

伊方発電所 3 号炉 審査資料	
資料番号	SIN3-PLM30-疲労

伊方発電所 3 号炉 高経年化技術評価
(低サイクル疲労)

補足説明資料

令和 6 年 1 月
四国電力株式会社

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. 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 健全性評価	5
4.2 現状保全	17
4.3 総合評価	18
4.4 高経年化への対応	18
5. 代表機器以外の技術評価	19
5.1 健全性評価	19
5.2 現状保全	21
5.3 総合評価	22
5.4 高経年化への対応	22
6. まとめ	23
6.1 審査ガイド適合性	23
6.2 長期施設管理に関する方針として策定する事項	24

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、「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」および「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」の記載事項（以下、「審査ガイド等記載事項」という。）を踏まえ、評価機器について運転開始後 60 年時点までの期間における低サイクル疲労に対して、高経年化に関する技術評価を適切に実施し、その結果に基づき長期施設管理方針を適切に策定していることを確認することである。

低サイクル疲労についての審査ガイド等記載事項を表 1 に整理する。

表1 低サイクル疲労についての審査ガイド等記載事項

ガイド	記載事項
<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. 1 ⑤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</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あたっては、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 対象設備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、設備の重要度（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。

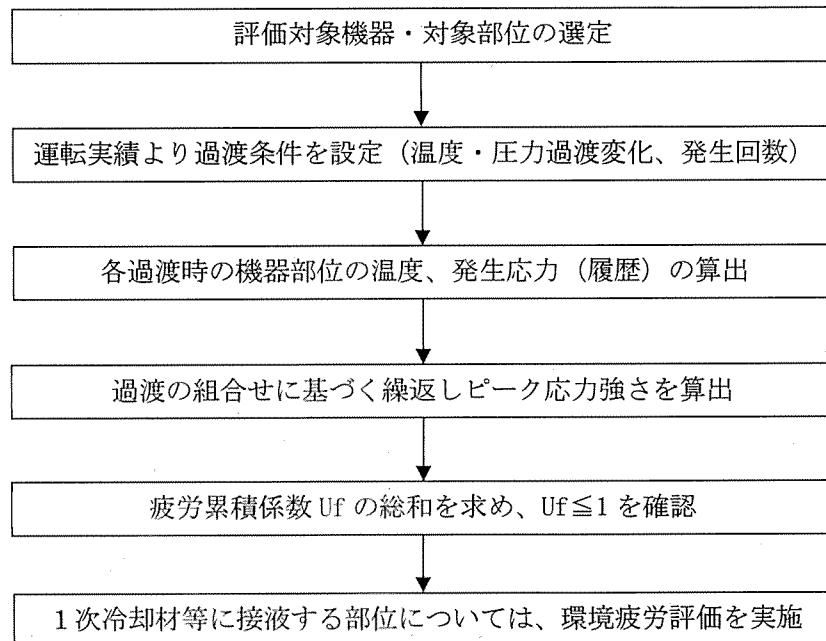


図1 低サイクル疲労の技術評価フロー

(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) (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。)

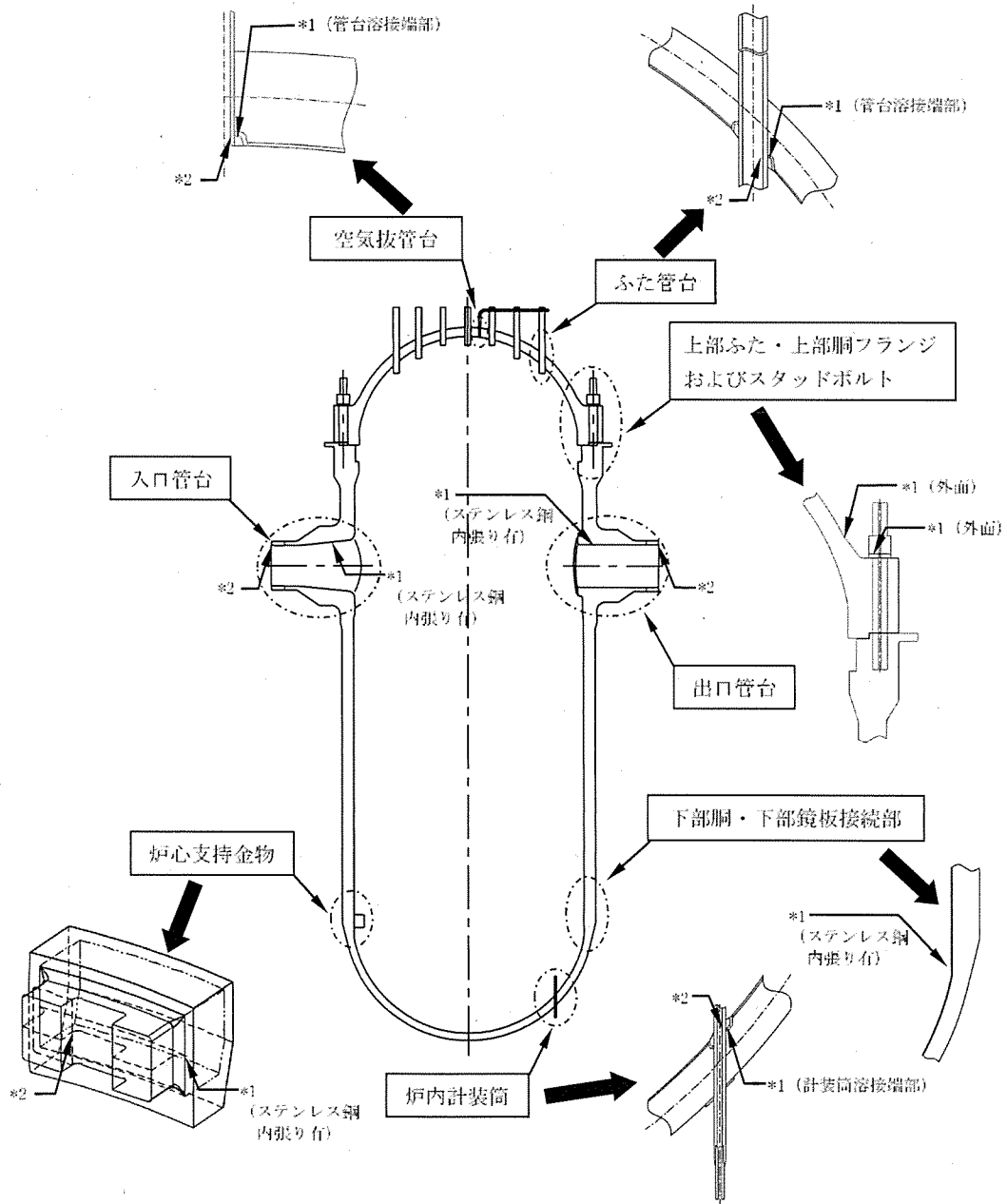
4. 代表機器の技術評価

4.1 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 対象部位の選定理由

対象機器・部位	選定理由	
原子炉容器	入口管台	建設時工認評価部位
	出口管台	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
	上部ふたおよび上部胴フランジ	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
	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2019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、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、空気抜管台以外）、取替機器（上部ふた、ふた管台、空気抜管台）、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

$$\begin{aligned} 60 \text{ 年時点過渡回数} &= \text{実績過渡回数} + \text{推定過渡回数} \\ &\geq \text{実績過渡回数} + (\text{実績過渡回数に基づく1年間当たりの平均過渡回数}) \\ &\quad \times \text{余裕}(1.5) \times \text{残年数} \end{aligned}$$

② 取替機器（上部ふた、ふた管台、空気抜管台）

$$\begin{aligned} 60 \text{ 年時点過渡回数} &= \text{実績過渡回数} + \text{推定過渡回数} \\ &\geq \text{取替後実績過渡回数} + (\text{未取替機器の1年間当たり平均過渡回数}) \\ &\quad \times \text{余裕}(1.5) \times \text{残年数} \end{aligned}$$

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 0.70 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	原子炉容器上部ふたは第 14 回定検 (2017~2018 年度) の取替後、2019 年度末までの実績過渡で評価する。
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	2011 年 5 月以降に発生した過渡の扱い	実績過渡回数に含めるが、福島第一原子力発電所事故発生以降に最初にプラント停止した時点 (2011 年 5 月) 以降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 (2019 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 (×1.5) を考慮し設定する。

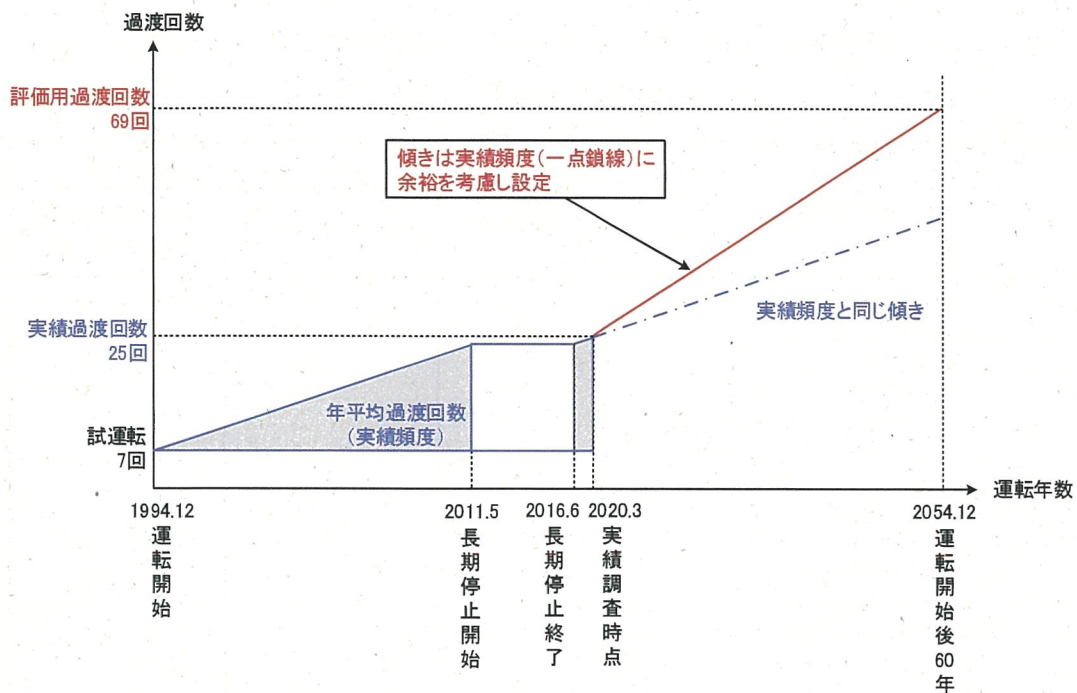


図3 評価用過渡回数の略式図(停止の例)

	営業運転 開始時点 1994.12.15	福島第一原子 力発電所事故 後の長期停止 期間開始 2011.5	福島第一原子 力発電所事故 後の長期停止 期間終了 2016.6	現時点 (実績調査時点) 2020.3.31	運転開始後 60年時点 2054.12.14
実際の 運転状況		2011.4.29 通常の 断続運転	2016.8.16 13回 定検		通常の 断続運転
評価上の 取扱い		① (16.5年)	② (5年)	① (4年)	③ (34.5年)
<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 福島第一原子力発電所事故後の長期停止期間であるため、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(1/3) 未取替機器（上部ふた、ふた管台、空気抜管台およ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	
		2019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	25	69
停止（温度下降率55.6℃/h）	4、9	25	69
負荷上昇（負荷上昇率5%/min）	3、9	164	843
負荷減少（負荷減少率5%/min）	3、9	157	836
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2、9	3	5
100%から90%へのステップ状負荷減少	2、9	3	5
100%からの大きいステップ状負荷減少	2、9	2	5
定常負荷運転時の変動*1	1	—	—
燃料交換	5、9	16	69
0%から15%への負荷上昇	9	25	67
15%から0%への負荷減少	9	19	64
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	運転実績に基づく過渡回数	
		2019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	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	5	5
1次系漏えい試験	9	21	61

*1：設計評価においては、1次冷却材温度は±1.7℃、1次冷却材圧力は±0.34MPaの変動があるものとして
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10、11、12は記載省略。

表 4(2/3) 取替機器（上部ふた、ふた管台、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*2	運転実績に基づく過渡回数	
		2019年度末時点	運転開始後60年 時点の推定値*3
起動（温度上昇率55.6℃/h）	4	2	46
停止（温度下降率55.6℃/h）	4	2	46
負荷上昇（負荷上昇率5%/min）	3	8	687
負荷減少（負荷減少率5%/min）	3	8	687
90%から100%へのステップ状負荷上昇	—	0	2
100%から90%へのステップ状負荷減少	—	0	2
100%からの大きいステップ状負荷減少	—	0	3
定常負荷運転時の変動*1	1	—	—
燃料交換	5	0	53
0%から15%への負荷上昇	—	1	43
15%から0%への負荷減少	—	1	46
1 ループ停止 / 1 ループ起動			
I) 停止	—	0	2
II) 起動	—	0	2

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	
		2019年度末時点	運転開始後60年 時点の推定値*3
負荷の喪失	—	0	3
外部電源喪失	—	0	4
1次冷却材流量の部分喪失	—	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	—	0	7
II) 不注意な冷却を伴うトリップ	—	0	2
III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	—	0	2
1次冷却系の異常な減圧	—	0	2
制御棒クラスタの落下	—	0	3
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	—	0	2
1次冷却系停止ループの誤起動	—	0	2
タービン回転試験	6	0	0
1次系漏えい試験	—	1	41

*1：設計評価においては、1次冷却材温度は±1.7℃、1次冷却材圧力は±0.34MPa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、10、11、12は記載省略。

*3：運転開始後24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36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	
		2019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	28	77
停止 (温度下降率55.6°C/h)	4、9	28	77
負荷上昇 (負荷上昇率5%/min)	3、9	164	843
負荷減少 (負荷減少率5%/min)	3、9	157	836
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2、9	3	5
100%から90%へのステップ状負荷減少	2、9	3	5
100%からの大きいステップ状負荷減少	2、9	2	5
定常負荷運転時の変動*1	1	—	—
燃料交換	5、9	16	69
0%から15%への負荷上昇	9	25	67
15%から0%への負荷減少	9	19	64
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	運転実績に基づく過渡回数	
		2019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	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	5	5
1次系漏えい試験	9	21	61

