

玄海原子力発電所 3 号炉  
高経年化技術評価  
(低サイクル疲労)

補足説明資料

2023年10月11日  
九州電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る  
事項ですので公開することはできません。

# 目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
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 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 長期施設管理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. 環境疲労評価手法における環境効果補正係数の算出方法について	6-1
別紙 7. 代表機器以外の疲労累積係数の算出根拠について	7-1
別紙 8. 詳細評価法による環境効果補正係数の算出手順について	8-1
別紙 9. 有限要素法解析における応力分類について	9-1

## 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、運転を断続的に行う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。

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) 長期施設管理方針の審査</p> <p>①長期施設管理方針の策定 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、必要に応じ現状の施設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 長期施設管理方針の策定及び変更 長期施設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、施設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施設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施設管理方針を策定すること。</p>

### 3. 評価対象と評価手法

#### 3.1 評価対象

低サイクル疲労の評価対象機器、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設備

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。

② 代表機器の選定

評価対象機器のうち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。

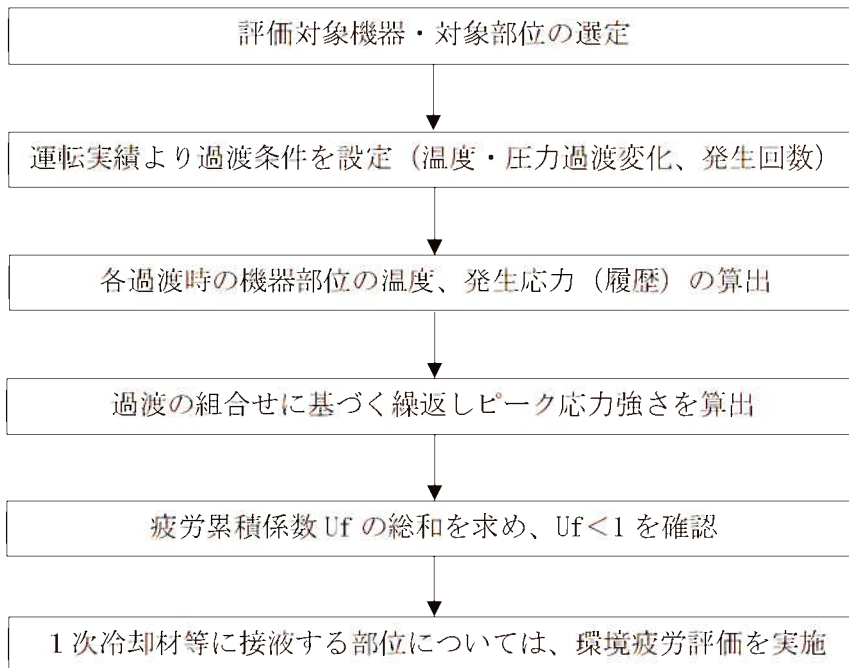


図1 低サイクル疲労の技術評価フロー

#### (2) 適用規格・基準

低サイクル疲労の評価に用いた規格・基準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）」（以下、「設計・建設規格」という。）
- ③ 「日本機械学会 設計・建設規格（JSME S NC1-2012）」（以下、「設計・建設規格」という。）
- ④ 「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。）

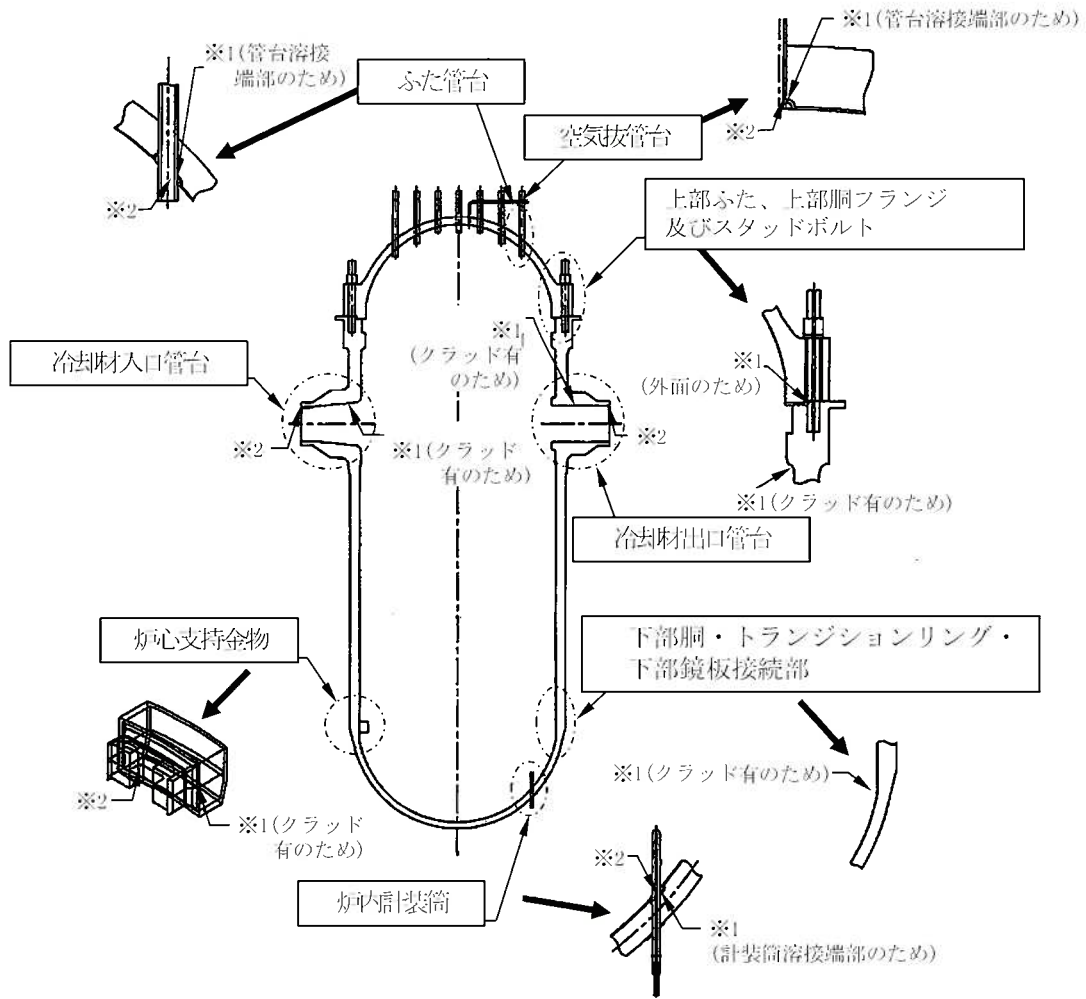
## 4. 代表機器の技術評価

### 4.1 健全性評価

#### (1) 原子炉容器

##### a. 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 評価対象部位の選定理由

	評価対象部位	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
	ふた管台	原子炉容器上部蓋取替工事工認評価部位
	空気抜管台	原子炉容器上部蓋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	原子炉容器上部蓋取替工事工認評価部位
	上部胴フランジ	建設時工認評価部位
	下部胴・トランジションリング・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
	スタッドボルト	建設時工認評価部位

b. 過渡条件の設定

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2018年度末までの過渡回数を用い、運転開始後60年時点の推定過渡回数（評価用過渡回数）を設定する。

過渡回数策定方針特記事項を表3に、評価用過渡回数の略式図を図3に、実績過渡回数及び年平均過渡回数の算出における評価上の取り扱いを図4に、疲労評価に用いた過渡回数を表4に示す。

具体的には以下に示す計算方法に基づき未取替機器（上部ふた、ふた管台及び空気抜管台を除く）、取替機器（上部ふた、ふた管台及び空気抜管台）の2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

$$\begin{aligned} & 60 \text{ 年時点の推定過渡回数（評価用過渡回数）}^* \\ & \geq \text{実績過渡回数} + (\text{実績過渡回数に基づく1年間当たりの平均過渡回数}) \\ & \quad \times \text{余裕} \times \text{残年数} \end{aligned}$$

② 取替機器（上部ふた、ふた管台及び空気抜管台）

$$\begin{aligned} & 60 \text{ 年時点の推定過渡回数（評価用過渡回数）}^* \\ & \geq \text{取替後実績過渡回数} + (\text{未取替機器の1年間当たりの平均過渡回数}) \\ & \quad \times \text{余裕} \times \text{残年数} \end{aligned}$$

※ 60年時点の推定過渡回数（評価用過渡回数）の設定にあたっては、算出過程の中で60年時点の推定過渡回数に保守性を持たせるために、小数点以下を切り上げている。

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・下降率 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方に設定した。 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 0.70 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	原子炉容器器上部ふたは第 17 回定検 (2023 年度) の取替予定、2023 年 6 月から供用開始と仮定する。 なお、2018 年度末までの実績過渡で評価。
8	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 次系漏洩試験を除く)とする。
9	試運転の実績過渡回数	実績過渡回数に含めるが、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	長期停止期間中に発生した過渡の扱い	実績過渡回数に含めるが、長期停止期間中の過渡は特有のものであり、年平均過渡回数の算定には含めない。
11	推定過渡回数の算出に用いる残年数	評価上、実績過渡回数調査時点 (2018 年度末) から運転開始後 60 年時点までの期間を残年数とする。
12	評価用過渡回数の余裕	評価用過渡回数は、年平均過渡回数に残年数を掛けた値に十分な余裕 (1 を超える値) を考慮し設定する。玄海 3 号炉については、1.5 とする。

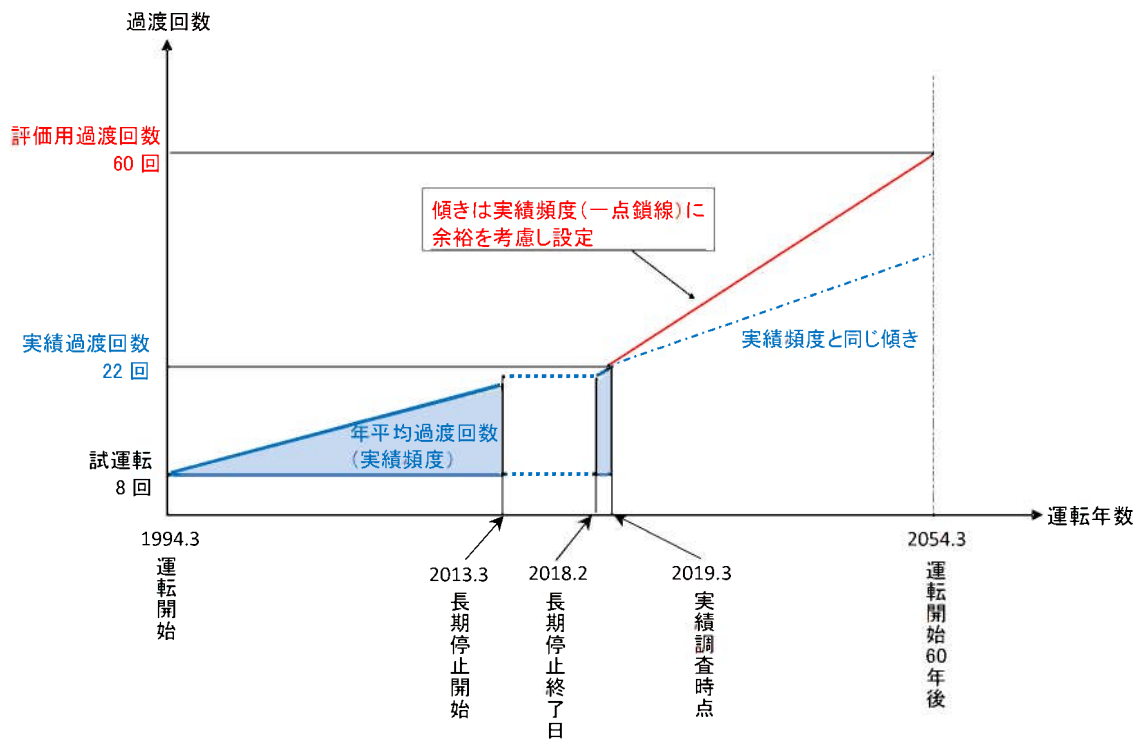


図3 評価用過渡回数の略式図(「停止」の例)

	営業運転 開始時点 1994. 3. 18		現時点 (実績調査 時点) 2019. 3. 31	運転開始後 60年時点 2054. 3. 17
実際の 運転状況	通常の 断続運転	13回定検	通常の 断続運転	
評価上の 取扱い	①	②	①	③
<p>① 通常の断続運転状態の期間であるため、この期間に発生した過渡の回数を実績値としてカウントするとともに、年平均過渡回数の算出に考慮している。</p> <p>② 評価上、長期停止期間として取り扱うため、この期間に発生した過渡の回数を実績値としてはカウントするが、年平均過渡回数の算出には考慮しない。</p> <p>③ 評価上、通常の断続運転状態が継続している期間として取り扱い、①の期間における年平均過渡回数に余裕を考慮した頻度で過渡が発生するものと想定する。</p>				

図4 実績過渡回数及び年平均過渡回数の算出における評価上の取り扱い

表 4(1/2) 未取替機器（上部ふた、ふた管台及び空気抜管台を除く）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 <sup>*2</sup>	運転実績に基づく過渡回数	
		2019年3月末時点	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	23(24) <sup>*3</sup>	60(63) <sup>*3</sup>
停止（温度下降率55.6℃/h）	4、9	22(22) <sup>*3</sup>	60(63) <sup>*3</sup>
負荷上昇（負荷上昇率5%/min）	3、9	201	884
負荷減少（負荷減少率5%/min）	3、9	193	876
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2、9	2	4
100%から90%へのステップ状負荷減少	2、9	2	4
100%からの大きいステップ状負荷減少	2、9	1	4
定常負荷運転時の変動 <sup>*1</sup>	1	—	—
燃料交換	5、9	15	68
0%から15%への負荷上昇	9	24	64
15%から0%への負荷減少	9	17	57
1 ループ停止 / 1 ループ起動			
I) 停止	2	0	2
II) 起動	2	0	2

運転状態 II

過渡項目	過渡回数 特記事項 <sup>*2</sup>	運転実績に基づく過渡回数	
		2019年3月末時点	運転開始後60年 時点の推定値
負荷の喪失	2、9	4	7
外部電源喪失	2、9	1	5
1次冷却材流量の部分喪失	2	0	2
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	8
II) 不注意な冷却を伴うトリップ	2	0	2
III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	2	0	2
1次冷却系の異常な減圧	2	0	2
制御棒クラスタの落下	2	0	3
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	2	0	2
1次冷却系停止ループの誤起動	2	0	2
タービン回転試験	6、9	6	6
1次系漏えい試験	9	21	59(61) <sup>*3</sup>

\*1：設計評価においては、1次冷却材温度は高温側±1.4℃、低温側±2.4℃、1次冷却材圧力+0.39MPa、-0.29MPa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11、12は記載省略。

\*3：（ ）内はスタッドボルトの過渡回数を示す。

表 4(2/2) 取替機器（上部ふた、ふた管台及び空気抜管台）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 <sup>*2</sup>	運転実績に基づく過渡回数	
		2019年3月末時点	運転開始後60年 時点の推定値 <sup>*3</sup>
起動（温度上昇率55.6℃/h）	4	—	32
停止（温度下降率55.6℃/h）	4	—	32
負荷上昇（負荷上昇率5%/min）	3	—	601
負荷減少（負荷減少率5%/min）	3	—	601
90%から100%へのステップ状負荷上昇	—	—	2
100%から90%へのステップ状負荷減少	—	—	2
100%からの大きいステップ状負荷減少	—	—	2
定常負荷運転時の変動 <sup>*1</sup>	1	—	—
燃料交換	5	—	47
0%から15%への負荷上昇	—	—	35
15%から0%への負荷減少	—	—	35
1 ループ停止／1 ループ起動			
Ⅰ) 停止	—	—	2
Ⅱ) 起動	—	—	2

運転状態Ⅱ

過渡項目	過渡回数 特記事項 <sup>*2</sup>	運転実績に基づく過渡回数	
		2019年3月末時点	運転開始後60年 時点の推定値 <sup>*3</sup>
負荷の喪失	—	—	2
外部電源喪失	—	—	3
1次冷却材流量の部分喪失	—	—	2
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	—	—	7
Ⅱ) 不注意な冷却を伴うトリップ	—	—	2
Ⅲ) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	—	—	2
1次冷却系の異常な減圧	—	—	2
制御棒クラスタの落下	—	—	2
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	—	—	2
1次冷却系停止ループの誤起動	—	—	2
タービン回転試験	—	—	0
1次系漏えい試験	—	—	34

\*1：設計評価においては、1次冷却材温度は高温側±1.4℃、低温側±2.4℃、1次冷却材圧力＋0.39MPa、－0.29MPa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、11、12は記載省略。

\*3：運転開始後29年時点（第17回定期検査（2023年度））での上部ふた取替に伴い、プラント運転開始後60年時点で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31年間の過渡回数とした。

c. 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 5 に示す。

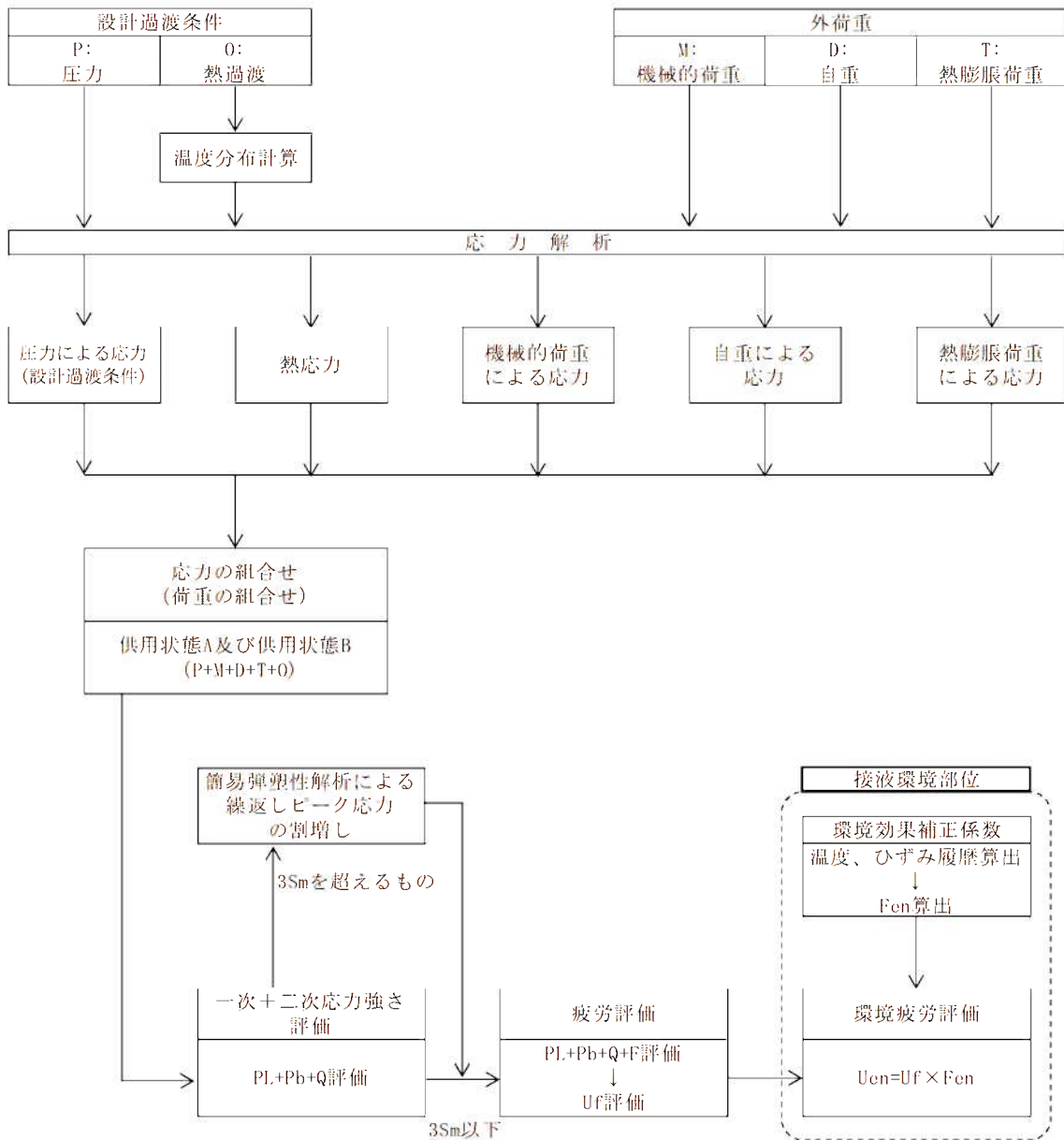


図 5(1/2) 疲労評価の解析フロー (スタッドボルトを除く部位)



