

泊発電所 2 号炉 審査資料	
資料番号	HTN2-PLM30(冷停)-疲労 改 2
提出年月日	令和 2 年 12 月 1 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 12 月 1 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

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第82条第1項の規定に基づき実施した、冷温停止状態が維持されることを前提とした高経年化技術評価のうち、低サイクル疲労の評価結果について、補足説明するものである。

低サイクル疲労とは、プラントの起動・停止時等に受ける温度・圧力変化により、機器の構造不連続部等に局所的に大きな応力変動が生じ、それが供用期間中に繰り返された場合に、疲労割れの発生に至る可能性がある劣化事象である。

このような応力変動による影響について、これまでの運転実績をもとに疲労割れの発生の有無について評価を実施した。

ここでは、原子炉容器を代表とし、具体的な評価を「4. 代表機器の技術評価」に、その他の評価対象については、「5. 代表機器以外の技術評価」にて評価を実施する。

2. 基本方針

低サイクル疲労に対する評価の基本方針は、対象機器について低サイクル疲労に対する技術評価を行い、運転開始後60年時点までの期間において「実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド」及び「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」の要求事項を満たすことを確認することである。

低サイクル疲労についての要求事項を表1に整理する。

なお、本事象は、原子炉の冷温停止状態が維持されることを前提とした場合、劣化の進展が考えられない経年劣化事象である。したがって、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないものの、現在までの劣化の発生又は進展を考慮した耐震安全性評価を行うため、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象と同様に健全性評価を行った。

評価に当たっては、実施ガイド3.1⑧ただし書きの規定に該当する場合^{*1}ではなくなった際には、プラントの運転を開始した日から60年間について健全性評価を行うことを踏まえ、今回の評価においても、60年間の劣化の進展を仮定した評価を行うことで、40年間における健全性を評価している。

*1 運転開始以後30年を経過する日において技術基準^{*2}に適合しないものがある場合

*2 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則に定められる基準

表 1 低サイクル疲労についての要求事項

ガイド	要求事項
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド</p>	<p>3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点</p> <p>(1) 高経年化技術評価の審査</p> <p>⑫健全性の評価 実施ガイド3. 1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生又は進展に係る健全性を評価していることを審査する。</p> <p>⑬現状保全の評価 健全性評価結果から現状の保全策の妥当性が評価されていることを審査する。</p> <p>⑭追加保全策の抽出 現状保全の評価結果から、現状保全に追加する必要がある新たな保全策が抽出されていることを審査する。</p> <p>(2) 長期保守管理方針の審査</p> <p>①長期保守管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。</p>
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド</p>	<p>3. 1 高経年化技術評価の実施及び見直し 高経年化技術評価の実施及び見直しに当たっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>⑤抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、以下に規定する期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の保守管理に追加すべき保全策（以下「追加保全策」という。）を抽出すること。</p> <p>イ 実用炉規則第82条第1項の規定に基づく高経年化技術評価プラントの運転を開始した日から60年間（ただし、⑧ただし書の規定に該当する場合にはプラントの運転を開始した日から40年間とする。）</p> <p>3. 2 長期保守管理方針の策定及び変更 長期保守管理方針の策定及び変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、保守管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期保守管理方針を策定すること。</p> <p>なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期保守管理方針を策定すること。</p> <p>ただし、冷温停止が維持されることを前提とした高経年化技術評価のみを行う場合はその限りでない。</p>

3. 評価対象と評価手法

3.1 評価対象

低サイクル疲労が想定される機器は多数存在するが、高経年化技術評価では評価対象となる機器の中から代表機器を選定して評価を行う。評価対象機器、代表機器は以下の条件に該当する機器を抽出する。

① 低サイクル疲労に係る評価対象機器

低サイクル疲労評価では、プラントの起動・停止時等に温度・圧力変化の影響を受ける機器を評価対象として抽出している。抽出した機器は原子炉容器ほか、「5. 代表機器以外の技術評価」に示す機器である。

② 対象機器のグループ化及び代表機器の選定

高経年化技術評価では、評価対象機器を構造（型式等）、使用環境（内部流体等）、材料に応じてグループ化を行っており、機器の重要度（高い）、使用条件（温度、圧力が高い）等を考慮してグループ内代表機器を選定している。

以降の説明では、②で選ばれた低サイクル疲労が想定されるグループ内代表機器のうち、1機器を代表機器として評価の詳細を説明する。

ここでは、プラント安全上最も重要と考える「原子炉容器」を代表機器として選定し、具体的な評価結果を「4. 代表機器の技術評価」に示す。

なお、原子炉容器以外の機器の評価結果については「5. 代表機器以外の技術評価」に示す。

3.2 評価手法

(1) 低サイクル疲労評価のフロー

低サイクル疲労の技術評価のフローを図1に示す。

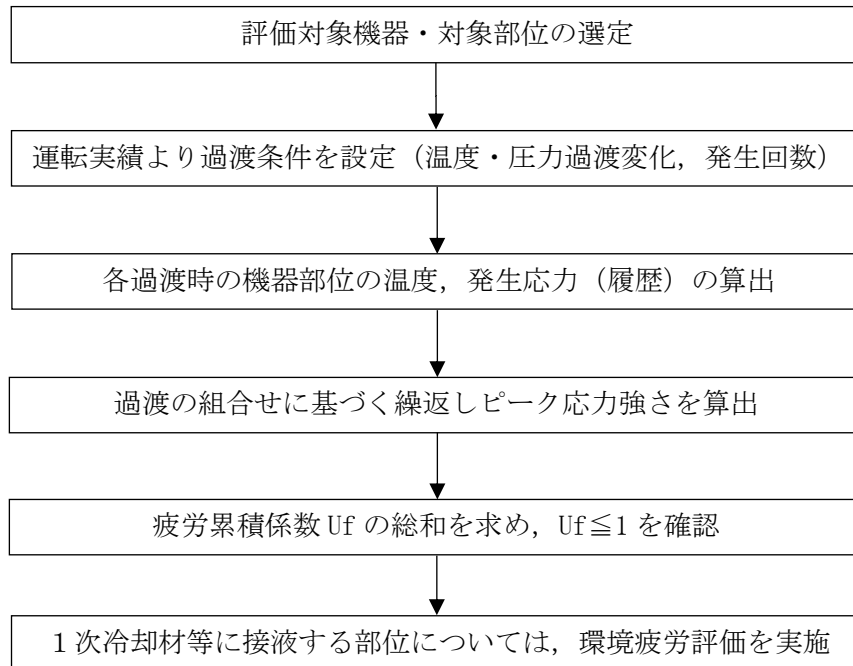


図1 低サイクル疲労の技術評価フロー

(2) 適用規格

低サイクル疲労の評価に用いた規格及び評価手法を以下に示す。

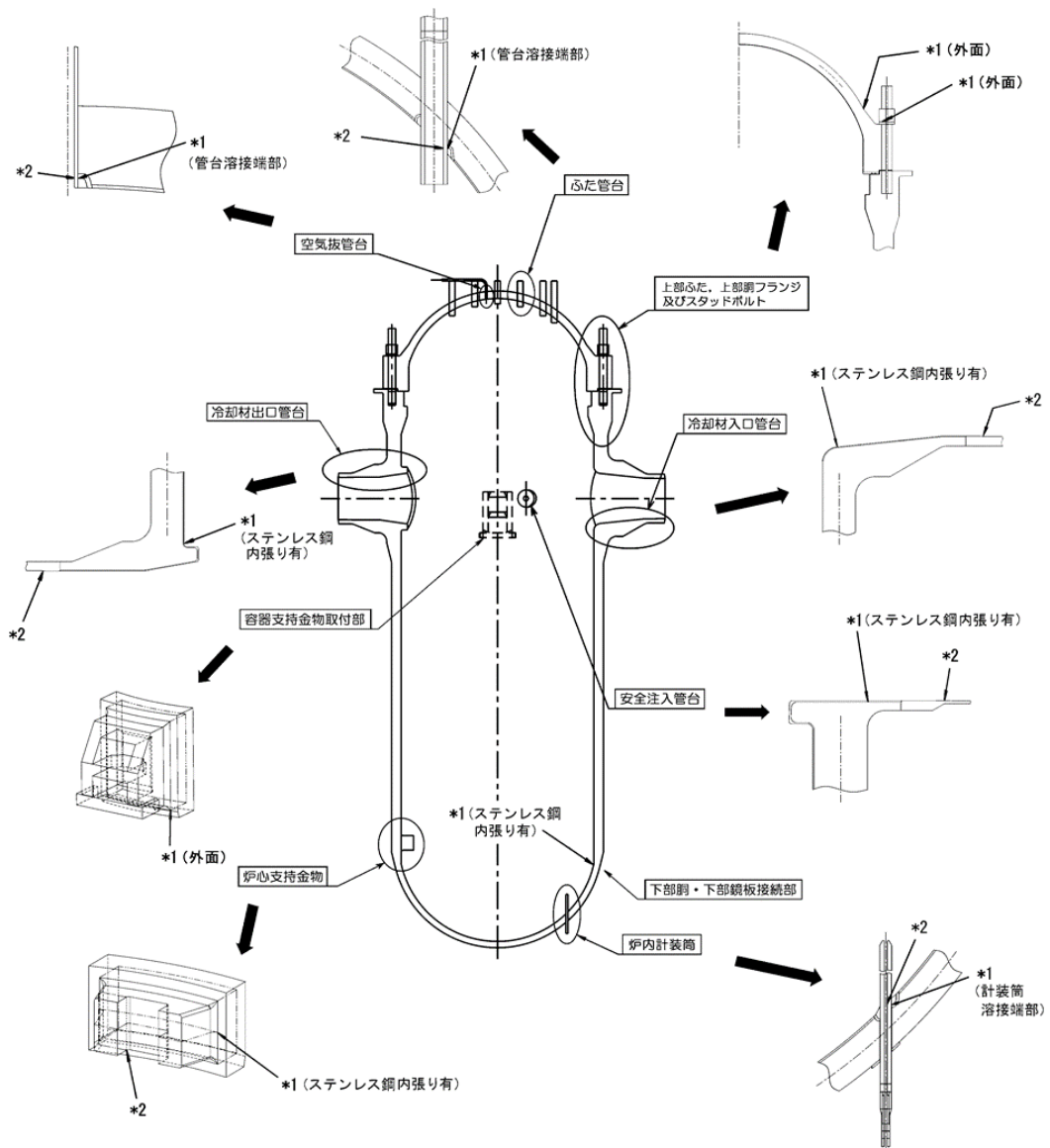
- ① 「日本原子力学会 原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008 (AESJ-SC-P005 : 2008)」 (以下, 「実施基準」という。)
- ② 「日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007), PVB-3000 (クラス1容器の設計)」 (以下, 「設計・建設規格」という。)
- ③ 「日本機械学会 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009)」 (以下, 「環境疲労評価手法」という。)

4. 代表機器の技術評価

4.1 原子炉容器の健全性評価

(1) 評価対象部位の選定

原子炉容器の評価対象部位を図2に、選定理由を表2に示す。



*1: 「設計・建設規格」に基づく疲労評価対象部位(最大) (非接液部の場合は () 内に理由を記載)

*2: 「環境疲労評価手法」に基づく疲労評価対象部位(最大) (接液部が対象)

図2 原子炉容器の疲労評価対象部位

表2 対象部位の選定理由

対象機器・部位		選定理由
原子炉容器	冷却材入口管台	建設時工認評価部位
	冷却材出口管台	建設時工認評価部位
	安全注入管台	建設時工認評価部位
	ふた管台	建設時工認評価部位
	空気抜管台	原子炉容器上部ふた取替工事工認評価部位
	炉内計装筒	建設時工認評価部位
	上部ふた及び上部胴フランジ	建設時工認評価部位
	下部胴・下部鏡板接続部	建設時工認評価部位
	炉心支持金物	建設時工認評価部位
	容器支持金物取付部	建設時工認評価部位
	スタッドボルト	建設時工認評価部位

(2) 過渡条件の設定

冷温停止状態においては、プラントの起動・停止等の熱過渡を受けないため、疲労が蓄積することはないが、運転開始後30年時点における評価を包含する運転開始後60年時点にて低サイクル疲労の評価を実施する。

各過渡条件の繰返し回数は「実施基準」に基づき、運転実績に基づく2012年度末までの過渡回数を用い、運転開始後60年時点の過渡回数を推定する。

過渡回数策定方針特記事項を表3に、疲労評価に用いた過渡回数を表4に示す。

具体的には次項に示す計算方法に基づき未取替機器（上部ふた、ふた管台以外）、取替機器（上部ふた、ふた管台）、スタッドボルトの3種の過渡回数を設定する。

なお、設定する過渡は運転状態Ⅰ（通常運転時の運転状態）、運転状態Ⅱ（供用期間中に予想される機器の単一故障等による通常運転状態からの逸脱状態）とした。

① 未取替機器

60年時点過渡回数＝実績過渡回数＋推定過渡回数

≥実績過渡回数＋(運開後実績過渡回数／運開後実績過渡回数調査時点までの年数)×残年数

② 取替機器（上部ふた, ふた管台）

60年時点過渡回数＝実績過渡回数＋推定過渡回数

≥取替後実績過渡回数＋(未取替機器の1年間当たり平均過渡回数)×残年数

また、過渡回数推定値の算出方針について別紙1に、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2示す。

表 3 過渡回数策定方針特記事項

項目		内容
1	定常負荷運転時の変動	有意な変動は生じていないことから、カウントしない。
2	未経験過渡回数	電力共通研究「応力解析手法の高度化」のデータを使用する。
3	5%/min 負荷上昇, 減少の平均過渡回数	稼働率向上を考慮すると, ステムフリー試験回数が増加するため, 負荷上昇, 減少の平均回数は <input type="text"/> とする。
4	起動・停止 (温度上昇・下降 55.6°C/h)	起動・停止回数が異なる場合は, 保守側に回数が多いほうに設定した。 なお, 過渡変化率は, 評価上最も厳しい設計過渡条件としており, 十分保守的な値を設定した。
5	燃料交換	計算上は 0.8 回/年であるが, <input type="text"/> とする。
6	タービン回転試験	プラント建設時の機能試験に係る過渡のため, 今後は発生しない。
7	取替機器の実績過渡	原子炉容器上部ふたは第 14 回定検 (2009 年度) の取替後, 2012 年度末までの実績過渡で評価。
8	スタッドボルト及び取替機器の平均過渡回数について	平均過渡回数は未取替機器と同様 (スタッドボルトの起動・停止及び 1 次系漏えい試験を除く) とする。
9	試運転の実績過渡回数	試運転過渡事象は試運転時特有のものであり, 年平均過渡回数の算定には含めない。
10	評価用回数の余裕	実績回数の比較的多い次の過渡項目については, 保守的に余裕を考慮した。 (起動, 停止, 負荷上昇 (15%から 100%出力), 負荷減少 (100%から 15%出力), 燃料交換, 0%から 15%への負荷上昇, 15%から 0%への負荷減少, 1 次系漏えい試験)

表 4(1/3) 未取替機器（上部ふた、ふた管台及びスタッドボルトを除く）の
疲労評価に用いた過渡回数

運転状態 I

過渡項目	過渡回数 特記事項	運転実績に基づく過渡回数	
		2012年度末時点	運転開始後60年 時点の推定値
起動（温度上昇率55.6℃/h）	4, 9, 10	28	67
停止（温度下降率55.6℃/h）	4, 9, 10	28	67
負荷上昇（負荷上昇率5%/min）	3, 9, 10	224	724
負荷減少（負荷減少率5%/min）	3, 9, 10	216	716
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2, 9	3	4
100%から90%へのステップ状負荷減少	2, 9	3	4
100%からの大きいステップ状負荷減少	9	2	4
定常負荷運転時の変動*1	1	-	-
燃料交換	5, 9, 10	17	60
0%から15%への負荷上昇	9, 10	28	63
15%から0%への負荷減少	9, 10	20	59
1 ループ停止 / 1 ループ起動			
I) 停止	2	0	1
II) 起動	2	0	1

運転状態 II

過渡項目	過渡回数 特記事項	運転実績に基づく過渡回数	
		2012年度末時点	運転開始後60年 時点の推定値
負荷の喪失	2, 9	4	6
外部電源喪失	2, 9	1	4
1次冷却材流量の部分喪失	2	0	1
100%からの原子炉トリップ			
I) 不注意な冷却を伴わないトリップ	2, 9	1	6
II) 不注意な冷却を伴うトリップ	2	0	1
III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	2	0	1
1次冷却系の異常な減圧	2	0	1
制御棒クラスタの落下	2	0	2
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	2	0	1
1次冷却系停止ループの誤起動	2	0	1
タービン回転試験	6, 9	5	5
1次系漏えい試験	9, 10	21	56

*1：設計評価においては、1次冷却材温度 $\pm 1.7^{\circ}\text{C}$ 、1次冷却材圧力 $\pm 0.34\text{MPa}$ （ $\pm 3.5\text{kg/cm}^2$ ）の変動があるものとしているが、この過渡項目の疲労累積係数への寄与は小さく、また、実際には通常運転中のゆらぎとして、このような変動は生じていない。

表 4(2/3) 取替機器（上部ふた、ふた管台）の疲労評価に用いた過渡回数

運転状態 I

過渡項目	過渡回数 特記事項*2	運転実績に基づく過渡回数	
		2012年度末時点*3	運転開始後60年 時点の推定値*4
起動（温度上昇率55.6℃/h）	4, 10	3	42
停止（温度下降率55.6℃/h）	4, 10	3	42
負荷上昇（負荷上昇率5%/min）	3, 10	22	522
負荷減少（負荷減少率5%/min）	3, 10	22	522
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2	0	1
100%から90%へのステップ状負荷減少	2	0	1
100%からの大きいステップ状負荷減少	—	0	2
定常負荷運転時の変動*1	1	—	—
燃料交換	5, 10	2	45
0%から15%への負荷上昇	10	2	37
15%から0%への負荷減少	10	2	41
1 ループ停止 / 1 ループ起動			
I) 停止	2	0	1
II) 起動	2	0	1

運転状態 II

過渡項目	過渡回数 特記事項	運転実績に基づく過渡回数	
		2012年度末時点*3	運転開始後60年 時点の推定値*4
負荷の喪失	2	0	2
外部電源喪失	2	0	3
1次冷却材流量の部分喪失	2	0	1
100%からの原子炉トリップ			
I) 不注意な冷却を伴わないトリップ	2	0	5
II) 不注意な冷却を伴うトリップ	2	0	1
III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	2	0	1
1次冷却系の異常な減圧	2	0	1
制御棒クラスタの落下	2	0	2
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	2	0	1
1次冷却系停止ループの誤起動	2	0	1
タービン回転試験	6	0	0
1次系漏えい試験	10	3	38

*1：設計評価においては、1次冷却材温度 $\pm 1.7^{\circ}\text{C}$ 、1次冷却材圧力 $\pm 0.34\text{MPa}$ （ $\pm 3.5\text{kg/cm}^2$ ）の変動があるものとしているが、この過渡項目の疲労累積係数への寄与は小さく、また、実際には通常運転中のゆらぎとして、このような変動は生じていない。

*2：過渡回数特記事項7, 8は記載省略。

*3：第14回定検時（2009年度）に上部ふたの取替を実施したため、取替後2012年度末までの運転実績。

*4：運転開始後18年時点での上部ふた取替に伴い、プラント運転開始後60年時点の過渡回数としては、上部ふた取替からプラント運転開始後60年時点までの年数である42年間の過渡回数とした。

表 4(3/3) スタッドボルトの疲労評価に用いた過渡回数

運転状態 I

過渡項目	過渡回数 特記事項*2	運転実績に基づく過渡回数	
		2012年度末時点	運転開始後60年 時点の推定値
起動 (温度上昇率55.6°C/h)	4, 9, 10	30	73
停止 (温度下降率55.6°C/h)	4, 9, 10	30	73
負荷上昇 (負荷上昇率5%/min)	3, 9, 10	224	724
負荷減少 (負荷減少率5%/min)	3, 9, 10	216	716
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2, 9	3	4
100%から90%へのステップ状負荷減少	2, 9	3	4
100%からの大きいステップ状負荷減少	9	2	4
定常負荷運転時の変動*1	1	-	-
燃料交換	5, 9, 10	17	60
0%から15%への負荷上昇	9, 10	28	63
15%から0%への負荷減少	9, 10	20	59
1 ループ停止 / 1 ループ起動			
I) 停止	2	0	1
II) 起動	2	0	1

運転状態 II

過渡項目	過渡回数 特記事項	運転実績に基づく過渡回数	
		2012年度末時点	運転開始後60年 時点の推定値
負荷の喪失	2, 9	4	6
外部電源喪失	2, 9	1	4
1次冷却材流量の部分喪失	2	0	1
100%からの原子炉トリップ			
I) 不注意な冷却を伴わないトリップ	2, 9	1	6
II) 不注意な冷却を伴うトリップ	2	0	1
III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	2	0	1
1次冷却系の異常な減圧	2	0	1
制御棒クラスタの落下	2	0	2
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	2	0	1
1次冷却系停止ループの誤起動	2	0	1
タービン回転試験	6, 9	5	5
1次系漏えい試験	9, 10	21	56

*1: 設計評価においては、1次冷却材温度 $\pm 1.7^{\circ}\text{C}$ 、1次冷却材圧力 $\pm 0.34\text{MPa}$ ($\pm 3.5\text{kg/cm}^2$) の変動があるものとしているが、この過渡項目の疲労累積係数への寄与は小さく、また、実際には通常運転中のゆらぎとして、このような変動は生じていない。

*2: 過渡回数特記事項8は記載省略。

(3) 応力解析，疲労累積係数算出

原子炉容器各部位（スタッドボルトを除く）の健全性評価は，設計・建設規格の規定に従い，大気環境中の疲労評価を行う。

供用状態 A，B（運転状態 I，II）の過渡条件に対し，P（圧力），O（熱過渡），M（機械的荷重），D（自重），T（熱膨張荷重）の各荷重を考慮して，応力解析を行い，過渡条件の組合せを考慮して疲労累積係数（ U_f ）を算出する。

接液部に対しては，環境疲労評価手法に従い，環境効果補正係数（ F_{en} ）を算出し，環境効果を考慮した疲労累積係数（ U_{en} ）を算出する。

スタッドボルトの健全性評価については，設計・建設規格の規定に従い，疲労評価を行う。

供用状態 A，B（運転状態 I，II）の過渡条件に対して，P（圧力），O（熱過渡），M（機械的荷重）の各荷重を考慮して，応力解析を行い，過渡条件の組合せを考慮して疲労累積係数（ U_f ）を算出する。

それぞれの疲労評価の解析フローを図 3 に示す。

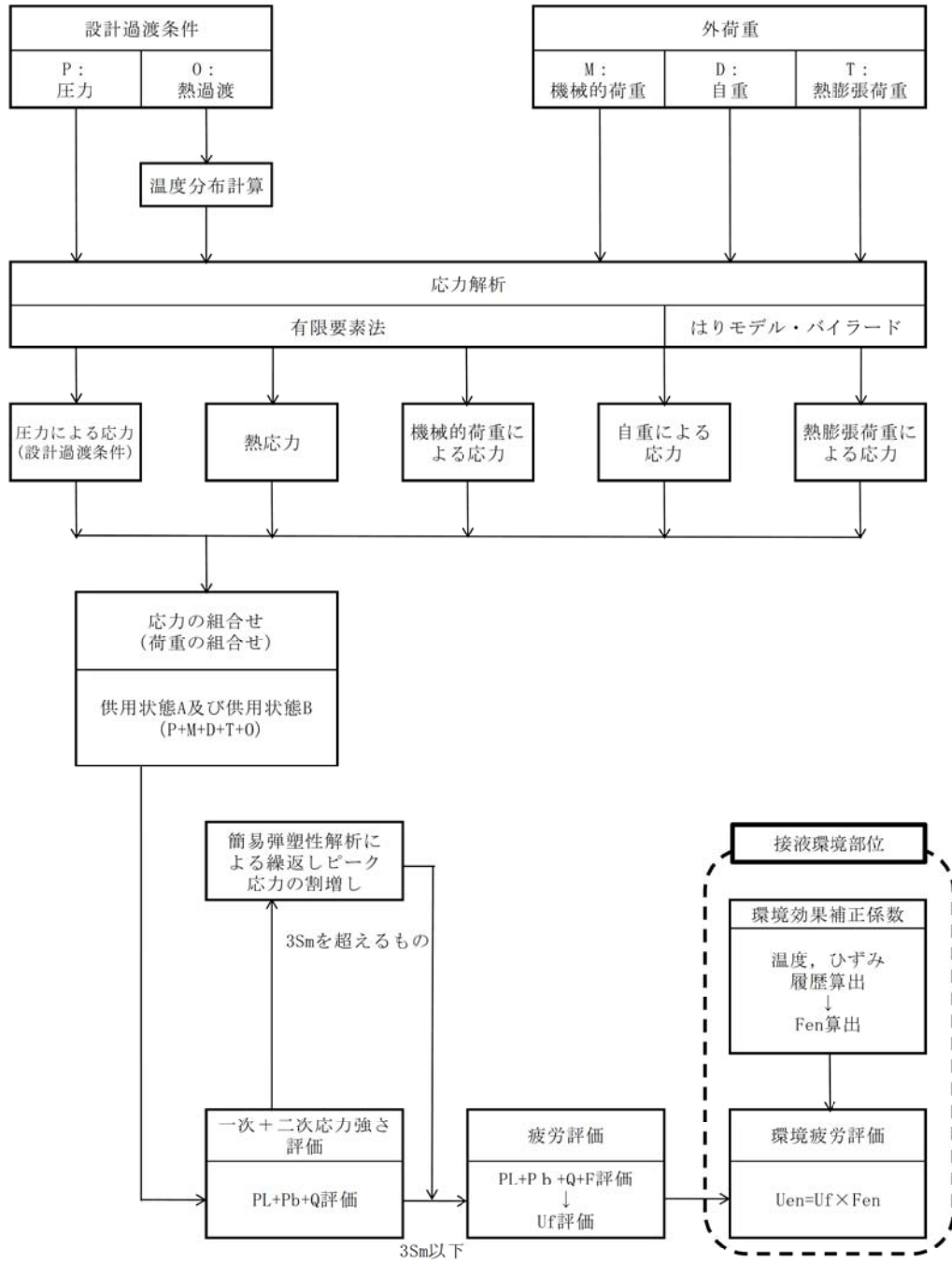


図 3(1/2) 疲労評価の解析フロー (スタッドボルトを除く部位)

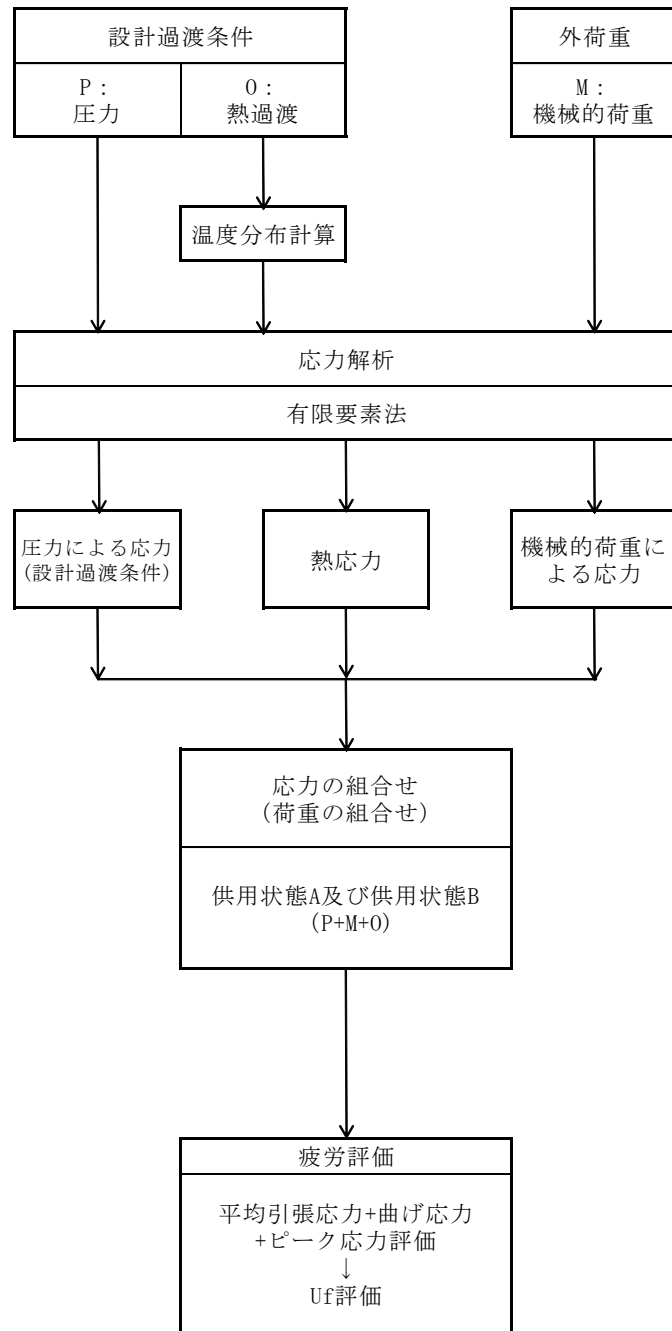


図 3(2/2) 疲労評価の解析フロー (スタッドボルト)

(4) 評価結果

設計・建設規格に基づき、大気環境中での疲労評価を行った結果、疲労累積係数(Uf)が1を下回ることを確認した。

さらに、接液環境にある評価点について環境疲労評価手法に基づき、接液環境を考慮した疲労評価を行った結果、疲労累積係数(Uen)が1を下回ることを確認した。

原子炉容器の疲労評価結果を表5に示す。

また、原子炉容器の疲労累積係数の算出根拠について別紙3、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に示す。

表5 原子炉容器の疲労評価結果

評価対象部位	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
冷却材入口管台	0.023	0.001 ^{*2}
冷却材出口管台	0.027	0.001 ^{*2}
安全注入管台	0.029	0.023 ^{*2}
ふた管台 ^{*1}	0.053	0.001 ^{*2}
空気抜管台 ^{*1}	0.008	0.001 ^{*2}
炉内計装筒	0.157	0.001 ^{*2}
上部ふた ^{*1} 及び上部胴フランジ	0.006	— ^{*3}
下部胴・下部鏡板接続部	0.003	— ^{*3}
炉心支持金物	0.005	0.001 ^{*2}
容器支持金物取付部	0.004	— ^{*3}
スタッドボルト	0.294	— ^{*3}

*1：第14回定期検査時（2009年度）に原子炉容器上部ふたを取替えているため、42年間の過渡回数を基に算出した。

*2：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。

*3：非接液部。

4.2 現状保全

原子炉容器の評価対象部位における疲労割れに対する保全は、原子力規制委員会文書「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について」(平成26年8月6日付け原規技発第1408063号)及び「日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格 (JSME S NA1-2008)」に従った検査プログラム、試験方法及び試験範囲で供用期間中検査として超音波探傷検査、浸透探傷検査、目視確認 (VT-1, VT-2, VT-3) を実施し、健全性を確認している。

原子炉容器内面の内張りに対しては、定期的目視確認を実施し、内張りの損傷などの異常の有無を確認しており、これまでの点検の結果、問題のないことを確認できている。

なお、低サイクル疲労の予防保全の観点から行っている工事はない。

原子炉容器の供用期間中検査の内容を表6に示す。

表6 原子炉容器の供用期間中検査の内容

部位	検査部位	検査内容	検査範囲 / 頻度	至近の検査実績	検査結果
冷却材入口管台	内面コーナー、セーフエンドとの溶接部、胴との溶接部	超音波探傷検査 浸透探傷検査 ベアメタル検査*	100%/10年	第15回定期検査	良
冷却材出口管台	内面コーナー、セーフエンドとの溶接部、胴との溶接部	超音波探傷検査 浸透探傷検査 ベアメタル検査*	100%/10年	第15回定期検査	良
安全注入管台	内面コーナー、セーフエンドとの溶接部、胴との溶接部	超音波探傷検査 浸透探傷検査 ベアメタル検査*	100%/10年	第15回定期検査	良
ふた管台	制御棒駆動装置ハウジングとの溶接部	浸透探傷検査	25%/10年	第15回定期検査	良
空気抜管台	上部ふたの貫通部	漏えい検査による目視確認 (VT-2)	100%/10年	第15回定期検査	良
炉内計装筒	下部鏡板の貫通部	ベアメタル検査*	100%/10年	第15回定期検査	良
上部ふた及び上部胴フランジ	溶接部	超音波探傷検査	100%/10年	第15回定期検査	良
下部胴・下部鏡板接続部	溶接部	超音波探傷検査	100%/10年	第15回定期検査	良
炉心支持金物	胴との溶接部	目視確認 (VT-3)	100%/10年	第15回定期検査	良
容器支持金物取付部	溶接部	超音波探傷検査	100%/10年	第15回定期検査	良
スタッドボルト	ボルト本体	超音波探傷検査	100%/10年	第16回定期検査	良
	ナット	目視確認 (VT-1)	100%/10年	第16回定期検査	良

*ベアメタル検査：加圧水型軽水炉の1次冷却材圧力バウンダリにおけるNi基合金使用部位に係る検査で、保温材をはがして地金にほう酸の付着がないかを目視により確認する。

4.3 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原子炉容器の疲労評価結果は、疲労累積係数が 1 を下回り、疲労割れの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、疲労割れは超音波探傷検査等により、原子炉容器内面の内張りの欠陥については、有意な異常のないことを目視確認により検知可能であり、点検手法として適切である。

4.4 高経年化への対応

低サイクル疲労については、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。

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。

5.2 現状保全

代表機器以外の現状保全を表8に示す。なお、低サイクル疲労の予防保全の観点から行っている工事は無い。

表8(1/2) 代表機器以外の現状保全

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	
ポンプ	余熱除去ポンプ	ケーシング	ケーシング内面全体の目視確認	1回/4定検	第16回定期検査	良
	1次冷却材ポンプ	ケーシング	①ケーシング内面の目視確認(VT-3) ②ケーシングと配管の溶接部の超音波探傷検査 ③漏えい検査(VT-2)	①100%/10年 ②25%/10年 ③毎定検	①第14回定期検査 ②第13回定期検査 ③第16回定期検査	良
熱交換器	再生熱交換器	管板部	漏えい検査(VT-2)	100%/10年	第13回定期検査	良
	余熱除去冷却器	管板部	目視確認	1回/10定検	第16回定期検査	良
	蒸気発生器	管板廻り	①溶接部の超音波探傷検査 ②漏えい試験(VT-2)	①25%/10年 ②毎定検	①第16回定期検査 ②第16回定期検査	良
給水入口管台		②漏えい試験(VT-2)				
容器	加圧器	スプレイライン用管台	①溶接部の超音波探傷検査 ②溶接部の浸透探傷検査 ③漏えい検査(VT-2)	①②25%/10年 ③毎定検	①②第15回定期検査 ③第16回定期検査	良
		サージ用管台				
	機械ペネトレーション	余熱除去出口配管貫通部端板 主蒸気管貫通部伸縮継手 主給水管貫通部伸縮継手	①目視確認 ②原子炉格納容器漏えい率試験	①②1回/3定検	①②第16回定期検査	良
配管	ステンレス鋼配管	余熱除去系統出口配管	①溶接部の超音波探傷検査 ②漏えい検査(VT-2)	①25%/10年 ②100%/10年	①第16回定期検査 ②第16回定期検査	良
		加圧器サージ配管				
	加圧器スプレイ配管					
炭素鋼配管	主給水系統配管	漏えい検査(VT-2)	100%/10年	第13回定期検査	良	
1次冷却材管	ホットレグ, クロスオーバーレグ, コールドレグ, 加圧器サージ管台, 蓄圧タンク注入管台, 充てん管台	①超音波探傷検査 ②浸透探傷検査 ③漏えい検査(VT-2)	①②25%/10年 ③毎定検	①第15回定期検査 ②第16回定期検査 ③第16回定期検査	良	

