

泊発電所 2 号炉 審査資料	
資料番号	HTN2-PLM30(冷停)-疲労 改 1
提出年月日	令和 2 年 10 月 29 日

泊発電所 2 号炉 高経年化技術評価
(低サイクル疲労)

補足説明資料

令和 2 年 10 月 29 日
北海道電力株式会社

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

目次

1.	概要	1
2.	基本方針	1
3.	評価対象と評価手法	3
3.1	評価対象	3
3.2	評価手法	4
4.	代表機器の技術評価	5
4.1	原子炉容器の健全性評価	5
4.2	現状保全	16
4.3	総合評価	17
4.4	高経年化への対応	17
5.	代表機器以外の技術評価	18
5.1	健全性評価	18
5.2	現状保全	20
5.3	総合評価	21
5.4	高経年化への対応	21
6.	まとめ	22
6.1	審査ガイド適合性	22
6.2	保守管理に関する方針として策定する事項	23

別紙

別紙 1.	過渡回数推定値の算出方針について	1-1
別紙 2.	建設時に考慮されていない低サイクル応力変動の抽出プロセスについて	2-1
別紙 3.	原子炉容器の疲労累積係数の算出根拠について	3-1
別紙 4.	クラッドにより環境疲労評価不要とする部位のクラッド確認について	4-1
別紙 5.	環境疲労評価で考慮している溶存酸素濃度について	5-1
別紙 6.	評価手法を含めた疲労評価結果について	6-1
別紙 7.	加圧器スプレイラインの熱成層を考慮しない場合の健全性について	7-1

5. 代表機器以外の技術評価

5.1 健全性評価

代表機器以外の機器についての評価結果一覧を表7に示す。

また、クラッドにより環境疲労評価不要とする部位のクラッド確認について別紙4、環境疲労評価で考慮している溶存酸素濃度について別紙5、評価手法を含めた疲労評価結果について別紙6に示す。

表7(1/2) 代表機器以外の機器についての評価結果一覧

評価対象機器, 部位			疲労累積係数 (許容値: 1 以下)	
			設計・建設規格 による解析	環境疲労評価手法 による解析
ポンプ	余熱除去ポンプ	ケーシング	0.152	0.020
	1次冷却材ポンプ	ケーシング吸込ノズル	0.003	0.035
		ケーシング吐出ノズル	0.058	0.847
		ケーシング脚部	0.057	0.841
熱交換器	再生熱交換器	管板部	0.058	0.076
	余熱除去冷却器	管板部	0.008	0.019
	蒸気発生器	管板廻り	0.128	0.187 ^{*1}
		給水入口管台	0.149	0.387 ^{*2}
容器	加圧器	スプレイライン用管台	0.046	0.041 ^{*2}
		サージ用管台	0.020	0.055 ^{*3}
	機械ペネトレーション	余熱除去出口配管貫通部 端板	0.000 ^{*4}	— ^{*5}
		主蒸気管貫通部伸縮継手	0.030	— ^{*5}
		主給水管貫通部伸縮継手	0.427	— ^{*5}
配管	ステンレス鋼配管	余熱除去系統出口配管 「1次冷却材管高温側出口 管台～1次冷却材管高温 側出口隔離弁」	0.001	0.020
		余熱除去系統出口配管 「1次冷却材管高温側出 口隔離弁～原子炉格納容 器貫通部」	0.008	0.051

*1: 高温水環境にあり, かつ「設計・建設規格」に基づく疲労評価上最も厳しい箇所について評価を実施しており, 疲労評価対象箇所と異なる。

*2: 環境中評価は熱成層を考慮したモデルを用いている。また, 熱成層を考慮した応力評価の結果最も厳しい箇所について評価しており, 設計・建設規格の疲労評価対象箇所と異なる。

*3: 炉水環境にあり, かつ疲労評価上最も厳しい箇所について評価を実施しており, 疲労評価対象箇所と異なる。

*4: 発生応力は疲労限以下である。

*5: 非接液部。

表7(2/2) 代表機器以外の機器についての評価結果一覧

評価対象機器, 部位			疲労累積係数 (許容値: 1 以下)	
			設計・建設規格 による解析	環境疲労評価手法 による解析
配管	ステンレス鋼配管	加圧器サージ配管	0.005	0.001 ^{*6}
		加圧器スプレイ配管 ^(注)	0.007	0.169 ^{*6}
	炭素鋼配管	主給水系統配管	0.012	0.058
	1次冷却材管	ホットレグ	0.001	0.008
		クロスオーバーレグ	0.017	0.150
		コールドレグ	0.017	0.158
		加圧器サージ管台	0.030	0.126
		蓄圧タンク注入管台	0.004	0.016
	充てん管台	0.003	0.017	
弁	仕切弁	余熱除去ライン入口止め弁弁箱	0.003	0.087
	玉形弁	抽出ライン止め弁弁箱	0.025	0.344
	スイング逆止弁	蓄圧タンク出口第2逆止弁弁箱	0.071	0.391
	リフト逆止弁	ループ充てんライン第2逆止弁弁箱	0.038	0.433
炉内構造物	炉心支持構造物	上部炉心板	0.001	0.002
		上部炉心支持板	0.001	0.003
		上部炉心支持柱	0.001	0.001
		下部炉心板	0.001	0.001
		下部炉心支持板	0.001	0.004
		下部炉心支持柱	0.001	0.001
		炉心そうフランジ接続部	0.001	0.001
		炉心そう中間接続部	0.001	0.001
	炉心そう下部接続部	0.000 ^{*4}	0.000 ^{*4}	
重機器サポート	加圧器	加圧器スカート溶接部	0.156	— ^{*5}

*4: 発生応力は疲労限以下である。

*5: 非接液部。

*6: 熱成層による発生応力を含めた解析結果。

(注: 加圧器スプレイ配管と加圧器補助スプレイ配管のうち, 熱成層を考慮した疲労割れを想定した加圧器スプレイ配管の評価結果を記載している。熱成層を考慮しない場合の健全性については別紙7に示す。