*1: 設計評価においては、1次冷却材温度は±1.7°C、1次冷却材圧力は±0.34MPa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、10、11、12は記載省略。

(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。

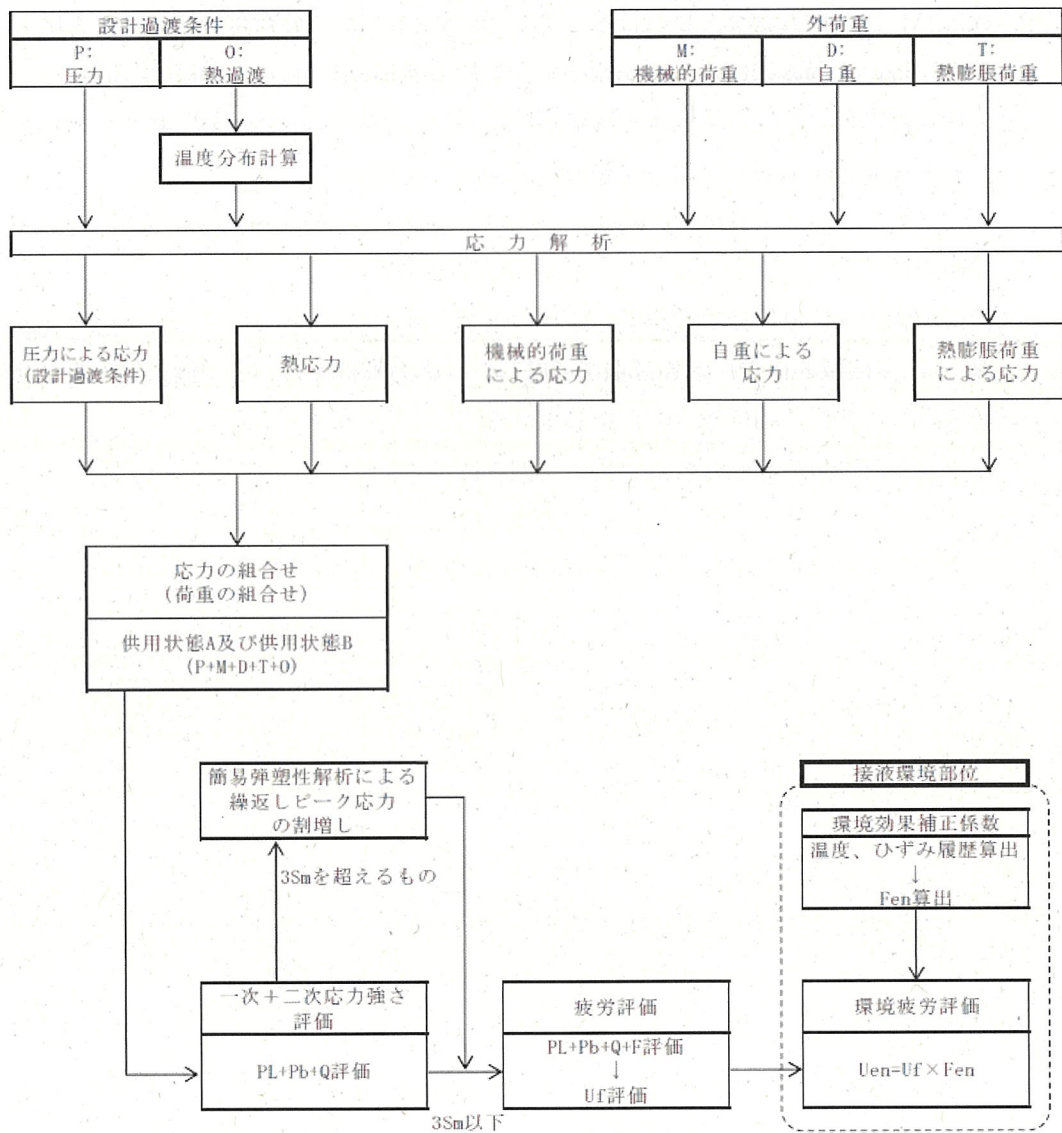


図 5(1/2) 疲労評価の解析フロー (スタッドボルトを除く部位)

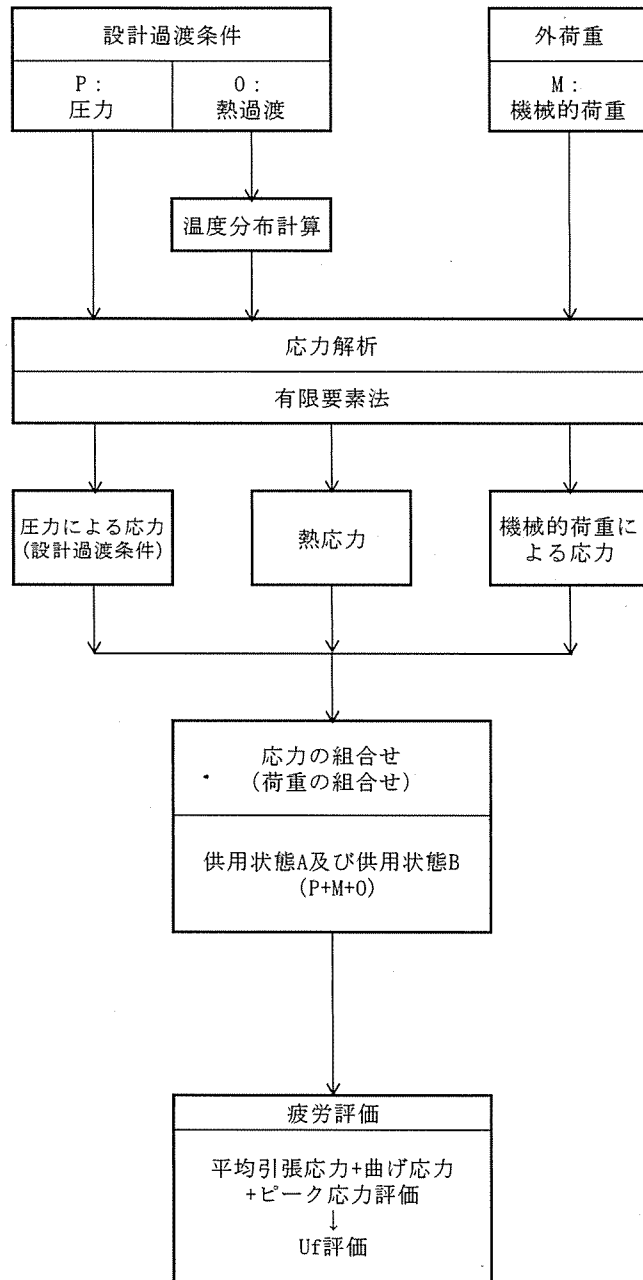


図 5(2/2) 疲労評価の解析フロー (スタッドボルト)

(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
入口管台	0.038	0.001*2
出口管台	0.047	0.001*2
ふた管台*1	0.074	0.003*2
空気抜管台*1	0.038	0.001*2
炉内計装筒	0.196	0.003*2
上部ふた*1および上部胴フランジ	0.008	—*3
下部胴・下部鏡板接続部	0.004	—*3
炉心支持金物	0.005	0.001*2
スタッドボルト	0.362	—*3

*1：第14回定期検査時（2017～2018年度）に原子炉容器上部ふたを取替えているため、36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無い。

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
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	100%/10年	第16回定期検査	良
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	100%/10年	第15回定期検査	良
ふた管台	制御棒クラスタ駆動装置ハウジングとの溶接部	浸透探傷検査	25%/10年	—	—
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）	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15回定期検査	良
上部胴フランジ	溶接部	超音波探傷検査	100%/10年	第13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13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13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

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。ただし、疲労評価は実過渡回数に依存するため、今後も実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、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	0.074	0.110 ^{*1}
	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	0.093	0.588 ^{*1}
		ケーシング脚部	0.096	0.588 ^{*1}
熱 交 換 器	再生熱交換器	管板部	0.088	0.425
	余熱除去冷却器	管板部	0.032	0.042
	蒸気発生器	管板まわり	0.157	0.181 ^{*1}
		給水入口管台	0.159	0.851 ^{*2}
容 器	加圧器	スプレイライン用管台	0.045	0.051 ^{*1*2}
		サージ用管台	0.021	0.135
	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	— ^{*3}
		主蒸気管貫通部伸縮継手	0.017	— ^{*3}
		主給水管貫通部伸縮継手	0.146	— ^{*3}

*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	余熱除去系統配管 「1次冷却材管低温側入口 第2逆止弁～1次冷却材管 低温側余熱除去系戻り管 台」	0.005	0.099
		余熱除去系統配管 「1次冷却材管高温側余熱 除去系第2入口弁～原子炉 格納容器貫通部」	0.006	0.038
		加圧器サージ配管	0.006	0.011*2
		加圧器スプレイ配管	0.009	0.174*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」	0.017	0.127
	1次冷却材管	ホットレグ	0.001	0.008
		クロスオーバーレグ	0.002	0.010
		コールドレグ	0.001	0.005
		加圧器サージ管台	0.031	0.163
		蓄圧タンク注入管台	0.008	0.031
		余熱除去系戻り管台	0.001	0.001
		充てん管台	0.003	0.024
	安全注入管台	0.013	0.045	
弁	仕切弁	余熱除去系第1入口弁弁箱	0.004	0.104
	玉形弁	抽出ライン第1制御弁弁箱	0.050	0.676
	スイング逆止弁	蓄圧タンク出口注入ライン 第1逆止弁弁箱	0.014	0.150
	リフト逆止弁	高圧注入ラインループ低温 側第1逆止弁弁箱	0.020	0.228
炉内 構造物	炉心支持構造物	上部炉心支持板	0.003	0.022
		上部炉心支持柱	0.001	0.004
		下部炉心支持板	0.002	0.006
		下部炉心支持柱	0.002	0.025
重機器 サポート	加圧器サポート	加圧器スカート溶接部	0.261	—*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	ケーシング内面全体の目視確認	1回/10定検	第14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13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15回定期検査	良
	余熱除去冷却器	管板部	目視確認	1回/15定検	第13回定期検査	良
	蒸気発生器	管板まわり	①溶接部の超音波探傷検査 ②内張りの目視確認 ③漏えい試験(VT-2)	①25%/10年 ②毎定検 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
		給水入口管台	漏えい試験(VT-2)	100%/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)	①②25%/10年 ③毎定検	①第11回定期検査 ②第11回定期検査 ③第16回定期検査	良
		サージ用管台			①第14回定期検査 ②第14回定期検査 ③第16回定期検査	
	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	原子炉格納容器漏えい率試験	1回/3定検	第15回定期検査	良
配管	ステンレス鋼配管	余熱除去系統配管「1次冷却材管低温側入口第2逆止弁～1次冷却材管低温側余熱除去系戻り管台」	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15回定期検査 ②第16回定期検査	良
		余熱除去系統配管「1次冷却材管高温側余熱除去系第2入口弁～原子炉格納容器貫通部」	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 ③100%/10年	①第16回定期検査 ②第16回定期検査 ③第15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	①25%/10年 ②毎定検	①第15回定期検査 ②第16回定期検査	良
		加圧器スプレイ配管	②漏えい検査(VT-2)		①第16回定期検査 ②第16回定期検査	良
	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

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	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、安全注入管台	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14回定期検査 ②第16回定期検査 ③第16回定期検査	良
	仕切弁	余熱除去系第1入口弁弁箱	①目視確認 ②漏えい確認	①1回/10定検 ②毎定検	①第12回定期検査 ②第16回定期検査	良
弁	玉形弁	抽出ライン第1制御弁弁箱	①目視確認 ②漏えい確認	①1回/4定検 ②毎定検	①第17回実施予定 ②第16回定期検査	良
	スイング逆止弁	蓄圧タンク出口注入ライン第1逆止弁弁箱	①目視確認 ②漏えい確認	①1回/3定検 ②毎定検	①第16回定期検査 ②第16回定期検査	良
	リフト逆止弁	高圧注入ラインループ低温側第1逆止弁弁箱	①目視確認 ②漏えい確認	①1回/20定検 ②毎定検	①第15回定期検査 ②第16回定期検査	良
炉内構造物		上部炉心支持板 上部炉心支持柱	水中テレビカメラによる目視確認(VT-3)	100%(可能範囲)/10年	第15回定期検査	良
		下部炉心支持板 下部炉心支持柱			第13回定期検査	良
重機器サポート	加圧器サポート	加圧器スカート溶接部	溶接部の浸透探傷検査	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。ただし、疲労評価は実過渡回数に依存するため、今後も実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」で示す審査ガイド等記載事項に対して、高経年化に関する技術評価を適切に実施し、長期施設管理方針を適切に策定していることを確認した。低サイクル疲労についての審査ガイド等記載事項との対比を表9に示す。

表9 低サイクル疲労についての審査ガイド等記載事項との対比

ガイド	記載事項	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および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、4.3、5.2および5.3の「現状保全」および「総合評価」に示すとおり、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および5.4の「高経年化への対応」に示すとおり、実績過渡回数を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ことを長期施設管理方針として策定した。 6.2の「長期施設管理方針として策定する事項」に策定した長期施設管理方針を示す。
	(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。	
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	4.4および5.4の「高経年化への対応」に示すとおり、実績過渡回数を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ことを長期施設管理方針として策定した。 6.2の「長期施設管理方針として策定する事項」に策定した長期施設管理方針を示す。
	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あたっては、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。	

