

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK補-III-7 改2
提出年月日	平成30年3月8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3月8日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、枠囲みの範囲は、営業秘密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目次

1. はじめに	1
2. 耐震安全性評価の目的	1
3. 評価対象機器	1
4. 耐震安全性評価の評価手順	2
5. 耐震安全性評価の概要	6
6. 耐震安全性評価内容及び結果	9
7. 耐震安全性評価のまとめ	21
8. 高経年化への対応	21
9. 審査基準適合性	21

参考：基準地震動の特性について	23
-----------------	----

別紙 1. 弁の動的機能維持評価について	27
別紙 2. 水平 2 方向を考慮した耐震評価について	36
別紙 3. 制御棒挿入性評価について	37
別紙 4. 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	40
別紙 5. 建設後の耐震補強の実績について	41
別紙 6. 震災が評価に与える影響とその考え方について	42
別紙 7. 低サイクル疲労割れに対する耐震安全性評価について	49
別紙 8. 中性子照射脆化に対する耐震安全性評価について	59
別紙 9. 照射誘起型応力腐食割れに対する耐震安全性評価について	61
別紙 10. 主要 6 事象以外の経年劣化事象に対する耐震安全性評価	
別紙 10-1. シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れに対する耐震安全性評価につい て	74
別紙 10-2. 流れ加速型腐食に対する耐震安全性評価について	80
別紙 10-3. 機器付基礎ボルトの腐食に対する耐震安全性評価について	90
別紙 10-4. 後打ちアンカの耐震安全性評価について	91
別紙 11. 浸水防護施設の耐震安全性評価について	92
別紙 12. 第 3 給水加熱器の伝熱管の耐震安全性評価について	93

4.4 東北地方太平洋沖地震による影響評価

東北地方太平洋沖地震（以下、TPO地震）による影響評価については共通事項で述べられている。

耐震安全性評価の補足説明資料では、TPO地震により耐震安全性評価に影響のある疲労割れについて、TPO地震と組み合わせて、耐震安全性を評価する。

耐震安全性評価上考慮した基準地震動 S_s による疲労累積係数が最大である（地震荷重が機器に与える影響が大きい）機種を選択し、TPO地震による疲労累積係数を算出して、他の荷重と組み合わせて許容値“1”より小さく、耐震安全上問題のないことを確認する。

4.5 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価

水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価については追而とする。

5. 耐震安全性評価の概要

5.1 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象

4.2に従い抽出された耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を表3に示す。

5.2 経年劣化事象ごとの耐震安全性評価の内容

技術評価の結果から経年劣化を保守的に想定したうえ、耐震安全性評価を行う。経年劣化事象ごとの耐震安全性評価の内容について表4に示す。

5.3 工認で用いた耐震評価手法等の反映について

現状の設備状態に基づき耐震安全性評価を行うことを基本とするが、工事計画に係る設備については、工事計画認可申請書どおりに工事が実施されることを前提とした耐震安全性評価を行う。

また、工事計画にて適用されている地震動、評価手法等（評価方法、評価モデル等）を適切に反映した評価を実施する。

別紙

- 別紙 1. 弁の動的機能維持評価について
- 別紙 2. 水平 2 方向を考慮した耐震評価について
- 別紙 3. 制御棒挿入性評価について
- 別紙 4. 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
- 別紙 5. 建設後の耐震補強の実績について
- 別紙 6. 震災が評価に与える影響とその考え方について
- 別紙 7. 低サイクル疲労割れに対する耐震安全性評価について
- 別紙 8. 中性子照射脆化に対する耐震安全性評価について
- 別紙 9. 照射誘起型応力腐食割れに対する耐震安全性評価について
- 別紙 10. 主要 6 事象以外の経年劣化事象に対する耐震安全性評価
- 別紙 10-1. シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れに対する耐震安全性評価について
- 別紙 10-2. 流れ加速型腐食に対する耐震安全性評価について
- 別紙 10-3. 機器付基礎ボルトの腐食に対する耐震安全性評価について
- 別紙 10-4. 後打ちアンカの耐震安全性評価について
- 別紙 11 浸水防護施設の耐震安全性評価のについて

タイトル	弁の動的機能維持評価について
説明	<p>1. 動的機能維持評価の対象弁・経年劣化事象の抽出</p> <p>弁の地震時の応答加速度が機能確認済加速度を上回らないことを確認すべき対象を以下のとおり選定した</p> <div data-bbox="421 622 1123 739" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>①弁と配管の接続部における疲労割れ、②接続配管の腐食（流れ加速型腐食）に対する弁の動的機能維持評価</p> </div> <pre> graph TD Start[] --> D1{振動応答特性に影響する経年劣化事象か。} D1 -- Yes --> D2{振動応答特性に影響がある範囲に地震時に動的機能維持が要求される弁が存在するか。} D1 -- No*1 --> E[Evaluation target excluded] D2 -- Yes*2 --> B[詳細対象弁の抽出] D2 -- No --> E B --> L[] </pre> <div data-bbox="421 1415 1015 1599" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>原子炉給水逆止弁 (B22-F010), 主蒸気ドレン弁 (B22-F016, F019), 主蒸気隔離弁 (B22-F022, F028), 主蒸気逃がし安全弁 (B22-F013) について 20Hz, 50Hz, 100Hz, 200Hz における応答加速度の評価を実施する。</p> </div> <p>*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。</p> <p>*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されると考えられる。</p>

原子炉給水逆止弁，主蒸気ドレン弁，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，純水部）配管の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モデルを用いて，FRS（基準地震動 Ss8 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。

この結果，機能確認済加速度を上回ることがないことを確認した。

したがって，動的機能維持の観点から耐震安全上問題ないことを確認した。表 1 に動的機能維持評価結果を示す。

表 1 原子炉給水逆止弁, 主蒸気ドレン弁, 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	原子炉給水逆止弁 (B22-F010)		原子炉給水逆止弁 (B22-F032)		主蒸気ドレン弁 (B22-F016)		主蒸気隔離弁 (B22-F022, F028)		主蒸気逃がし安全弁 (B22-F013)		
	応答加速度	機能確認済 加速度	応答加速度	機能確認済 加速度	応答加速度	機能確認済 加速度	応答加速度	機能確認済 加速度	応答加速度	機能確認済 加速度	
Ss	水平		評価未完のため追而とします。								
	鉛直										