別紙

別紙 1. 過渡回数推定値の算出方針について

別紙 2. 建設時に考慮されていない低サイクル応力変動の抽出プロセスについて

別紙 3. 原子炉容器の疲労累積係数の算出根拠について

別紙 4. クラッドにより環境疲労評価不要とする部位のクラッド確認について

別紙 5. 環境疲労評価で考慮している溶存酸素濃度について

別紙 6. 評価手法を含めた疲労評価結果について

別紙 7. 加圧器スプレイラインの熱成層を考慮しない場合の健全性について

タイトル	加圧器スプレイラインの熱成層を考慮しない場合の健全性について
説明	<p>加圧器スプレイラインは、加圧器スプレイ配管と当該配管に途中から合流する加圧器補助スプレイ配管により構成されている。</p> <p>加圧器スプレイ配管は、加圧器スプレイ弁の開閉により熱成層の発生・消滅が生じ、疲労評価上厳しくなる可能性がある。</p> <p>加圧器補助スプレイ配管については、主にプラント停止時に使用するため熱成層が発生する可能性はない。</p> <p>そのため高経年化対策上着目すべき経年劣化事象としては、加圧器スプレイ配管の熱成層による母管の疲労割れを想定した疲労評価を実施している。</p> <p>加圧器補助スプレイ配管は、熱成層が発生する可能性がないため熱成層による母管の疲労割れに着目した評価をしていないが、加圧器スプレイ配管の疲労評価を行う際に補助スプレイ配管も連成してモデル化したことから、熱成層を考慮しない場合の健全性を本紙にて整理した。</p>

1. 健全性評価

加圧器補助スプレイ配管について、耐震評価を含めた健全性評価結果を表1に示す。

なお、加圧器スプレイ配管と加圧器補助スプレイ配管を連成したモデルで評価を行っているため、加圧器補助スプレイ配管の評価結果と共に熱成層を考慮しない状態での加圧器スプレイ配管の評価結果も合わせて記載している。評価の結果、それぞれの配管で疲労累積係数が最大となった箇所を添付1に示す。

また、参考として加圧器スプレイ配管の地震荷重（Ss 地震）のみで疲労累積係数が最大となった箇所を添付2に示す。

表1 疲労評価結果

評価対象機器		健全性評価 (運転開始後60年時点 ¹⁾ の疲労累積係数)					評価手法	
		機種・機器名	部位	設計評価 ²⁾	環境中評価 ³⁾	耐震評価		合計 ⁴⁾
配管	ステンレス鋼配管	加圧器スプレイ配管	0.007	0.138	S _s	0.000	0.138	係数倍法
					S ₁	0.000	0.138	
	ステンレス鋼配管	加圧器補助スプレイ配管	0.027	0.532	S _s	0.001	0.533	係数倍法
					S ₁	0.000	0.532	

1) 運転開始後60年時点の各過渡条件の繰返し回数は、運転実績に基づく2013年3月末時点の過渡回数を用いて、今後も同様な運転を続けたと仮定して推定した。

$$60\text{年時点過渡回数} = \text{運開後実績過渡回数} + (\text{運開後実績過渡回数} / \text{運開後実績過渡回数調査時点までの年数}) \times \text{残年数}$$

2) 「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2005/2007)」に基づき評価した。

3) 「日本機械学会 発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法(JSME S NF1-2009)」に基づき評価した。高温水に接液している評価点を対象としている。

4) 合計の疲労累積係数は評価対象機器の設計評価、環境中評価を通じて得られた疲労累積係数のうち最大となる点に対して、地震動による疲労累積係数を加算して算出した。

2. 現状保全

母管の疲労割れに対しては、定期的に溶接部の浸透探傷検査又は超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。また、定期的に漏えい検査を実施し健全性を確認している。至近の検査実績を表2に示す。

表2 現状保全

評価対象機器, 部位			現状保全内容	検査範囲 / 頻度	至近の検査実績	検査結果
配管	ステンレス鋼配管	加圧器スプレイ配管	①溶接部の浸透探傷検査 ②溶接部の超音波探傷検査 ③漏えい検査(VT-2)	①, ②25%/10年 ③100%/10年	①第11回定期事業者検査 ②第12回定期事業者検査 ③第15回定期事業者検査	良
		加圧器補助スプレイ配管				

3. 総合評価

劣化が進展すると仮定した場合における運転開始後 60 年間の供用を想定した各機器の疲労評価結果は、疲労累積係数が 1 を下回り疲労割れ発生が問題となる可能性はないと考える。

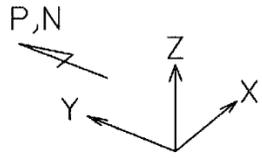
なお、本事象については冷温停止状態では進展することがないことから、更に問題となる可能性はないと考える。