6.2 長期施設管理方針として策定する事項

疲労評価結果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、伊方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 伊方発電所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12月15日からの5年間、中長期：2024年12月15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 $60 \text{ 年時点過渡回数} \geq \text{実績過渡回数} + (\text{実績過渡回数に基づく 1 年間当たりの平均過渡回数}) \times \text{余裕}(1.5) \times \text{残年数}$</p> <p>②取替機器 $60 \text{ 年時点過渡回数} \geq \text{取替後実績過渡回数} + (\text{未取替機器の 1 年間当たり平均過渡回数}) \times \text{余裕}(1.5) \times \text{残年数}$</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」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、伊方 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

$$25 \text{ 回}^{\text{注1)}} + 0.78 \text{ 回/年}^{\text{注2)}} \times 1.5 \times 34.8 \text{ 年 (残りの年数)} \approx 66 \text{ 回} < 69 \text{ 回 (評価用)}^{\text{注3)}}$$

注1) 試運転：8回（うち、微小過渡0回）

2020年3月末までの実績（試運転除く）：16.776回→17回（うち微小過渡1.776回→2回）
 （試運転の過渡回数は下表の①、2020年3月末までの実績（試運転除く）は②参照）

注2) 2020年3月末までの実績（試運転および長期停止期間（2011年5月から2016年6月まで）を除く）÷2020年3月末までの年数（長期停止期間（2011年5月から2016年6月まで）を除く）

$$15.653 \text{ 回} \div 20.1 \text{ 年} \approx 0.779 \text{ 回/年} \rightarrow 0.78 \text{ 回/年}$$

（試運転時および長期停止期間（2011年5月から2016年6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。）

注3) 「停止」に合わせた回数

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 20.1年	現状～60年 までの増加分 (34.8年)	60年ベースの 過渡回数
1 起動	8	15 （このうち長期停止期間 中以外の実績 14）	25 （8+15+1.776 =24.776 →25）	0.78 （14+1.653 =15.653 15.653 20.1 ≈0.78）	41 （34.8×0.78 ×1.5 ≈41）	66 （=25+41）
微小過渡	①	1.776 （このうち長期停止期間 中以外の実績 1.653）	②			
(実績+微小過渡)	(8+0)	(15+2)	(23+2*1)			

*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

$164 \text{ 回}^{\text{注1)}} + \boxed{}^{\text{注2)}} \times 1.5 \times 34.8 \text{ 年 (残りの年数)} \div 843 \text{ 回} = 843 \text{ 回 (評価用)}$

注 1) 試運転 : 16 回

2020 年 3 月末までの実績 (試運転除く) : 148 回

(試運転の過渡回数は下表の③、2020 年 3 月末までの実績 (試運転除く) は④参照)

注 2) 2020 年 3 月末までの実績 (試運転除く) \div 2020 年 3 月末までの年数 (長期停止期間 (2011 年 5 月から 2016 年 6 月まで) を除く)

$148 \text{ 回} \div 20.1 \text{ 年} \div 7.363 \text{ 回/年} \rightarrow 7.37 \text{ 回/年}$

(試運転時および長期停止期間 (2011 年 5 月から 2016 年 6 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 7.37 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 20.1年	現状~60年 までの増加分 (34.8年)	60年ベースの 過渡回数
3 負荷上昇	$\boxed{16}$ ③	$\boxed{148}$ ④	164 (=16+148)	$\boxed{}$ 注1) $\left(\frac{148}{20.1} \div 7.37 \right)$	679 $\left(34.8 \times \boxed{} \times 1.5 \right)$ $\boxed{} \rightarrow 679$	843 (=164+679)

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、 $\boxed{}$ 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

$4 \text{ 回}^{\text{注1)}} + \boxed{}^{\text{注2)}} \times 1.5 \times 34.8 \text{ 年 (残りの年数)} \div 7 \text{ 回} = 7 \text{ 回 (評価用)}$

注 1) 試運転 : 4 回

2020 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、2020 年 3 月末までの実績 (試運転除く) は⑥参照)

注 2) 伊方 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 $\boxed{}$ 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 20.1年	現状~60年 までの増加分 (34.8年)	60年ベースの 過渡回数
31 負荷の喪失	$\boxed{4}$ ⑤	$\boxed{0}$ ⑥	4	$\boxed{}$ 注1)	3 $\left(34.8 \times \boxed{} \times 1.5 \right)$ $\boxed{} \rightarrow 3$	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 20.1年	現状~60年 までの増加分 (34.8年)	60年ベースの 過渡回数
2 停止	7	16 このうち長期 停止期間 中以外の実 績 15	25 $(7+16+1.754)$ $=24.754$ $\rightarrow 25$	0.83 $(15+1.619)$ $=16.619$ $\frac{16.619}{20.1} \approx 0.83$	44 (34.8×0.83) $\times 1.5$ ≈ 44	69 $(=25+44)$
微小過渡		1.754 このうち長期 停止期間 中以外の実 績 1.619				
(実績+微小過渡)	(7+0)	(16+2)	(23+2 ^{*1})			

*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 20.1年	現状~60年 までの増加分 (34.8年)	60年ベースの 過渡回数
4 負荷減少	8	149	157 $(=8+149)$	<input type="checkbox"/> 注2) $(\frac{149}{20.1} \approx 7.42)$	679 $(34.8 \times \text{注2})$ $\times 1.5$ $\rightarrow 679$	836 $(=157+679)$
5 90%から100%へのステップ状負荷 上昇	3	0	3	<input type="checkbox"/> 注1)	2 $(34.8 \times \text{注1})$ $\times 1.5$ $\rightarrow 2$	5 $(=3+2)$
6 100%から90%へのステップ状負荷 減少	3	0	3	<input type="checkbox"/> 注1)	2 $(34.8 \times \text{注1})$ $\times 1.5$ $\rightarrow 1 \rightarrow 2$	5 $(=3+2)$
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)	3 $(34.8 \times \text{注1})$ $\times 1.5$ $\rightarrow 3$	5 $(=2+3)$
8 定常負荷運転時の変動	-	-	-	-	-	-
9 燃料交換	1	15 このうち長期 停止期間 中以外の実 績 14	16 $(=1+15)$	<input type="checkbox"/> 注3) $(\frac{14}{20.1} \approx 0.70)$	53 $(34.8 \times \text{注3})$ $\times 1.5$ $\rightarrow 53$	69 $(=16+53)$

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、0.70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 20.1年	現状～60年 までの増加分 (34.8年)	60年ベースの 過渡回数
10 0%から15%への負荷上昇	9	16	25 (=9+16)	0.80 $\left(\frac{16}{20.1} \approx 0.80 \right)$	42 $\left(34.8 \times 0.80 \times 1.5 \right)$ ≈42	67 (=25+42)
11 15%から0%への負荷減少	2	17	19	0.85 $\left(\frac{17}{20.1} \approx 0.85 \right)$	45 $\left(34.8 \times 0.85 \times 1.5 \right)$ ≈45	64 (=19+45)
12 1ループ起動/停止 (1ループ停止)	0	0	0	<input type="text"/> 注1)	2 $\left(34.8 \times \frac{\text{}{20.1} \times 1.5 \right)$ ≈ <input type="text"/> →2	2
(1ループ起動)	0	0	0	<input type="text"/> 注1)	2 $\left(34.8 \times \frac{\text{}{20.1} \times 1.5 \right)$ ≈ <input type="text"/> →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	現状平均 回数 20.1年	現状～60年 までの増加分 (34.8年)	60年ベースの 過渡回数
32 外部電源喪失	1	0	1	<input type="text"/> 注1)	4 $\left(34.8 \times \frac{\text{}{20.1} \times 1.5 \right)$ ≈ <input type="text"/> →4	5 (=1+4)
33 1次冷却材流量の部分喪失	0	0	0	<input type="text"/> 注1)	2 $\left(34.8 \times \frac{\text{}{20.1} \times 1.5 \right)$ ≈ <input type="text"/> →1→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	現状平均 回数 20.1年	現状～60年 までの増加分 (34.8年)	60年ベースの 過渡回数
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="text"/> 注1)	7 $\left(\begin{array}{l} 34.8 \times \text{} \\ \times 1.5 \\ = \text{} \rightarrow 7 \end{array} \right)$	8 (=1+7)
b) 不注意な冷却を伴う トリップ	0	0	0	<input type="text"/> 注1)	2 $\left(\begin{array}{l} 34.8 \times \text{} \\ \times 1.5 \\ = \text{} \rightarrow 2 \end{array} \right)$	2
b) 不注意な冷却とSIを伴う トリップ	0	0	0	<input type="text"/> 注1)	2 $\left(\begin{array}{l} 34.8 \times \text{} \\ \times 1.5 \\ = \text{} \rightarrow 1 \rightarrow 2 \end{array} \right)$	2
35 1次冷却系の異常な減圧	0	0	0	<input type="text"/> 注1)	2 $\left(\begin{array}{l} 34.8 \times \text{} \\ \times 1.5 \\ = \text{} \rightarrow 2 \end{array} \right)$	2
36 制御棒クラスターの落下	0	0	0	<input type="text"/> 注1)	3 $\left(\begin{array}{l} 34.8 \times \text{} \\ \times 1.5 \\ = \text{} \rightarrow 3 \end{array} \right)$	3
37 出力運転中の非常冷却炉心冷却 系の誤起動	0	0	0	<input type="text"/> 注1)	2 $\left(\begin{array}{l} 34.8 \times \text{} \\ \times 1.5 \\ = \text{} \rightarrow 2 \end{array} \right)$	2
38 1次冷却系停止ループの誤起動	0	0	0	<input type="text"/> 注1)	2 $\left(\begin{array}{l} 34.8 \times \text{} \\ \times 1.5 \\ = \text{} \rightarrow 2 \end{array} \right)$	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 20.1年	現状～60年 までの増加分 (34.8年)	60年ベースの 過渡回数
39 1次系漏えい試験	4	17 (このうち長期 停止期間 中以外の実 績 15)	21 (=4+17)	0.75 $\left(\frac{15}{20.1} \approx 0.75 \right)$	40 $\left(34.8 \times 0.75 \times 1.5 \approx 40 \right)$	61 (=21+40)
微小過渡						
(実績+微小過渡)	(4+0)	(17+0)	(21+0)			
40 タービン回転試験	5	0	5	0	—	5

表1 (1/2) 微小過渡 (起動の微小過渡)

	$\Delta T / \Delta t$ (°C/H)	ΔT (°C)	ΔP (MPa)		α ※1	等価回数 (1/ α)※1
1	21.5	22.4	-		6(3)	0.167(0.334)
2	2.9	17.9	-		559(53)	0.002(0.019)
3	-	-	2.35		137(22)	0.008(0.046)
4	-	-	2.10		209(29)	0.005(0.035)
5	-	-	2.27		137(22)	0.008(0.046)
6	-	-	2.31		137(22)	0.008(0.046)
7	-	-	2.33		137(22)	0.008(0.046)
8	15.9	16.9	-		20(6)	0.050(0.167)
9	-	-	2.37		137(22)	0.008(0.046)
10	-	-	2.33		137(22)	0.008(0.046)
11	-	-	2.25		137(22)	0.008(0.046)
12	-	-	2.27		137(22)	0.008(0.046)
13	14.0	14.0	-		20(6)	0.050(0.167)
14	9.0	13.3	-		137(22)	0.008(0.046)
15	8.7	13.5	-		137(22)	0.008(0.046)
16	-	-	2.47		137(22)	0.008(0.046)
17	-	-	2.07		209(29)	0.005(0.035)
18	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
19	-	-	2.28		137(22)	0.008(0.046)
20	-	-	2.30		137(22)	0.008(0.046)
21	-	-	2.39		137(22)	0.008(0.046)
22	14.0	14.0	-		20(6)	0.050(0.167)
23	3.1	18.2	-		559(53)	0.002(0.019)
24	-	-	2.62		83(16)	0.012(0.063)
25	-	-	2.10		209(29)	0.005(0.035)
26	-	-	2.21		137(22)	0.008(0.046)
27	-	-	2.28		137(22)	0.008(0.046)
28	-	-	2.62		83(16)	0.012(0.063)
29	16.5	23.3	-		20(6)	0.050(0.167)
30	2.6	14.9	-		559(53)	0.002(0.019)
31	-	-	2.49		137(22)	0.008(0.046)
32	-	-	2.01		209(29)	0.005(0.035)
33	-	-	1.97		209(29)	0.005(0.035)

※1: () 内はスタッドボルトに適用する

表1 (2/2) 微小過渡 (起動の微小過渡)

	$\Delta T / \Delta t$ (°C/H)	ΔT (°C)	ΔP (MPa)		α ※1	等価回数 ($1/\alpha$)※1
34	-	-	2.22		137(22)	0.008(0.046)
35	4.1	41.6	-		137(22)	0.008(0.046)
36	-	-	2.33		137(22)	0.008(0.046)
37	-	-	2.30		137(22)	0.008(0.046)
38	9.5	13.0	-		83(16)	0.012(0.063)
39	-	-	2.33		137(22)	0.008(0.046)
40	8.4	13.8	-		137(22)	0.008(0.046)
41	-	-	2.33		137(22)	0.008(0.046)
42	-	-	2.32		137(22)	0.008(0.046)
43	-	-	2.59		83(16)	0.012(0.063)
44	-	-	2.33		137(22)	0.008(0.046)
45	-	-	2.31		137(22)	0.008(0.046)
46	-	-	2.31		137(22)	0.008(0.046)
47	-	-	2.51		137(22)	0.008(0.046)
48	-	-	2.02		209(29)	0.005(0.035)
49	-	-	2.20		209(29)	0.005(0.035)
50	-	-	2.23		137(22)	0.008(0.046)
51	-	-	2.36		137(22)	0.008(0.046)
52	-	-	2.39		137(22)	0.008(0.046)
53	-	-	2.56		137(22)	0.008(0.046)
54	-	-	2.07		209(29)	0.005(0.035)
55	15.3	37.4	-		209(29)	0.005(0.035)
56	-	-	2.27		137(22)	0.008(0.046)
57	15.4	15.4	-		559(53)	0.002(0.019)
58	2.7	16.2	-		559(53)	0.002(0.019)
59	-	-	2.59		83(16)	0.012(0.063)
60	-	-	2.35		137(22)	0.008(0.046)
61	-	-	2.32		137(22)	0.008(0.046)
62	19.2	34.1	-		209(29)	0.005(0.035)
63	-	-	2.25		137(22)	0.008(0.046)
64	19.1	39.3	-		137(22)	0.008(0.046)
65	-	-	2.45		137(22)	0.008(0.046)

