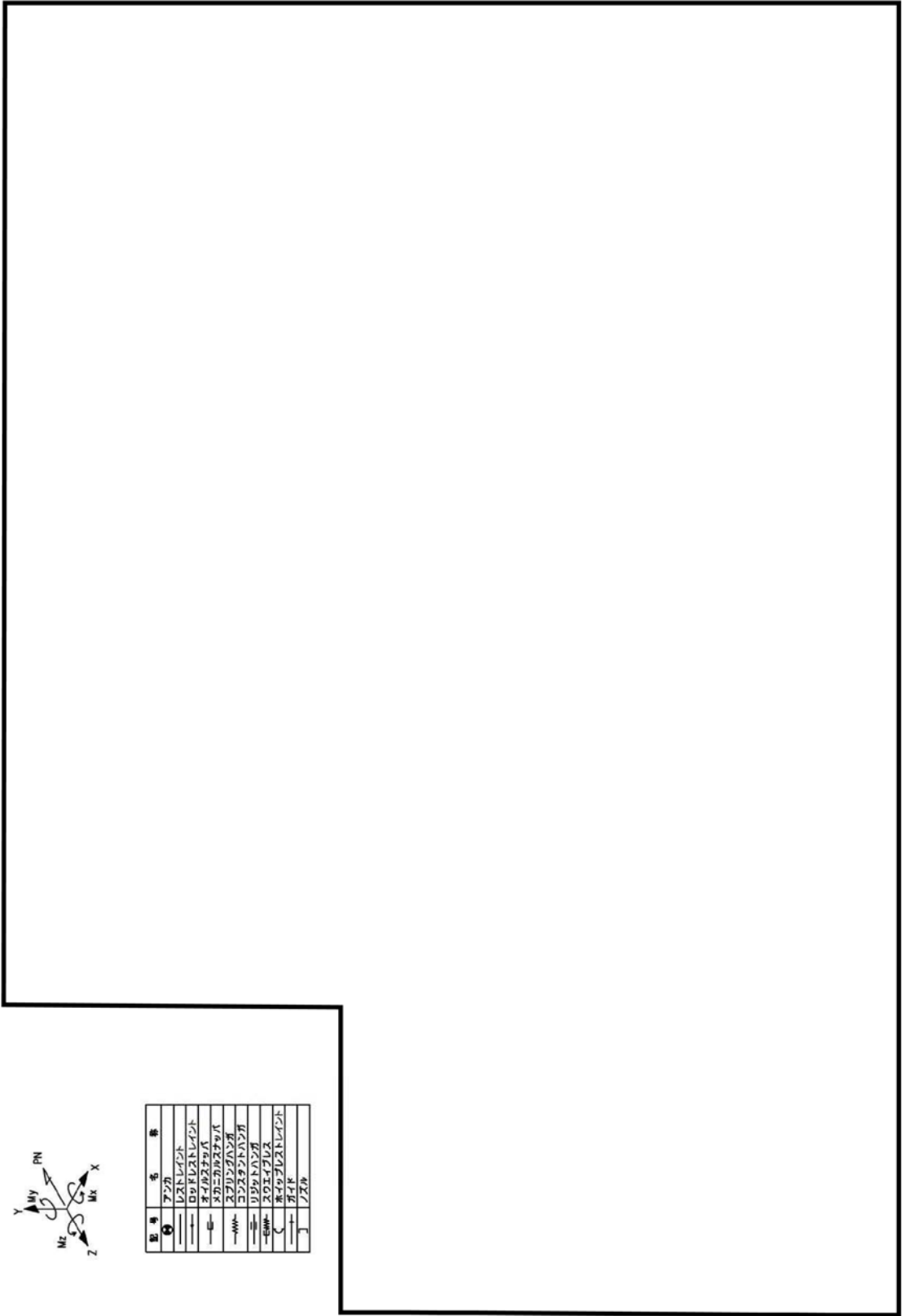
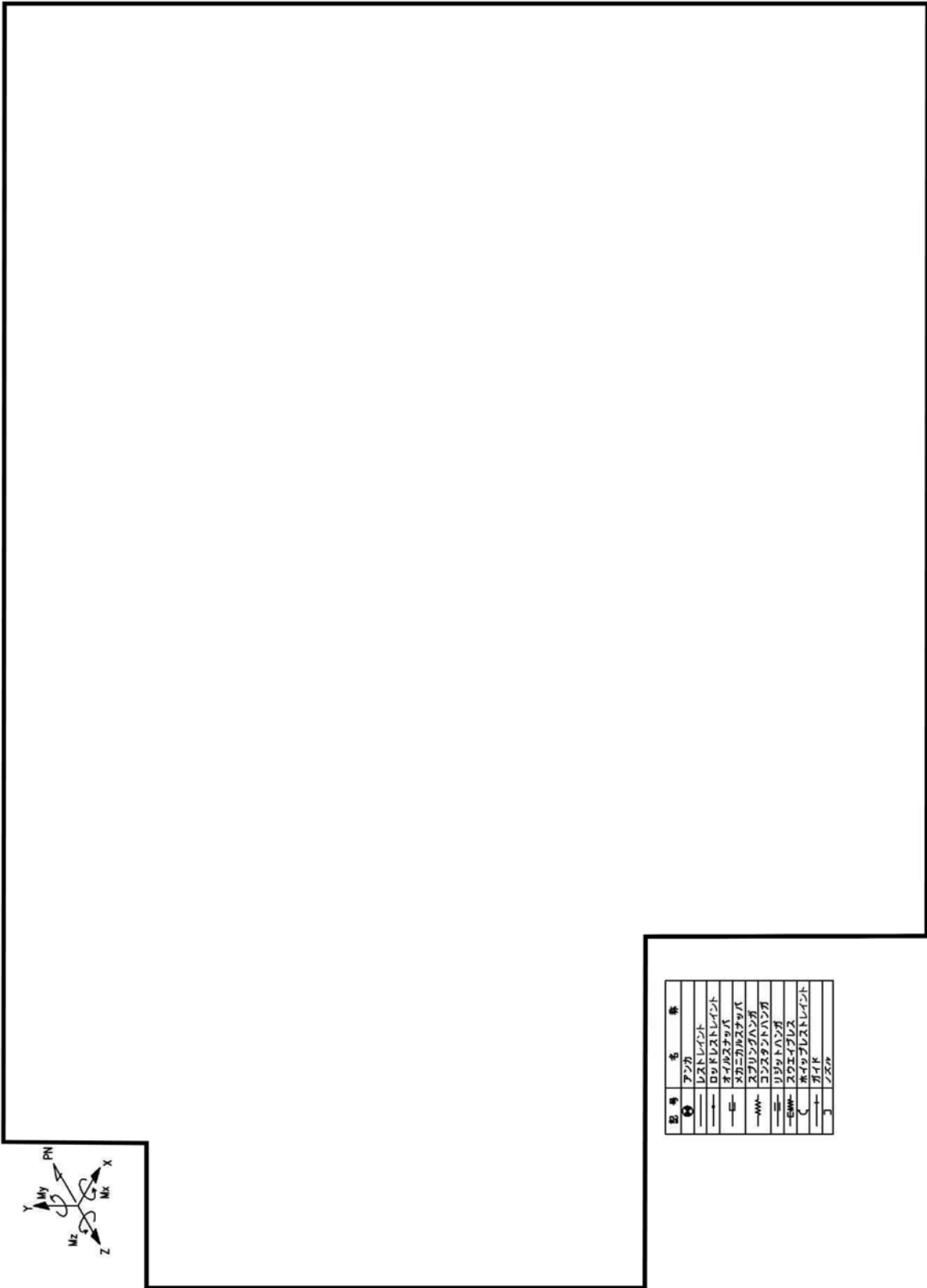


図 2 (1/2) 原子炉系 (蒸気部) ドレン配管 [クラス 1-耐震 S クラス] アイソメ図

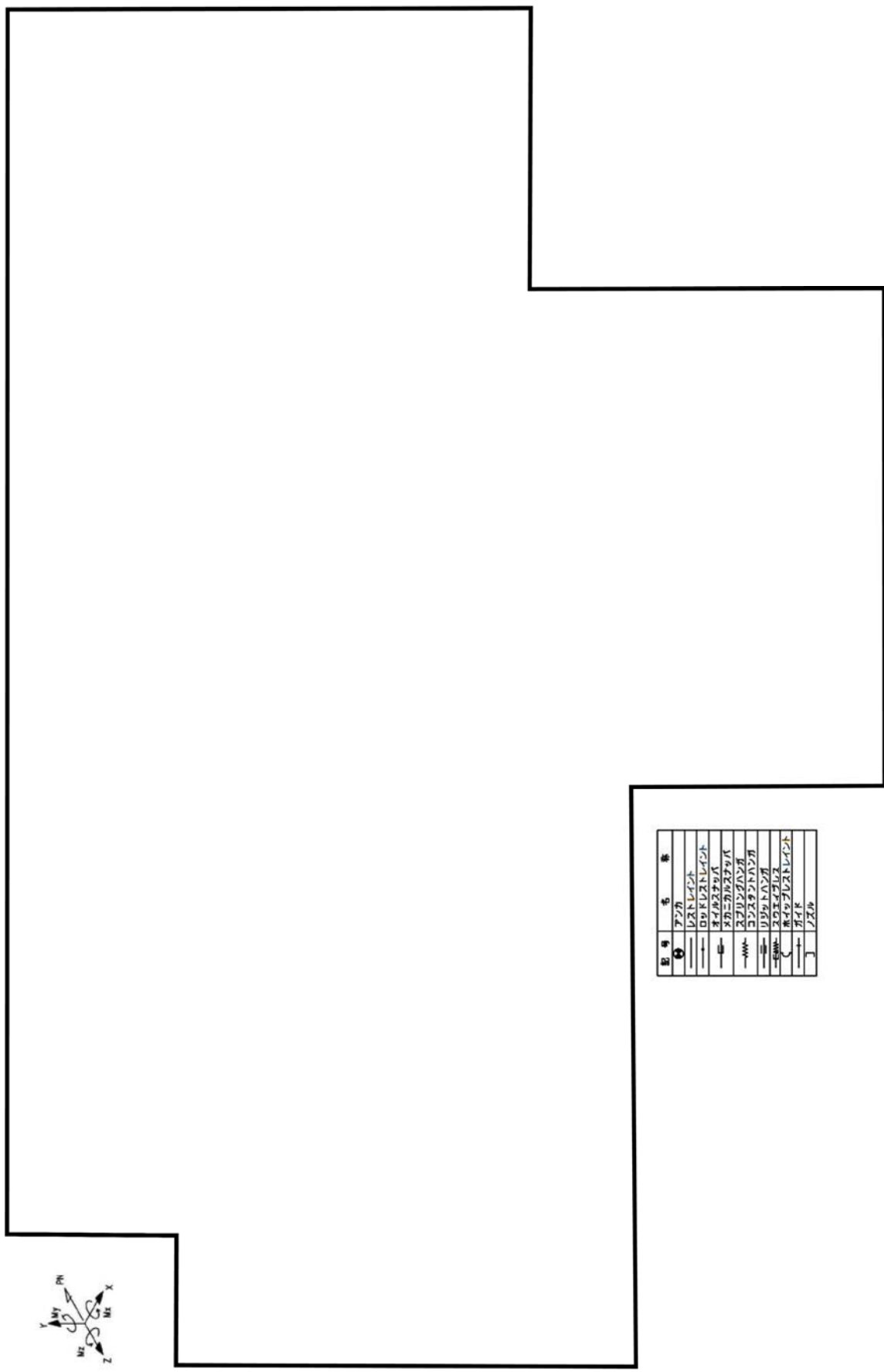




記号	名称
○	アンプ
—	バラスト
—	バラストレイト
—	バイパスバルブ
—	スプリングバルブ
—	リフトバルブ
—	スウェッチバルブ
—	バラストレイト
—	パイプ
—	バルブ

図 2 (2/2) 原子炉系 (蒸気部) ドレン配管 [クラス 1-耐震 S クラス] アイソメ図

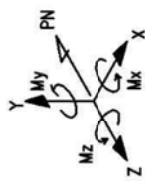




記号	名称
⊕	アンカ
—	レストレイント
—	ロウレストレイント
—	オイルスタップ
—	スカーカスチャック
—	スプリングハンダ
—	コンスタントハンダ
—	リフトハンダ
—	スロイブ
—	ワイプレストレイント
—	ワイプ
—	ワズル

図4 原子炉系（純水部）[クラスI-耐震Sクラス] アイソメ図





記号	名称
●	アンカ
○	レストレイント
—	ロッドレストレイント
—	オイルスタンプ
—	メカニカルスタンプ
—	スプリングハンダ
—	コンスタントハンダ
—	リジッドハンダ
—	スウェイプレス
○	ホイップレストレイント
+	ワイヤ
]	ワズル

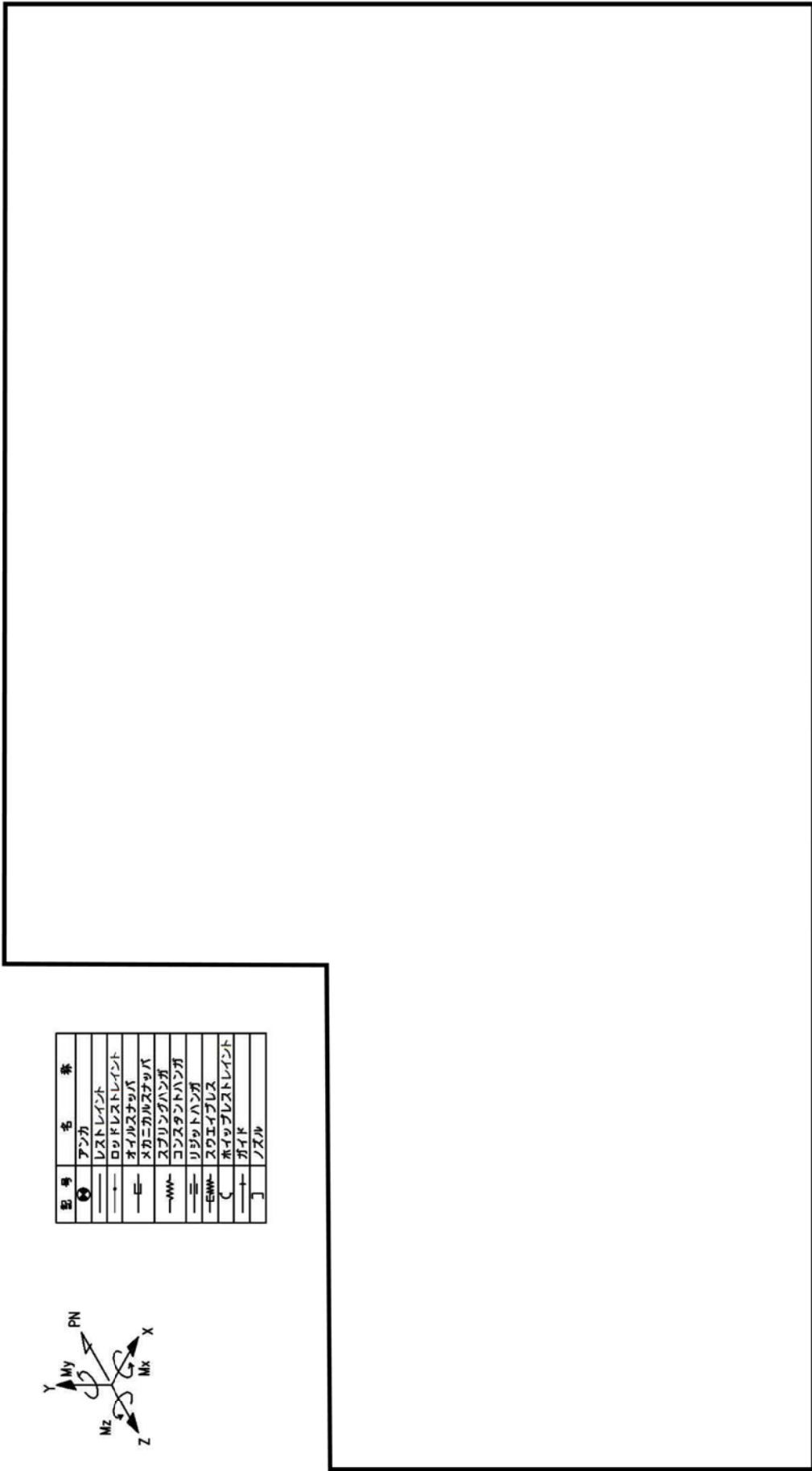
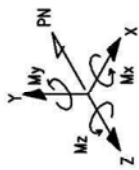


図6 給水系 [クラス2-耐震Sクラス] アイソメ図





記号	名 称
	アツカ
	レストレイント
	ロットレストレイント
	オイルスタック
	マカニカルスタック
	スプリングハンダ
	コンタクトハンダ
	リリットハンダ
	スロエイブレス
	ホイップレストレイント
	ブイト
	ノズル