表 8(2/2) 代表機器以外の現状保全

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	
弁	仕切弁	余熱除去ライン 入口止め弁弁箱	①目視確認 ②漏えい確認	①②1 回/6 定検	①②第 16 回定期検査	良
	玉形弁	抽出ライン止め弁 弁箱	①目視確認 ②漏えい確認	①②1 回/3 定検	①②第 16 回定期検査	良
	スイング逆止弁	蓄圧タンク出口 第 2 逆止弁弁箱	①目視確認 ②漏えい確認	①②1 回/8 定検	①②第 11 回定期検査	良
	リフト逆止弁	ループ充てんライン 第 2 逆止弁弁箱	①目視確認 ②漏えい確認	①②1 回/20 定検	①②第 12 回定期検査	良
炉内構造物		炉心支持構造物	水中テレビカメラに よる目視確認 (VT-3)	100%/10 年	第 15 回定期検査	良
サ ポ ー ト 重 機 器	加圧器	加圧器スカート 溶接部	溶接部の超音波探傷 検査	7.5%/10 年	第 14 回定期検査	良

5.3 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、疲労割れは現状保全で有意な異常のないことを確認している。

5.4 高経年化への対応

低サイクル疲労については、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。

6. まとめ

6.1 審査ガイド適合性

「2. 基本方針」で示した要求事項について技術評価を行った結果、すべての要求事項を満足していることを確認した。低サイクル疲労についての要求事項との対比を表9に示す。

表9 低サイクル疲労についての要求事項との対比

ガイド	要求事項	技術評価結果
実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド	3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点 (1) 高経年化技術評価の審査 ⑫健全性の評価 実施ガイド3. 1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生又は進展に係る健全性を評価していることを審査する。	4.1及び5.1の「健全性評価」に示すとおり、運転開始後60年時点の推定過渡回数を用いて健全性評価を実施した。
	⑬現状保全の評価 健全性評価結果から現状の保全策の妥当性が評価されていることを審査する。	4.2及び5.2に示すとおり、現状保全の評価結果から、現状の保全策が妥当であることを確認した。
	⑭追加保全策の抽出 現状保全の評価結果から、現状保全に追加する必要がある新たな保全策が抽出されていることを審査する。	4.4及び5.4に示すとおり、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した。
	(2) 長期保守管理方針の審査 ①長期保守管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。	
実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド	3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し 高経年化技術評価の実施及び見直しに当たっては、以下の要求事項を満たすこと。 ⑤抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、以下に規定する期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の保守管理に追加すべき保全策（以下「追加保全策」という。）を抽出すること。 イ 実用炉規則第82条第1項の規定に基づく高経年化技術評価 プラントの運転を開始した日から60年間（ただし、⑧ただし書の規定に該当する場合にはプラントの運転を開始した日から40年間とする。）	4.4及び5.4に示すとおり、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した。
	3.2 長期保守管理方針の策定及び変更 長期保守管理方針の策定及び変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。 ① 高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、保守管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期保守管理方針を策定すること。 なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期保守管理方針を策定すること。 ただし、冷温停止が維持されることを前提とした高経年化技術評価のみを行う場合はその限りでない。	

6.2 保守管理に関する方針として策定する事項

低サイクル疲労に関する評価について、保守管理に関する方針は抽出されなかった。

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	過渡回数推定値の算出方針について
説明	<p>冷温停止状態においては、プラントの起動・停止等の熱過渡を受けないため疲労が蓄積することはないが、運転開始後 30 年時点における評価を包含する運転開始後 60 年時点にて評価している。</p> <p>運転開始後 60 年時点での過渡回数は、これまでの運転実績をベースに残りの年数を考慮して、次のとおり設定している。</p> <p>①未取替機器</p> $60 \text{ 年時点過渡回数} = \text{実績過渡回数} + (\text{運開後実績過渡回数} / \text{運開後実績過渡回数調査時点までの年数}) \times \text{残年数}$ <p>②取替機器</p> $60 \text{ 年時点過渡回数} = \text{取替後実績過渡回数} + (\text{未取替機器の 1 年間当たり平均過渡回数}) \times \text{残年数}$ <p>未取替機器における「起動」、「負荷上昇」、「負荷の喪失」の過渡事象を例に、60 年時点での過渡回数の算出方法の詳細について添付-1 に示す。</p> <p>なお、評価に用いる過渡項目に該当しない微小過渡については、「起動」、「停止」、「1 次系漏えい試験」のいずれかの項目に分類し実績に算定している。微小過渡の一覧及び分類内訳を添付-2 に示す。</p> <p>また、泊 2 号炉で未経験の過渡項目の年平均過渡回数については、電力共通研究の研究結果より添付-3 のとおり設定している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

○「起動」の運転開始後 60 年時点の過渡回数算出

$$28 \text{ 回}^{\text{注1)}} + 0.8 \text{ 回/年}^{\text{注2)}} \times 38.1 \text{ 年 (残りの年数)} \approx 59 \text{ 回} < 67 \text{ 回 (評価用)}$$

注 1) 試運転 : 10 回 (うち, 微小過渡 1 回)

実績 : 17.599 回 → 18 回 (うち, 微小過渡 0.599 回 → 1 回)

(試運転の過渡回数は下表の①, 実績は②参照)

注 2) 2013 年 3 月末までの実績過渡回数 ÷ 2013 年 3 月末までの年数

$$17.599 \text{ 回} \div 21.9 \text{ 年} \approx 0.80 \text{ 回/年} \rightarrow 0.8 \text{ 回/年}$$

(試運転時の過渡は試運転特有であるため, 年平均過渡回数の算出には用いない。)

過渡回数説明リスト (1 / 9)

過渡項目	試運転	実績	現状までの回数	現状平均 回数 21.9年	現状-60年 までの増加分 (38.1年)	実績+60年までの 増加分	PLM 評価用回数
1 起動	9	17	28 $\left[\begin{array}{l} 9+1+17+0.599 \\ =27.599 \\ \rightarrow 28 \end{array} \right]$	0.8 $\left[\begin{array}{l} 17+0.599 \\ =17.599 \\ \frac{17.599}{21.9}=0.80 \\ \rightarrow 0.8 \end{array} \right]$	31 $\left[\begin{array}{l} 0.8 \times 38.1 \\ =30.48 \rightarrow 31 \end{array} \right]$	59 (=28+31)	67
微小過渡	1	0.599					
(実績+微小過渡)	(9+1)	(17+1)	(26+2 ^{*1})				

①

②

*1 : 総微小過渡回数

○「負荷上昇」の運転開始後 60 年時点の過渡回数算出

$$224 \text{ 回}^{\text{注1)}} + \boxed{}^{\text{注2)}} \times 38.1 \text{ 年 (残りの年数)} \approx 720 \text{ 回} < 724 \text{ 回 (評価用)}$$

注1) 試運転：16 回

実績：208 回

(試運転の過渡回数は下表の③，実績は④参照)

注2) 2013 年 3 月末までの実績過渡回数 ÷ 2013 年 3 月末までの年数

$$208 \text{ 回} \div 21.9 \text{ 年} \approx 9.50 \text{ 回/年} \rightarrow 9.5 \text{ 回/年}$$

(試運転時の過渡は試運転特有であるため，年平均過渡回数の算出には用いない)

上記より 9.5 回/年となるが，稼働率が高くなった場合のステムフリーテスト回数増加を考慮し， $\boxed{}$ と設定する。

過渡回数説明リスト (2 / 9)

過渡項目	試運転	実績	現状までの回数	現状平均回数 21.9年	現状~60年 までの増加分 (38.1年)	実績+60年までの 増加分	PLM 評価用回数
3 負荷上昇	$\boxed{16}$ ③	$\boxed{208}$ ④	224 (=16+208)	$\boxed{}$ 注4) $\left(\frac{208}{21.9} \approx 9.50 \rightarrow 9.5 \right)$	$\boxed{}$ $\left(\boxed{} \times 38.1 \right)$	720 (=224+496)	724

注4) 稼働率が高くなった場合のステムフリーテスト回数増加を考慮し， $\boxed{}$ とする。

○「負荷の喪失」の運転開始後 60 年時点の過渡回数算出

$$4 \text{ 回}^{\text{注1)}} + \boxed{}^{\text{注2)}} \times 38.1 \text{ 年 (残りの年数)} \approx 6 \text{ 回} = 6 \text{ 回 (評価用)}$$

注1) 試運転：4 回

実績：0 回

(試運転の過渡回数は下表の⑤，実績は⑥参照)

注2) 泊 2 号炉では経験はないが，電力共通研究「応力解析手法の高度化」より $\boxed{}$ を用いる。

過渡回数説明リスト (3 / 9)

過渡項目	試運転	実績	現状までの回数	現状平均回数 21.9年	現状~60年 までの増加分 (38.1年)	実績+60年までの 増加分	PLM 評価用回数
31 負荷の喪失	$\boxed{4}$ ⑤	$\boxed{0}$ ⑥	4	$\boxed{}$ 注3)	$\boxed{}$ $\left(\boxed{} \times 38.1 \right)$ $\left(\boxed{} + 2 \right)$	6 (=4+2)	6

注3) 電力共通研究「応力解析手法の高度化」にて設定した値を用いる。

過渡回数説明リスト (4/9)

過渡項目	試運転	実績	現状までの回数	現状平均回数 21.9年	現状~60年 までの増加分 (38.1年)	実績+60年までの 増加分	PLM 評価用回数
2 停止	8	18	28 $\left[\begin{array}{l} 8+1+18+0.560 \\ =27.560 \\ \rightarrow 28 \end{array} \right]$	0.9 $\left[\begin{array}{l} 18+0.560 \\ =18.560 \\ \frac{18.560}{21.9} =0.85 \\ \rightarrow 0.9 \end{array} \right]$	35 $\left[\begin{array}{l} 0.9 \times 38.1 \\ =34.29 \rightarrow 35 \end{array} \right]$	63 (=28+35)	67
微小過渡	1	0.560					
(実績+微小過渡)	(8+1)	(18+1)	(26+2*)				

*1: 総微小過渡回数

過渡回数説明リスト (5/9)

過渡項目	試運転	実績	現状までの回数	現状平均回数 21.9年	現状~60年 までの増加分 (38.1年)	実績+60年までの 増加分	PLM 評価用回数
4 負荷減少	7	209	216 (=7+209)	<input type="checkbox"/> 注2) $\left[\begin{array}{l} \frac{209}{21.9} =9.54 \\ \rightarrow 9.6 \end{array} \right]$	496 $\left[\begin{array}{l} \text{} \times 38.1 \\ \rightarrow 496 \end{array} \right]$	712 (=216+496)	716
5 90%から 100%へのステップ状 負荷上昇	3	0	3	<input type="checkbox"/> 注1)	1 $\left[\begin{array}{l} \text{} \times 38.1 \\ \rightarrow 1 \end{array} \right]$	4 (=3+1)	4
6 100%から 90%へのステップ状 負荷減少	3	0	3	<input type="checkbox"/> 注1)	1 $\left[\begin{array}{l} \text{} \times 38.1 \\ \rightarrow 1 \end{array} \right]$	4 (=3+1)	4
7 100%負荷からの大きい ステップ状負荷減少	2	0	2	<input type="checkbox"/> 注1)	2 $\left[\begin{array}{l} \text{} \times 38.1 \\ \rightarrow 2 \end{array} \right]$	4 (=2+2)	4
8 定常負荷運転時の変動	-	-	-	-	-	-	-
9 燃料交換	1	16	17 (=1+16)	<input type="checkbox"/> 注3) $\left[\begin{array}{l} \frac{16}{21.9} =0.73 \\ \rightarrow 0.8 \end{array} \right]$	39 $\left[\begin{array}{l} \text{} \times 38.1 \\ \rightarrow 39 \end{array} \right]$	56 (=17+39)	60

注1) 電力共通研究「応力解析手法の高度化」にて設定した値を用いる。

注2) 稼働率が高くなった場合のシステムフリーテスト回数増加を考慮し、とする。

注3) 現状平均は、0.8回/年であるが、とする。

過渡回数説明リスト (6 / 9)

過渡項目	試運転	実績	現状までの回数	現状平均 回数 21.9年	現状~60年 までの増加分 (38.1年)	実績+60年までの 増加分	PLM 評価用回数
10 0%から 15%への負荷上昇	11	17	28 (=11+17)	0.8 $\left(\frac{17}{21.9} = 0.78 \rightarrow 0.8\right)$	31 $\left[0.8 \times 38.1\right]$ =30.48→31	59 (=28+31)	63
11 15%から 0%への負荷減少	2	18	20 (=2+18)	0.9 $\left(\frac{18}{21.9} = 0.82 \rightarrow 0.9\right)$	35 $\left[0.9 \times 38.1\right]$ =34.29→35	55 (=20+35)	59
12 I) 1 ループ起動/停止 I) 1 ループ停止	0	0	0	<input type="checkbox"/> 注 1)	1 $\left[\begin{array}{l} \text{ } \times 38.1 \\ \text{ } \rightarrow 1 \end{array}\right]$	1	1
II) 1 ループ起動	0	0	0	<input type="checkbox"/> 注 1)	1 $\left[\begin{array}{l} \text{ } \times 38.1 \\ \text{ } \rightarrow 1 \end{array}\right]$	1	1

注 1) 電力共通研究「応力解析手法の高度化」にて設定した値を用いる。

過渡回数説明リスト (7 / 9)

過渡項目	試運転	実績	現状までの回数	現状平均 回数 21.9年	現状~60年 までの増加分 (38.1年)	実績+60年までの 増加分	PLM 評価用回数
32 外部電源喪失	1	0	1	<input type="checkbox"/> 注 1)	3 $\left[\begin{array}{l} \text{ } \times 38.1 \\ \text{ } \rightarrow 3 \end{array}\right]$	4 (=1+3)	4
33 1 次冷却材流量の部分喪失	0	0	0	<input type="checkbox"/> 注 1)	1 $\left[\begin{array}{l} \text{ } \times 38.1 \\ \text{ } \rightarrow 1 \end{array}\right]$	1	1

注 1) 電力共通研究「応力解析手法の高度化」にて設定した値を用いる。

過渡回数説明リスト (8/9)

過渡項目	試運転	実績	現状までの回数	現状平均回数 21.9年	現状~60年 までの増加分 (38.1年)	実績+60年までの 増加分	PLM 評価用回数
34 100%からの原子炉トリップ Ⅰ)不注意な冷却を伴わない トリップ	1	0	1	<input type="checkbox"/> 注1)	$\left[\begin{matrix} 5 \\ \times 38.1 \\ \rightarrow 5 \end{matrix} \right]$	6 (=1+5)	6
Ⅱ)不注意な冷却を伴う トリップ	0	0	0	<input type="checkbox"/> 注1)	$\left[\begin{matrix} 1 \\ \times 38.1 \\ \rightarrow 1 \end{matrix} \right]$	1	1
Ⅲ)不注意な冷却と安全注入 を伴うトリップ	0	0	0	<input type="checkbox"/> 注1)	$\left[\begin{matrix} 1 \\ \times 38.1 \\ \rightarrow 1 \end{matrix} \right]$	1	1
35 1次冷却系の異常な減圧	0	0	0	<input type="checkbox"/> 注1)	$\left[\begin{matrix} 1 \\ \times 38.1 \\ \rightarrow 1 \end{matrix} \right]$	1	1
36 制御棒クラスタの落下	0	0	0	<input type="checkbox"/> 注1)	$\left[\begin{matrix} 2 \\ \times 38.1 \\ \rightarrow 2 \end{matrix} \right]$	2	2
37 出力運転中の非常用炉心冷却 系の誤起動	0	0	0	<input type="checkbox"/> 注1)	$\left[\begin{matrix} 1 \\ \times 38.1 \\ \rightarrow 1 \end{matrix} \right]$	1	1
38 1次冷却系停止ループの誤起動	0	0	0	<input type="checkbox"/> 注1)	$\left[\begin{matrix} 1 \\ \times 38.1 \\ \rightarrow 1 \end{matrix} \right]$	1	1

注1) 電力共通研究「応力解析手法の高度化」にて設定した値を用いる。

過渡回数説明リスト (9/9)

過渡項目	試運転	実績	現状までの回数	現状平均回数 21.9年	現状~60年 までの増加分 (38.1年)	実績+60年までの 増加分	PLM 評価用回数
39 1次系漏えい試験	3	17	21	0.8	31	52 (=21+31)	56
微小過渡 (その他の試験)	1		$\left[\begin{matrix} 3+1+17 \\ =21 \end{matrix} \right]$	$\left[\begin{matrix} 0.8 \\ \frac{17}{21.9} = 0.78 \\ \rightarrow 0.8 \end{matrix} \right]$	$\left[\begin{matrix} 31 \\ 0.8 \times 38.1 \\ = 30.48 \rightarrow 31 \end{matrix} \right]$		
(実績+微小過渡)	(3+1)	(17+0)	(20+1*)				
40 タービン回転試験	5	0	5	0	-	5	5

*1: 総微小過渡回数

表1 微小過渡（起動の微小過渡） (1/2)

	$\Delta T / \Delta t$ (°C/H)	ΔT (°C)	ΔP (MPa)		α ※1	等価回数 (1/ α) ※1
1	11.0	90.0	-		6(3)	0.167(0.334)
2	7.5	25.0	-		83(16)	0.012(0.063)
3	9.1	15.0	-		137(22)	0.008(0.046)
4	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
5	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
6	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
7	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
8	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
9	14.6	16.2	-		20(6)	0.050(0.167)
10	7.3	16.2	-		209(29)	0.005(0.035)
11	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
12	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
13	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
14	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
15	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
16	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
17	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
18	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
19	10.4	15.0	-		83(16)	0.012(0.063)
20	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
21	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
22	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
23	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
24	13.8	14.8	-		45(11)	0.023(0.091)
25	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
26	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
27	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
28	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
29	8.6	13.2	-		137(22)	0.008(0.046)
30	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)

※1：() 内はスタッドボルトに適用する

表1 微小過渡 (起動の微小過渡) (2/2)

	$\Delta T / \Delta t$ (°C/H)	ΔT (°C)	ΔP (MPa)		α ※1	等価回数 (1/ α) ※1
31	-	-	2.26		137 (22)	0.008 (0.046)
32	-	-	2.26		137 (22)	0.008 (0.046)
33	-	-	2.26		137 (22)	0.008 (0.046)
34	-	-	2.26		137 (22)	0.008 (0.046)
35	17.1	43.0	-		20 (6)	0.050 (0.167)
36	-	-	2.26		137 (22)	0.008 (0.046)
37	7.9	14.4	-		209 (29)	0.005 (0.035)
38	-	-	2.14		209 (29)	0.005 (0.035)
39	-	-	2.34		137 (22)	0.008 (0.046)
40	-	-	2.32		137 (22)	0.008 (0.046)
41	-	-	2.24		137 (22)	0.008 (0.046)
42	8.1	13.7	-		137 (22)	0.008 (0.046)
43	8.2	15.6	-		137 (22)	0.008 (0.046)
44	1.4	12.5	-		559 (53)	0.002 (0.019)
45	-	-	2.11		209 (29)	0.005 (0.035)
46	-	-	2.26		137 (22)	0.008 (0.046)
47	-	-	2.25		137 (22)	0.008 (0.046)
48	-	-	2.44		137 (22)	0.008 (0.046)
49	-	-	2.26		137 (22)	0.008 (0.046)

※1 : () 内はスタッドボルトに適用する

表2 微小過渡 (停止の微小過渡) (1/2)

	$\Delta T / \Delta t$ (°C/H)	ΔT (°C)	ΔP (MPa)		α ※1	等価回数 ($1/\alpha$) ※1
1	13.0	90.0	-		6(3)	0.167(0.334)
2	22.7	67.0	-		6(3)	0.167(0.334)
3	15.2	70.0	-		20(6)	0.050(0.167)
4	11.4	21.1	-		45(11)	0.023(0.091)
5	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
6	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
7	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
8	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
9	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
10	9.8	18.8	-		83(16)	0.012(0.063)
11	7.4	12.6	-		209(29)	0.005(0.035)
12	9.0	13.2	-		137(22)	0.008(0.046)
13	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
14	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
15	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
16	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
17	8.2	16.1	-		137(22)	0.008(0.046)
18	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
19	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
20	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
21	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
22	10.5	20.8	-		83(16)	0.012(0.063)
23	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
24	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
25	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
26	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
27	7.0	17.2	-		209(29)	0.005(0.035)
28	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
29	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
30	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)

※1 : () 内はスタッドボルトに適用する

表2 微小過渡 (停止の微小過渡) (2/2)

	$\Delta T / \Delta t$ (°C/H)	ΔT (°C)	ΔP (MPa)		α ※1	等価回数 ($1/\alpha$) ※1
31	-	-	2.26		137 (22)	0.008 (0.046)
32	5.1	17.2	-		559 (53)	0.002 (0.019)
33	-	-	2.26		137 (22)	0.008 (0.046)
34	-	-	2.26		137 (22)	0.008 (0.046)
35	-	-	2.26		137 (22)	0.008 (0.046)
36	-	-	2.26		137 (22)	0.008 (0.046)
37	17.8	48.0	-		20 (6)	0.050 (0.167)
38	-	-	2.26		137 (22)	0.008 (0.046)
39	9.5	16.8	-		83 (16)	0.012 (0.063)
40	-	-	2.34		137 (22)	0.008 (0.046)
41	-	-	2.37		137 (22)	0.008 (0.046)
42	-	-	2.22		137 (22)	0.008 (0.046)
43	-	-	2.34		137 (22)	0.008 (0.046)
44	6.4	18.6	-		302 (36)	0.004 (0.028)
45	-	-	2.28		137 (22)	0.008 (0.046)
46	-	-	2.27		137 (22)	0.008 (0.046)
47	-	-	2.37		137 (22)	0.008 (0.046)
48	-	-	2.41		137 (22)	0.008 (0.046)
49	-	-	2.25		137 (22)	0.008 (0.046)

※1 : () 内はスタッドボルトに適用する

表3 微小過渡（1次系漏えい試験の微小過渡） (1/1)

	$\Delta T / \Delta t$ (°C/H)	ΔT (°C)	ΔP (MPa)		α ※1	等価回数 ($1/\alpha$) ※1
1	18.6	21.1	-		6 (3)	0.167 (0.334)
2	-	-	0.71		559 (53)	0.002 (0.019)
3	-	-	0.47		559 (53)	0.002 (0.019)
4	-	-	0.47		559 (53)	0.002 (0.019)
5	8.9	15.1	-		83 (16)	0.012 (0.063)
6	22.1	15.1	-		6 (3)	0.167 (0.334)
7	8.55	15.1	-		83 (16)	0.012 (0.063)
8	11.66	13.6	-		45 (11)	0.023 (0.091)

※1 : () 内はスタッドボルトに適用する

表4 微小過渡の内訳 (非取替機器)

過渡項目	試運転	実績
起動 微小過渡	1 内訳 1/83×1 (表1 No.2)	0.599 内訳 1/6×1 (表1 No.1) 1/20×2 (表1 No.9,35) 1/45×1 (表1 No.24) 1/83×1 (表1 No.19) 1/137×38 (表1 No.3,4,5,6,7,8,11,12,13, 14,15,16,17,18,20,21,22,23,25,26,27,28 29,30,31,32,33,34,36,39,40,41,42,43,46 47,48,49) 1/209×4 (表1 No.10,37,38,45) 1/559×1 (表1 No.44)
停止 微小過渡	1 内訳 1/6×1 (表2 No.2) 1/20×1 (表2 No.3)	0.560 内訳 1/6×1 (表2 No.1) 1/20×1 (表2 No.37) 1/45×1 (表2 No.4) 1/83×3 (表2 No.10,22,39) 1/137×37 (表2 No.5,6,7,8,9,12,13,14, 15,16,17,18,19,20,21,23,24,25,26,28, 29,30,31,33,34,35,36,38,40,41,42,43, 45,46,47,48,49) 1/209×2 (表2 No.11,27) 1/302×1 (表1 No.44) 1/559×1 (表2 No.32)
1次系漏えい試験 微小過渡	1 内訳 1/6×2 (表3 No.1,6) 1/45×1 (表3 No.8) 1/83×2 (表3 No.5,7) 1/559×3 (表3 No.2,3,4)	

電力共通研究「応力解析手法の高度化」にて設定した値について

泊 2 号炉で未経験の過渡項目については、電力共通研究「応力解析手法の高度化」に基づき年平均過渡回数を定めて、60 年時点の過渡回数を決めている。国内 PWR プラントで経験のある過渡項目は、研究当時における国内全 PWR プラントの実績回数を総運転年数で割ることで算出している。(下記 (1))

国内全 PWR プラントで未経験の過渡項目は確率評価によって求める。(下記 (2))

(1) 他プラントで経験のある過渡項目

過渡項目	年平均過渡回数 (実績回数/炉・年)
100%から 90%へのステップ状負荷減少	
100%負荷からの大きいステップ状負荷減少	
負荷の喪失	
外部電源喪失	
1 次冷却材流量の部分喪失	
原子炉トリップ (不注意な冷却を伴わないトリップ)	
原子炉トリップ (不注意な冷却と SI を伴うトリップ)	
制御棒クラスタの落下	

(2) 他プラントでも未経験の過渡項目

国内全 PWR プラントで未経験の過渡項目については、確率評価によって故障率(年平均過渡回数)を求める。

発生確率の低い事象が一定時間内に発生する回数はポアソン分布で近似する。(機械工学便覧参照)
ポアソン分布では、一定時間内に発生する平均回数 (=期待値) を λ 、一定時間内に発生する回数を x ($x=0, 1, 2, \dots$) としたとき、一定時間内に x 回発生する確率 $p(x)$ は、

$$p(x) = e^{-\lambda} \frac{\lambda^x}{x!} \quad \text{と表される。}$$

ここで、 λ' を 1 年間あたりの平均発生回数、 T を調査対象年数とすると、 T 年の間に発生する平均回数は $\lambda = \lambda' T$ となるので、

$$p(x) = e^{-\lambda' T} \frac{(\lambda' T)^x}{x!} \quad \text{と表される。}$$

故障率（年平均故障回数） λ' の事象が，本共同研究をまとめた時点における国内全PWRプラントの運転開始後経過時間T で1回も発生していないという実績から，信頼水準 で検定を行い，故障率 λ' を求める。

$x=0$ $p(x) =$ $T =$ を代入する。

$$\text{} = e^{-\text{}\lambda'} \times \frac{(\text{}\lambda')^0}{0!}$$

$$\rightarrow \lambda' = -\ln \frac{\text{}}{\text{}} = \text{}$$

したがって，未経験過渡の年平均過渡回数は 回となる。

過渡項目	年平均過渡回数
90%から 100%へのステップ状負荷上昇	<input type="text"/>
1 ループ停止 / 1 ループ起動	
原子炉トリップ（不注意な冷却を伴うトリップ）	
1 次冷却系の異常な減圧	
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	
1 次冷却系停止ループの誤起動	

機械工学便覧

$F(x)$ にはつぎの性質がある:

- (i) $F(-\infty)=0, F(\infty)=1$
- (ii) $a < b$ ならば $F(a) \leq F(b)$
- (iii) $\lim_{h \rightarrow +\infty} F(x+h) = F(x)$

実用的観点からは、分布を表すのに累積分布関数を用いないで、離散分布、連続分布それぞれに独自の表現法をとっている(11・2・2・a., 11・2・3・a. 項参照).

11・2・2 離散分布

a. 分布を表現するのに確率関数 (probability function) $p(x)$ を用いる. $p(x)$ は $P(X=x)$, つまり確率変数 X が x という値をとる確率である. $p(x)$ は

- (i) $p(x) \geq 0$
- (ii) $\sum_x p(x) = 1$

の性質をもつ.

b. X の確率関数を $p(x)$ とする. X の任意の関数 $g(X)$ に対して, $g(X)$ の期待値 $E\{g(X)\}$ を, $E\{g(X)\} = \sum_x g(x) \times p(x)$ によって定義する. $E\{g(X)\}$ は, $g(X)$ が平均的にはどんな値になるかを表す量である.

c. 確率変数 X またはその分布の特徴を表す量, すなわち分布の特性量としてつぎのものがある:

- 平均値 (① mean, ② average) または期待値 (expectation) $E(X) = \sum_x xp(x)$
- 分散 (variance) $V(X) = E\{(X-E(X))^2\}$
- 標準偏差 (standard deviation) $D(X) = \sqrt{V(X)}$
- 原点のまわりの k 次の積率 (moment) またはモーメント (moment) $\mu_k' = E(X^k)$
- 平均のまわりの k 次の積率 $\mu_k = E\{(X-E(X))^k\}$ ($k=1, 2, \dots$).

このうち, 平均, 分散, 標準偏差がよく用いられる.

d. 離散分布の別 分布において分布の形を決める定数を母数とよぶ, 以下重要な分布について, 確率関数 $p(x)$, 母数, 平均 $E(X)$, 分散 $V(X)$, その分布にしたがう現象の例などを与える.

1. 超幾何分布 (hypergeometric distribution)

$$p(x) = \frac{\binom{M}{x} \binom{N-M}{n-x}}{\binom{N}{n}}$$

x は $\max[0, n-(N-M)] \leq x \leq \min(n, M)$ を満たす整数である. 母数は N, M, n (N, M, n は自然数で $N > M, N > n$) である.

$$E(X) = nM/N$$

$$V(X) = nM \left(1 - \frac{M}{N}\right) (N-n) / [N(N-1)]$$

N 個の品物のうち M 個が不良であるとする. この N 個の品物からランダムに n 個の品物を取り出すとき, その中に含まれる不良品の個数 X の分布は, 母数 N, M, n の超幾何分布である.

2. 二項分布 (binomial distribution)

$$p(x) = \binom{n}{x} p^x (1-p)^{n-x}, \quad x=0, 1, 2, \dots, n$$

母数は n, p (n は自然数で $0 \leq p \leq 1$) である.

$$E(X) = np, \quad V(X) = np(1-p)$$

実験の結果は“成功する”, “失敗する”のいずれかで, 成功す

る確率を p とする. この実験を n 回独立に行ったとき, n 回中の成功回数 X の分布は母数 n, p の二項分布である. 二項分布は, 超幾何分布において, $N \rightarrow \infty \left(\frac{M}{N} = p\right)$ のときの極限分布とみなすことができる.

3. ポアソン分布 (Poisson distribution)

$$p(x) = e^{-\lambda} \lambda^x / x!, \quad x=0, 1, 2, \dots$$

母数は λ ($\lambda > 0$) である.

$$E(X) = \lambda, \quad V(X) = \lambda$$

ポアソン分布は, 二項分布において, n が大きく p が小さいときの極限分布とみなすことができる. したがって, 発生する確率が小さい事象が無限回の実験を通じて起こる回数, つまり稀現象の起こる回数の分布はポアソン分布に近い. 一定の率でランダムにある変化が起こるとするとき, 一定時間中に起こった変化の数はポアソン分布に近い(11・3 節 c. 項参照)

4. 幾何分布 (geometric distribution)

$$p(x) = p(1-p)^{x-1}, \quad x=0, 1, 2, \dots$$

母数は p ($0 < p \leq 1$) である.

$$E(X) = (1-p)/p, \quad V(X) = (1-p)/p^2$$

2. で述べたような実験を, はじめて成功するまで続けて, 成功したら中止する. このとき, 最初の成功より前に行われる実験回数の分布は, 母数 p の幾何分布である.

5. 負の二項分布 (negative binomial distribution)

$$p(x) = \binom{x+r-1}{x} p^r (1-p)^x, \quad x=0, 1, 2, \dots$$

母数は r, p (r は自然数, $0 < p < 1$) である.

$$E(X) = r(1-p)/p, \quad V(X) = r(1-p)/p^2$$

2. で述べたような実験を, r 回成功するまで続ける. その間に起こる失敗の回数の分布は母数 r, p の負の二項分布である.

e. 二次元分布 二つの一次元確率変数 X と Y を組にして考えるとき (X, Y) を二次元の確率変数といい, その分布は一次元確率変数の場合と同様に (同時) 確率関数 $p(x, y)$ を用いて表現する (11・2・2・a. 項参照). 二次元確率変数 (X, Y) において, X だけに着目したときの X の分布を X の周辺分布 (marginal distribution) という. 同様に Y の周辺分布が考えられる. (X, Y) の分布の特性量としては X の平均 $E(X)$, 分散 $V(X)$, Y の平均 $E(Y)$, 分散 $V(Y)$ のほか, X, Y の間の関係の強さを表す数値として共分散 (covariance) と相関係数 (correlation coefficient) がある. X と Y の共分散 $\text{cov}(X, Y)$ は $\text{cov}(X, Y) = E\{(X-E(X)) \times (Y-E(Y))\}$ と定義する. 共分散を無次元化した指標として相関係数 ρ を

$$\rho = \text{cov}(X, Y) / \sqrt{V(X) V(Y)}$$

と定義する. ρ の性質としては

- (i) $|\rho| \leq 1$
- (ii) $\rho \rightarrow 1$ のときは x が大きい値をとれば y も大きい値をとる傾向がある (正の相関).
- (iii) $\rho \rightarrow -1$ のときは x が大きい値をとれば y は小さい値をとる傾向がある (負の相関).

また, x と y が無関係であれば $\rho = 0$ であるが, 逆に $\rho = 0$ であっても x と y は必ずしも無関係とはいえない.

(8) 確率変数には大文字 (X) を使い, その実現値 (① sample value, ② realization) には小文字 (x) を使うというように, 確率変数と実現値とを区別すると便利である. この章では, 原則として, この区別をするが, 区別をしないときもある.