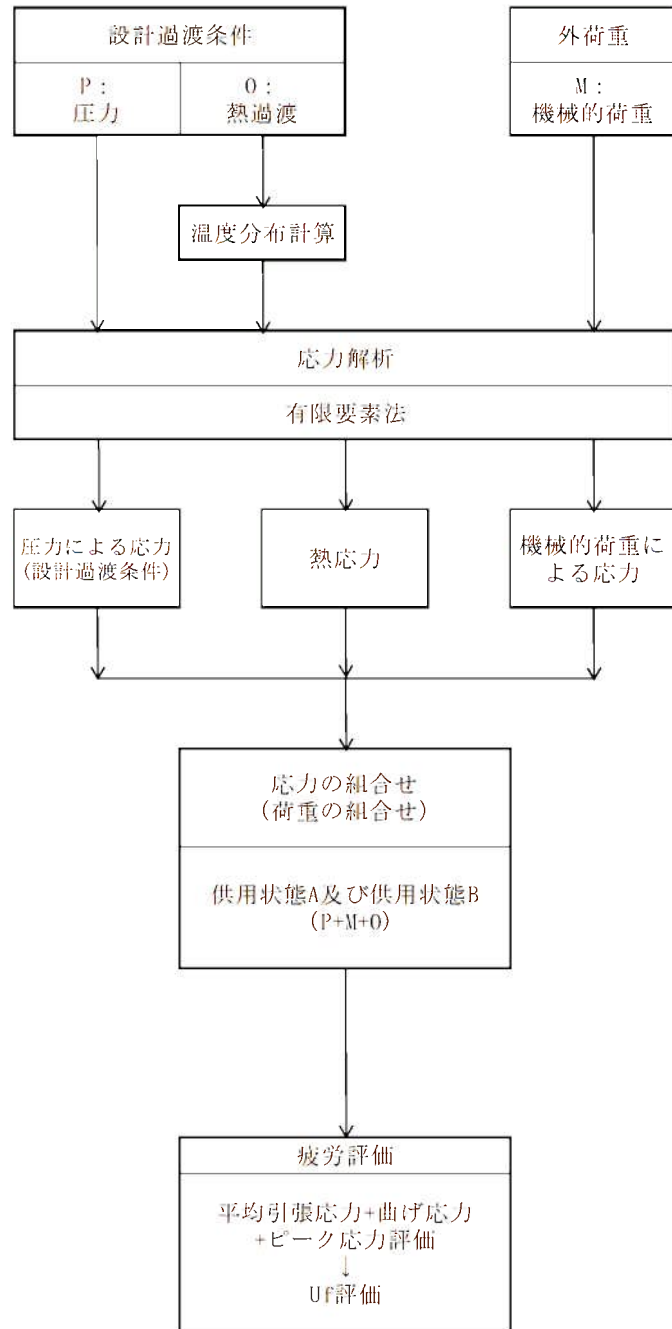


図 5(2/2) 疲労評価の解析フロー (スタッドボルト)

d. 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)	
	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	0.038	0.001 <sup>*2</sup>
冷却材出口管台	0.044	0.001 <sup>*2</sup>
ふた管台 <sup>*1</sup>	0.040	0.001 <sup>*2</sup>
空気抜管台 <sup>*1</sup>	0.023	0.001 <sup>*2</sup>
炉内計装筒	0.462	0.001 <sup>*2</sup>
上部ふた <sup>*1</sup> 、上部胴フランジ	0.006	— <sup>*3</sup>
下部胴・トランジションリング・ 下部鏡板接続部	0.005	— <sup>*3</sup>
炉心支持金物	0.005	0.001 <sup>*2</sup>
スタッドボルト	0.341	— <sup>*3</sup>

\*1：第17回定期検査時（2023年度）に上部ふたを取り替えるため、31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付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」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。

原子炉容器内面のクラッドに対しては、開放点検時に目視確認を実施し、クラッド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	①超音波探傷検査 ②浸透探傷検査	100%/10年	①第16回定期検査 ②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	①超音波探傷検査 ②浸透探傷検査	100%/10年	①第16回定期検査 ②第16回定期検査	良
ふた管台	制御棒駆動装置ハウジングの溶接継手	浸透探傷検査による目視確認(VT-2)	25%/10年	第16回定期検査	良
空気抜管台	上部鏡板の貫通部	漏えい検査	毎定検	第16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%/5年	第14回定期検査	良
上部胴フランジ	溶接部（円周方向）	超音波探傷検査	100%/10年	第16回定期検査	良
下部胴・トランジションリング・下部鏡板接続部	溶接部（円周方向）	超音波探傷検査	100%/10年	第16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16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：加圧水型軽水炉の一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ホウ酸の付着がないかを目視により確認する。

#### 4.3 総合評価

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。

ただし、疲労評価は実績過渡回数に依存するため、今後も実績過渡回数を把握し評価する必要がある。

また、疲労割れは超音波探傷検査等により、原子炉容器内面のクラッドの欠陥については、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

冷却材出入口管台等の疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後 60 年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。

## 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、環境疲労評価手法における環境効果補正係数の算出方法について別紙6、代表機器以外の疲労累積係数の算出根拠について別紙7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)	
			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	0.028	0.012 <sup>*1</sup>
	1次冷却材ポンプ	ケーシング吸込ノズル	0.001	0.001
		ケーシング吐出ノズル	0.088	0.522 <sup>*1</sup>
		ケーシング脚部	0.089	0.524 <sup>*1</sup>
熱交換器	再生熱交換器	管板部	0.074	0.097
	余熱除去冷却器	管板部	0.022	0.032
	蒸気発生器	管板廻り	0.154	0.164 <sup>*1</sup>
		給水入口管台	0.168	0.446 <sup>*2</sup>
容器	加圧器	スプレイライン用管台	0.042	0.057 <sup>*2</sup>
		サージ用管台	0.016	0.020
	機械ペネトレーション	主蒸気ライン貫通部端板	0.000	— <sup>*3</sup>
配管	ステンレス鋼配管	余熱除去系統出口配管 (1次冷却材管高温側余熱除去管台～余熱除去ポンプ入口内隔離弁)	0.011	0.217
		余熱除去系統出口配管 (余熱除去ポンプ入口内隔離弁～原子炉格納容器貫通部)	0.074	0.464

\*1：接液部のうち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、設計・建設規格の疲労評価対象箇所と異なる。

\*2：熱成層による発生応力を含めた解析であり、3次元有限要素法を用いた評価である。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：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)		
			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	0.004	0.002*2	
		加圧器スプレイ配管	0.011	0.105*2	
	炭素鋼配管	主給水系統配管 (原子炉格納容器貫通部～ 蒸気発生器給水管台)		0.002	0.016
		1次冷却材管	ホットレグ	0.001	0.010
			クロスオーバーレグ	0.002	0.008
			コールドレグ	0.001	0.005
			加圧器サージ管台	0.010	0.047
			蓄圧タンク注入管台	0.009	0.034
			充てん管台	0.003	0.023
			弁	仕切弁	余熱除去ラインループ高温側出口弁弁箱
玉形弁	抽出ライン止弁弁箱	0.034		0.485	
スイング逆止弁	蓄圧タンク出口第二逆止弁弁箱	0.095		0.693	
リフト逆止弁	加圧器補助スプレイ逆止弁弁箱	0.008		0.051	
炉内構造物	炉心支持構造物	上部炉心支持板	0.004	0.029	
		上部炉心支持柱	0.001	0.001	
		上部炉心板	0.001	0.003	
		下部炉心板	0.001	0.002	
		下部炉心支持柱	0.003	0.028	
		下部炉心支持板	0.001	0.007	
		炉心槽下部接続部	0.001	0.001	
ト   重機器 ボサ	加圧器	加圧器スカート溶接部	0.194	—*3	

\*2：熱成層による発生応力を含めた解析であり、3次元有限要素法を用いた評価である。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：非接液部。

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ない。

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	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漏えい検査(VT-2)	①100%/10年(1台) ②毎定検	①第14回定期検査 ②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16回定期検査	良
	余熱除去冷却器	管板部	漏えい検査(VT-2)	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内張りの目視確認 ③漏えい検査(VT-2)	①25%/10年 ②毎定検 ③毎定検	①②③第16回定期検査	良
		給水入口管台	漏えい検査(VT-2)	1回/10年	第16回定期検査	
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)	①25%/10年 ②25%/10年 ③毎定検	①第16回定期検査 ②第一回定期検査 ③第16回定期検査	良
		サージ用管台			①第16回定期検査 ②第16回定期検査 ③第16回定期検査	
	機械ペネトレーション	主蒸気ライン貫通部端板	原子炉格納容器漏えい率検査	2回/3定検	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次冷却材管高温側余熱除去管台～余熱除去ポンプ入口内隔離弁)	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)	①25%/10年 ②25%/10年 ③毎定検	①第16回定期検査 ②第14回定期検査 ③第16回定期検査	良
		余熱除去系統出口配管(余熱除去ポンプ入口内隔離弁～原子炉格納容器貫通部)	①溶接部の浸透探傷検査 ②漏えい検査(VT-2)	①7.5%/10年 ②100%/10年	①第16回定期検査 ②第13回定期検査	良
		加圧器サージ配管	①溶接部の超音波探傷検査 ②漏えい検査(VT-2)	①25%/10年 ②毎定検	①第14回定期検査 ②第16回定期検査	良
		加圧器スプレイ配管			①第16回定期検査 ②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	
配管	炭素鋼配管	主給水系統配管 (原子炉格納容器貫 通部～蒸気発生器給 水管台)	漏えい検査(VT-2)	100%/10年	第16回定期検査	良
	1次冷却材管	ホットレグ、クロス オーバレグ、コールド レグ、加圧器サー ジ管台、蓄圧タンク 注入管台、余熱除去 系出口配管、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)	①25%/10年 ②25%/10年 ③毎定検	①第16回定期検査 ②第16回定期検査 ③第16回定期検査	良
弁	仕切弁	余熱除去ラインルー プ高温側出口弁弁箱	①目視確認 ②漏えい検査	①1回/8定検 ②毎定検	①第15回定期検査 ②第16回定期検査	良
	玉形弁	抽出ライン止弁弁箱	①目視確認 ②漏えい検査	①1回/3定検 ②毎定検	①第12回定期検査 ②第16回定期検査	良
	スイング逆止弁	蓄圧タンク出口第二 逆止弁弁箱	①目視確認 ②漏えい検査	①1回/5定検 ②毎定検	①第12回定期検査 ②第16回定期検査	良
	リフト逆止弁	加圧器補助スプレイ 逆止弁弁箱	①目視確認 ②漏えい検査	①1回/10定検 ②毎定検	①第10回定期検査 ②第16回定期検査	良
炉内構造物		上部炉心板 上部炉心支持柱 上部炉心支持板 下部炉心板 下部炉心支持柱 下部炉心支持板 炉心槽下部接続部	水中テレビカメラに よる目視確認(VT-3)	100%/10年	第16回定期検査	良
重 機 器 サ ト   ホ サ	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15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。ただし、疲労評価は実績過渡回数に依存するため、今後も実績過渡回数を把握し評価する必要がある。

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、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後 60 年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。



## 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。 (2) 長期施設管理方針の審査 ①長期施設管理方針の策定 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。	4.4及び5.4に示すとおり、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。
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、必要に応じ現状の施設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 実用が規則第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。） 3. 2 長期施設管理方針の策定及び変更 長期施設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、施設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施設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施設管理方針を策定すること。	4.4及び5.4に示すとおり、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。

## 6.2 長期施設管理方針として策定する事項

運転開始後 60 年時点の推定過渡回数は、実績過渡回数に依存するため、継続的に実績過渡回数を把握する必要があることから、長期施設管理方針を表 10 のとおり定め、玄海原子力発電所原子炉施設保安規定に記載し、確実に実施していく。

表 10 玄海原子力発電所 3 号炉 長期施設管理方針（抜粋）

機器名	長期施設管理方針	実施時期
原子炉容器等*	原子炉容器等の疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後 60 年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	中長期

※：疲労累積係数による低サイクル疲労の評価を実施した全ての機器

短期：2024 年 3 月 18 日からの 5 年間、中長期：2024 年 3 月 18 日からの 10 年間

# 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. 環境疲労評価手法における環境効果補正係数の算出方法について
- 別紙 7. 代表機器以外の疲労累積係数の算出根拠について
- 別紙 8. 詳細評価法による環境効果補正係数の算出手順について
- 別紙 9. 有限要素法解析における応力分類について

タイトル	過渡回数推定値の算出方針について
説明	<p>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  60 年時点の推定過渡回数（評価用過渡回数）  <math>\geq</math>実績過渡回数 +（実績過渡回数に基づく 1 年間当たりの平均過渡回数）  <math>\times</math> 余裕(1.5) <math>\times</math> 残年数</p> <p>②取替機器  60 年時点の推定過渡回数（評価用過渡回数）  <math>\geq</math>取替後実績過渡回数 +（未取替機器の 1 年間当たりの平均過渡回数）  <math>\times</math> 余裕(1.5) <math>\times</math> 残年数</p> <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、玄海原子力発電所 3 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

$$23 \text{ 回}^{\text{注1)}} + 0.69 \text{ 回/年}^{\text{注2)}} \times 1.5 \times 35.0 \text{ 年 (残りの年数)} \doteq 59.225 \text{ 回} = 60 \text{ 回 (評価用)}$$

注1) 試運転：9回（うち、微小過渡1回）

2019年3月末までの実績（試運転除く）：13.654回→14回（うち微小過渡0.654回→1回）

（試運転の過渡回数は下表の①、2019年3月末までの実績（試運転除く）は②参照）

注2) 2019年3月末までの実績（試運転及び長期停止期間（2013年3月から2018年2月まで）を除く）÷2019年3月末までの年数（長期停止期間（2013年3月から2018年2月まで）を除く）

$$13.649 \text{ 回} \div 20.0 \text{ 年} \doteq 0.682 \text{ 回/年} \rightarrow 0.69 \text{ 回/年}$$

（試運転時及び長期停止期間（2013年3月から2018年2月まで）の過渡は特有であるため、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 20.0年	現状～60年 までの増加分 (35.0年)	60年ベースの 過渡回数
1 起動	8	13	23 8+1+13+0.654 =22.654 -23	0.69 13+0.649 =13.649 13.649 20.0 = 0.682 -0.69	37 35.0 × 0.69 × 1.5 =36.225 -37	60 (=23+37)
微小過渡	0.109	0.654 このうち長期停止期間 中以外の実績 0.649				
(実績+微小過渡)	(8+1)	(13+1)	(21+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

$$201 \text{ 回}^{\text{注1)}} + \boxed{\phantom{000}}^{\text{注2)}} \times 1.5 \times 35.0 \text{ 年 (残りの年数)} \div 884 \text{ 回} = 884 \text{ 回 (評価用)}$$

注1) 試運転：13 回

2019 年 3 月末までの実績（試運転除く）：188 回

（試運転の過渡回数は下表の③、2019 年 3 月末までの実績（試運転除く）は④参照）

注2) 2019 年 3 月末までの実績（試運転及び長期停止期間（2013 年 3 月から 2018 年 2 月まで）を除く） $\div$ 2019 年 3 月末までの年数（長期停止期間（2013 年 3 月から 2018 年 2 月まで）を除く）

$$188 \text{ 回} \div 20.0 \text{ 年} = 9.4 \text{ 回/年} \rightarrow 9.4 \text{ 回/年}$$

（試運転時及び長期停止期間（2013 年 3 月から 2018 年 2 月まで）の過渡は特有であるため、年平均過渡回数の算出には用いない）

上記より 9.4 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、 $\boxed{\phantom{000}}$ 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	年平均過渡回数 回数 20.0年	現状～60年 までの増加分 (35.0年)	60年
3 ランプ状負荷上昇 負荷上昇	$\boxed{13}$ ③	$\boxed{188}$ ④	201 (=13+188)	$\boxed{\phantom{00}}$ 注1) $\left( \frac{188}{20.0} \div 9.4 \right)$	683 $\left( 35.0 \times \boxed{\phantom{00}} \times 1.5 \right)$ $= \boxed{\phantom{000}} \rightarrow 683$	884 (=201+683)

注1) 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、 $\boxed{\phantom{000}}$ 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

$$4 \text{ 回}^{\text{注1)}} + \boxed{\phantom{000}}^{\text{注2)}} \times 1.5 \times 35.0 \text{ 年 (残りの年数)} \div 7 \text{ 回} = 7 \text{ 回 (評価用)}$$

注1) 試運転：4 回

2019 年 3 月末までの実績（試運転除く）：0 回

（試運転の過渡回数は下表の⑤、2019 年 3 月末までの実績（試運転除く）は⑥参照）

注2) 玄海原子力発電所 3 号炉では経験はないが、電共研「応力解析手法の高度化」より  $\boxed{\phantom{000}}$   $\boxed{\phantom{000}}$ 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	年平均過渡回数 回数 20.0年	現状～60年 までの増加分 (35.0年)	60年
31 負荷の喪失	$\boxed{4}$ ⑤	$\boxed{0}$ ⑥	4	$\boxed{\phantom{00}}$ 注1)	3 $\left( 35.0 \times \boxed{\phantom{00}} \times 1.5 \right)$ $= \boxed{\phantom{000}} \rightarrow 3$	7 (=4+3)

注1) 電共研「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 20.0年	現状~60年 までの増加分 (35.0年)	60年ベースの 過渡回数	評価用過渡回数
2 停止	7	13	22 $(7+13+0.211)$ $=21.211$ $\rightarrow 22$	0.67 $(13+0.206)$ $=13.206$ $\frac{13.206}{20.0} \approx 0.67$	36 $(35.0 \times 0.67 \times 1.5)$ $=35.175 \rightarrow 36$	58 $(=22+36)$	60 注1)
微小過渡	0.068	0.211 $(\text{このうち長期停止期間中以外の実績})$ 0.206					
(実績+微小過渡)	(7+1)	(13+1)	(20+2*)				