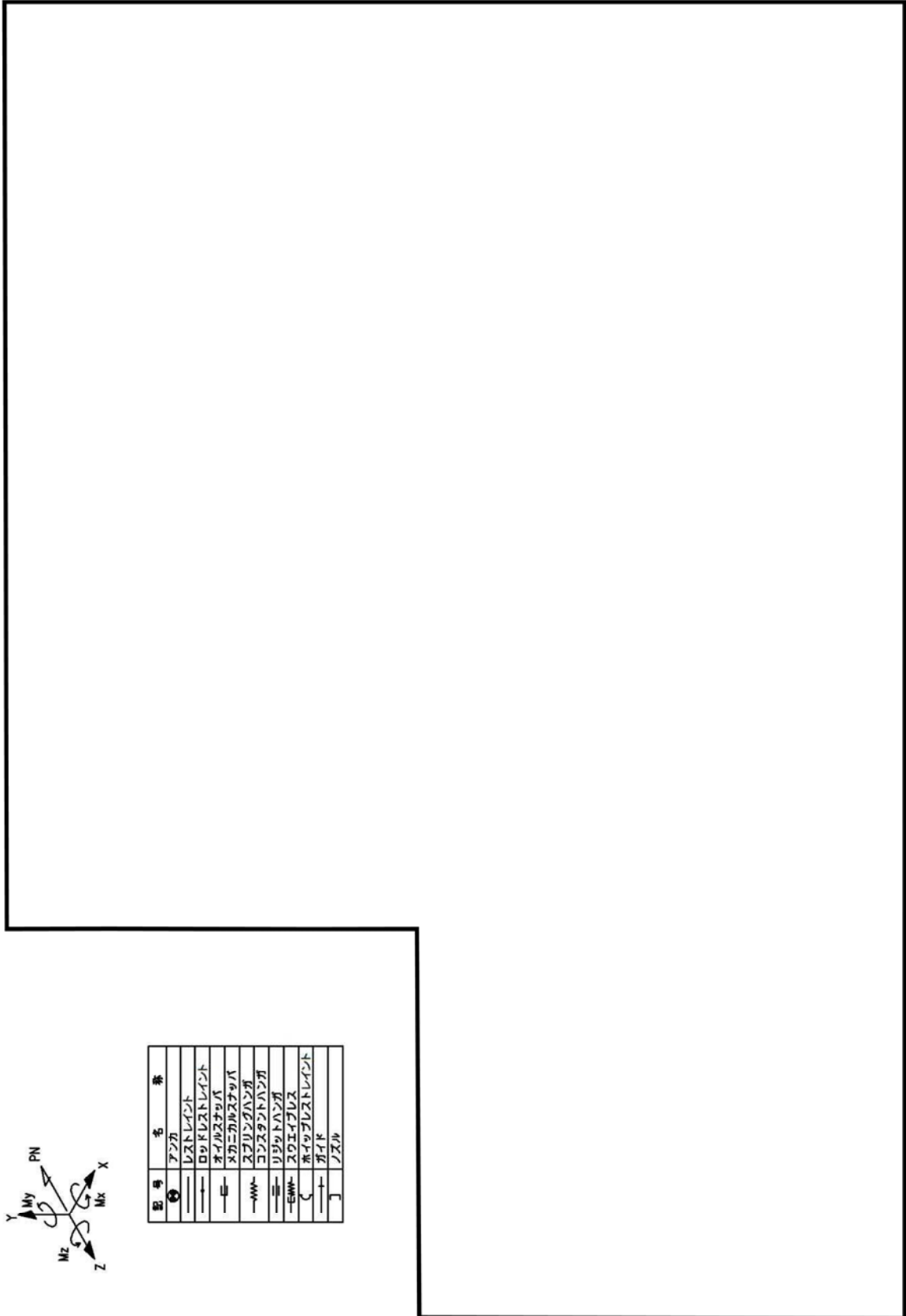
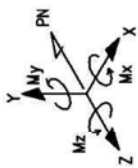


図 7 給水系 [クラス 2-耐震 B クラス] アイソメ図



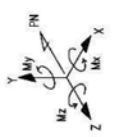
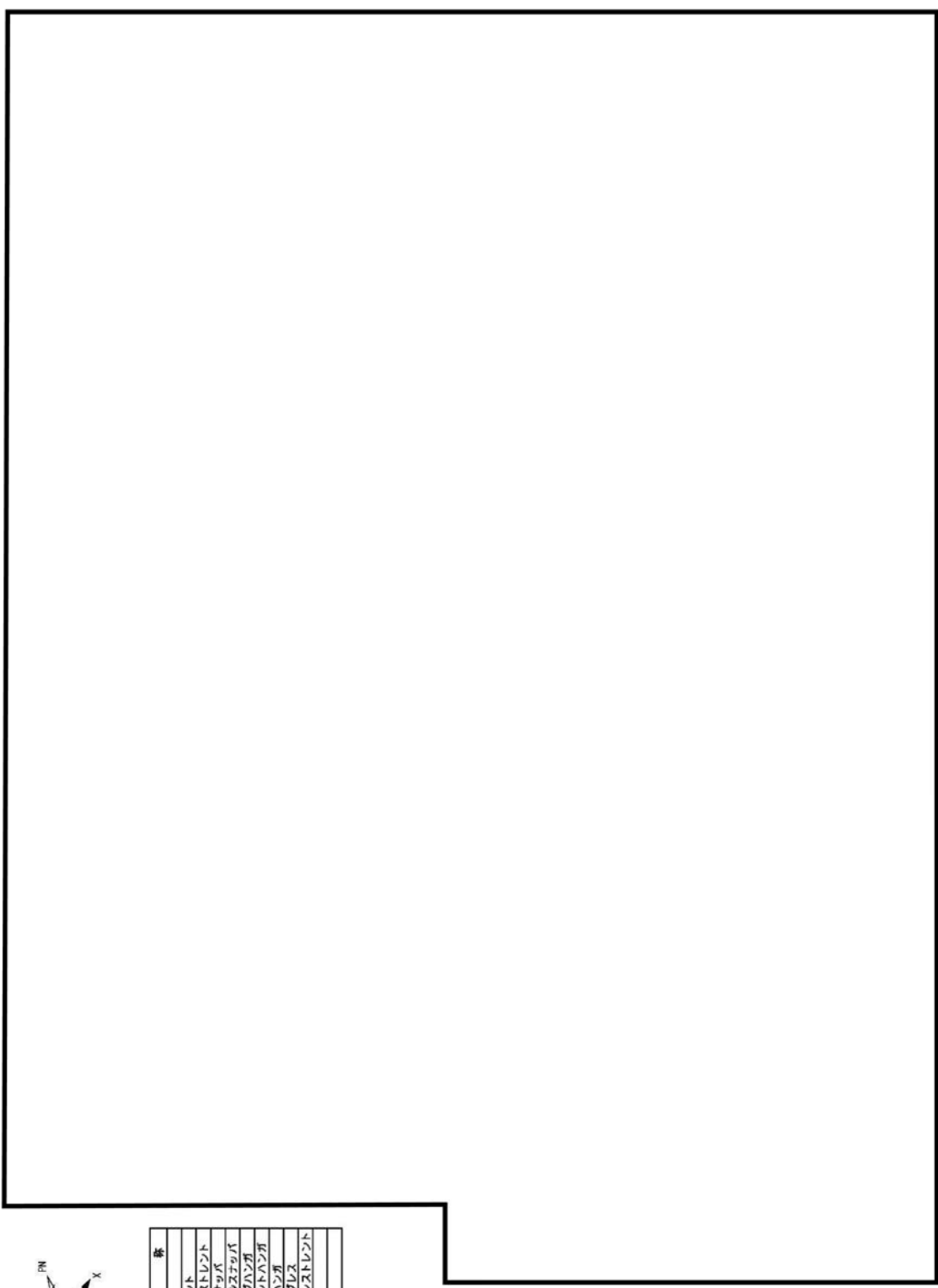




記号	名称
①	アンカ
—	レストレイント
—	ロッドレストレイント
—E—	ネイルスナック
—MM—	スクリューナック
—E—	リフトハンガ
—MM—	スロイブレ
—C—	ワイプレストレイント
—	ジョイント
—	スプレッド



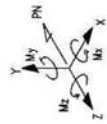
図 10 給水加熱器ドレン系 [クラス 3-耐震 B クラス] アイソメ図



記号	名称
○	アンチ
≡	レストレント
≡	ロッドレストレント
≡	オイルスチップ
≡	スリニカルスチップ
≡	スプリングハンダ
≡	コンスタントハンダ
≡	リリットハンダ
≡	スロエイブレス
≡	ホィップレストレント
≡	ブイト
≡	ノズル

図 11 (1/8) 原子炉系 (蒸気部) 主配管アイソメ図





記号	名	条
④	アンカ	
≡	レストレント	
≡	ロックレストレント	
≡	オイルシールド	
≡	スリニャスアッパ	
≡	スプリングハンダ	
≡	コングリメント	
≡	リフトハンダ	
≡	スライズ	
≡	ホップレストレント	
≡	ガイド	
≡	ノズル	

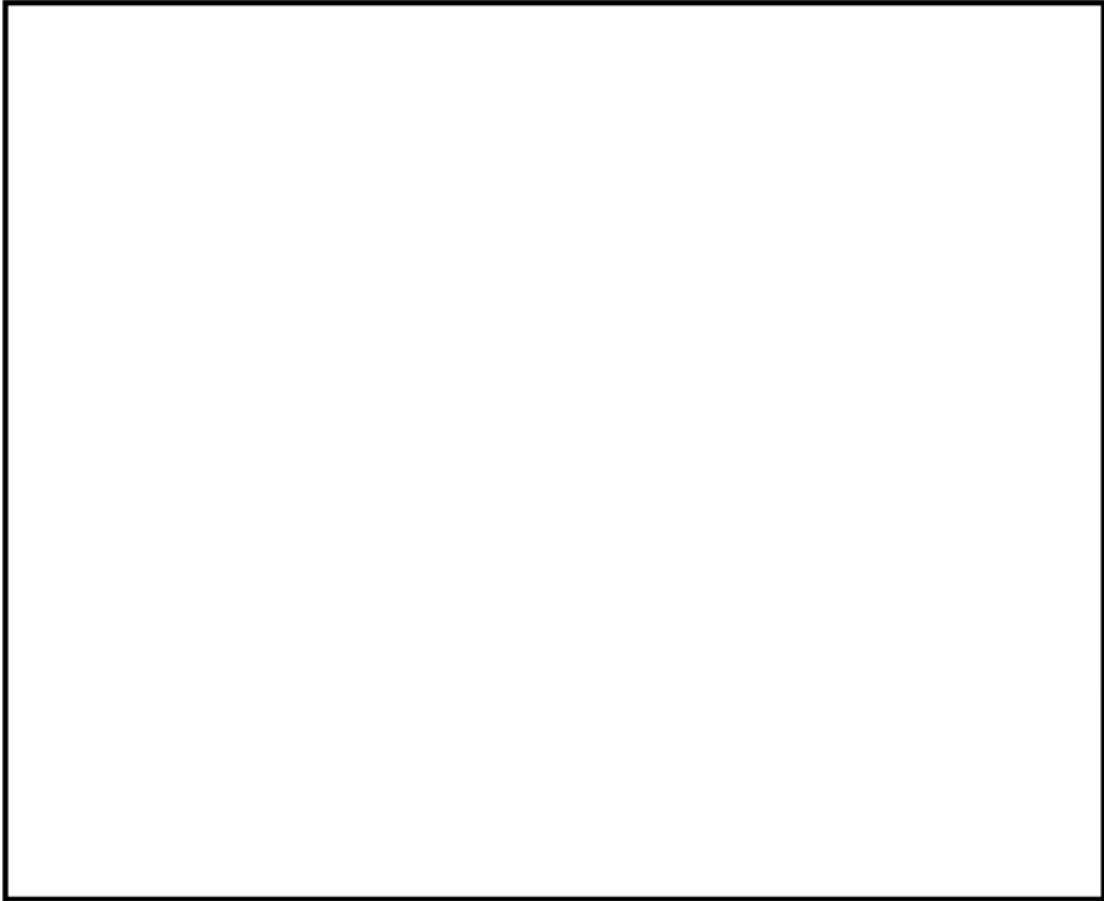
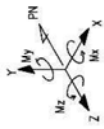


図 11 (2/8) 原子炉系 (蒸気部) 主配管アイソメ図



記号	名	条
⊙	アツク	
≡	レストレント	
≡	ロウレストレント	
≡	ネイルズツツバ	
≡	ネカニカウズツツバ	
≡	スクリューハンゴ	
≡	コウズツツバハンゴ	
≡	リフトハンゴ	
≡	スライブレス	
≡	スライブレストレント	
≡	ガイド	
≡	ワズル	

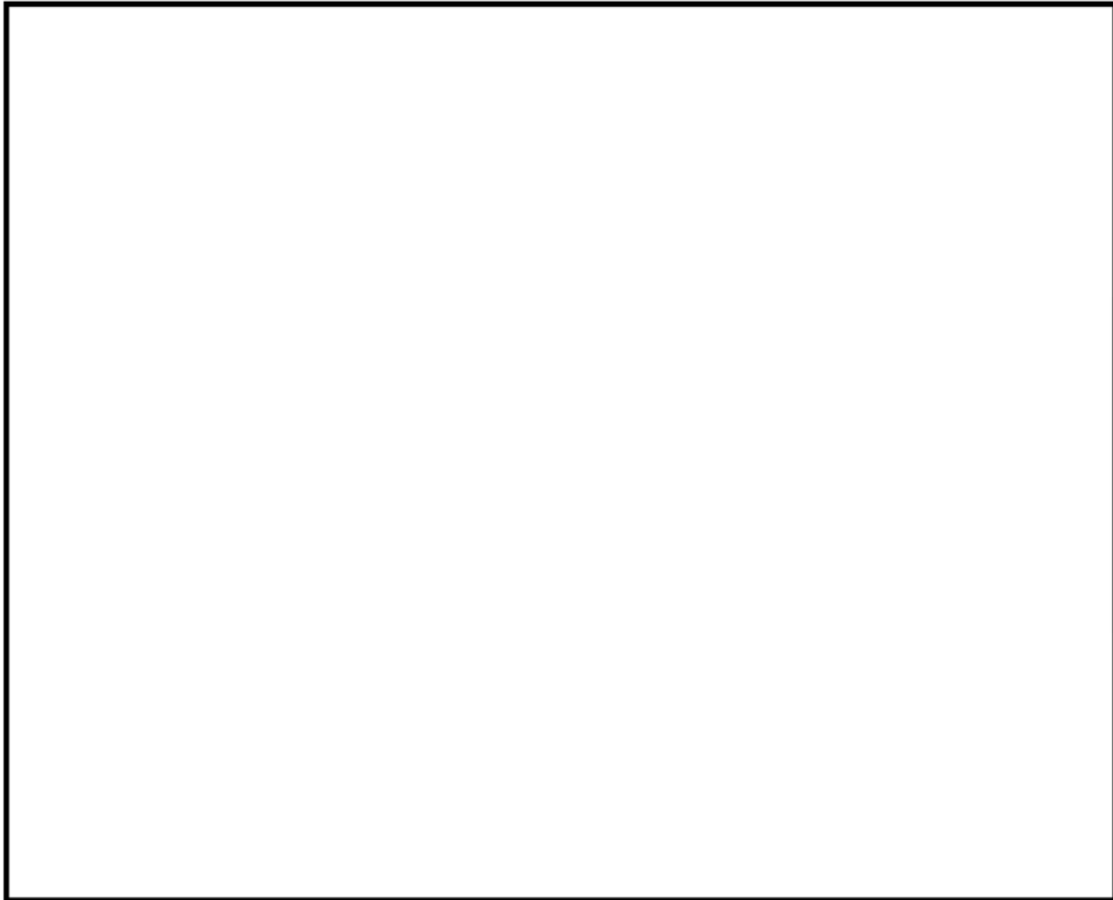
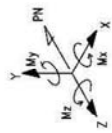


図 11 (3/8) 原子炉系 (蒸気部) 主配管アイソメ図



記号	名称
①	アンカ
②	レストレスト
③	ロッドレストレスト
④	オイルスリーブ
⑤	スプリングスタンプ
⑥	スプリングハンダ
⑦	コンスタントハンダ
⑧	リジッドハンダ
⑨	スライズ
⑩	スライズレストレスト
⑪	ガイド
⑫	スプリット