また、母管の疲労割れに対しては現状保全で有意な異常のないことを確認している。

4. 高経年化への対応

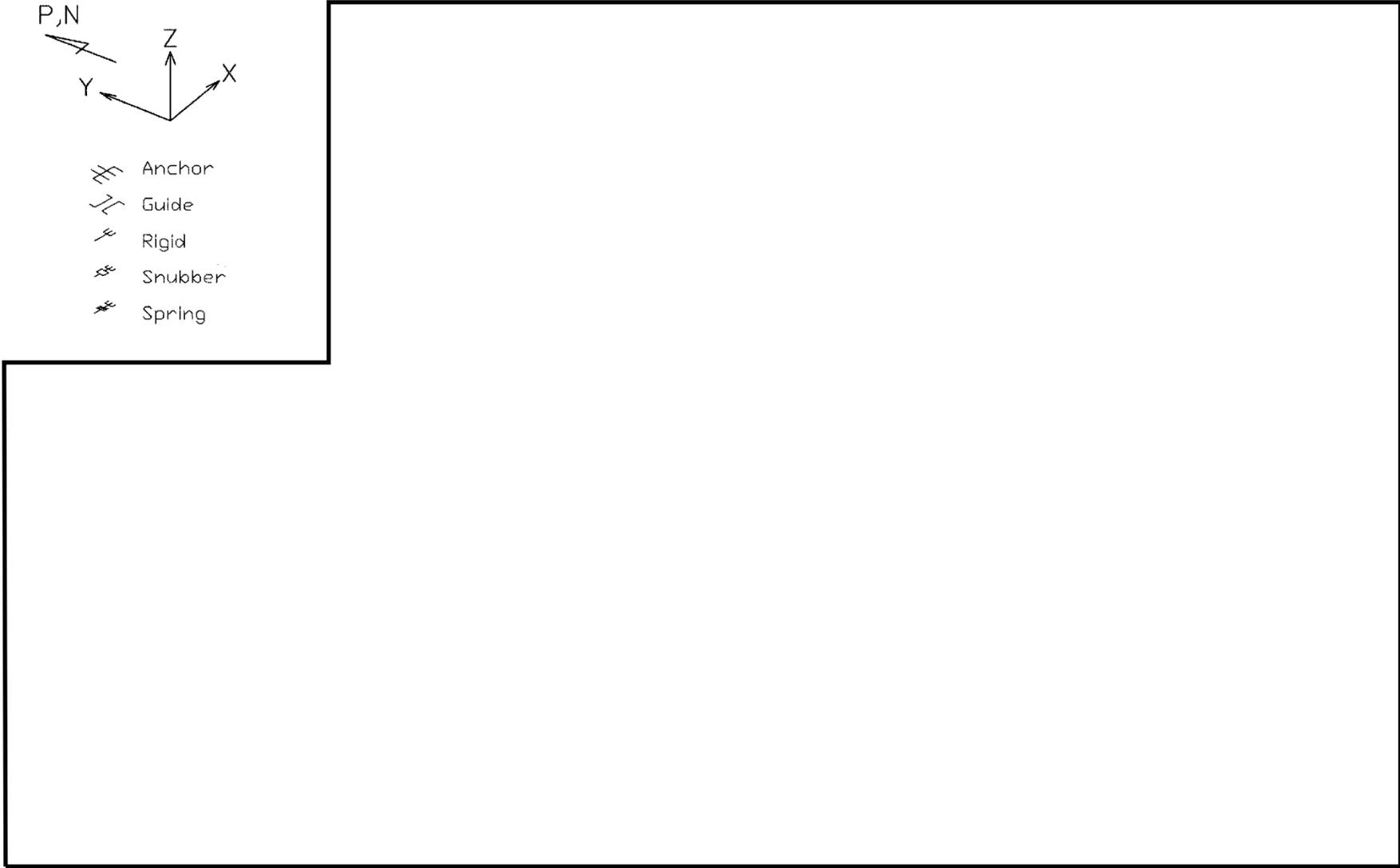
母管の疲労割れについては、現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはないと判断する。

以 上



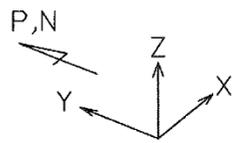
-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring

-7-4-

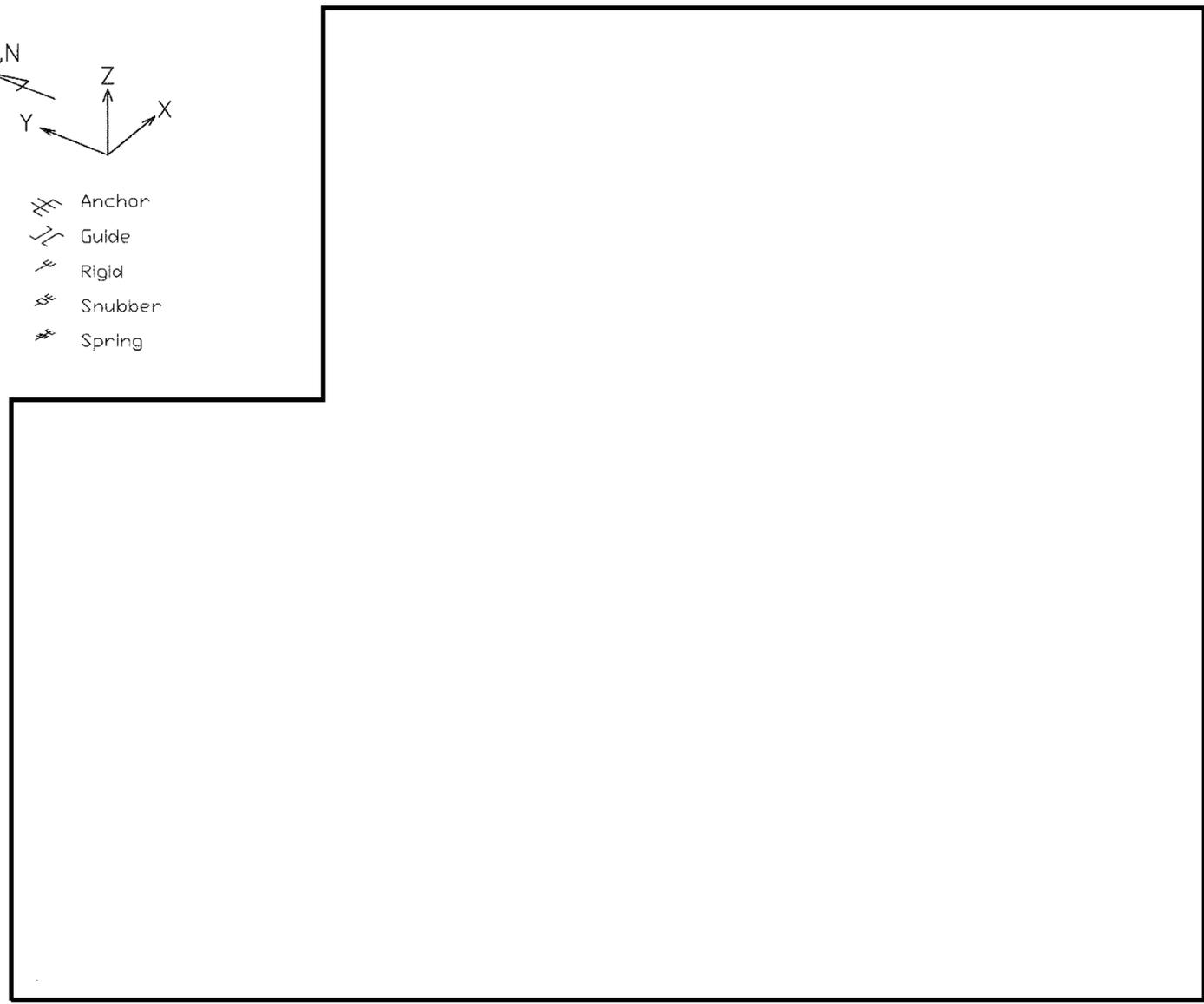


添付 1 (1 / 6)