注1) 「起動」に合わせた回数。

\*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	年平均過渡回数 回数 20.0年	現状~60年 までの増加分 (35.0年)	60年
4 ランプ状負荷減少 負荷減少	5	188	193 $(=5+188)$	<input type="checkbox"/> 注2) $(\frac{188}{20.0} \approx 9.4)$	683 $(35.0 \times \text{} \times 1.5)$ $= \text{} + 683$	876 $(=193+683)$
5 ステップ状負荷上昇 (+10%)	2	0	2	<input type="checkbox"/> 注1)	2 $(35.0 \times \text{} \times 1.5)$ $= \text{} \rightarrow 2$	4 $(=2+2)$
6 ステップ状負荷減少 (-10%)	2	0	2	<input type="checkbox"/> 注1)	2 $(35.0 \times \text{} \times 1.5)$ $= \text{} \rightarrow 1 \Rightarrow 2$	4 $(=2+2)$
7 100%からの大きいステップ 状負荷減少	1	0	1	<input type="checkbox"/> 注1)	3 $(35.0 \times \text{} \times 1.5)$ $= \text{} \rightarrow 3$	4 $(=1+3)$
8 定常負荷運転時の変動	-	-	-	-	-	-
9 燃料交換	1	14 $(=13 + 1)$	15 $(=1+14)$	<input type="checkbox"/> 注3) $(\frac{14}{20.0} \approx 0.7)$	53 $(35.0 \times \text{} \times 1.5)$ $= \text{} + 53$	68 $(=15+53)$

注1) 電共研「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、0.7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	年平均過渡回数 回数 20.0年	現状～60年 までの増加分 (35.0年)	60年
10 0%→15%負荷上昇	9	15	24 (=9+15)	0.75 $\left(\frac{15}{20.0} \Rightarrow 0.75\right)$	40 $\left[35.0 \times 0.75 \times 1.5\right]$ $=39.375 \rightarrow 40$	64 (=24+40)
11 15%→0%負荷減少	2	15	17 (=2+15)	0.75 $\left(\frac{15}{20.0} \Rightarrow 0.75\right)$	40 $\left[35.0 \times 0.75 \times 1.5\right]$ $=39.375 \rightarrow 40$	57 (=17+40)
12 1 ループ停止/起動 (1 ループ停止)	0	0	0	<input type="checkbox"/> 注1)	2 $\left[35.0 \times \square \times 1.5\right]$ $\square \rightarrow 2$	2
(1 ループ起動)	0	0	0	<input type="checkbox"/> 注1)	2 $\left[35.0 \times \square \times 1.5\right]$ $\square \rightarrow 2$	2

注1) 電共研「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	年平均過渡回数 回数 20.0年	現状～60年 までの増加分 (35.0年)	60年
32 外部電源喪失	1	0	1	<input type="checkbox"/> 注1)	4 $\left[35.0 \times \square \times 1.5\right]$ $\square \rightarrow 4$	5 (=1+4)
33 1次冷却材流量の 部分喪失	0	0	0	<input type="checkbox"/> 注1)	2 $\left[35.0 \times \square \times 1.5\right]$ $\square \rightarrow 1 \Rightarrow 2$	2

注1) 電共研「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	年平均過渡回数 回数 20.0年	現状~60年 までの増加分 (35.0年)	60年
34 100%からの 原子炉トリップ a)不注意な冷却を伴わ ないトリップ	1	0	1	<input type="checkbox"/> 注1)	$(35.0 \times \frac{7}{20.0} < 1.5)$ →7	8 (=1+7)
b)不注意な冷却を伴う トリップ	0	0	0	<input type="checkbox"/> 注1)	$(35.0 \times \frac{2}{20.0} < 1.5)$ →2	2
c)不注意な冷却とSIを 伴うトリップ	0	0	0	<input type="checkbox"/> 注1)	$(35.0 \times \frac{2}{20.0} < 1.5)$ →1⇒2	2
35 1次冷却系の異常な減圧	0	0	0	<input type="checkbox"/> 注1)	$(35.0 \times \frac{2}{20.0} < 1.5)$ →2	2
36 制御棒クラスタの落下	0	0	0	<input type="checkbox"/> 注1)	$(35.0 \times \frac{3}{20.0} < 1.5)$ →3	3
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)	$(35.0 \times \frac{2}{20.0} < 1.5)$ →2	2
38 1次冷却系停止ループ の誤起動	0	0	0	<input type="checkbox"/> 注1)	$(35.0 \times \frac{2}{20.0} < 1.5)$ →2	2

注1) 電共研「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 20.0年	現状~60年 までの増加分 (35.0年)	60年ベースの 過渡回数
39 1次系漏えい試験	5	14	21 $(5+14+0.230)$ =20.230→21	0.72 $(14+0.230)$ =14.230 $(14.230)$ 20.0 ≒ 0.72	38 $(35.0 \times 0.72 \times 1.5)$ =37.8→38	59 (=21+38)
微小過渡	0.169	0.230				
(実績+微小過渡)	(5+1)	(14+1)	(19+2*)			
40 タービン回転試験	6	0	6	0	-	6

\*1: 総微小過渡回数

表 1 微小過渡 (起動の微小過渡)

	$\Delta T / \Delta t$ (°C/H)	$\Delta T$ (°C)	$\Delta P$ (MPa)		$\alpha$ ※1	等価回数 ( $1/\alpha$ ) ※1
1	3.6	15.1	—		559 (53)	0.002 (0.019)
2	8.4	22.9	—		137 (22)	0.008 (0.046)
3	—	—	0.9		559 (53)	0.002 (0.019)
4	—	—	0.8		559 (53)	0.002 (0.019)
5	—	—	0.8		559 (53)	0.002 (0.019)
6	—	—	0.7		559 (53)	0.002 (0.019)
7	—	—	0.3		559 (53)	0.002 (0.019)
8	18.0	56.8	—		20 (6)	0.050 (0.167)
9	9.9	23.5	—		83 (16)	0.012 (0.063)
10	7.6	14.7	—		209 (29)	0.005 (0.035)
11	11.7	22.2	—		45 (11)	0.023 (0.091)
12	—	—	0.3		559 (53)	0.002 (0.019)
13	17.6	50.7	—		20 (6)	0.050 (0.167)
14	19.4	49.8	—		6 (3)	0.167 (0.334)
15	22.1	48.7	—		6 (3)	0.167 (0.334)
16	21.8	51.4	—		6 (3)	0.167 (0.334)
17	—	—	2.75		83 (16)	0.012 (0.063)
18	—	—	2.21		137 (22)	0.008 (0.046)
19	—	—	2.72		83 (16)	0.012 (0.063)
20	—	—	2.70		83 (16)	0.012 (0.063)
21	—	—	2.75		83 (16)	0.012 (0.063)
22	—	—	2.59		83 (16)	0.012 (0.063)
23	—	—	2.75		83 (16)	0.012 (0.063)
24	—	—	2.28		137 (22)	0.008 (0.046)
25	—	—	2.04		209 (29)	0.005 (0.035)
26	—	—	2.79		83 (16)	0.012 (0.063)

※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)

	$\Delta T / \Delta t$ (°C/H)	$\Delta T$ (°C)	$\Delta P$ (MPa)		$\alpha$ ※1	等価回数 ( $1/\alpha$ )※1
1	16.0	80.0	—		20 (6)	0.050 (0.167)
2	—	—	0.9		559 (53)	0.002 (0.019)
3	—	—	0.8		559 (53)	0.002 (0.019)
4	—	—	0.8		559 (53)	0.002 (0.019)
5	—	—	0.7		559 (53)	0.002 (0.019)
6	2.3	16.4	—		559 (53)	0.002 (0.019)
7	—	—	0.3		559 (53)	0.002 (0.019)
8	6.5	25.6	—		302 (36)	0.004 (0.028)
9	4.8	15.1	—		559 (53)	0.002 (0.019)
10	—	—	0.3		559 (53)	0.002 (0.019)
11	—	—	0.2		559 (53)	0.002 (0.019)
12	10.4	22.5	—		83 (16)	0.012 (0.063)
13	12.8	25.6	—		45 (11)	0.023 (0.091)
14	10.8	25.7	—		83 (16)	0.012 (0.063)
15	15.8	25.8	—		20 (6)	0.050 (0.167)
16	—	—	2.21		137 (22)	0.008 (0.046)
17	—	—	2.28		137 (22)	0.008 (0.046)
18	4.2	12.6	—		559 (53)	0.002 (0.019)
19	—	—	2.23		137 (22)	0.008 (0.046)
20	—	—	2.20		209 (29)	0.005 (0.035)
21	—	—	2.22		137 (22)	0.008 (0.046)
22	14.1	25.5	—		20 (6)	0.050 (0.167)
23	—	—	2.24		137 (22)	0.008 (0.046)
24	—	—	2.26		137 (22)	0.008 (0.046)
25	—	—	1.99		209 (29)	0.005 (0.035)
26	—	—	2.31		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 (漏えい試験の微小過渡)

	$\Delta T / \Delta t$ (°C/H)	$\Delta T$ (°C)	$\Delta P$ (MPa)		$\alpha$ ※1	等価回数 ( $1/\alpha$ ) ※1
1	10.0	63.4	—		6 (3)	0.167 (0.334)
2	—	—	0.2		559 (53)	0.002 (0.019)
3	6.8	13.7	—		302 (36)	0.004 (0.028)
4	8.8	14.7	—		137 (22)	0.008 (0.046)
5	9.6	15.6	—		83 (16)	0.012 (0.063)
6	7.5	15.6	—		209 (29)	0.005 (0.035)
7	16.5	18.0	—		20 (6)	0.050 (0.167)
8	15.1	15.1	—		20 (6)	0.050 (0.167)
9	15.8	19.2	—		20 (6)	0.050 (0.167)
10	17.0	17.0	—		20 (6)	0.050 (0.167)
11	6.1	13.8	—		418 (44)	0.003 (0.023)

※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	0.109 内訳 1/559×7 (表1 No. 1, 3, 4, 5, 6, 7, 12) 1/137×1 (表1 No. 2) 1/20×1 (表1 No. 8) 1/83×1 (表1 No. 9) 1/209×1 (表1 No. 10) 1/45×1 (表1 No. 11)	0.654 内訳 1/20×1 (表1 No. 13) 1/6×3 (表1 No. 14, 15, 16) 1/83×7 (表1 No. 17, 19, 20, 21, 22, 23, 26) 1/137×2 (表1 No. 18, 24) 1/209×1 (表1 No. 25) ※1
停止 微小過渡	0.068 内訳 1/20×1 (表2 No. 1) 1/559×8 (表2 No. 2, 3, 4, 5, 6, 7, 9, 10) 1/302×1 (表2 No. 8)	0.211 内訳 1/559×2 (表2 No. 11, 18) 1/83×2 (表2 No. 12, 14) 1/45×1 (表2 No. 13) 1/20×2 (表2 No. 15, 22) 1/137×7 (表2 No. 16, 17, 19, 21, 23, 24, 26) 1/209×1 (表2 No. 20) 1/209×1 (表2 No. 25) ※1
漏えい試験 微小過渡	0.169 内訳 1/6×1 (表3 No. 1) 1/559×1 (表3 No. 2)	0.230 内訳 1/302×1 (表3 No. 3) 1/137×1 (表3 No. 4) 1/83×1 (表3 No. 5) 1/209×1 (表3 No. 6) 1/20×4 (表3 No. 7, 8, 9, 10) 1/418×1 (表3 No. 11)

※1 : 長期停止期間中の過渡

## 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

玄海原子力発電所3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%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。(参考文献：機械工学便覧)

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 $\lambda$ 、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、 $\lambda'$ 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） $\lambda'$ 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 $\lambda'$ を求める。

x=0  $p(x) = [ ]$  T=[ ] を代入する。

$$[ ] = e^{-[ ]\lambda'} \times \frac{[ ]\lambda'^0}{0!}$$

$$\rightarrow \lambda' = -\ln [ ] / [ ] = [ ]$$

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	[ ]
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	

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"> <li>（1）キャビティフロー型熱成層</li> <li>（2）弁シートリーク型熱成層</li> <li>（3）弁グランドリーク型熱成層</li> <li>（4）運転操作型熱成層</li> </ol> <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"> <li>●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。</li> <li>●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。</li> <li>●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。</li> <li>●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。</li> </ul> <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高経年化技術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等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"><tr><td>解析プログラム</td><td>ABAQUS Ver. 6.3、6.12-3、2018</td></tr><tr><td>要素種類</td><td rowspan="4"></td></tr><tr><td>要素次数</td></tr><tr><td>要素数</td></tr><tr><td>節点数</td></tr></table>	解析プログラム	ABAQUS Ver. 6.3、6.12-3、2018	要素種類		要素次数	要素数	節点数
解析プログラム	ABAQUS Ver. 6.3、6.12-3、2018							
要素種類								
要素次数								
要素数								
節点数								

## 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	
		289.2℃	324.9℃
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、 炉内計装筒セーフエンド	SUSF316	120	117
冷却材入口管台、冷却材出口管 台、上部胴、トランジションリ ング	SFVQ1A	184	184
炉内計装筒、炉心支持金物	NCF600	164	—
上部ふた、上部胴フランジ	SFVQ1A	183	183
スタッドボルト	SNB24-3	—	245
ふた管台	GNCF690HL	—	137
空気抜管台	GNCF690CM	—	161

### 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+機械的荷重+自重 +熱膨張荷重+熱過渡
	ボルト	圧力+機械的荷重+熱過渡

### 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 $K_c$

評価に用いた割り増し係数を添付-1に示す。

なお、添付-1における「通常疲労評価」は設計・建設規格による疲労評価を表す。

### 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、炉内計装筒】

PWR プラント環境

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

[記号の説明]

$\varepsilon^*$  : 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

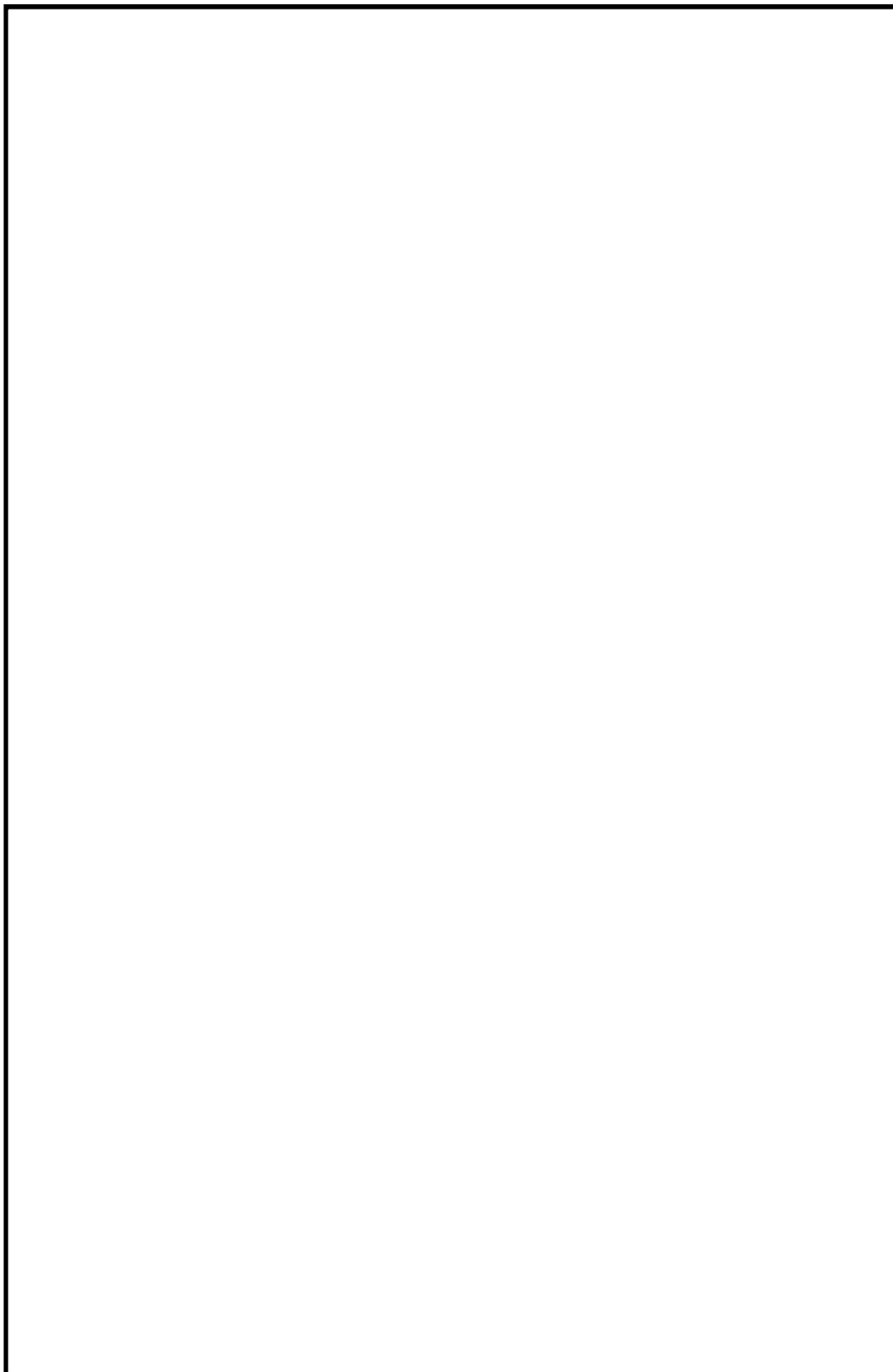
$$\ln(F_{en}) = (2.94 - \varepsilon^*) \times T^*$$

[記号の説明]

$\varepsilon^*$  : 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	0.0	0.0	0.0
4	0.0	0.0	0.0
5	0.0	0.00000	0.00007
6	0.00000	0.0	0.00011
7	0.00443	0.0	0.00378
8	0.00301	0.0	0.00424
9	0.0	0.00289	0.00101
10	0.00207	0.00035	0.00063
11	0.0	0.00082	0.0
12	0.00188	0.00021	0.00091
13	0.00007	0.00084	0.00007
14	0.00080	0.00016	0.00045
15L	0.02558	0.03652	0.00137
16L	0.0	0.00282	0.00166
15C	0.00095	0.00184	0.00209
16C	0.0	0.02225	0.01272
17L	0.03701	0.01912	0.00001
15L	0.0	0.00296	0.00210
17C	0.00275	0.00149	0.00102
18C	0.0	0.02281	0.01372
19L	0.03567	0.03241	0.00175
20L	0.0	0.00346	0.00339
19C	0.00055	0.00142	0.00223
20C	0.0	0.02438	0.01723

許容値  $U_0=1.0$

0.03701 : 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 : 17L)

評価点 - 17L  
(S12)

応力強さ (単位 : MPa)		Ke	(単位 : MPa)		繰返し回数		疲労係数 ( $=N/N^*$ )
最大値	最小値		ALT	ALT'	N	N*	
-43.4	-501.8	1.0	272.6	320.6	7	5490	0.00128
-43.4	-198.4	1.0	270.9	318.6	2	5590	0.00036
-43.4	-187.3	1.0	265.4	312.1	2	5950	0.00034
-43.4	-182.3	1.0	262.9	309.1	5	6120	0.00082
-43.4	-170.4	1.0	261.4	307.5	43	6220	0.00091
-33.9	-170.4	1.0	256.7	301.9	16	6570	0.00244
-33.9	-172.9	1.0	253.4	298.1	2	6820	0.00029
-33.9	-162.3	1.0	248.1	291.8	6	7280	0.00083
-33.9	-150.5	1.0	242.2	284.9	4	7800	0.00051
-33.9	-148.0	1.0	241.0	283.4	32	7920	0.00404
3.5	-148.0	1.0	225.8	265.5	68	9610	0.00708
0.0	-148.0	1.0	224.0	263.5	119	9830	0.01211
-214.6	-148.0	1.0	116.7	137.2	2	19190	0.00002
-332.0	-148.0	1.0	58.0	68.2	2		0.0