タイトル	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
説明	<p>高経年化技術評価書で想定している経年劣化事象については、評価対象機器の使用条件（形式、材料、環境条件等）を考慮し、これまでの高経年化技術評価で想定されている部位と経年劣化事象の組み合わせを取り纏めた日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準」附属書A（規定）「経年劣化メカニズムまとめ表」を参考に抽出している。</p> <p>このうち、例えば運転経験により建設時考慮されていない有意な応力変動（熱成層）が想定される部位については、「経年劣化メカニズムまとめ表」で疲労想定部位として記載され、附属書E「経年劣化事象一覧表」にて熱成層が生じる場所において想定要となっているため、この部位について抽出した。</p> <p>なお、熱成層が生じる場所は、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」で損傷事例が記載されているため、これを参考とした。</p> <p>「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」に記載されている熱成層による損傷事例としては、</p> <ol style="list-style-type: none"> （1）キャビティフロー型熱成層 （2）弁シートリーク型熱成層 （3）弁グランドリーク型熱成層 （4）運転操作型熱成層 <p>であり、これらについて評価した結果は以下の通り、</p> <ul style="list-style-type: none"> ●キャビティフロー型熱成層については、発生の可能性のある箇所を「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」に基づいて評価し、構造上有意となる温度変動の発生を回避できることを確認している。 ●弁シートリーク型熱成層については、対象となる止め弁の定期的な分解点検によって弁のシートリークを防止している。 ●弁グランドリーク型熱成層については、対象となる隔離弁の定期的な分解点検時に弁ディスク位置を調整して、弁シート部の隙間を適正に管理していくことで弁ディスクの熱膨張による閉止が生じないようにしており、熱成層の発生、消滅の繰返しを防止している。 ●運転操作型熱成層については、今後熱成層が発生しない運転操作をすることが困難であるため、熱成層の発生を想定した評価を行い、許容値を満足していることを確認した。 <p>なお、運転操作型熱成層を考慮している部位としては「蒸気発生器給水入口管台」，「加圧器サージ配管」，「加圧器スプレイ配管」，「加圧器スプレイライン用管台」の4箇所である。</p> <p>また、前述の「経年劣化メカニズムまとめ表」作成以降の知見については、それ以降に認可された先行評価プラントのPLM評価書を参考にするとともに、以下の通り国内外の新たな運転経験及び最新知見についても抽出し、技術評価への反映要否を検討した結果、新たに有意な低サイクル応力変動（熱成層等）が把握された部位はないことを確認した。</p>

●運転経験

国内運転経験として、原子力安全推進協会が運営している原子力発電情報公開ライブラリーにおいて公開されている「トラブル情報」、「保全品質情報」を、海外運転経験としてNRC（米国原子力規制委員会：Nuclear Regulatory commission）のBulletin（通達）、Generic Letter及びInformation Noticeを対象としてスクリーニングを実施。期間中の情報において、新たに高経年化技術評価書に反映すべき運転経験を抽出している。

●最新知見

原子力規制委員会指示文書及び原子力規制委員会設置以前については旧：原子力安全・保安院指示文書等，日本機械学会，日本電気協会，日本原子力学会の規格・基準類，並びに原子力規制委員会のホームページに公開されている試験研究の情報等を検討し，高経年化技術評価を実施する上で，新たに反映が必要な知見を抽出している。

以上

タイトル	原子炉容器の疲労累積係数の算出根拠について							
説明	<p>原子炉容器の疲労累積係数の算出根拠は以下のとおりである。</p> <p>1. 解析モデル 疲労累積係数の算出に用いた解析情報を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="475 577 1329 1921"> <tr> <td data-bbox="475 577 699 622">解析プログラム</td> <td data-bbox="699 577 1329 622">ABAQUS Ver.6.12-3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="475 622 699 817">要素種類</td> <td data-bbox="699 622 1329 1921" rowspan="4"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="475 817 699 869">要素次数</td> </tr> <tr> <td data-bbox="475 869 699 1395">要素数</td> </tr> <tr> <td data-bbox="475 1395 699 1921">節点数</td> </tr> </table>	解析プログラム	ABAQUS Ver.6.12-3	要素種類		要素次数	要素数	節点数
解析プログラム	ABAQUS Ver.6.12-3							
要素種類								
要素次数								
要素数								
節点数								

解析モデルは2次元軸対称要素として解析評価している。非対称構造部位については多孔部では等価剛性を有する中実板とすることや、管台が鏡部に斜めに取付く部位ではその影響を評価可能な3次元解析結果と管台が中央に位置していると仮定する2次元解析結果の比較により求めた係数を考慮すること等により、2次元軸対称モデルとしてモデル化している。

炉心支持金物及び容器支持金物取付部については、非対称構造部位の中でも複雑な形状であることから3次元モデルとして解析評価している。

2. 材料物性値

各部位の設計応力強さを以下に示す。

(単位：MPa)

使用箇所	材料	温 度	
		288.1℃	322.7℃
冷却材入口管台，冷却材出口管台，安全注入管台，上部ふた，上部胴，上部胴フランジ，下部胴	SFVQ1A	184	184
冷却材入口管台セーフエンド，冷却材出口管台セーフエンド，安全注入管台セーフエンド，炉内計装筒セーフエンド	SUSF316	120	117
炉内計装筒，炉心支持金物	NCF600	164	—
ふた管台	GNCf690H	—	137
空気抜管台	GNCf690C	—	164
スタッドボルト	SNB24-3	—	245

3. 応力分類

評価における荷重の組み合わせを以下に示す。

状態	荷重の組み合わせ	
供用状態 A, B	ボルト以外	圧力+熱過渡+機械的荷重 +自重+熱膨張荷重
	ボルト	圧力+熱過渡+機械的荷重

4. 最大評価点の選定

解析モデル上の評価点は、強度評価上厳しくなる材料及び構造上の不連続部を抽出しており、その中から疲労累積係数が最大となる点を選定している。

解析モデル上の評価点および最大評価点の選定結果を添付-1に示す。

5. 割り増し係数 K_e

評価に用いた割り増し係数を添付-1に示す。

6. 環境評価パラメータ

JSME S NF1-2009 による詳細評価手法を適用している。

【冷却材入口管台，冷却材出口管台，安全注入管台】

PWR プラント環境

$$\ln(F_{en}) = (3.910 - \varepsilon^*) \times T^*$$

[記号の説明]

ε^* : ひずみ速度依存パラメータ

T^* : 温度依存パラメータ

【ふた管台，空気抜管台，炉内計装筒，炉心支持金物】

PWR プラント環境

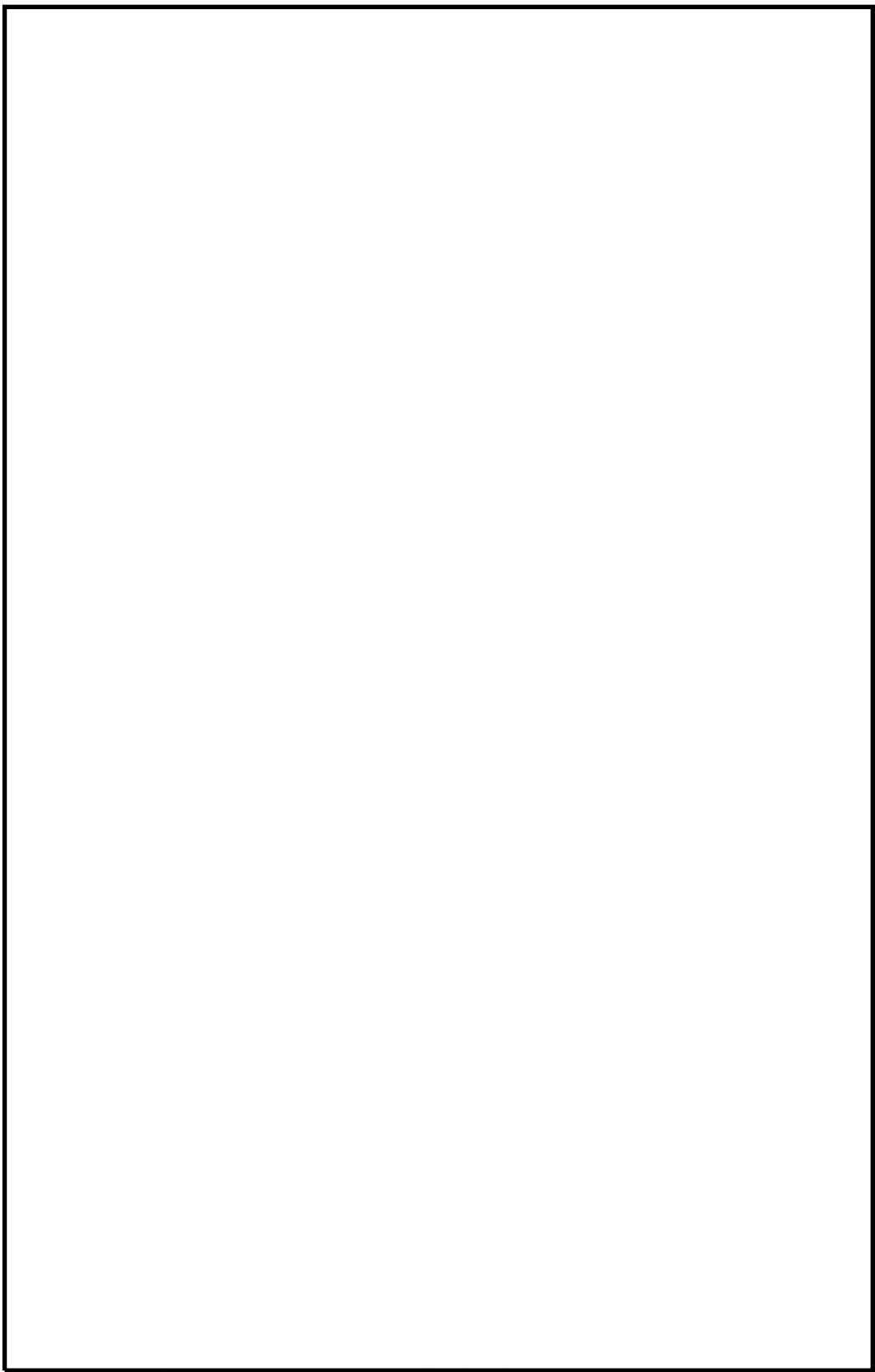
$$\ln(F_{en}) = (2.94 - \varepsilon^*) \times T^*$$

[記号の説明]

ε^* : ひずみ速度依存パラメータ

T^* : 温度依存パラメータ

評価に用いた環境評価パラメータ（環境効果補正係数 F_{en} ）を添付-1に示す。



冷却材入口管台形状寸法, 評価点及び解析モデル

冷却材入口管台 最大評価点の選定

評価点	U(S12)	U(S23)	U(S31)
1	0.0	0.00000	0.00000
2	0.0	0.0	0.0
3	0.00000	0.0	0.0
4	0.00001	0.0	0.00008
5	0.00334	0.0	0.00150
6	0.00205	0.0	0.00060
7	0.0	0.00000	0.00018
8	0.00024	0.00000	0.00013
9L	0.01793	0.02238	0.00099
10L	0.0	0.00138	0.00079
9C	0.00032	0.00112	0.00104
10C	0.0	0.01290	0.00726
11L	0.01428	0.02238	0.00001
12L	0.0	0.00143	0.00089
11C	0.00176	0.00070	0.00041
12C	0.0	0.01310	0.00756
13L	0.01973	0.02187	0.00154
14L	0.0	0.00165	0.00110
13C	0.00009	0.00094	0.00122
14C	0.0	0.01375	0.00809

許容値 $U_r = 1.0$

0.02238 : 疲労累積係数が最大となる評価点及び最大値を示す

冷却材入口管台 疲労解析結果 (評価点 : 11L)

評価点 - 11L
(S23)

応力強さ (単位 : MPa)		Ke	(単位 : MPa)			繰返し回数		疲労係数 (=N/N*)
極大値	極小値		ALT	ALT'	N	N*		
490.3	-39.5	1.0	264.9	311.6	1	5980	0.00017	
418.4	-39.5	1.0	229.0	269.3	6	9210	0.00065	
413.5	-39.5	1.0	226.5	266.4	1	9510	0.00011	
410.3	-39.5	1.0	224.9	264.5	4	9710	0.00041	
409.4	-39.5	1.0	224.5	264.0	44	9770	0.00450	
409.4	-34.6	1.0	222.0	261.1	12	10100	0.00119	
395.3	-34.6	1.0	214.9	252.8	5	11200	0.00045	
384.9	-34.6	1.0	209.7	246.7	1	12200	0.00008	
383.4	-34.6	1.0	209.0	245.8	49	12300	0.00398	
383.4	0.0	1.0	191.7	225.5	123	16600	0.00741	
383.4	5.7	1.0	188.8	222.1	60	17500	0.00343	
383.4	191.1	1.0	96.1	113.1	1	207000	0.00000	
383.4	281.9	1.0	50.7	59.7	6	-----	0.0	
疲労累積係数 =							0.02238	

Ke : 割増し係数
 ALT : 繰返しピーク応力強さ
 ALT' : ALTに(207000)/(材料の使用温度における縦弾性係数)を乗じて得た値
 N : 設計繰返し回数
 N* : 許容繰返し回数

1.0 : 割増し係数 Ke を示す

冷却材入口管台 環境疲労評価結果（評価点：1）

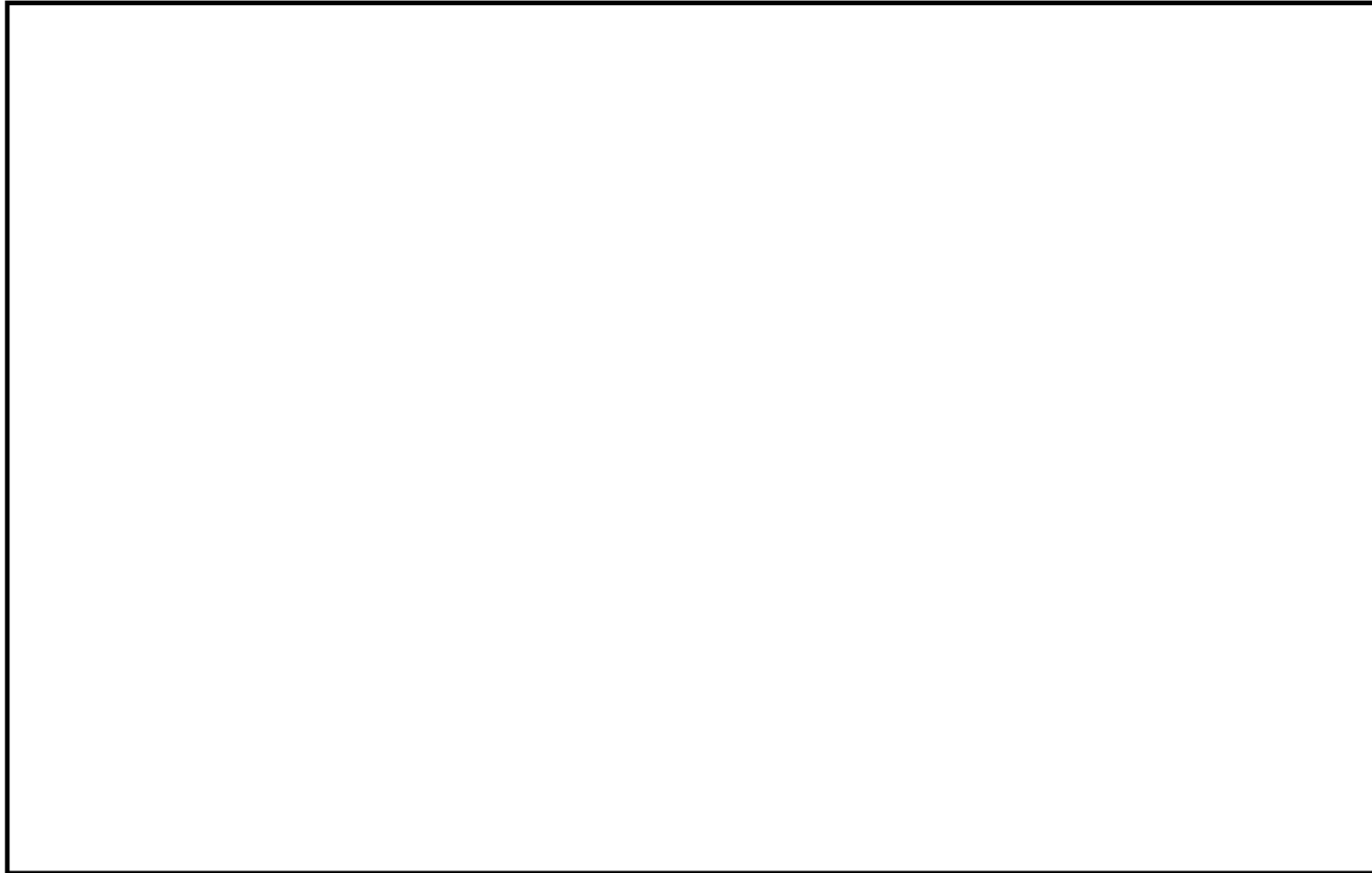
過渡条件 記号		一次+二次+ ピーク応力強さ		割り増し 係数 KE	繰返しピーク 応力強さ		実過渡 回数 n	許容繰返し 回数 n*	疲労累積係数 u	環境効果 補正係数 fen	環境効果を考慮した 疲労累積係数 uen
A	B	smax	smin		補正前 salt	補正後 salt'					
NSS	2D4	0.0	-257.5	1.00	128.7	142.6	1	3020000	0.00000	1.000	0.00000
NSS	2E1	0.0	-243.7	1.00	121.9	135.0	1	3830000	0.00000	1.000	0.00000
NSS	2G1	0.0	-173.6	1.00	86.8	96.2	1	636000000	0.00000	1.000	0.00000
NSS	2D2	0.0	-151.1	1.00	75.5	83.7	1	-----	0.00000	1.000	0.00000
合計：											0.00000

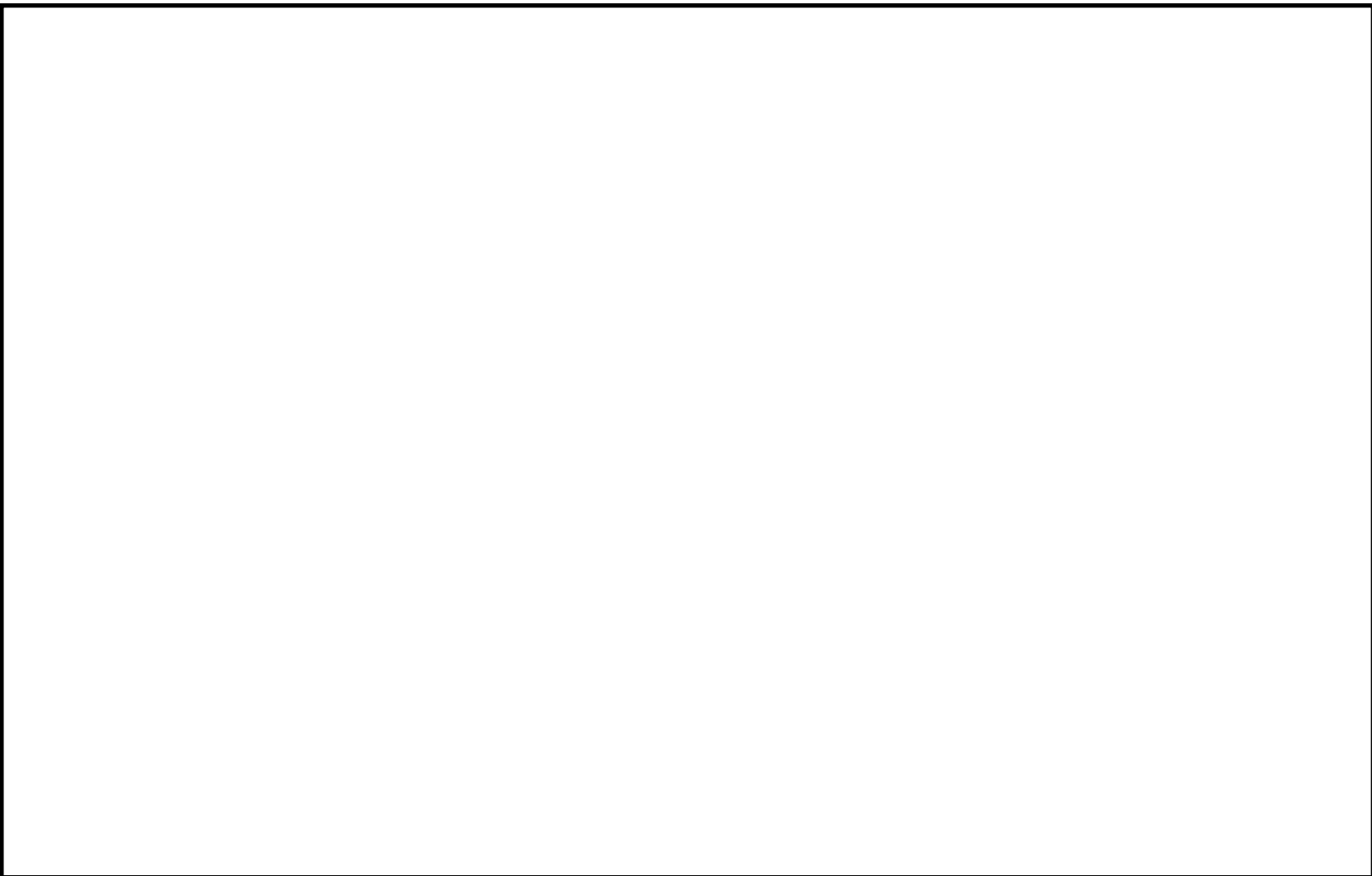
(注) ひずみ振幅 $\leq 0.110\%$ (salt' ≤ 214.5) の場合、fen=1.0

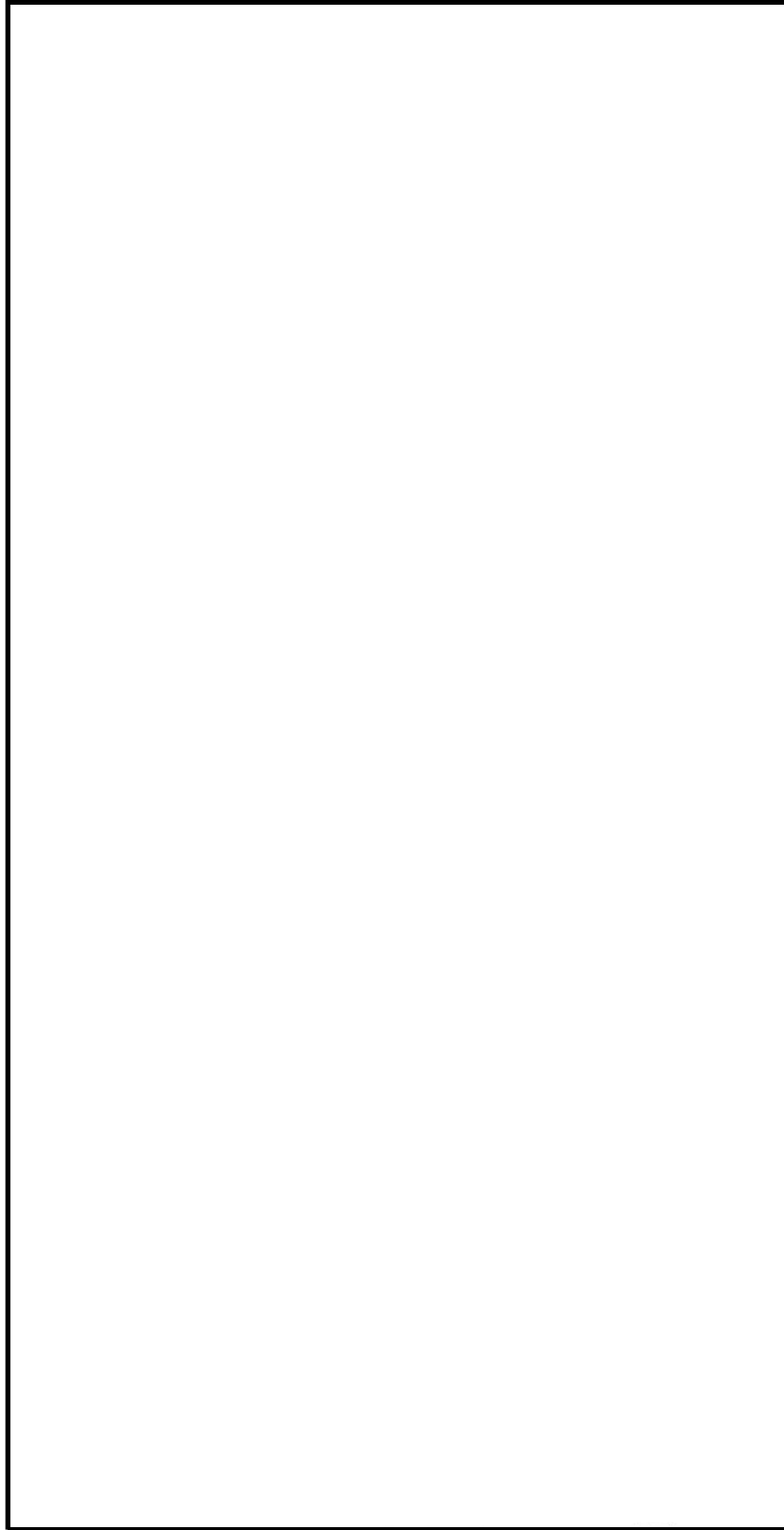
 : 割り増し係数 Ke, 環境効果補正係数 fen を示す

環境効果補正係数 (Fen) の算出根拠

各過渡の温度、ひずみ履歴より値を読み取り、環境疲労評価手法に従って算出している。







冷却材出口管台形状寸法，評価点及び解析モデル

冷却材出口管台 最大評価点の選定

評価点	U(S12)	U(S23)	U(S31)
1	0.00003	0.00000	0.00008
2	0.00000	0.00000	0.00003
3	0.00000	0.0	0.00001
4	0.00007	0.0	0.00160
5	0.00679	0.0	0.00419
6	0.00592	0.00000	0.00376
7	0.00001	0.00107	0.00307
8	0.00455	0.00000	0.00286
9L	0.02202	0.02667	0.00111
10L	0.0	0.00201	0.00148
9C	0.00093	0.00071	0.00126
10C	0.0	0.01346	0.00755
11L	0.02426	0.02384	0.00020
12L	0.0	0.00249	0.00203
11C	0.00197	0.00001	0.00000
12C	0.0	0.01525	0.00825
13L	0.02682	0.01584	0.00242
14L	0.0	0.00255	0.00211
13C	0.00066	0.00159	0.00417
14C	0.0	0.01563	0.00861

許容値 $U_r=1.0$

0.02682 : 疲労累積係数が最大となる評価点及び最大値を示す

冷却材出口管台 疲労解析結果 (評価点 : 13L)

評価点 - 13L
(S12)

応力強さ		Ke	(単位 : MPa)		繰返し回数		疲労係数 (=N/N*)
極大値	極小値		ALT	ALT'	N	N*	
131.2	-355.0	1.0	243.1	290.9	6	7330	0.00082
131.2	-348.6	1.0	239.9	287.1	4	7620	0.00052
131.2	-317.2	1.0	224.2	268.3	56	9320	0.00601
131.2	-316.7	1.0	224.0	268.0	1	9350	0.00011
129.7	-316.7	1.0	223.2	267.1	3	9440	0.00032
129.7	-311.8	1.0	220.7	264.1	53	9760	0.00543
123.0	-311.8	1.0	217.4	260.1	60	10200	0.00588
98.3	-311.8	1.0	205.1	245.4	1	12400	0.00008
53.1	-311.8	1.0	182.5	218.3	67	18600	0.00360
0.0	-311.8	1.0	155.9	186.5	123	30500	0.00403
-108.0	-311.8	1.0	101.9	121.9	1	156000	0.00001
-150.9	-311.8	1.0	80.5	96.3	2	427000	0.00000
-154.1	-311.8	1.0	78.8	94.3	1	468000	0.00000
-163.7	-311.8	1.0	74.1	88.6	1	767000	0.00000
-186.5	-311.8	1.0	62.6	75.0	5	—————	0.0
疲労累積係数 =							0.02682

Ke : 割り増し係数
 ALT : 繰返しピーク応力強さ
 ALT' : ALTに(207000)/(材料の使用温度における縦弾性係数)を乗じて得た値
 N : 設計繰返し回数
 N* : 許容繰返し回数

1.0 : 割り増し係数 Ke を示す

冷却材出口管台 環境疲労評価結果（評価点：1）

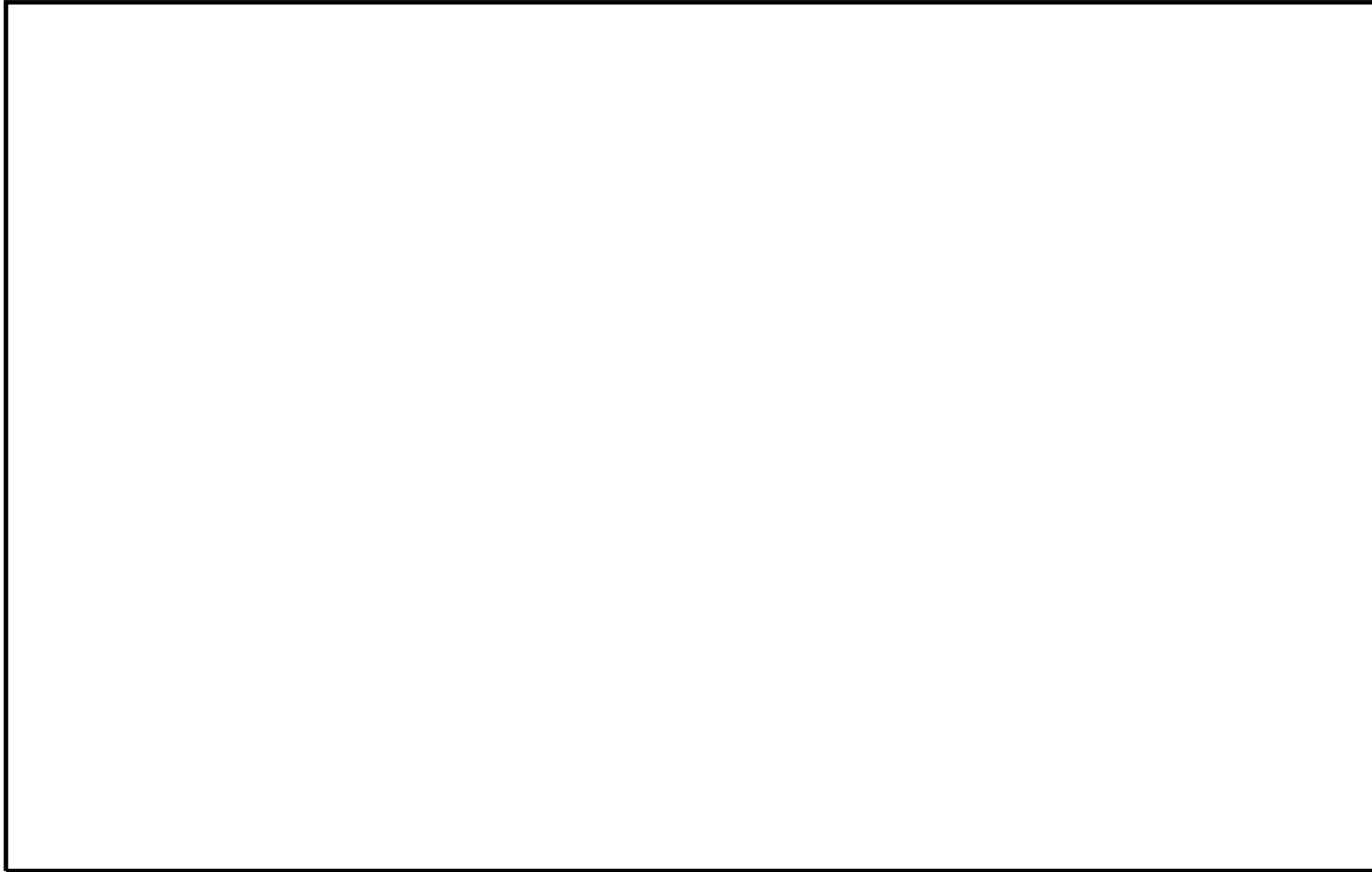
過渡条件 記号		一次+二次+ ピーク応力強さ		割り増し 係数 KE	繰返しピーク 応力強さ		実過渡 回数 n	許容繰返し 回数 n*	疲労累積係数 u	環境効果 補正係数 fen	環境効果を考慮した 疲労累積係数 uen
A	B	smax	smin		補正前 salt	補正後 salt'					
NSS	2D4	0.0	-430.2	1.00	215.1	241.1	1	238000	0.00000	10.858	0.00005
NSS	2E1	0.0	-420.9	1.00	210.5	235.9	1	273000	0.00000	10.178	0.00004
NSS	2F1	0.0	-408.7	1.00	204.4	229.0	2	328000	0.00001	9.867	0.00006
NSS	2D2	0.0	-397.9	1.00	199.0	223.0	1	387000	0.00000	9.995	0.00003
NSS	2C2	0.0	-366.3	1.00	183.2	205.3	1	671000	0.00000	1.000	0.00000
NSS	2D1	0.0	-365.2	1.00	182.6	204.6	6	685000	0.00001	1.000	0.00001
NSS	2G1	0.0	-363.5	1.00	181.7	203.7	1	708000	0.00000	1.000	0.00000
NSS	2A1	0.0	-325.1	1.00	162.5	182.2	6	1220000	0.00000	1.000	0.00000
NSS	1I1	0.0	-279.7	1.00	139.8	156.7	60	2010000	0.00003	1.000	0.00003
NSS	1D1	0.0	-275.0	1.00	137.5	154.1	44	2160000	0.00002	1.000	0.00002
1C1	1D1	-172.1	-275.0	1.00	51.4	57.6	672	-----	0.00000	1.000	0.00000
合計：											0.00024

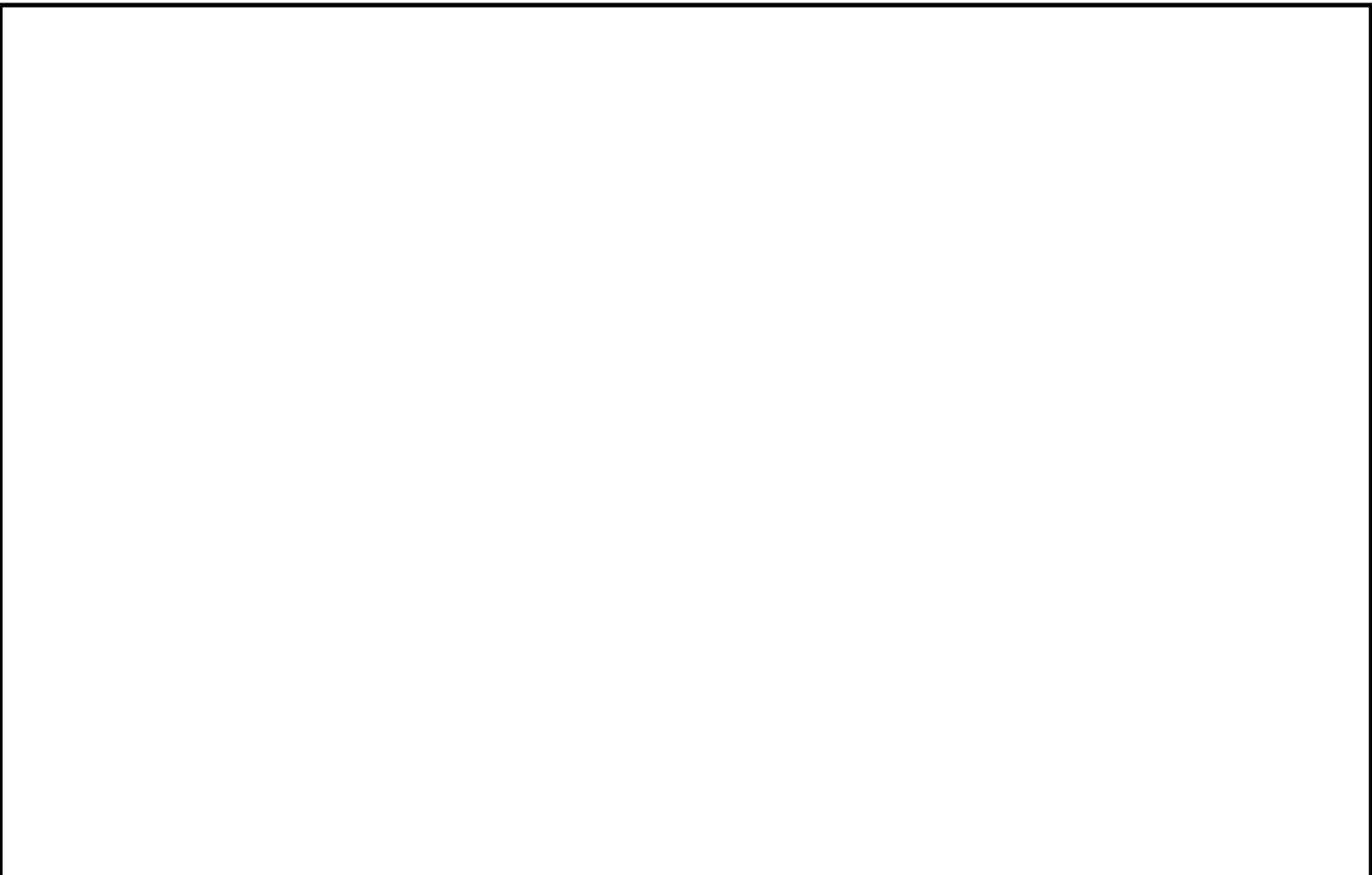
(注) ひずみ振幅 $\leq 0.110\%$ (salt' ≤ 214.5) の場合、fen=1.0