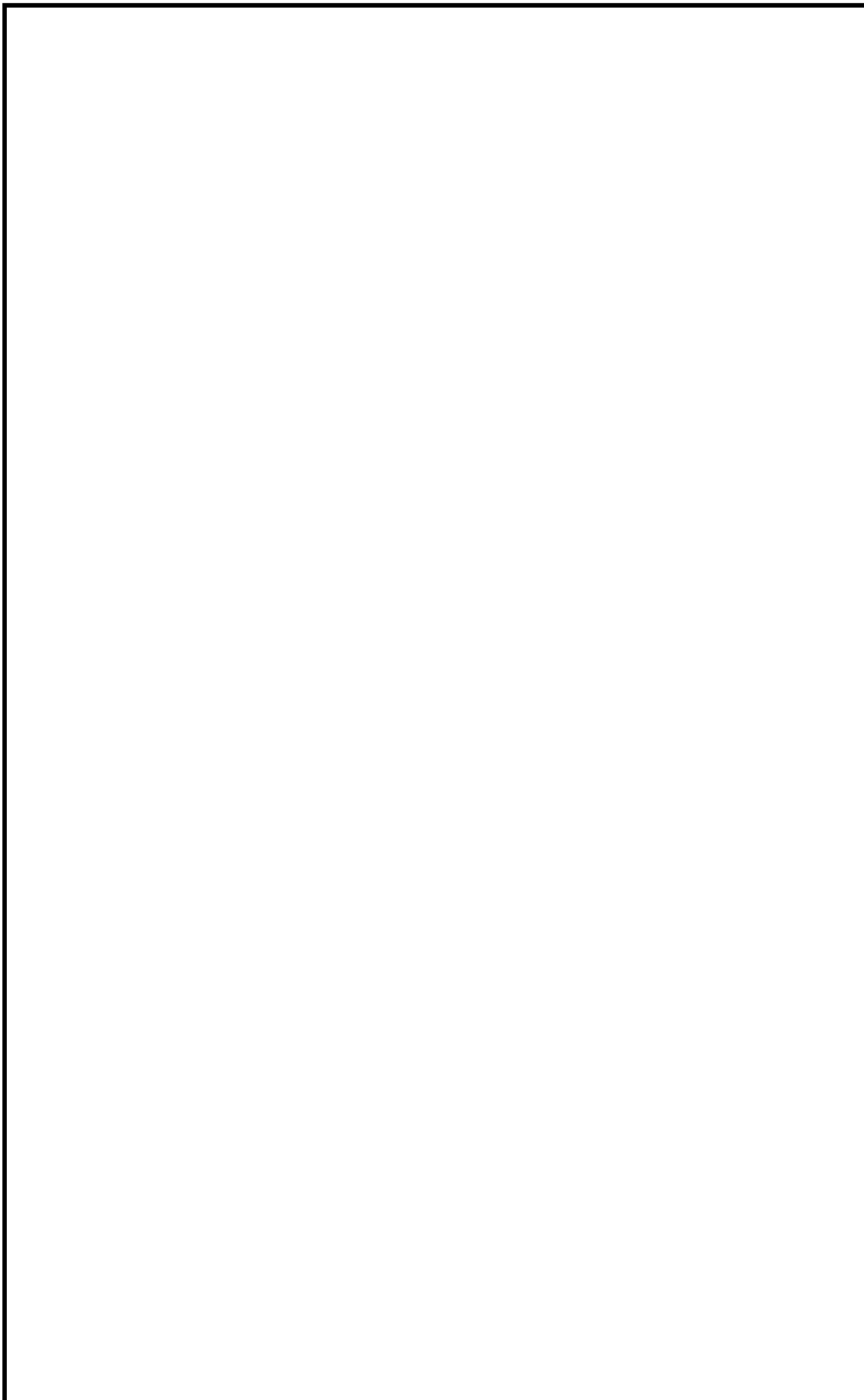


図1 原子炉系（純水部）A系配管（解析モデル）

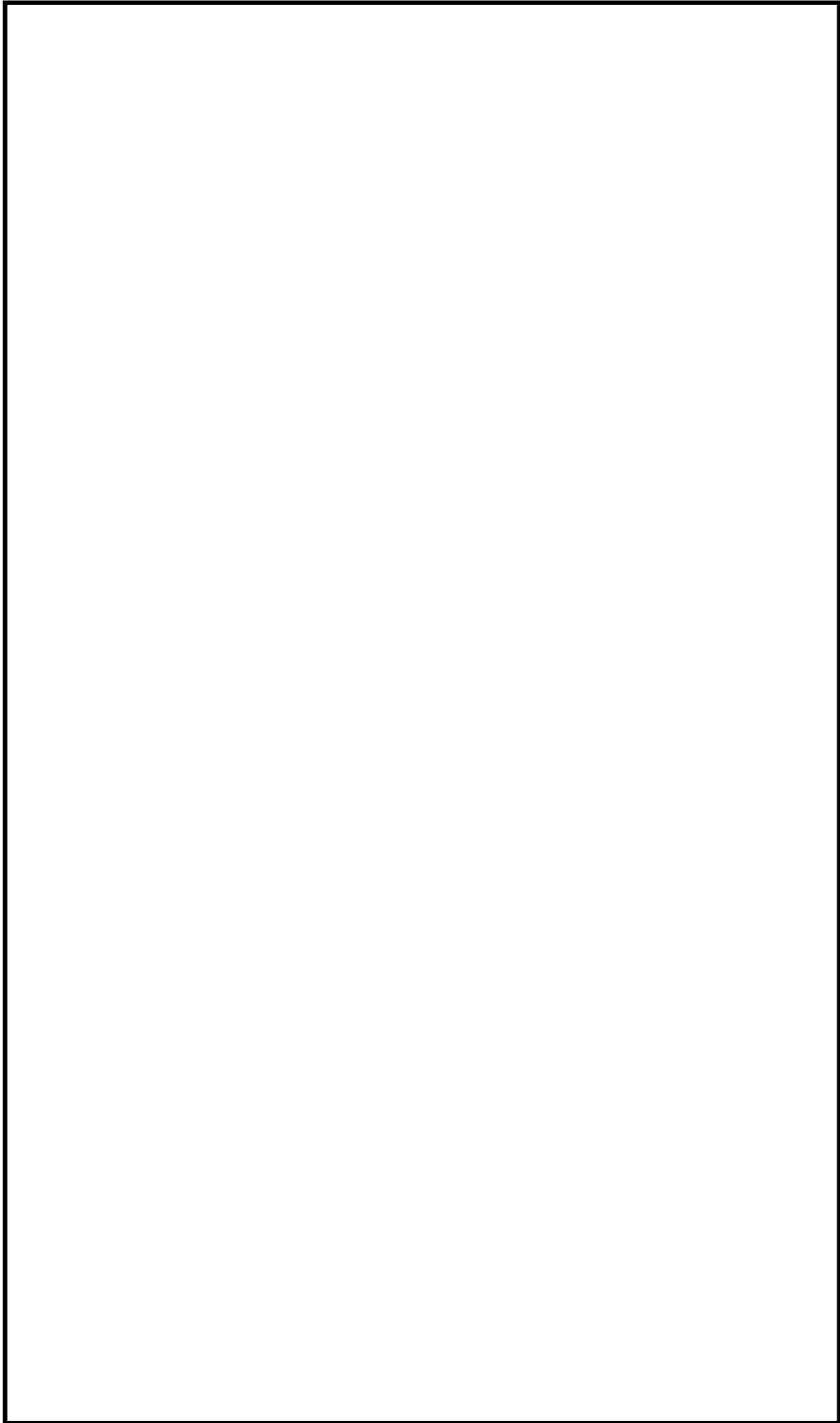


図2 原子炉系（純水部）B系配管（解析モデル）

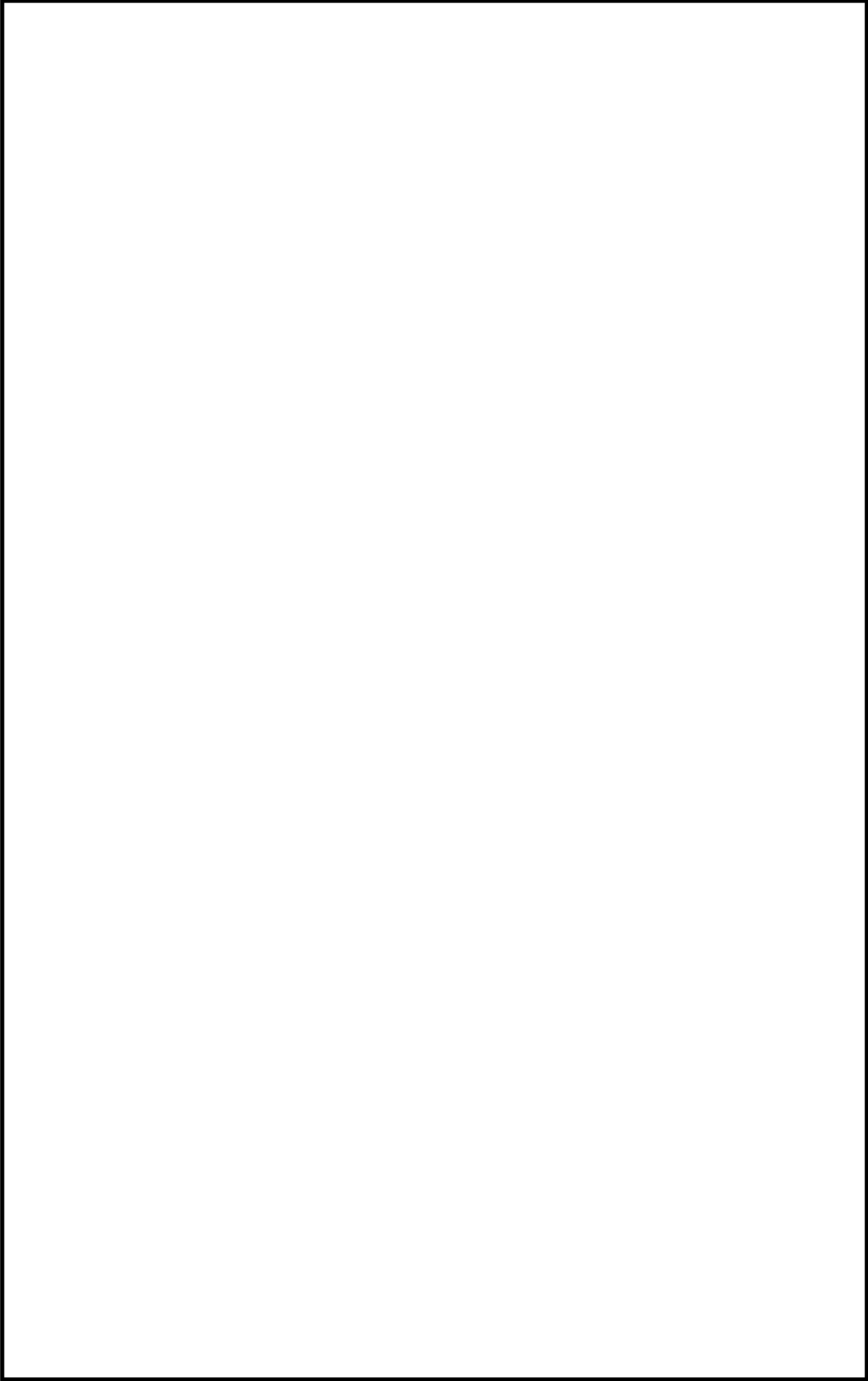


図3 原子炉系（蒸気部）配管（1/3）（原子炉格納容器外）（解析モデル）

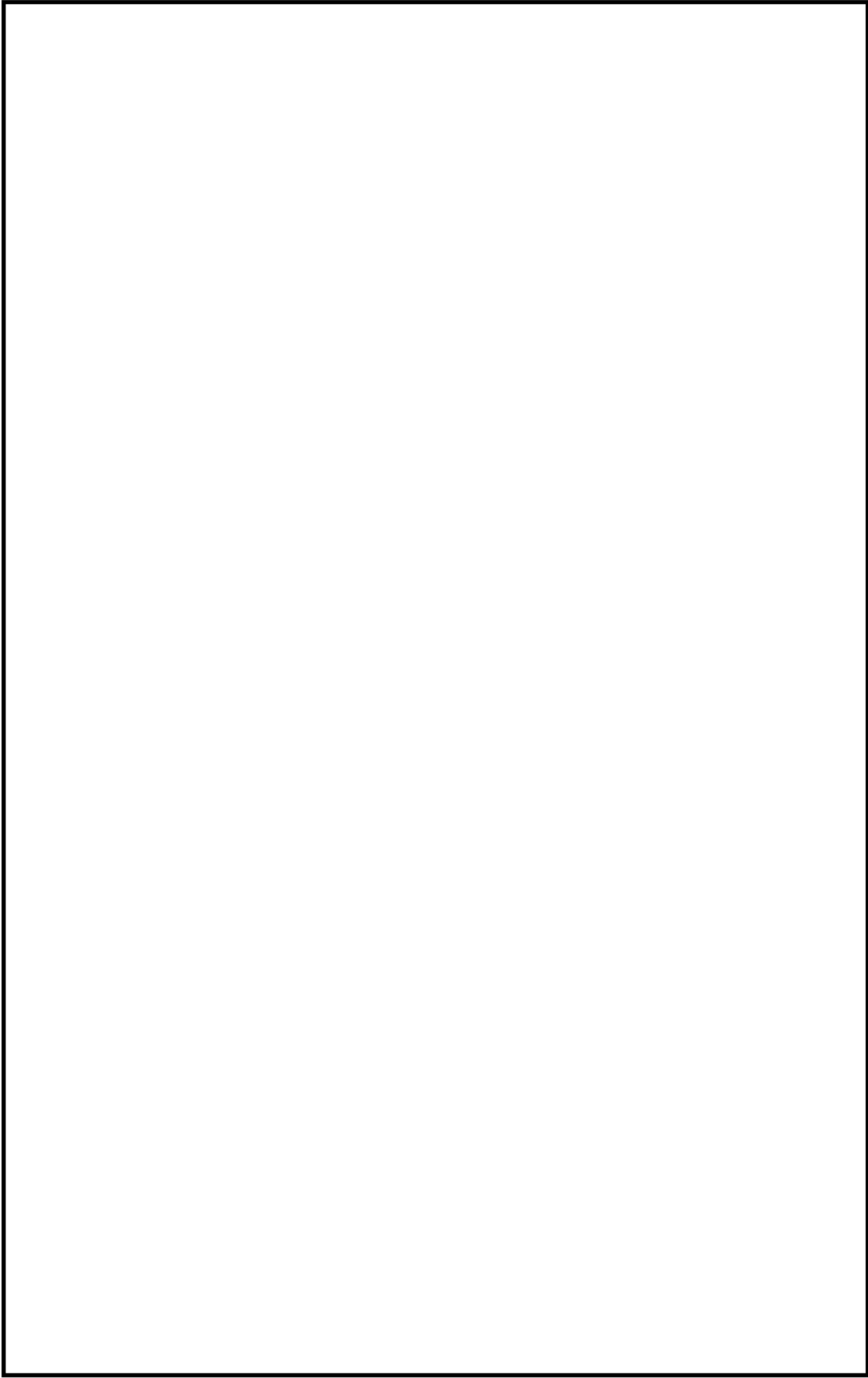


図 4 原子炉系 (蒸気部) (原子炉格納容器外) 配管 (2/3) (解析モデル)

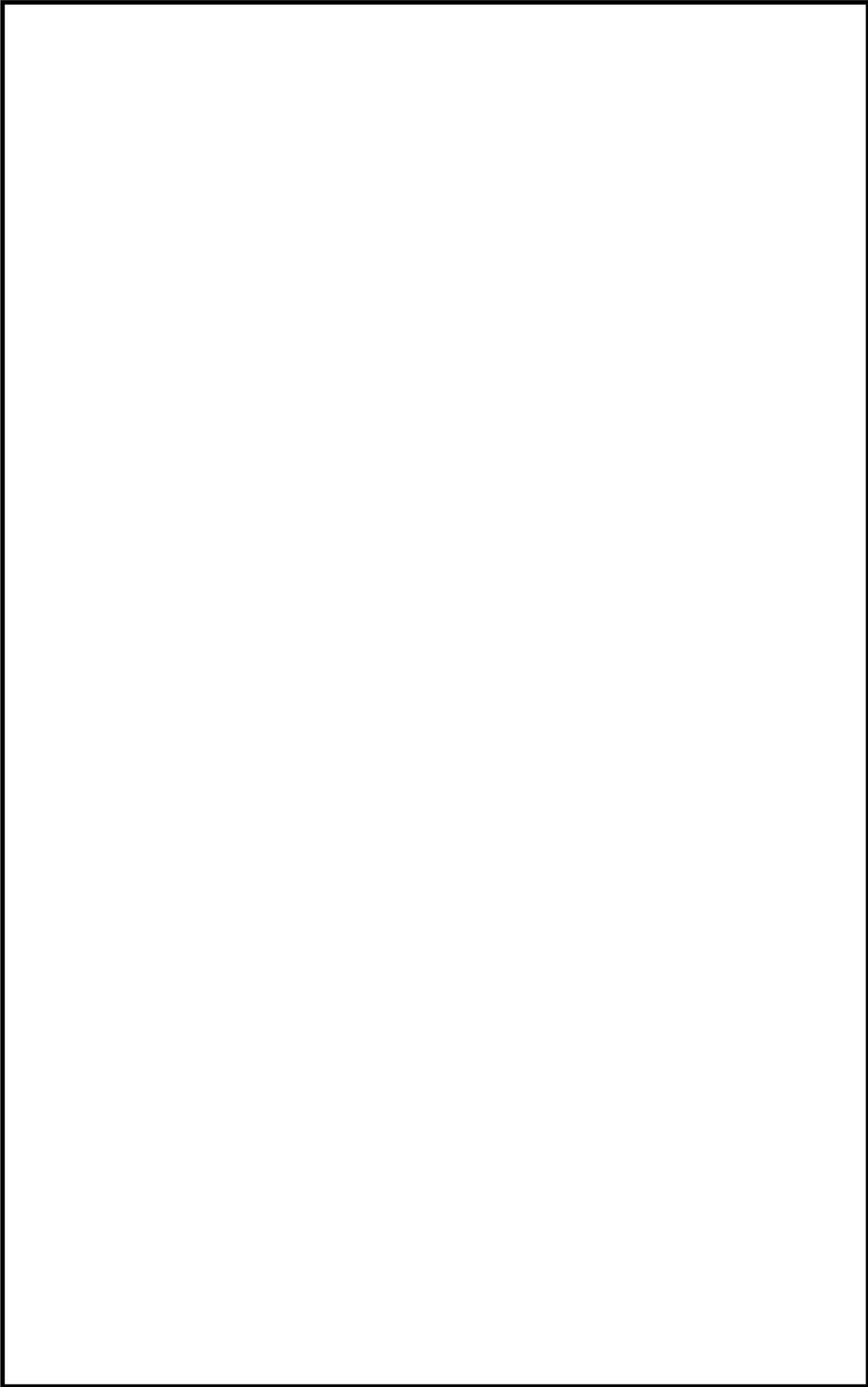


図5 原子炉系（蒸気部）（原子炉格納容器外）配管（3/3）（解析モデル）

解析モデル作成中のため追而とする

図 6 主蒸気系（蒸気部配管）（原子炉格納容器内）（1/1）（解析モデル）

タイトル	低サイクル疲労割れに対する耐震安全性評価について																																															
説明	<p>1. 通常運転時における疲労累積係数</p> <p>(1) 過渡回数</p> <p>原子炉系（蒸気部）配管の通常運転時における疲労評価に用いた 60 年時点の推定過渡回数を表 1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 1 原子炉系（蒸気部）における推定過渡回数</p> <table border="1" data-bbox="480 703 1377 1599"> <thead> <tr> <th rowspan="2">運転条件</th> <th colspan="2">過渡回数</th> </tr> <tr> <th>2016年11月 時点</th> <th>60年時点*1</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ボルト締付</td> <td>26</td> <td>46</td> </tr> <tr> <td>耐圧試験</td> <td>72</td> <td>132</td> </tr> <tr> <td>起動（昇温）</td> <td>65</td> <td>110</td> </tr> <tr> <td>起動（タービン起動）</td> <td>65</td> <td>110</td> </tr> <tr> <td>夜間低出力運転（出力75 %）</td> <td>67</td> <td>120</td> </tr> <tr> <td>週末低出力運転（出力50 %）</td> <td>115</td> <td>165</td> </tr> <tr> <td>制御棒パターン変更</td> <td>96</td> <td>176</td> </tr> <tr> <td>給水加熱機能喪失（発電機トリップ）</td> <td>0</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>給水加熱機能喪失（給水加熱器部分バイパス）</td> <td>0</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>スクラム（タービントリップ）</td> <td>16</td> <td>22</td> </tr> <tr> <td>スクラム（その他）</td> <td>20</td> <td>24</td> </tr> <tr> <td>停止</td> <td>65</td> <td>111</td> </tr> <tr> <td>スクラム（原子炉給水ポンプ停止）</td> <td>3</td> <td>6</td> </tr> <tr> <td>ボルト取外し</td> <td>26</td> <td>49</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：60年時点過渡回数＝実績過渡回数＋推定過渡回数 \geq（試運転時過渡回数＋運転開始後過渡回数）＋（運転開始後実績過渡回数／運転開始後現時点までの運転期間年数）×1.5×残年数 （評価条件として 2011 年 3 月から 2020 年 8 月末まで冷温停止状態，2020 年 9 月以降の過渡回数発生頻度は実績の 1.5 倍以上を想定）</p>	運転条件	過渡回数		2016年11月 時点	60年時点*1	ボルト締付	26	46	耐圧試験	72	132	起動（昇温）	65	110	起動（タービン起動）	65	110	夜間低出力運転（出力75 %）	67	120	週末低出力運転（出力50 %）	115	165	制御棒パターン変更	96	176	給水加熱機能喪失（発電機トリップ）	0	1	給水加熱機能喪失（給水加熱器部分バイパス）	0	1	スクラム（タービントリップ）	16	22	スクラム（その他）	20	24	停止	65	111	スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	3	6	ボルト取外し	26	49
運転条件	過渡回数																																															
	2016年11月 時点	60年時点*1																																														
ボルト締付	26	46																																														
耐圧試験	72	132																																														
起動（昇温）	65	110																																														
起動（タービン起動）	65	110																																														
夜間低出力運転（出力75 %）	67	120																																														
週末低出力運転（出力50 %）	115	165																																														
制御棒パターン変更	96	176																																														
給水加熱機能喪失（発電機トリップ）	0	1																																														
給水加熱機能喪失（給水加熱器部分バイパス）	0	1																																														
スクラム（タービントリップ）	16	22																																														
スクラム（その他）	20	24																																														
停止	65	111																																														
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	3	6																																														
ボルト取外し	26	49																																														