※1: () 内はスタッドボルトに適用する

表2 (1/2) 微小過渡 (停止の微小過渡)

	$\Delta T / \Delta t$ (°C/H)	ΔT (°C)	ΔP (MPa)		α ※1	等価回数 (1/α)※1
1	23.1	27.3	-		6(3)	0.167(0.334)
2	-	-	2.15		209(29)	0.005(0.035)
3	-	-	2.28		137(22)	0.008(0.046)
4	-	-	2.23		137(22)	0.008(0.046)
5	-	-	2.39		137(22)	0.008(0.046)
6	-	-	2.42		137(22)	0.008(0.046)
7	-	-	2.35		137(22)	0.008(0.046)
8	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
9	-	-	2.23		137(22)	0.008(0.046)
10	-	-	2.35		137(22)	0.008(0.046)
11	-	-	2.51		137(22)	0.008(0.046)
12	13.2	16.9	-		45(11)	0.023(0.091)
13	-	-	2.02		209(29)	0.005(0.035)
14	-	-	2.29		137(22)	0.008(0.046)
15	-	-	2.27		137(22)	0.008(0.046)
16	-	-	2.28		137(22)	0.008(0.046)
17	-	-	2.41		137(22)	0.008(0.046)
18	-	-	2.29		137(22)	0.008(0.046)
19	-	-	2.11		209(29)	0.005(0.035)
20	-	-	2.21		137(22)	0.008(0.046)
21	-	-	2.26		137(22)	0.008(0.046)
22	-	-	2.28		137(22)	0.008(0.046)
23	-	-	2.33		137(22)	0.008(0.046)
24	19.6	26.4	-		6(3)	0.167(0.334)
25	-	-	2.04		209(29)	0.005(0.035)
26	-	-	2.20		209(29)	0.005(0.035)
27	-	-	2.02		209(29)	0.005(0.035)
28	-	-	2.20		209(29)	0.005(0.035)
29	14.0	29.8	-		20(6)	0.050(0.167)
30	-	-	2.34		137(22)	0.008(0.046)
31	-	-	2.31		137(22)	0.008(0.046)
32	-	-	2.35		137(22)	0.008(0.046)
33	-	-	2.31		137(22)	0.008(0.046)

※1: () 内はスタッドボルトに適用する

表2 (2/2) 微小過渡 (停止の微小過渡)

	$\Delta T / \Delta t$ (°C/H)	ΔT (°C)	ΔP (MPa)		α ※1	等価回数 ($1/\alpha$) ※1
34	-	-	2.32		137(22)	0.008(0.046)
35	-	-	2.34		137(22)	0.008(0.046)
36	-	-	2.34		137(22)	0.008(0.046)
37	-	-	2.33		137(22)	0.008(0.046)
38	-	-	2.31		137(22)	0.008(0.046)
39	-	-	2.06		209(29)	0.005(0.035)
40	-	-	2.17		209(29)	0.005(0.035)
41	-	-	2.25		137(22)	0.008(0.046)
42	-	-	2.34		137(22)	0.008(0.046)
43	-	-	2.61		83(16)	0.012(0.063)
44	-	-	2.39		137(22)	0.008(0.046)
45	-	-	2.10		209(29)	0.005(0.035)
46	-	-	2.22		137(22)	0.008(0.046)
47	16.9	35.8	-		209(29)	0.005(0.035)
48	-	-	2.33		137(22)	0.008(0.046)
49	14.9	15.9	-		559(53)	0.002(0.019)
50	-	-	2.10		209(29)	0.005(0.035)
51	-	-	2.28		137(22)	0.008(0.046)
52	-	-	2.34		137(22)	0.008(0.046)
53	15.4	39.0	-		137(22)	0.008(0.046)
54	-	-	2.67		83(16)	0.012(0.063)
55	6.7	23.4	-		559(53)	0.002(0.019)
56	-	-	2.47		137(22)	0.008(0.046)

※1: () 内はスタッドボルトに適用する

表3 微小過渡の内訳（非取替機器）

過渡項目	試運転	実績
起動 微小過渡	—	1.776 内訳 1/6×1 (表1 No.1) 1/20×4 (表1 No.8, 12, 22, 29) 1/83×3 (表1 No.24, 28, 59) 1/137×28 (表1 No.3, 5, 6, 7, 9, 10, 11, 12, 14, 15, 16, 18, 19, 20, 21, 26, 27, 47, 50, 51, 52, 53, 56, 60, 61, 63, 64, 65) 1/209×8 (表1 No.4, 17, 25, 48, 49, 54, 55, 62) 1/559×4 (表1 No.2, 23, 57, 58) 1/83×2 (表1 No.38, 43) ※1 1/137×12 (表1 No.31, 34, 35, 36, 37, 39, 40, 41, 42, 44, 45, 46) ※1 1/209×2 (表1 No.32, 33) ※1 1/559×1 (表1 No.30) ※1 1 ※2
停止 微小過渡	—	1.754 内訳 1/6×2 (表2 No.1, 24) 1/45×1 (表2 No.12) 1/83×2 (表2 No.43, 54) 1/137×27 (表2 No.3, 4, 5, 6, 7, 8, 9, 10, 11, 14, 15, 16, 17, 18, 20, 21, 22, 23, 41, 42, 44, 46, 48, 51, 52, 53, 56) 1/209×8 (表2 No.2, 13, 19, 39, 40, 45, 47, 50) 1/559×2 (表2 No.49, 55) 1/20×1 (表2 No.29) ※1 1/137×9 (表2 No.30, 31, 32, 33, 34, 35, 36, 37, 38) ※1 1/209×4 (表2 No.25, 26, 27, 28) ※1 1 ※2

※1 : 長期停止期間中の過渡

※2 : 試運転～2004年度の過渡として1回加算

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

伊方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 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。

$x=0$ $p(x) = \text{$ $T = \text{$ 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	

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（型式、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および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およ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、なら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" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-top: 10px;"> <tr> <td style="width: 20%; padding: 5px;">解析プログラム</td> <td style="padding: 5px;">ABAQUS Ver. 6.3、6.12-3</td> </tr> <tr> <td style="padding: 5px;">要素種類</td> <td rowspan="4" style="width: 80%;"></td> </tr> <tr> <td style="padding: 5px;">要素次数</td> </tr> <tr> <td style="padding: 5px;">要素数</td> </tr> <tr> <td style="padding: 5px;">節点数</td> </tr> </table>	解析プログラム	ABAQUS Ver. 6.3、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. 6.3、6.12-3							
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	
		283.6℃	321.1℃
入口管台、出口管台、上部ふた、 上部胴、上部胴フランジ、トラン ジションリング	SFVQ1A	184	184
入口管台セーフエンド、出口管 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. 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およ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。

4. 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

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。

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。

【入口管台、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]

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

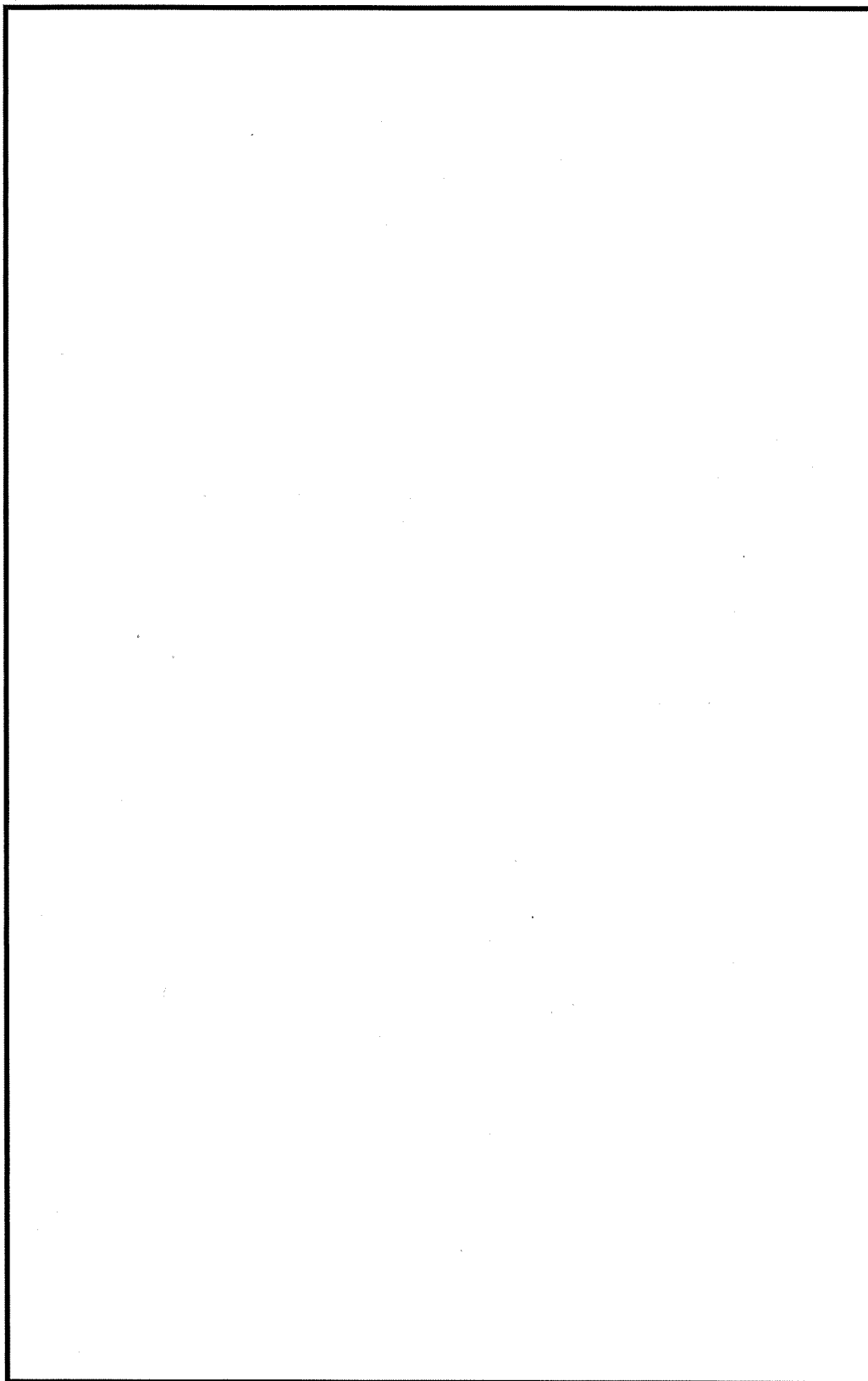
$$\ln(F_{en}) = (2.94 - \varepsilon^*) \times T^*$$

[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。



入口管台形状寸法、評価点および解析モデル

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	0.00000	0.0	0.00013
5	0.00452	0.0	0.00374
6	0.00160	0.0	0.00041
7	0.00013	0.00059	0.00007
8	0.00027	0.00011	0.00002
9L	0.02603	0.03733	0.00127
10L	0.0	0.00189	0.00060
9C	0.00120	0.00242	0.00192
10C	0.0	0.02086	0.00988
11L	0.02695	0.03486	0.00001
12L	0.0	0.00204	0.00117
11C	0.00278	0.00091	0.00093
12C	0.0	0.02106	0.01205
13L	0.03710	0.03465	0.00228
14L	0.0	0.00221	0.00242
13C	0.00059	0.00094	0.00245
14C	0.0	0.02224	0.01514

許容値 $U_r=1.0$

0.03733 : 疲労累積係数が最大となる評価点および最大値を示す

入口管台 疲労解析結果 (評価点 : 9L)

評価点 - 9L
(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*	
505.7	-53.1	1.0	279.4	328.6	2	5100	0.00039
477.3	-53.1	1.0	265.2	311.9	2	5960	0.00034
471.9	-53.1	1.0	262.5	308.7	7	6140	0.00114
466.3	-53.1	1.0	259.7	305.5	50	6340	0.00789
466.3	-44.6	1.0	255.5	300.5	11	6660	0.00165
465.5	-44.6	1.0	255.0	300.0	2	6690	0.00030
465.3	-44.6	1.0	255.0	299.9	5	6700	0.00075
447.0	-44.6	1.0	245.8	289.1	5	7460	0.00067
436.1	-44.6	1.0	240.4	282.7	46	7980	0.00576
436.1	0.0	1.0	218.1	256.5	130	10700	0.01215
436.1	3.3	1.0	216.4	254.6	69	11000	0.00627
436.1	195.1	1.0	120.5	141.7	2	87700	0.00002
436.1	327.8	1.0	54.2	63.7	3		0.0

疲労累積係数 = 0.03733

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

→通常 $U_f : 0.038$

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 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'					
2D4	2J1	237.5	-27.1	1.00	132.3	145.8	2	2750000	0.00000	1.000	0.00000
2D2	2J1	183.4	-27.1	1.00	105.2	116.0	2	8580000	0.00000	1.000	0.00000
2G1	2J1	170.6	-27.1	1.00	98.9	108.9	2	14100000	0.00000	1.000	0.00000
2H1	2J1	140.1	-27.1	1.00	83.6	92.1	2	-----	0.00000	1.000	0.00000
合計 :											0.00000