疲労累積係数 = 0.03701

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

→通常 UF : 0.038

1.0 : 割り増し係数 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+ 三次応力係数		割り増し 係数 EE	繰返し応力 応力係数		繰返し 回数	許容繰返し 回数	疲労累積係数 u	環境効果 補正係数 fen	繰返し数を考慮した 疲労累積係数 ush
A	B	max	min		修正前 sall	修正後 sall'					
1A1	2D4	39.5	-205.0	1.00	133.7	133.6	2	2710000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	111	39.5	-169.5	1.00	95.1	95.3	53	1940000	0.00000	1.000	0.00000
2J1	111	5.2	-169.6	1.00	87.2	87.4	10	3590000	0.00000	1.000	0.00000
2J1	561	5.2	-167.0	1.00	86.7	86.1	3	3640000	0.00000	1.000	0.00000
2J1	2B1	5.2	-136.4	1.00	71.3	70.6	1	-----	0.00000	1.000	0.00000
合計：											0.00000

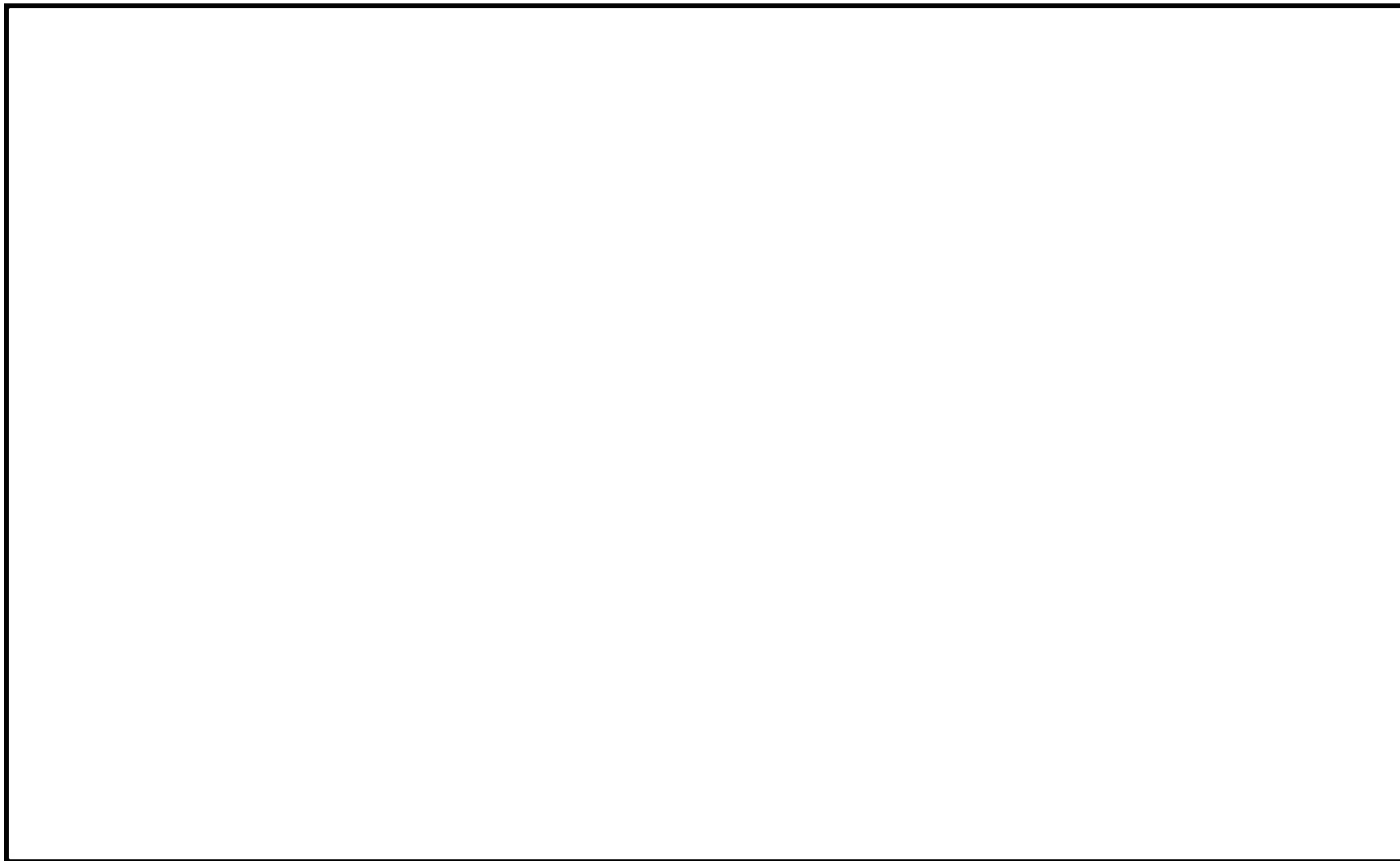
（注）最大応力幅は0.1100（sall'は214.8）の割合、fen=1.0

→環境 UF : 0.001

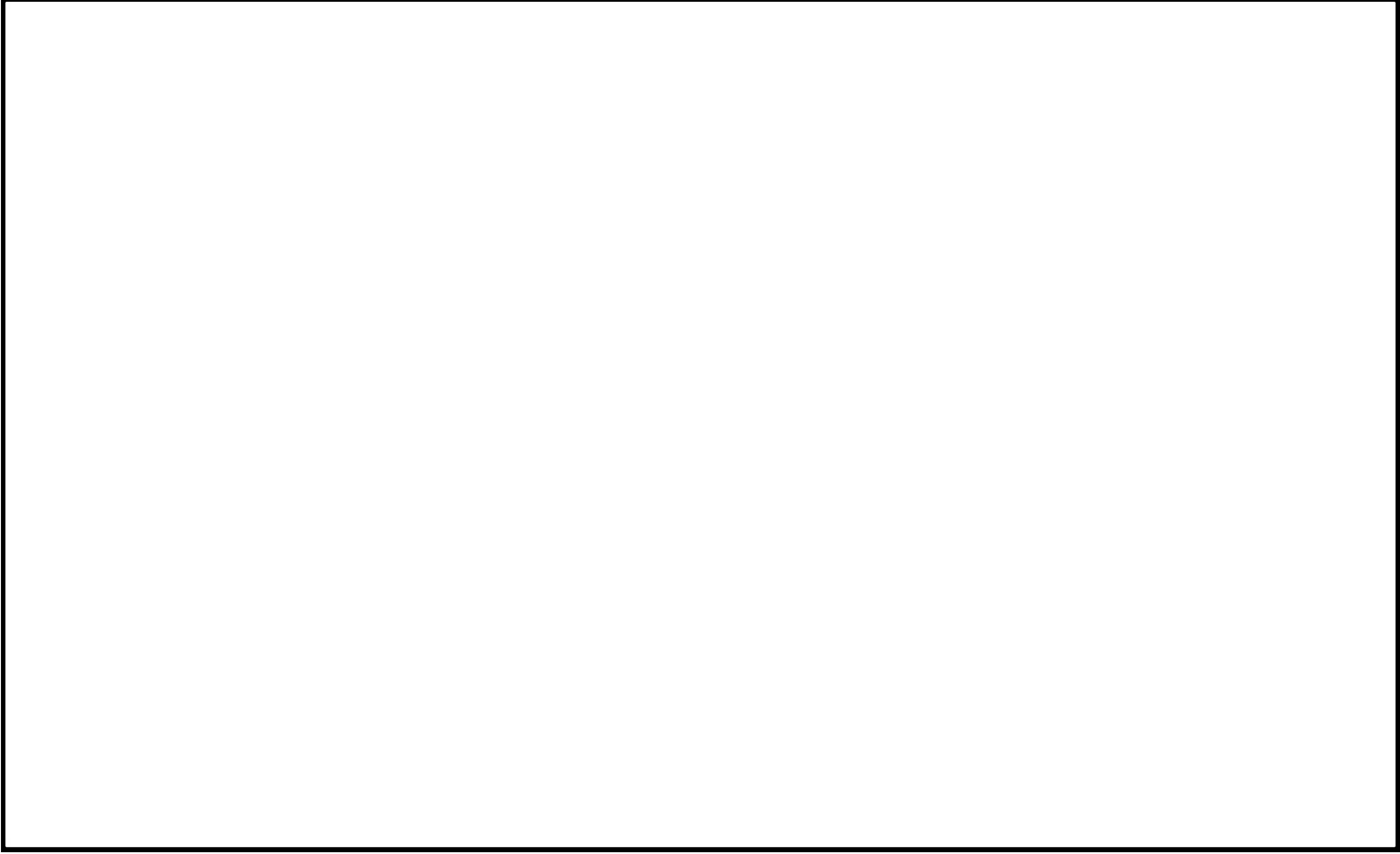
: 割り増し係数 Ke, 環境効果補正係数 fen を示す

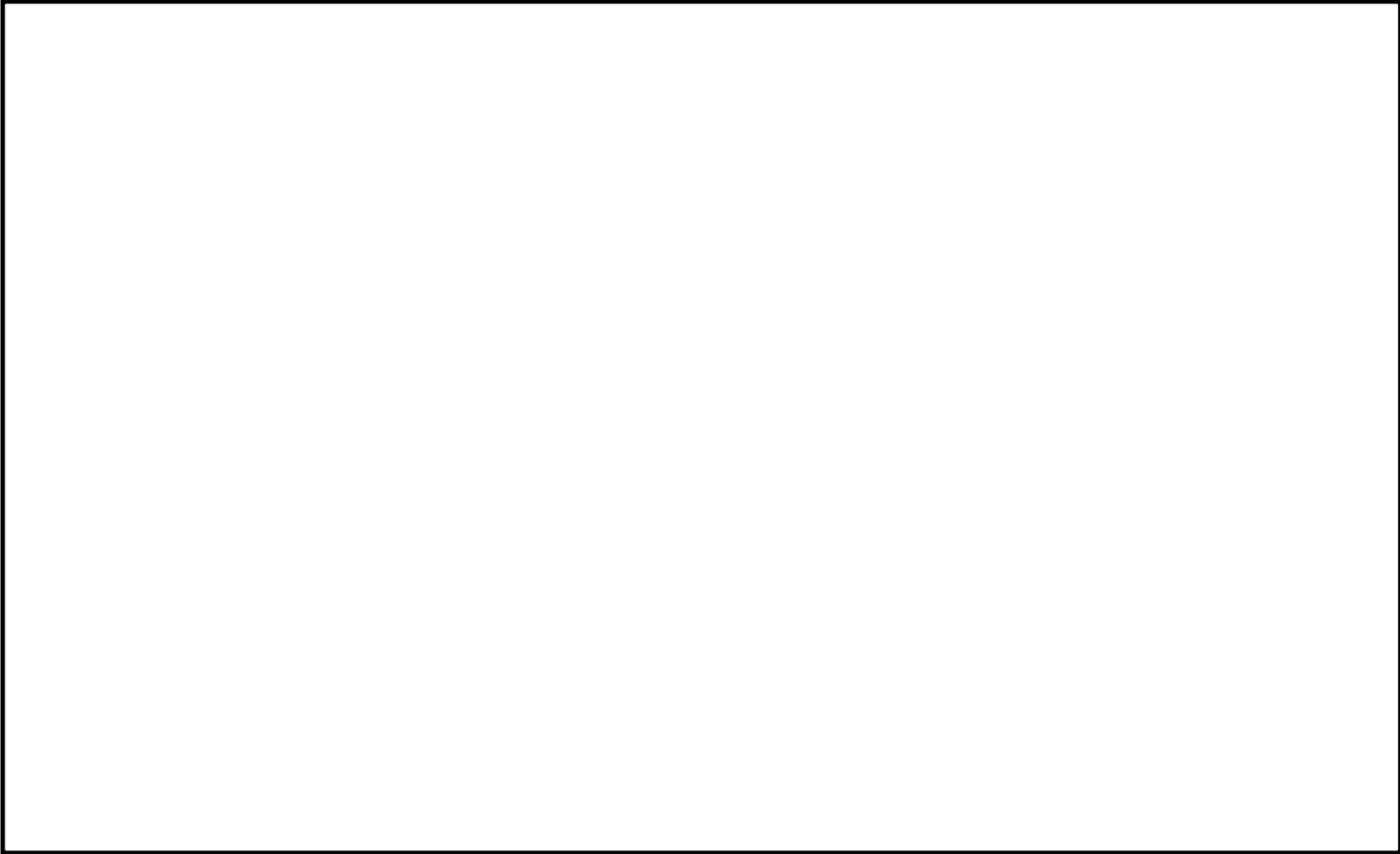
環境効果補正係数 (Fen) の算出根拠

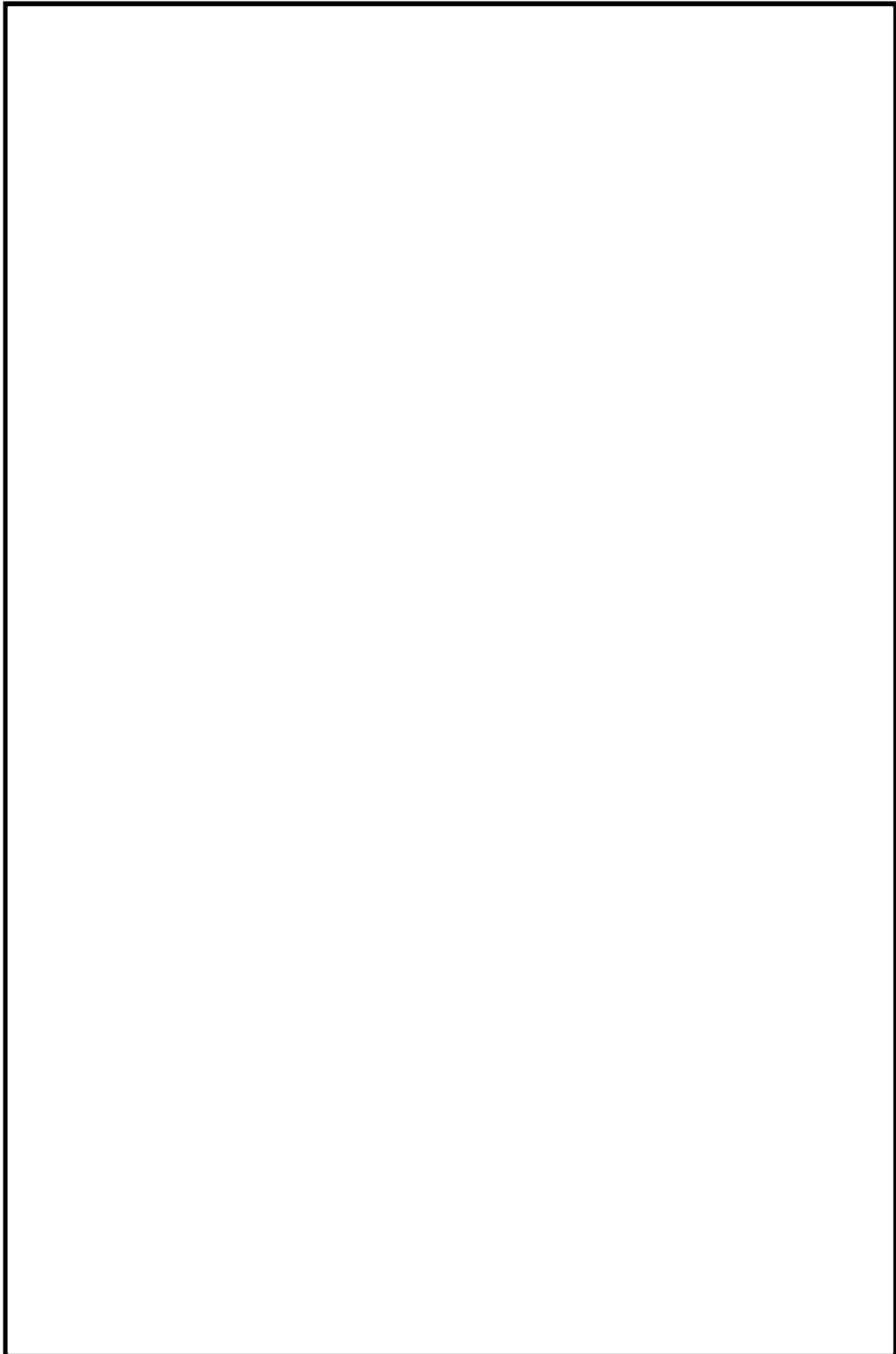
各過渡の温度、ひずみ履歴より値を読み取り、環境疲労評価手法に従って算出している。











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	0.00002	0.00001	0.00010
2	0.0	0.0	0.00001
3	0.0	0.0	0.00000
4	0.00000	0.00000	0.00000
5	0.00000	0.0	0.00000
6	0.00016	0.00000	0.00000
7	0.00000	0.0	0.00000
8	0.00014	0.0	0.00178
9	0.00004	0.0	0.00799
10	0.01609	0.00001	0.01720
11	0.0	0.00073	0.00202
12	0.01159	0.00009	0.00700
13	0.0	0.00123	0.00329
14	0.00571	0.00000	0.00291
15L	0.02763	0.01341	0.00045
16L	0.0	0.00221	0.00095
16C	0.00108	0.00105	0.00229
16C	0.0	0.02204	0.00941
17L	0.00795	0.02300	0.0
18L	0.0	0.00397	0.00179
17C	0.00511	0.00075	0.00015
18C	0.0	0.02549	0.01341
19L	0.00255	0.01260	0.00048
20L	0.0	0.00453	0.00348
19C	0.00124	0.00046	0.00419
20C	0.0	0.02718	0.01642

許容値  $U_f = 1.0$

15L : 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 : 15L)

評価点 : 15L  
(S23)

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*	
508.3	-53.9	1.0	281.1	336.3	2	4750	0.00042
506.4	-53.9	1.0	280.1	335.2	2	4800	0.00042
480.9	-53.9	1.0	267.4	319.9	2	5530	0.00036
447.4	-53.9	1.0	250.7	299.9	53	6590	0.00792
447.4	-41.5	1.0	244.5	292.5	6	7210	0.00083
438.8	-41.5	1.0	240.1	287.3	54	7600	0.00711
438.8	-26.3	1.0	232.6	278.3	68	8360	0.00813
438.8	-4.8	1.0	221.8	265.3	60	9530	0.00623
438.8	0.0	1.0	219.4	262.5	119	9940	0.01197
438.8	238.5	1.0	100.1	119.8	2	167000	0.00001
438.8	305.2	1.0	66.8	79.9	3	-----	0.0

疲労累積係数 = 0.04341

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

→ 通常  $U_f = 0.044$

1.0 : 割増し係数 Ke を示す

冷却材出口管台 環境疲労評価結果 (評価点: 1)