泊発電所 2 号炉 加圧器スプレイ配管 + 補助スプレイ配管の疲労累積係数最大箇所 (Ss 地震(1/3))

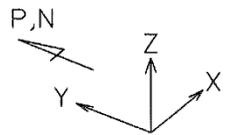


-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring

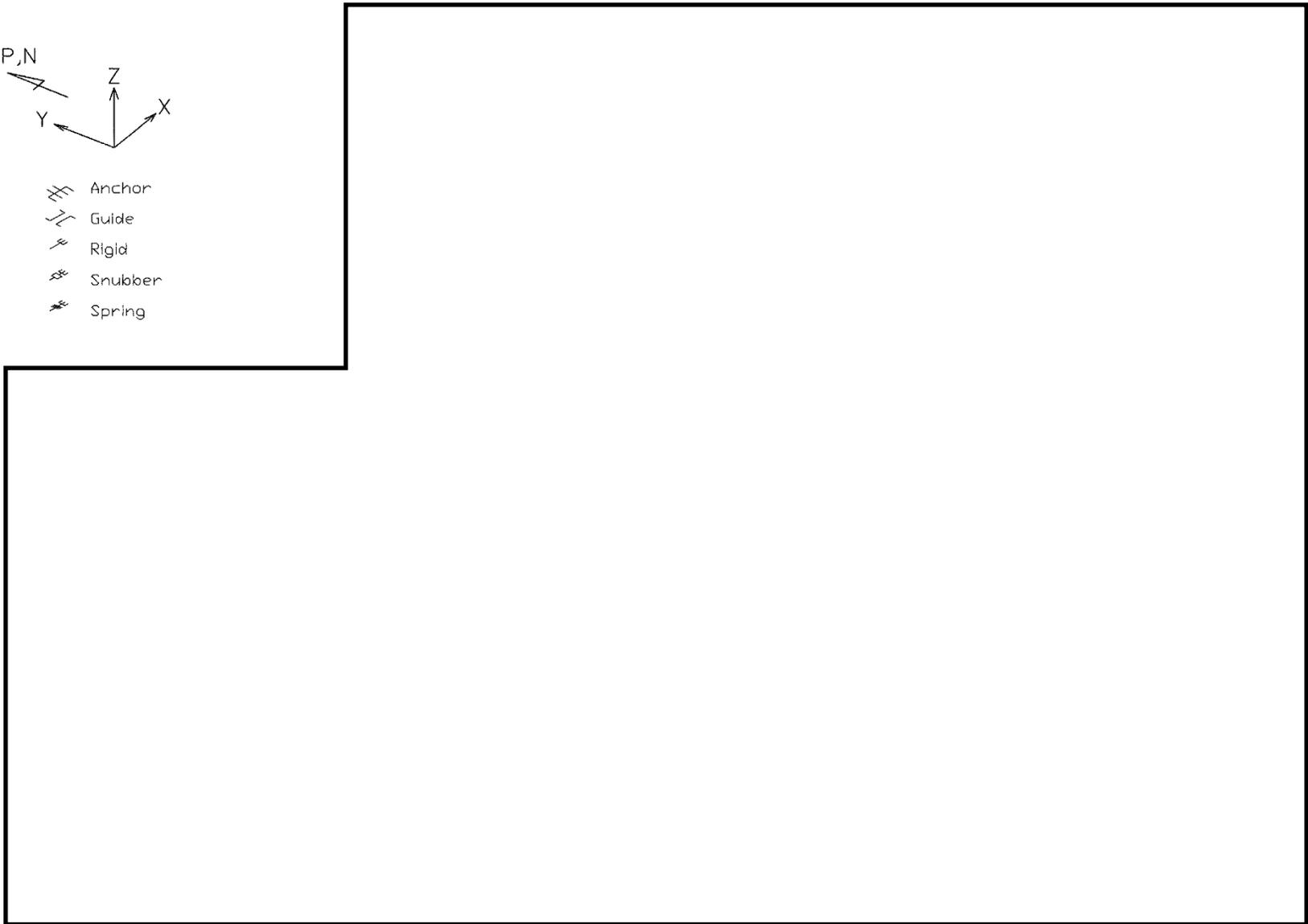


-7-5-

泊発電所 2 号炉 加圧器スプレイ配管 + 補助スプレイ配管の疲労累積係数最大箇所 (Ss 地震 (2/3))