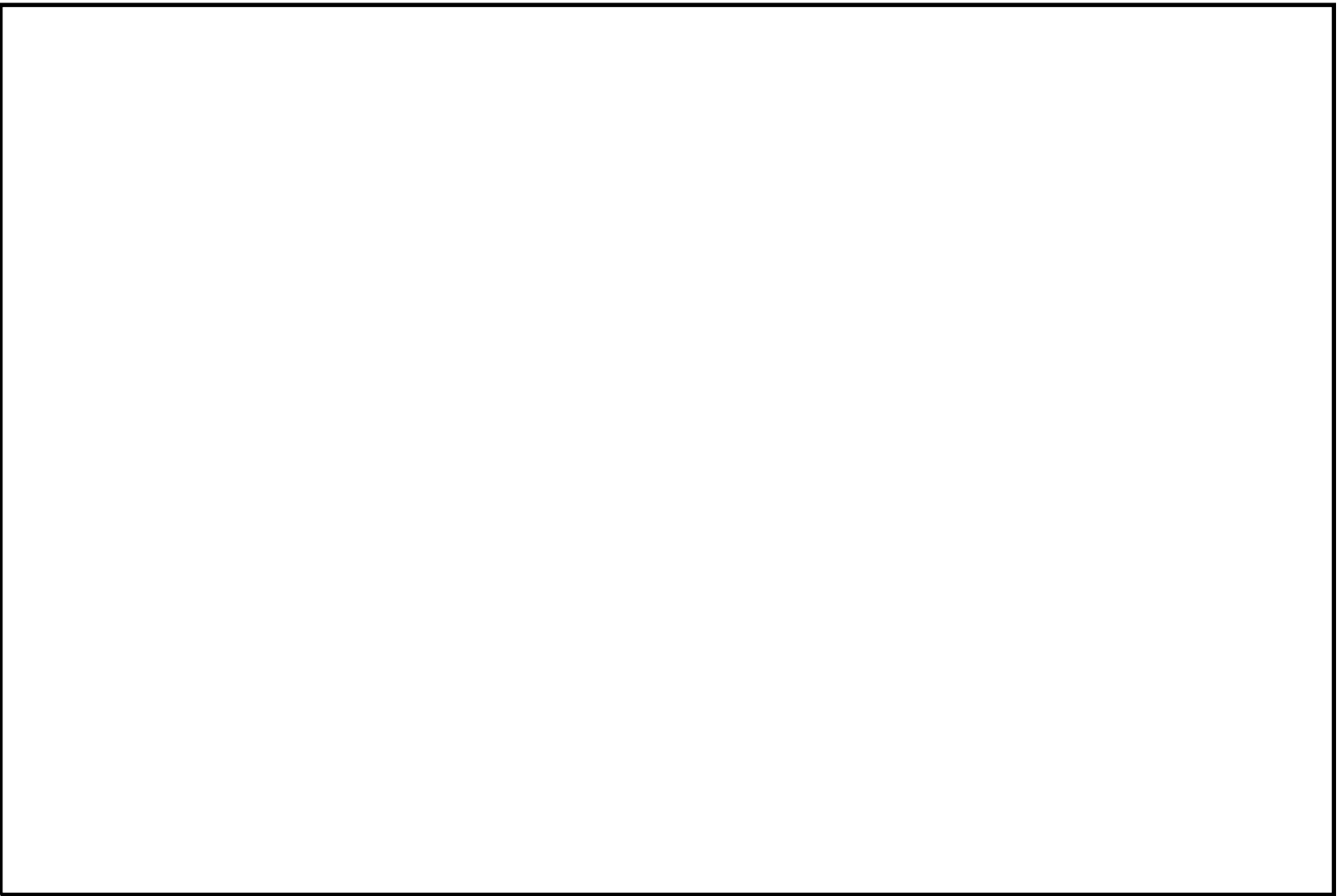
：割り増し係数 Ke、環境効果補正係数 fen を示す

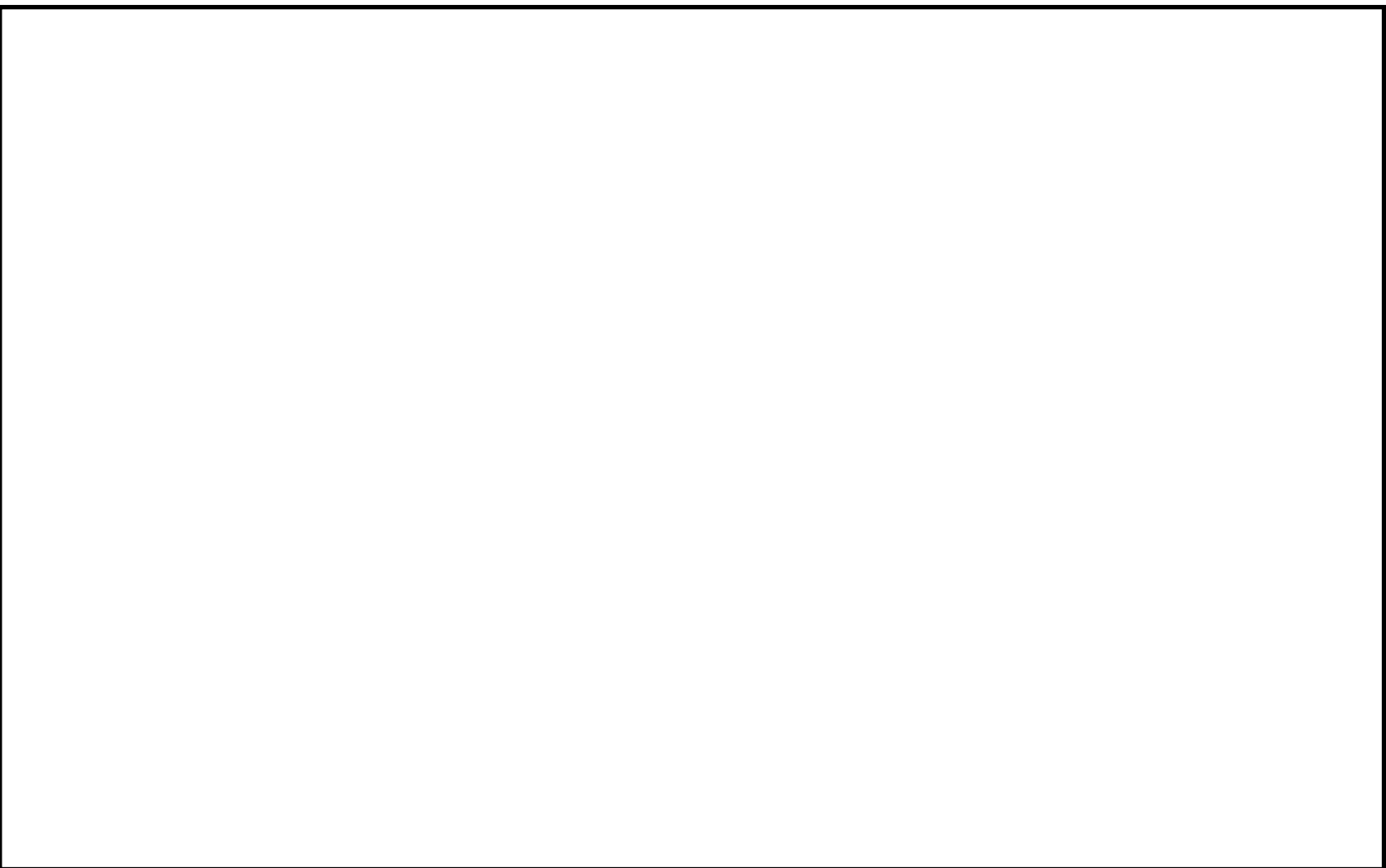
環境効果補正係数（Fen）の算出根拠

各過渡の温度，ひずみ履歴より値を読み取り，環境疲労評価手法に従って算出している。

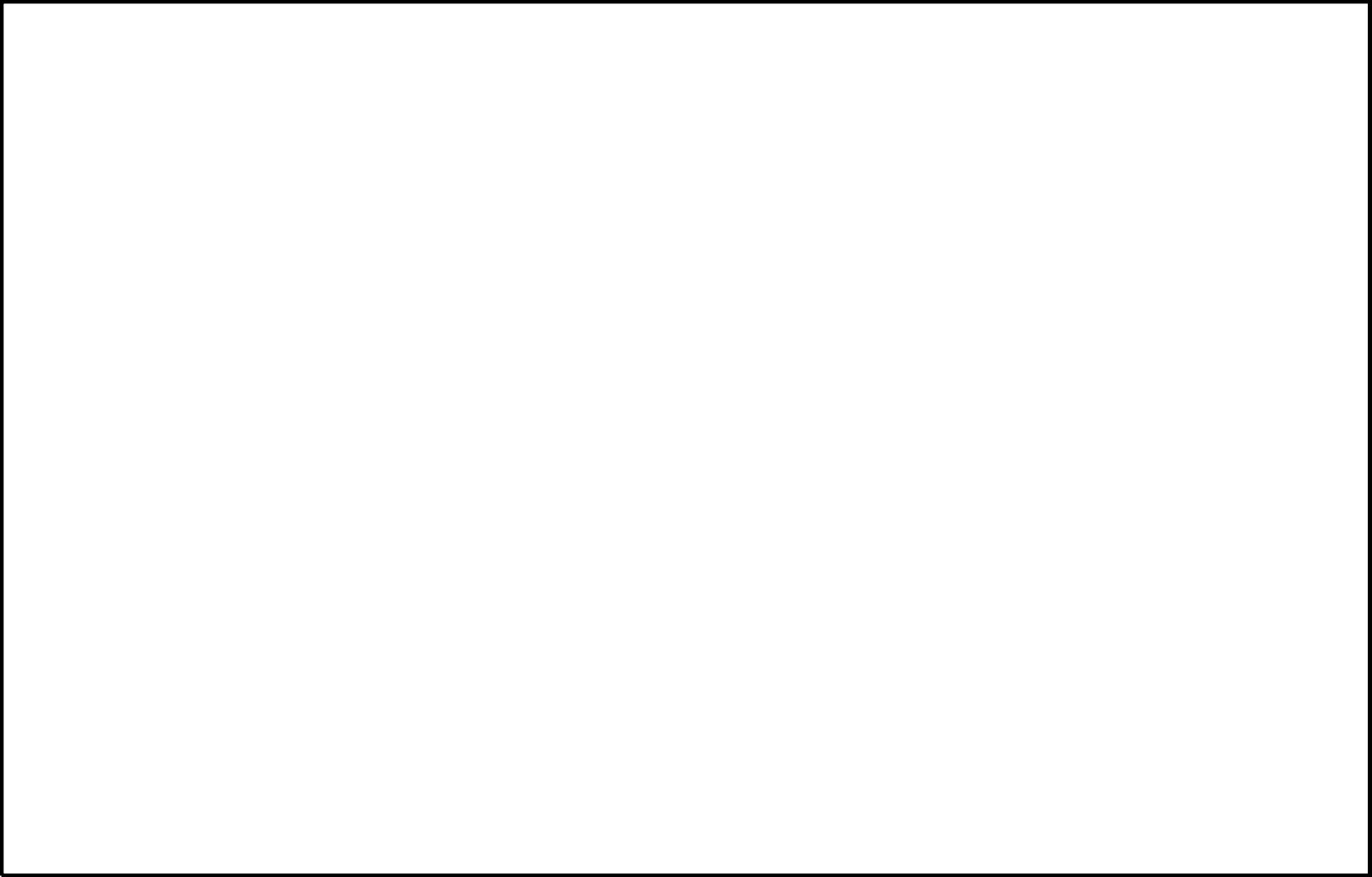




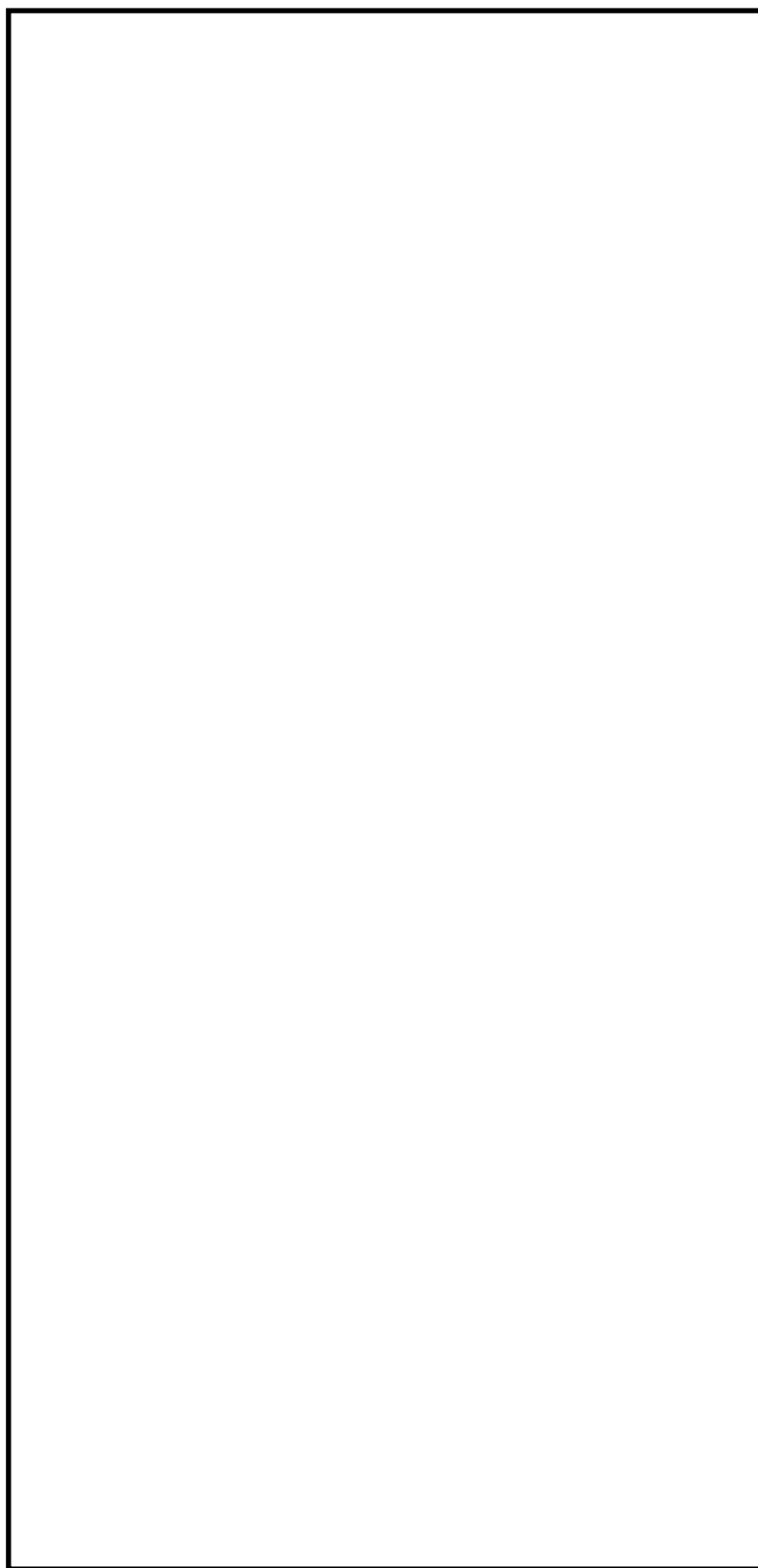




-3-16-







安全注入管台形状寸法，評価点及び解析モデル

安全注入管台 最大評価点の選定

評価点	U(S12)	U(S23)	U(S31)
1	0.0	0.00098	0.00209
2	0.0	0.00005	0.00005
3	0.00000	0.00169	0.00650
4	0.00000	0.00049	0.00231
5	0.00000	0.00266	0.00024
6	0.00000	0.00007	0.0
7	0.0	0.00264	0.00372
8	0.00000	0.00001	0.00007
9	0.00094	0.0	0.00116
10	0.00081	0.00004	0.00095
11L	0.02816	0.02478	0.00005
12L	0.0	0.00114	0.00047
11C	0.00006	0.00004	0.00033
12C	0.0	0.01279	0.00690
13L	0.01389	0.02463	0.00001
14L	0.00004	0.00163	0.00069
13C	0.00012	0.00002	0.00061
14C	0.00006	0.01485	0.00697
15L	0.01209	0.02539	0.0
16L	0.00005	0.00168	0.00068
15C	0.00018	0.00001	0.00145
16C	0.00006	0.01496	0.00691

許容値 $U_i=1.0$

0.02816 : 疲労累積係数が最大となる評価点及び最大値を示す

安全注入管台 疲労解析結果 (評価点: 11L)

評価点 - 11L
(S12)

応力強さ (単位: MPa)		Ke	繰返し回数		疲労係数 (=N/N*)
極大値	極小値		ALT	ALT'	
35.1	-171.4	1.0	253.3	297.9	4 6830 0.00059
35.1	-451.8	1.0	243.5	286.4	6 7680 0.00078
35.1	-439.1	1.0	237.1	278.9	57 8300 0.00687
31.0	-439.1	1.0	235.1	276.5	10 8520 0.00117
31.0	-438.3	1.0	234.7	276.0	46 8560 0.00537
6.8	-438.3	1.0	222.6	261.8	10 10000 0.00100
6.8	-417.6	1.0	212.2	249.6	1 11700 0.00009
6.8	-412.4	1.0	209.6	246.5	4 12200 0.00033
6.8	-403.3	1.0	205.0	241.2	4 13200 0.00030
6.8	-403.3	1.0	205.0	241.1	0 13200 0.00000
6.8	-400.8	1.0	203.8	239.7	4 13500 0.00030
6.8	-400.3	1.0	203.5	239.4	37 13500 0.00274
0.0	-400.3	1.0	200.2	235.4	123 14300 0.00860
-124.3	-400.3	1.0	138.0	162.3	1 46800 0.00002
-283.4	-400.3	1.0	58.4	68.7	2 0 0.0

疲労累積係数 = 0.02816

Ke : 割増し係数
 ALT : 繰返しヒック応力強さ
 ALT' : ALT (207000) / (材料の使用温度における縦弾性係数) を乗じて得た値
 N : 設計繰返し回数
 N* : 許容繰返し回数

1.0 : 割り増し係数 Ke を示す

安全注入管台 環境疲労評価結果 (評価点 : 3)

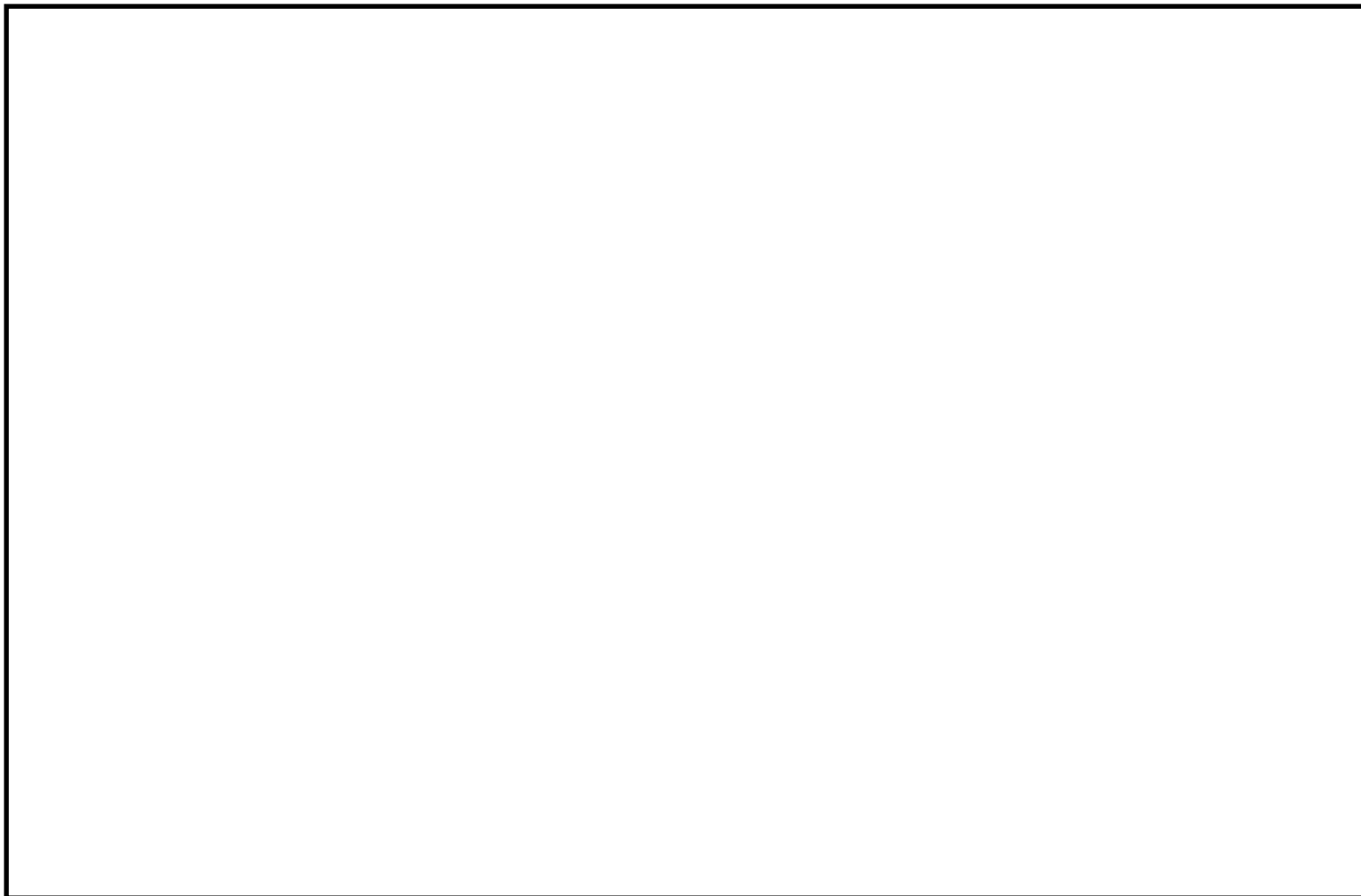
過渡条件 記号		一次+二次+ ピーク応力強さ		割り増し 係数 KE	繰返しピーク 応力強さ		実過渡 回数 n	許容繰返し 回数 n*	疲労累積係数 u	環境効果 補正係数 fen	環境効果を考慮した 疲労累積係数 uen
A	B	smax	smin		補正前 salt	補正後 salt'					
2G1	2E1	232.1	-788.1	2.13	1086.2	1203.5	1	304	0.00329	3.489	0.01148
2E1	2D5	210.1	-678.8	2.10	931.7	1032.3	1	482	0.00207	3.200	0.00664
2D5	2G1	199.4	-556.8	2.04	769.5	852.6	1	883	0.00113	3.700	0.00419
2J1	2D2	25.2	-21.0	1.00	23.1	25.6	1	-----	0.00000	1.000	0.00000
合計 :											0.02231

(注) ひずみ振幅 $\leq 0.110\%$ (salt' ≤ 214.5) の場合、fen=1.0

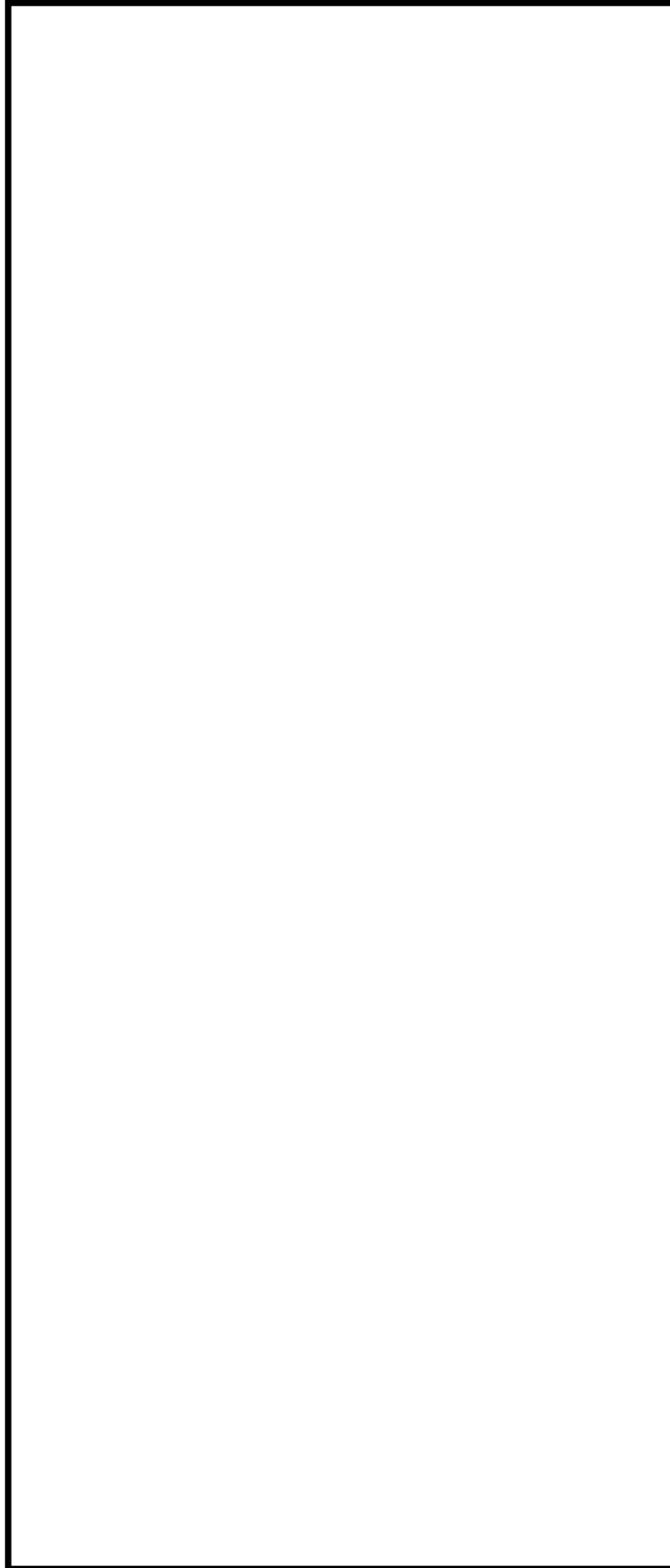
 : 割り増し係数 Ke, 環境効果補正係数 fen を示す

環境効果補正係数 (Fen) の算出根拠

各過渡の温度、ひずみ履歴より値を読み取り、環境疲労評価手法に従って算出している。







炉内計装筒形状寸法, 評価点及び解析モデル

炉内計装筒 最大評価点の選定

評価点	U(S12)	U(S23)	U(S31)
1	0.0	0.0	0.0
2	0.0	0.0	0.0
3	0.0	0.0	0.0
4	0.0	0.0	0.0
5	0.0	0.0	0.00000
6	0.00000	0.0	0.00000
7	0.0	0.0	0.0
8	0.00000	0.0	0.00000
9	0.00032	0.00009	0.0
10	0.01689	0.00149	0.15653

許容値 $U_r=1.0$

10 : 疲労累積係数が最大となる評価点及び最大値を示す

炉内計装筒 疲労解析結果 (評価点 : 10)

評価点 - 10
(S31)

応力強さ (単位 : MPa)				繰返し回数		疲労係数 (=N/N*)	
極大値	極小値	Ke	ALT	ALT'	N		N*
1741.4	-106.7	1.0	924.1	910.1	1	718	0.00139
1389.4	-106.7	1.0	748.1	736.7	1	1440	0.00069
1307.2	-106.7	1.0	707.0	696.2	6	1740	0.00345
1299.0	-106.7	1.0	702.9	692.2	4	1780	0.00225
1293.2	-106.7	1.0	699.9	689.3	55	1800	0.03056
1293.2	-94.7	1.0	693.9	683.4	1	1850	0.00054
1236.3	-94.7	1.0	665.5	655.4	5	2150	0.00233
1218.7	-94.7	1.0	656.7	646.8	54	2270	0.02379
1218.7	-84.7	1.0	651.7	641.9	56	2330	0.02403
1218.7	-56.9	1.0	637.8	628.2	67	2530	0.02648
1218.7	0.0	1.0	609.4	600.1	123	3000	0.04100
1218.7	622.3	1.0	298.2	293.7	1	78500	0.00001
1218.7	826.6	1.0	196.1	193.1	6	101000	0.00001
1218.7	935.2	1.0	141.8	139.6	2	332000	0.00000
1218.7	936.4	1.0	141.1	139.0	4	338000	0.00000
1218.7	948.9	1.0	134.9	132.9	1	411000	0.00000
1218.7	977.7	1.0	120.5	118.7	4	746000	0.00000
1218.7	982.3	1.0	118.2	116.4	1	838000	0.00000
1218.7	984.8	1.0	117.0	115.2	1	891000	0.00000
1218.7	987.0	1.0	115.9	114.1	6	942000	0.00000
1218.7	1000.2	1.0	109.3	107.6	1	1580000	0.00000
1218.7	1056.4	1.0	81.2	79.9	397	-----	0.0

疲労累積係数 = 0.15653

Ke : 割増し係数
 ALT : 繰返しピーク応力強さ
 ALT' : ALTに(195000)/(材料の使用温度における縦弾性係数)を乗じて得た値
 N : 設計繰返し回数
 N* : 許容繰返し回数

1.0 : 割り増し係数 Ke を示す

炉内計装筒 環境疲労評価結果（評価点：9）

過渡条件 記号		一次+二次+ ピーク応力強さ		割り増し 係数 KE	繰返しピーク 応力強さ		実過渡 回数 n	許容繰返し 回数 n*	疲労累積係数 u	環境効果 補正係数 fen	環境効果を考慮した 疲労累積係数 uen
A	B	smax	smin		補正前 salt	補正後 salt'					
1B1	2D4	6.5	-542.7	1.00	274.6	270.4	1	123000	0.00001	2.329	0.00002
1B1	2G1	6.5	-441.7	1.00	224.1	220.7	1	412000	0.00000	2.178	0.00001
1B1	2A1	6.5	-430.3	1.00	218.4	215.1	6	484000	0.00001	1.662	0.00002
1B1	2B1	6.5	-421.6	1.00	214.1	210.8	4	555000	0.00001	1.000	0.00001
1B1	2J2	6.5	-419.7	1.00	213.1	209.9	55	573000	0.00010	1.000	0.00010
1I1	2J2	2.9	-419.7	1.00	211.3	208.1	1	608000	0.00000	1.000	0.00000
1I1	2I1	2.9	-398.9	1.00	200.9	197.8	5	870000	0.00001	1.000	0.00001
1I1	1C1	2.9	-396.0	1.00	199.5	196.4	54	915000	0.00006	1.000	0.00006
NSS	1C1	0.0	-396.0	1.00	198.0	195.0	123	963000	0.00013	1.000	0.00013
2E1	1C1	-205.4	-396.0	1.00	95.3	93.9	1	-----	0.00000	1.000	0.00000
合計：											0.00034