選定条件 番号		一次+二次+ 三次応力値		割り増し 係数 Ke	繰返し応力 分布係数		実働回 数 n	許容繰返し 回数 n <sup>*</sup>	疲労累積係数 u	環境効果 補正係数 fen	環境効果考慮した 疲労累積係数 uen
A	B	σmax	σmin		補正前 σall	補正後 σall <sup>*</sup>					
MSS	EP4	0.0	-439.4	1.00	219.7	240.2	2	205000	0.00001	10.472	0.00010
MSS	EP1	0.0	-425.4	1.00	213.2	238.9	2	251000	0.00001	9.790	0.00012
MSS	EP2	0.0	-409.6	1.00	204.8	229.8	2	222000	0.00001	9.965	0.00005
MSS	EP1	0.0	-285.9	1.00	193.2	210.5	2	265000	0.00000	10.510	0.00005
MSS	1L1	0.0	-251.3	1.00	190.6	213.6	2	500000	0.00000	1.000	0.00000
MSS	2C2	0.0	-251.2	1.00	190.6	213.8	2	500000	0.00000	1.000	0.00000
MSS	2E1	0.0	-250.0	1.00	190.0	212.9	2	418000	0.00000	1.000	0.00000
MSS	EP1	0.0	-275.8	1.00	188.4	211.1	2	650000	0.00001	1.000	0.00001
MSS	CHC	0.0	-296.2	1.00	178.1	192.6	2	818000	0.00000	1.000	0.00000
MSS	2A1	0.0	-229.0	1.00	195.0	184.9	7	1170000	0.00001	1.000	0.00001
MSS	1L1	0.0	-214.0	1.00	157.4	176.4	35	1200000	0.00002	1.000	0.00002
MSS	1G1	0.0	-253.8	1.00	141.0	159.0	4	1510000	0.00000	1.000	0.00000
MSS	2L1	0.0	-262.1	1.00	141.1	158.1	5	1650000	0.00000	1.000	0.00000
MSS	1B1	0.0	-279.7	1.00	139.8	156.7	9	2010000	0.00000	1.000	0.00000
SH1	1D1	-71.3	-279.7	1.00	103.9	110.5	2	3250000	0.00000	1.000	0.00000
FD1	1D1	-153.2	-279.7	1.00	48.7	61.2	225	—————	0.00000	1.000	0.00000
合計:											0.00042

(注) 0.0は累積値0.11% (σall<sup>\*</sup>値214.3) の場合、fen=1.0

→環境 UF : 0.001

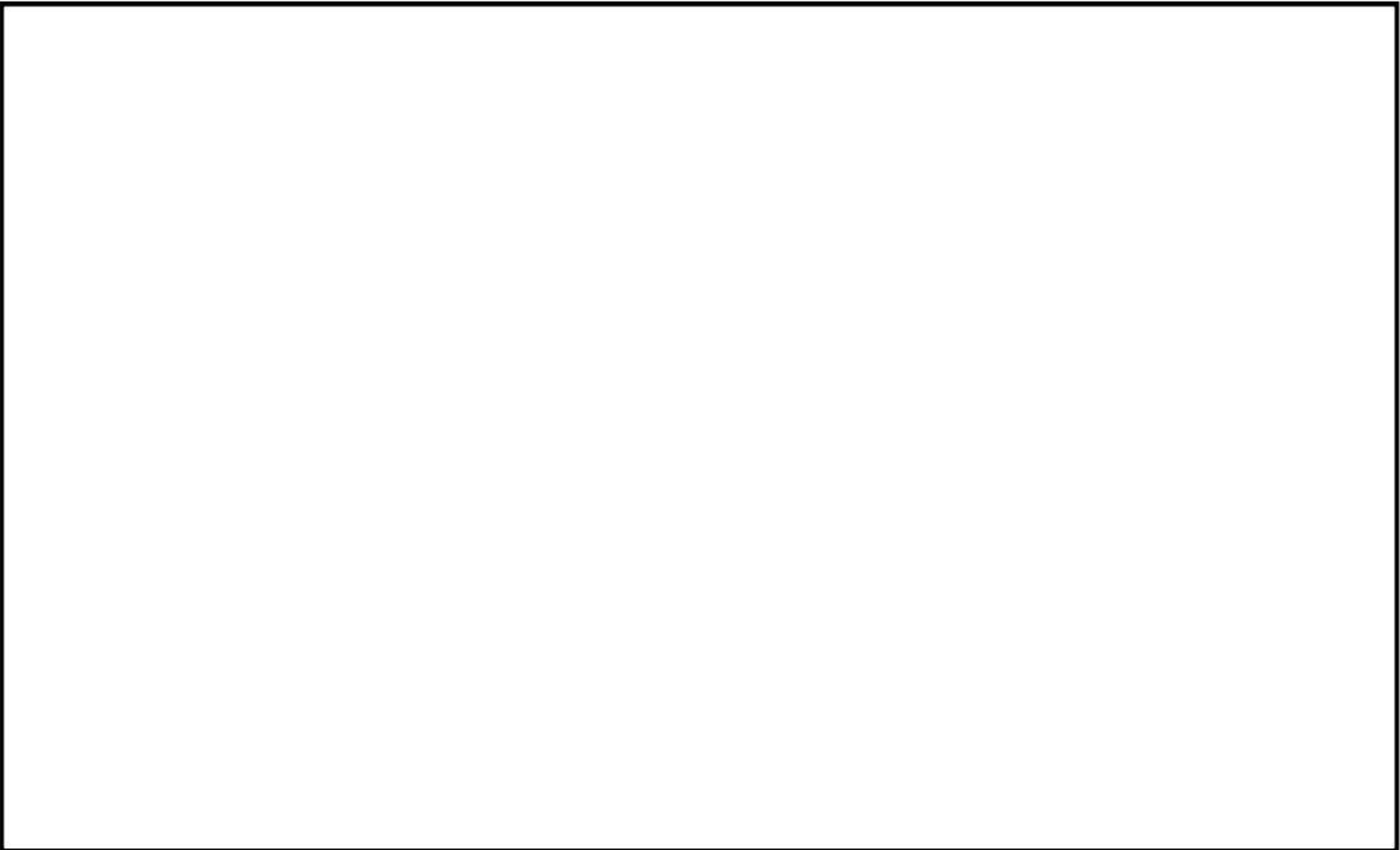
     : 割り増し係数 Ke、環境効果補正係数 fen を示す

環境効果補正係数（Fen）の算出根拠

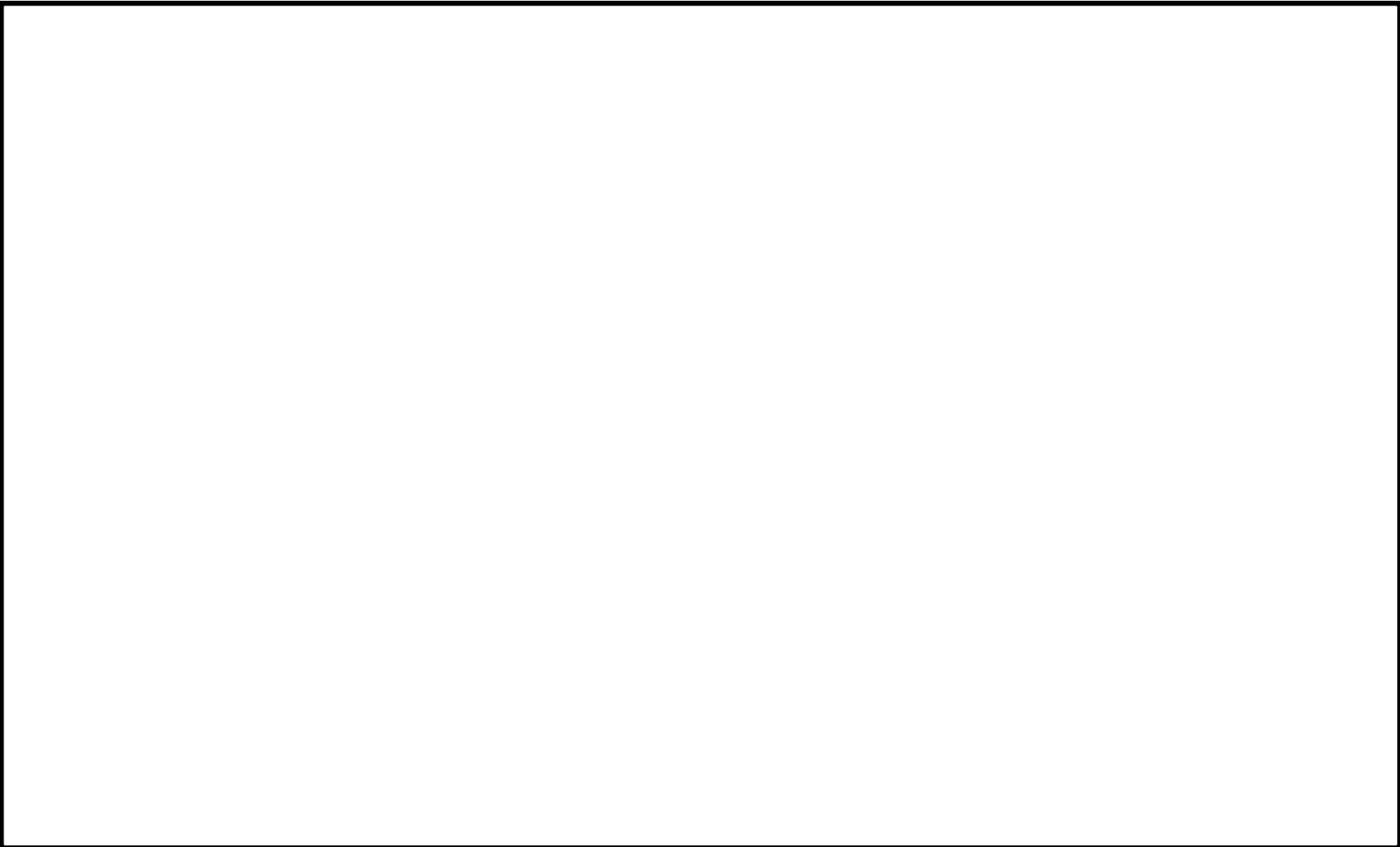
各過渡の温度、ひずみ履歴より値を読み取り、環境疲労評価手法に従って算出している。



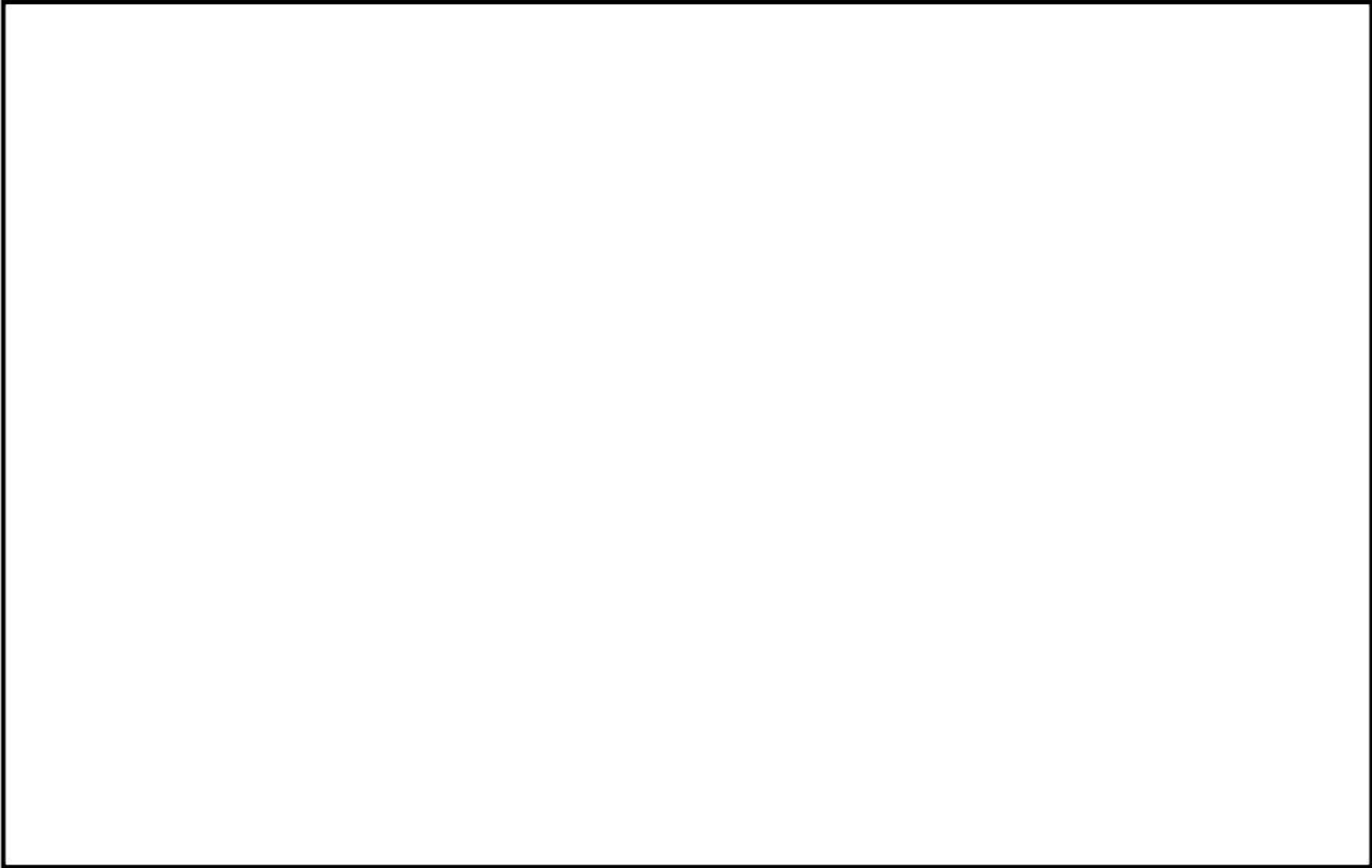


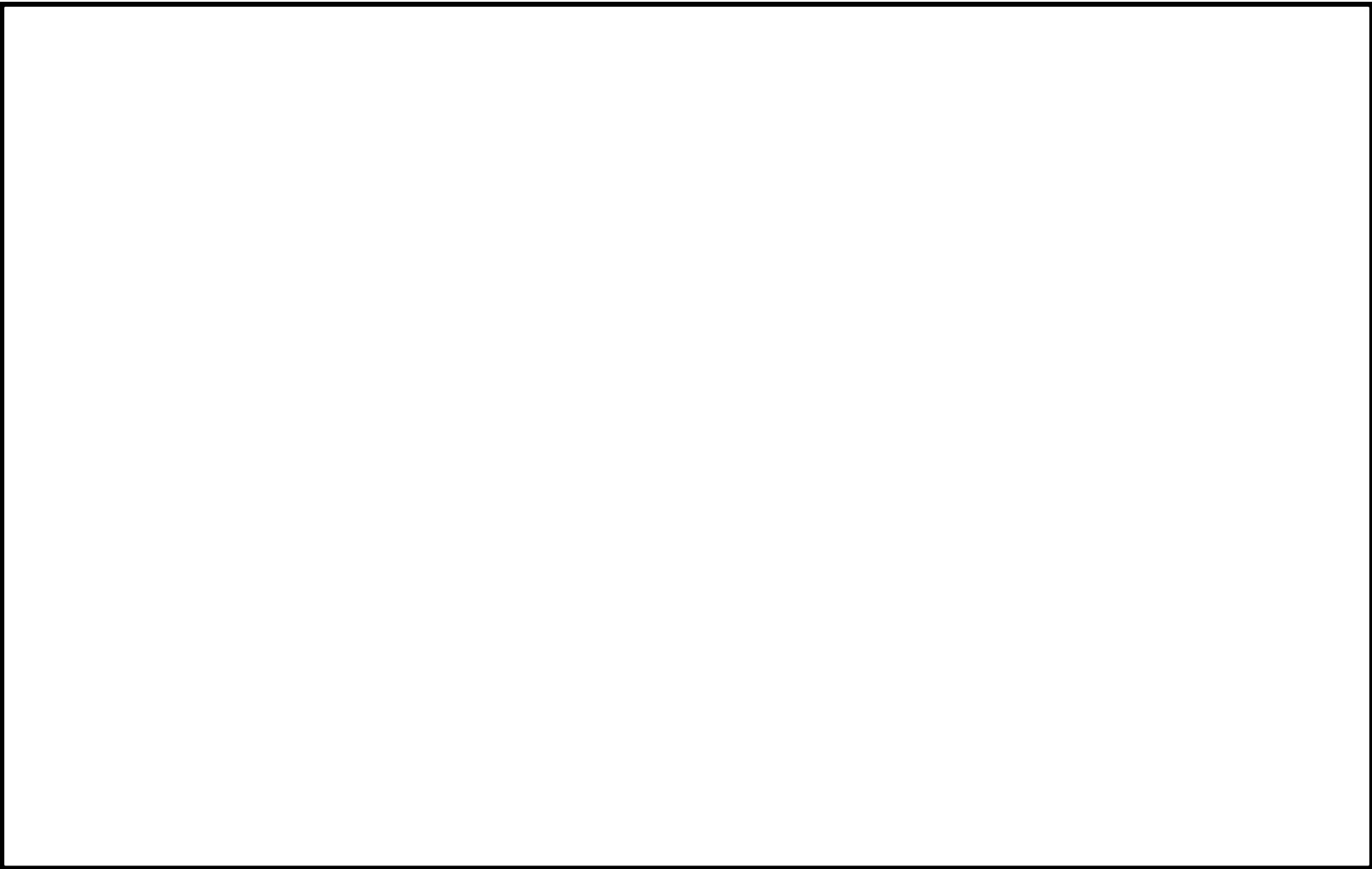


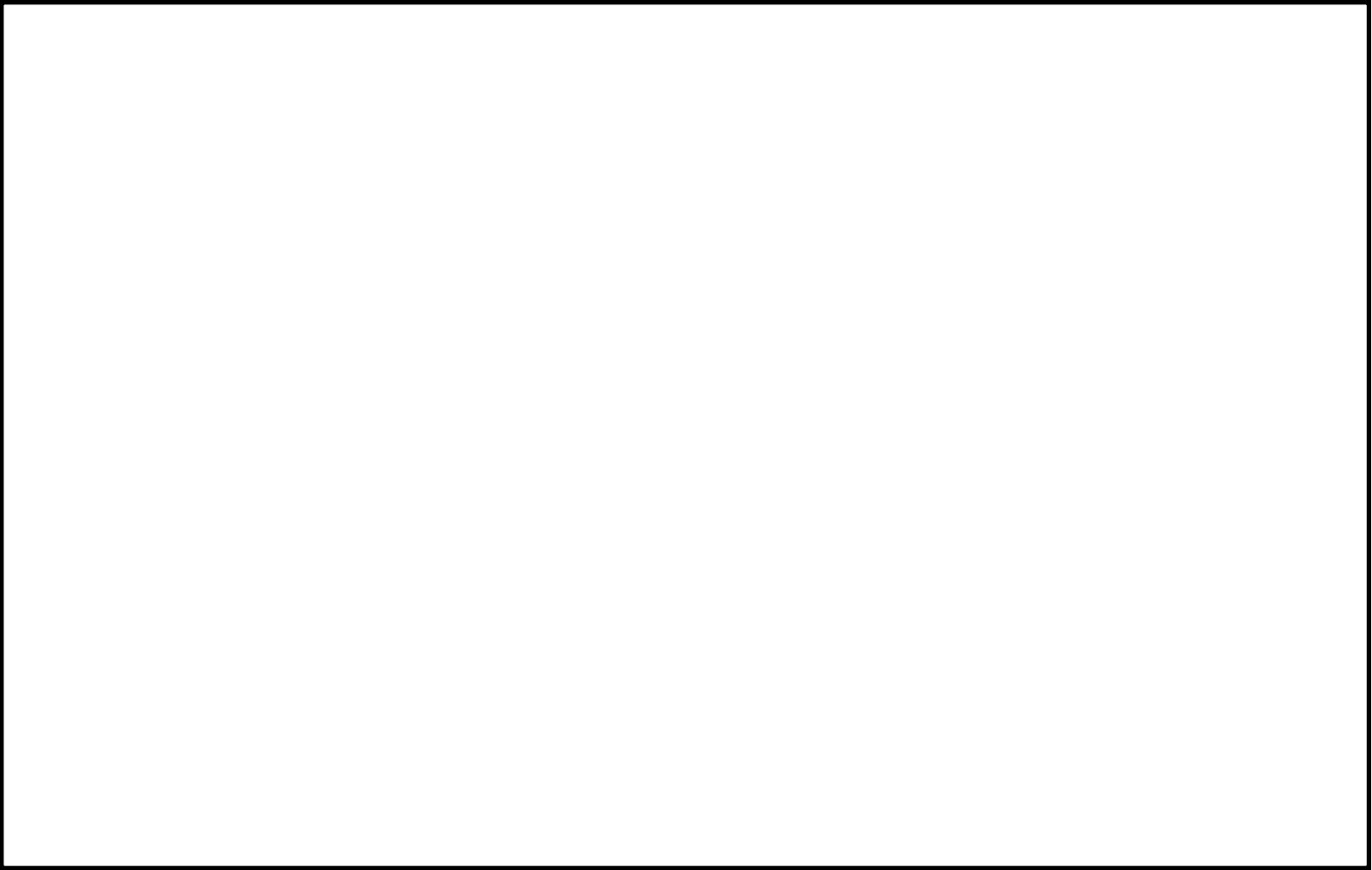














ふた管台形状寸法、評価点及び解析モデル

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	0.00012	0.00001	0.0
6	0.03350	0.0	0.03978