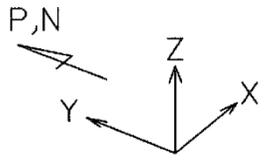


-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring



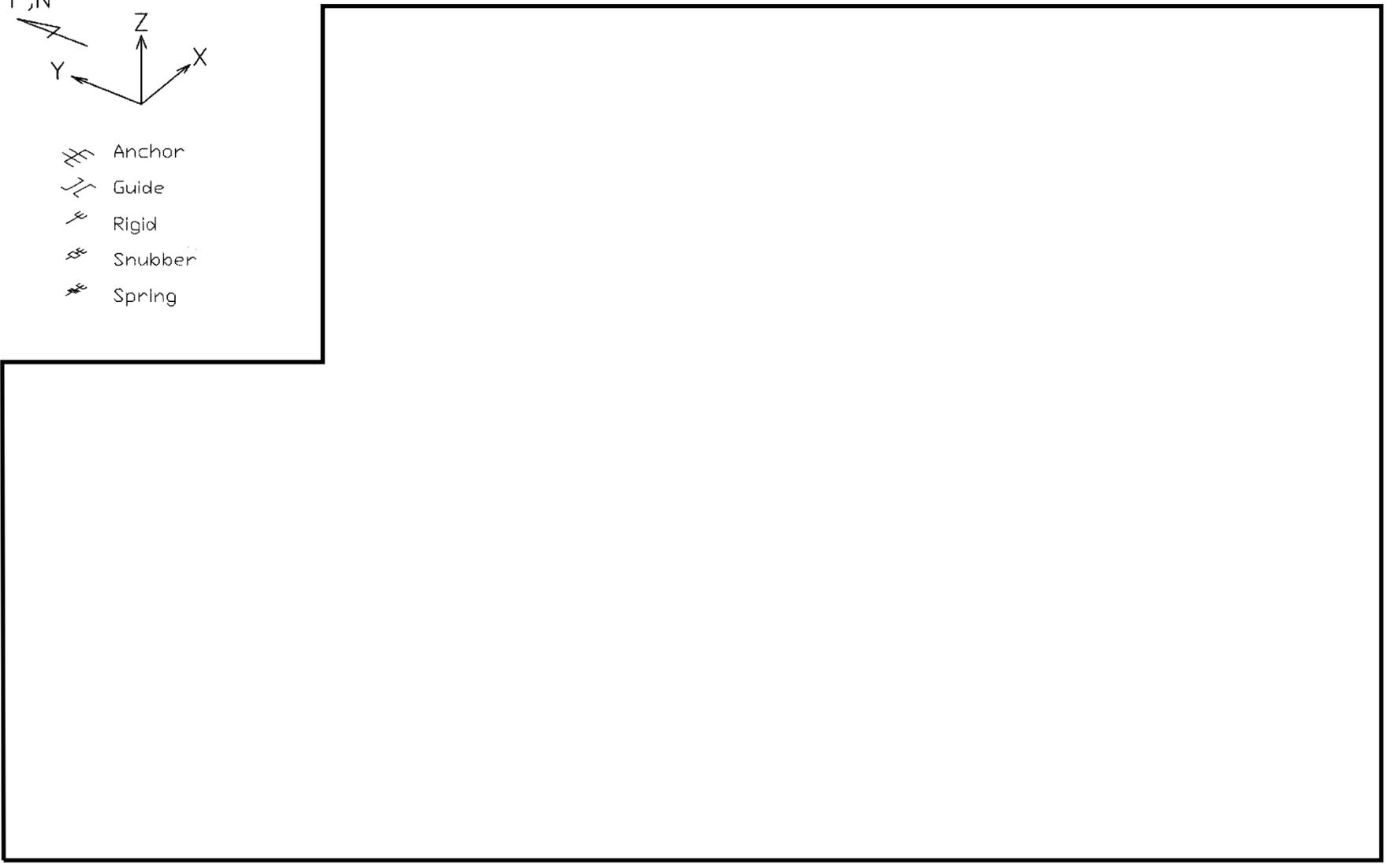
-7-9-

泊発電所 2 号炉 加圧器スプレイ配管 + 補助スプレイ配管の疲労累積係数最大箇所 (Ss 地震(3/3))