（注）ひずみ振幅 $\leq 0.110\%$ （salt' ≤ 214.5 ）の場合、fen=1.0

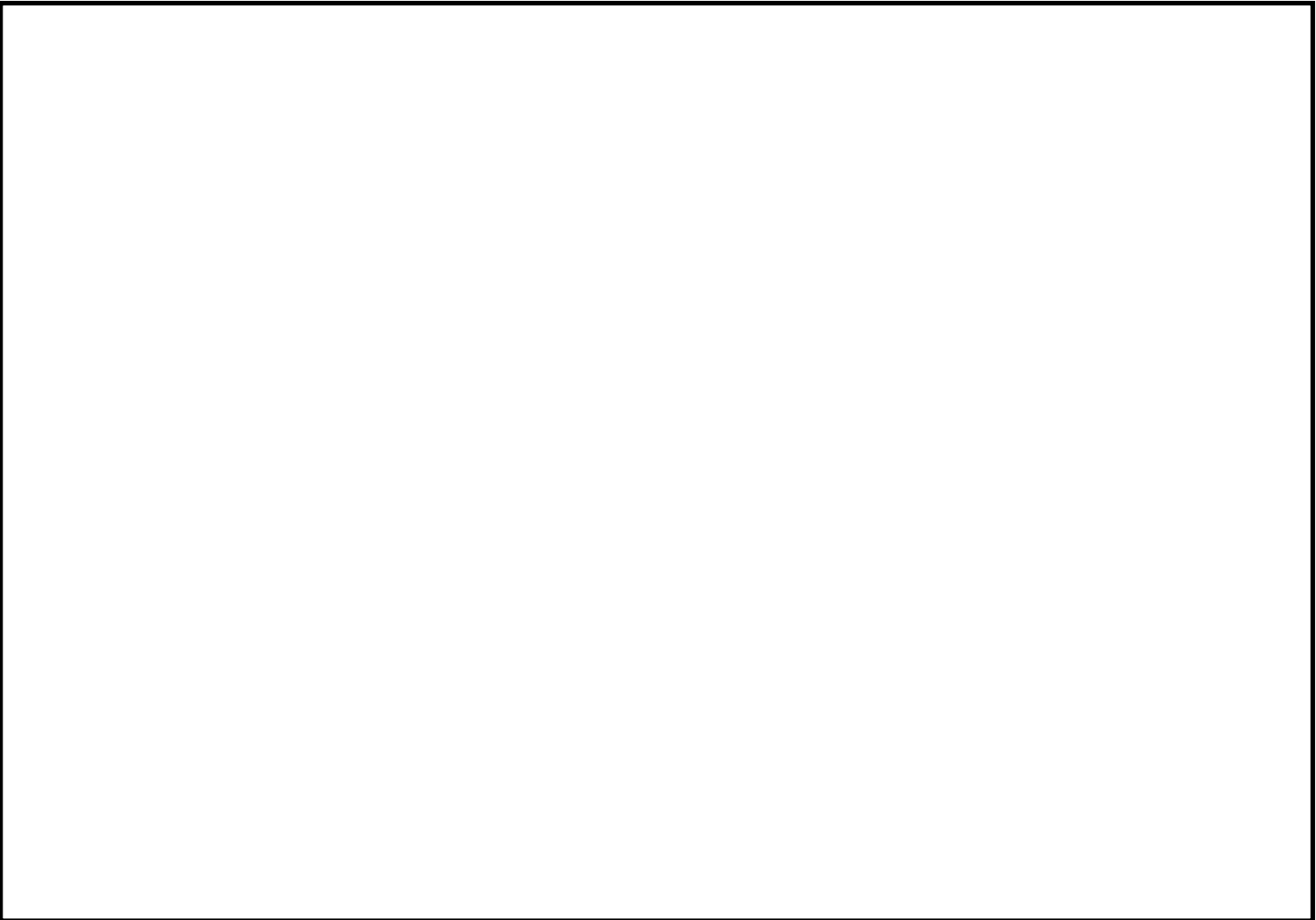
：割り増し係数 Ke，環境効果補正係数 fen を示す

環境効果補正係数 (Fen) の算出根拠

各過渡の温度、ひずみ履歴より値を読み取り、環境疲労評価手法に従って算出している。

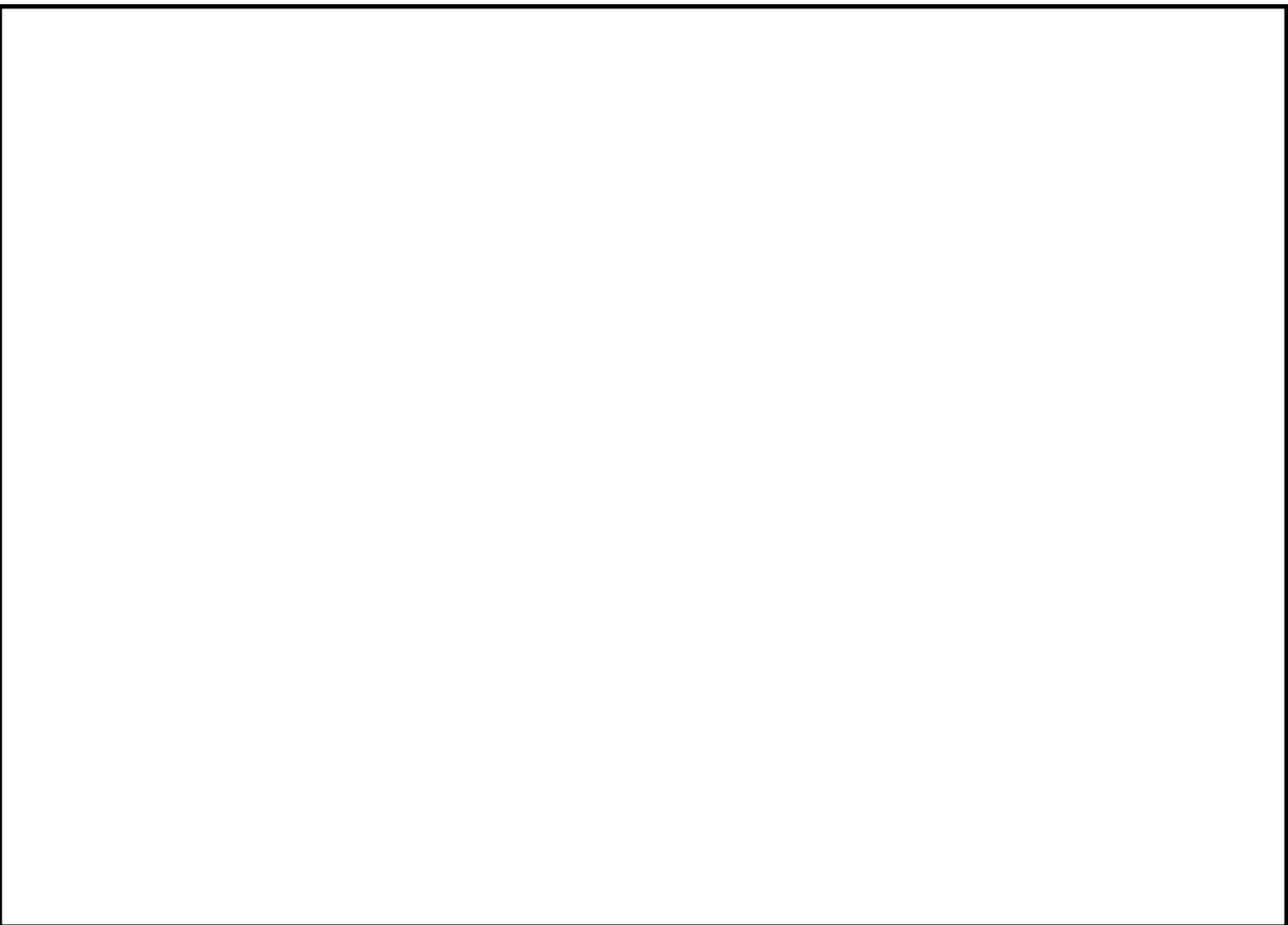


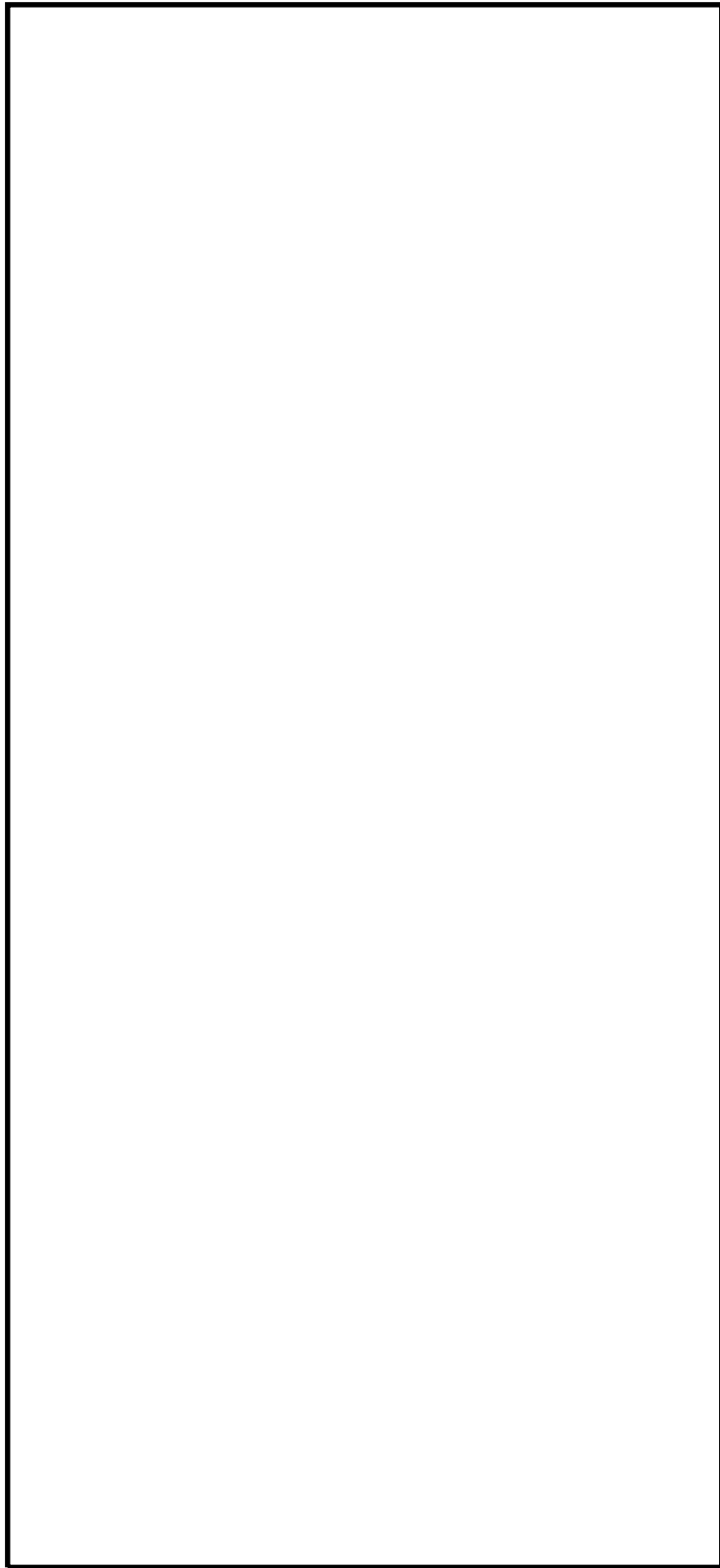






-3-30-





上部ふた，上部胴フランジ及びスタッドボルト寸法，評価点及び解析モデル

上部ふた，上部胴フランジ及びスタッドボルト 最大評価点の選定

評価点	U(S12)	U(S23)	U(S31)
1	0.00008	0.00064	0.00034
2	0.00042	0.00033	0.00532
3	0.00039	0.00085	0.00008
4	0.00104	0.00184	0.00008
5	0.0	0.00240	0.00470
6	0.0	0.00069	0.00226
7	0.29384	0.0	0.29384
8	0.05278	0.0	0.05278
9	0.19421	0.0	0.19421
10	0.10609	0.0	0.10609

許容値 $U_f=1.0$

0.00532 : 疲労累積係数が最大となる評価点及び最大値を示す

上部ふた，上部胴フランジ 疲労解析結果（評価点：2）

評価点 - 2
(S31)

応力強さ		（単位：MPa）			繰返し回数		疲労係数 (=N/N*)
極大値	極小値	Ke	ALT	ALT'	N	N*	
0.0	-383.4	1.0	191.7	229.4	38	15700	0.00242
-17.5	-383.4	1.0	182.9	218.9	4	18400	0.00022
-17.5	-340.7	1.0	161.6	193.4	3	27300	0.00011
-17.5	-336.2	1.0	159.4	190.7	35	28500	0.00123
-39.9	-336.2	1.0	148.1	177.3	3	35700	0.00008
-39.9	-329.2	1.0	144.6	173.0	2	38500	0.00005
-39.9	-328.5	1.0	144.3	172.6	33	38700	0.00085
-54.0	-328.5	1.0	137.2	164.2	1	45200	0.00002
-106.4	-328.5	1.0	111.0	132.9	38	114000	0.00033
-143.0	-328.5	1.0	92.7	111.0	1	225000	0.00000
-193.7	-328.5	1.0	67.4	80.7	1		0.0
疲労累積係数 =							0.00532

Ke : 割増し係数

ALT : 繰返しピーク応力強さ

ALT' : ALTに(207000)/(材料の使用温度における縦弾性係数)を乗じて得た値

N : 設計繰返し回数

N* : 許容繰返し回数

1.0 : 割増し係数 Ke を示す

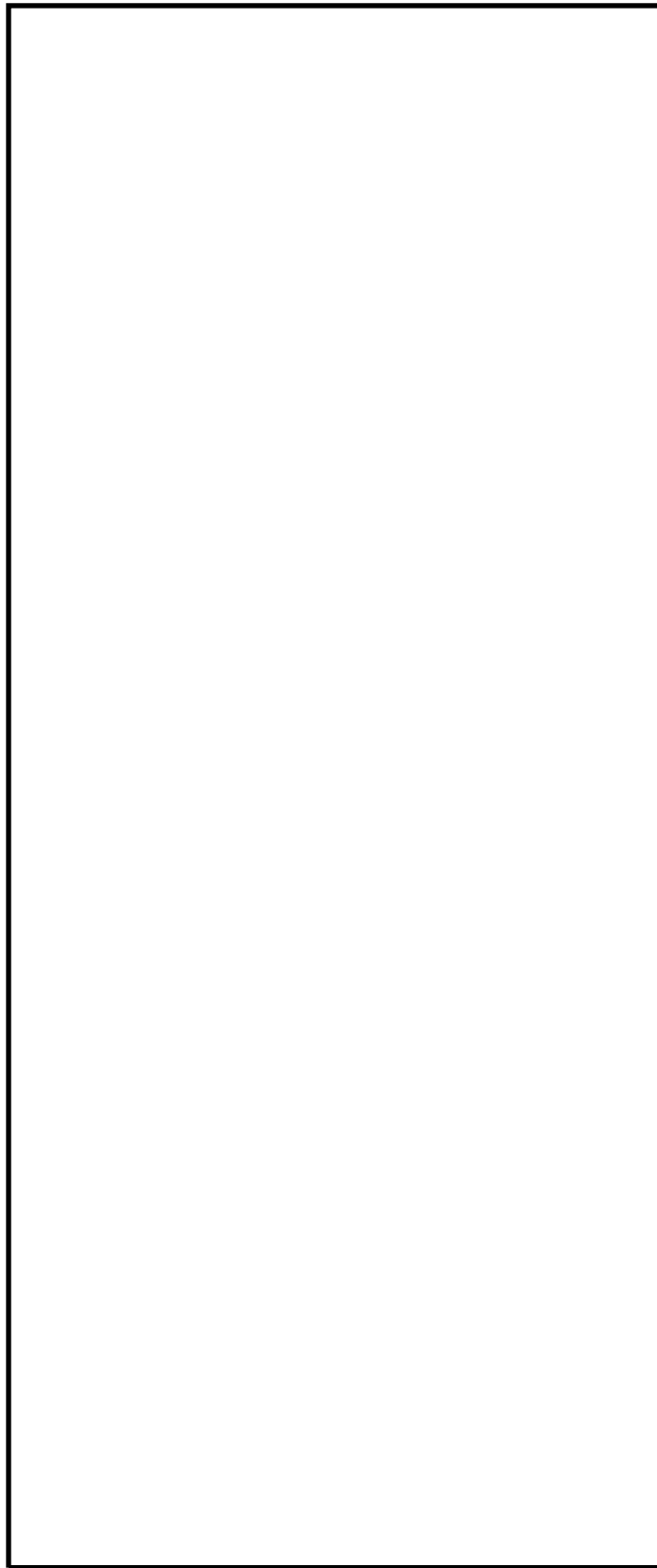
スタッドボルト 疲労解析結果 (評価点 : 7)

評価点 - 7
(S12)

応力強さ		(単位 : MPa)			繰返し回数		疲労係数 (=N/N*)
極大値	極小値	Ke	ALT	ALT'	N	N*	
1813.2	0.0	1.0	906.6	1084.8	56	412	0.13592
1813.2	114.7	1.0	849.2	1016.1	17	470	0.03617
1542.5	114.7	1.0	713.9	854.2	56	659	0.08498
1283.3	286.0	1.0	498.7	596.7	4	1330	0.00301
1177.4	286.0	1.0	445.7	533.3	1	1680	0.00060
1155.1	286.0	1.0	434.6	520.0	1	1770	0.00056
1134.8	286.0	1.0	424.4	507.8	50	1850	0.02703
1134.8	376.9	1.0	379.0	453.5	1	2330	0.00043
1134.8	606.3	1.0	264.3	316.2	1	4800	0.00021
1134.8	771.6	1.0	181.6	217.3	21	12500	0.00168
1134.3	771.6	1.0	181.4	217.0	35	12500	0.00280
1134.3	776.1	1.0	179.1	214.3	1	13000	0.00008
1134.3	831.6	1.0	151.4	181.1	2	22500	0.00009
1134.3	842.7	1.0	145.8	174.5	1	26700	0.00004
1134.3	904.0	1.0	115.2	137.8	5	78900	0.00006
1134.3	905.4	1.0	114.5	137.0	1	81200	0.00001
1134.3	907.5	1.0	113.4	135.7	6	84900	0.00007
1134.3	910.5	1.0	111.9	133.9	6	90300	0.00007
1134.3	930.0	1.0	102.2	122.3	4	152000	0.00003
1134.3	954.2	1.0	90.1	107.8	0	360000	0.00000
1134.3	954.3	1.0	90.0	107.7	2	362000	0.00001
1125.1	954.3	1.0	85.4	102.2	2	526000	0.00000
1125.1	958.1	1.0	83.5	99.9	3	614000	0.00000
1121.8	958.1	1.0	81.9	98.0	1	703000	0.00000
1117.1	964.9	1.0	76.1	91.0	0	—————	0.0
疲労累積係数 =							0.29384

Ke : 割増し係数
 ALT : 繰返しピーク応力強さ
 ALT' : ALTに(207000)/(材料の使用温度における縦弾性係数)を乗じて得た値
 N : 設計繰返し回数
 N* : 許容繰返し回数

: 割増し係数 Ke を示す



下部胴・下部鏡板接続部形状寸法，評価点及び解析モデル

下部胴・下部鏡板接続部 最大評価点の選定

評価点	U(S12)	U(S23)	U(S31)
1	0.0	0.00056	0.00001
2	0.0	0.00008	0.0
3	0.0	0.00077	0.00270
4	0.0	0.00000	0.00000

許容値 $U_f=1.0$

0.00270 : 疲労累積係数が最大となる評価点及び最大値を示す

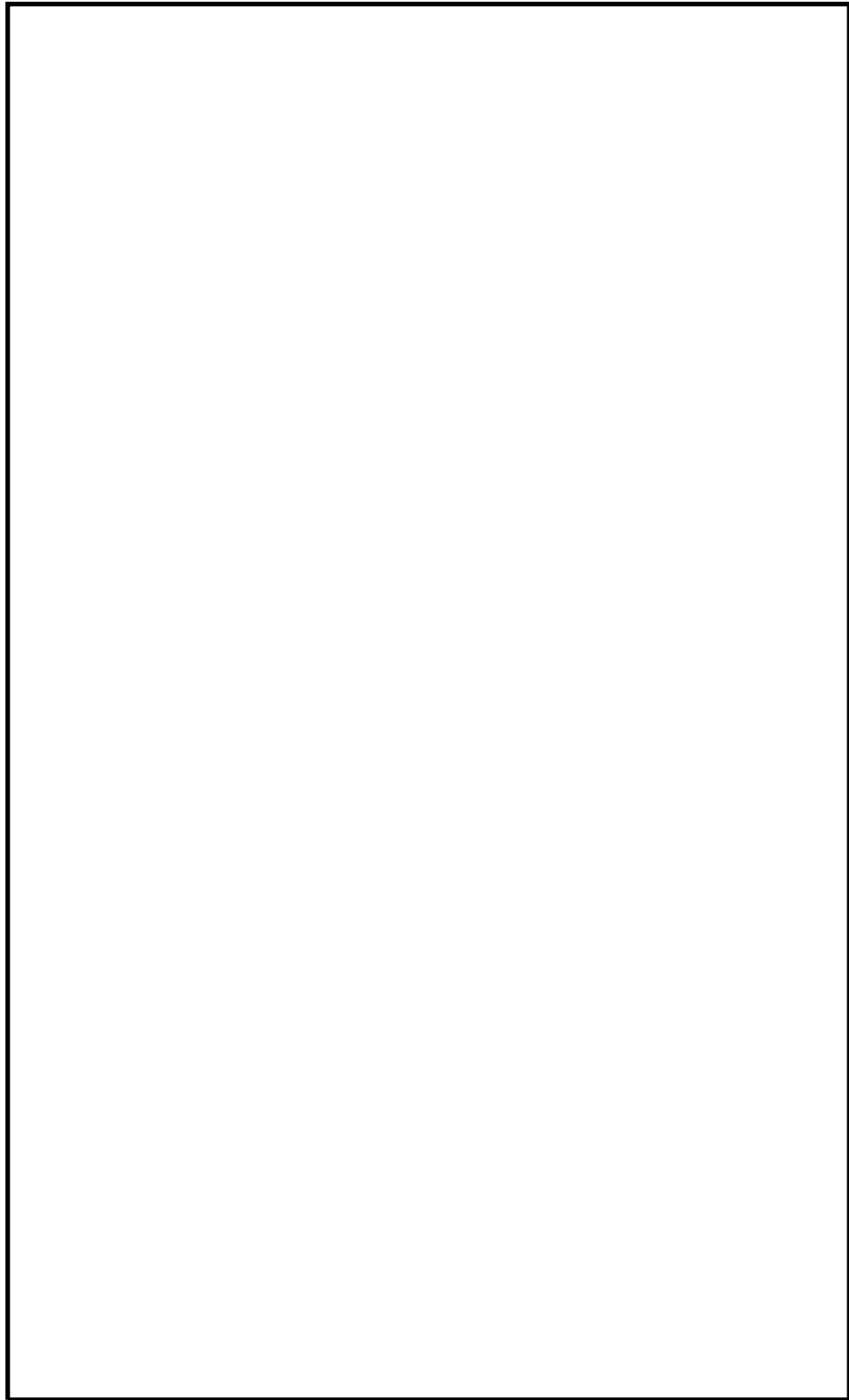
下部胴・下部鏡板接続部 疲労解析結果 (評価点: 3)

評価点 - 3
(S31)

応力強さ (単位: MPa)					繰返し回数		疲労係数 (=N/N*)
極大値	極小値	Ke	ALT	ALT'	N	N*	
5.5	-361.6	1.0	183.6	215.9	1	19400	0.00005
5.5	-284.9	1.0	145.2	170.8	1	40000	0.00002
5.5	-261.0	1.0	133.2	156.7	1	53600	0.00002
5.5	-252.3	1.0	128.9	151.6	5	63000	0.00008
5.5	-246.2	1.0	125.9	148.0	6	70900	0.00008
5.5	-245.9	1.0	125.7	147.8	4	71300	0.00006
5.5	-243.4	1.0	124.4	146.4	38	74900	0.00051
0.0	-243.4	1.0	121.7	143.1	18	83600	0.00022
0.0	-236.2	1.0	118.1	138.9	105	96800	0.00108
-4.6	-236.2	1.0	115.8	136.2	60	104000	0.00058
-143.5	-236.2	1.0	46.4	54.5	1	-----	0.0
疲労累積係数 =							0.00270

Ke : 割増し係数
 ALT : 繰返しピーク応力強さ
 ALT' : ALTに(207000)/(材料の使用温度における縦弾性係数)を乗じて得た値
 N : 設計繰返し回数
 N* : 許容繰返し回数

1.0 : 割り増し係数 Ke を示す



炉心支持金物及び炉心支持金物取付部形状寸法，評価点及び解析モデル

炉心支持金物及び炉心支持金物取付部 最大評価点の選定

評価点	U(S12)	U(S23)	U(S31)
1	0.0	0.00022	0.00002
2	0.0	0.00065	0.00000
3	0.00011	0.00483	0.00004
4	0.0	0.00017	0.0
5	0.0	0.00003	0.00021
6	0.0	0.00000	0.0
7	0.00010	0.00459	0.00004
8	0.0	0.00017	0.0
9	0.00000	0.00000	0.0
10	0.0	0.0	0.0
11	0.00000	0.0	0.0
12	0.0	0.00000	0.00000
13	0.0	0.00000	0.0
14	0.0	0.0	0.0

許容値 $U_f = 1.0$

0.00483 : 疲労累積係数が最大となる評価点及び最大値を示す

炉心支持金物及び炉心支持金物取付部 疲労解析結果 (評価点 : 3)

評価点 - 3
(S23)

応力強さ		(単位 : MPa)			繰返し回数		疲労係数 (=N/N*)
極大値	極小値	Ke	ALT	ALT'	N	N*	
355.5	-23.3	1.0	189.4	222.8	1	17400	0.00006
283.6	-23.3	1.0	153.5	180.5	1	33800	0.00003
264.7	-23.3	1.0	144.0	169.4	56	41100	0.00136
261.7	-23.3	1.0	142.5	167.6	6	42400	0.00014
260.1	-23.3	1.0	141.7	166.7	3	43200	0.00007
260.1	-22.6	1.0	141.4	166.3	2	43500	0.00005
258.2	-22.6	1.0	140.4	165.1	4	44400	0.00009
244.5	-22.6	1.0	133.6	157.1	50	53000	0.00094
244.5	0.0	1.0	122.2	143.8	123	81800	0.00150
244.5	11.9	1.0	116.3	136.8	60	103000	0.00058
244.5	121.2	1.0	61.7	72.5	1	-----	0.0
疲労累積係数 =							0.00483

Ke : 割増し係数
 ALT : 繰返しピーク応力強さ
 ALT' : ALTに(207000)/(材料の使用温度における縦弾性係数)を乗じて得た値
 N : 設計繰返し回数
 N* : 許容繰返し回数

1.0 : 割り増し係数 Ke を示す

炉心支持金物及び炉心支持金物取付部 環境疲労評価結果 (評価点：13)

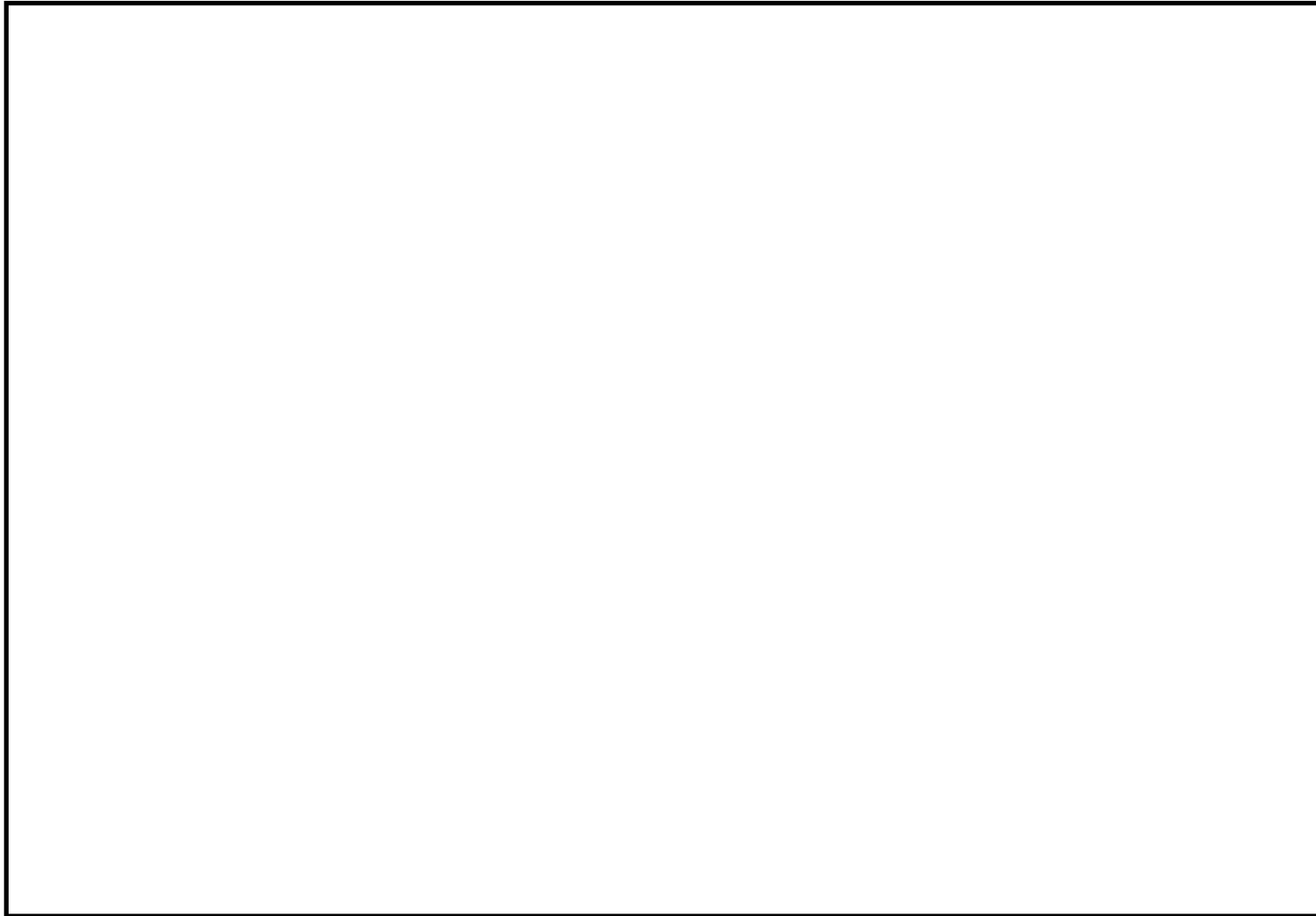
過渡条件 記号		一次+二次+ ピーク応力強さ		割り増し 係数 KE	繰返しピーク 応力強さ		実過渡 回数 n	許容繰返し 回数 n*	疲労累積係数 u	環境効果 補正係数 fen	環境効果を考慮した 疲労累積係数 uen
A	B	smax	smin		補正前 salt	補正後 salt'					
2E1	NSS	245.8	0.0	1.00	122.9	121.0	1	6650000	0.00000	1.000	0.00000
2D4	NSS	214.5	0.0	1.00	107.2	105.6	1	18900000	0.00000	1.000	0.00000
1I1	NSS	152.6	0.0	1.00	76.3	75.2	60	-----	0.00000	1.000	0.00000
合計：											0.00000

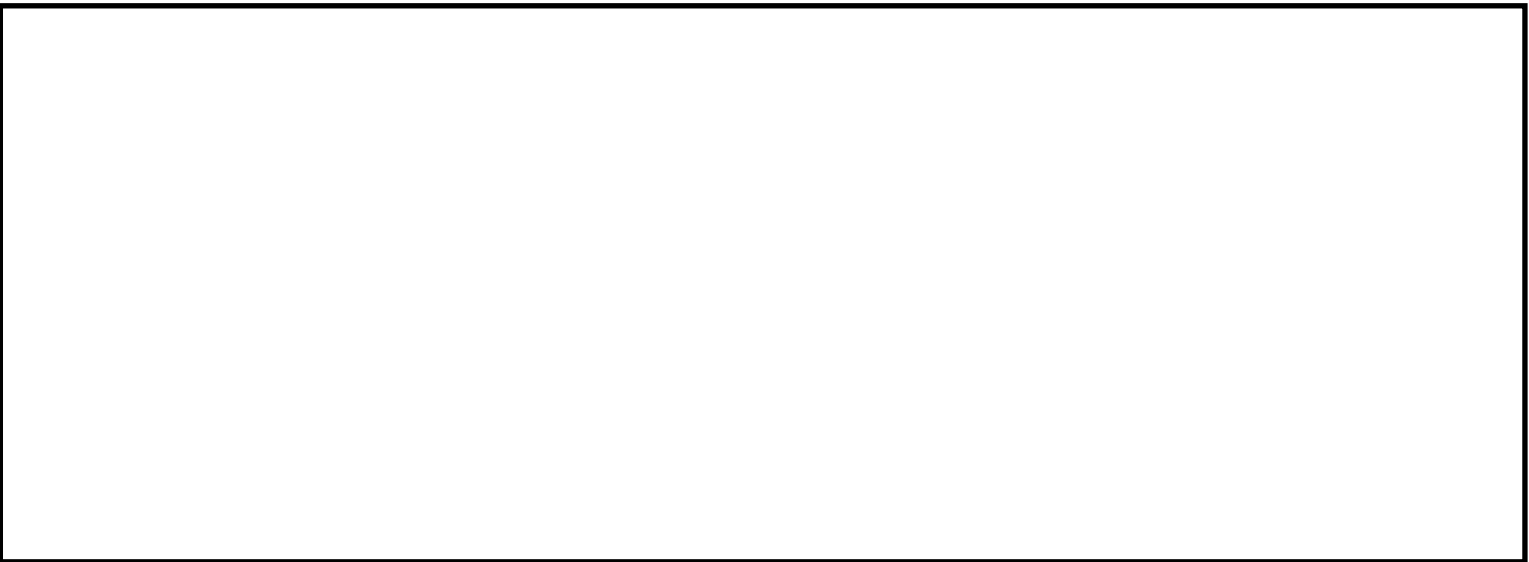
(注) ひずみ振幅 $\leq 0.110\%$ ($salt' \leq 214.5$) の場合、 $fen=1.0$

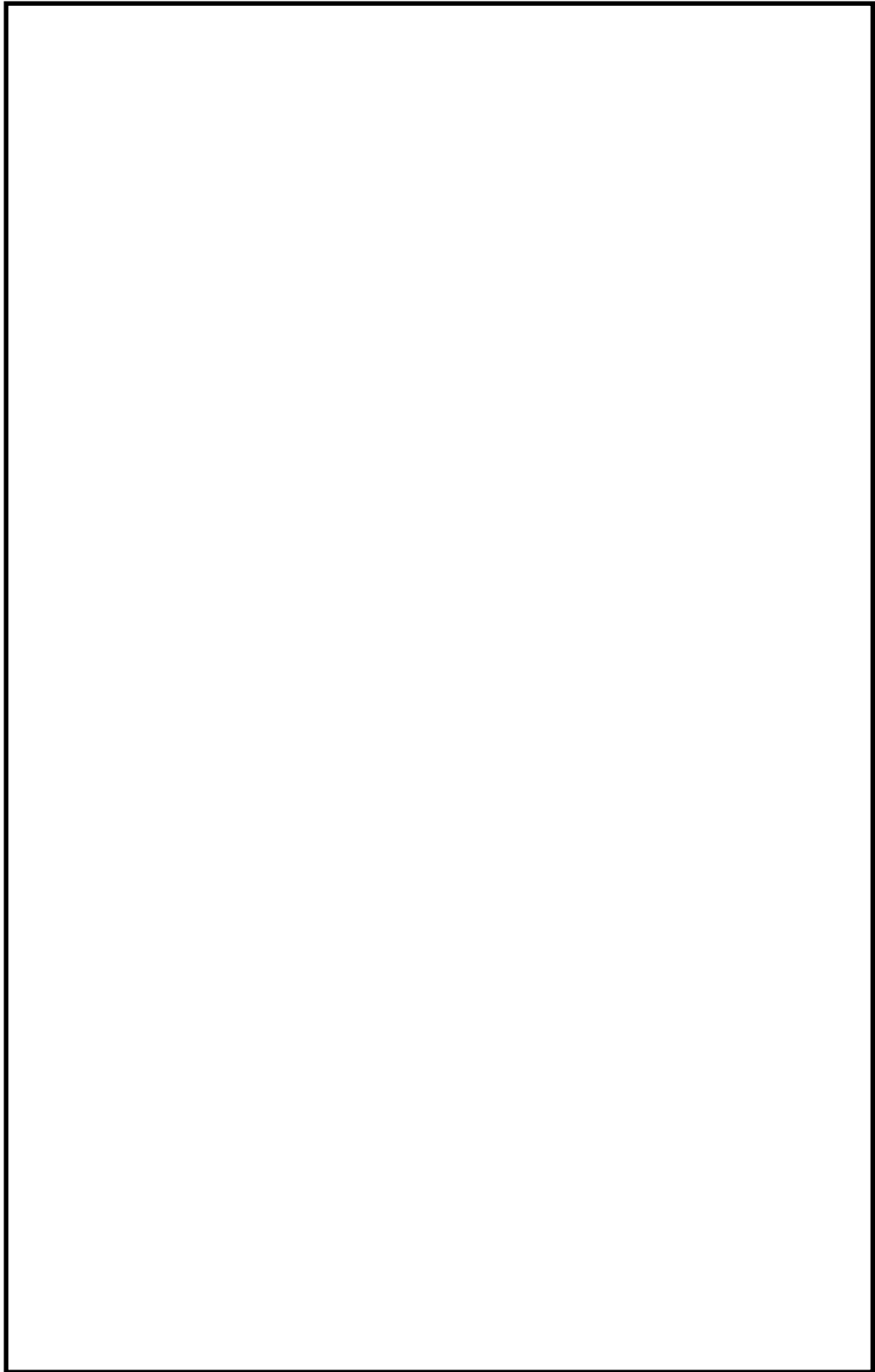
 : 割り増し係数 Ke, 環境効果補正係数 fen を示す

環境効果補正係数 (Fen) の算出根拠

各過渡の温度、ひずみ履歴より値を読み取り、環境疲労評価手法に従って算出している。







容器支持金物取付部形状寸法，評価点及び解析モデル

容器支持金物取付部 最大評価点の選定

評価点	U(S12)	U(S23)	U(S31)
1	0.0	0.00113	0.00098
2	0.00051	0.00112	0.00173
3	0.0	0.00113	0.00098
4	0.00051	0.00112	0.00173
5	0.0	0.00147	0.00028
6	0.00209	0.00353	0.0
7	0.0	0.00147	0.00028
8	0.00209	0.00353	0.0