許容値  $U_f=1.0$

  : 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  
( 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	$K_e$	ALT	ALT*	N	N*	
1373.8	-359.4	1.0	866.6	880.2	2	798	0.00251
1251.4	-359.4	1.0	805.4	818.0	2	1000	0.00200
1043.8	-359.4	1.0	701.6	712.6	2	1610	0.00124
887.6	-359.4	1.0	623.5	633.3	26	2450	0.01051
887.6	-351.1	1.0	619.4	629.1	34	2510	0.01355
887.6	0.0	1.0	443.8	450.7	96	9150	0.00721
887.6	361.8	1.0	262.9	267.0	2	132000	0.00002
887.6	597.3	1.0	245.2	249.0	473	195000	0.00243
878.7	397.3	1.0	240.7	244.5	0	218000	0.00090
876.8	397.3	1.0	239.8	243.5	34	224000	0.00015
856.6	397.3	1.0	229.7	233.2	2	292000	0.00091
827.9	397.3	1.0	215.3	218.7	2	437000	0.00090
824.8	397.3	1.0	213.8	217.1	2	457000	0.00090
816.0	397.3	1.0	209.4	212.6	7	522000	0.00091
794.3	397.3	1.0	198.5	201.6	3	762000	0.00090
748.0	397.3	1.0	175.4	178.1	2	1320000	0.00090
734.3	397.3	1.0	168.5	171.1	2	1500000	0.00090
725.4	397.3	1.0	161.1	166.6	2	1640000	0.00090
705.7	397.3	1.0	154.2	156.6	35	2020000	0.00092
685.4	397.3	1.0	144.0	146.3	2	2710000	0.00090
678.6	397.3	1.0	140.7	142.9	0	3090000	0.00090
677.9	397.3	1.0	140.3	142.5	2	3030000	0.00090
674.9	397.3	1.0	138.8	141.0	2	3190000	0.00090
667.1	397.3	1.0	134.9	137.0	31	3590000	0.00091
667.1	463.2	1.0	102.0	103.6	1	24700000	0.00090
667.1	463.2	1.0	102.0	103.6	1	24700000	0.00090
667.1	474.0	1.0	96.6	98.1	2	68400000	0.00090
667.1	516.8	1.0	75.1	76.3	2	-----	0.0

疲労累積係数 = 0.03978

$K_e$  : 割増し係数  
 ALT : 繰返しピーク応力強さ  
 ALT\* : ALTに(196000)/(材料の使用温度における経時性係数)を乗じて得た値  
 N : 設計繰返し回数  
 N\* : 許容繰返し回数

→通常  $U_f : 0.040$

  : 割増し係数  $K_e$  を示す

ふた管台 環境疲労評価結果 (評価点: 5)

過渡基準記号		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		過渡回数 n	許容繰返し回数 n <sup>k</sup>	疲労基準係数 u	環境効果補正係数 fen	環境効果を考慮した疲労基準係数 uen
A	B	smax	smin		補正前 salt	補正後 salt'					
1A1	2D4	92.2	-397.6	1.31	295.6	300.1	2	69800	0.00003	3.317	0.00003
1A1	2G1	92.2	-372.0	1.19	254.9	268.3	2	157000	0.00001	3.262	0.00004
1A1	1L1	92.2	-319.6	1.00	206.0	209.2	2	586000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	2J2	92.2	-234.2	1.00	133.6	139.7	26	1070000	0.00002	1.000	0.00002
2J1	2J2	91.4	-231.2	1.00	130.2	139.2	3	1030000	0.00001	1.000	0.00001
2J1	1U1	91.4	-278.2	1.00	134.8	137.7	26	1110000	0.00002	1.000	0.00002
N35	1F1	0.0	-278.2	1.00	133.1	141.2	66	3150000	0.00002	1.000	0.00002
2E1	1U1	-99.4	-278.2	1.00	39.4	50.3	2	-----	0.00000	1.000	0.00000
合計:											0.00021