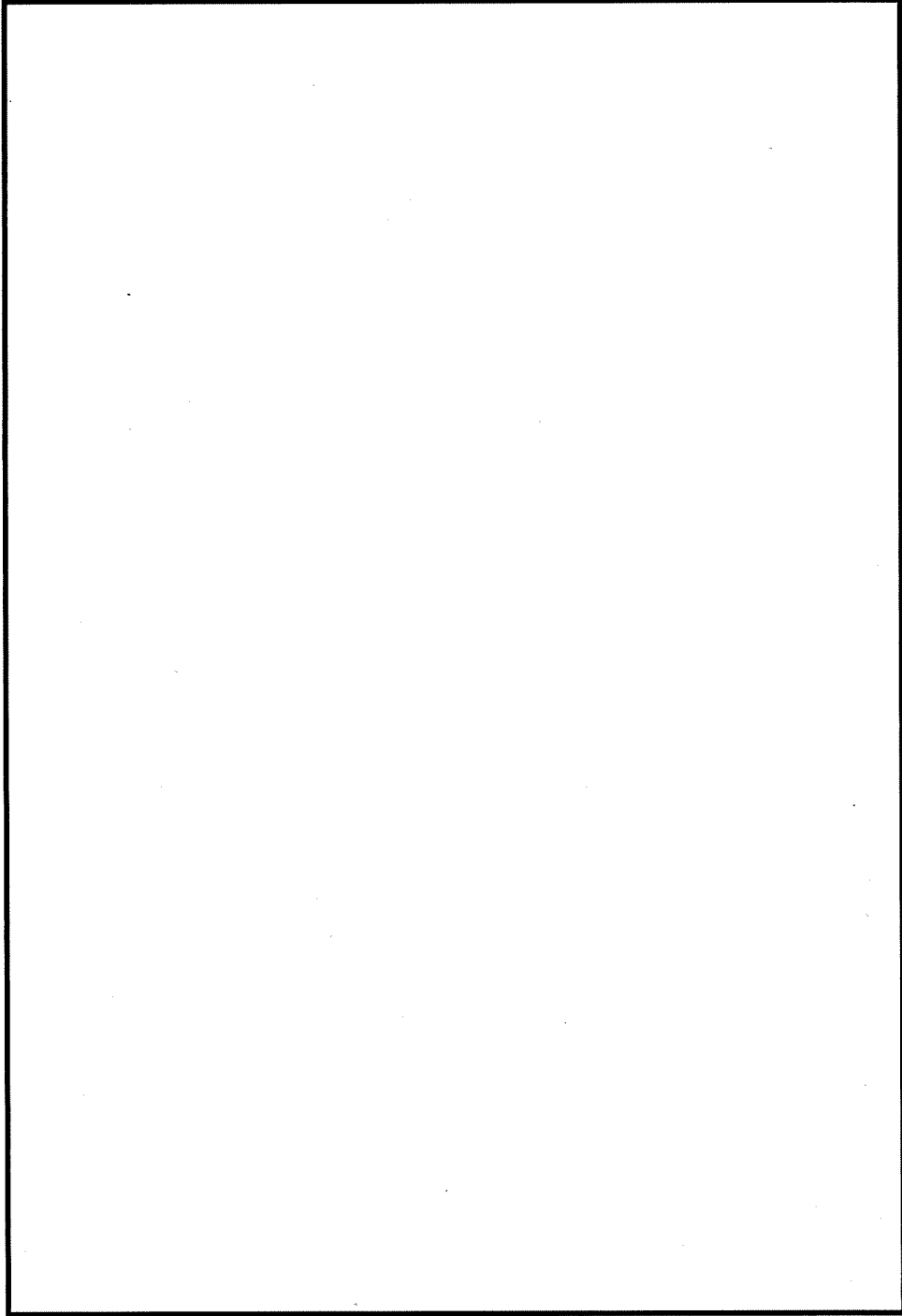
(注) ひずみ振幅 $\leq 0.110\%$ (salt' ≤ 214.5) の場合、fen=1.0

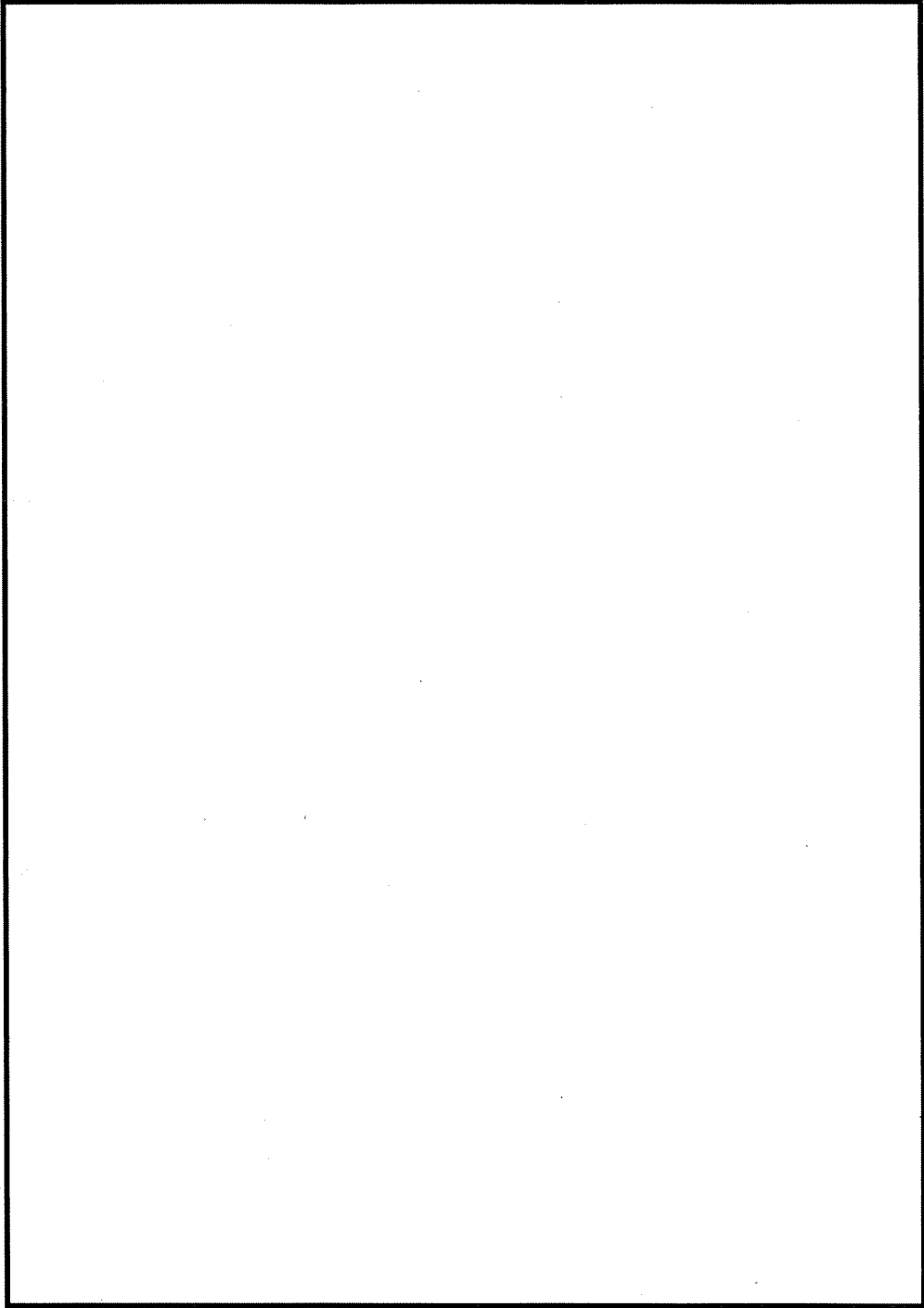
 : 割り増し係数 Ke、環境効果補正係数 Fen を示す

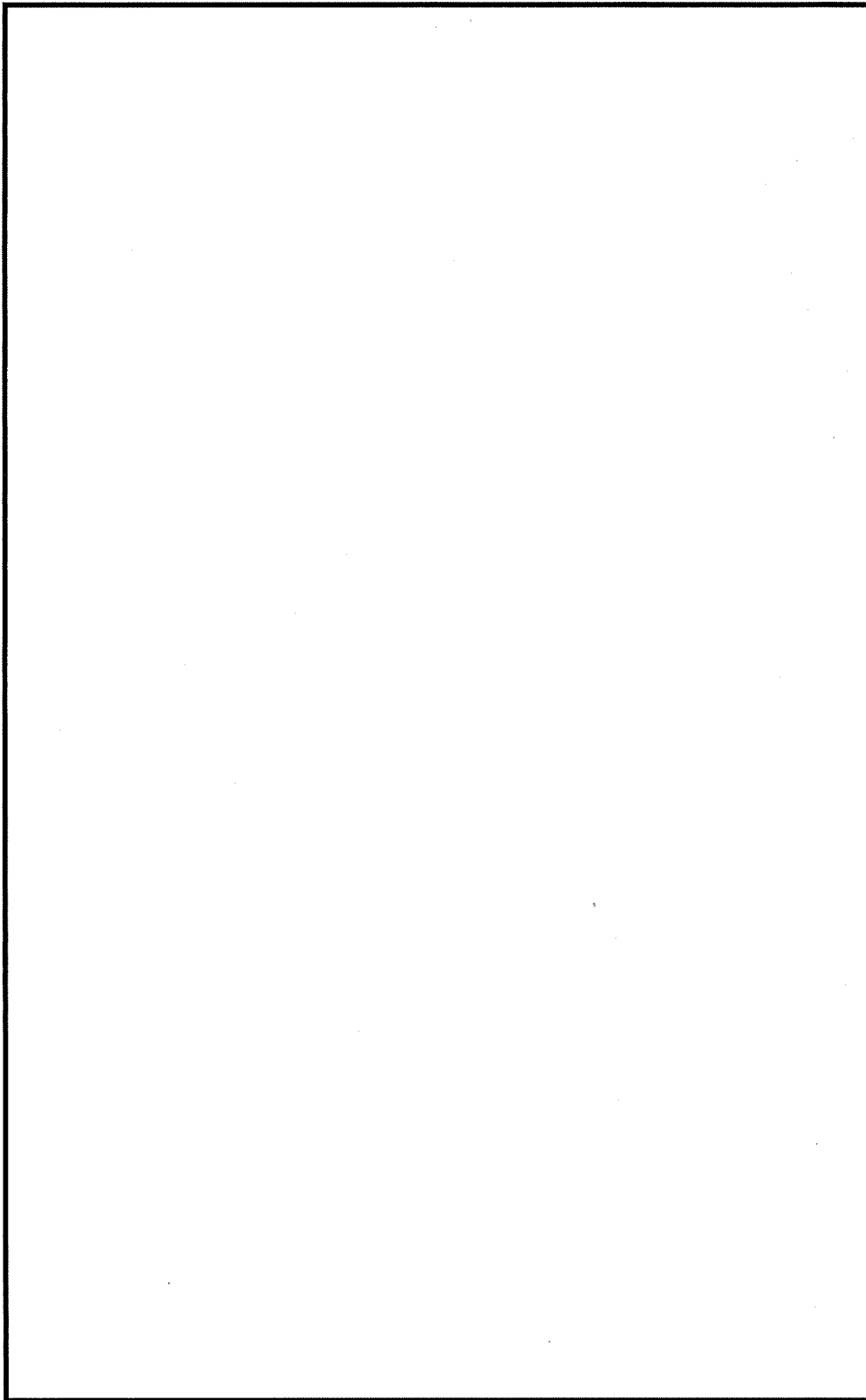
→環境 Uf : 0.001

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。







出口管台形状寸法、評価点および解析モデル

出口管台 最大評価点の選定

評価点	U(S12)	U(S23)	U(S31)
1	0.00001	0.00001	0.00009
2	0.0	0.0	0.00001
3	0.00001	0.00000	0.00000
4	0.00007	0.0	0.00137
5	0.00624	0.0	0.00369
6	0.00479	0.00000	0.00283
7	0.00001	0.00089	0.00272
8	0.00441	0.00000	0.00311
9L	0.02973	0.04694	0.00117
10L	0.0	0.00221	0.00138
9C	0.00161	0.00220	0.00261
10C	0.0	0.02204	0.01145
11L	0.03265	0.04230	0.0
12L	0.0	0.00262	0.00174
11C	0.00305	0.00001	0.00035
12C	0.0	0.02354	0.01250
13L	0.04444	0.02498	0.00100
14L	0.0	0.00275	0.00217
13C	0.00161	0.00072	0.00483
14C	0.0	0.02435	0.01382

許容値 $U_r=1.0$

0.04694 : 疲労累積係数が最大となる評価点および最大値を示す

出口管台 疲労解析結果 (評価点 : 9L)

評価点 - 9L
(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*	
533.5	-68.1	1.0	300.8	359.9	2	3820	0.00052
512.5	-68.1	1.0	290.3	347.3	2	4280	0.00047
478.4	-68.1	1.0	273.2	326.9	2	5180	0.00039
440.5	-68.1	1.0	254.3	304.3	55	6410	0.00858
440.5	-57.7	1.0	249.1	298.1	6	6820	0.00088
438.2	-57.7	1.0	248.0	296.7	5	6910	0.00072
434.0	-57.7	1.0	245.9	294.2	58	7090	0.00818
434.0	-22.4	1.0	228.2	273.1	69	8840	0.00781
434.0	-0.3	1.0	217.2	259.8	69	10200	0.00676
434.0	0.0	1.0	217.0	259.7	130	10300	0.01262
434.0	232.8	1.0	100.6	120.4	2	164000	0.00001
434.0	296.0	1.0	69.0	82.6	508		0.0
疲労累積係数 =							0.04694

Ke : 割増し係数
 ALT : 繰返しヒーク応力強さ
 ALT' : ALT \times (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

→通常 $U_f : 0.047$

出口管台 環境疲労評価結果 (評価点: 1)