(2) 解析モデル

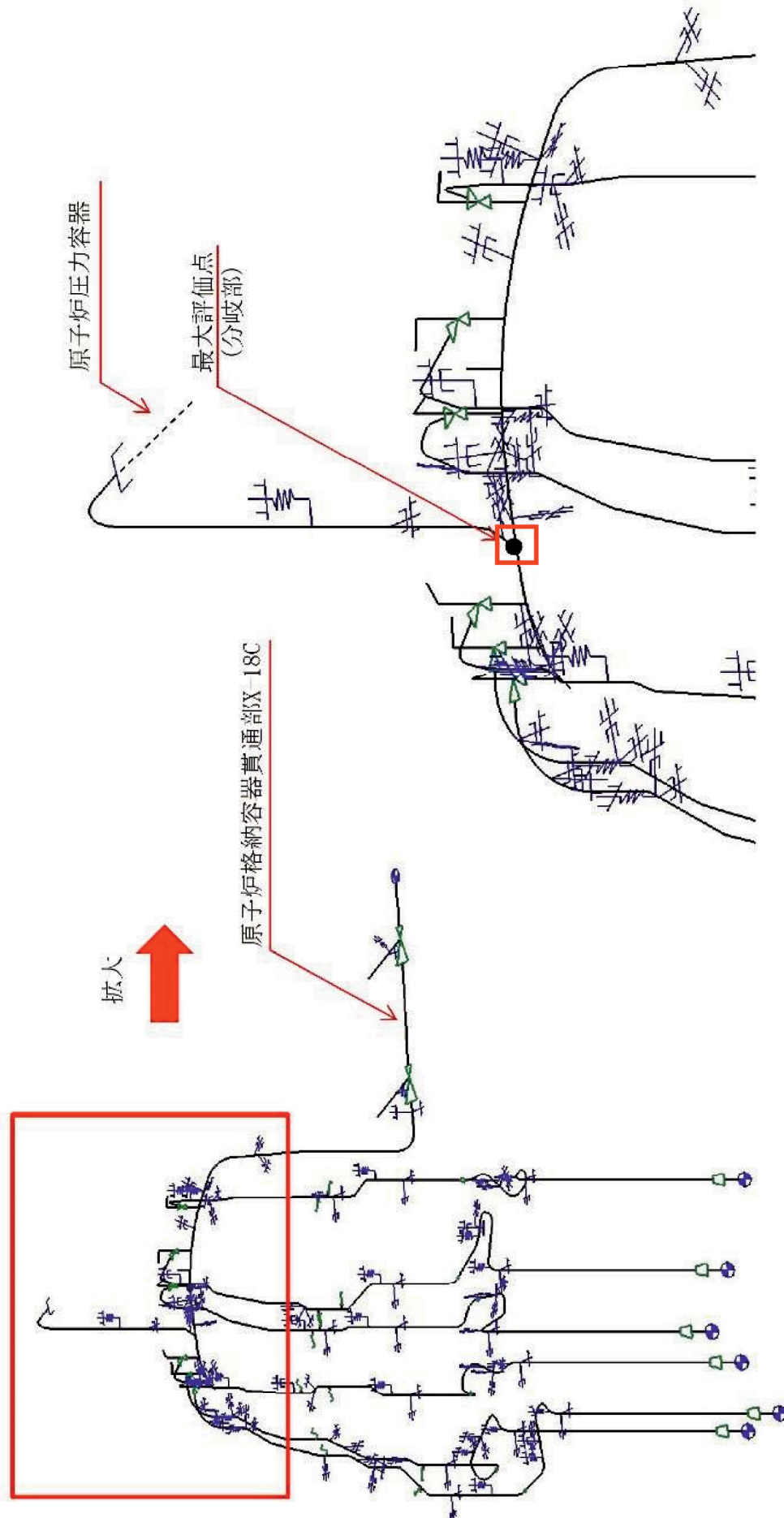
疲労累積係数の算出に用いた解析モデル及び評価点を図6-4-1から図6-4-3示す。解析コードはHISAPを使用した。

原子炉系配管（蒸気部）の解析モデルを図1に示す。

(3) 解析結果

原子炉系（蒸気部，解析モデル MS-A～D）の通常運転時における疲労累積係数の最大評価値は 0.0853 となる。

なお，解析コードを使用した原子炉系配管（蒸気部）の疲労累積係数の算出例を図 2 に，原子炉系配管（蒸気部，解析モデル MS-C）の通常運転時における疲労累積係数の算出結果例を図 3 にそれぞれ示す。



評価モデル全体図

図1 原子炉系（蒸気部）配管の疲労解析モデル

配管疲労評価 付表											
系統	主蒸気系	配管モデル名	MS-C	評価点No.	12	評価点属性	通常運転時の疲労累積係数最大点				
(1) 熱サイクルによる疲労評価の計算パラメータ及び結果	事象毎の組合せ	No.	名称	一次+二次応力	Ke係数	繰返しピーク応力(ヤング率修正後)	疲労累積係数				
				Sp	Sh	SL		60年目想定			
				番号	開始	終点					
				始点	終点	終点					
				材料	最高使用温度におけるヤング率	繰返しピーク応力(ヤング率修正後)	評価ケース				
				E	SL	ni	繰返し回数				
				MPa	MPa	MPa	Ni				
				—	—	—	U				
				MPa	MPa	MPa	実回数				
				—	—	—	許容回数				
				MPa	MPa	MPa	大気中				
1											
2											
3											
4											
5											
6											
7											
8											
9											
10											
11											
12											
13											
14											
15											
16											
17											
18											
19											
20											
21											
22											
23											
24											
25											
26											
27											
28											
29											
30											
31											
							疲労累積係数総合計	0.0653			

図 2 最大評価点の解析結果

評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果
12	U	0.0853					

: 最大評価点を示す

図3 原子炉系（蒸気部）配管（解析モデル MS-C）の疲労解析結果

2. 基準地震動 S_s による疲労累積係数

(1) 評価仕様

原子炉系（蒸気部）の配管仕様を下表に示す。

表 1 原子炉系（蒸気部）主配管の配管仕様

項目	単位	評価対象配管	
		MS-C ライン（PCV 内）	
		節点 50	
		主管側	分岐側
配管口径 D_o	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>
配管肉厚 t	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>
材質	—	STPT49	<input type="text"/>
縦弾性係数	MPa	182,840*1	
最高使用圧力	MPa	8.62	
最高使用温度	℃	302	
設計応力強さ (S_m)	MPa	138*2	115*2

*1：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

*2：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) 解析モデル

発生応力の算出に用いた 3次元梁モデル解析のモデル図を添付 1 に示す。

(3) 入力条件

基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d を用いた地震応答解析より得られた地震波（床応答スペクトル）を用いている。

また、地震繰返し回数は S_s , S_d とともに 回としている。

地震応答解析により算出した原子炉系（蒸気部）配管の荷重条件を表 2 に示す。

表 2 原子炉系（蒸気部）配管の荷重条件

荷重	要素	モーメント [N・mm]		
		Mx	My	Mz
自重及び地震 Ss	主管側			
	分岐側			
自重及び地震 Sd	主管側			
	分岐側			
地震及び相対変位 Ss	主管側			
	分岐側			
地震及び相対変位 Sd	主管側			
	分岐側			

4. 評価結果

(1) 応力の解析結果

地震時に生じる応力の解析結果を表 3 に示す。

表 3 地震時に生じる応力の解析結果

	一次応力						一次+二次応力	
	圧力	自重及び地震	合計	許容値	ねじり	許容値	地震及び相対変位	許容値
Ss								
Sd								

*1：圧力の算出は、以下のとおり。

Ss 地震時

$$S = \frac{B1 \times P \times Do}{2 \times t}$$

$$= \frac{0.5 \times 8.62 \times \boxed{}}{2 \times \boxed{}} = \boxed{} \text{ [MPa]}$$

ここで、

- B1 = 0.5 (応力係数)
- P = 8.62 (負荷喪失時の圧力)
- Do = (配管口径)
- t = (配管肉厚)

Sd 地震時

$$S = \frac{B1 \times P \times Do}{2 \times t}$$
$$= \frac{0.5 \times 9.482 \times \boxed{}}{2 \times \boxed{}} = \boxed{} \text{ [MPa]}$$

ここで、

B1 = 0.5 (応力係数)
P = 8.62 · 1.1 = 9.482 (負荷喪失時の圧力)
Do = $\boxed{}$ (配管口径)
t = $\boxed{}$ (配管肉厚)

(2) 地震による UF 評価結果

① Ss 地震による UF 評価

Ss 地震による一次+二次+ピーク応力と繰返しピーク応力強さは次式により算出される。

地震による一次+二次+ピーク応力

$$Spb = \frac{K_{2b} \times C_{2b} \times M \times 2}{Z_b}$$
$$= \frac{1.00 \times 3.96 \times \boxed{} \times 2}{1.4071E+06} = \boxed{} \text{ [MPa]}$$

$$Spr = \frac{K_{2r} \times C_{2r} \times M \times 2}{Z_r}$$
$$= \frac{1.75 \times 1.50 \times \boxed{} \times 2}{1.0368E+07} = \boxed{} \text{ [MPa]}$$

$$Sp = Spb + Spr$$
$$= \boxed{} + \boxed{} = 788 \text{ [MPa]}$$

繰返しピーク応力強さ(ヤング率補正前)

$$Sl = \frac{K_e \times Sp}{2}$$
$$= \frac{2.20 \times \boxed{}}{2} = \boxed{} \text{ [MPa]}$$

繰返しピーク応力強さ(ヤング率補正後)

$$S_l' = \frac{Sl \times (2.07 \times 10^5)}{E}$$

$$= \frac{\square \times (2.07 \times 10^5)}{182840} = \square \text{ [MPa]}$$

ここで、

Ke= 2.20 (割増し係数)

C_{2b}= 3.96 (応力係数)

C_{2r}= 1.50 (応力係数)

K_{2b}= 1.00 (応力係数)

K_{2r}= 1.75 (応力係数)

M_b= \square (N・mm) (モーメント、解析により算出)

M_r= \square (N・mm) (モーメント、解析により算出)

Z_b= \square (mm³) (配管の断面係数)

Z_r= \square (mm³) (配管の断面係数)

E= 182840 (材料の使用温度におけるヤング率)

以上より、S_s地震によるUF評価結果を表4に示す。

表4 S_s地震によるUF評価結果

節 点 番 号	地震による 一次+二次+ピーク 応力(MPa)	繰返し ピーク応力強さ (MPa)	地震による 疲労累積係数
50	\square	\square	0.4509

※S_s地震動評価では、簡易弾塑性評価によるKeファクターを考慮しており、「一次+二次応力」が大きくKeファクターとヤング率(2.07×10⁵/E)の積が2を超えるため、「繰返しピーク応力強さ」が「一次+二次+ピーク応力」を上回る。