許容値 $U_r=1.0$

0.00353 : 疲労累積係数が最大となる評価点及び最大値を示す

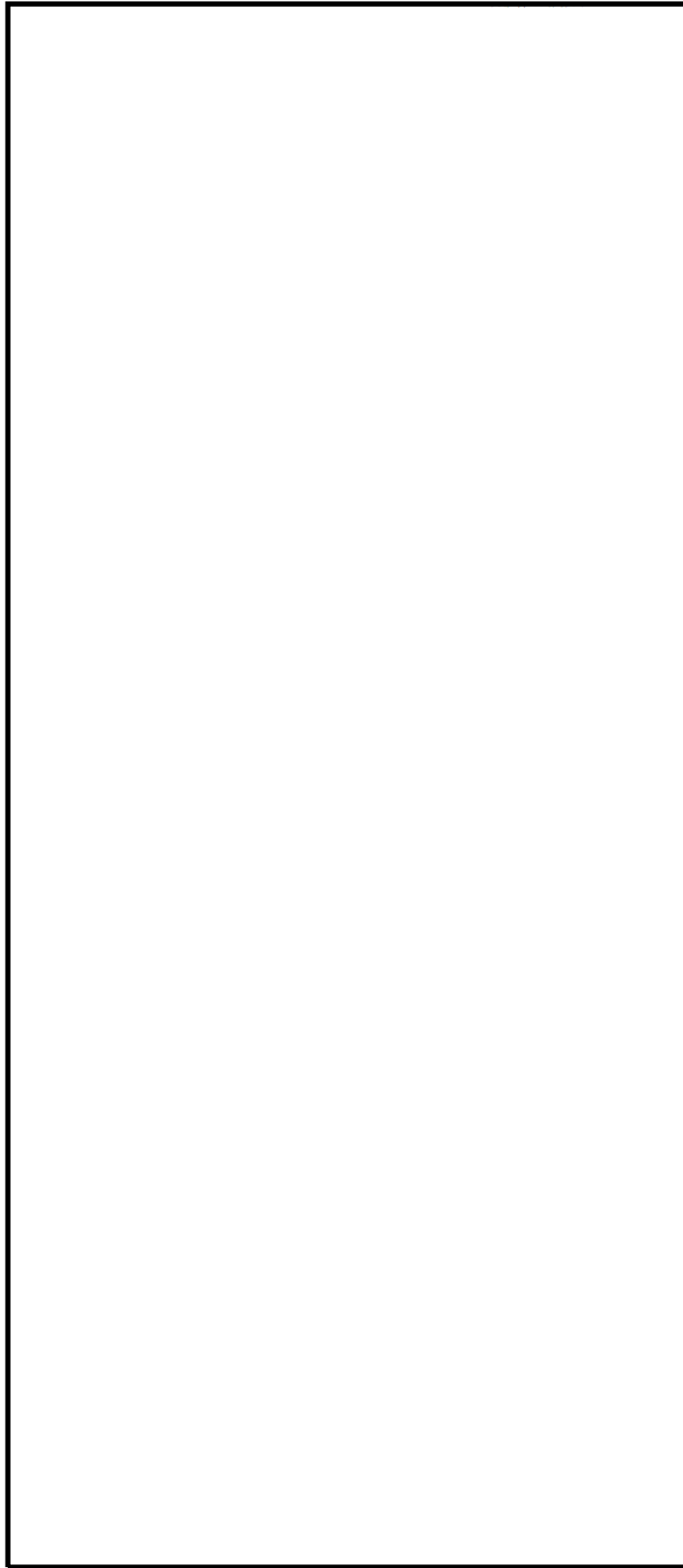
容器支持金物取付部 疲労解析結果 (評価点 : 6)

評価点 - 6
(S23)

応力強さ (単位 : MPa)		繰返し回数		疲労係数 (=N/N*)			
極大値	極小値	Ke	ALT		N	N*	
214.6	-123.9	1.0	169.2	199.0	67	25000	0.00268
161.9	-92.5	1.0	127.2	149.6	56	67300	0.00083
158.2	-56.3	1.0	107.3	126.2	1	138000	0.00001
158.2	-16.1	1.0	87.2	102.5	3	322000	0.00001
118.8	-16.1	1.0	67.4	79.3	6	-----	0.0
疲労累積係数 =							0.00353

Ke : 割増し係数
 ALT : 繰返しピーク応力強さ
 ALT' : ALTに(207000)/(材料の使用温度における縦弾性係数)を乗じて得た値
 N : 設計繰返し回数
 N* : 許容繰返し回数

1.0 : 割り増し係数 Ke を示す



ふた管台形状寸法, 評価点及び解析モデル

ふた管台 最大評価点の選定

評価点	U(S12)	U(S23)	U(S31)
1	0.0	0.0	0.0
2	0.0	0.0	0.0
3	0.0	0.0	0.0
4	0.0	0.0	0.0
5	0.00015	0.00002	0.0
6	0.05283	0.00000	0.05086

許容値 $U_f=1.0$

0.05283 : 疲労累積係数が最大となる評価点及び最大値を示す

ふた管台 疲労解析結果 (評価点 : 6)

評価点 - 6
(S12)

応力強さ		(単位 : MPa)			繰返し回数		疲労係数 (=N/N*)
極大値	極小値	K _e	ALT	ALT'	N	N*	
182.2	-1548.0	1.0	865.1	892.6	1	763	0.00131
182.2	-1281.3	1.0	731.8	755.0	1	1320	0.00076
182.2	-1050.2	1.0	616.2	635.8	5	2420	0.00207
182.2	-1045.2	1.0	613.7	633.2	35	2450	0.01429
181.9	-1045.2	1.0	613.5	633.0	38	2460	0.01545
0.0	-1045.2	1.0	522.6	539.2	80	4490	0.01782
-171.7	-1045.2	1.0	286.8	295.9	1	75400	0.00001
-604.2	-1045.2	1.0	220.5	227.5	2	341000	0.00001
-610.6	-1045.2	1.0	217.3	221.2	366	374000	0.00098
-610.6	-1040.9	1.0	215.1	222.0	38	398000	0.00010
-610.6	-1037.5	1.0	213.4	220.2	2	418000	0.00000
-610.6	-1037.0	1.0	213.2	220.0	1	421000	0.00000
-610.6	-1008.1	1.0	198.7	205.0	3	676000	0.00000
-610.6	-1004.4	1.0	196.9	203.1	2	723000	0.00000
-610.6	-993.6	1.0	191.5	197.6	2	878000	0.00000
-610.6	-949.1	1.0	169.3	174.6	1	1410000	0.00000
-610.6	-947.6	1.0	168.5	173.8	1	1430000	0.00000
-610.6	-924.5	1.0	156.9	161.9	1	1800000	0.00000
-610.6	-923.5	1.0	156.1	161.1	1	1820000	0.00000
-610.6	-923.1	1.0	156.2	161.2	0	1830000	0.00000
-610.6	-899.5	1.0	144.1	149.0	1	2500000	0.00000
-610.6	-897.4	1.0	143.4	147.9	41	2580000	0.00002
-610.6	-883.8	1.0	136.6	140.9	0	3190000	0.00000
-610.6	-877.4	1.0	133.4	137.6	1	3530000	0.00000
-610.6	-874.6	1.0	132.0	136.2	1	3690000	0.00000
-610.6	-858.7	1.0	124.0	128.0	42	4830000	0.00001
-610.6	-858.7	1.0	124.0	128.0	18	4830000	0.00000
-673.6	-858.7	1.0	92.5	95.5	2	182000000	0.00000
-702.3	-858.7	1.0	78.2	80.7	1	-----	0.0

疲労累積係数 = 0.05283

K_e : 割増し係数
 ALT : 繰返しピーク応力強さ
 ALT' : ALTに(195000)/(材料の使用温度における縦弾性係数)を乗じて得た値
 N : 設計繰返し回数
 N* : 許容繰返し回数

1.0 : 割り増し係数 K_e を示す

ふた管台 環境疲労評価結果 (評価点 : 5)

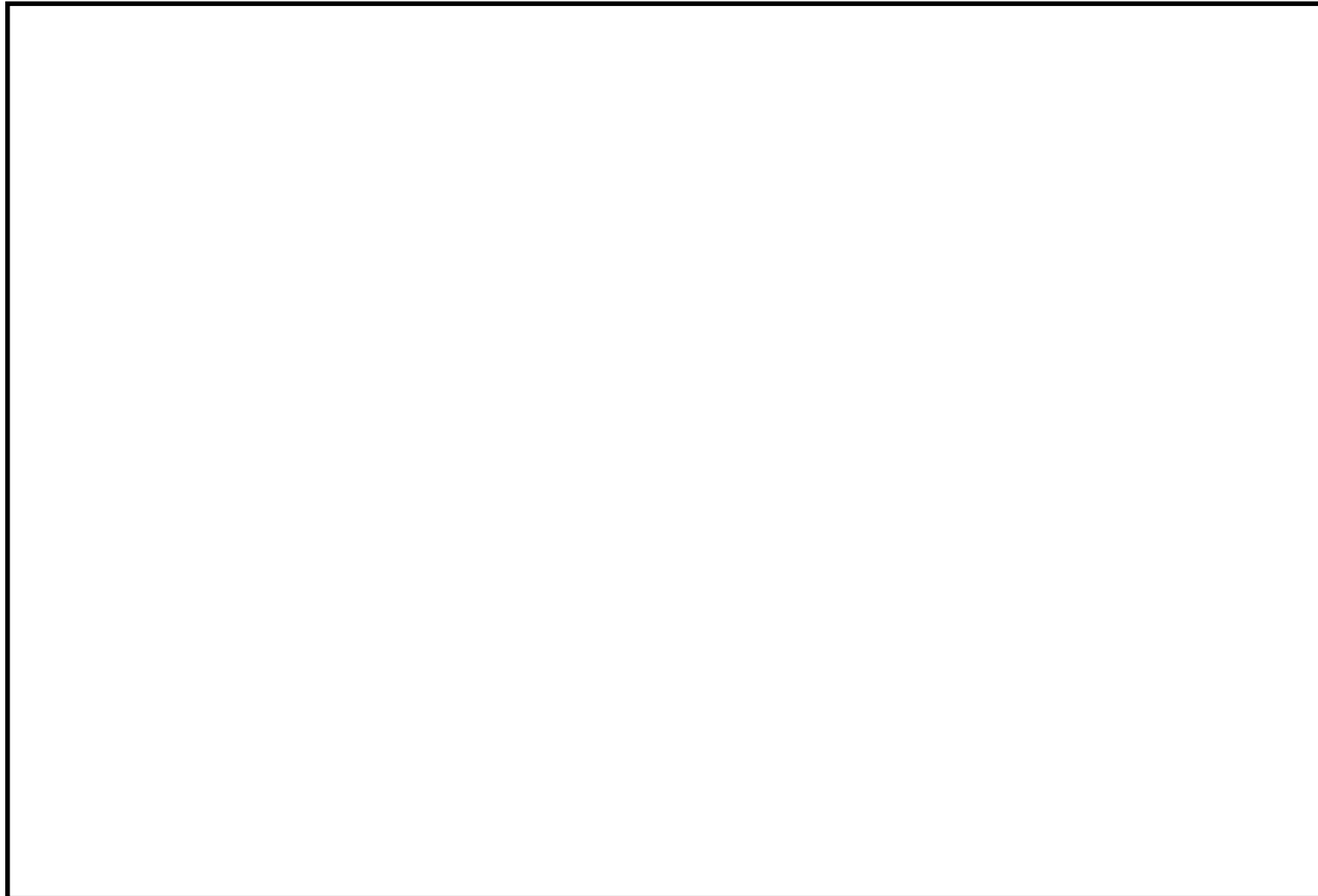
過渡条件 記号		一次+二次+ ピーク応力強さ		割り増し 係数 KE	繰返しピーク 応力強さ		実過渡 回数 n	許容繰返し 回数 n*	疲労累積係数 u	環境効果 補正係数 fen	環境効果を考慮した 疲労累積係数 uen
A	B	smax	smin		補正前 salt	補正後 salt'					
1A1	2D4	52.3	-462.8	1.14	294.0	303.3	1	65800	0.00002	3.117	0.00005
1A1	2G1	52.3	-384.4	1.00	218.3	225.2	1	363000	0.00000	3.189	0.00001
1A1	2J2	52.3	-327.3	1.00	189.8	195.8	38	936000	0.00004	1.000	0.00004
1A1	2A1	52.3	-324.9	1.00	188.6	194.6	2	978000	0.00000	1.000	0.00000
2J1	1D1	51.8	-320.7	1.00	186.2	192.1	38	1030000	0.00004	1.000	0.00004
NSS	1D1	0.0	-320.7	1.00	160.3	165.4	80	1680000	0.00005	1.000	0.00005
2E1	1D1	-147.1	-320.7	1.00	86.8	89.6	1	-----	0.00000	1.000	0.00000
合計 :											0.00018

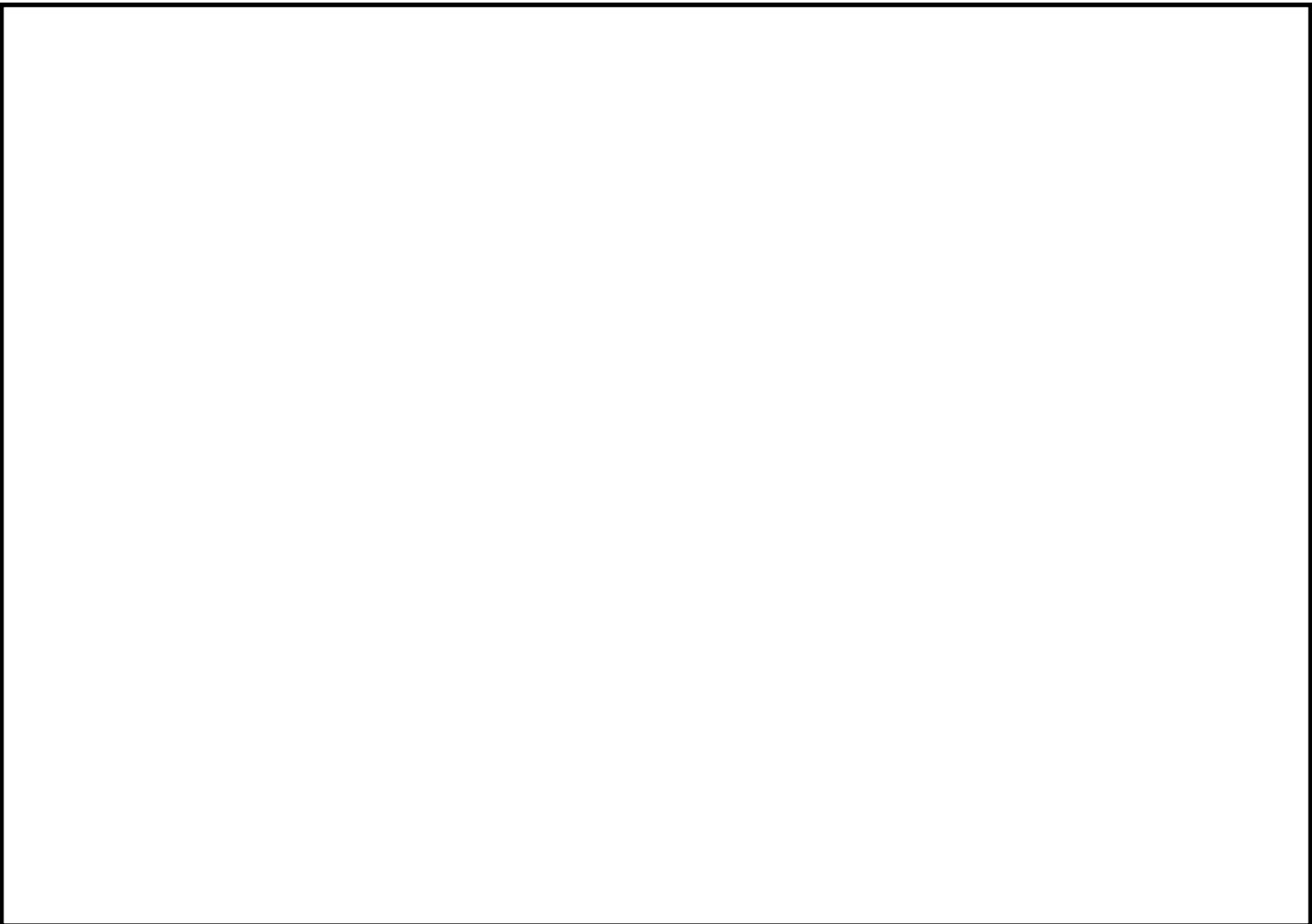
(注) ひずみ振幅 $\leq 0.110\%$ (salt' ≤ 214.5) の場合、fen=1.0

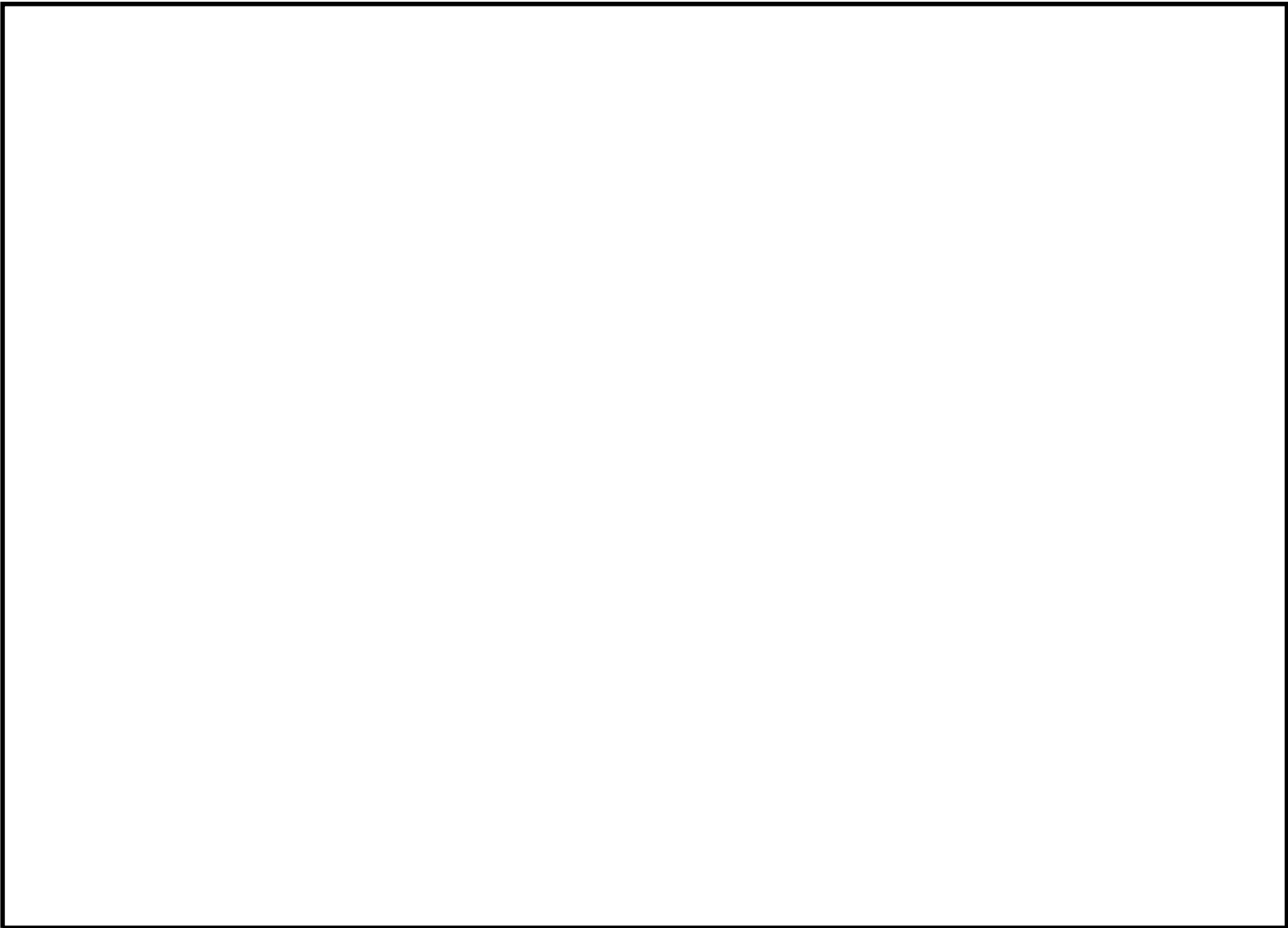
 : 割り増し係数 Ke, 環境効果補正係数 fen を示す

環境効果補正係数 (Fen) の算出根拠

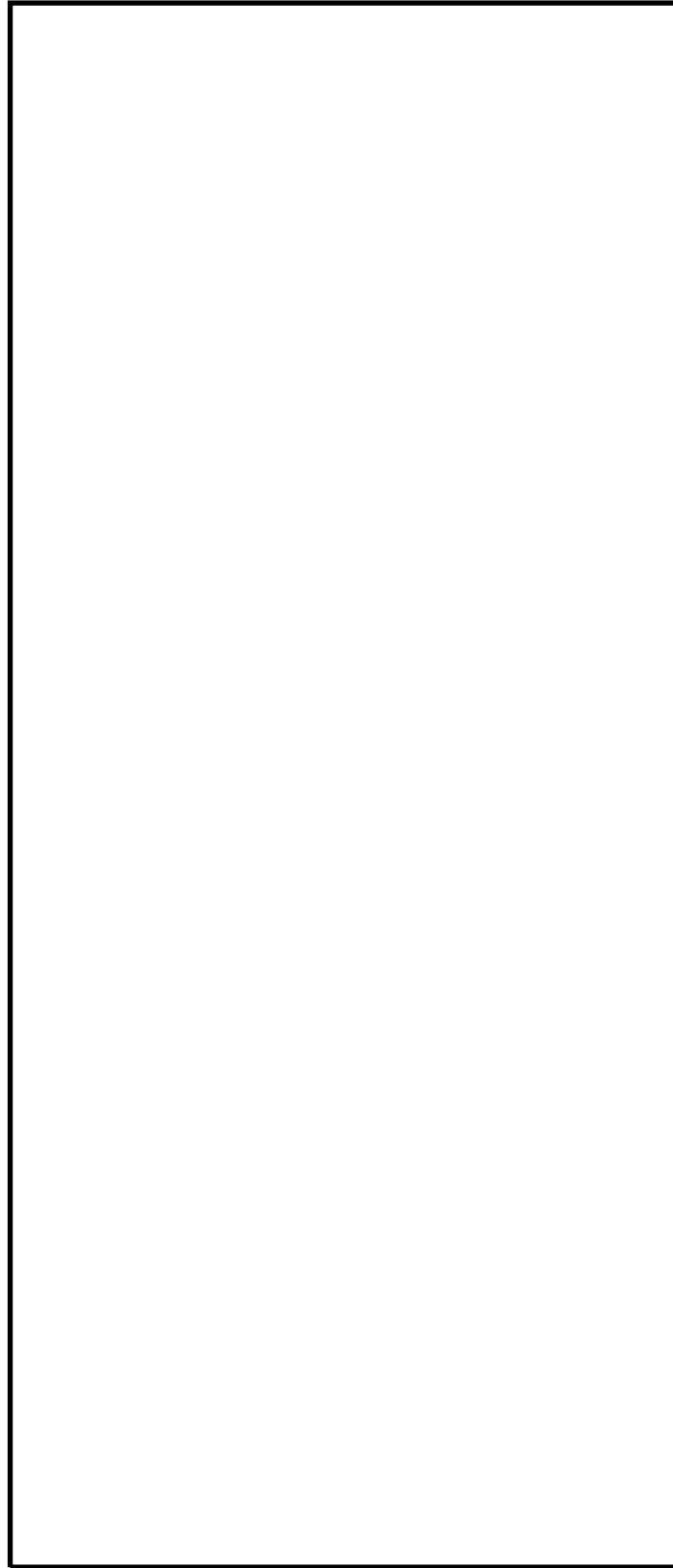
各過渡の温度, ひずみ履歴より値を読み取り, 環境疲労評価手法に従って算出している。











空気抜管台形状寸法，評価点及び解析モデル

空気抜管台 最大評価点の選定

評価点	U (S12)	U (S23)	U (S31)
1	0.0	0.0	0.0
2	0.0	0.0	0.0
3	0.00017	0.00002	0.00000
4	0.00006	0.00589	0.00723

許容値 $U_r=1.0$

0.00723 : 疲労累積係数が最大となる評価点及び最大値を示す

空気抜管台 疲労解析結果 (評価点 : 4)

評価点 - 4
(S31)

応力強さ		(単位 : MPa)			繰返し回数		疲労係数 (=N/N*)
極大値	極小値	Ke	ALT	ALT'	N	N*	
413.1	-836.5	1.0	624.8	644.6	1	2290	0.00044
413.1	-608.8	1.0	511.0	527.2	1	4880	0.00020
413.1	-579.3	1.0	496.2	512.0	1	5480	0.00018
413.1	-489.2	1.0	451.2	465.5	1	8040	0.00012
413.1	-483.1	1.0	448.1	462.3	2	8270	0.00024
413.1	-460.7	1.0	436.9	450.8	1	9150	0.00011
413.1	-457.7	1.0	435.4	449.3	5	9280	0.00051
413.1	-401.9	1.0	407.5	420.4	30	12600	0.00238
404.8	-401.9	1.0	403.4	416.2	38	13200	0.00288
0.0	-401.9	1.0	200.9	207.3	80	625000	0.00013
-186.5	-401.9	1.0	107.7	111.1	1	11700000	0.00000
-227.7	-401.9	1.0	87.1	89.9	2	—————	0.0
疲労累積係数 =							0.00723

Ke : 割増し係数

ALT : 繰返しピーク応力強さ

ALT' : ALTに(195000)/(材料の使用温度における縦弾性係数)を乗じて得た値

N : 設計繰返し回数

N* : 許容繰返し回数

1.0 : 割り増し係数 Ke を示す

空気抜管台 環境疲労評価結果 (評価点 : 3)

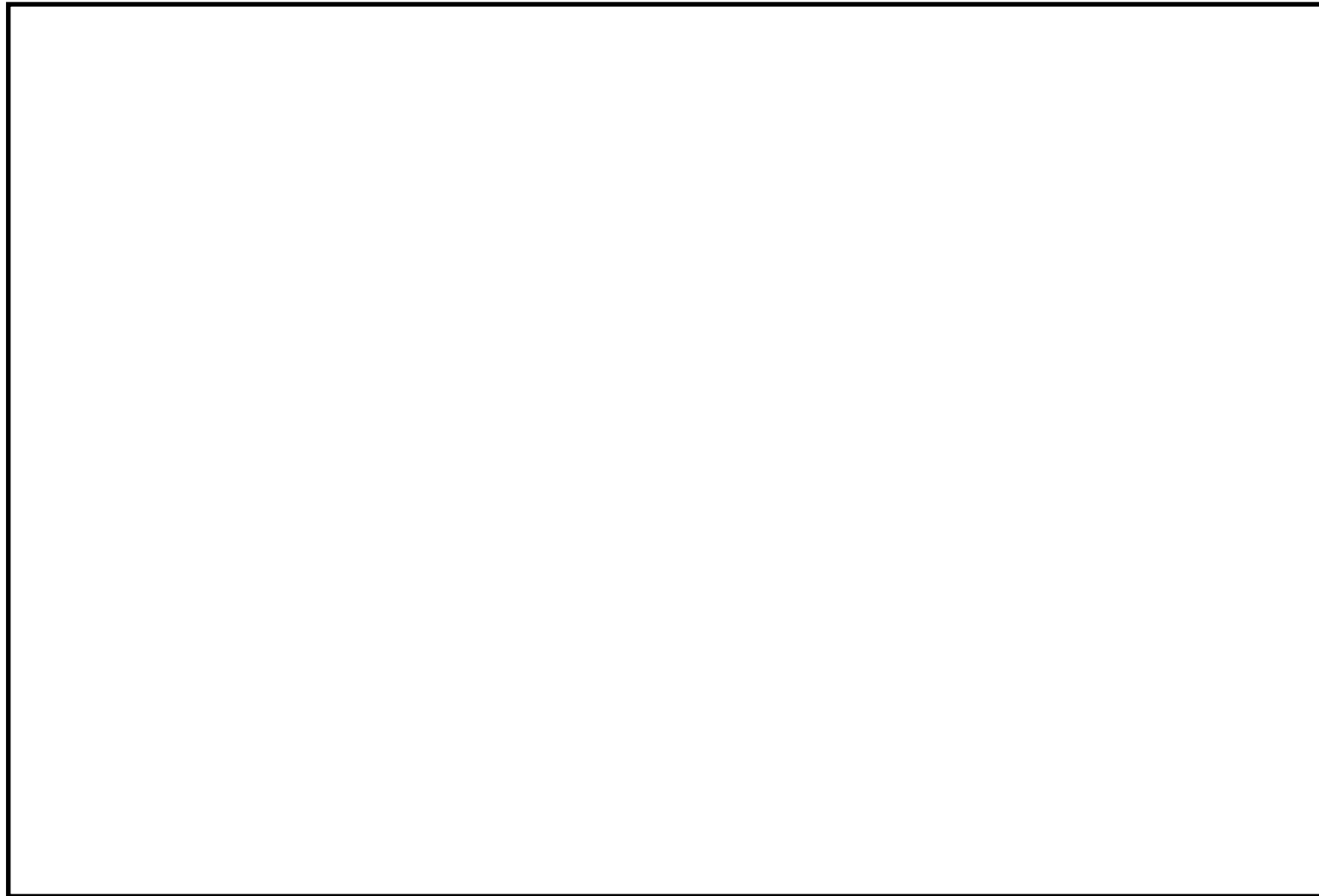
過渡条件 記号		一次+二次+ ピーク応力強さ		割り増し 係数 KE	繰返しピーク 応力強さ		実過渡 回 数 n	許容繰返し 回 数 n*	疲労累積係数 u	環境効果 補正係数 fen	環境効果を考慮した 疲労累積係数 uen
A	B	smax	smin		補正前 salt	補正後 salt'					
1A1	2D4	33.0	-550.3	1.26	368.8	380.5	1	20600	0.00005	3.083	0.00015
1A1	2G1	33.0	-436.1	1.00	234.6	242.0	1	232000	0.00000	3.154	0.00001
1A1	2E1	33.0	-415.1	1.00	224.0	231.2	1	309000	0.00000	3.065	0.00001
1A1	2D3	33.0	-372.6	1.00	202.8	209.3	1	585000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	2F1	33.0	-369.3	1.00	201.2	207.6	2	620000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	2C2	33.0	-357.1	1.00	195.0	201.2	1	771000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	2D1	33.0	-354.6	1.00	193.8	199.9	5	808000	0.00001	1.000	0.00001
1A1	1D1	33.0	-320.8	1.00	176.9	182.5	30	1220000	0.00002	1.000	0.00002
2J1	1D1	31.1	-320.8	1.00	176.0	181.5	38	1240000	0.00003	1.000	0.00003
NSS	1D1	0.0	-320.8	1.00	160.4	165.5	80	1680000	0.00005	1.000	0.00005
1C1	1D1	-153.8	-320.8	1.00	83.5	86.2	374	-----	0.00000	1.000	0.00000
合計 :											0.00029

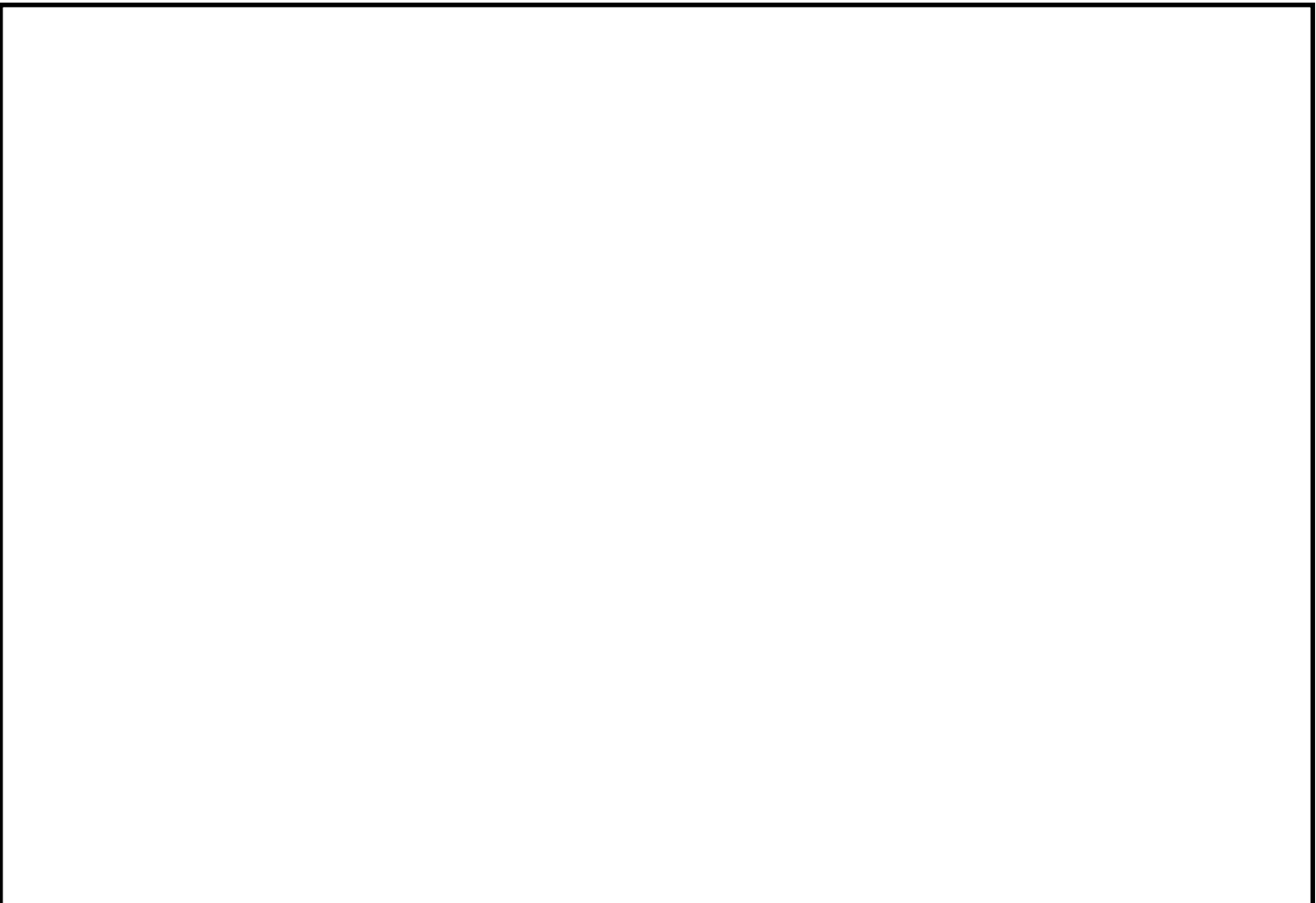
(注) ひずみ振幅 $\leq 0.110\%$ (salt' ≤ 214.5) の場合、fen=1.0