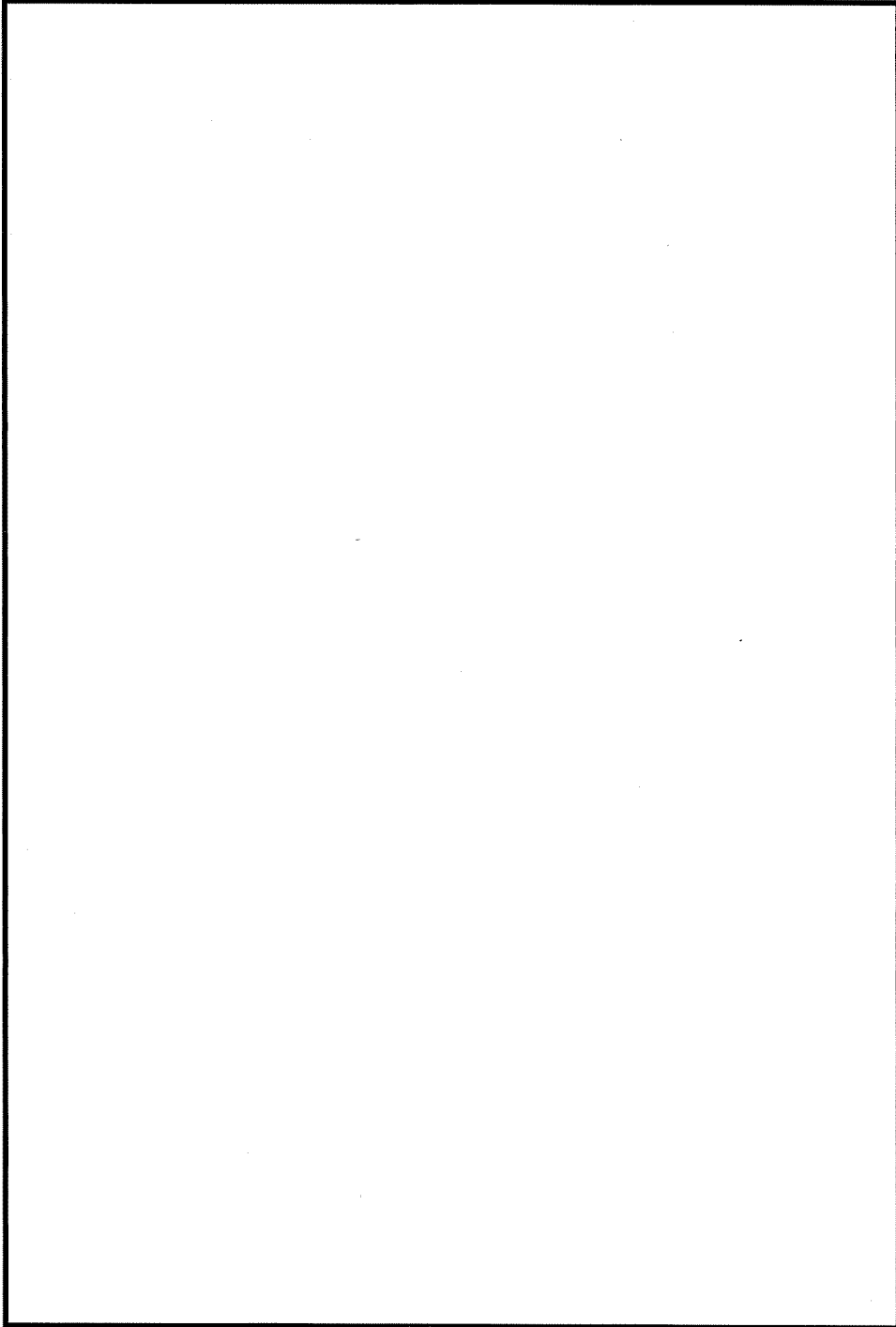
過渡条件 記号		一次+二次+ ピーク応力強さ		割り増し 係数 KE	繰返しピーク 応力強さ		実過渡 回数 n	許容繰返し 回数 n*	疲労累積係数 u	環境効果 補正係数 fen	環境効果を考慮した 疲労累積係数 uen
A	B	smax	smin		補正前 salt	補正後 salt'					
NSS	2D2	0.0	-419.6	1.00	209.8	235.1	2	278000	0.00001	9.190	0.00007
NSS	2F1	0.0	-408.7	1.00	204.4	229.0	3	328000	0.00001	9.005	0.00008
NSS	2D4	0.0	-405.1	1.00	202.6	227.0	2	346000	0.00001	10.587	0.00006
NSS	2C2	0.0	-369.0	1.00	184.5	206.8	2	637000	0.00000	1.000	0.00000
NSS	2G1	0.0	-355.2	1.00	177.6	199.0	2	834000	0.00000	1.000	0.00000
NSS	2D1	0.0	-355.2	1.00	177.6	199.0	8	835000	0.00001	1.000	0.00001
NSS	2E1	0.0	-346.0	1.00	173.0	193.9	2	1000000	0.00000	1.000	0.00000
NSS	1L1	0.0	-344.9	1.00	172.5	193.3	2	1010000	0.00000	1.000	0.00000
NSS	2H2	0.0	-329.3	1.00	164.7	184.5	2	1170000	0.00000	1.000	0.00000
NSS	2A1	0.0	-305.0	1.00	152.5	170.9	7	1510000	0.00000	1.000	0.00000
NSS	1I1	0.0	-272.0	1.00	136.0	152.4	69	2270000	0.00003	1.000	0.00003
NSS	1G1	0.0	-254.6	1.00	127.3	142.6	5	3020000	0.00000	1.000	0.00000
NSS	1D1	0.0	-250.8	1.00	125.4	140.5	24	3230000	0.00001	1.000	0.00001
2H1	1D1	-37.4	-250.8	1.00	106.7	119.5	2	7150000	0.00000	1.000	0.00000
1C1	1D1	-154.8	-250.8	1.00	48.0	53.8	810		0.00000	1.000	0.00000
合計:											0.00027

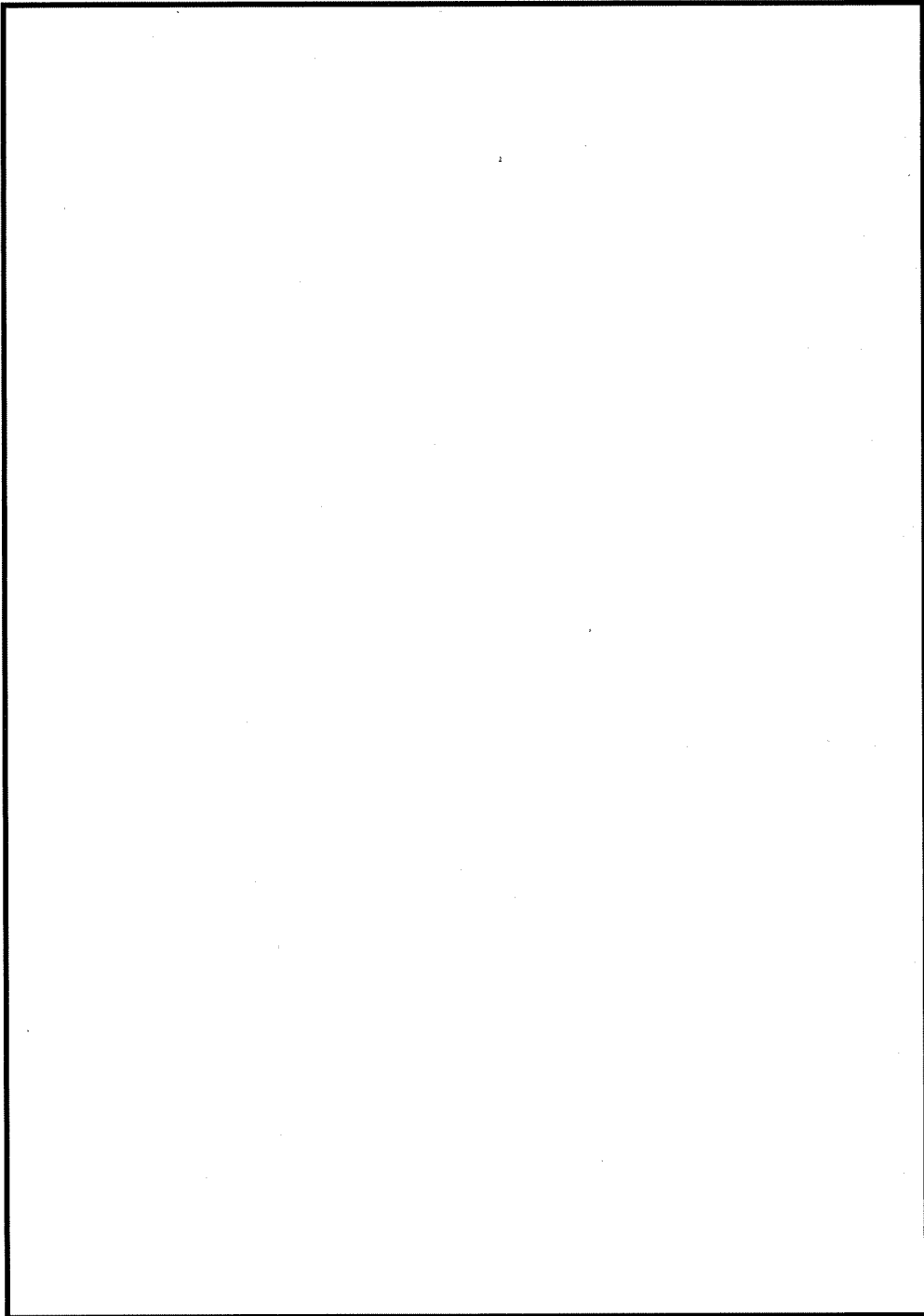
(注) ひずみ振幅 $\leq 0.110\%$ (salt' ≤ 214.5) の場合、fen=1.0