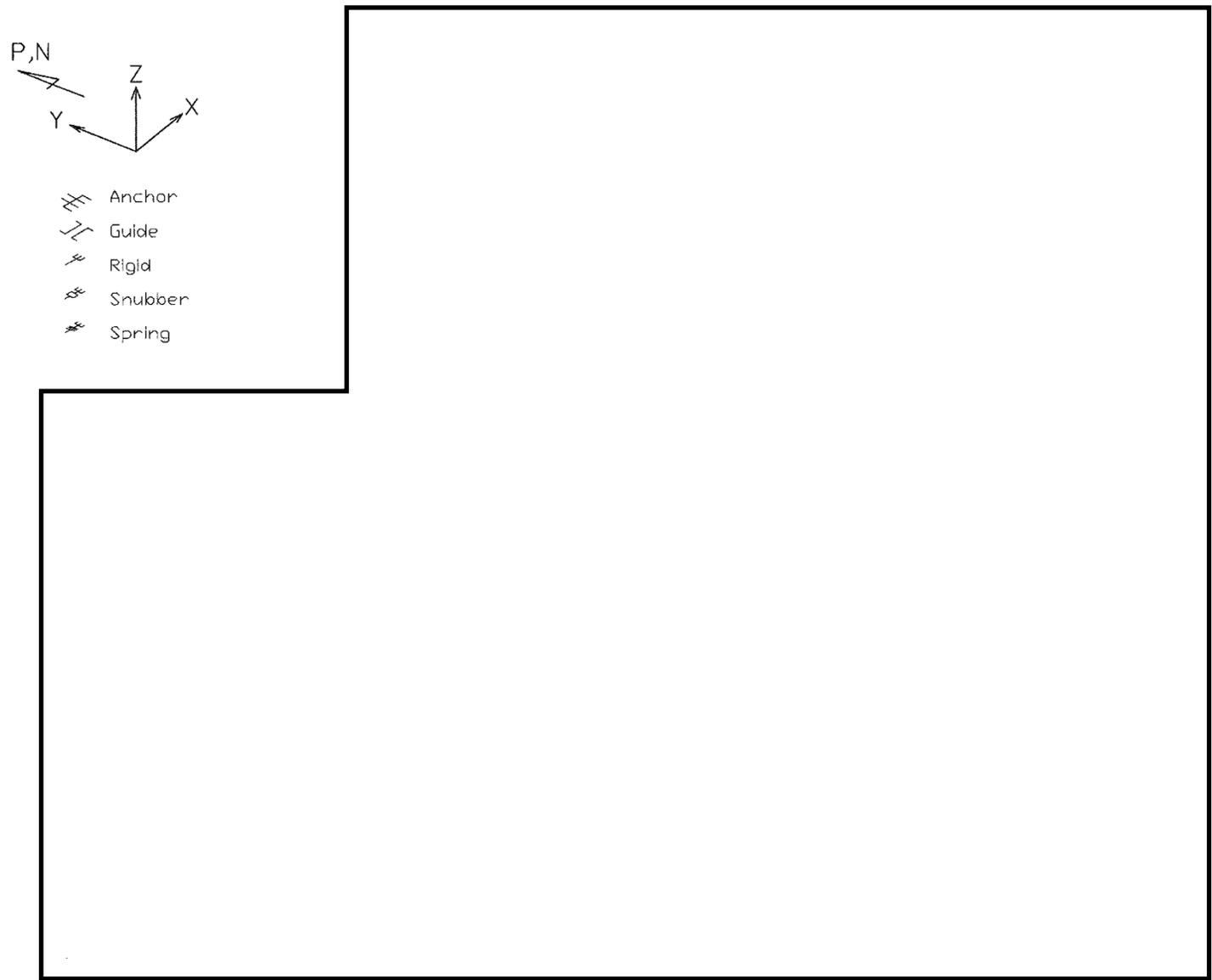


-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring

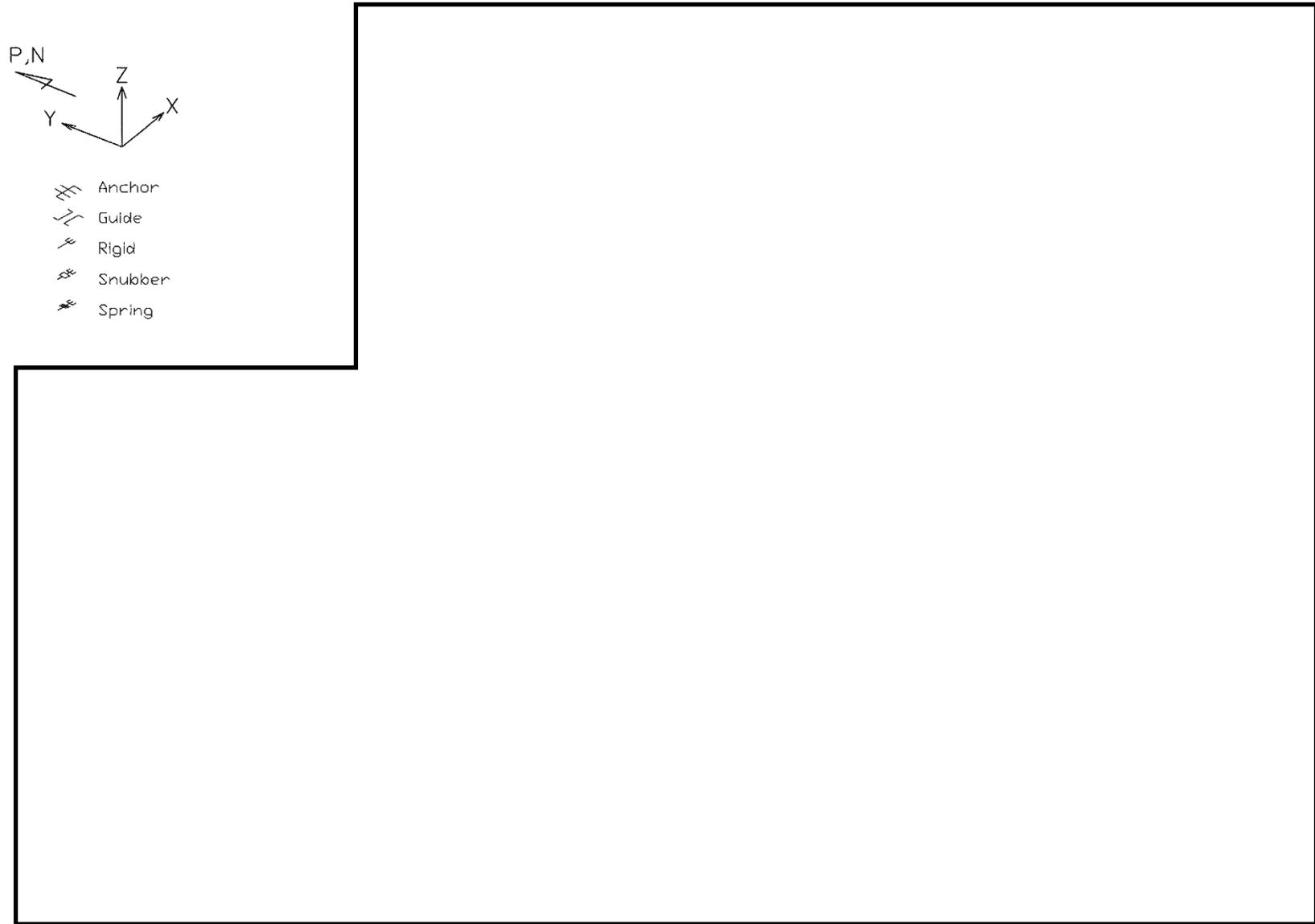
-7-7-



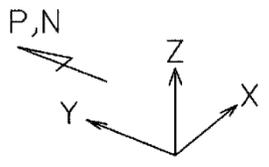
泊発電所 2 号炉 加圧器スプレイ配管 + 補助スプレイ配管の疲労累積係数最大箇所 (S₁ 地震 (1/3))