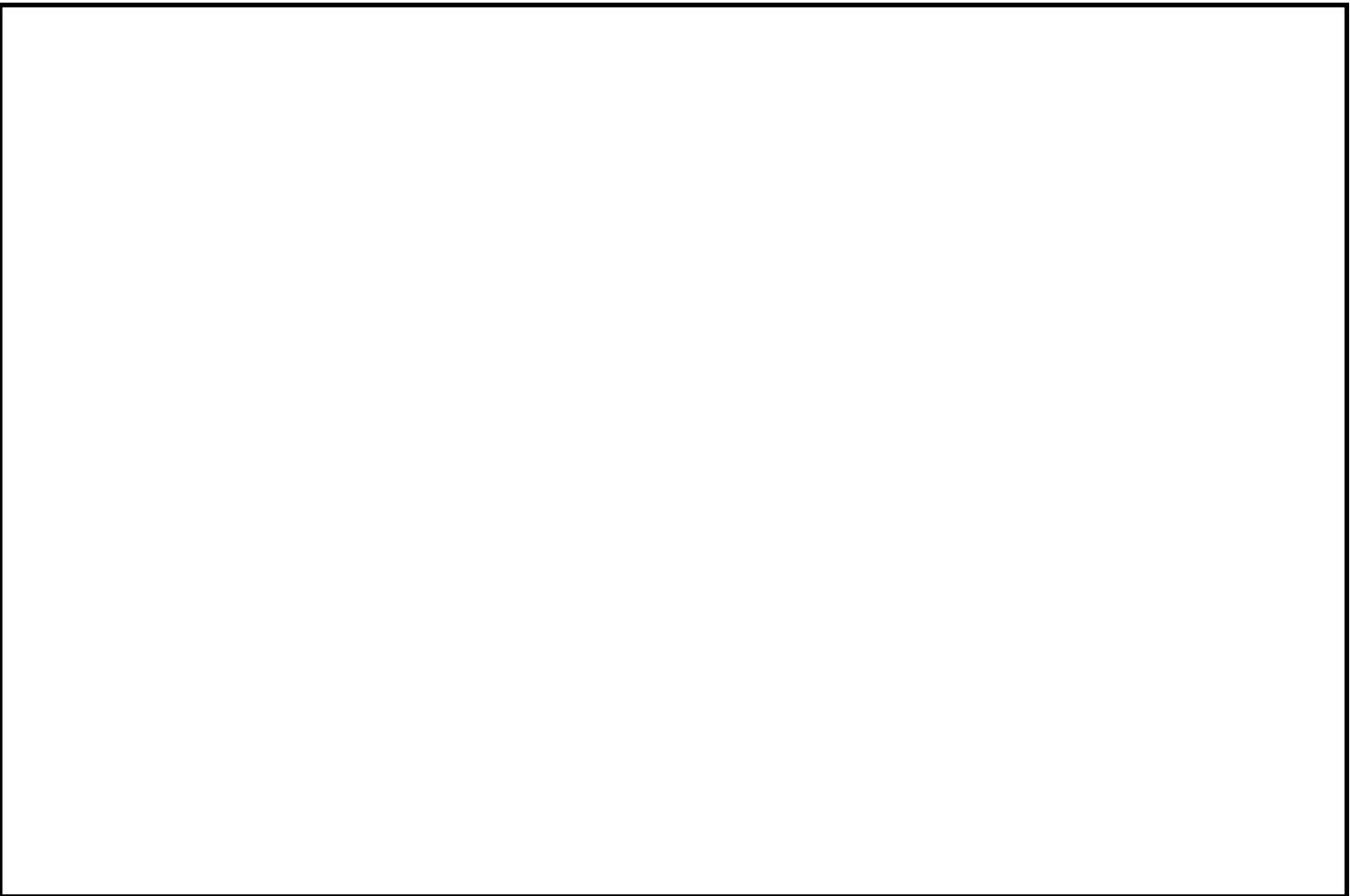
 : 割り増し係数 Ke, 環境効果補正係数 fen を示す

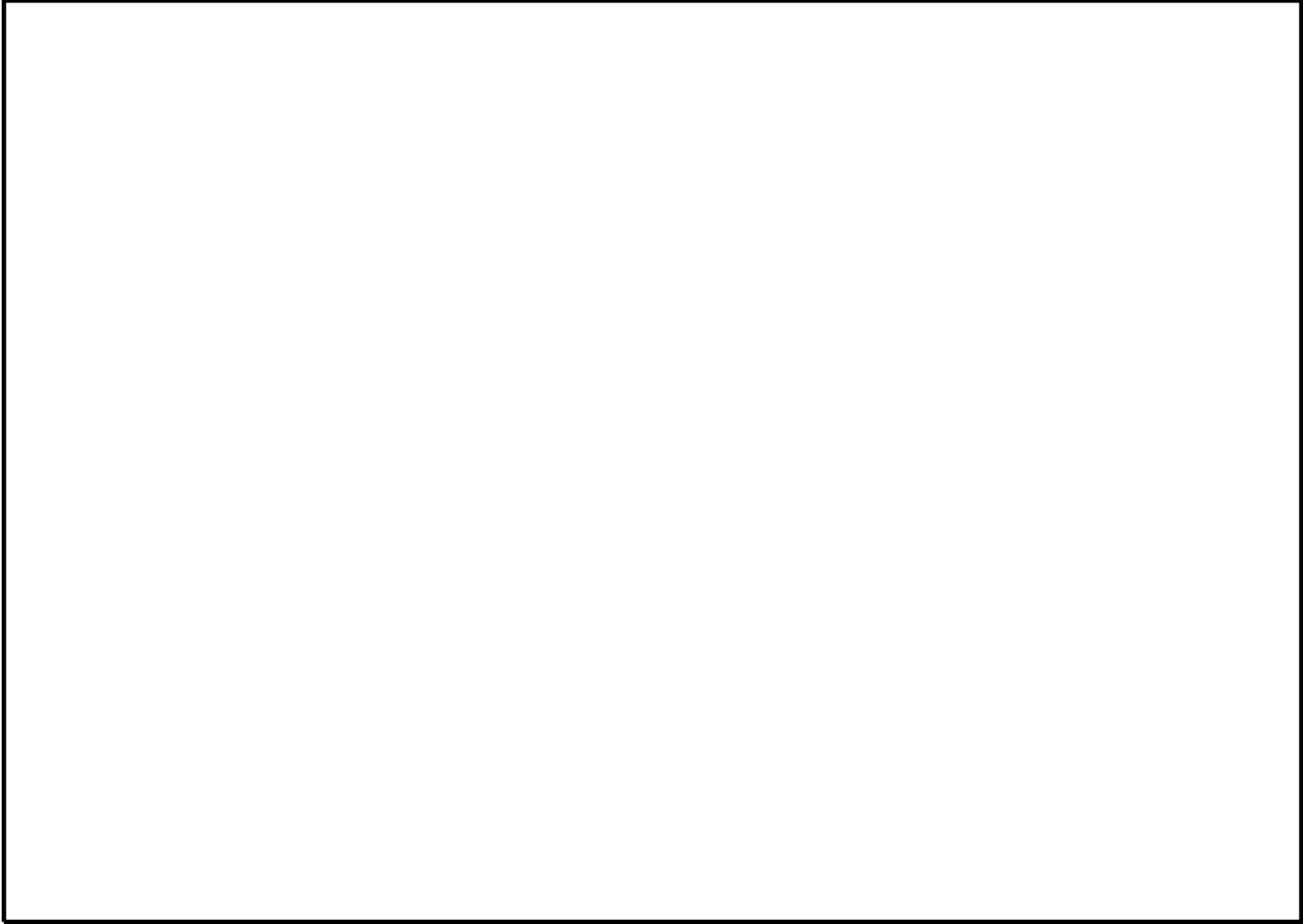
環境効果補正係数（Fen）の算出根拠

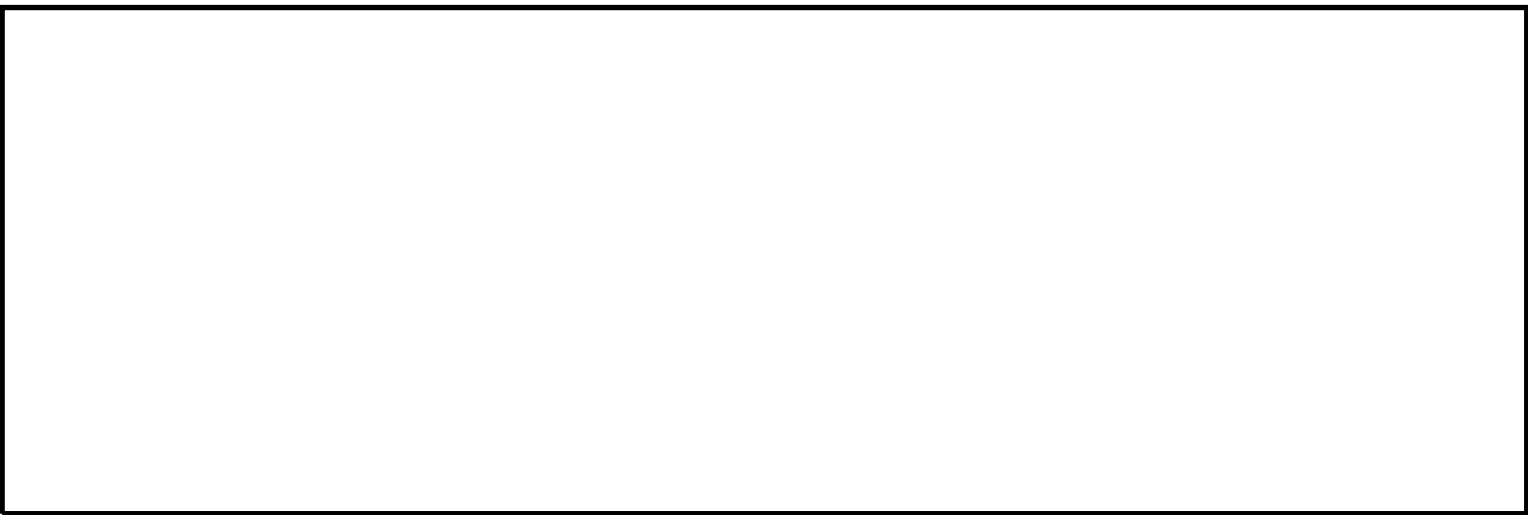
各過渡の温度，ひずみ履歴より値を読み取り，環境疲労評価手法に従って算出している。



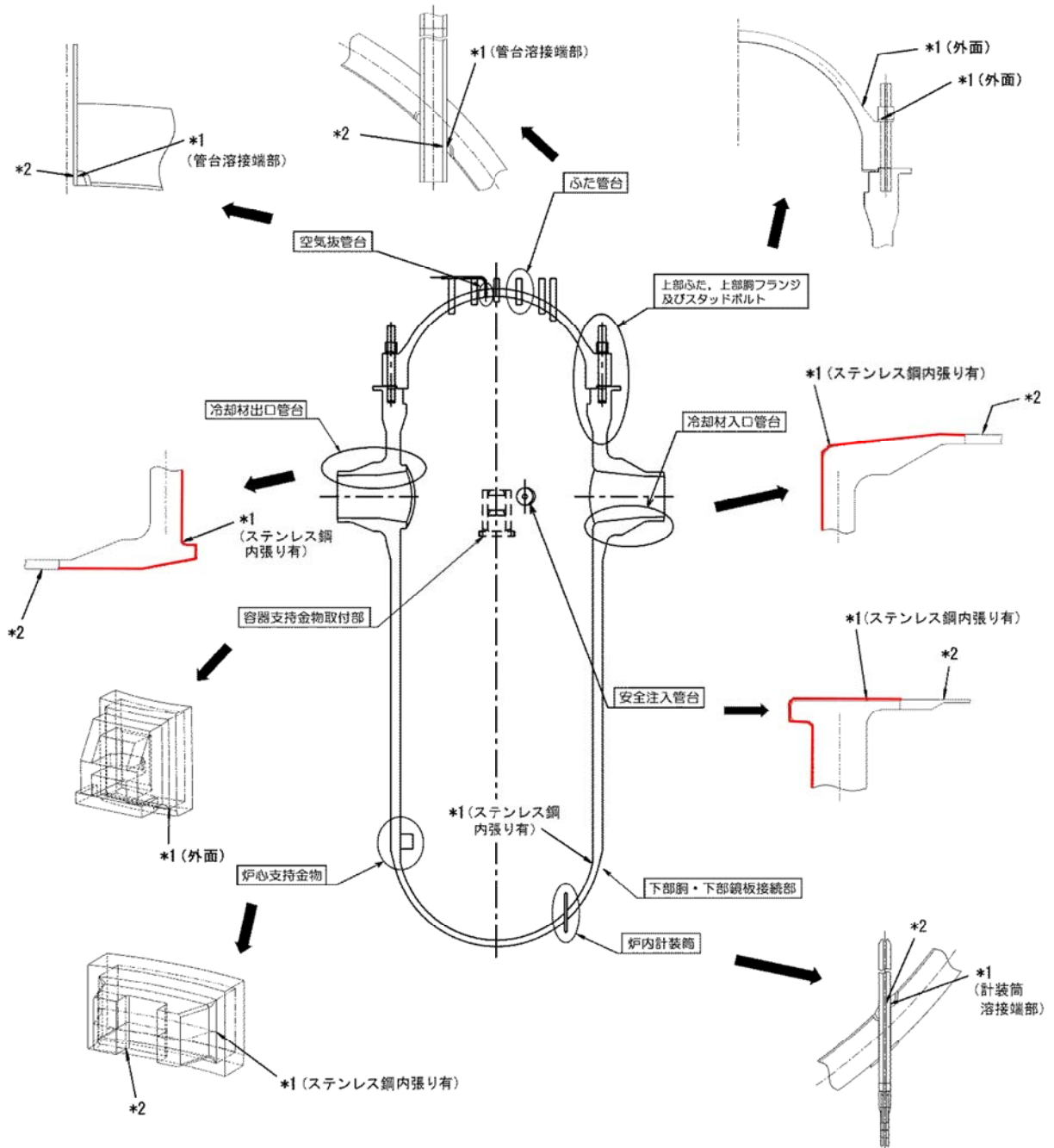








<p>タイトル</p>	<p>クラッドにより環境疲労評価不要とする部位のクラッド確認について</p>												
<p>説明</p>	<p>ステンレス鋼等クラッドにより接液していないとして環境疲労評価を行っていない部位がある機器としては、原子炉容器、加圧器、蒸気発生器がある。(添付-1)</p> <p>これらの機器のクラッド施工部については、定期的に目視点検等を行い、異常がないことを確認している。</p> <table border="1" data-bbox="405 600 1345 757"> <thead> <tr> <th></th> <th>点検方法</th> <th>周期</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉容器</td> <td>目視点検^{※1}</td> <td>供用期間中検査</td> </tr> <tr> <td>加圧器</td> <td>超音波探傷検査^{※2}</td> <td>供用期間中検査</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器</td> <td>目視点検</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：維持規格においては、表面の亀裂を検出するための目視試験（VT-1 および MVT-1）を定めているが、当該箇所の目視確認はこの条件を満たすものではない。ただし、供用期間中検査で実施している検査範囲に含まれるクラッド施工範囲については、変形、剥がれ、発錆などクラッド損傷に伴う異常がないことは確認できている。</p> <p>※2：加圧器のクラッド施工部のうち疲労の蓄積が考えられるスプレイ管台、サージ管台の内面については、目視点検による確認が困難な場所である。しかし、供用期間中検査としてコーナー部や溶接継手部の超音波探傷検査を実施しており、この検査はクラッドを直接確認するための検査ではないがクラッド施工部に異常がないことを確認できると考えている。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>		点検方法	周期	原子炉容器	目視点検 ^{※1}	供用期間中検査	加圧器	超音波探傷検査 ^{※2}	供用期間中検査	蒸気発生器	目視点検	
	点検方法	周期											
原子炉容器	目視点検 ^{※1}	供用期間中検査											
加圧器	超音波探傷検査 ^{※2}	供用期間中検査											
蒸気発生器	目視点検												



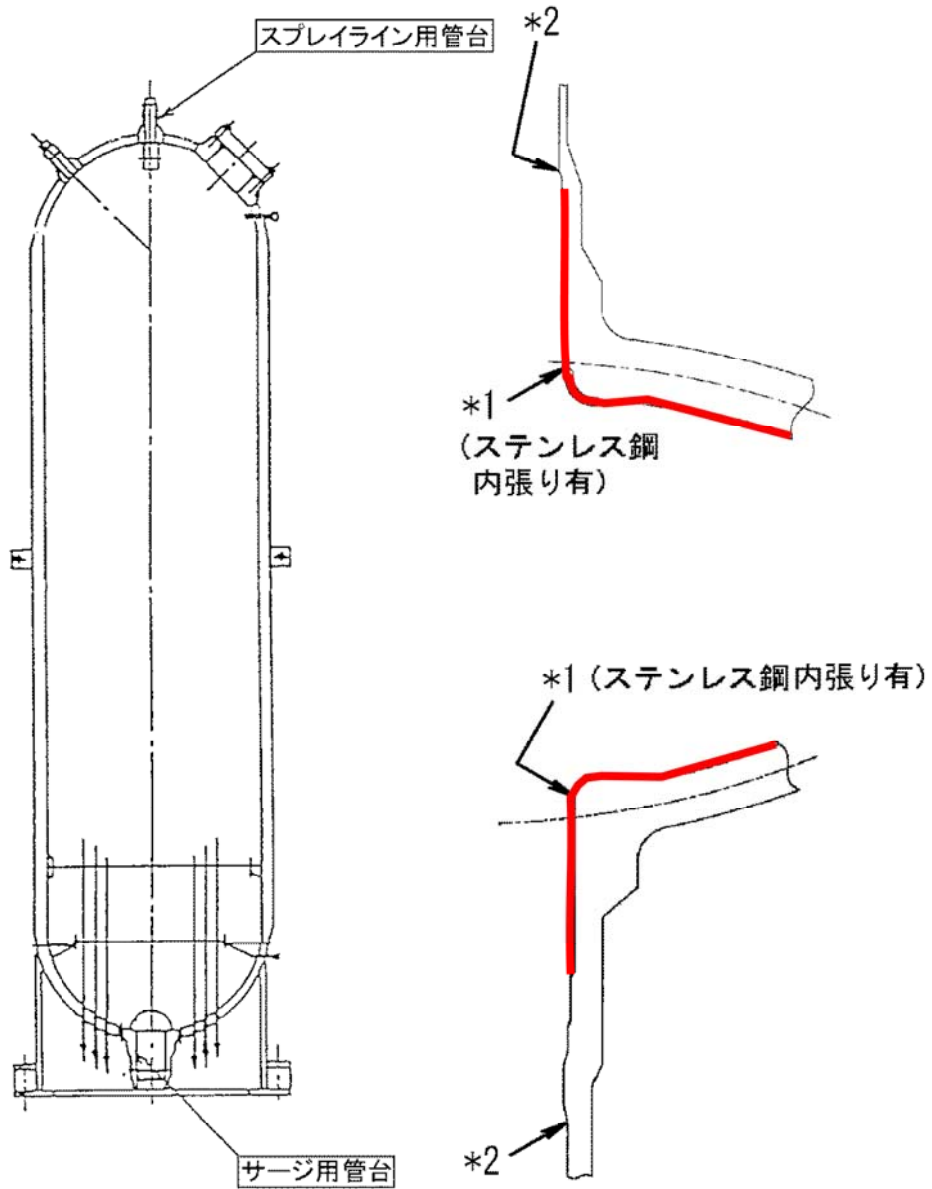
*1: 「設計・建設規格」に基づく疲労評価対象部位(最大)

(非接液部の場合は () 内に理由を記載)

*2: 「環境疲労評価手法」に基づく疲労評価対象部位(最大) (接液部が対象)

— クラッド施工部位 (なお原子炉容器内面は全面クラッド施工されている)

原子炉容器 疲労評価対象部位と管台クラッド施工部位

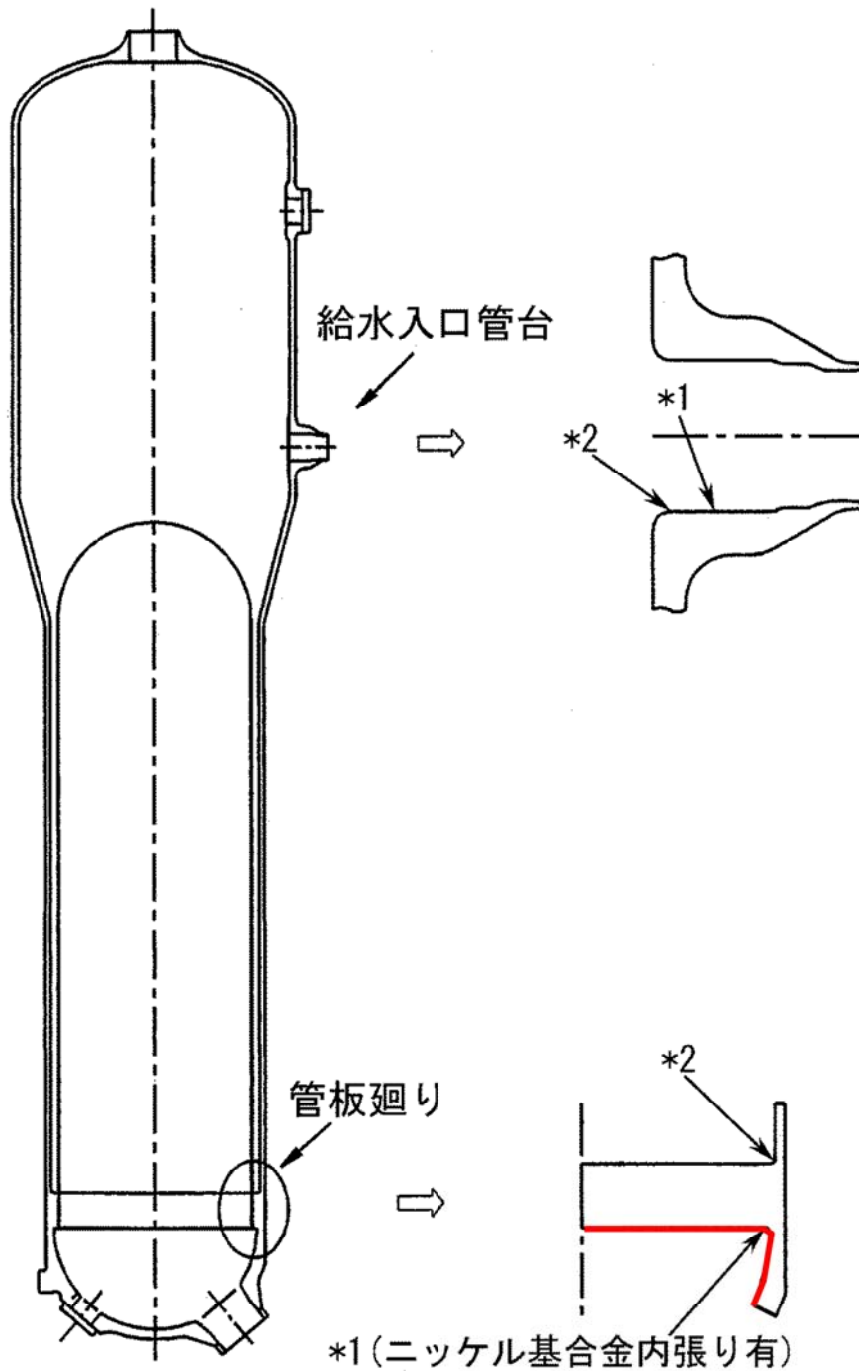


*1 : 「設計・建設規格」に基づく疲労評価対象部位(最大)
 (非接液部の場合は () 内に理由を記載)

*2 : 「環境疲労評価手法」に基づく疲労評価対象部位(最大) (接液部が対象)

— クラッド施工部位 (なお加圧器内面は全面クラッド施工されている)

加圧器 疲労評価対象部位とクラッド施工部位



*1 : 「設計・建設規格」に基づく疲労評価対象部位(最大)

(非接液部の場合は () 内に理由を記載)

*2 : 「環境疲労評価手法」に基づく疲労評価対象部位(最大) (接液部が対象)

— クラッド施工部位

蒸気発生器 疲労評価対象部位とクラッド施工部位

タイトル	環境疲労評価で考慮している溶存酸素濃度について								
説明	<p>環境疲労評価は、「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)」(以下、環境疲労評価手法)に基づいて実施している。</p> <p>環境疲労評価手法では、環境効果補正係数 (Fen) に溶存酸素が影響する場合として炭素鋼・低合金鋼を定めている。</p> <p>泊 2 号炉の高経年化技術評価書において、炭素鋼・低合金鋼の接液部位のうち溶存酸素を考慮して環境疲労評価を行った部位は以下に示す。</p> <p style="text-align: center;">溶存酸素が影響する炭素鋼・低合金鋼の評価対象部位</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th style="padding: 2px 5px;">機器</th> <th style="padding: 2px 5px;">部位</th> <th style="padding: 2px 5px;">材質</th> <th style="padding: 2px 5px;">水質</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="padding: 2px 5px;">蒸気発生器</td> <td style="padding: 2px 5px;">給水入口管台 管板廻り</td> <td style="padding: 2px 5px;">低合金鋼</td> <td style="padding: 2px 5px;">給水</td> </tr> </tbody> </table> <p>給水の溶存酸素濃度は 0.005ppm 以下 を標準値として監視・管理されてことから、当該部の環境疲労評価に対しては、溶存酸素濃度 (DO) を 0.005ppm として溶存酸素濃度依存パラメータ (O*) を算出し、環境効果補正係数の算出を行なった。</p> <p>[O*の算出式] $O^* = \ln(3.28) \quad (DO < 0.02\text{ppm})$</p> <p>添付－ 1 に給水の水質管理基準を示す。</p> <p style="text-align: right; margin-top: 20px;">以 上</p>	機器	部位	材質	水質	蒸気発生器	給水入口管台 管板廻り	低合金鋼	給水
機器	部位	材質	水質						
蒸気発生器	給水入口管台 管板廻り	低合金鋼	給水						

R-30-208

泊 発 電 所 化 学 管 理 要 領

〔 平成16年 2月13日 施 行
平成29年12月28日施行（第16次改正）
（所管） 泊発電所安全管理課 〕

北海道電力株式会社

表5-1 1・2号機における2次系標準値および基準値（定格熱出力一定運転時または定格電気出力運転時）ならびに保安規定に基づく測定（運転上の制限）

区分	項目	pH	電気伝導率	カチオン 電気伝導率	溶存 酸素	塩化物 イオン	硫酸 イオン	シリカ	全鉄	全銅	全ニッ ケル	ヒドラ ジン	濁度	ナトリ ウム	クレビ ス pH	放射能
		at25℃	mS/m at25℃	mS/m at25℃	ppb as O ₂	ppb as Cl	ppb as SO ₄	ppb as SiO ₂	ppb as Fe	ppb as Cu	ppb as Ni	ppb as N ₂ H ₄	ppm	ppb as Na	[-]	Bq/cm ³
標準値	補給水															
	復水ポンプ出口															
	復水脱塩装置出口															
	脱気器入口															
	高圧給水加熱器出口															
	蒸気発生器器内水															
基準値	脱気器入口															
	高圧給水加熱器出口															
	蒸気発生器器内水															

注1：保安規定に基づく測定（運転上の制限）

注2：保安規定第4章第2節で定める運転上の留意事項（基準値）として定められている。

タイトル	評価手法を含めた疲労評価結果について
説明	<p data-bbox="421 421 1362 488">評価手法（「係数倍法」，「簡易評価法」又は「詳細評価法」のいずれによるか）を含めた疲労評価結果を添付－1に示す。</p> <p data-bbox="1273 1800 1362 1832">以上</p>

表1 評価手法を含めた疲労評価結果 (1/3)

評価対象機器, 部位		健全性評価 (運転開始後 60 年時点 ¹⁾ の疲労累積係数)			
機種・機器名	部位	設計・建設規格 による解析 ²⁾	環境疲労評価手法 による解析 ³⁾	評価手法	
容器	原子炉容器	冷却材入口管台	0.023	0.001 ※1	詳細評価
		冷却材出口管台	0.027	0.001 ※1	詳細評価
		安全注入管台	0.029	0.023 ※1	詳細評価
		ふた管台	0.053	0.001 ※1	詳細評価
		空気抜管台	0.008	0.001 ※1	詳細評価
		炉内計装筒	0.157	0.001 ※1	詳細評価
		上部ふた及び上部胴フランジ	0.006	—	—
		下部胴・下部鏡板接続部	0.003	—	—
		炉心支持金物	0.005	0.001 ※1	詳細評価
		容器支持金物取付部	0.004	—	—
		スタッドボルト	0.294	—	—
	加圧器	スプレイライン用管台	0.046	0.041 ※2※3	詳細評価
		サージ用管台	0.020	0.055 ※1	詳細評価
	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	—	—
		主蒸気管貫通部伸縮継手	0.030	—	—
主給水管貫通部伸縮継手		0.427	—	—	

表1 評価手法を含めた疲労評価結果 (2/3)

評価対象機器, 部位		健全性評価 (運転開始後 60 年時点 ¹⁾ の疲労累積係数)			
機種・機器名	部位	設計・建設規格 による解析 ²⁾	環境疲労評価手法 による解析 ³⁾	評価手法	
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隔離弁～原子炉格納容器貫通部」	0.008	0.051	係数倍法
		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	係数倍法
		加圧器サージ配管	0.005	0.001 ※2※3	詳細評価
		加圧器スプレイ配管	0.007	0.169 ※2※3	詳細評価
	炭素鋼配管	主給水系統配管	0.012	0.058 ※4	係数倍法
	1次冷却材管	ホットレグ	0.001	0.008	詳細評価
		クロスオーバーレグ	0.017	0.150	詳細評価
		コールドレグ	0.017	0.158	詳細評価
		加圧器サージ管台	0.030	0.126	詳細評価
		蓄圧タンク注入管台	0.004	0.016	詳細評価
		充てん管台	0.003	0.017	詳細評価
弁	仕切弁	余熱除去ライン 入口止め弁弁箱	0.003	0.087	簡易評価
	玉形弁	抽出ライン止め弁弁箱	0.025	0.344	簡易評価
	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	簡易評価
	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	簡易評価

表1 評価手法を含めた疲労評価結果 (3/3)

評価対象機器, 部位		健全性評価 (運転開始後 60 年時点 ¹⁾ の疲労累積係数)			
機種・機器名	部位	設計・建設規格 による解析 ²⁾	環境疲労評価手法 による解析 ³⁾	評価手法	
ポンプ	余熱除去ポンプ	ケーシング	0.152	0.020 ※1	詳細評価
	1次冷却材 ポンプ	ケーシング脚部	0.057	0.841	詳細評価
		ケーシング吐出ノズル	0.058	0.847	詳細評価
		ケーシング吸込ノズル	0.003	0.035	詳細評価
熱交換器	再生熱交換器	管板部	0.058	0.076	詳細評価
	余熱除去 冷却器	管板部	0.008	0.019	詳細評価
	蒸気 発生器	管板廻り	0.128	0.187 ※1	詳細評価
		給水入口管台	0.149	0.387 ※2※3※5	詳細評価
炉内 構造物	炉心支持 構造物	上部炉心板	0.001	0.002	詳細評価
		上部炉心支持板	0.001	0.003	詳細評価
		上部炉心支持柱	0.001	0.001	詳細評価
		下部炉心板	0.001	0.001	詳細評価
		下部炉心支持板	0.001	0.004	詳細評価
		下部炉心支持柱	0.001	0.001	詳細評価
		炉心そうフランジ接続部	0.001	0.001	詳細評価
		炉心そう中間接続部	0.001	0.001	詳細評価
		炉心そう下部接続部	0.000	0.000	詳細評価
重機器サポート	加圧器スカート溶接部	0.156	—	—	

- 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。
- 未取替機器：60 年時点過渡回数 = 運開後実績過渡回数 + (運開後実績過渡回数/運開後実績過渡回数調査時点までの年数) × 残年数
- 取替機器：60 年時点過渡回数 = 取替後実績過渡回数 + (未取替機器の 1 年間当たり平均過渡回数) × 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)」に基づいて評価した。
- 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)」に基づいて評価した。高温水に接液している評価点を対象としている。評価方法は、余熱除去系統配管と主給水系統配管は係数倍法、弁では簡易評価手法、他は詳細評価手法にて評価した。

※1：接液環境にあり、かつ疲労評価上最も厳しい評価点について評価を実施しており、設計・建設規格の疲労評価における評価点と異なる。

※2：環境疲労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評価点について評価しており、設計・建設規格の疲労評価における評価点と異なる。

※3：熱成層を考慮した疲労累積係数は下記の通り。

	設計・建設規格による解析 (熱成層を考慮)	環境疲労評価手法による解析 (熱成層を考慮)
加圧器スプレライン用管台	0.010	0.041
加圧器サージ配管	0.001	0.001
加圧器スプレ配管	0.044	0.169
蒸気発生器給水入口管台	0.148	0.387

※4：環境疲労評価に用いた溶存酸素量は運転管理値である 0.005ppm、材料中の硫黄含有量は材料規格における最大値である 0.035%とした。

※5：環境疲労評価に用いた溶存酸素量は運転管理値である 0.005ppm、材料中の硫黄含有量は材料規格における最大値である 0.025%とした。

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加圧器スプレイ配管との合流部を除き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、加圧器スプレイ配管との合流部を除き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	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	②溶接部の超音波探傷検査 ③漏えい検査(VT-2)			

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。

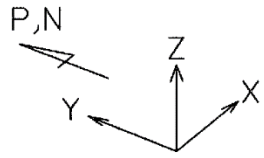
なお、本事象については冷温停止状態では進展することがないことから、更に問題となる可能性はないと考える。