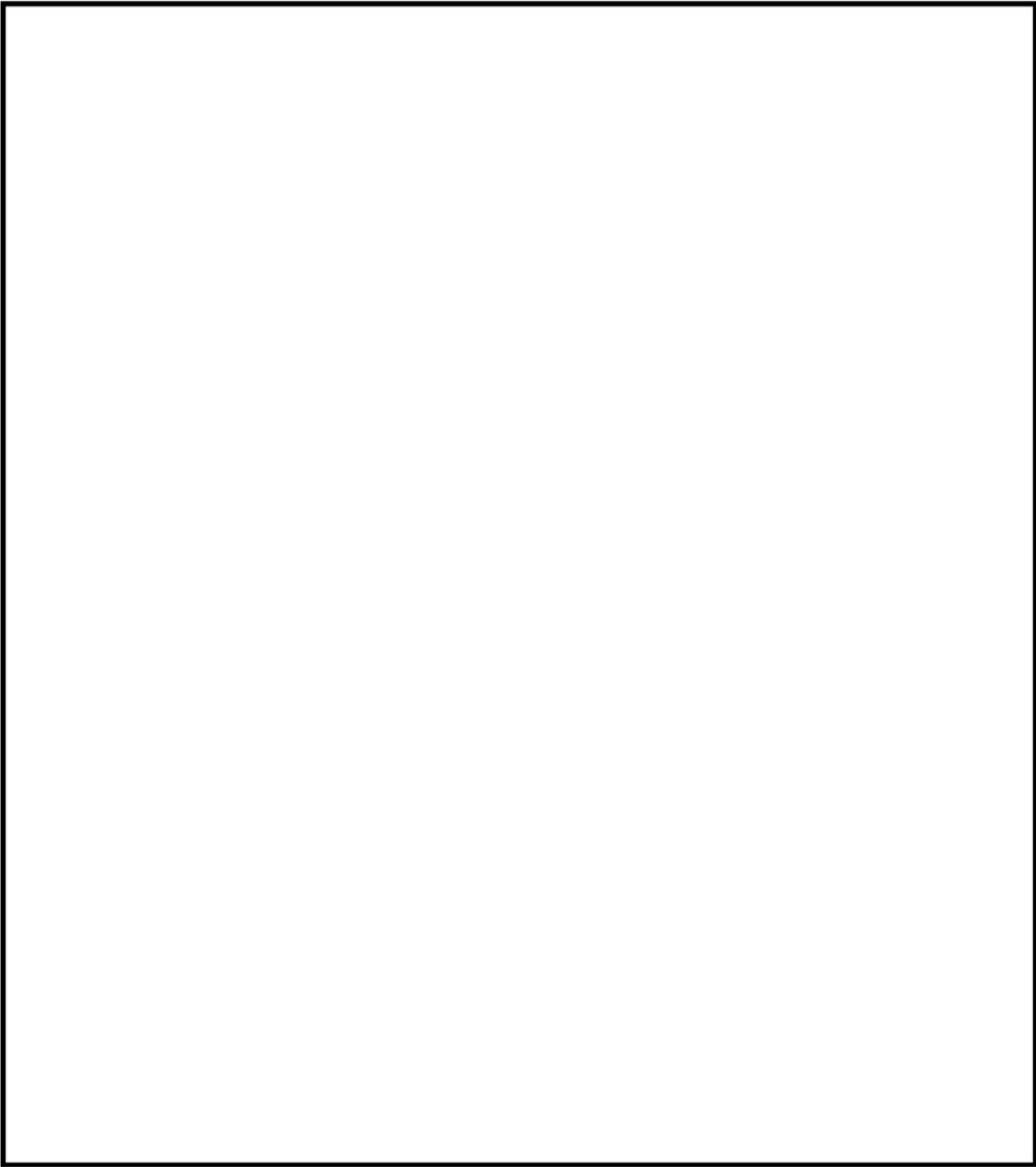
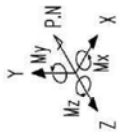


図 11 (4/8) 原子炉系 (蒸気部) 主配管アイソメ図



記号	名称	単位
④	アンカ	
≡	レストレスト	
≡	レストレストレスト	
≡	オイルスタンプ	
≡	スリニカメスタンプ	
≡	コンスタントハンガ	
≡	リフトハンガ	
≡	スウェイブレス	
≡	スウェイブレストレスト	
≡	ガイド	
≡	ノズル	

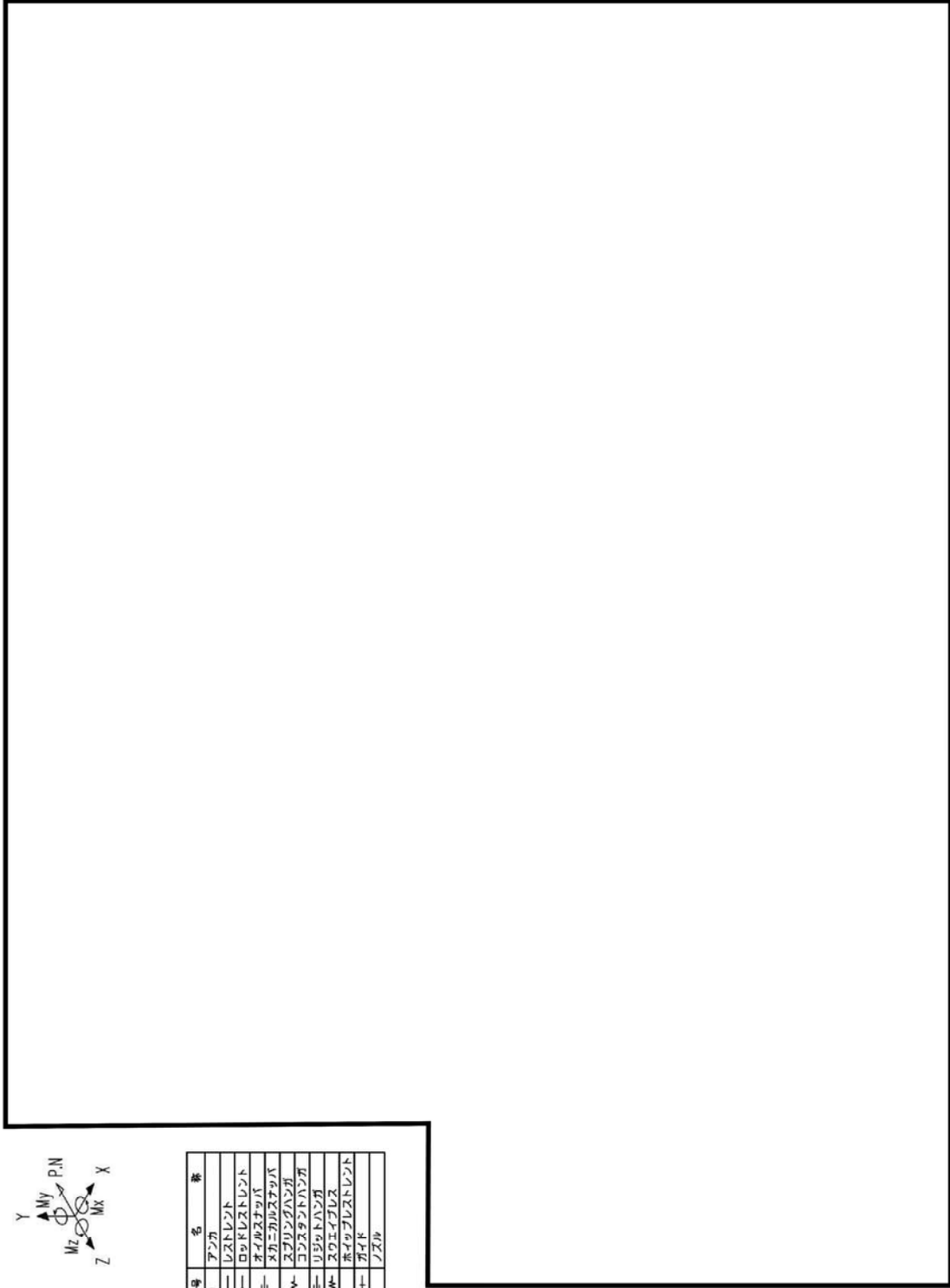
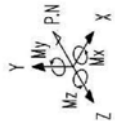


図 11 (5/8) 原子炉系 (蒸気部) 主配管アイソメ図



記号	名称
●	アノカ
≡	レストレト
≡	ロッドレストレト
≡	オイルスタップ
≡	スリニカメスタップ
≡	コンダクタハンガ
≡	リフトハンガ
≡	クワイブリス
≡	スプレストレト
≡	ガイド
≡	ノズル

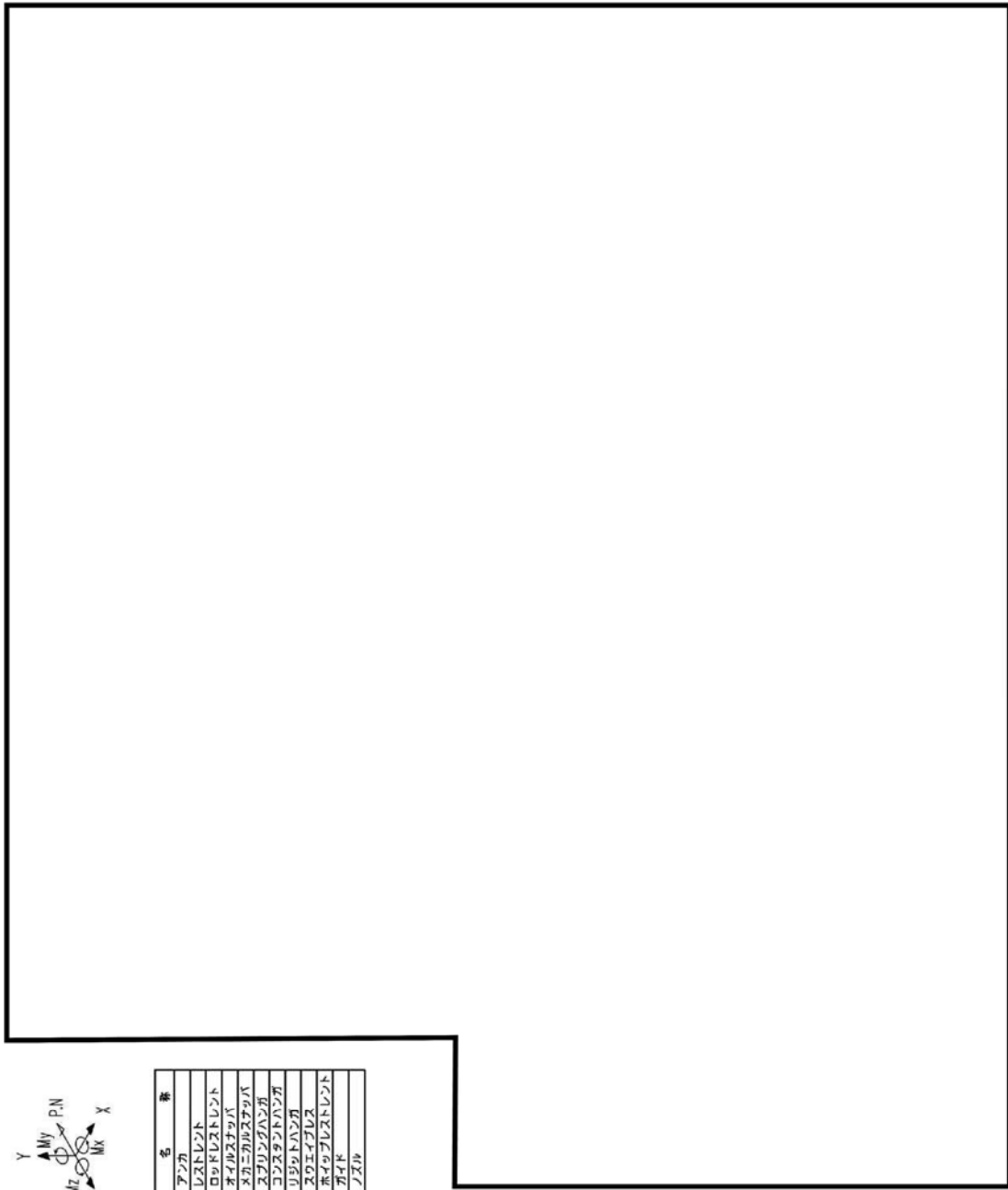
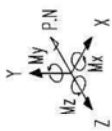


図 11 (6/8) 原子炉系 (蒸気部) 主配管アイソメ図





記号	名称
●	アンカ
≡	レストレスト
≡	ロッドレストレスト
≡	オイルスタップ
≡	スプリングハンダ
≡	コンスタントハンダ
≡	リジッドハンダ
≡	スウェーゴリス
⊂	クイックレストレスト
≡	ガイド
⌋	フック

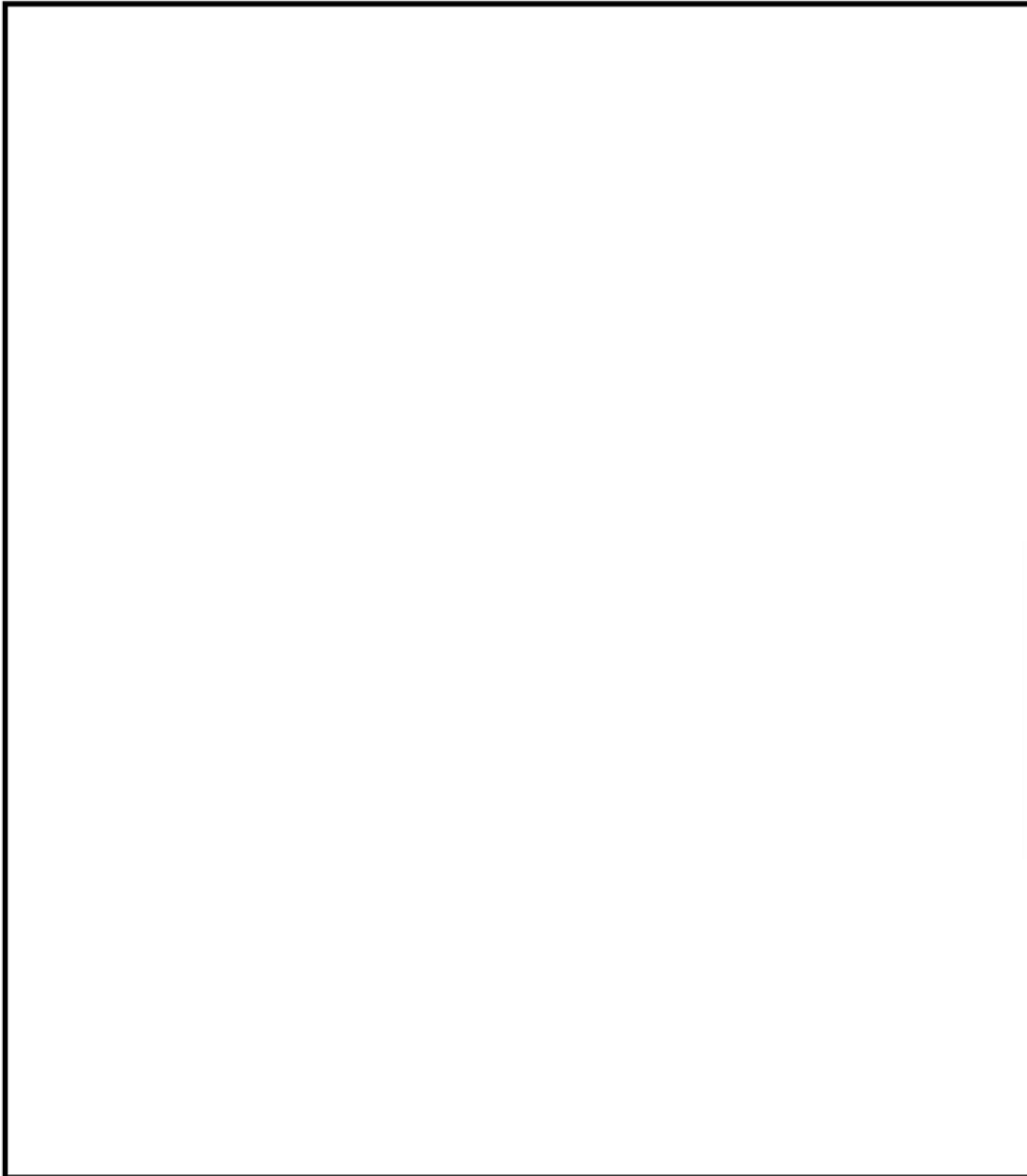
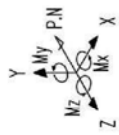


図 11 (7/8) 原子炉系 (蒸気部) 主配管アイソメ図



記号	名称
●	アンカ
≡	レストメント
≡	ロッドレストメント
≡	ボルトスナップ
≡	スリニカドスナップ
≡	スプリングハンダ
≡	コネクティングハンダ
≡	リフトハンダ
≡	スウェーベルス
⊂	蒸気プレストレストメント
≡	ワイヤ
⌋	ノズル