3. 通常運転時UFとの組合せによる評価結果

通常運転時のUFを加えた結果を表5に示す。疲労累積係数が許容値の1以下となることを確認しており、原子炉系(蒸気部)配管の疲労割れに対する耐震安全性に問題はない。

表 5 Ss 地震時の通常運転時 UF との組み合わせによる評価結果

通常運転時	Ss 地震時	合計
0.0853	0.4509	0.4725

タイトル	流れ加速型腐食に対する耐震安全評価について
説明	<p>1. 評価対象ラインの抽出について</p> <p>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、日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格（JSME S NH1-2006）」（以下、JSME 減肉管理規格という）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を評価対象ラインとして選定した。</p> <p>2. 評価対象ライン数</p> <p>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、系統分類毎に以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉系（蒸気部） 5 モデル ・原子炉系（純水系） 2 モデル ・給水系 5 モデル ・復水系 31 モデル ・ヒータドレン系 3 モデル <p>3. 評価モデル</p> <p>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 1～図 9 に示す。</p> <p>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「H I S A P」を使用する。</p> <p>また、地震動による配管応力解析及び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解析コードにより実施する。</p> <p>4. 使用する地震動</p> <p>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 29 年 11 月 8 日補正）及び工事計画認可申請書（平成 29 年 11 月 24 日補正）で記載される基準地震動 SS（SD-1～SD-31）の 8 波、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スペクトルを包絡したスペクトル波にて評価を行った。</p> <p>5. 評価内容及び結果</p> <p>評価内容及び結果は追々とさせていただきます。</p>