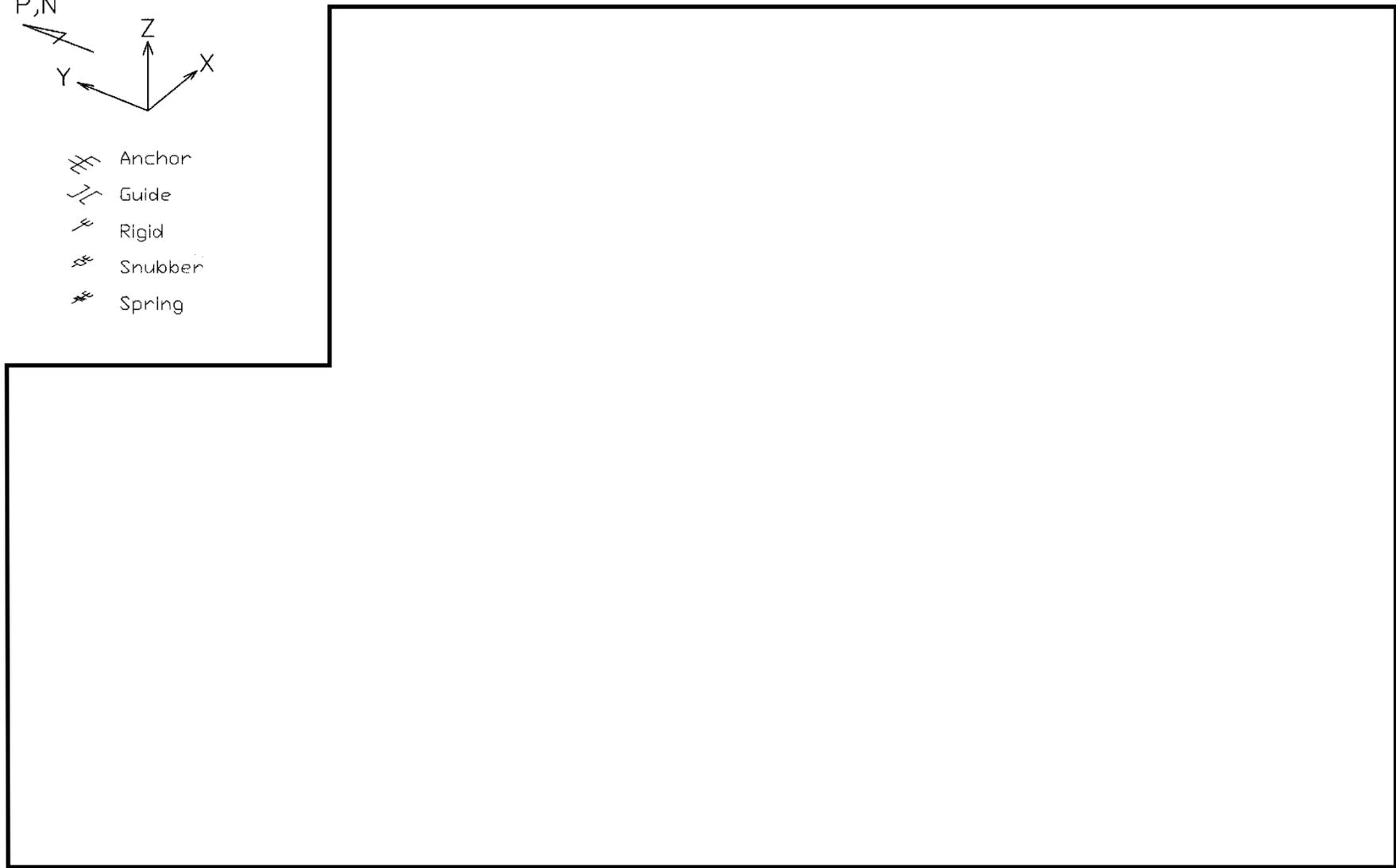
泊発電所 2 号炉 加圧器スプレイ配管 + 補助スプレイ配管の疲労累積係数最大箇所 (S₁地震 (2/3))



泊発電所 2 号炉 加圧器スプレイ配管 + 補助スプレイ配管の疲労累積係数最大箇所 (S₁ 地震 (3/3))