(注) ひずみ振幅 $\leq 0.110\%$  (salt'  $\leq 514.6$ ) の場合、fen=1.0

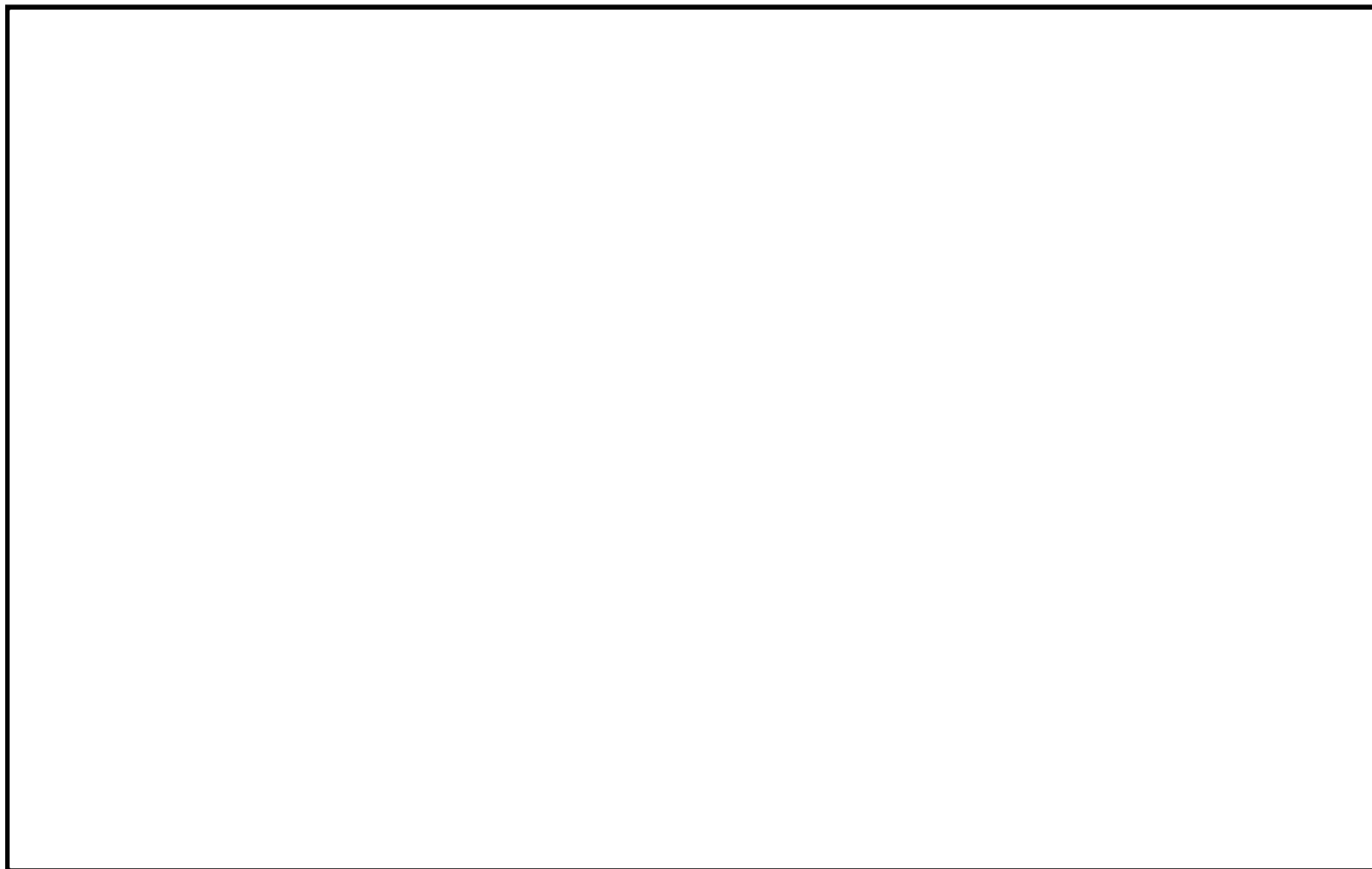
→環境 UF : 0.001

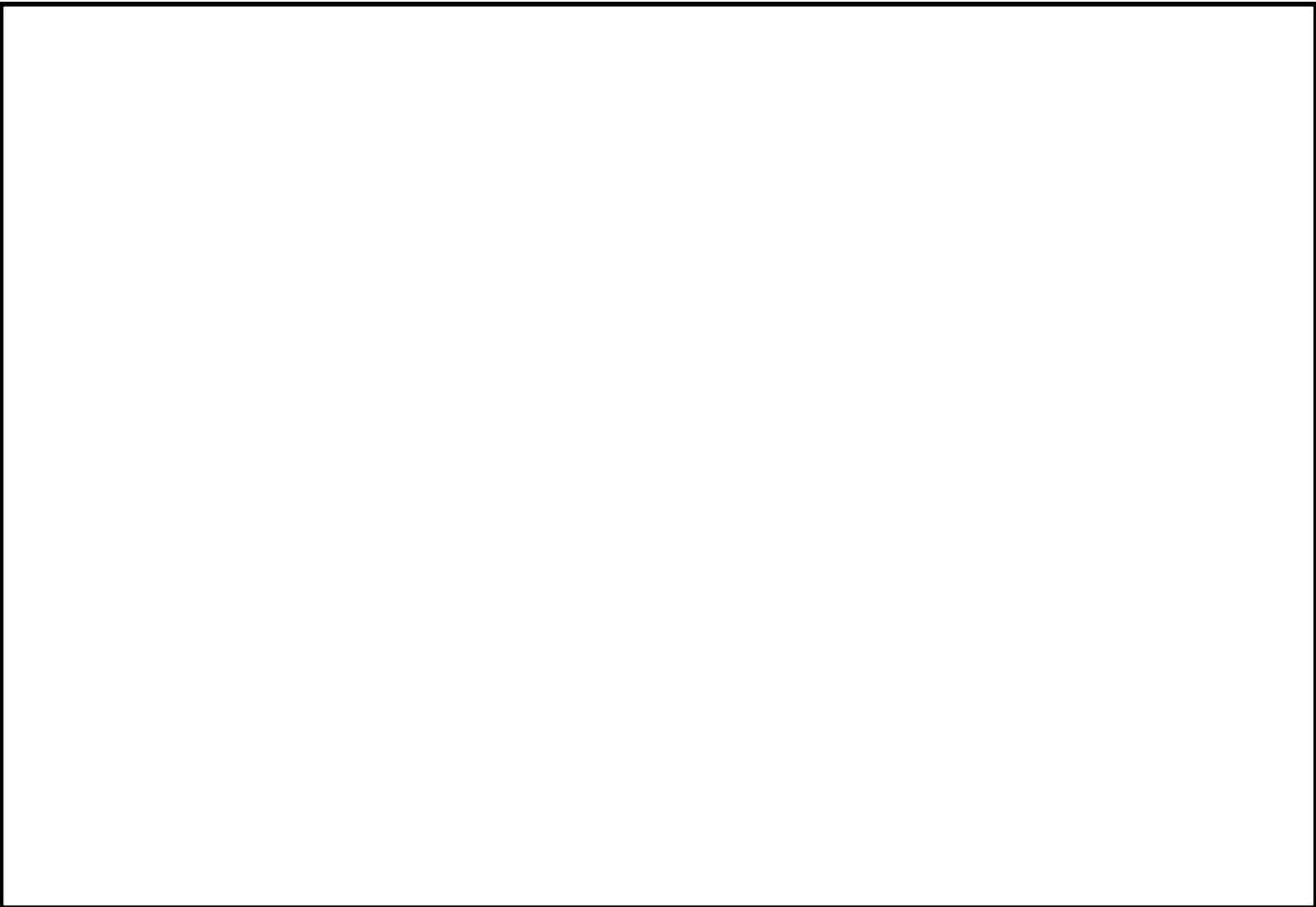
     : 割り増し係数 Ke, 環境効果補正係数 fen を示す

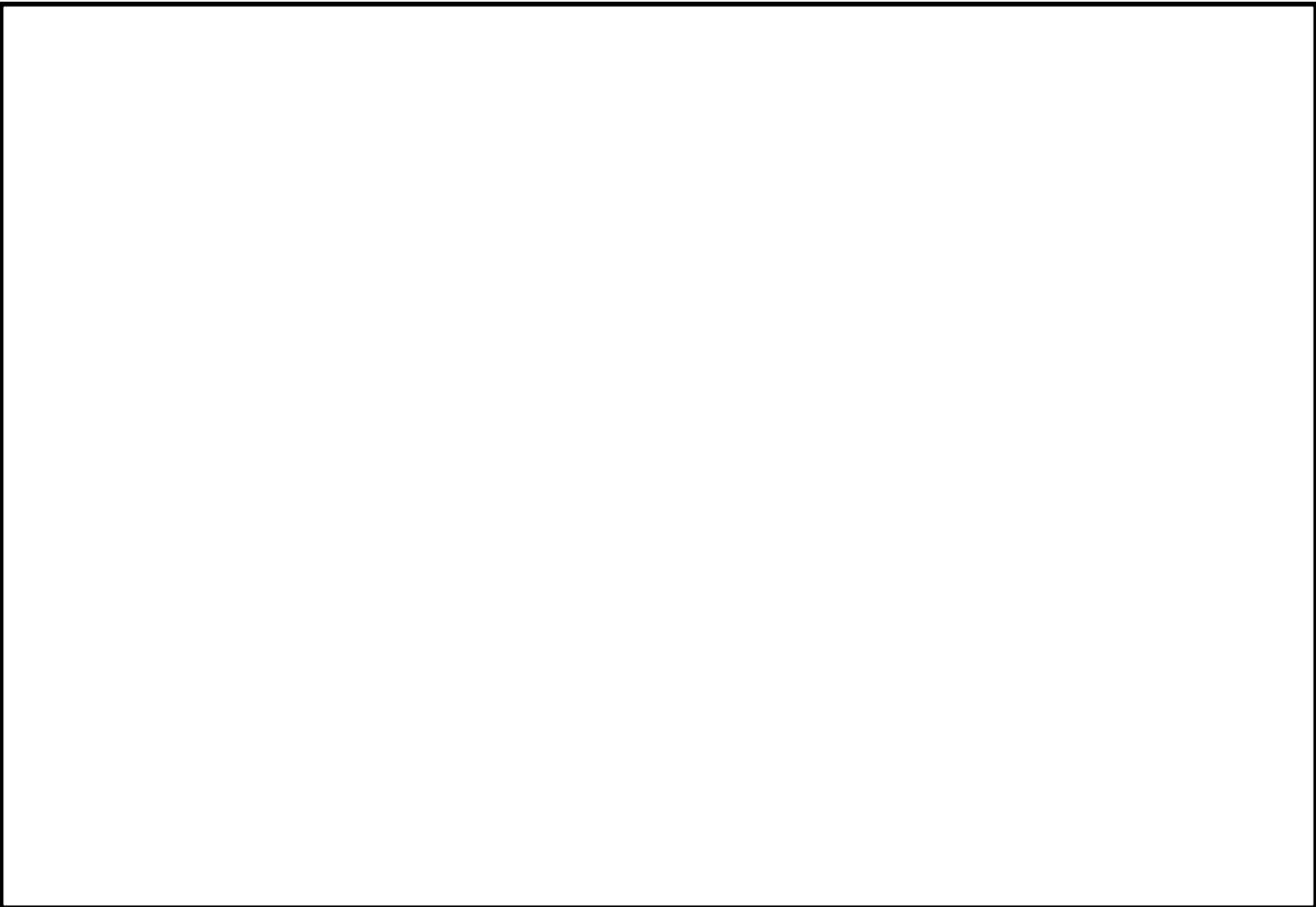


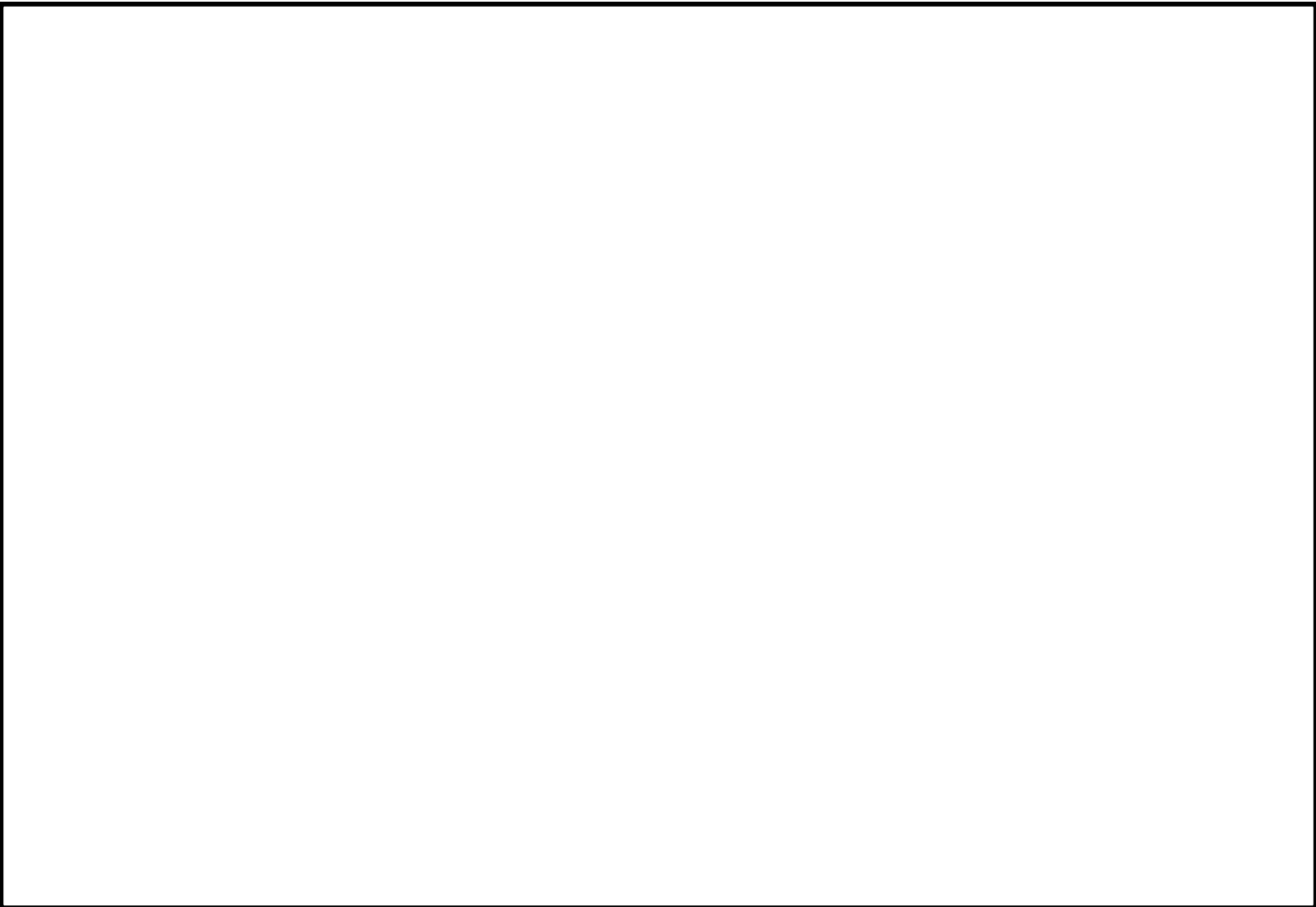
環境効果補正係数 (Fen) の算出根拠

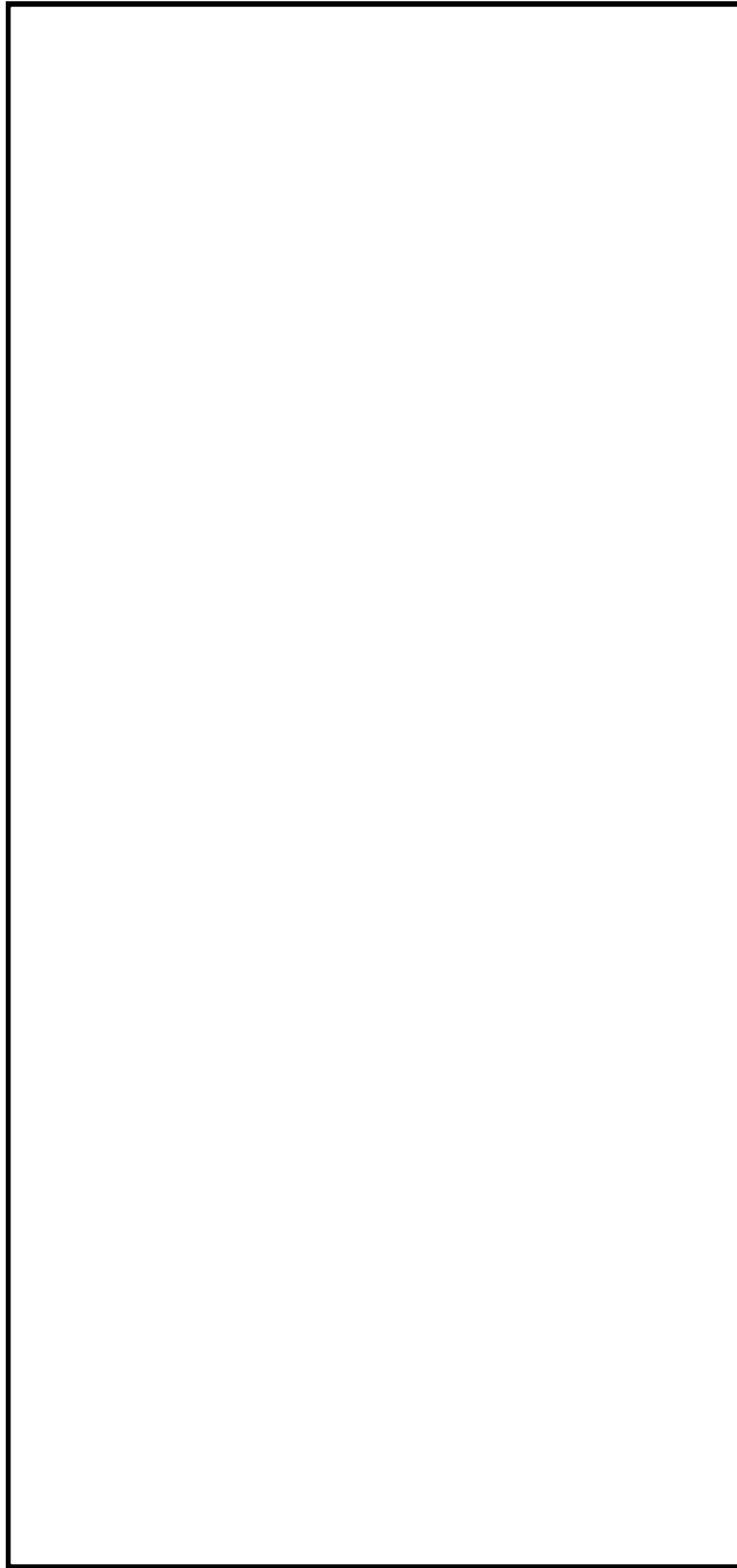
各過渡の温度、ひずみ履歴より値を読み取り、環境疲労評価手法に従って算出している。











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	0.00028	0.00003	0.00000
4	0.01479	0.00000	0.02246

許容値  $U_f = 1.0$

0.02246 : 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)		Ke	繰返し回数		疲労係数 (=N/N*)		
極大値	極小値		N	N*			
1486.1	-333.3	1.0	969.7	923.9	2	684	0.00292
1236.0	-333.3	1.0	781.6	793.9	2	1110	0.00180
944.7	-333.3	1.0	639.0	649.0	2	2240	0.00089
923.8	-333.3	1.0	628.5	638.4	2	2390	0.00084
875.5	-333.3	1.0	604.4	613.9	2	2760	0.00072
849.1	-333.3	1.0	591.2	600.5	2	3000	0.00067
805.7	-333.3	1.0	569.5	578.4	2	3450	0.00058
801.5	-333.3	1.0	567.4	576.3	7	3490	0.00201
780.9	-333.3	1.0	557.1	565.8	0	3740	0.00000
732.3	-333.3	1.0	532.8	541.1	2	4430	0.00045
662.2	-333.3	1.0	497.8	505.5	2	5770	0.00035
660.7	-333.3	1.0	497.0	504.8	7	5810	0.00120
660.7	-320.8	1.0	490.7	498.4	34	6110	0.00555
660.7	0.0	1.0	330.4	335.5	66	38800	0.00170
660.7	166.0	1.0	247.4	251.2	494	186000	0.00266
578.2	166.0	1.0	206.1	209.3	34	584000	0.00005
569.5	166.0	1.0	201.8	204.9	2	679000	0.00000
527.9	166.0	1.0	181.0	183.8	3	1190000	0.00000
488.8	166.0	1.0	161.4	163.9	35	1730000	0.00002
469.5	166.0	1.0	151.7	154.1	2	2160000	0.00000
453.5	166.0	1.0	143.7	146.0	31	2730000	0.00001
453.5	181.3	1.0	136.1	138.2	1	3460000	0.00000
447.2	181.3	1.0	132.9	135.0	0	3830000	0.00000
445.2	181.3	1.0	131.9	134.0	1	3960000	0.00000
445.2	288.1	1.0	78.5	79.8	1	—————	0.0
					疲労累積係数 =		0.02246

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

→通常  $U_f : 0.023$

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		修正前 salt	修正後 salt'					
1A1	2D4	116.4	-548.3	1.21	402.1	408.4	2	14500	0.00014	3.106	0.00043
1A1	2G1	116.4	-463.4	1.00	289.9	294.4	2	77400	0.00002	3.168	0.00003
1A1	1L1	116.4	-387.3	1.00	226.3	240.6	2	241000	0.00001	3.139	0.00003
1A1	2B1	116.4	-333.1	1.00	224.7	228.3	2	324000	0.00001	3.142	0.00002
1A1	2F1	116.4	-328.0	1.00	222.2	225.7	2	359000	0.00001	3.119	0.00002
1A1	2D2	116.4	-322.0	1.00	219.2	222.6	2	361000	0.00001	3.128	0.00002
1A1	2D1	116.4	-308.3	1.00	212.5	216.9	7	473000	0.00001	3.157	0.00005
1A1	2C2	116.4	-308.5	1.00	212.4	215.7	2	475000	0.00000	3.141	0.00001
1A1	2E2	116.4	-283.6	1.00	200.0	203.1	2	722000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	1G1	116.4	-277.7	1.00	187.0	200.1	2	863000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	1D1	116.4	-277.6	1.00	187.0	200.0	7	865000	0.00001	1.000	0.00001
2J1	1D1	112.2	-277.6	1.00	186.4	198.4	34	863000	0.00004	1.000	0.00004
N55	1D1	0.0	-277.6	1.00	128.3	141.0	66	3180000	0.00002	1.000	0.00002
2H1	1D1	-87.3	-277.6	1.00	86.1	96.6	2	231000000	0.00000	1.000	0.00000
1G1	1D1	-86.3	-277.6	1.00	84.1	95.6	492	1650000000	0.00000	1.000	0.00000
1G1	2J3	-86.3	-246.1	1.00	78.4	79.6	34	-----	0.00000	1.000	0.00000
合計:											0.00072

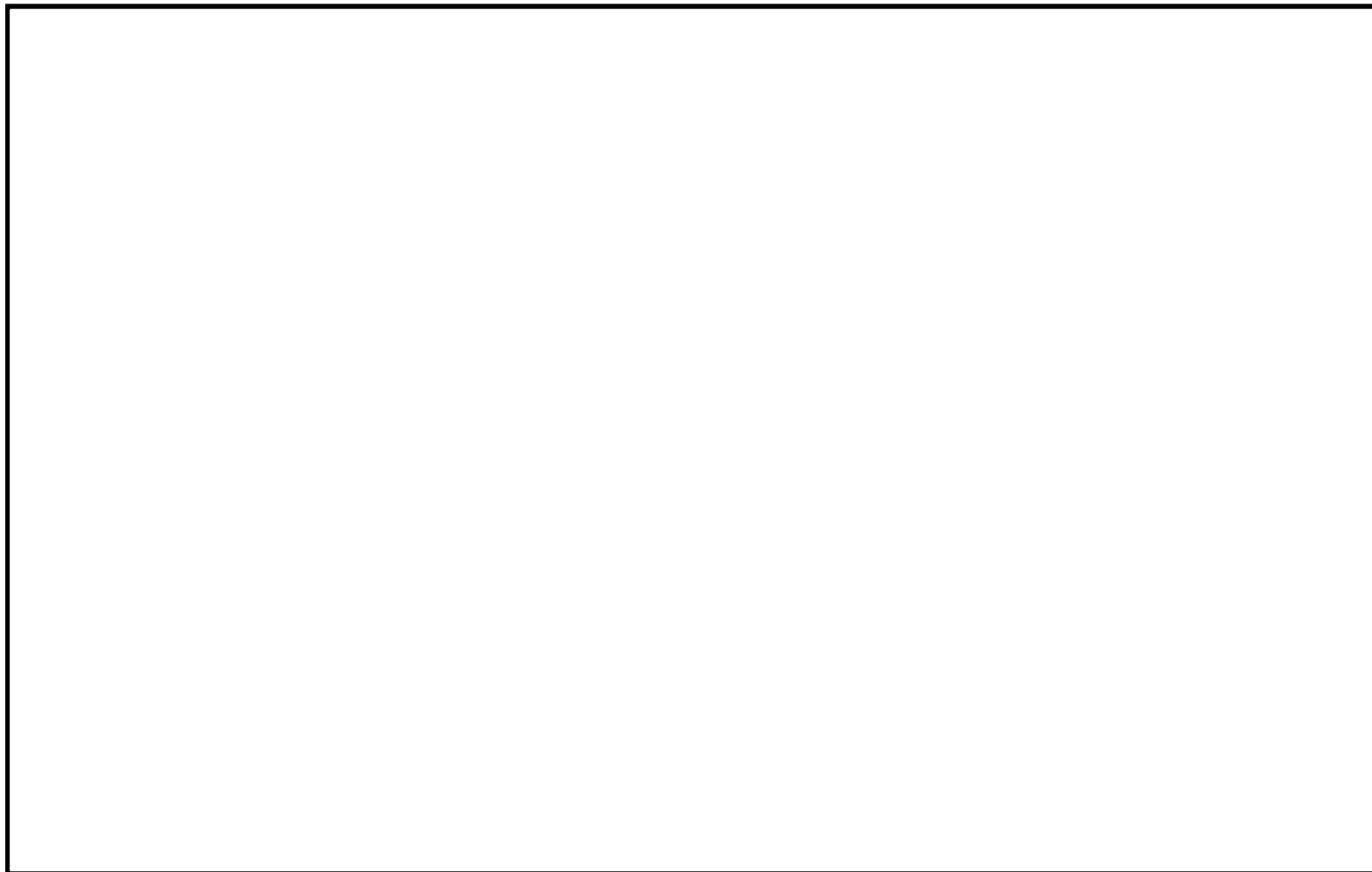
(注) 修正係数 ≤ 0.110% (salt' ≤ 214.8) の場合、fen=1.0

→環境 UF : 0.001

     : 割り増し係数 Ke, 環境効果補正係数 fen を示す

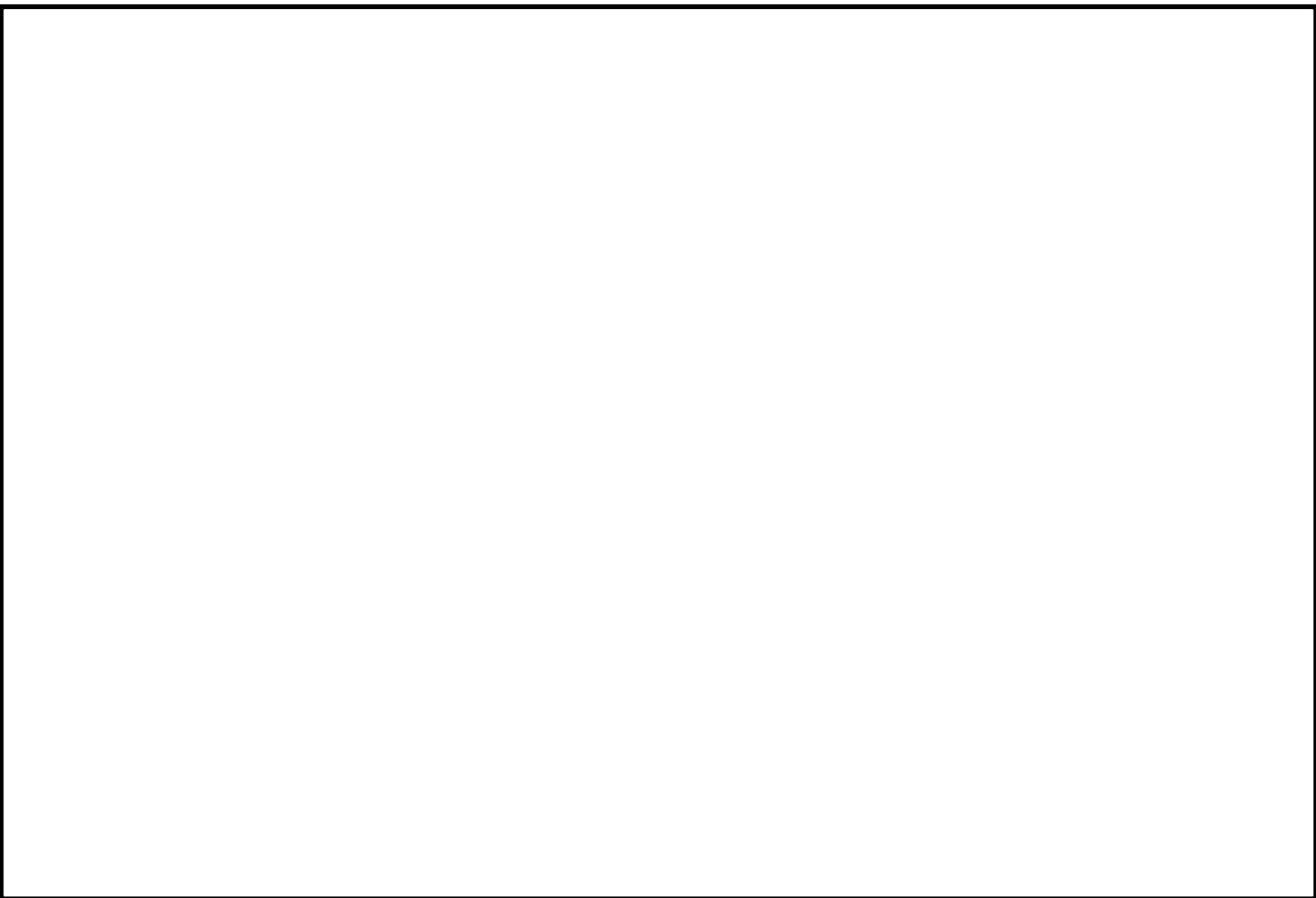
環境効果補正係数 (Fen) の算出根拠

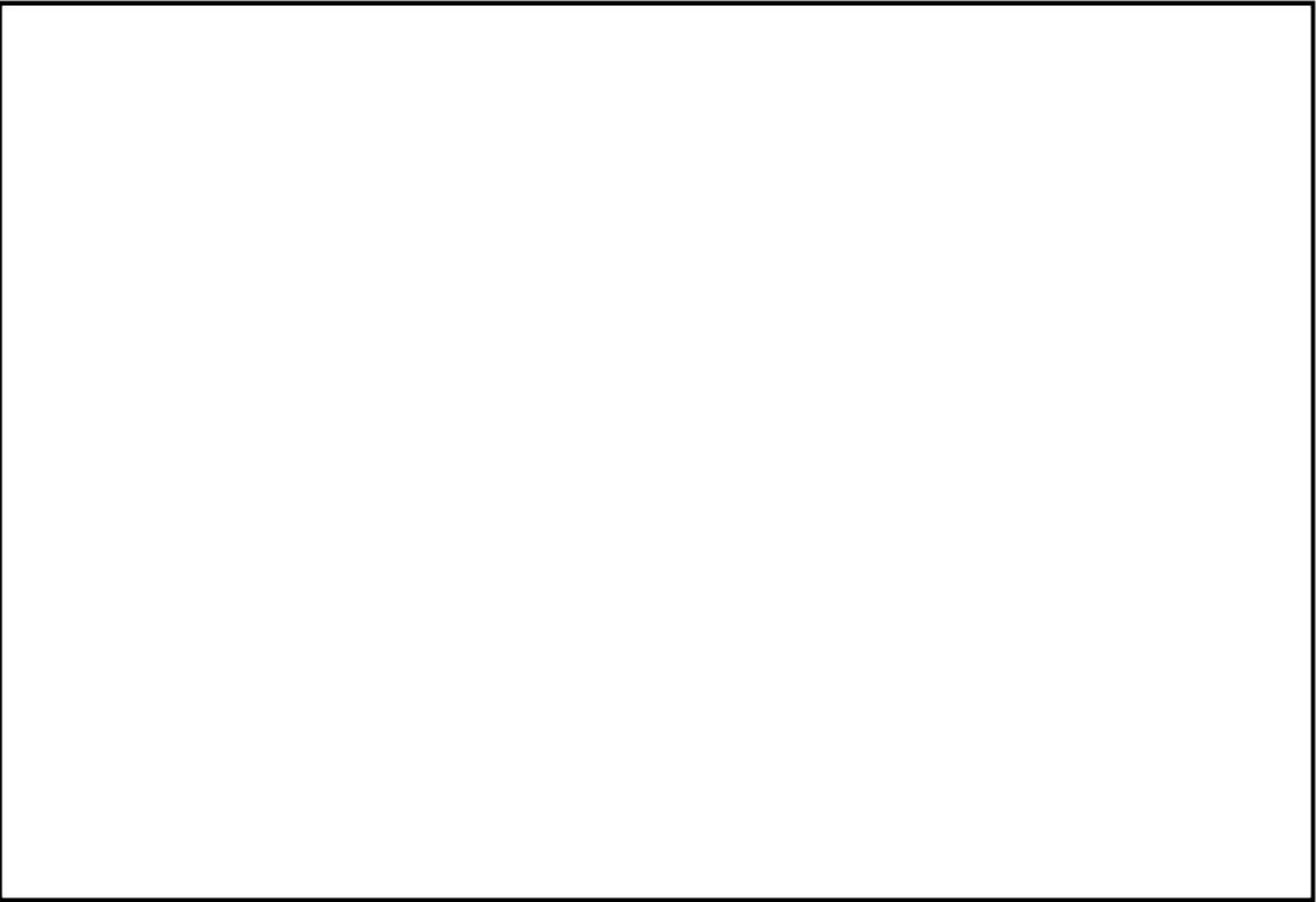
各過渡の温度、ひずみ履歴より値を読み取り、環境疲労評価手法に従って算出している。