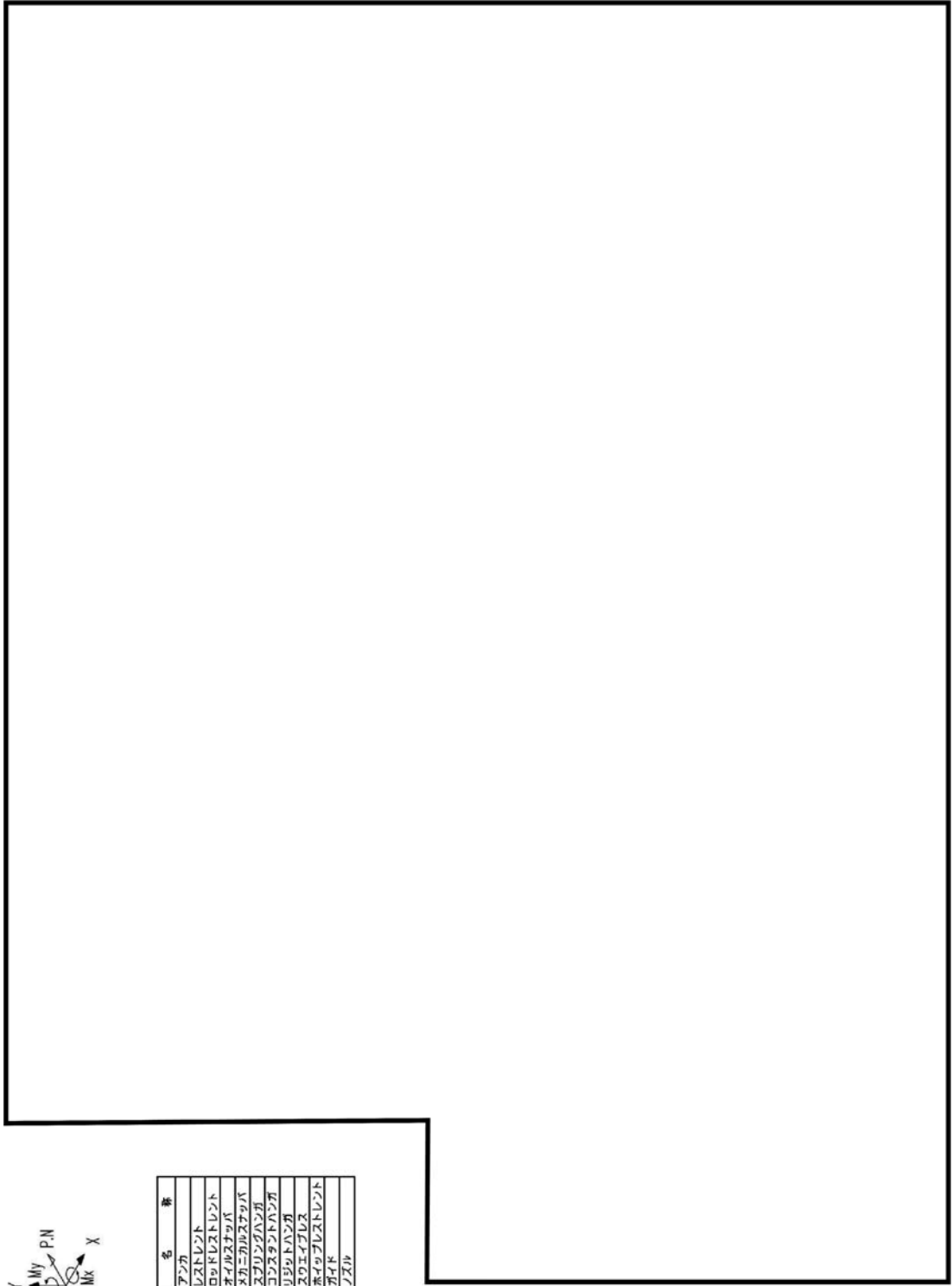
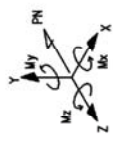
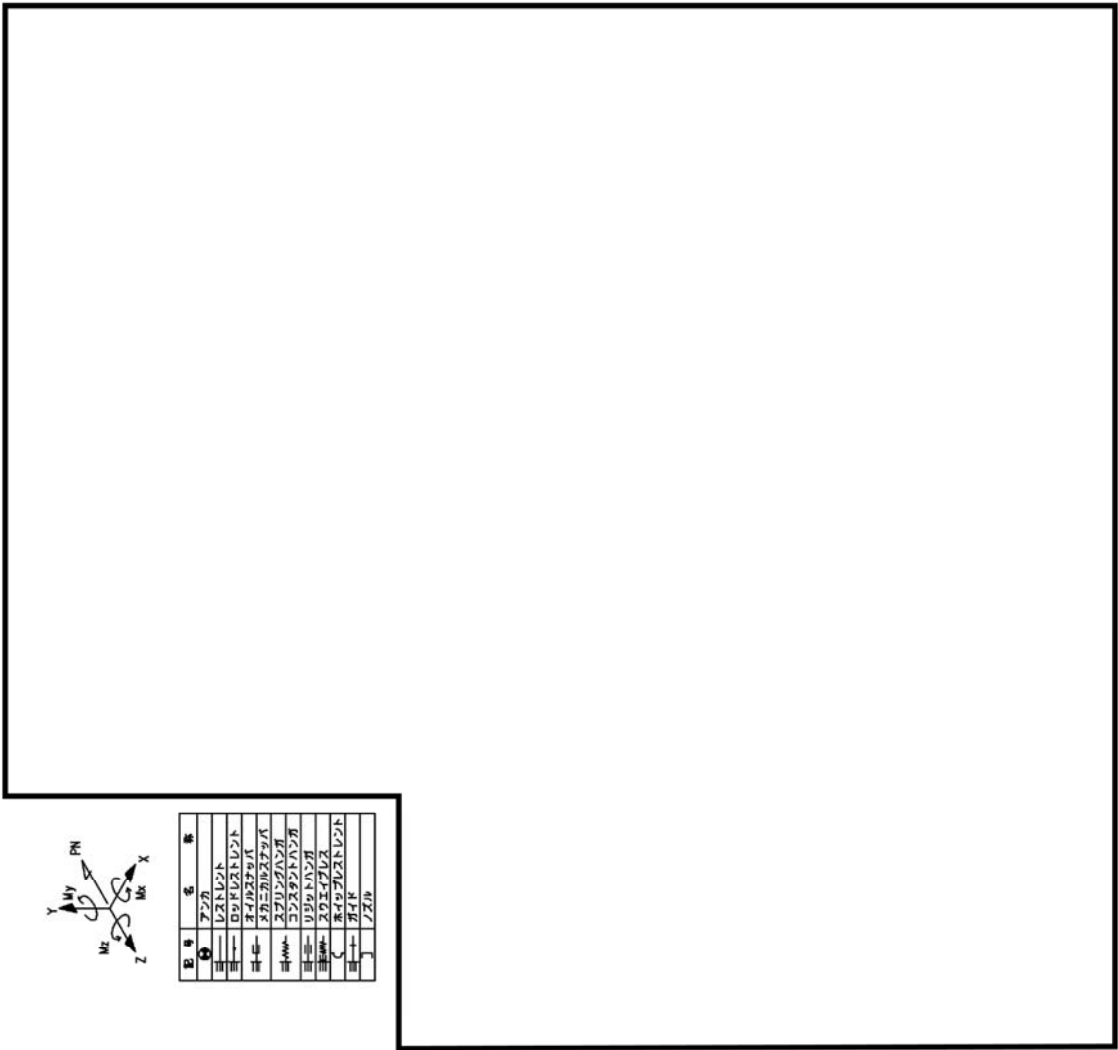
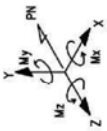


図 11 (8/8) 原子炉系 (蒸気部) 主配管アイソメ図



記号	名称	規格
①	アノカ	
②	レストレント	
③	ローレストレント	
④	ボイルアップバ	
⑤	ボカ=カヨスタカバ	
⑥	スプリングハンダ	
⑦	コンダクタハンダ	
⑧	リソットハンダ	
⑨	スリイアレス	
⑩	高圧レストレント	
⑪	ボイラ	
⑫	アノカ	

図 12 (1/4) 原子炉冷却材浄化系配管アイソメ図



記号	名	係
$\theta$	アソカ	
$\alpha$	レストレスト	
$\beta$	ロッドレストレスト	
$\gamma$	スライズスライズ	
$\delta$	スライズスライズ	
$\epsilon$	スライズスライズ	
$\zeta$	スライズスライズ	
$\eta$	スライズスライズ	
$\theta$	スライズスライズ	
$\phi$	スライズスライズ	
$\psi$	スライズ	



図 12 (2/4) 原子炉冷却材浄化系配管アイソメ図



記号	名称
①	ファン
②	レストレスト
③	レストレストレスト
④	モーターモーター
⑤	モーターモーター
⑥	コンスタントファン
⑦	コンスタントファン
⑧	コンスタントファン
⑨	コンスタントファン
⑩	コンスタントファン
⑪	コンスタントファン
⑫	コンスタントファン
⑬	コンスタントファン
⑭	コンスタントファン
⑮	コンスタントファン
⑯	コンスタントファン
⑰	コンスタントファン
⑱	コンスタントファン
⑲	コンスタントファン
⑳	コンスタントファン
㉑	コンスタントファン
㉒	コンスタントファン
㉓	コンスタントファン
㉔	コンスタントファン
㉕	コンスタントファン
㉖	コンスタントファン
㉗	コンスタントファン
㉘	コンスタントファン
㉙	コンスタントファン
㉚	コンスタントファン
㉛	コンスタントファン
㉜	コンスタントファン
㉝	コンスタントファン
㉞	コンスタントファン
㉟	コンスタントファン
㊱	コンスタントファン
㊲	コンスタントファン
㊳	コンスタントファン
㊴	コンスタントファン
㊵	コンスタントファン
㊶	コンスタントファン
㊷	コンスタントファン
㊸	コンスタントファン
㊹	コンスタントファン
㊺	コンスタントファン
㊻	コンスタントファン
㊼	コンスタントファン
㊽	コンスタントファン
㊾	コンスタントファン
㊿	コンスタントファン

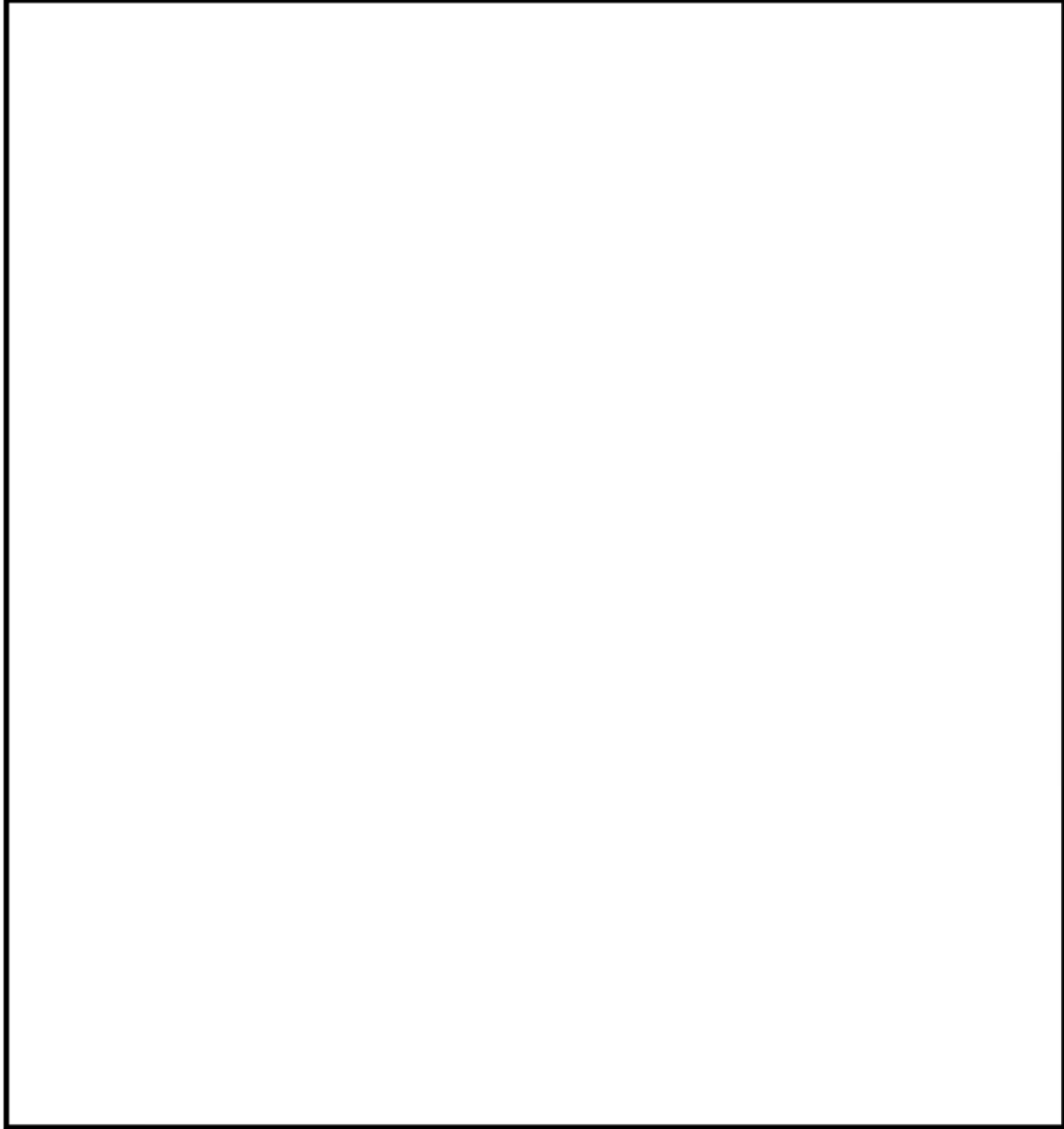
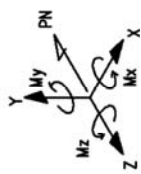


図 12 (3/4) 原子炉冷却材浄化系配管アイコンメ図



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
≡	スリニカルスタンプ
≡	スプリングハンダ
≡	コンスタントハンダ
≡	リフトハンダ
≡	スクエアレス
≡	ワイヤレストレント
≡	ワイヤ
≡	ノズル

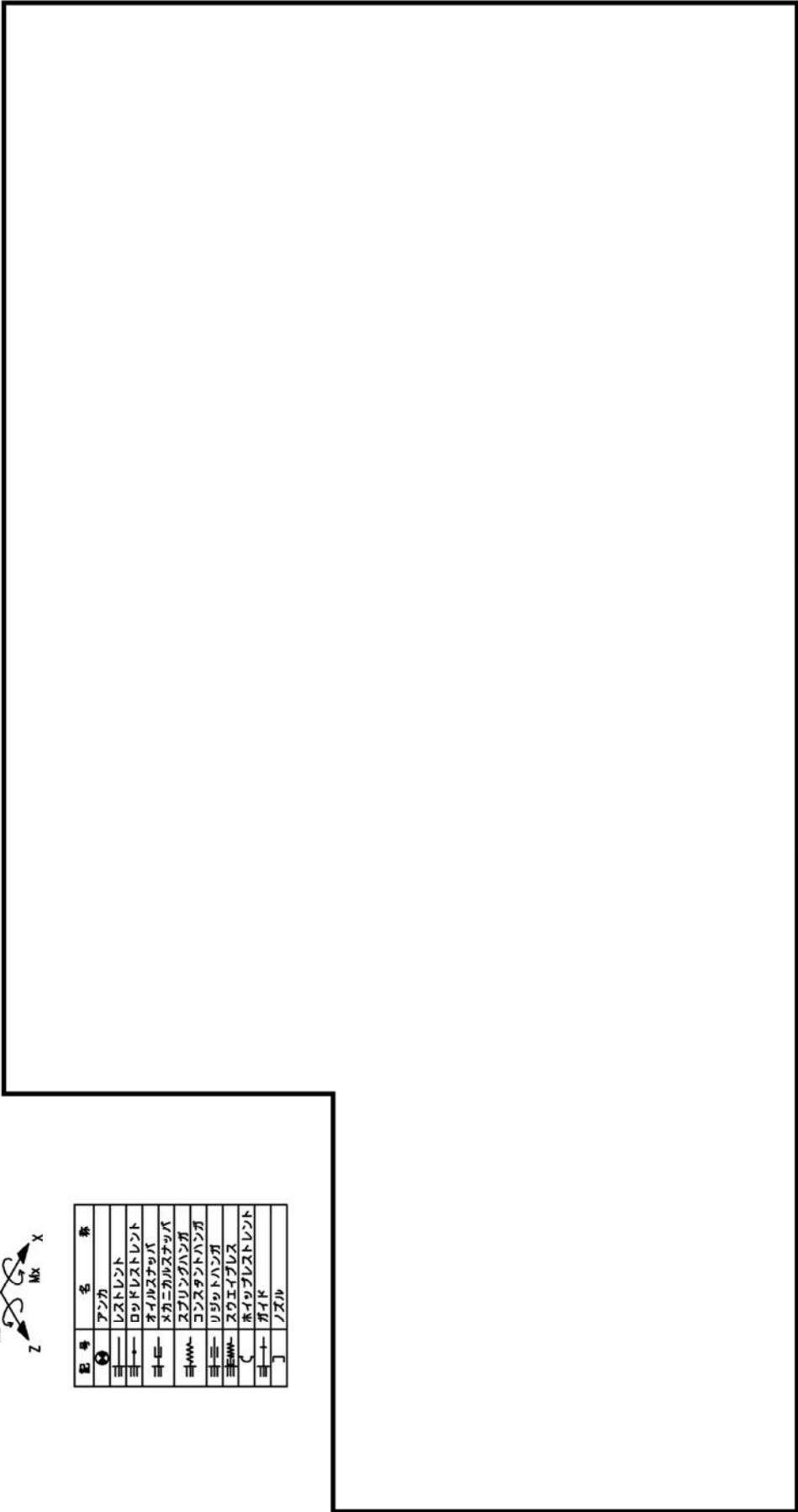
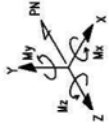


図 12 (4/4) 原子炉冷却材浄化系配管アイコンメ図



記号	記号名	名称
$\odot$	アツク	AN
$\ominus$	レストレイント	RE
$\equiv$	ロッドレストレイント	RO
$\equiv$	オイルスラッパ	SNO
$\equiv$	スプリングスラッパ	SNA
$\equiv$	スプリングハンガ	SH
$\equiv$	コンタクトハンガ	CH
$\equiv$	リフトハンガ	HL
$\equiv$	スライダスラッパ	SL
$\subset$	ワイヤレストレイント	FW
$\equiv$	ワイヤ	W
$\sqcup$	リフト	L