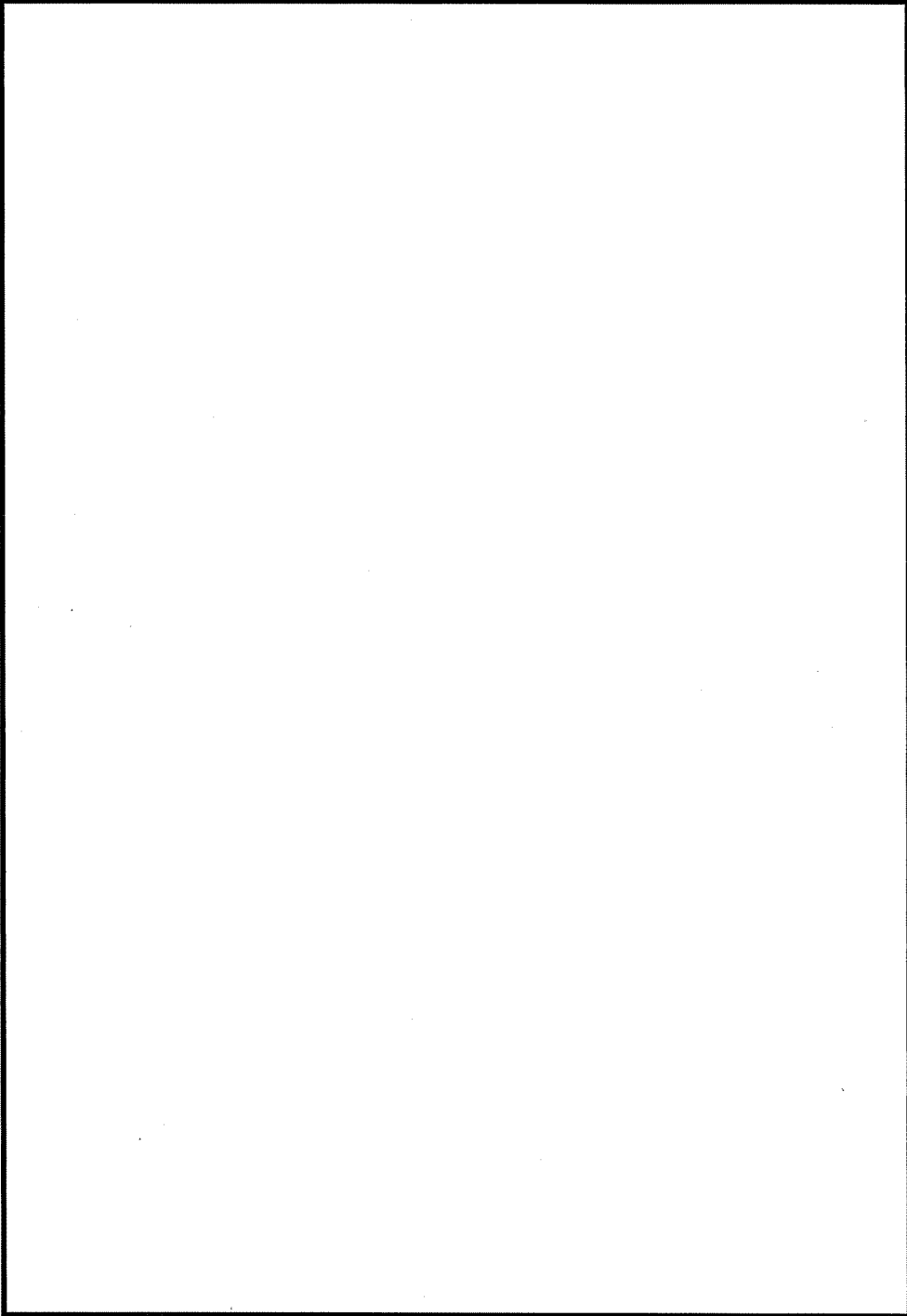
 : 割り増し係数 Ke、環境効果補正係数 Fen を示す

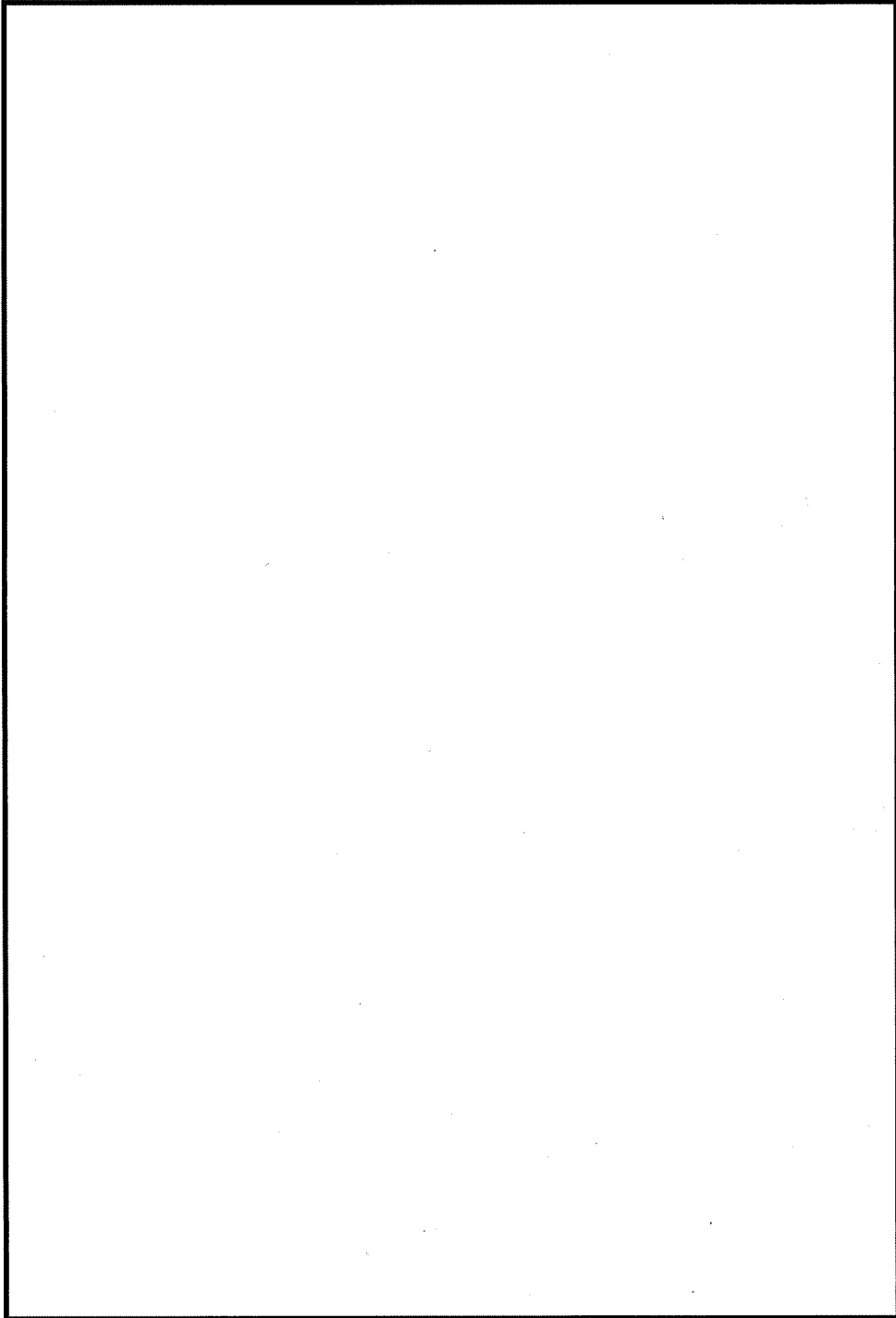
→環境 Uf : 0.003

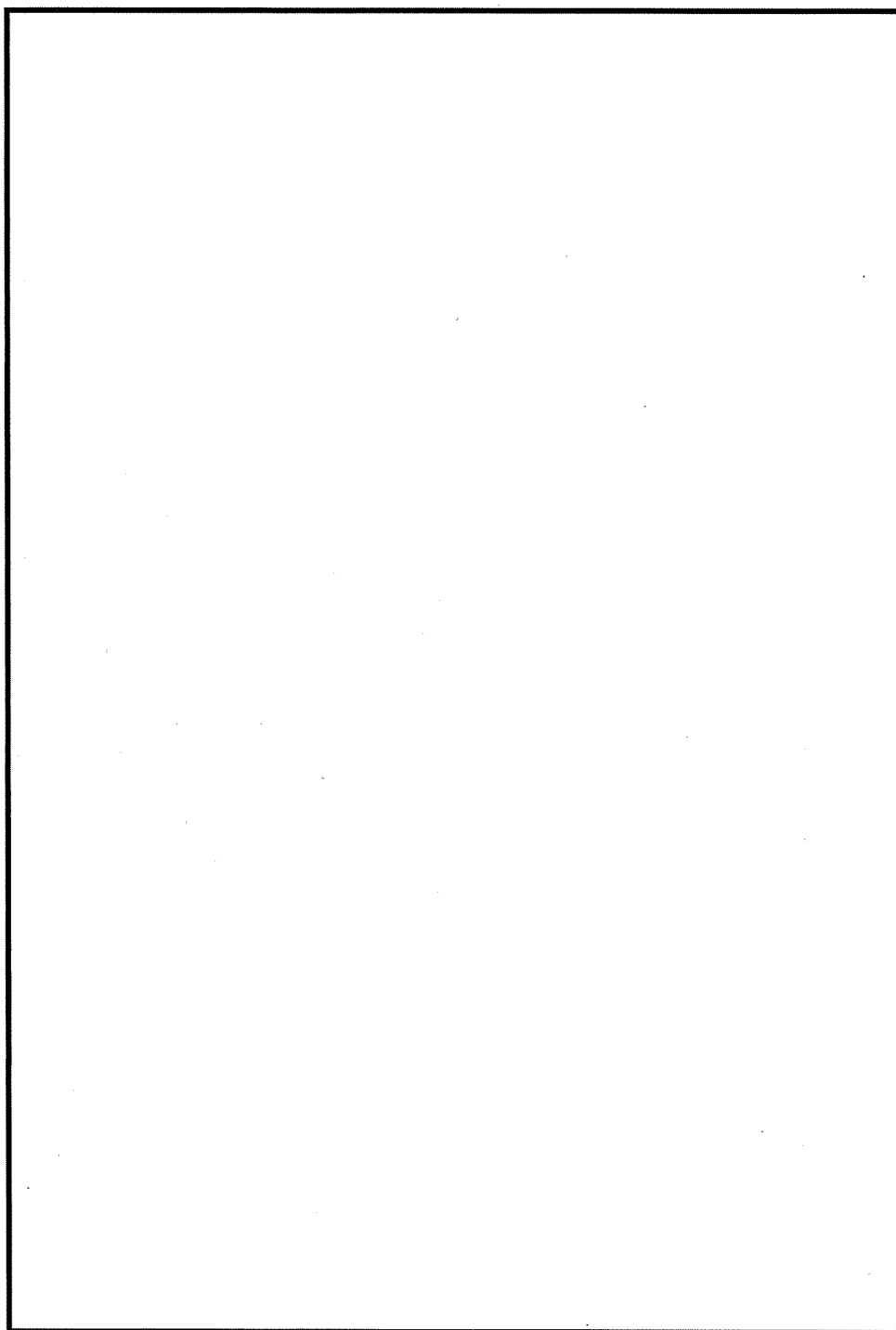
環境効果補正係数 (Fen) の算出根拠
各過渡の温度、ひずみ履歴より値を読み取り、環境疲労評価手法に従って算出している。