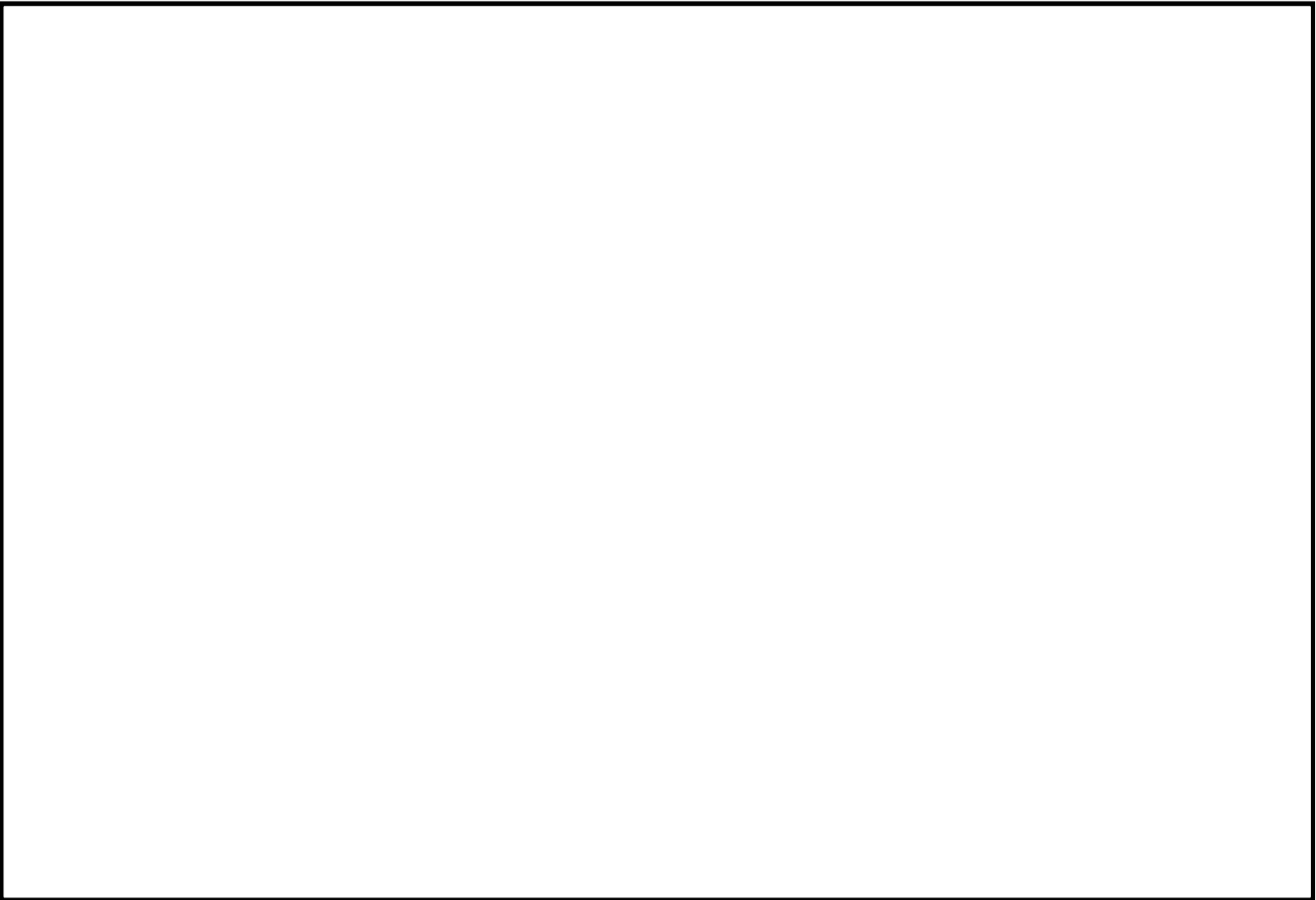


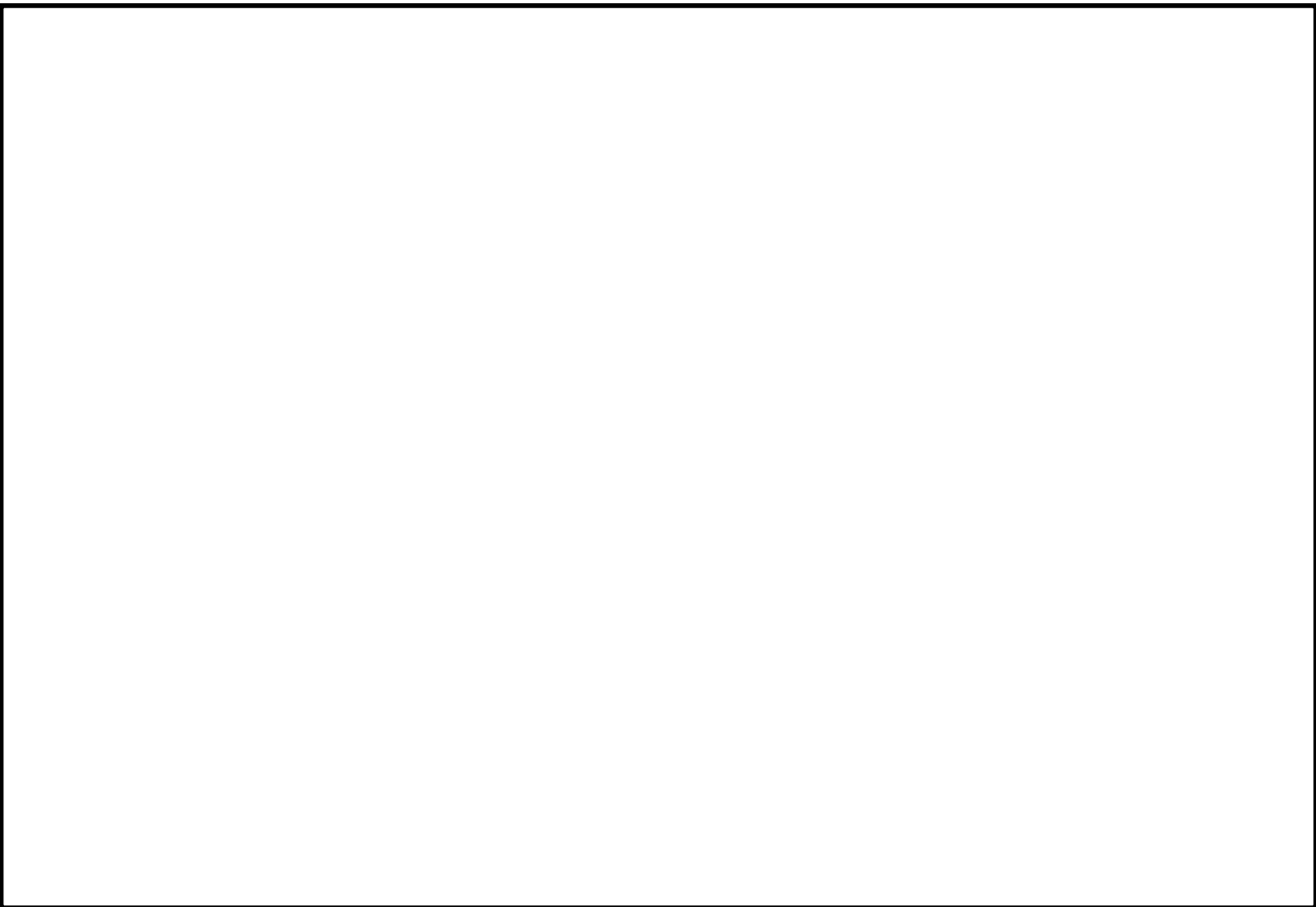


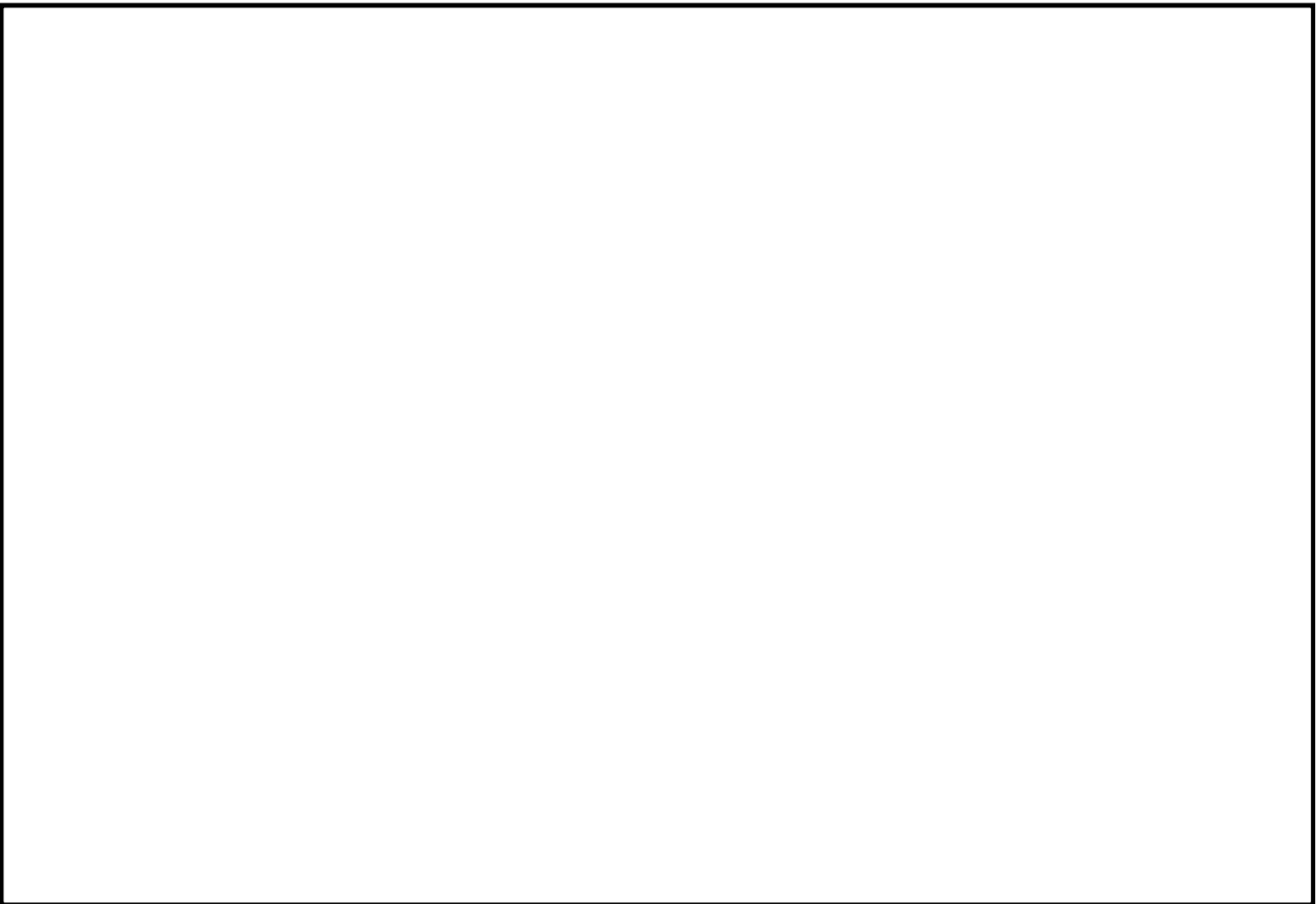


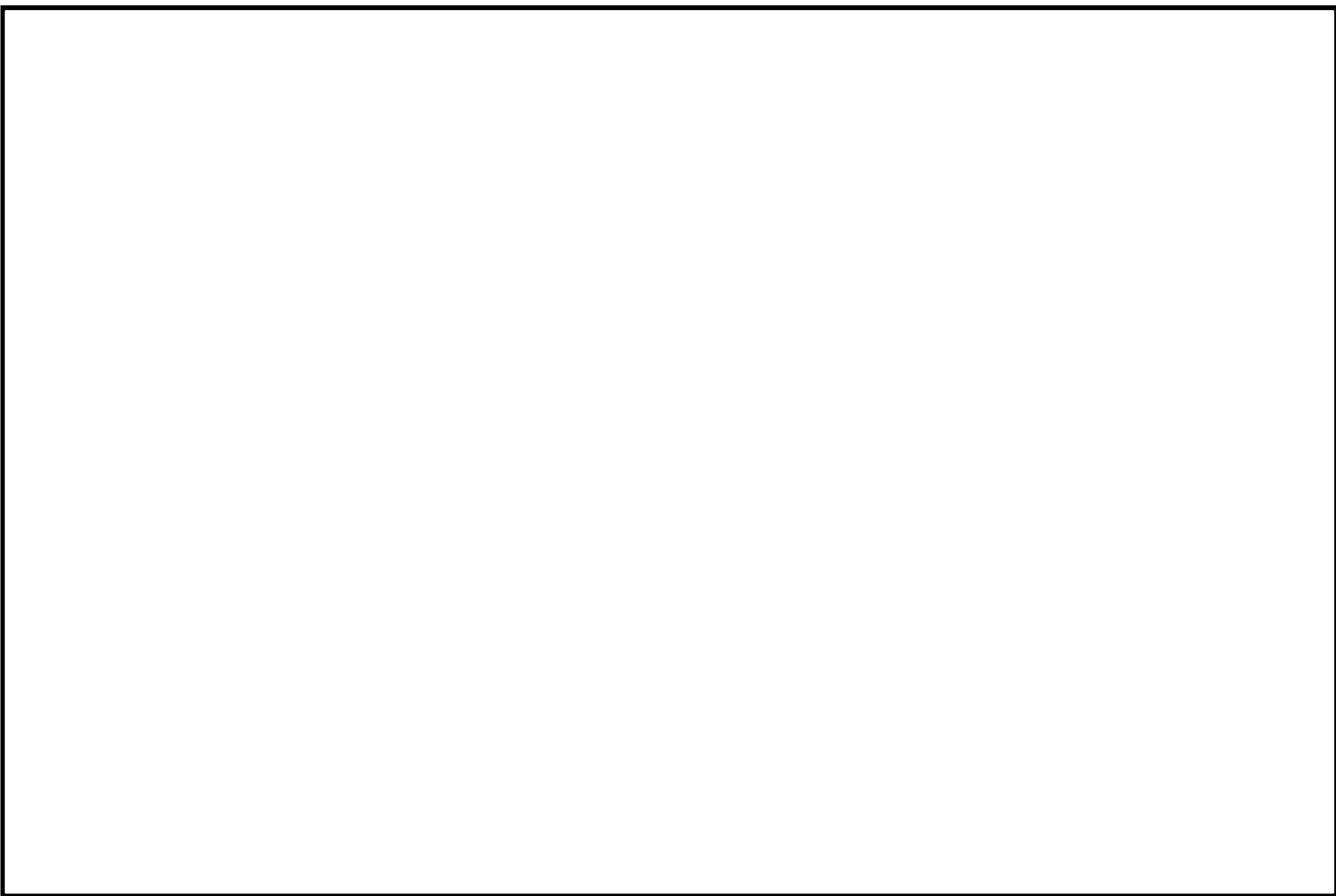














炉内計装筒形状寸法、評価点及び解析モデル



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	0.00000	0.0	0.0
8	0.00000	0.0	0.00000
9	0.00017	0.00002	0.0
10	0.09317	0.00707	0.46156

許容値  $U_f = 1.0$

0.46156 : 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)		Ke	繰返し回数		疲労係数 (=N/N*)		
最大値	極小値		ALT	N*			
2448.1	-210.3	1.0	1320.2	1309.1	2	237	0.00844
2120.8	-210.3	1.0	1165.6	1147.9	2	351	0.00570
1851.1	-210.3	1.0	1030.7	1015.1	6	507	0.01183
1753.4	-210.3	1.0	981.9	967.0	7	502	0.01182
1752.7	-210.3	1.0	981.5	966.6	2	503	0.00337
1734.2	-210.3	1.0	972.2	957.5	40	611	0.06547
1734.2	-160.9	1.0	947.1	932.7	19	664	0.02861
1710.2	-160.9	1.0	935.1	920.9	5	691	0.00724
1662.3	-160.9	1.0	911.1	897.3	26	751	0.04794
1662.3	-104.3	1.0	882.3	869.9	60	828	0.07246
1662.3	-85.9	1.0	874.1	860.8	68	856	0.07944
1662.3	0.0	1.0	831.1	818.5	119	1000	0.11900
1662.3	882.4	1.0	390.0	381.0	2	19700	0.00010
1662.3	1638.6	1.0	311.8	307.1	7	61500	0.00011
1662.3	1256.0	1.0	203.1	200.0	3	805000	0.00000
1662.3	1278.1	1.0	192.1	189.2	2	1080000	0.00000
1662.3	1294.9	1.0	183.7	180.9	2	1250000	0.00000
1662.3	1299.8	1.0	181.3	178.5	2	1310000	0.00000
1662.3	1323.7	1.0	169.3	166.7	8	1640000	0.00000
1662.3	1343.7	1.0	159.3	156.9	2	2000000	0.00000
1662.3	1360.7	1.0	150.8	148.5	2	2540000	0.00000
1662.3	1376.0	1.0	143.1	141.0	5	3180000	0.00000
1662.3	1378.7	1.0	141.8	139.6	4	3320000	0.00000
1662.3	1465.2	1.0	98.5	97.0	562	98600000	0.00001
1621.1	1465.2	1.0	78.0	76.8	4	-----	0.0

疲労累積係数 = 0.46156

Ke : 割増し係数  
 ALT : 繰返しピーク応力強さ  
 ALT\* : ALTに(1/95000)/(材料の使用温度における線弾性係数)を乗じて得た値  
 N : 設計繰返し回数  
 N\* : 許容繰返し回数

→通常 UF : 0.462

1.0 : 割増し係数 Ke を示す