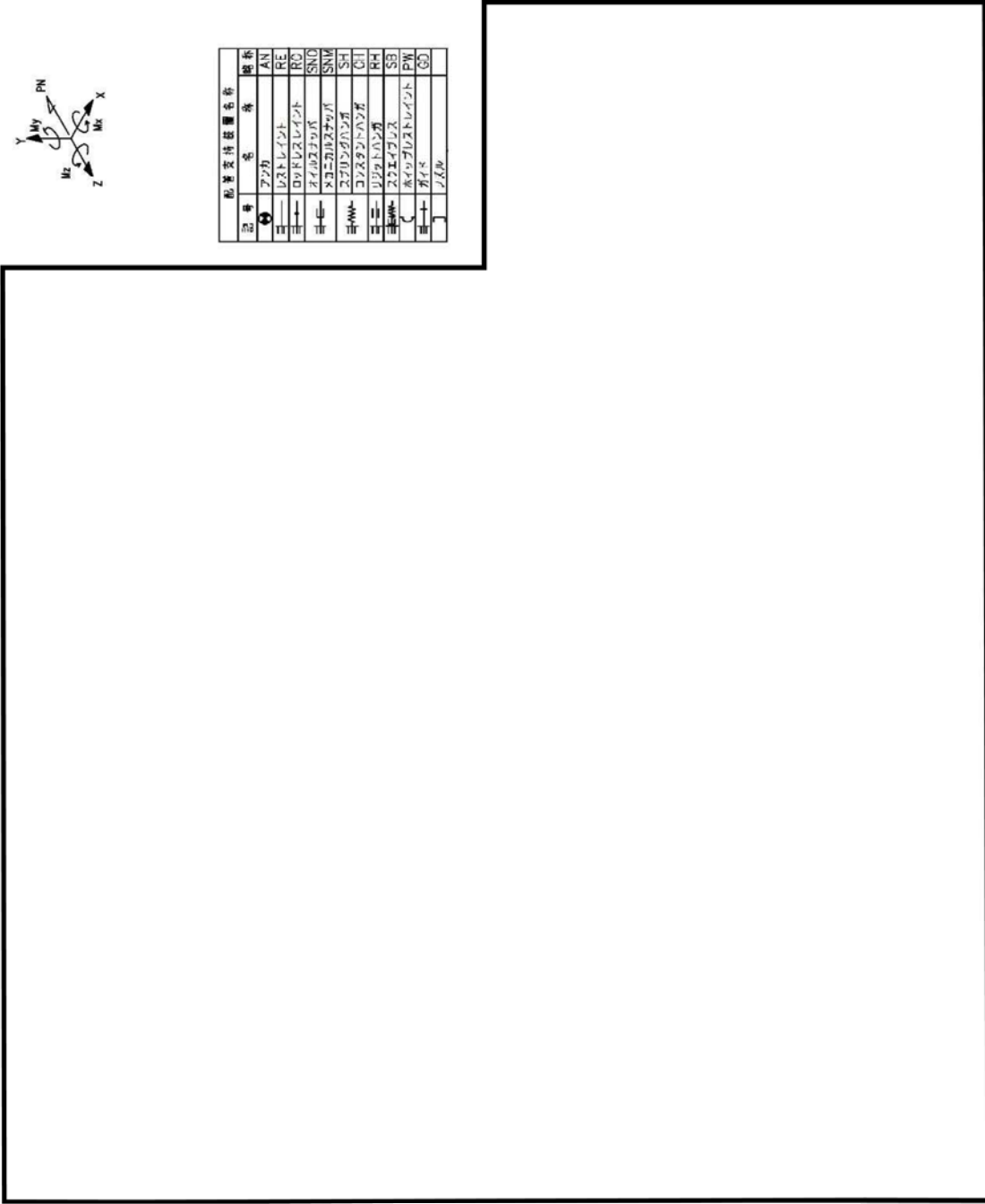
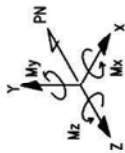
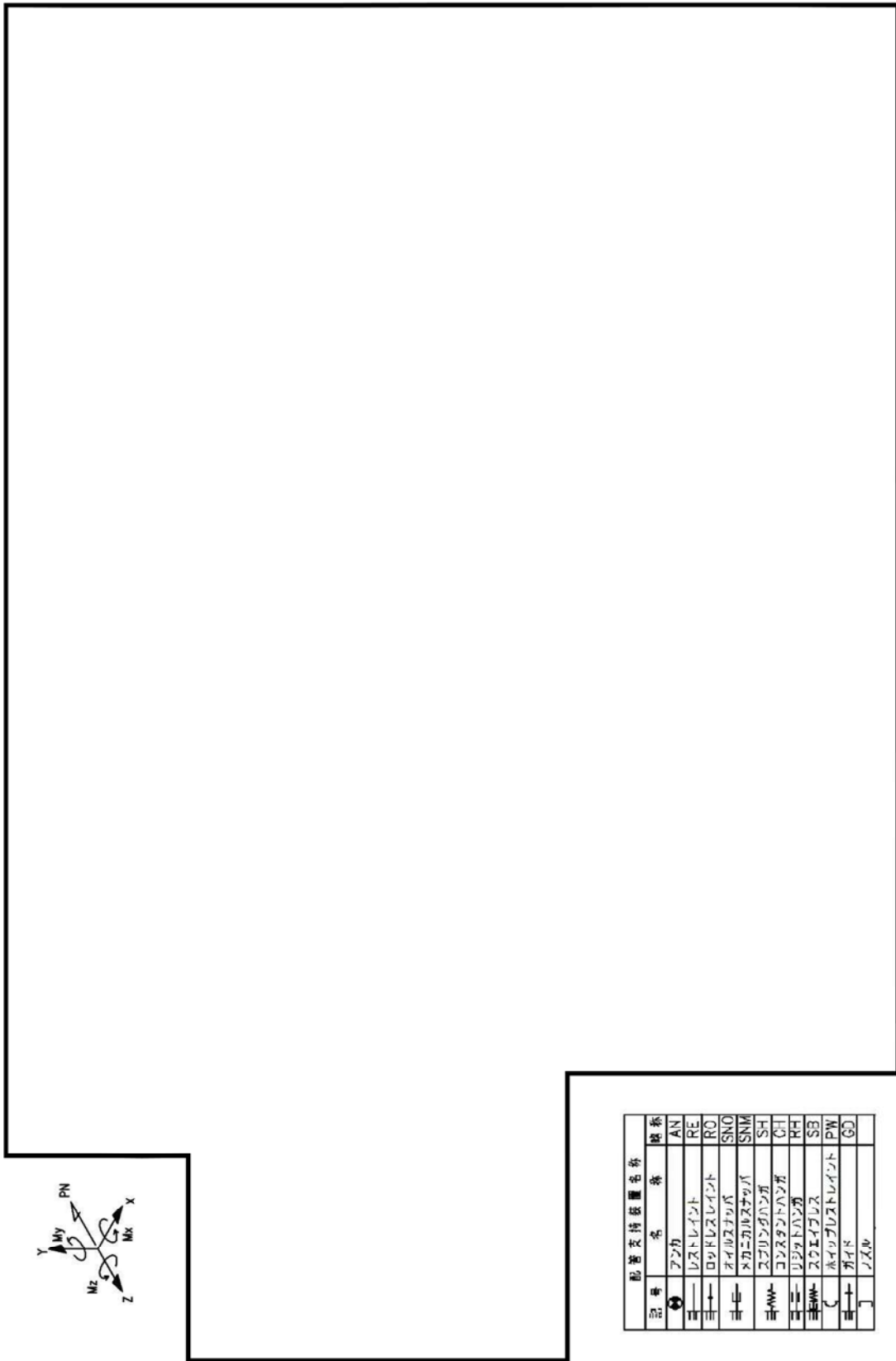


図 13 (1/2) 復水系 (高温・高圧環境以外) [クラス 3-耐震 B クラス] アイソメ図



記号	記号名	継系
	アンカ	AN
	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	RO
	オイルスリップ	SNO
	スリニカルスリップ	SNM
	スプリングハンダ	SH
	コンタクトハンダ	CH
	リフトハンダ	RH
	スウエイブレス	SB
	ハイリフトレストレイント	PN
	ガイド	GD
	ジャック	J

図 13 (2/2) 復水系 (高温・高圧環境以外) [クラス 3-耐震 B クラス] アイソメ図



表 2 (1/5) 東海第二発電所 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価結果一覧

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震		必要最小肉厚モデル 梁モデル評価			測定データに基づく 60年時点肉厚モデル 梁モデル評価			備考
				評価用地震	発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価		
											発生応力	
原子炉系 (蒸気部) [ドレン配管]	MS-17	クラス1	S	Ss	一次	601	364	X	291	364	○	
					一次+二次	1613	366	X	831	366	X	
				Sd	一次	413	274	X	225	274	○	
					一次+二次	993	366	X	556	366	X	
				Ss	一次	1031	364	X	144	364	○	
					一次+二次	2770	366	X	396	366	X	
	MS-19	クラス1	S	Sd	一次	649	274	X	102	274	○	
					一次+二次	1531	366	X	235	366	○	
				Ss	一次	765	363	X	150	363	○	
					一次+二次	1191	364	X	195	364	○	
		クラス2	S	Sd	一次	493	182	X	113	182	○	
					一次+二次	648	364	X	121	364	○	
				Ss	一次	205	380	○	—	—	—	
					一次+二次	350	364	○	—	—	—	
MSIV-10,13,14,16,19	クラス2	S	Sd	一次	179	209	○	—	—	—		
				一次+二次	209	364	○	—	—	—		

\*1: 配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.4580であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

\*2: 配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.0029であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

黄色背景: 最大の応力評価点又は疲労評価点の値

表 2 (2/5) 東海第二発電所 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価結果一覧

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震		必要最小肉厚モデル				測定データに基づく 60年時点肉厚モデル				備考	
				Ss	Sd	梁モデル評価		梁モデル評価		発生応力	許容応力	発生応力	許容応力		評価
						発生応力	許容応力	発生応力	許容応力						
原子炉系 (純水部)	FDW-1,2,3,4,9	クラス1	S	一次	Ss	103	364	364	364	—	—	—	—	—	—
						109	366	366	366	—	—	—	—	—	—
						92	274	274	274	—	—	—	—	—	—
		クラス2	S	一次+二次	Ss	67	366	366	366	—	—	—	—	—	—
						96	363	363	363	—	—	—	—	—	—
						140	364	364	364	—	—	—	—	—	—
	FDW-5,6,7,8,11	クラス1	S	一次	Ss	82	182	182	182	—	—	—	—	—	—
						89	364	364	364	—	—	—	—	—	—
						100	364	364	364	—	—	—	—	—	—
		クラス2	S	一次+二次	Ss	103	366	366	366	—	—	—	—	—	—
						90	274	274	274	—	—	—	—	—	—
						63	366	366	366	—	—	—	—	—	—
FDW-13,14	クラス2	S	一次	Ss	94	363	363	363	—	—	—	—	—	—	
					133	364	364	364	—	—	—	—	—	—	
					81	182	182	182	—	—	—	—	—	—	
	クラス2	S	一次+二次	Sd	84	364	364	364	—	—	—	—	—	—	
					125	363	363	363	—	—	—	—	—	—	
					241	364	364	364	—	—	—	—	—	—	
給水系	クラス2	B	一次	Ss	107	182	182	182	—	—	—	—	—	—	
					130	364	364	364	—	—	—	—	—	—	
					104	229	229	229	—	—	—	—	—	—	
	クラス3	B	一次+二次	Sd	89	201	201	201	—	—	—	—	—	—	
					267	172	172	172	127	229	229	229	—	—	
					291	172	172	172	130	229	229	229	—	—	
FDW-19,21,27,29	クラス3	B	一次	Ss	179	229	229	229	—	—	—	—	—	—	
					179	229	229	229	—	—	—	—	—	—	
					179	229	229	229	—	—	—	—	—	—	

：最大応力評価点の値

表 2 (3/5) 東海第二発電所 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価結果一覧

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震	必要最小肉厚モデル			測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			備考
					梁モデル評価			梁モデル評価			
					発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価	
	C-01	クラス3	B	B	239	245	○	-	-	-	
	C-02	クラス3	B	B	204	245	○	-	-	-	
	C-03	クラス3	B	B	100	245	○	-	-	-	
	C-04	クラス3	B	B	100	245	○	-	-	-	
	C-05	クラス3	B	B	104	245	○	-	-	-	
	C-06	クラス3	B	B	115	245	○	-	-	-	
	C-07	クラス3	B	B	146	245	○	-	-	-	
	C-08	クラス3	B	B	147	245	○	-	-	-	
	C-09	クラス3	B	B	108	245	○	-	-	-	
	C-10	クラス3	B	B	158	206	○	-	-	-	
	C-11	クラス3	B	B	159	206	○	-	-	-	
	C-12	クラス3	B	B	91	224	○	-	-	-	
	C-13	クラス3	B	B	114	245	○	-	-	-	
	C-14	クラス3	B	B	112	245	○	-	-	-	
	C-23	クラス3	B	B	138	245	○	-	-	-	
	C-26	クラス3	B	B	86	206	○	-	-	-	
	C-36	クラス3	B	B	200	224	○	-	-	-	
	3B-C-113	クラス3	B	B	191	206	○	-	-	-	
	HD-24	クラス3	B	B	108	205	○	-	-	-	
	HD-25	クラス3	B	B	231	205	×	85	205	○	
	HD-26	クラス3	B	B	173	205	○*1	57	205	○	

\*1:モデル内のサポート補強を要するため、60年時点肉厚(サポート補強有り)による評価を実施する。

○:最大応力点の値

表 2 (4/5) 東海第二発電所 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価結果一覧

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震	必要最小肉厚モデル			測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			備考			
					梁モデル評価			梁モデル評価						
					発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価				
原子炉系 (蒸気部) 【主配管】	MS-B	クラス1	S	一次 一次+二次	-	-	-	317	345	○				
								829	345	×				
								疲労累積係数=0.9249 <sup>*1</sup>						
								236	258	○				
		クラス2	S	一次+二次	-	-	-	-	489	345	×			
									疲労累積係数=Ssに包含される					
		クラス2	S	一次 一次+二次	-	-	-	-	90	380	○			
									51	418	○			
									82	209	○			
									33	418	○			
原子炉冷却材浄化 系 CU-PD-9		クラス1	S	一次 一次+二次	-	-	-	333	414	○	最大応力点			
								1015	354	×				
								疲労累積係数=0.7408 <sup>*2</sup>						
								828	414	×				
		クラス1	S	一次+二次	-	-	-	-	疲労累積係数=0.6612 <sup>*3</sup>					
									228	310	○			
		クラス1	S	一次 一次+二次	-	-	-	-	563	354	×			
									疲労累積係数=Ssに包含される					
									503	414	×			
									疲労累積係数=Ssに包含される					

\*1: 配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.0339であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

\*2: 配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中主 C1-適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.0085であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

\*3: 配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.0462であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

○: 最大の応力点又は疲労評価の値

×: 最大の応力点又は疲労評価の値



表 2 (5/5) 東海第二発電所 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価結果一覧

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震	必要最小肉厚モデル			測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			備考
					梁モデル評価			梁モデル評価			
					発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価	
復水系 (安全重要度クラス3 の高温・高圧環境 以外)	C-15	火力*1	B	B	1056	237	x	121	237	○	
	C-16	火力*1	B	B	259	311	○*2	88	311	○	
	C-17	火力*1	B	B	171	311	○	-	-	-	
	C-18	クラス3/火力*1	B	B	415	311	x	132	311	○	
	C-19	クラス3	B	B	109	233	○	-	-	-	
	C-20	クラス3	B	B	135	231	○	-	-	-	
	C-21	クラス3	B	B	317	311	x	131	311	○	
	C-22	クラス3	B	B	292	311	○	-	-	-	
	C-34	クラス3	B	B	180	231	○	-	-	-	
	C-35	クラス3/火力*1	B	B	470	233	x	68	233	○	
	C-39	火力*1	B	B	6662*3	233	x	227	233	○	
	C-WSN	火力*1	B	B	170	233	○	-	-	-	
	MUW-172-06	クラス3	B	B	144	188	○	-	-	-	

\*1:火力技術基準に区分されるが、耐震評価上クラス3として評価した。

\*2:モデル内のサポート容量変更を要するため、60年時点肉厚による評価を実施する。

\*3:当該部は、他のモデルと比較すると必要最小肉厚が薄く断面係数が小さい。また、管台形状であることから発生応力が高くなった。

黄色背景:最大応力点の値



## 原子炉系（蒸気部）ドレン配管の 60 年時点肉厚における疲労累積係数の算出過程

## (1) 評価仕様

- ① 原子炉系（蒸気部）ドレン配管のクラス区分はクラス 1 管に該当することから、JEAG4601-1987 6.3.3 項 管の許容応力に基づき、地震動のみによる疲労累積係数に通常運転時における疲労累積係数を加えて評価する。