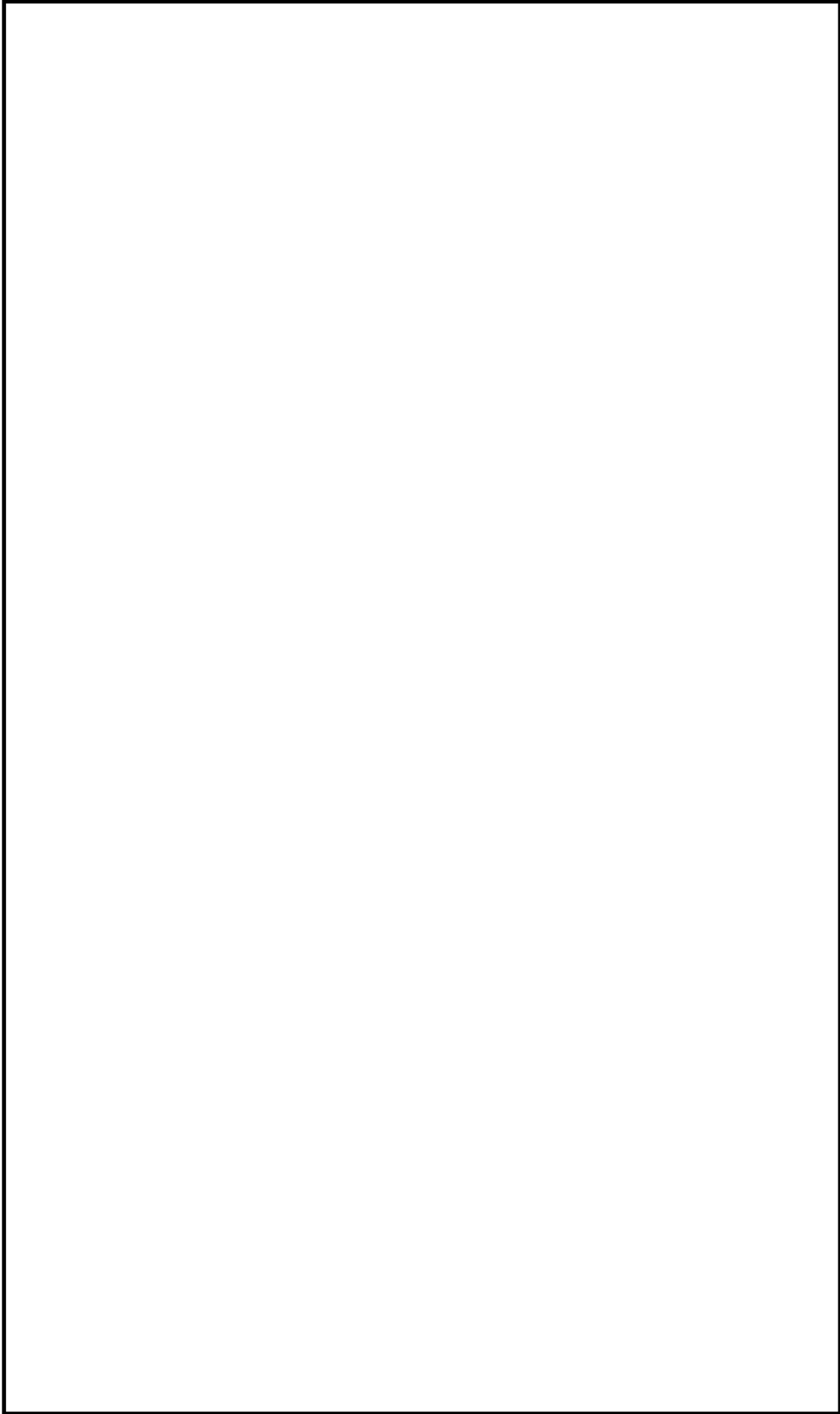


図1 原子炉系（純水部）[クラス1] アイソメ図

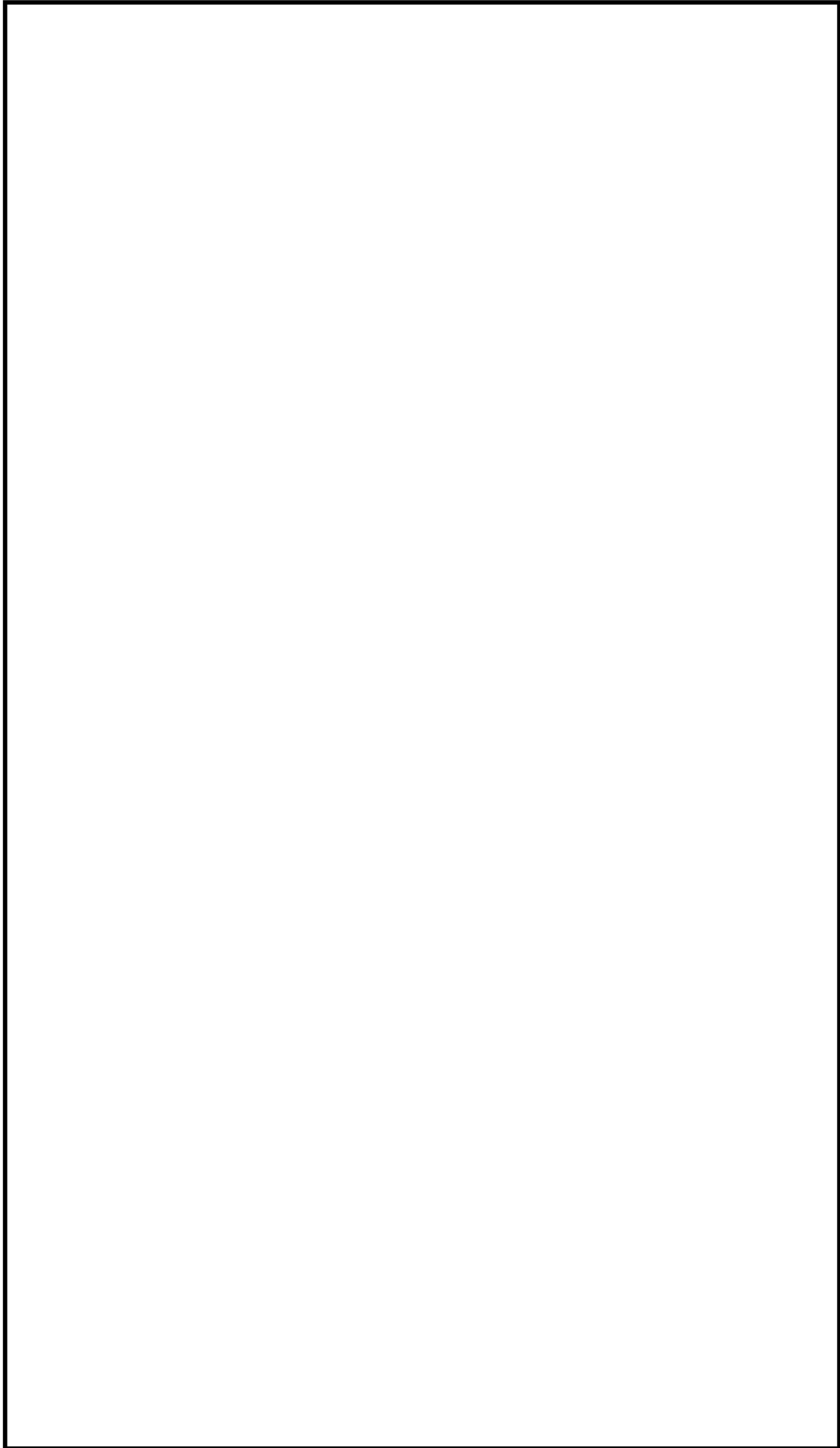


図 2 原子炉系（純水部）[クラス 2] アイソメ図

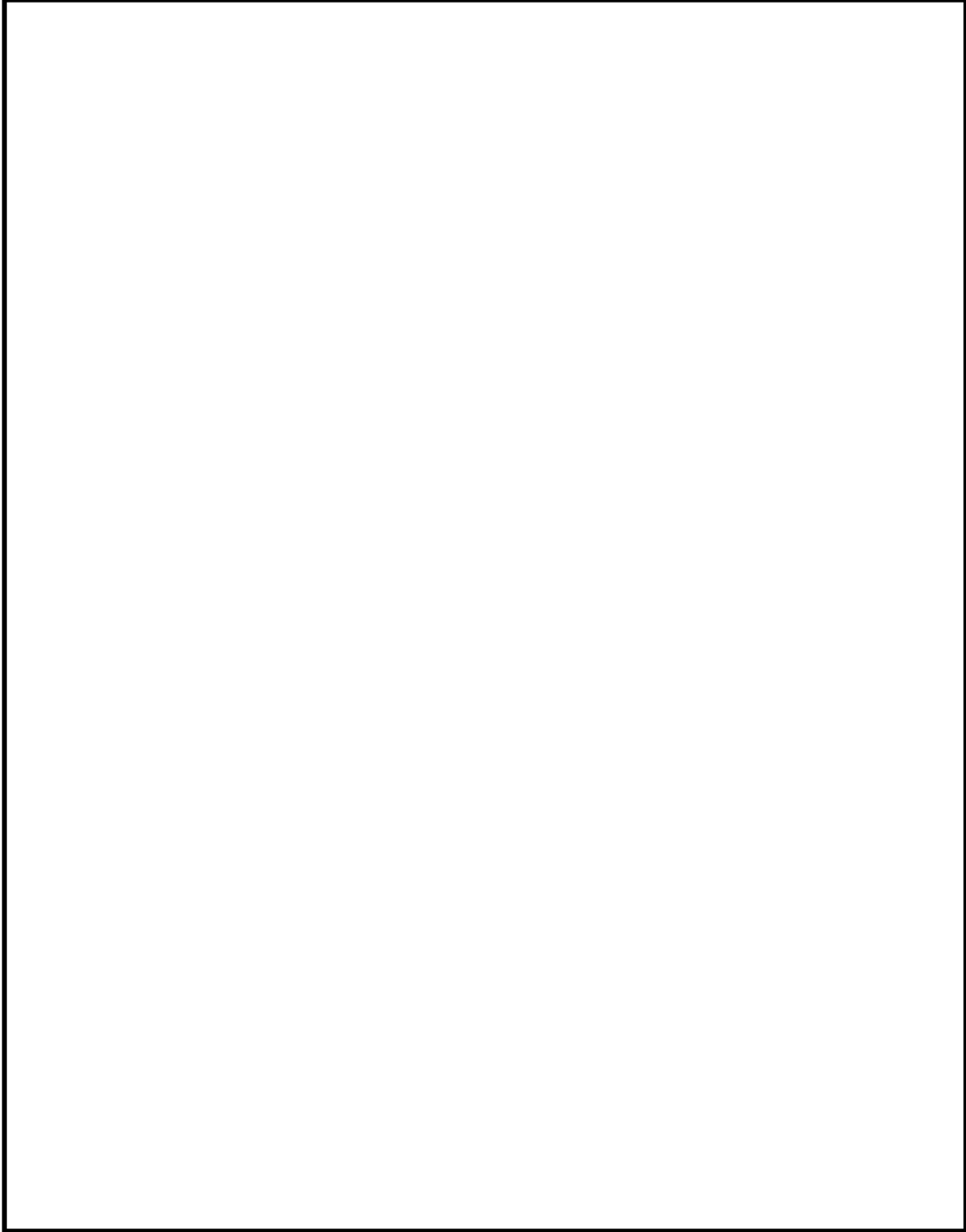


図3 原子炉系(蒸気部) [クラス1] アイソメ図

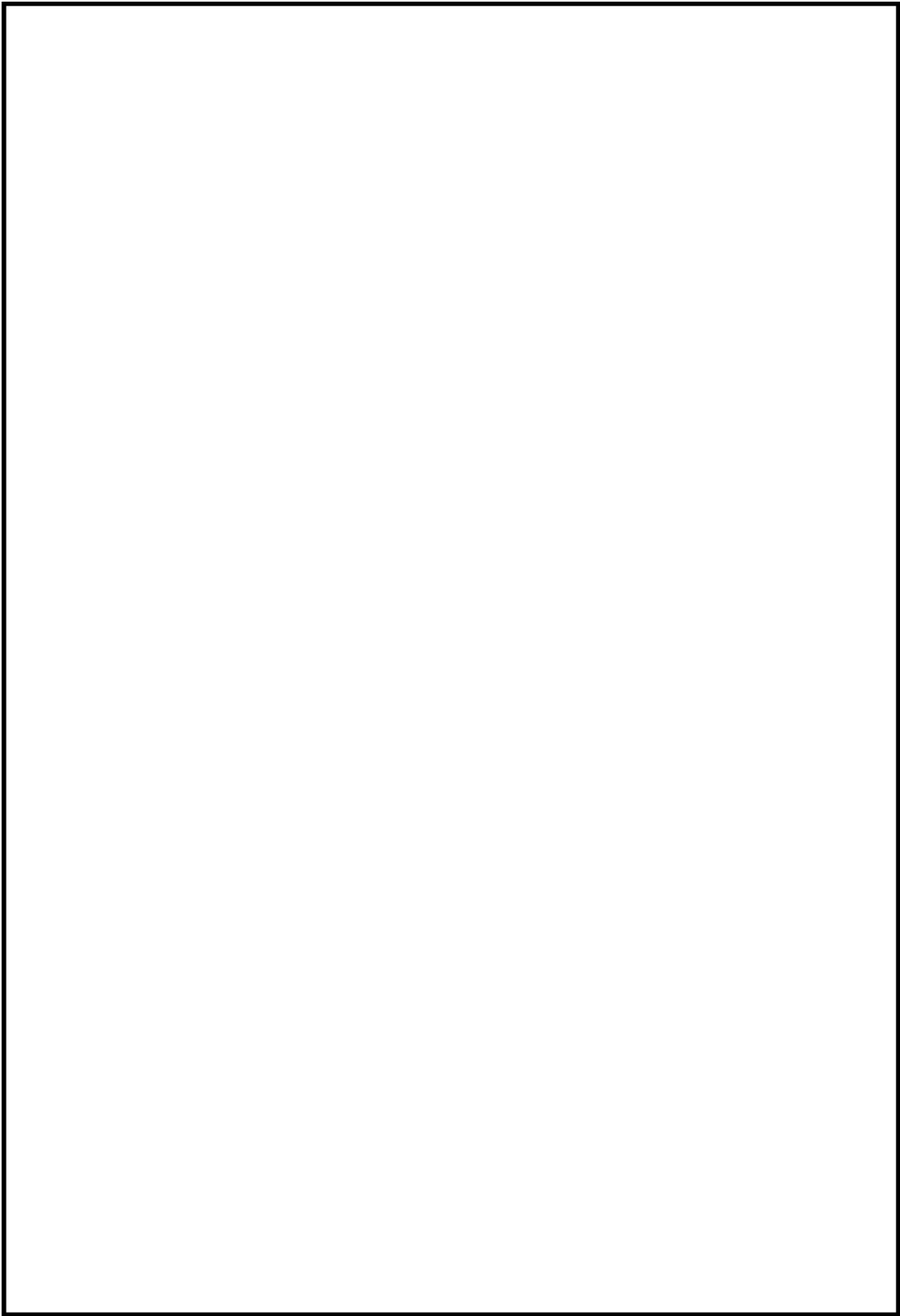


図4 原子炉系(蒸気部) [クラス2] アイソメ図



図5 復水系 [クラス3] アイソメ図

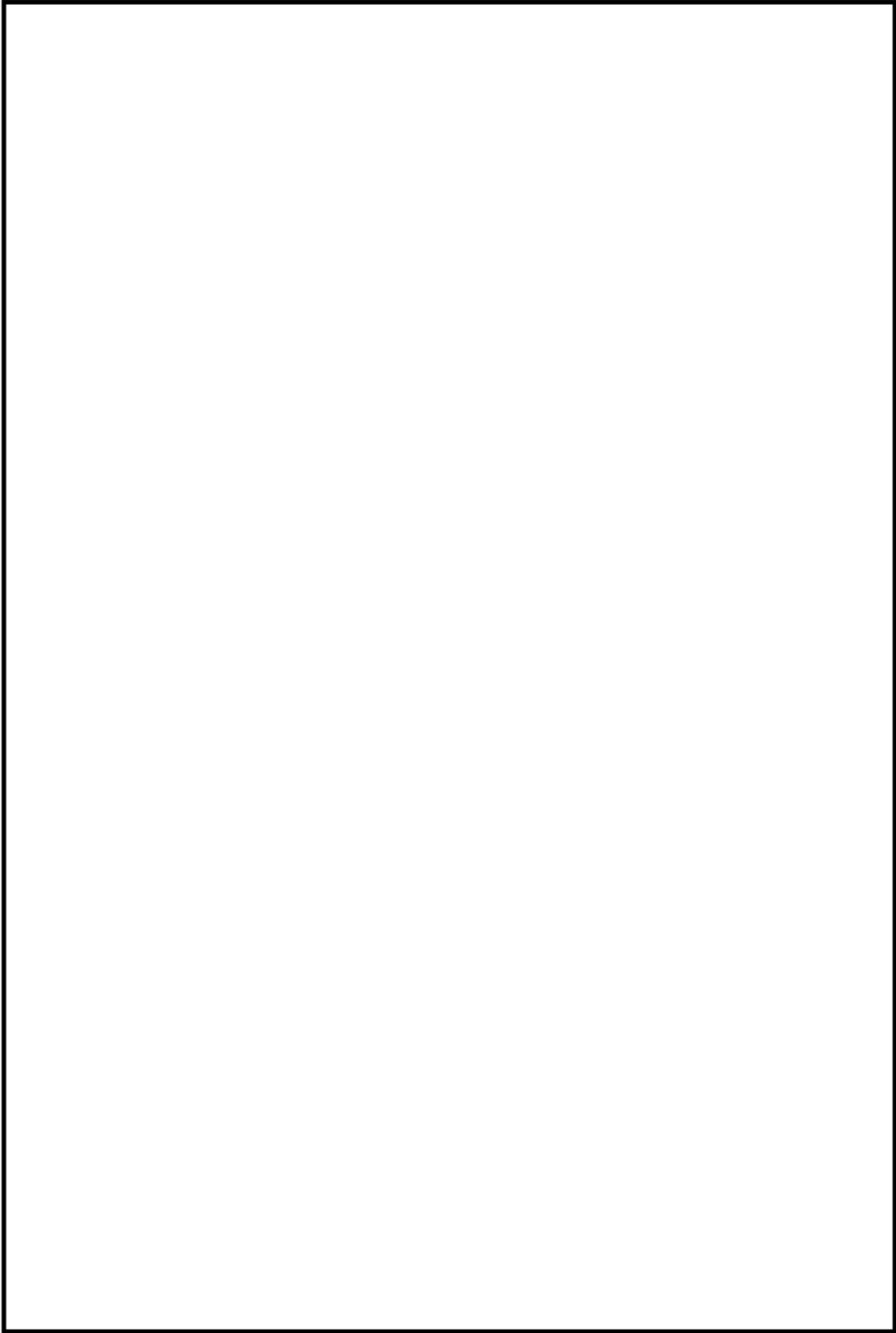


図6 給水系 [クラスS] アイソメ図

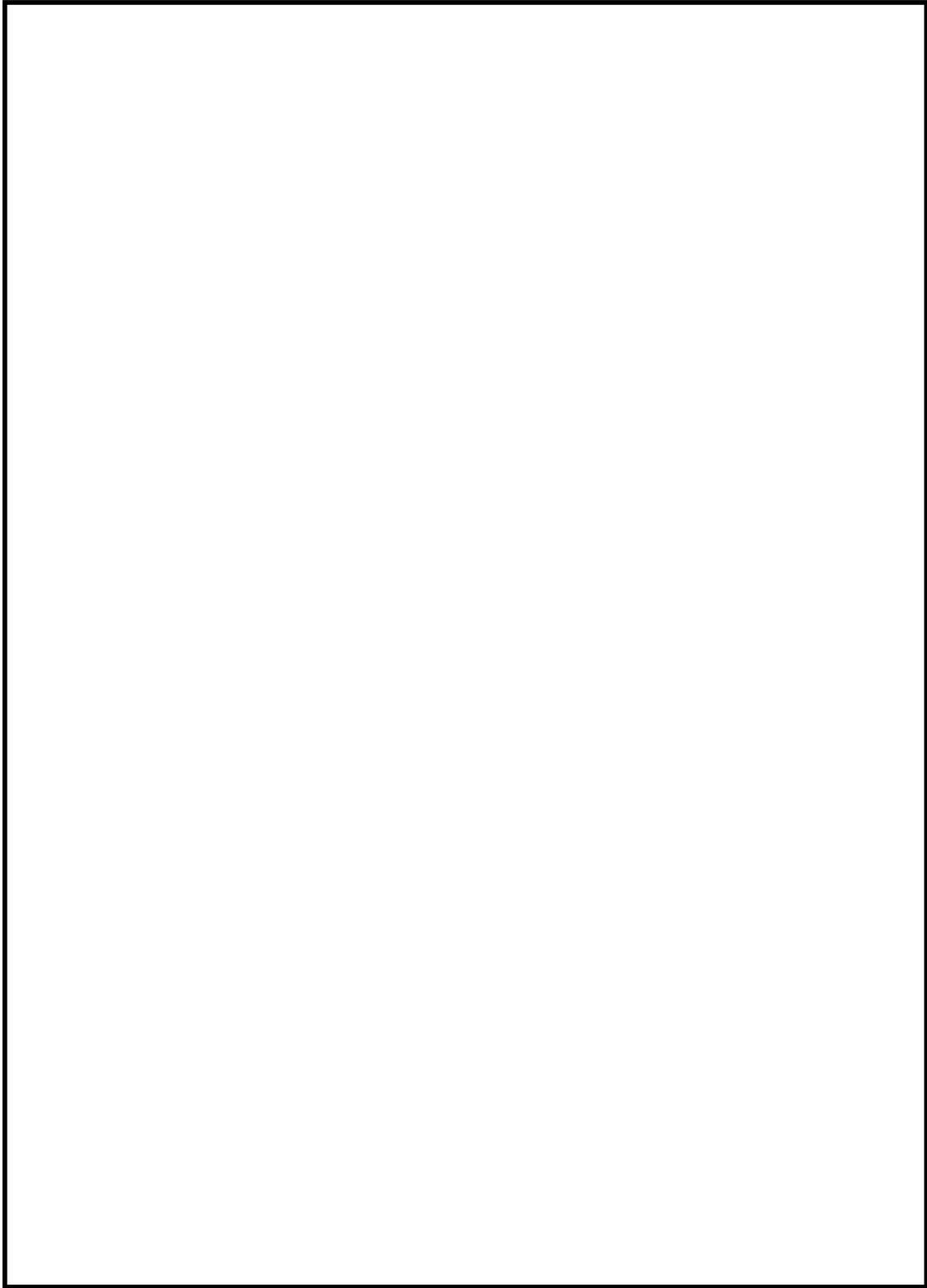


図7 給水系 [クラス2] アイソメ図

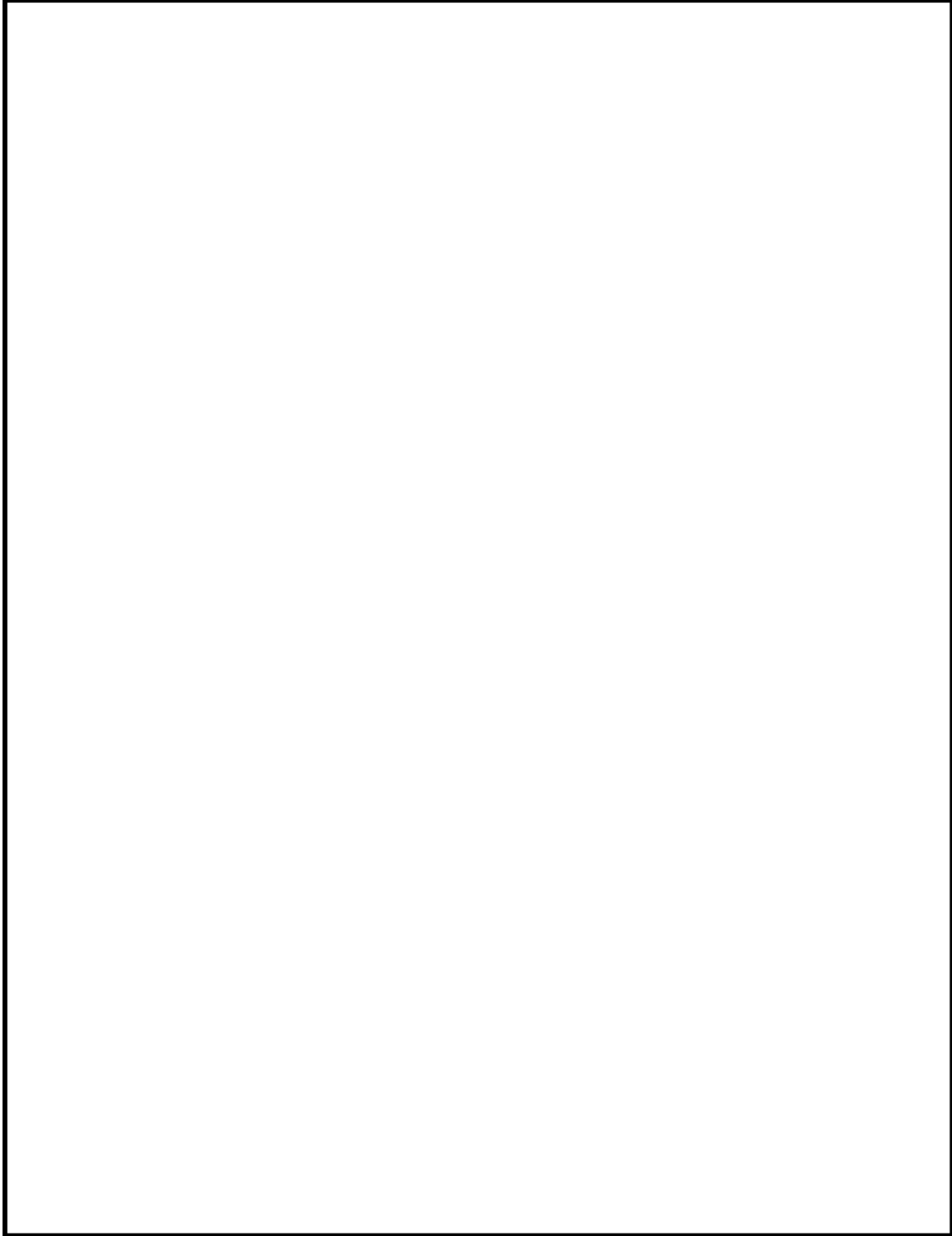


図 8 給水系 [クラス 3] アイソメ図

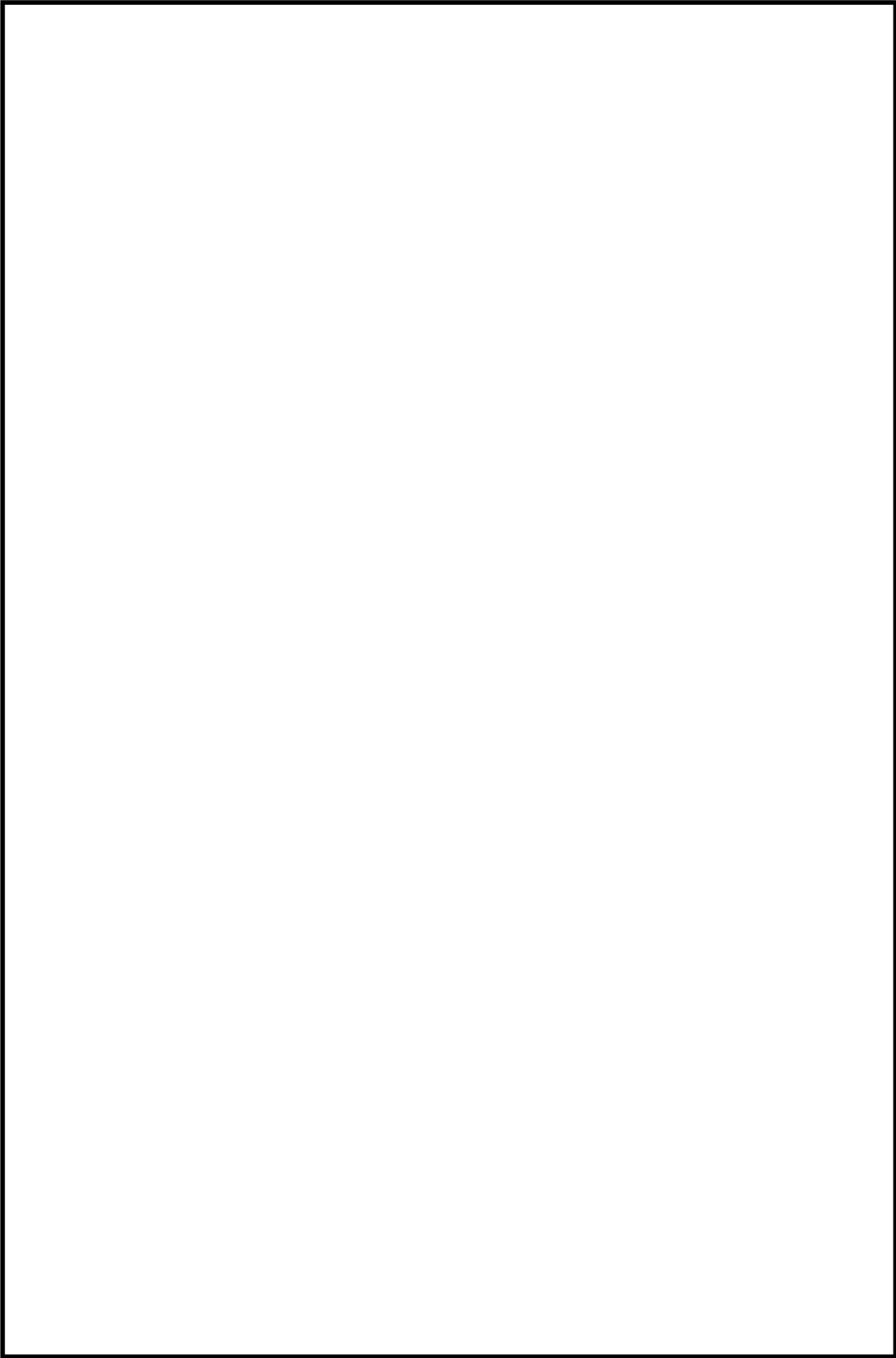


図9 給水加熱器ドレン系 [クラス3] アイソメ図

<p>タイトル</p>	<p>第3 給水加熱器の伝熱管の耐震安全性評価について</p>
<p>説明</p>	<p>設計上の施栓基準である「固定端（管板）から支持板」, 「支持板から支持板」までのそれぞれの伝熱管の支持間隔喪失を考慮し, 伝熱管の耐震評価を実施した。</p> <p>片方の端部形状が固定端, 支持端であっても計算手法については同様であるため, 評価結果において発生応力の高い「支持板から支持板」の計算過程を以下に示す。</p> <p>(1) 固有振動数の算出</p> <p>①伝熱管の断面二次モーメント: $I[m^4]$を以下により求める。</p> <p>D_o: 伝熱管外形[m] D_i: 伝熱管内径[m]</p> $I = \frac{\pi}{64}(D_o^4 - D_i^4)$ $= \frac{\pi}{64}((\text{[]})^4 - (\text{[]})^4)$ $= \text{[]} \times 10^{-9} [m^4]$ <p>②伝熱管の単位長さ当たりの重量: $m[kg/m]$を以下により求める。</p> <p>D_o: 伝熱管外形[m] D_i: 伝熱管内径[m]</p> <p>γ: 伝熱管比重[kg/m³]</p> <p>(機械工学便覧 第1章 工業材料一般 (材料学より))</p> $m = \frac{\pi}{4}(D_o^2 - D_i^2) \times \gamma$ $= \frac{\pi}{4}((\text{[]})^2 - (\text{[]})^2) \times 8030$ $= \text{[]} [kg/m]$ <p>③ m_e: チューブの相当重量[kg/m]を以下より求める。</p> $m_e = m_{e1} + m_{e2} + m_{e3}$ <p>m_{e1}: チューブ内付加重量[kg/m]</p> <p>ρ_i: 内部流体重量[lb/ft³]</p> <p>(内部流体の温度及び圧力より非体積を算出)</p>

Di : 伝熱管内径[in]