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

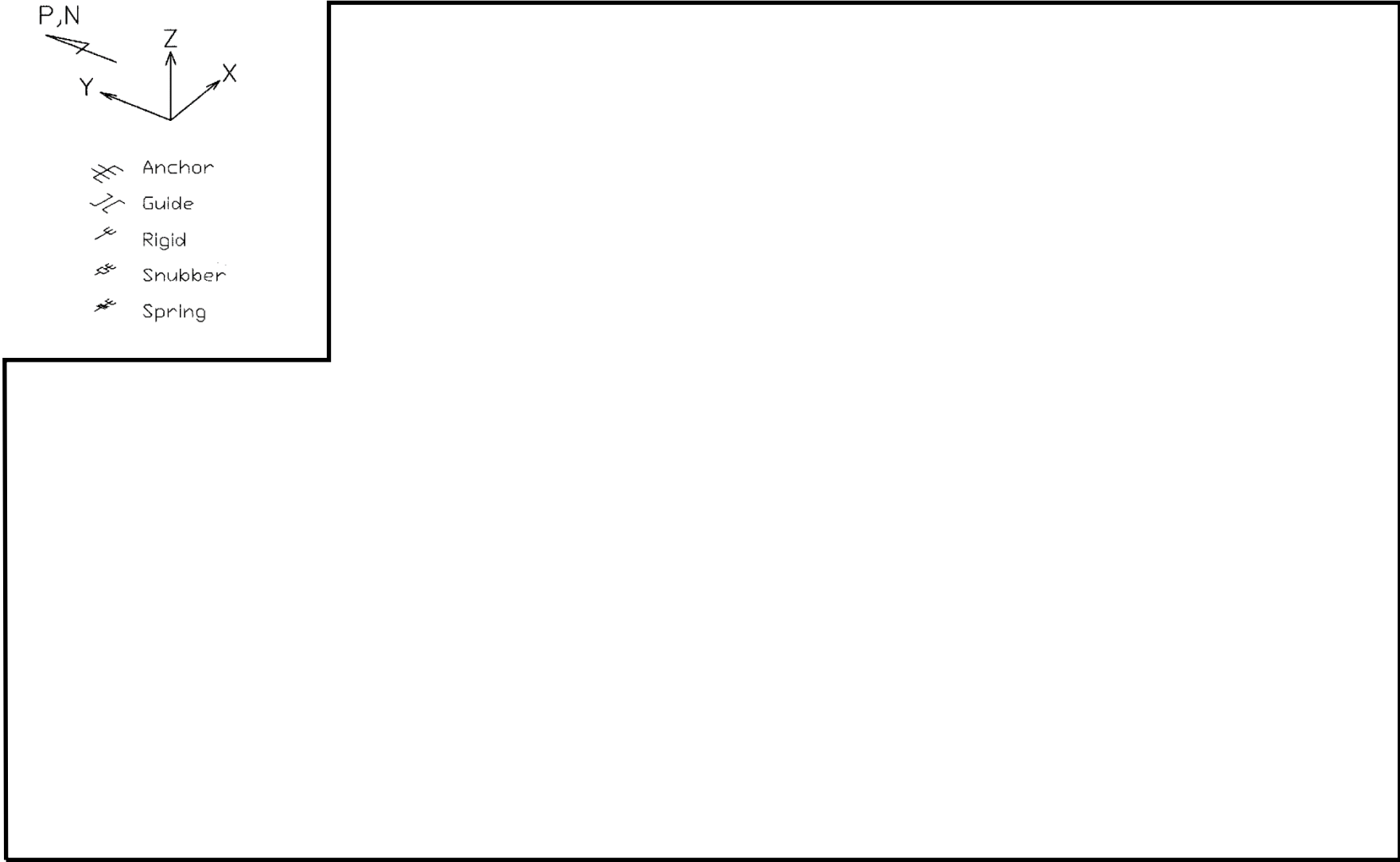
母管の疲労割れについては、現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはないと判断する。

以 上



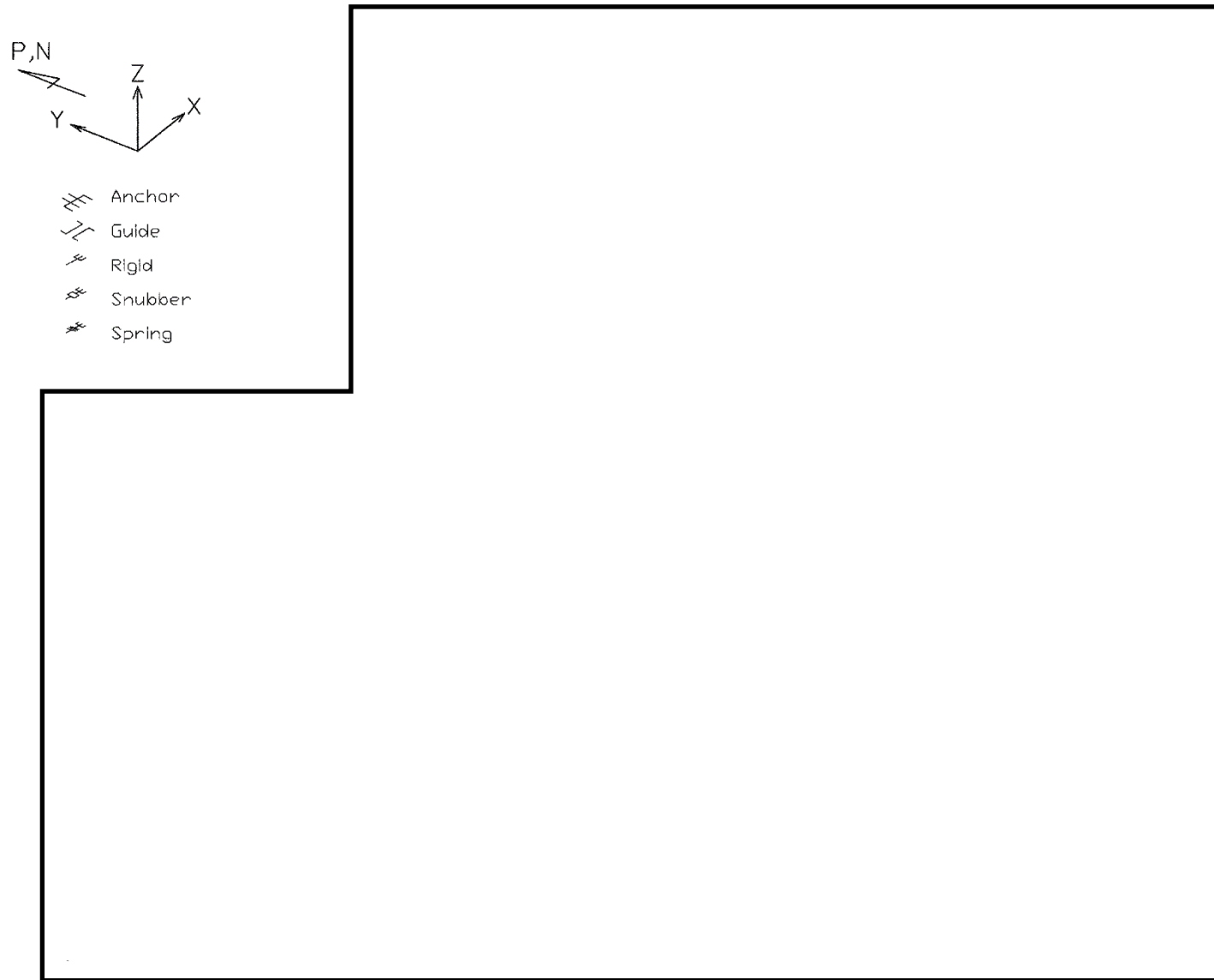
-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring

-7-4-

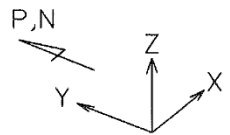
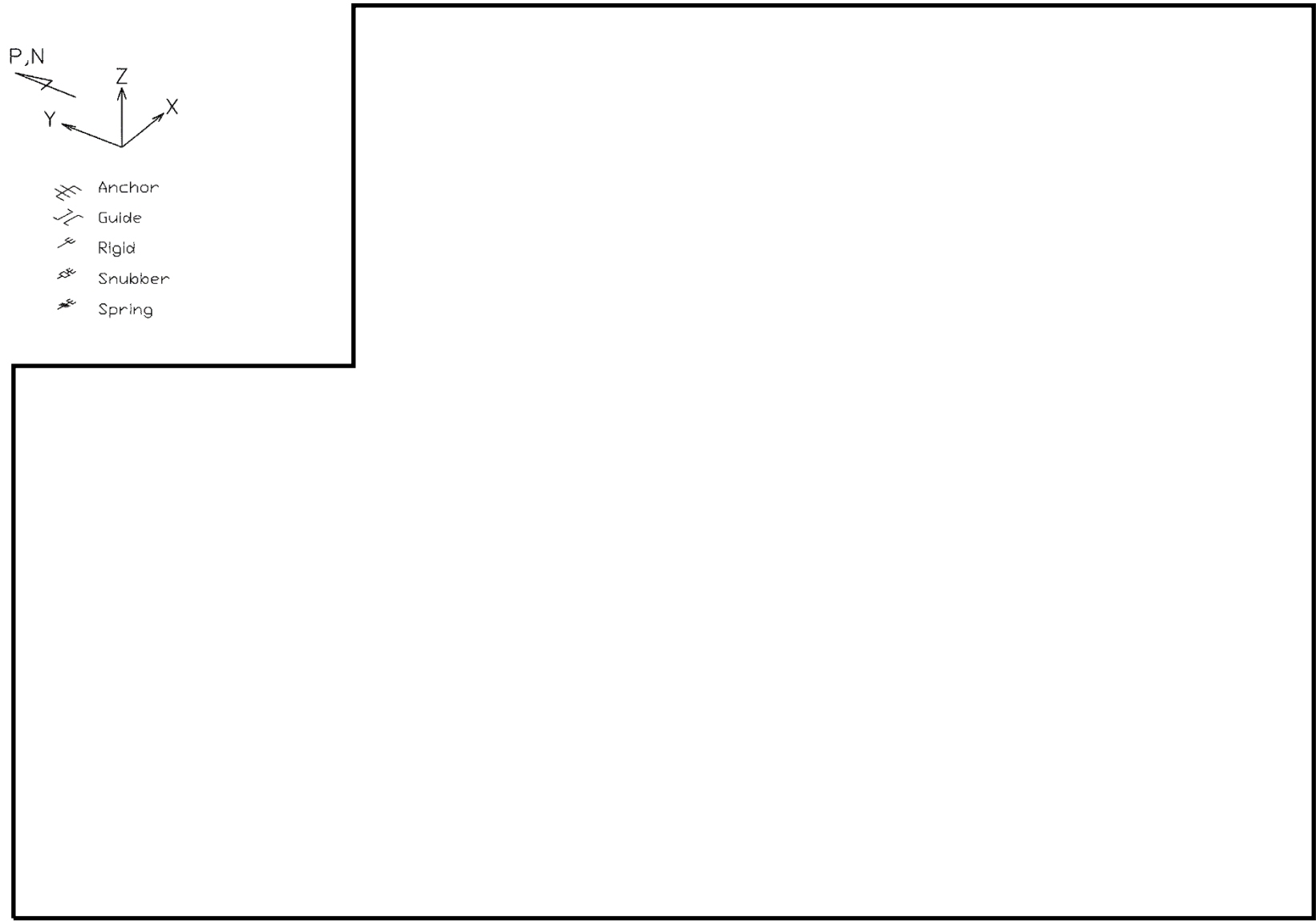


添付 1 (1 / 6)

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))



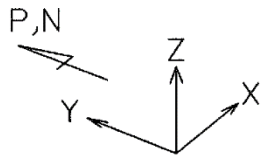
泊発電所2号炉 加圧器スプレイ配管+補助スプレイ配管の疲労累積係数最大箇所 (Ss 地震(2/3))



-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring

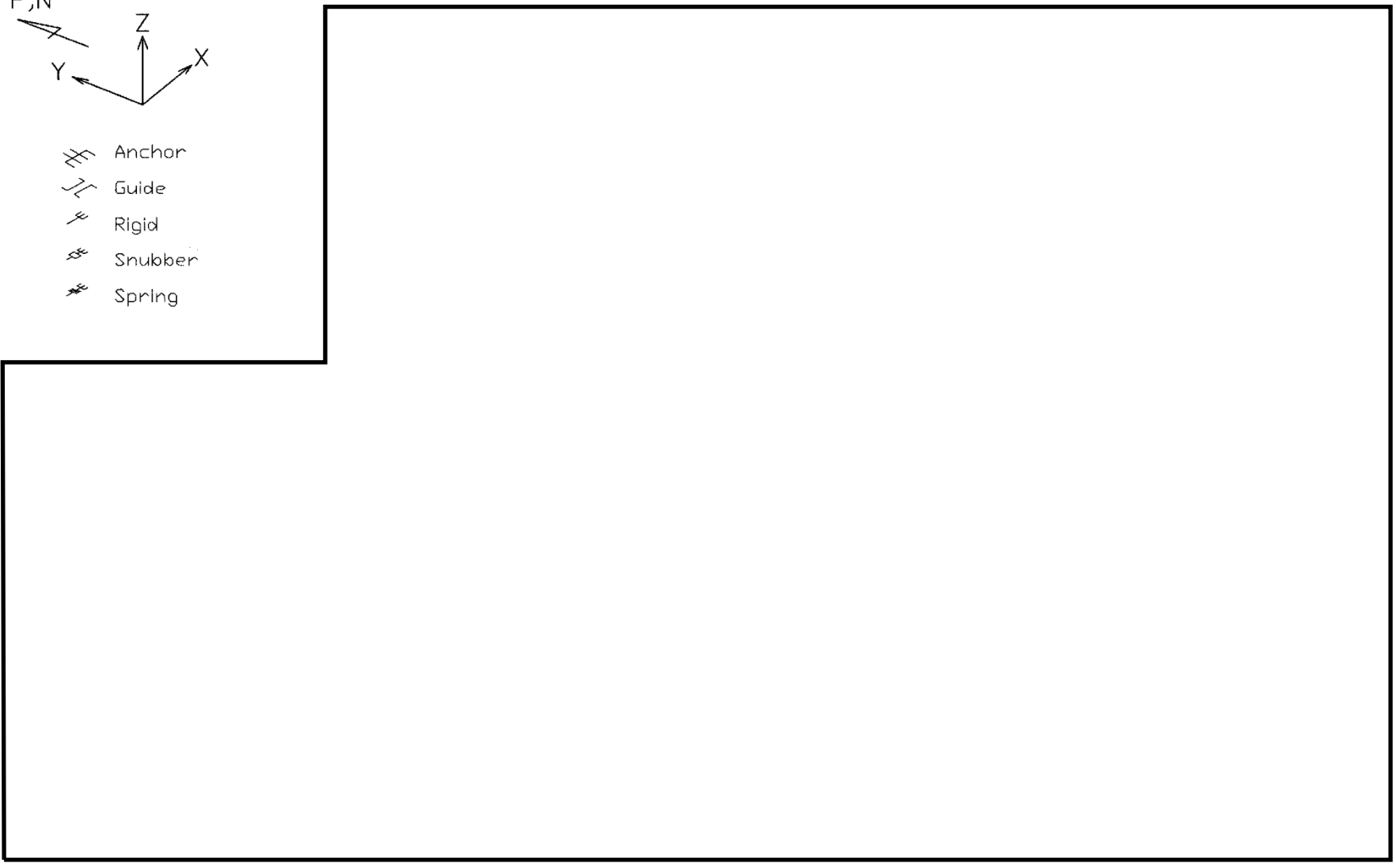
-7-9-

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))

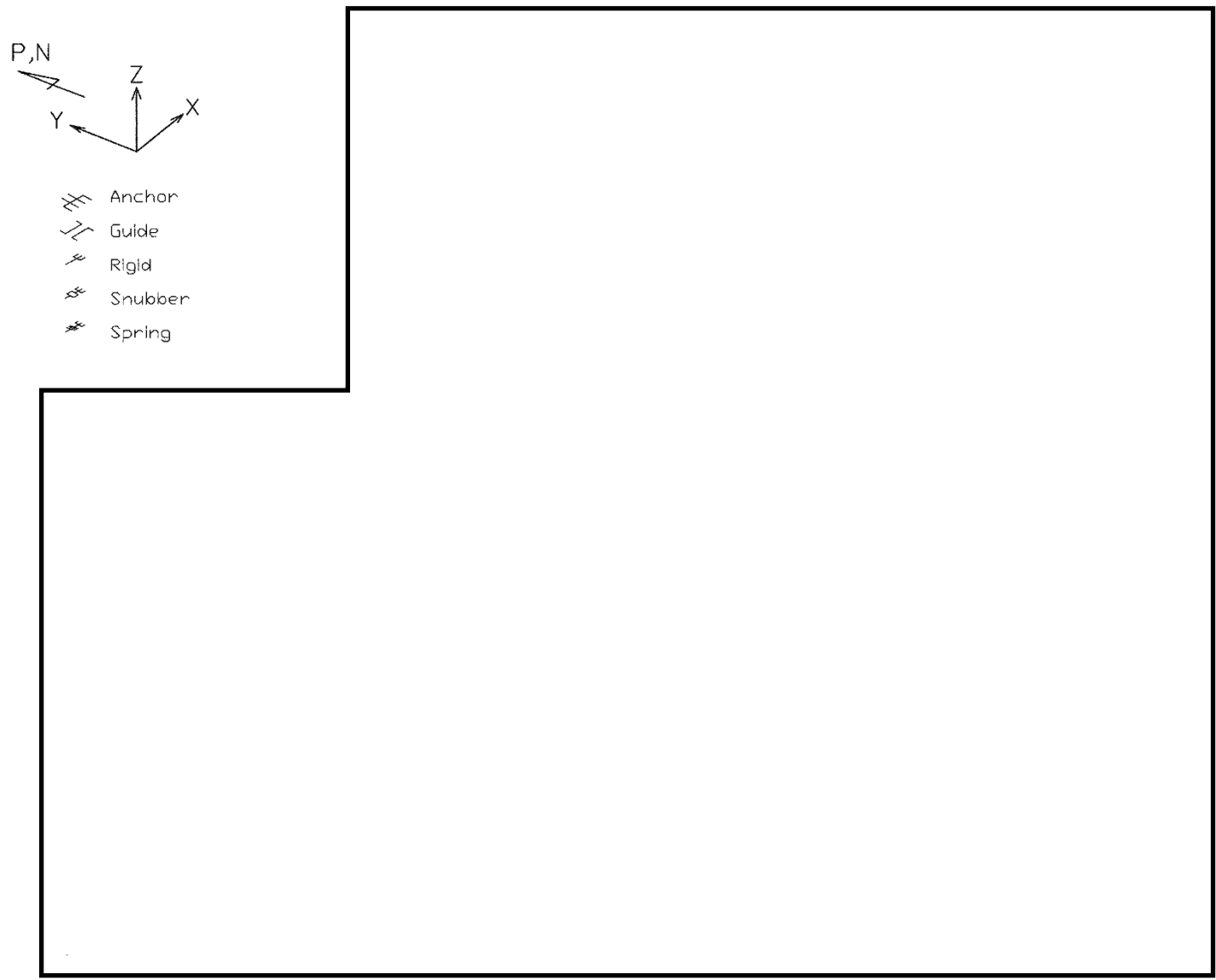


-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring

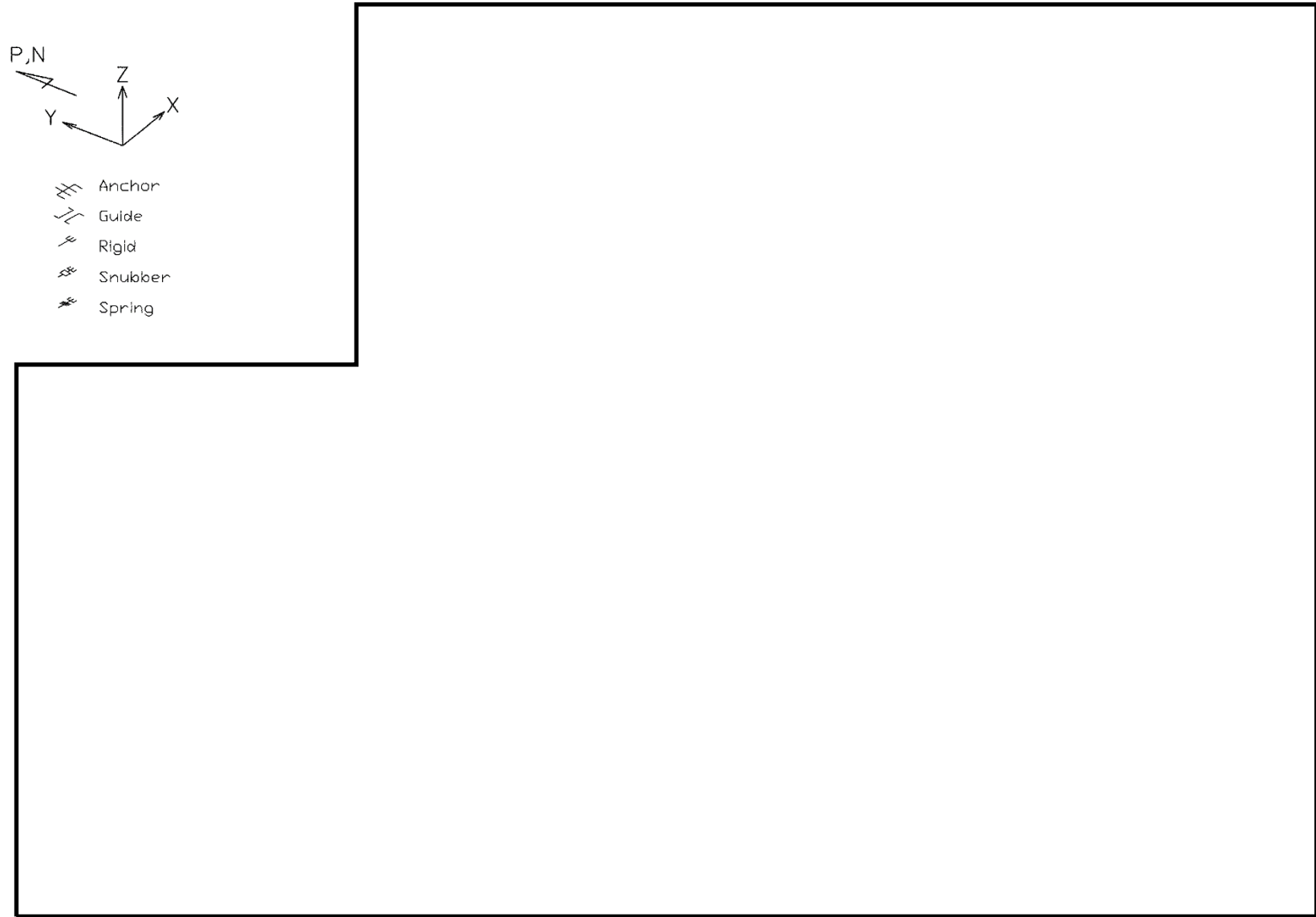
-7-7-



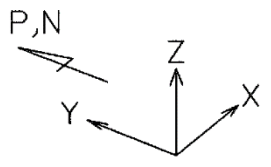
泊発電所 2 号炉 加圧器スプレイ配管 + 補助スプレイ配管の疲労累積係数最大箇所 (S₁ 地震 (1/3))






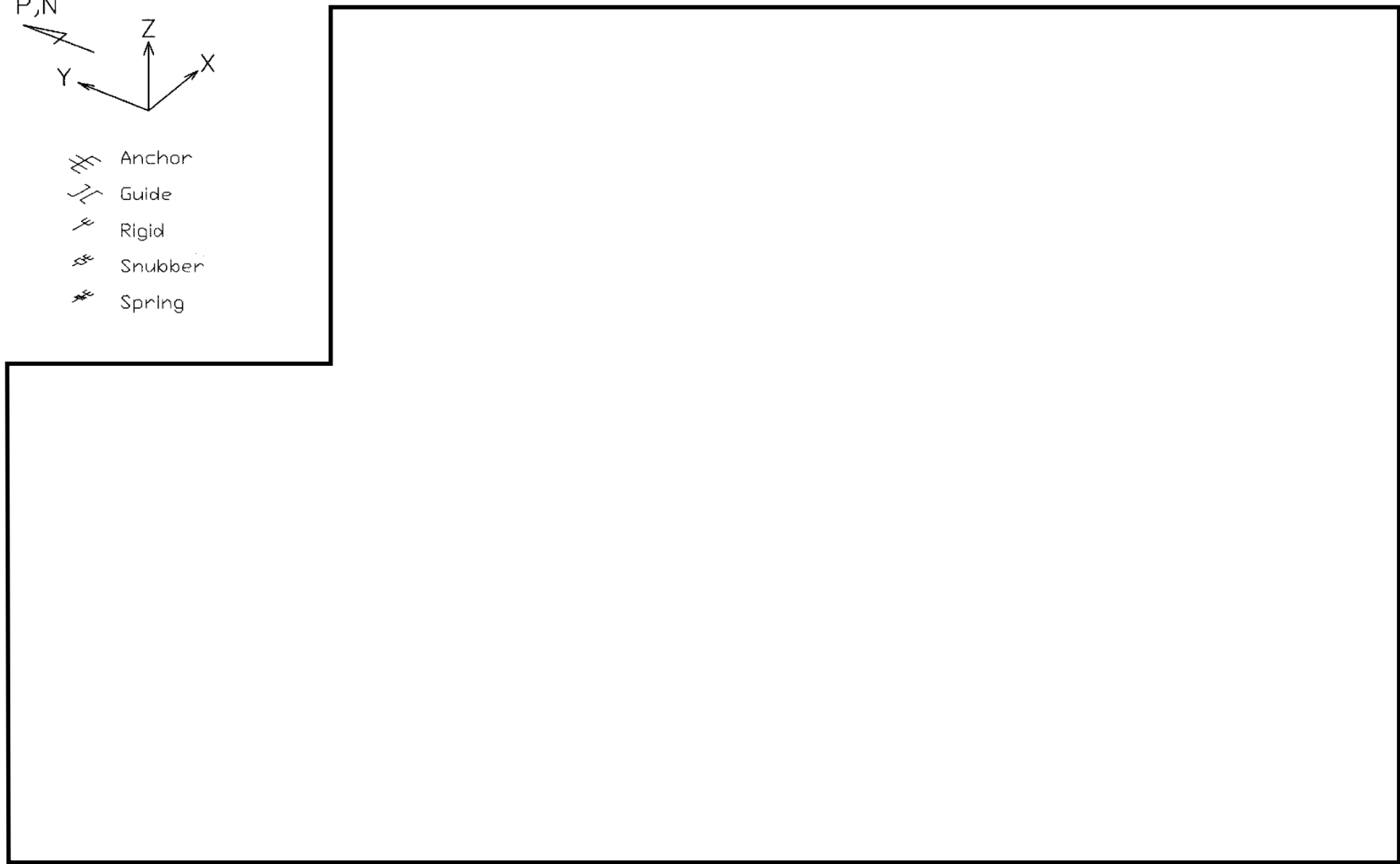
泊発電所 2 号炉 加圧器スプレイ配管 + 補助スプレイ配管の疲労累積係数最大箇所 (S₁地震 (2/3))



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))

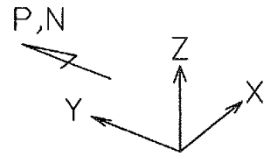


-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring

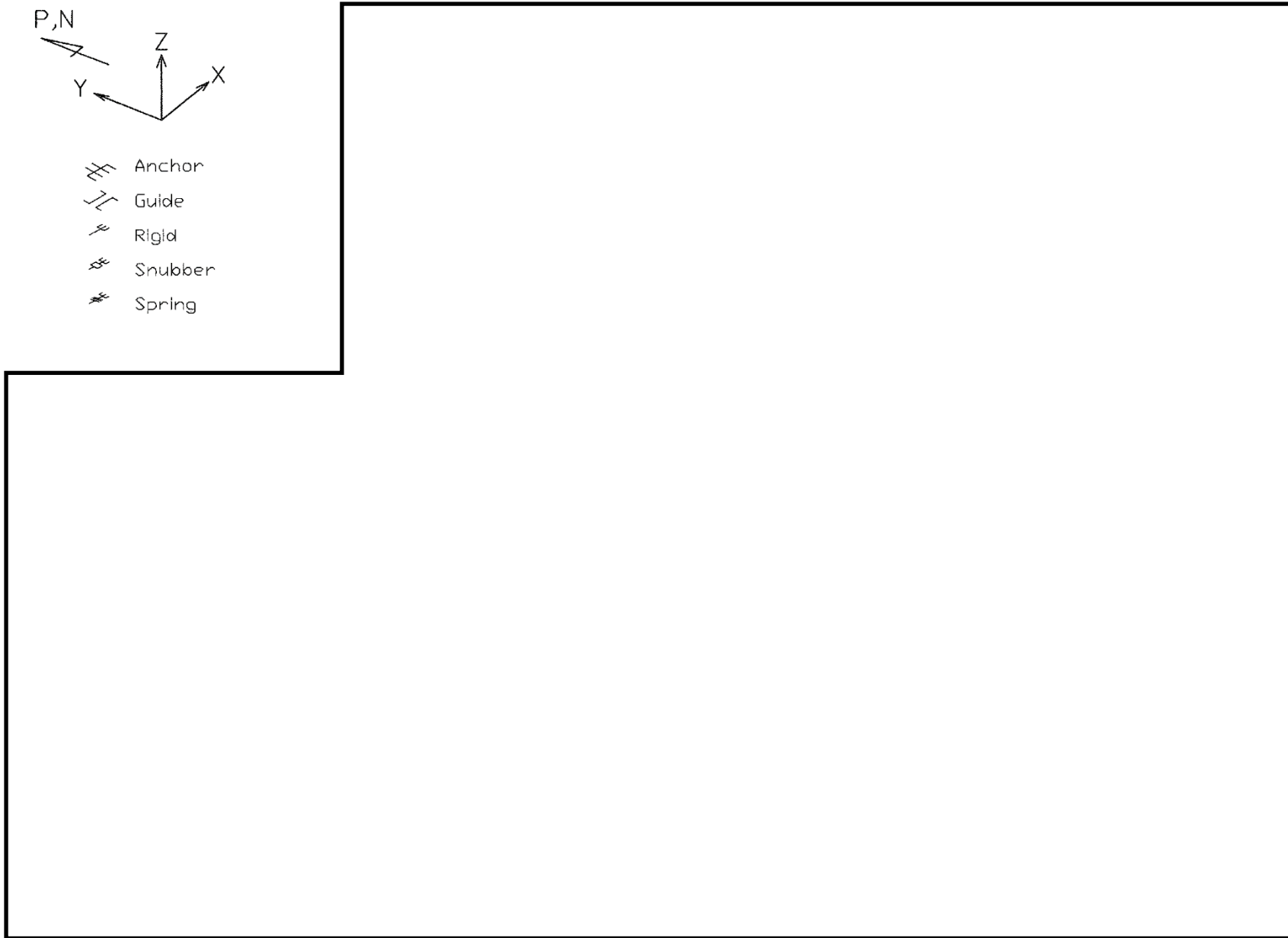


-7-10-

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)

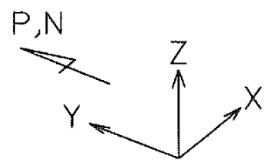


-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring

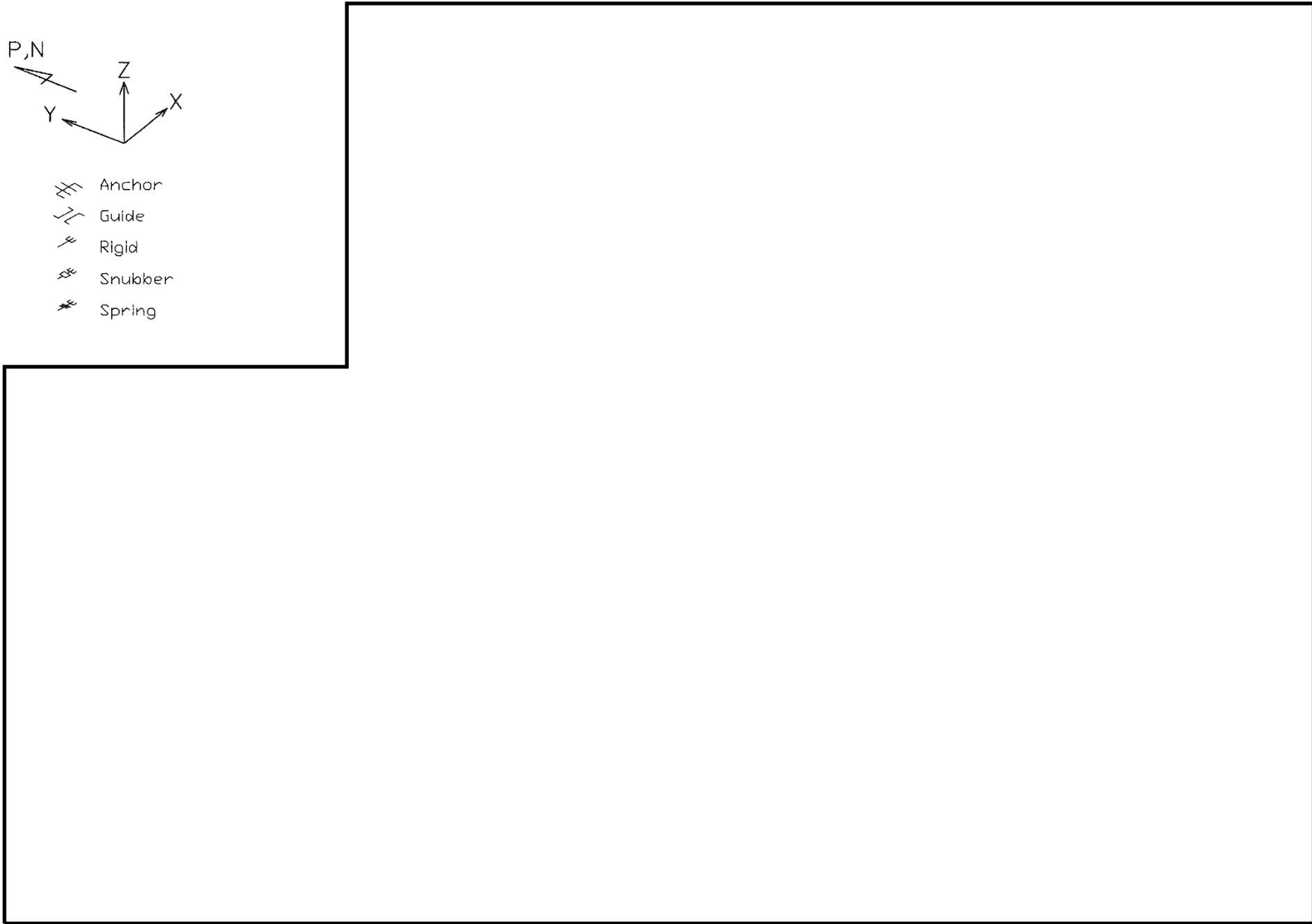


-7-11-

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-