なお、疲労累積係数の算出には、これまでの測定データに基づき想定した 60 年時点の肉厚による一様減肉を仮定した評価モデルを用いて算出する。

疲労累積係数の算出に用いる配管仕様を表 1 に示す。

表 1 原子炉系（蒸気部）ドレン配管の配管仕様

項目	単位	評価対象配管	
		原子炉系（蒸気部）ドレン配管	
		評価点 118	
		主管	分岐管
配管口径 Do	mm		
配管肉厚 t	mm	( ) *1	( ) *1
材質	—	STPT42	
縦弾性係数	MPa	182840*2	
最高使用圧力	MPa	8.62	
最高使用温度	℃	302	
設計応力強さ (Sm)	MPa	122*3	

\*1：( ) 内の数値は減肉前の公称肉厚を示す

\*2：設計・建設規格 付録材料図表 Part6 表 1 の値を最高使用温度の値に線形補間したもの

\*3：設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 1 の値を最高使用温度の値に線形補間したもの

(2) 算出過程

① 原子炉系（蒸気部）ドレン配管の60年時点肉厚における疲労累積係数の算出過程を以降に示す。

なお、ここでは疲労累積係数の算出ケースのうち、疲労累積係数が最も大きい基準地震動  $S_s$  による算出過程を示す。

算出に用いた諸元を表2に示す。

表2 原子炉系（蒸気部）ドレン配管の諸元

記号	諸元	単位	説明
JEAG4601-1984 2.2.1項 第1種管の許容応力の解説より			
$Z_r$		mm <sup>3</sup>	主管の断面係数
$Z_b$		mm <sup>3</sup>	分岐管の断面係数
$C_{2r}$	3.48	—	主管の応力係数
$K_{2r}$	1.00	—	主管の応力係数
$C_{2b}$	3.48	—	分岐管の応力係数
$K_{2b}$	1.00	—	分岐管の応力係数
$S_n$	—	MPa	一次+二次応力変動値
$S_p$	—	MPa	ピーク応力強さ
$S_l$	—	MPa	繰り返しピーク応力強さ
$M_{rs}$		N・mm	主管の地震のみによる慣性力と相対変位により生ずるモーメントの全振幅
$M_{bs}$		N・mm	分岐管の地震のみによる慣性力と相対変位により生ずるモーメントの全振幅
$K$	—	—	$S_p / S_n$
$K_e$	—	—	$K_e$ 係数
設計・建設規格 第4章 添付4-2より			
$S_l'$	—	MPa	繰り返しピーク応力強さ（縦弾性係数補正後）
$E$	1.82840E+05	MPa	材料の使用温度における縦弾性係数
$S_a$	—	MPa	任意の点の繰り返しピーク応力強さ
$N_a$	—	—	$S_a$ に対応する許容繰り返し回数
$S_1$	—	MPa	（表 添付4-2-1）中の $S_a$ より低く、かつ、最も近い繰り返しピーク応力強さ
$S_2$	—	MPa	（表 添付4-2-1）中の $S_a$ より高く、かつ、最も近い繰り返しピーク応力強さ
$N_1$	—	—	$S_1$ に対応する許容繰り返し回数
$N_2$	—	—	$S_2$ に対応する許容繰り返し回数

注：諸元欄の“—”は計算結果を参照



② 基準地震動  $S_s$  による疲労累積係数の算出過程

➤ 一次+二次応力を算出する。

JEAG4601-1984 2.2.1項 第1種管の許容応力の解説(6)

“a. 管台及び突合せ溶接式ティー”より

$$\begin{aligned}
 S_n &= \frac{C_{2b} \cdot M_{bs}}{Z_b} + \frac{C_{2r} \cdot M_{rs}}{Z_r} \\
 &= \frac{3.48 \times \boxed{\phantom{000000}}}{\boxed{\phantom{000000}}} + \frac{3.48 \times \boxed{\phantom{000000}}}{\boxed{\phantom{000000}}} \\
 &= \boxed{\phantom{000000}} \rightarrow 831 \text{ MPa}
 \end{aligned}$$

➤ ピーク応力強さを算出する。

JEAG4601-1984 2.2.1項 第1種管の許容応力の解説(8)

“a. 管台及び突合せ溶接式ティー”より

$$\begin{aligned}
 S_p &= \frac{K_{2b} \cdot C_{2b} \cdot M_{bs}}{Z_b} + \frac{K_{2r} \cdot C_{2r} \cdot M_{rs}}{Z_r} \\
 &= \frac{1.0 \times 3.48 \times \boxed{\phantom{000000}}}{\boxed{\phantom{000000}}} + \frac{1.0 \times 3.48 \times \boxed{\phantom{000000}}}{\boxed{\phantom{000000}}} \\
 &= \boxed{\phantom{000000}} \rightarrow 831 \text{ MPa}
 \end{aligned}$$

➤ 繰り返しピーク応力強さを算出する。

JEAG4601-1984 2.2.1項 第1種管の許容応力の解説(7)より

$$S_l = \frac{K_e \cdot S_p}{2} \dots A$$

A式の  $K_e$  係数を算出する。

設計・建設規格 PVB-3315 簡易弾塑性評価方法 (2) より

$$K = \frac{S_p}{S_n} = \frac{831}{831} = 1.0$$

$$B_0 = 2.59$$

よって、 $K < B_0$  となる。

$$\frac{S_n}{3S_m} = \frac{831}{366} = 2.270 \dots \textcircled{1}$$

表 PVB-33.5-1 より

材料の種類	炭素鋼
q	3.1
A <sub>o</sub>	0.66
B <sub>o</sub>	2.59

a.  $K < B_0$  のとき

$$\begin{aligned} & \frac{\left(q + \frac{A_0}{K} - 1\right) - \sqrt{\left(q + \frac{A_0}{K} - 1\right)^2 - 4A_0(q - 1)}}{2A_0} \\ &= \frac{\left(3.1 + \frac{0.66}{1.0} - 1\right) - \sqrt{\left(3.1 + \frac{0.66}{1.0} - 1\right)^2 - 4 \times 0.66(3.1 - 1)}}{2 \times 0.66} \\ &= 1.0 \quad \dots \quad \textcircled{2} \end{aligned}$$

①式  $\geq$  ②式より (b) の  $K_e$  式を使用する。

$$\begin{aligned} \text{(b) } K_e = K_e' &= 1 + (q - 1) \left(1 - \frac{3S_m}{S_n}\right) && \text{(PVB - 84)式} \\ &= 1 + (3.1 - 1) \left(1 - \frac{366}{831}\right) \\ &= 2.17509 \dots \rightarrow 2.20 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} S_l &= \frac{K_e \cdot S_p}{2} \\ &= \frac{2.20 \times 831}{2} \\ &= 914.1 \rightarrow 915 \text{ MPa} \quad (\text{縦弾性係数補正前}) \end{aligned}$$

➤ 設計疲労線図より許容繰返し回数を算出する。  
設計・建設規格 第4章 添付 4-2 より

繰返しピーク応力強さの縦弾性係数による補正  
( $E$  は使用温度である  $302^\circ\text{C}$  の値)

$$\begin{aligned} E &= 1.82840\text{E} + 05 \\ S_l' &= \frac{2.07\text{E} + 05}{E} \cdot S_l \\ &= \frac{2.07\text{E} + 05}{1.82840\text{E} + 05} \times 915 \\ &= 1035.90571 \dots \rightarrow 1035.906 \text{ MPa} \quad (\text{縦弾性係数補正後}) \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 N_a &= N_2 \times \left( \frac{N_1}{N_2} \right)^{\frac{\log S_2/S_a}{S_2/S_1}} \\
 &= 2.00E + 02 \times \left( \frac{5.00E + 02}{2.00E + 02} \right)^{(\log(1069/1035.906)/\log(1069/724))} \\
 &= 215.3493 \rightarrow 215
 \end{aligned}$$

➤ 疲労累積係数（UF）を算出する。

$$\begin{aligned}
 UF_{160} &= \frac{\text{地震繰返し回数}}{\text{許容繰返し回数}} = \frac{160^{*1}}{215} \\
 &= 0.744186 \dots \rightarrow 0.7442
 \end{aligned}$$

\*1：地震繰返し回数の160回は、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、一律に設定する等価繰返し回数として設定したものである。

工事計画認可申請（平成30年2月補正申請以降）の審査内容では、一律に設定する等価繰返し回数を用いた地震動による疲労累積係数と通常運転時の疲労累積係数の合計が許容値1を超える場合は、個別に設定する等価繰返し回数を用いて地震動による疲労累積係数を算出し評価するとしている。

このため、通常運転時の疲労累積係数0.4580と足し合わせると許容値1を超えるため、当該配管の等価繰返し回数に裕度を考慮した70回を個別に設定する繰返し回数と設定し、地震動による疲労累積係数を算出する。

$$\begin{aligned}
 UF_{70} &= \frac{\text{地震繰返し回数}}{\text{許容繰返し回数}} = \frac{70}{215} \\
 &= 0.325581 \dots \rightarrow 0.3256
 \end{aligned}$$

### (3) 評価結果

原子炉系（蒸気部）ドレン配管の60年時点肉厚における疲労累積係数を表3に示す。評価の結果、疲労累積係数は許容値1を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

表3 原子炉系（蒸気部）ドレン配管の60年時点肉厚における疲労累積係数

	地震動による 疲労累積係数	通常運転時の 疲労累積係数	合計	許容値
S <sub>d</sub> 地震時	0.3132 <sup>*2</sup>	0.4580 <sup>*4</sup>	0.7712	1以下 <sup>*1</sup>
S <sub>s</sub> 地震時	0.3256 <sup>*3</sup>	0.4580 <sup>*4</sup>	0.7836	

- \*1：JEAG4601に基づき、地震動による疲労累積係数に通常運転時の疲労累積係数を加えて評価する。なお、地震動による疲労累積係数の算出に用いる等価繰返し回数は、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、一律に設定する等価繰返し回数を用いた地震動による疲労累積係数と通常運転時の疲労累積係数の合計が許容値1を超える場合は、個別に設定する等価繰返し回数を用いて地震動による疲労累積係数を算出し評価する
- \*2：弾性設計用地震動  $S_d$  による疲労累積係数の算出に用いる等価繰返し回数は、一律に設定する等価繰返し回数として設定した320回を用いた
- \*3：基準地震動  $S_s$  による疲労累積係数の算出に用いる等価繰返し回数は、個別に設定する等価繰返し回数を用いており、裕度を考慮した70回と設定した
- \*4：本配管は、原子炉起動時及び停止時のみ通気する配管であるが、肉厚測定結果より得られる1年あたりの減肉量から推定した60年時点肉厚（肉厚測定時点若しくは運転開始から2011年3月までは運転実績時間、2011年3月から60年時点までは、運転計画に基づき停止期間を除いた運転時間により算出）を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚による60年時点の通常運転時の疲労累積係数である

(4) 評価における保守性について

① 通常運転時の疲労累積係数算出における保守性

実際の配管内面の腐食（流れ加速型腐食）による減肉は、運転開始から徐々に進展していくものであり、疲労累積係数もその減肉傾向に沿って蓄積されるものであるが、本評価においては、想定した60年時点肉厚を運転開始から適用することで、実際よりも高い疲労累積係数を用いて評価している。公称肉厚による通常運転時の疲労累積係数との比較を表4に示す。

表4 肉厚の違いによる通常運転時の疲労累積係数の比較

	原子炉系（蒸気部）ドレン配管
公称肉厚	0.0125
60年時点肉厚	0.4580

60年時点肉厚を想定する際に考慮する将来の運転時間は、2016年11月時点の中長期運転保守計画に基づき、次回起動日（2020年9月）以降から60年時点までの運転日数を用いており、 $420 \text{日} \times 12 \text{サイクル} + 316 \text{日} = 5,356 \text{日}$ としている。

一方、現在社内で検討している次回起動日及び将来の設備利用率を80%とした場合の運転日数は、以下となる。

- ・2021年3月末まで停止、暫定で同年3月31日起動想定
- ・60年時点までの日数は6,452日であることから、設備利用率80%の場合は、  
 $\text{運転日数} = 6,452 \times 80\% = 5,162 \text{日}$



上記より、60年時点肉厚の想定に用いた次回起動日（2020年9月）以降の運転日数は、将来の設備利用率を80%とした計画より大きな設定となっている。

したがって、60年時点肉厚における疲労累積係数は十分な保守性を有している。

(5) 原子炉系（蒸気部）ドレン配管の個別に設定する等価繰返し回数（70回）の算出  
一律に設定する等価繰返し回数による基準地震動  $S_S$  の疲労累積係数と通常運転時の疲労累積係数の合計値が許容値 1 を上回る。

このため、当該配管における個別に設定する等価繰返し回数を設定して評価を行うにあたり、70回の算出過程を以下に示す。

なお、等価繰返し回数の算出に用いる評価手法等は基準地震動  $S_S$  による一律に設定する等価繰返し回数及び別紙 2 に示す東北地方太平洋沖地震による影響評価を行う際に実施した等価繰返し回数の算出に用いた方法と同様の手法を用いて実施した。

#### ① 原子炉系（蒸気部）ドレン配管の質点位置

等価繰返し回数を算出するにあたり、原子炉系（蒸気部）ドレン配管の重心位置及びサポートの取付構造物、図 14 に示す原子炉建屋—大型機器・炉内構造物系連成解析モデルにおいて最も近い位置の質点番号における、等価繰返し回数を算定する。

＜原子炉系（蒸気部）ドレン配管＞

・ 重心位置：EL. 17.568m

・ サポートの取付構造物：原子炉本体の基礎

#### ② 原子炉系（蒸気部）ドレン配管の等価繰返し回数

上記より、図 14 の解析モデルにおいて設定した質点で一番近傍である質点番号 39（原子炉本体の基礎，EL. 19.856m）における等価繰返し回数とする。

等価繰返し回数にあたっては、当該配管の減衰定数である 2.0%を考慮し、基準地震動  $S_S$  8 波の各地震動における水平方向（NS, EW 方向）及び鉛直方向（UD 方向）の各方向を算出しており、各方向の最大値を保守的に丸めた回数を用いる。

当該配管の基準地震動  $S_S$  における等価繰返し回数は、表 4 に示すとおり最大値である  $S_S$ -D1・EW 方向の 61 回を保守的に丸めた 70 回となる。

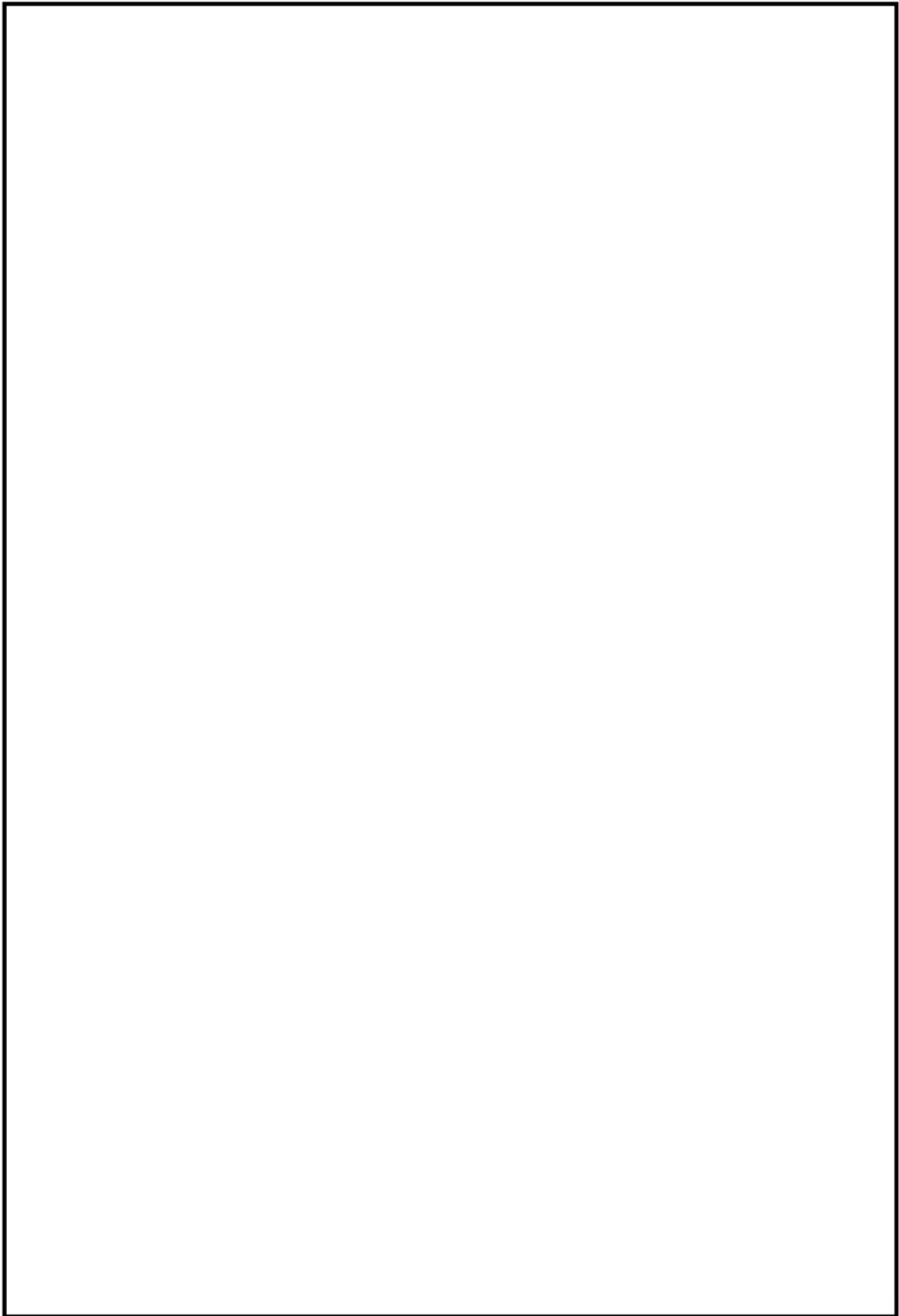


図 14 (1/2) 原子炉建屋－大型機器・炉内構造物系連成解析モデル (水平方向)