$$\begin{aligned} me1[\text{kg/m}] &= 0.00545 \times pi[\text{lb/ft}^3] \times Di^2[\text{in}] \times \frac{0.453592}{0.3048} \\ &= 0.00545 \times \boxed{}[\text{lb/ft}^3] \times (\boxed{})^2[\text{in}] \times \frac{0.453592}{0.3048} \\ &= \boxed{}[\text{kg/m}] \end{aligned}$$

me2 : チューブ外付加重量[kg/m]

po : 外部流体重量[lb/ft³]

(外部流体の圧力から飽和蒸気の非体積を算出)

Di : 伝熱管内径[in]

$$\begin{aligned} me2[\text{kg/m}] &= 0.00545 \times po[\text{lb/ft}^3] \times Do^2[\text{in}] \times \frac{0.453592}{0.3048} \\ &= 0.00545 \times \boxed{}[\text{lb/ft}^3] \times (\boxed{})^2[\text{in}] \times \frac{0.453592}{0.3048} \\ &= \boxed{}[\text{kg/m}] \end{aligned}$$

me3 : チューブの単位当たりの重量[kg/m]

$$me3 = m = 0.375882 [\text{kg/m}]$$

$$me = me1 + me2 + me3$$

$$= \boxed{} + \boxed{} + 0.375882$$

$$= \boxed{} [\text{kg/m}]$$

④伝熱管の固有振動数 (1次) : fn[Hz]を以下により求める。

λ : 振動係数

(機械工学便覧 A3編 力学・機械力学 表19より引用)

L : 管支持板スパン[m]

E : 伝熱管縦弾性係数

(2005 設計・建設規格 第I編 付録図表 Part6 I-付録図表-99
より)

I : 伝熱管の断面二次モーメント[m⁴]

Me : 伝熱管の相当重量[kg/m]

$$\begin{aligned}
 fn &= \frac{\lambda^2}{2\pi L^2} \times \sqrt{\frac{E \times 10^6 \times I}{me}} \\
 &= \frac{\pi^2}{2 \times 3.14 \times (\text{[]})^2} \times \sqrt{\frac{1.824 \times 10^5 \times 10^6 \times 1.3049 \times 10^{-9}}{\text{[]}}} \\
 &= \text{[]} \text{ [Hz]}
 \end{aligned}$$

よって固有周期（1次）[s] : Tは以下となる。

$$T = \frac{1}{fn} = \frac{1}{\text{[]}} = \text{[]} \text{ [s]}$$

(2) 発生応力の算出

Z : チューブの断面係数[m³]を以下より求める。

Do : 伝熱管外形[m] Di : 伝熱管内径[m]

$$\begin{aligned}
 Z &= \frac{\pi (Do^4 - Di^4)}{32 Do} \\
 &= \frac{\pi}{32} \times \frac{((\text{[]})^4 - (\text{[]})^4)}{\text{[]}} = \text{[]} \text{ [m}^3\text{]}