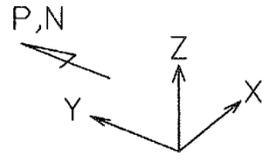


-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring

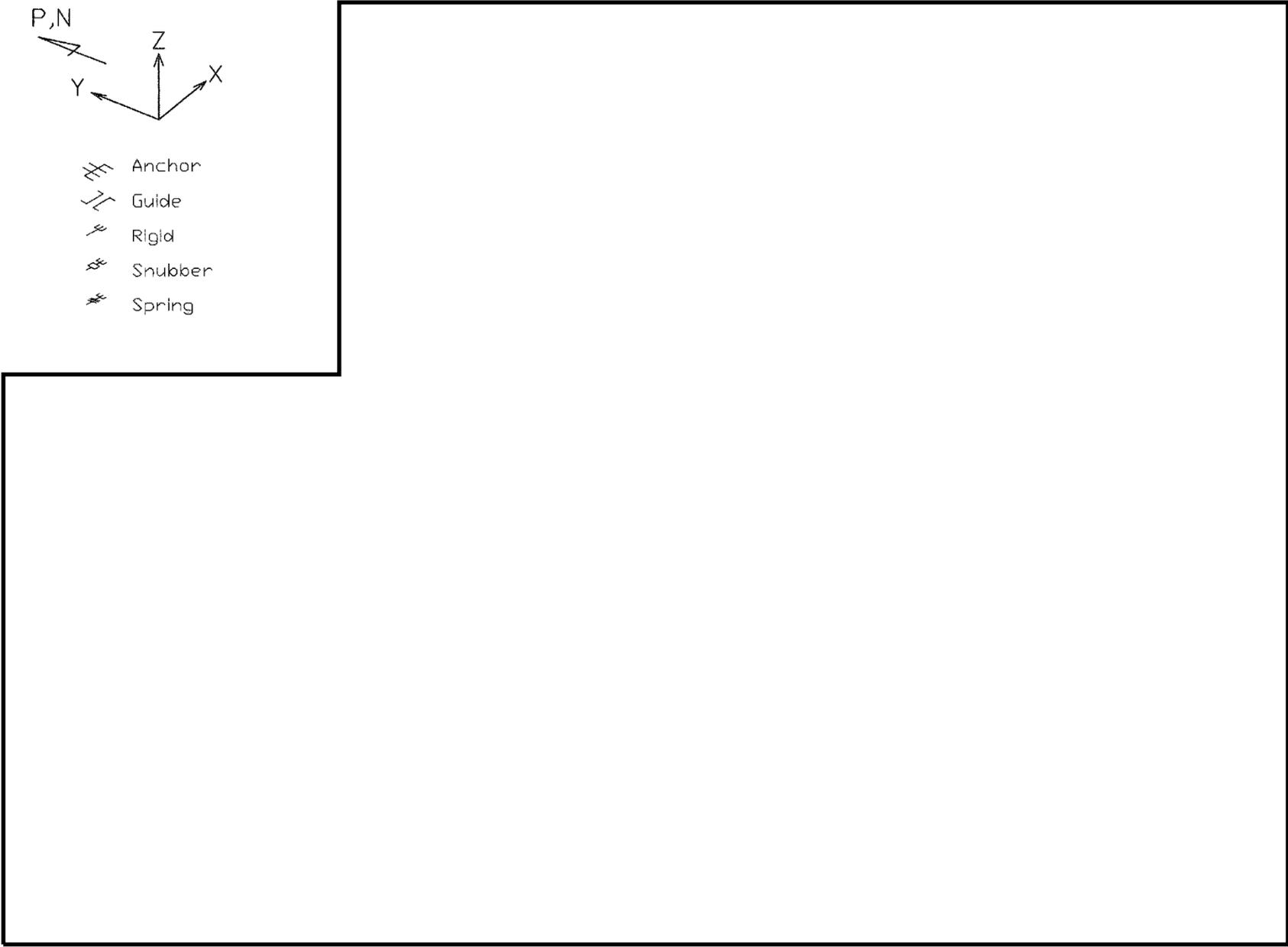


-7-10-

泊発電所 2 号炉 加圧器スプレイ配管の地震荷重 (S_s 地震) のみの疲労累積係数最大箇所(1/3)

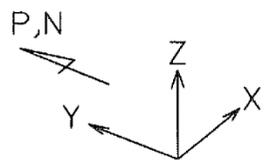


-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring

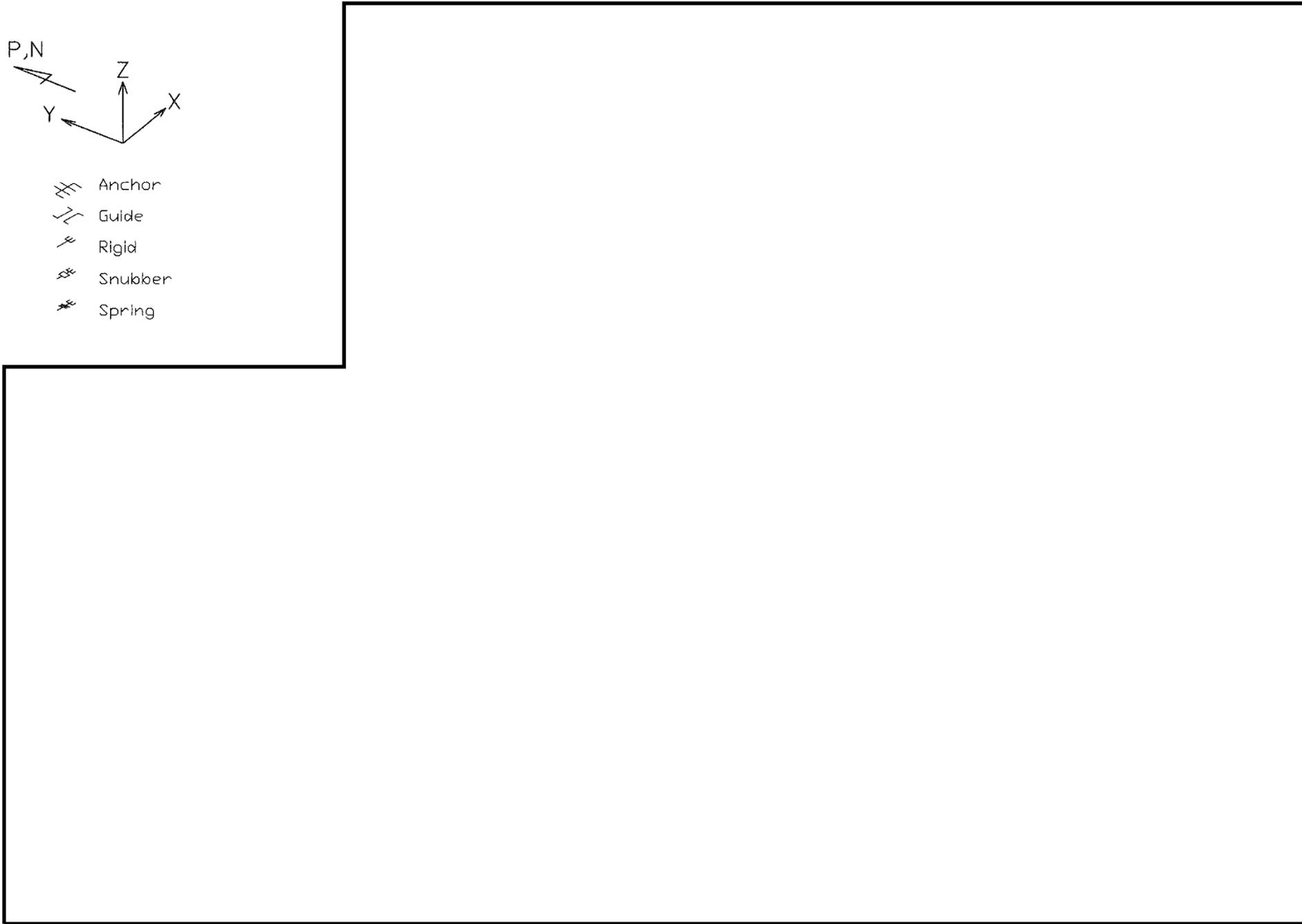


-7-11-

泊発電所 2 号炉 加圧器スプレイ配管の地震荷重 (S_s 地震) のみの疲労累積係数最大箇所 (2/3)



-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring



-7-12-