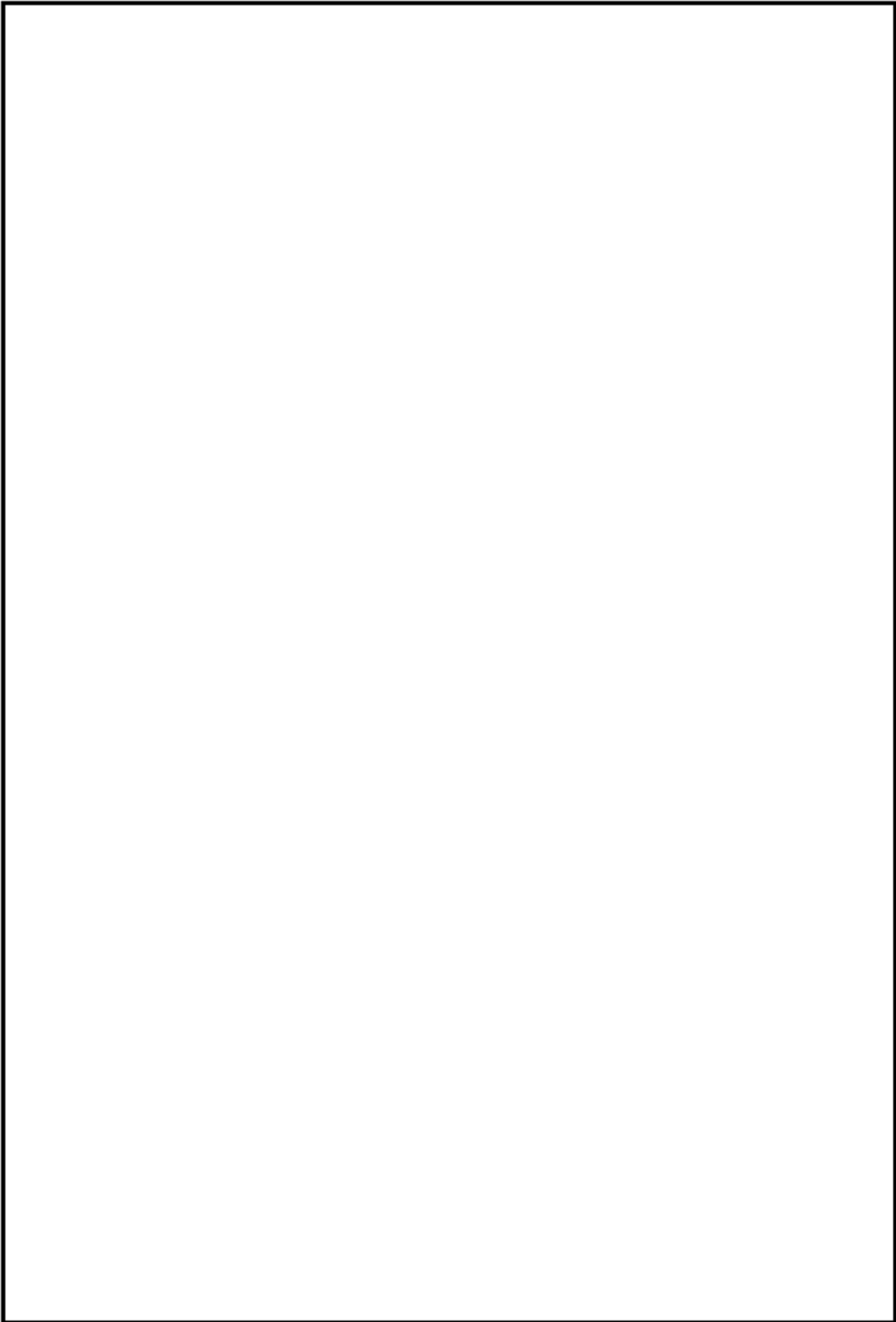


図 14 (2/2) 原子炉建屋—大型機器・炉内構造物系連成解析モデル (鉛直方向)

表 4 (1/2) 質点番号 39 の等価繰返し回数の算定結果

質点位置	減衰定数	S <sub>s</sub> -D1			S <sub>s</sub> -11			S <sub>s</sub> -12			S <sub>s</sub> -13		
		NS	EW	UD	NS	EW	UD	NS	EW	UD	NS	EW	UD
原子炉本体の基礎 EL. 19.856m	2.0%	58	61	58	22	17	34	22	21	21	23	20	24
	0.5% (参考)	90	97	145	41	42	48	40	44	37	39	41	35

表 4 (2/2) 質点番号 39 の等価繰返し回数の算定結果

質点位置	減衰定数	S <sub>s</sub> -14			S <sub>s</sub> -21			S <sub>s</sub> -22			S <sub>s</sub> -31		
		NS	EW	UD	NS	EW	UD	NS	EW	UD	NS	EW	UD
原子炉本体の基礎 EL. 19.856m	2.0%	21	20	25	34	29	36	32	31	39	8	8	10
	0.5% (参考)	42	47	32	48	50	48	43	59	54	15	15	19



原子炉系（蒸気部）主配管及び原子炉冷却材浄化系配管の腐食（流れ加速型腐食）  
に対する耐震安全性評価

他プラントにおける類似配管の減肉事象を踏まえて、FAC-1 管理範囲のうち原子炉系（蒸気部）主配管の耐震重要度 S クラスの範囲及び原子炉内への水素注入による炭素鋼配管内表面の酸化被膜低減による腐食量増加の可能性がある原子炉冷却材浄化系配管の耐震重要度 S クラスの範囲について、腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震安全性評価を実施した。

(1) 評価対象配管

原子炉系（蒸気部）主配管及び原子炉冷却材浄化系配管の評価対象を以下のとおり選定した。

① 原子炉系（蒸気部）主配管

原子炉系（蒸気部）主配管の A～D 系配管のうち、工事計画認可申請（平成 30 年 2 月補正）の主蒸気隔離弁及び主蒸気逃がし安全弁の動的機能維持評価における地震時の加速度評価において、加速度が最も高い値を示した B 系配管を選定した。

② 原子炉冷却材浄化系配管

原子炉冷却材浄化系配管のうち、酸化被膜低減による影響を考慮する必要のある炭素鋼配管で耐震重要度が S クラスの範囲である原子炉压力容器底部ノズル～原子炉再循環系からの取出配管合流部までを選定した。

(2) 評価条件

① 配管肉厚

原子炉系（蒸気部）主配管及び原子炉冷却材浄化系配管ともに配管減肉管理規格に規定される配管減肉管理対象ランクである FAC-2 及び FAC-S に該当しないことから、劣化状況評価における配管減肉を考慮した耐震安全性評価の対象外となる。

このため、通常の減肉耐震評価を行う際に考慮する必要最小肉厚での耐震評価は行わず、これまでの肉厚測定記録を基にした運転開始後 60 年時点での想定肉厚での耐震評価を実施した。

② 解析モデル及び床応答曲線、解析手法

解析モデル及び床応答曲線、解析手法は工事計画認可申請（平成30年2月補正）と同様のものを用いて耐震評価を実施した。

原子炉系（蒸気部）主配管及び原子炉冷却材浄化系配管の入力地震動条件として、ペDESTAL（EL. 19.856m）の設備評価用床応答曲線（東海第二発電所設置変更許可申請書（平成30年6月補正）及び工事計画認可申請書（平成30年2月補正）で記載される基準地震動 $S_s$ （ $S_s$ -D1,  $S_s$ -11～14,  $S_s$ -21～22,  $S_s$ -31）の8波（1.5倍の裕度考慮）、弾性設計用地震動 $S_d$ 等）による震度を用いる。

評価に用いた設備評価用床応答曲線を図1～図4に示す。

プラント名 : 東海第二発電所

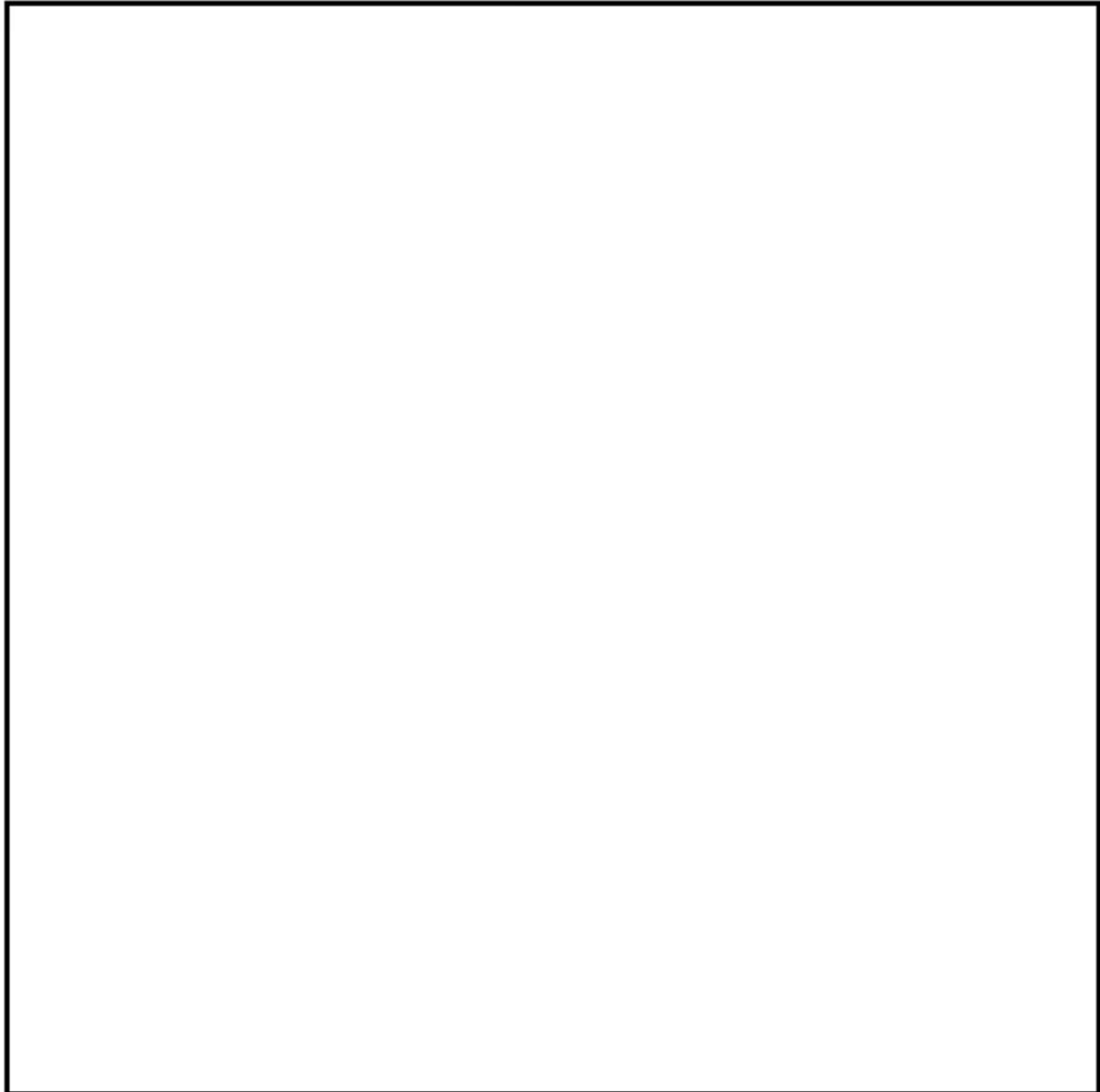
構造物名 : ペDESTAL

方向 : 水平方向

波形名 :  $S_S$ -D1,  $S_S$ -11,  $S_S$ -12,  $S_S$ -13,  $S_S$ -14,  $S_S$ -21,  $S_S$ -22 及び  $S_S$ -31

標高 : EL19.856m

減衰 : 2.0 (%)

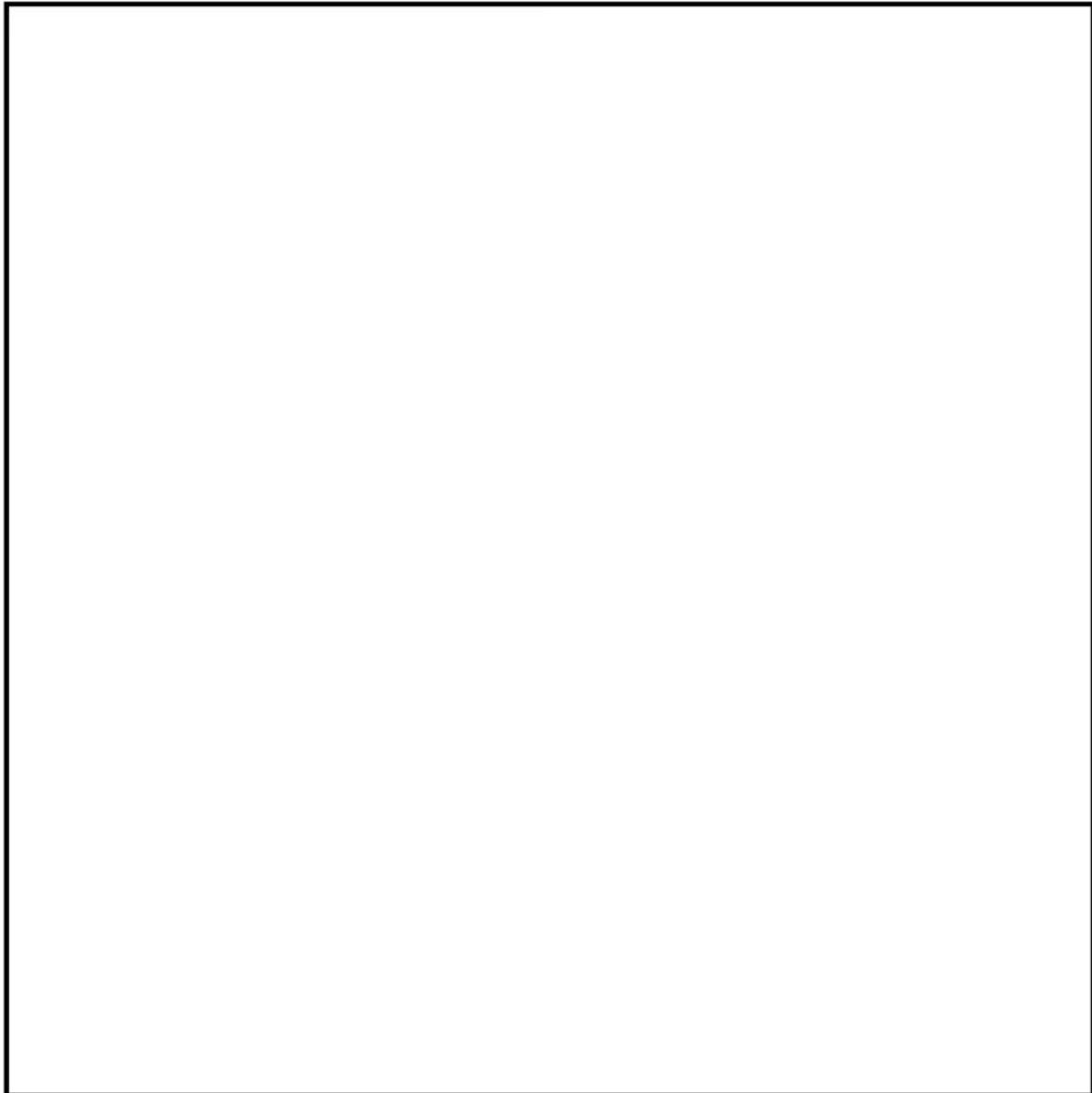


— : 原子炉系（蒸気部）主配管の固有周期（1次モード） : 0.118 [s] の震度 : 8.85 [G]

— : 原子炉冷却材浄化系配管の固有周期（1次モード） : 0.124 [s] の震度 : 8.85 [G]