 \end{aligned}$$

Ma : 自重による曲げモーメント[N・m]を以下より求める。

me : 伝熱管相当重量[kg/m] L : 管支持板スパン[m] G

$$\begin{aligned}
 me &= \text{[]} + \text{[]} + \text{[]} \\
 &= \text{[]} \text{ [kg/m]}
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 Ma &= \frac{me \times L \times 9.80665 \times L}{4} \\
 &= \frac{(\text{[]}) \times (\text{[]}) \times 9.80665 \times (\text{[]})}{4} \\
 &= \text{[]} \text{ [N} \cdot \text{m]}
 \end{aligned}$$

Mb : 地震時の曲げモーメント[N・m]を以下より求める。

Me : 伝熱管相当重量[kg/m] L : 管支持板スパン[m]

CH : 加速度（1次）（設計用応答スペクトルから引用）

$$\begin{aligned}
 Mb &= \frac{me \times L \times 9.80665 \times CH \times L}{4} \\
 &= \frac{(\text{[]}) \times (\text{[]}) \times 9.80665 \times (\text{[]}) \times (\text{[]})}{4}
 \end{aligned}$$

$$= \boxed{} \text{ [N} \cdot \text{m]}$$

自重+地震による発生応力： σ_a [N/m²]

Z：伝熱管断面係数 [m³]

$$\begin{aligned} \sigma_a &= \frac{(Mb+Ma)}{Z} \\ &= \frac{(\boxed{} + \boxed{})}{1.6414 \times 10^{-7}} \\ &= \boxed{} \text{ [N/m}^2\text{]} \end{aligned}$$

内圧による応力： σ_p [N/mm²]

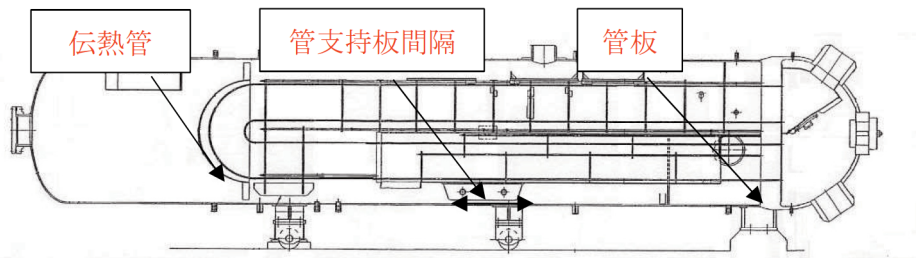
P1：運転圧力（管側） [MPa]（運転データより）

P2：運転圧力（胴側） [MPa]（熱精算図より）

$$\begin{aligned} \sigma_P &= \frac{\max(P1,P2) \times Di}{4t} \\ &= \frac{\max(4.60, 0.354) \times \boxed{}}{4 \times \boxed{}} = \boxed{} \text{ [N/mm}^2\text{]} \end{aligned}$$

したがって、伝熱管に作用する発生応力： σ [N/mm²]は以下となる。

$$\begin{aligned} \sigma &= \sigma_a \times 10^{-6} + \sigma_P \\ &= \boxed{} \times 10^{-6} + \boxed{} \cong 163 \text{ [N/mm}^2\text{]} \end{aligned}$$



第3 給水加熱器構造図