図1 原子炉系（蒸気部）主配管及び原子炉冷却材浄化系配管設置場所の  
設備評価用床応答曲線（基準地震動  $S_S$ , 水平方向）

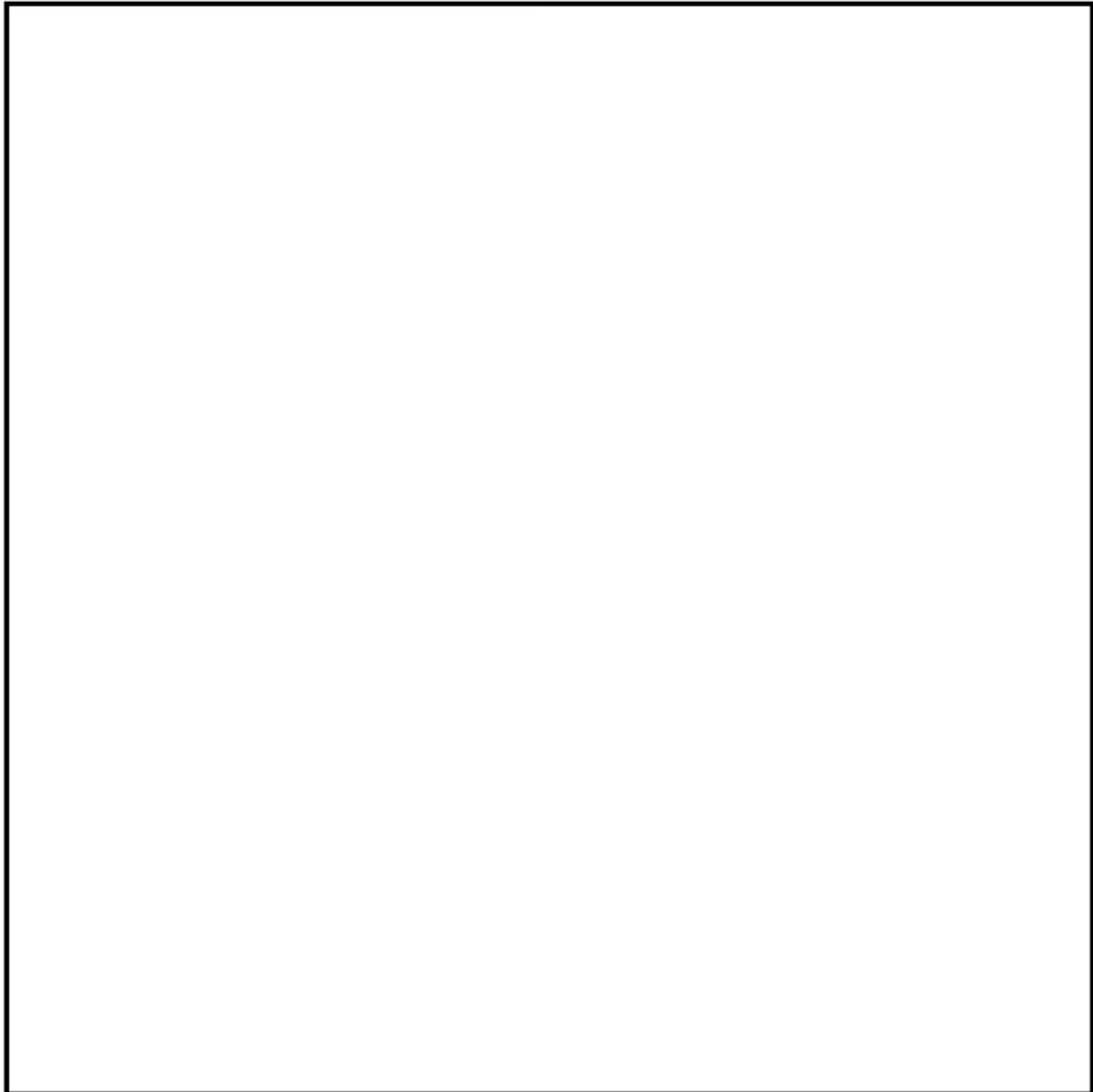
プラント名 : 東海第二発電所  
構造物名 : ペDESTAL  
方向 : 鉛直方向  
波形名 : S<sub>s</sub>-D1, S<sub>s</sub>-11, S<sub>s</sub>-12, S<sub>s</sub>-13, S<sub>s</sub>-14, S<sub>s</sub>-21, S<sub>s</sub>-22 及び S<sub>s</sub>-31  
標高 : EL19.856m  
減衰 : 2.0 (%)



- : 原子炉系（蒸気部）主配管の固有周期（1次モード） : 0.118 [s] の震度 : 5.99 [G]
- : 原子炉冷却材浄化系配管の固有周期（1次モード） : 0.124 [s] の震度 : 6.02 [G]

図2 原子炉系（蒸気部）主配管及び原子炉冷却材浄化系配管設置場所の  
設備評価用床応答曲線（基準地震動 S<sub>s</sub>, 鉛直方向）

プラント名 : 東海第二発電所  
構造物名 : ペDESTAL  
方向 : 水平方向  
波形名 :  $S_d$ -D1,  $S_d$ -11,  $S_d$ -12,  $S_d$ -13,  $S_d$ -14,  $S_d$ -21,  $S_d$ -22 及び  $S_d$ -31  
標高 : EL19.856m  
減衰 : 2.0 (%)



- : 原子炉系（蒸気部）主配管の固有周期（1次モード）: 0.118 [s] の震度 : 6.04 [G]
- : 原子炉冷却材浄化系配管の固有周期（1次モード）: 0.124 [s] の震度 : 6.04 [G]

図3 原子炉系（蒸気部）主配管及び原子炉冷却材浄化系配管設置場所の設備評価用床応答曲線（弾性設計用地震動  $S_d$ , 水平方向）

プラント名：東海第二発電所

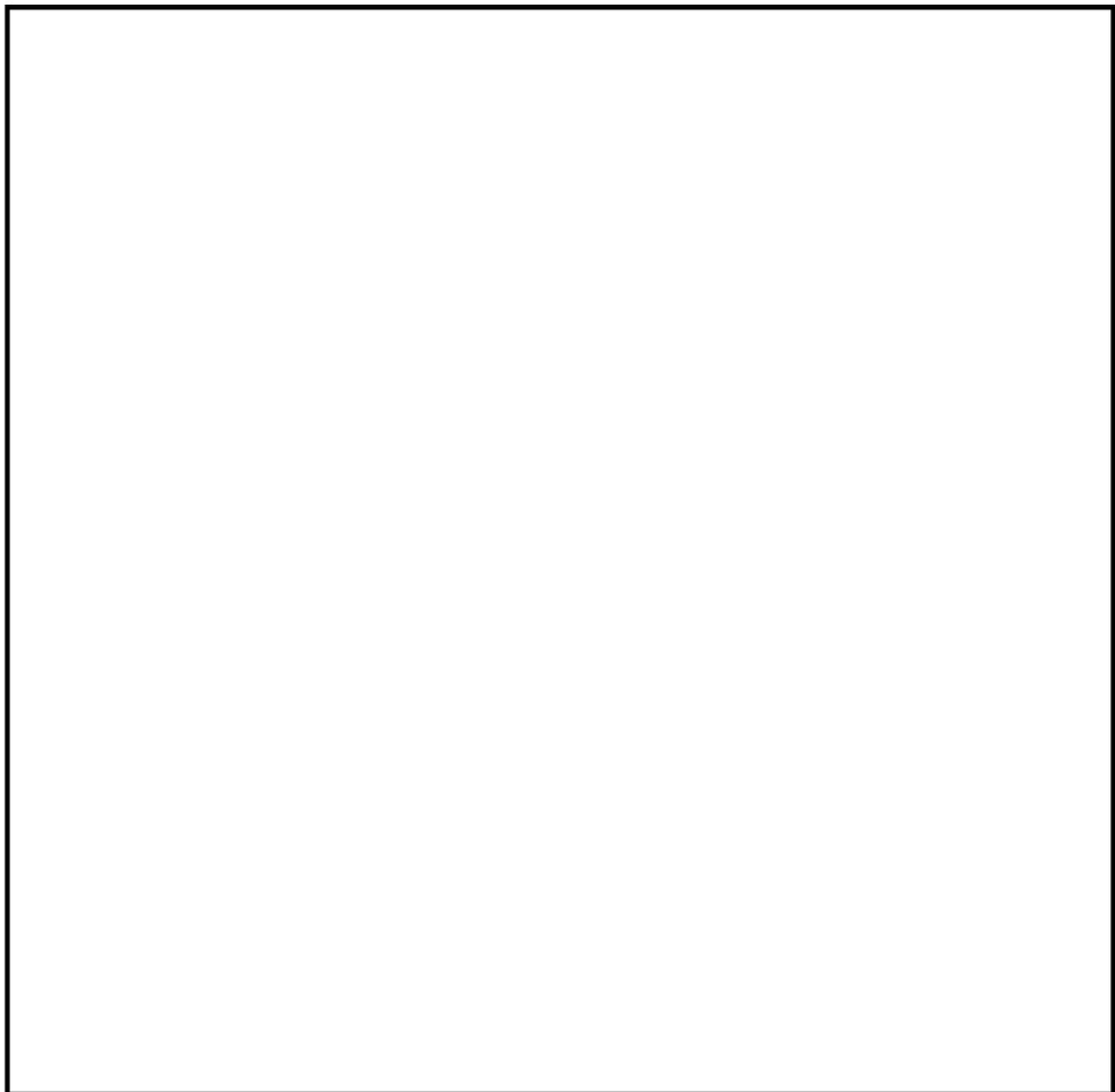
構造物名：ペDESTAL

方向：鉛直方向

波形名： $S_d$ -D1,  $S_d$ -11,  $S_d$ -12,  $S_d$ -13,  $S_d$ -14,  $S_d$ -21,  $S_d$ -22 及び  $S_d$ -31

標高：EL19.856m

減衰：2.0 (%)



— : 原子炉系（蒸気部）主配管の固有周期（1次モード）：0.118 [s] の震度：3.19 [G]

— : 原子炉冷却材浄化系配管の固有周期（1次モード）：0.124 [s] の震度：3.20 [G]

図4 原子炉系（蒸気部）主配管及び原子炉冷却材浄化系配管設置場所の  
設備評価用床応答曲線（弾性設計用地震動  $S_d$ ，鉛直方向）

(3) 評価結果

① 原子炉系（蒸気部）主配管

原子炉系（蒸気部）主配管の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震安全性評価結果を表1に示す。

運転開始後60年時点肉厚の減肉を想定し、地震時の発生応力、又は疲労累積係数を評価した結果、許容値を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

表1 原子炉系（蒸気部）主配管の腐食による減肉を考慮した耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 (MPa)	許容応力*2 (MPa)
						60年時点肉厚*1	
原子炉系 (蒸気部) [主配管]	クラス1	S	S <sub>s</sub>	IV <sub>A</sub> S	一次応力	317	345
					一次+二次応力	829 (疲労累積係数: 0.9249*4,*5)	345 (疲労累積係数許 容値:1以下*3)
			S <sub>d</sub>	III <sub>A</sub> S	一次応力	236	258
					一次+二次応力	489 (疲労累積係数: S <sub>s</sub> に包含される*4)	345 (疲労累積係数許 容値:1以下*3)
	クラス2	S	S <sub>s</sub>	IV <sub>A</sub> S	一次応力	90	380
					一次+二次応力	51	418
			S <sub>d</sub>	III <sub>A</sub> S	一次応力	82	209
					一次+二次応力	33	418

\*1: これまでの測定データに基づき想定した肉厚

\*2: 設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表1 又は表8, 表9より求まる値

\*3: JEAG4601に基づき、地震動による疲労累積係数に通常運転時の疲労累積係数を加えて評価する

\*4: 地震動による疲労累積係数。等価繰返し回数は、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、基準地震動 S<sub>s</sub> は、一律に設定する等価繰返し回数として設定した160回を用いた。弾性設計用地震動 S<sub>d</sub> については、等価繰返し回数を2回分考慮しても基準地震動 S<sub>s</sub> の等価繰返し回数である160回以下となるため、基準地震動 S<sub>s</sub> による疲労累積係数に包含される

\*5: 肉厚測定結果より得られる1年あたりの減肉量から推定した60年時点肉厚（肉厚測定時点若しくは運転開始から2011年3月までは運転実績時間、2011年3月から60年時点までは、運転計画に基づき停止期間を除いた運転時間により算出）を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.0339であるため、基準地震動 S<sub>s</sub> による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る



② 原子炉冷却材浄化系配管

原子炉冷却材浄化系配管の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震安全性評価結果を表 2 に示す。

運転開始後 60 年時点肉厚の減肉を想定し、地震時の発生応力、又は疲労累積係数を評価した結果、許容値を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

表 2 原子炉冷却材浄化系配管の腐食による減肉を考慮した耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 (MPa)	許容応力*2 (MPa)
						60 年時点肉厚*1	
原子炉冷却材浄化系配管	クラス 1	S	S <sub>s</sub>	IV <sub>s</sub> S	一次応力	333*3,*4	414
					一次+二次応力	1015*3 (疲労累積係数: 0.7408*6,*7)	354 (疲労累積係数許容値: 1 以下*5)
						828*4 (疲労累積係数: 0.6612*6,*8)	414 (疲労累積係数許容値: 1 以下*5)
			S <sub>d</sub>	III <sub>s</sub> S	一次応力	228*3,*4	310
					一次+二次応力	563*3 (疲労累積係数: S <sub>s</sub> に包含される*6)	354 (疲労累積係数許容値: 1 以下*5)
						503*4 (疲労累積係数: S <sub>s</sub> に包含される*6)	414 (疲労累積係数許容値: 1 以下*5)

\*1: これまでの測定データに基づき想定した肉厚

\*2: 設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 1 より求まる値

\*3: 評価対象ラインのうち、最大の発生応力を示す

\*4: 評価対象ラインのうち、炭素鋼配管部における最大の発生応力を示す

\*5: JEAG4601 に基づき、地震動による疲労累積係数に通常運転時の疲労累積係数を加えて評価する

\*6: 地震動による疲労累積係数。等価繰返し回数は、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、基準地震動 S<sub>s</sub> は、一律に設定する等価繰返し回数として設定した 160 回を用いた。弾性設計用地震動 S<sub>d</sub> については、等価繰返し回数を 2 回分考慮しても基準地震動 S<sub>s</sub> の等価繰返し回数である 160 回以下となるため、基準地震動 S<sub>s</sub> による疲労累積係数に包含される

\*7: 肉厚測定結果より得られる 1 年あたりの減肉量から推定した 60 年時点肉厚（肉厚測定時点若しくは運転開始から 2011 年 3 月までは運転実績時間、2011 年 3 月から 60 年時点までは、運転計画に基づき停止期間を除いた運転時間により算出）を、保守的に運転開始から 60 年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は 0.0085 であるため、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値 1 を下回る

\*8: 肉厚測定結果より得られる 1 年あたりの減肉量から推定した 60 年時点肉厚（肉厚測定時点若しくは運転開始から 2011 年 3 月までは運転実績時間、2011 年 3 月から 60 年時点までは、運転計画に基づき停止期間を除いた運転時間により算出）を、保守的に運転開始から 60 年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は 0.0462 であるため、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値 1 を下回る

#### (4) 評価における保守性について

##### ① 地震時の疲労累積係数算出における保守性

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、地震時の疲労累積係数の算出に用いる等価繰返し回数は、原子炉格納容器内大型機器・構造物の疲労累積係数算出に用いる全般に適用可能な一律に設定する等価繰返し回数である 160 回を用いているが、本評価対象配管の質点位置における等価繰返し回数は、添付番号 1 の原子炉系（蒸気部）ドレン配管と同様、減衰定数 2.0% を考慮した基準地震動 S<sub>s</sub>8 波の各地震動における水平方向（NS, EW 方向）及び鉛直方向（UD 方向）の各方向の最大値は 61 回であり、これを丸めた 70 回が個別に設定する等価繰返し回数となることから、一律に設定する等価繰返し回数 160 回は、十分な裕度を確保しており、算出される疲労累積係数は、保守性を有している。

##### ② 通常運転時の疲労累積係数算出における保守性

実際の配管内面の腐食（流れ加速型腐食）による減肉は、運転開始から徐々に進展していくものであり、疲労累積係数もその減肉傾向に沿って蓄積されるものであるが、本評価においては、想定した 60 年時点肉厚を運転開始から適用することで、実際よりも高い疲労累積係数を用いて評価している。公称肉厚による通常運転時の疲労累積係数との比較を表 3 に示す。

表 3 肉厚の違いによる通常運転時の疲労累積係数の比較

	原子炉系（蒸気部） 主配管	原子炉冷却材浄化系配管 （炭素鋼配管部）
公称肉厚	0.0271	0.0124
60 年時点肉厚	0.0339	0.0462

60 年時点肉厚を想定する際に考慮する将来の運転時間は、2016 年 11 月時点の中長期運転保守計画に基づき、次回起動日（2020 年 9 月）以降から 60 年時点までの運転日数を用いており、 $420 \text{ 日} \times 12 \text{ サイクル} + 316 \text{ 日} = 5,356 \text{ 日}$ としている。

一方、現在社内で検討している次回起動日及び将来の設備利用率を 80%とした場合の運転日数は、以下となる。

- ・ 2021 年 3 月末まで停止、暫定で同年 3 月 31 日起動想定
- ・ 60 年時点までの日数は 6,452 日であることから、設備利用率 80%の場合は、  
運転日数 =  $6,452 \times 80\% = 5,162 \text{ 日}$

上記より、60 年時点肉厚の想定に用いた次回起動日（2020 年 9 月）以降の運転日数は、将来の設備利用率を 80%とした計画より大きな設定となっている。

したがって、60 年時点肉厚における疲労累積係数は十分な保守性を有している。