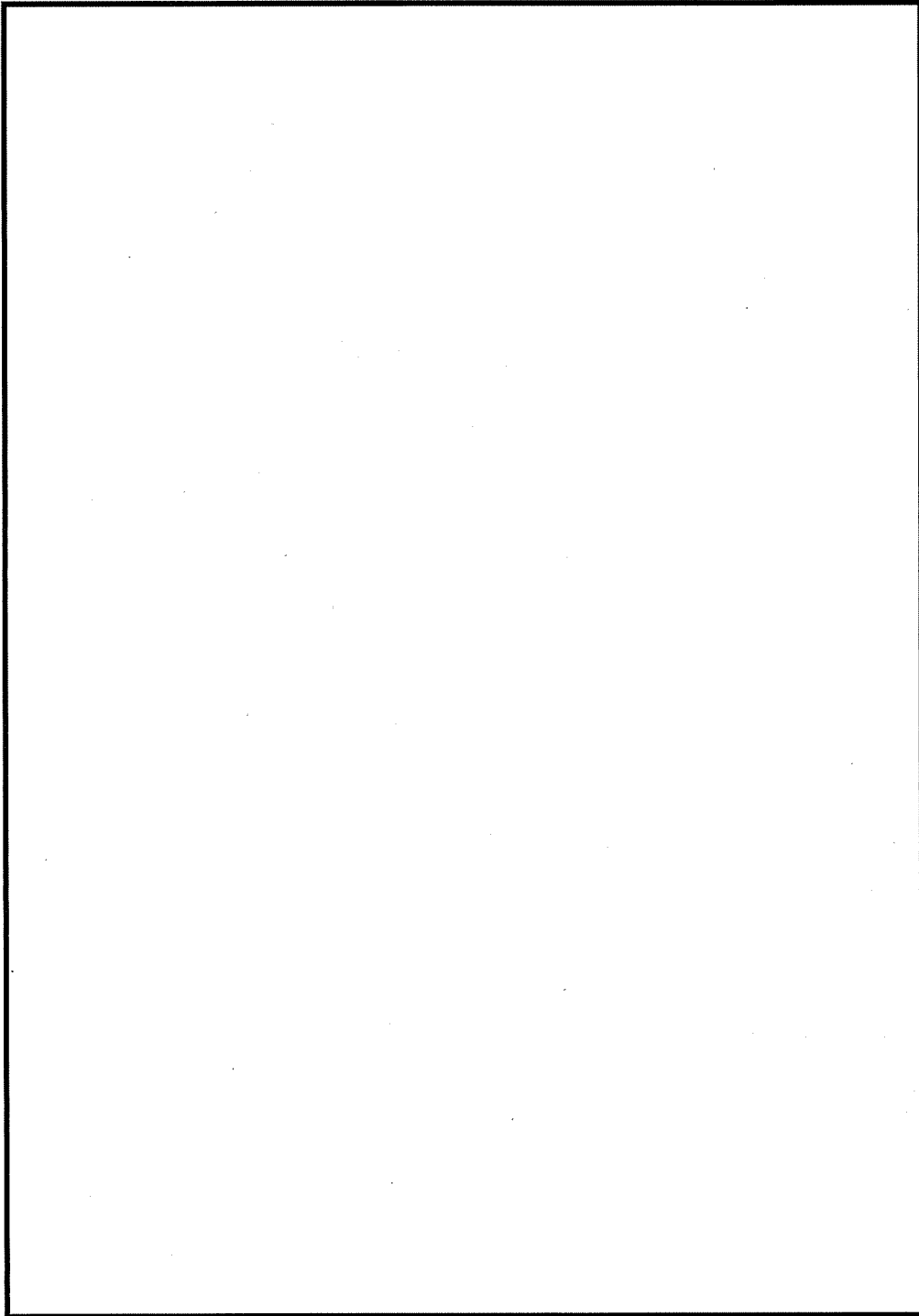


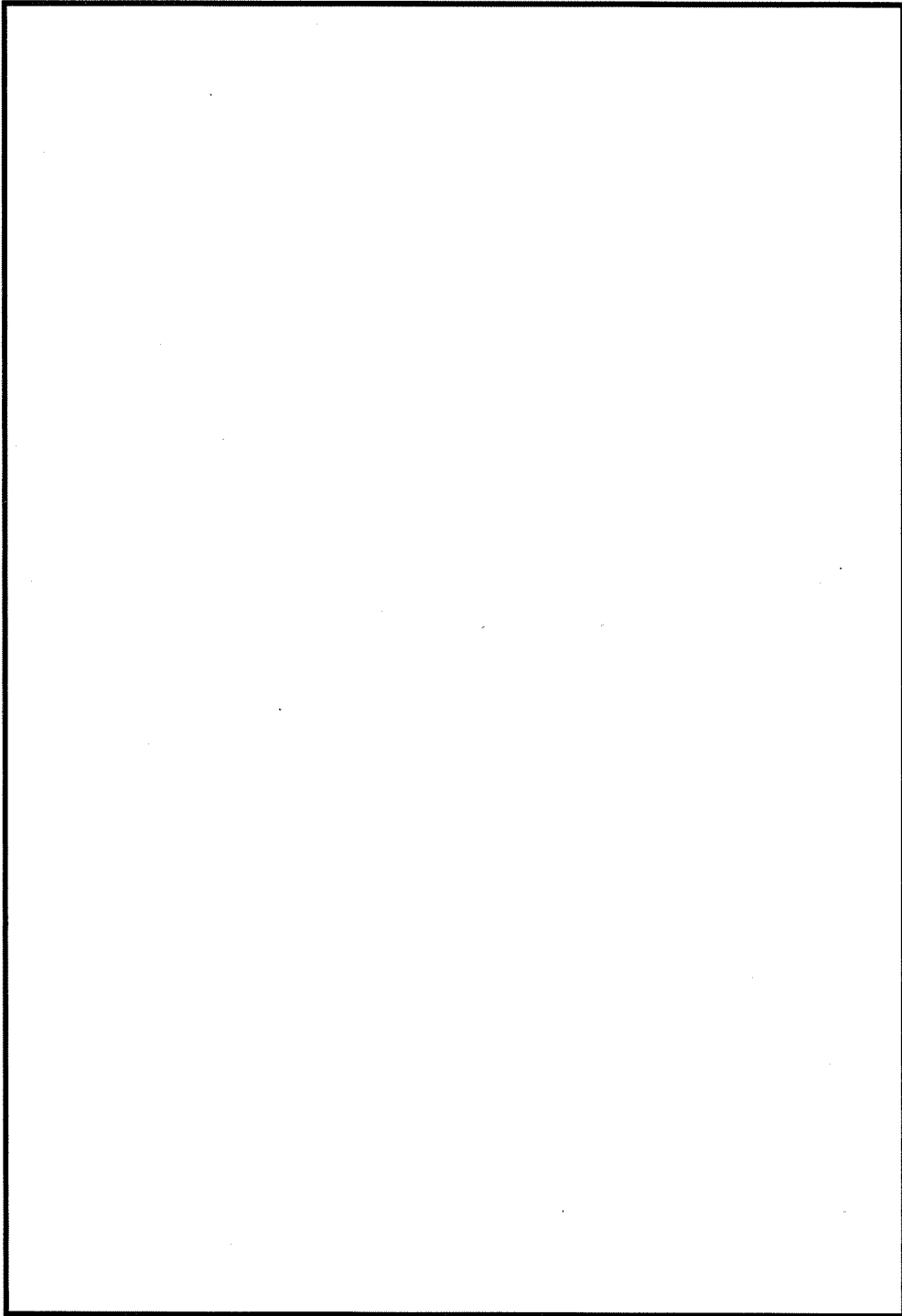


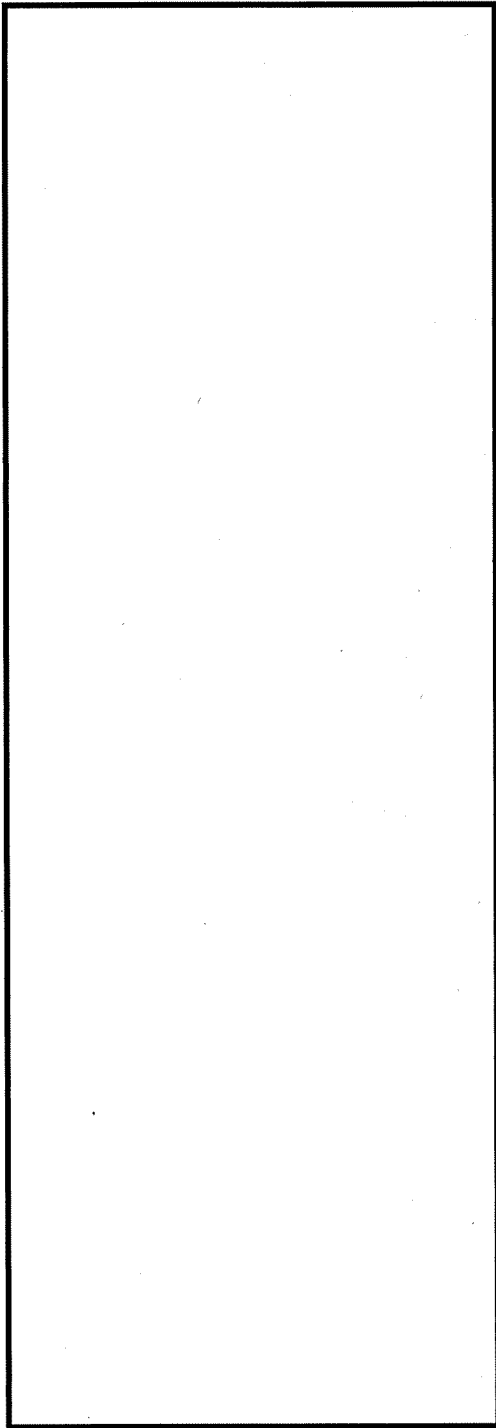


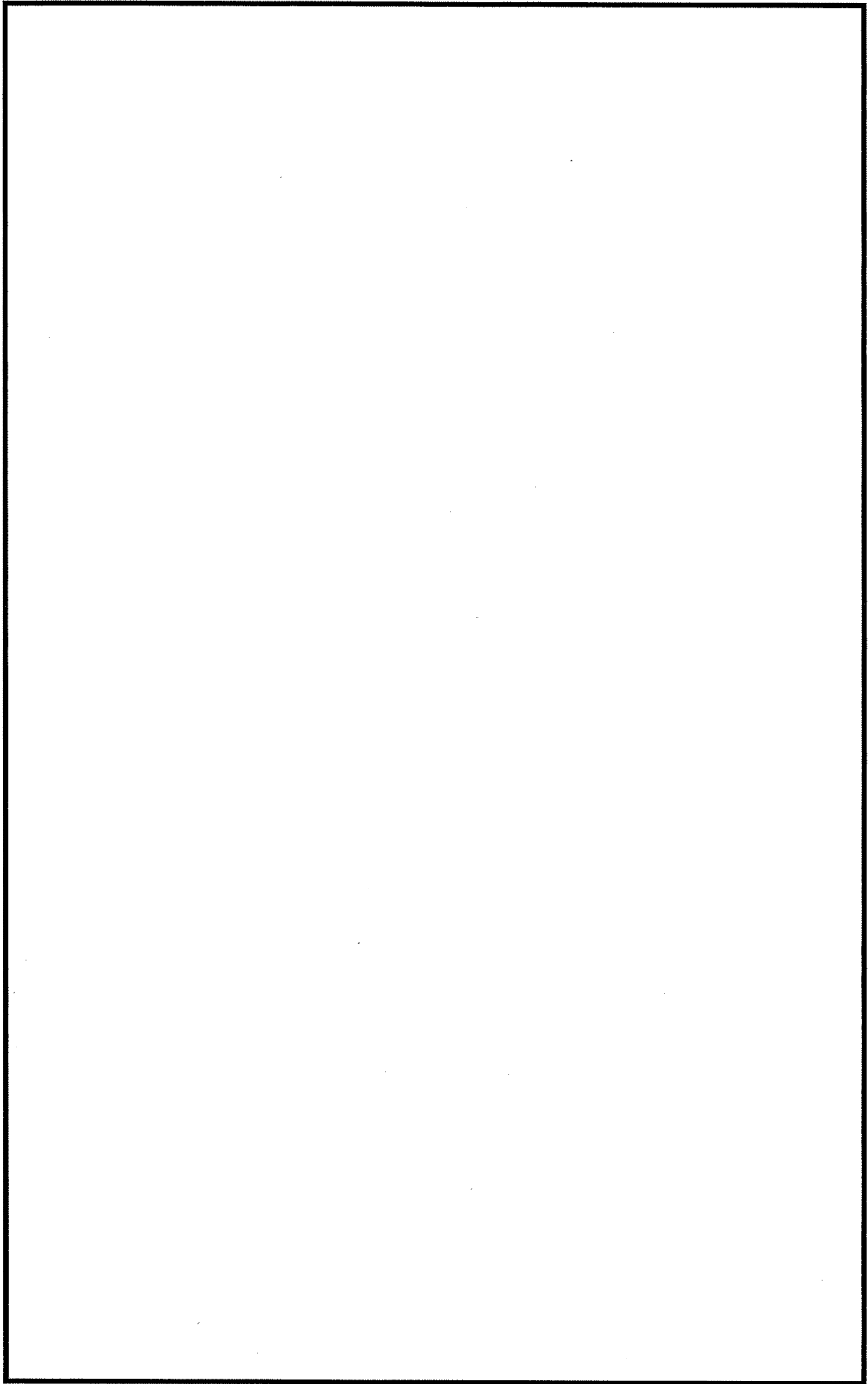












ふた管台形状寸法、評価点および解析モデル

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	0.00105	0.00009	0.00000
6	0.05555	0.00000	0.07388

許容値 $U_r=1.0$

0.07388 : 疲労累積係数が最大となる評価点および最大値を示す

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	Ke	ALT	ALT'	N	N*	
1597.7	-294.8	1.0	946.3	976.3	2	574	0.00348
1410.3	-294.8	1.0	852.6	879.7	2	800	0.00250
1180.3	-294.8	1.0	737.6	761.0	2	1280	0.00156
1070.9	-294.8	1.0	682.9	704.6	2	1670	0.00120
1033.9	-294.8	1.0	664.4	685.5	3	1840	0.00163
1031.6	-294.8	1.0	663.2	684.3	7	1850	0.00378
1030.8	-294.8	1.0	662.8	683.9	28	1850	0.01514
1030.8	-283.1	1.0	657.0	677.8	41	1910	0.02147
1030.8	0.0	1.0	515.4	531.8	87	4730	0.01839
1030.8	502.6	1.0	264.1	272.5	531	118000	0.00450
1003.3	502.6	1.0	250.3	258.3	3	159000	0.00002
951.9	502.6	1.0	224.6	231.8	41	304000	0.00013
941.0	502.6	1.0	219.2	226.2	2	354000	0.00001
934.3	502.6	1.0	215.8	222.7	3	390000	0.00001
922.7	502.6	1.0	210.0	216.7	4	462000	0.00001
912.1	502.6	1.0	204.7	211.2	0	548000	0.00000
891.1	502.6	1.0	194.3	200.4	2	794000	0.00000
848.9	502.6	1.0	173.2	178.7	2	1300000	0.00000
818.3	502.6	1.0	157.8	162.8	46	1770000	0.00003
808.8	502.6	1.0	153.1	157.9	2	1960000	0.00000
795.3	502.6	1.0	146.3	151.0	0	2360000	0.00000
787.1	502.6	1.0	142.3	146.8	2	2670000	0.00000
774.0	502.6	1.0	135.7	140.0	2	3280000	0.00000
772.3	502.6	1.0	134.8	139.1	46	3370000	0.00001
772.3	502.6	1.0	134.8	139.1	1	3370000	0.00000
772.3	525.4	1.0	123.5	127.4	2	4930000	0.00000
772.3	532.4	1.0	120.0	123.8	2	5820000	0.00000
772.3	618.2	1.0	77.0	79.5	3	-----	0.0

疲労累積係数 = 0.07388

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 : 割増し係数 Ke を示す

→通常 $U_f : 0.074$

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	93.5	-589.7	1.32	450.0	464.3	2	8130	0.00025	3.123	0.00077
1A1	2G1	93.5	-533.4	1.25	392.4	404.8	2	15200	0.00013	3.180	0.00042
1A1	1L1	93.5	-458.6	1.00	276.0	284.8	2	92900	0.00002	3.135	0.00007
1A1	1G1	93.5	-407.7	1.00	250.6	258.6	3	158000	0.00002	3.203	0.00006
1A1	1D1	93.5	-406.4	1.00	249.9	257.9	37	161000	0.00023	3.168	0.00073
2J1	1D1	91.6	-406.4	1.00	249.0	256.9	41	164000	0.00025	2.561	0.00064
NSS	1D1	0.0	-406.4	1.00	203.2	209.6	87	578000	0.00015	1.000	0.00015
2E1	1D1	-198.8	-406.4	1.00	103.8	107.1	2	16600000	0.00000	1.000	0.00000
1C1	1D1	-217.2	-406.4	1.00	94.6	97.6	520	81600000	0.00001	1.000	0.00001
1C1	2D2	-217.2	-403.1	1.00	92.9	95.9	2	1130000000	0.00000	1.000	0.00000
1C1	2D1	-217.2	-397.8	1.00	90.3	93.2	7	-----	0.00000	1.000	0.00000
合計:											0.00284

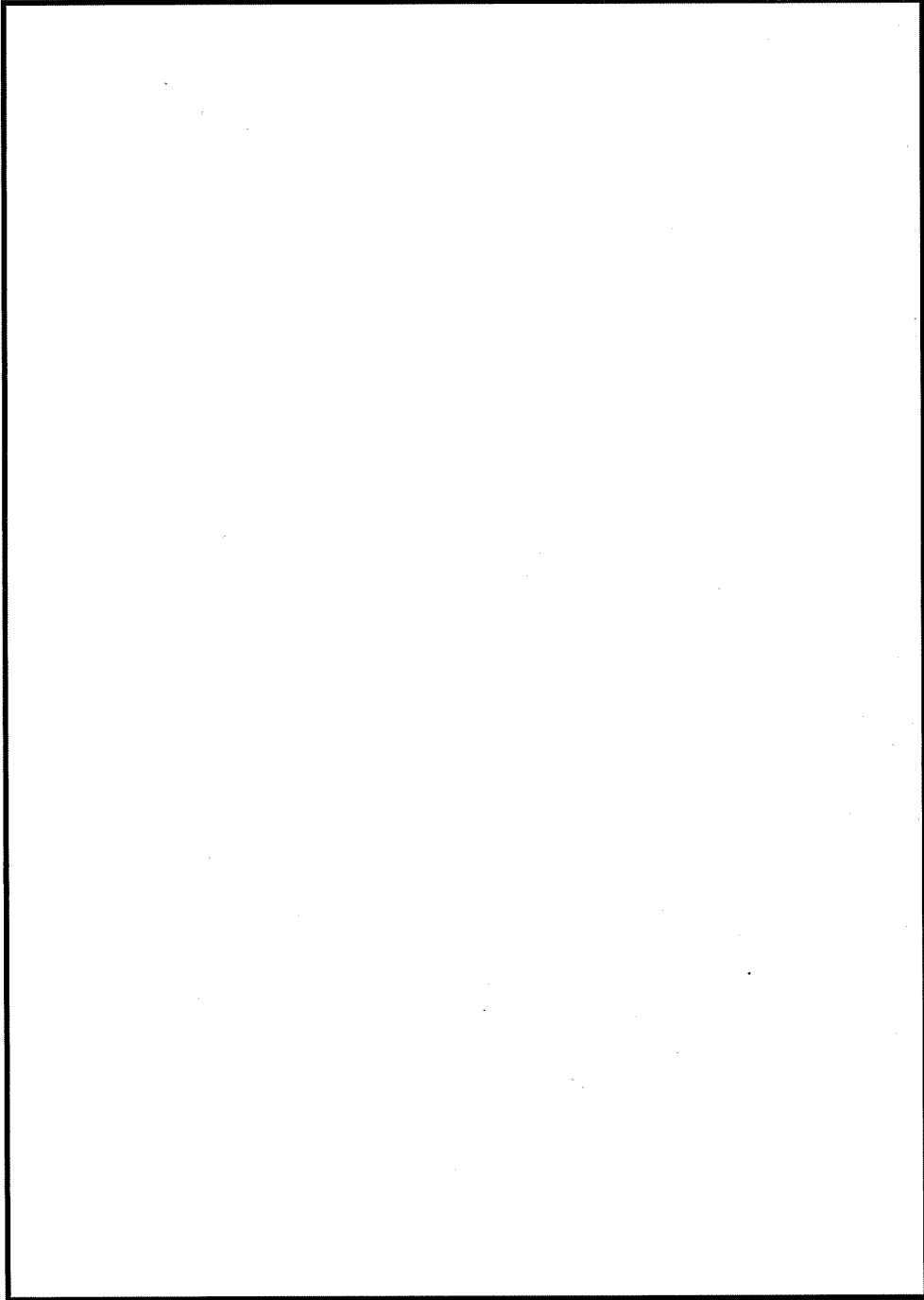
(注) ひずみ振幅 $\leq 0.110\%$ (salt' ≤ 214.5) の場合、fen=1.0

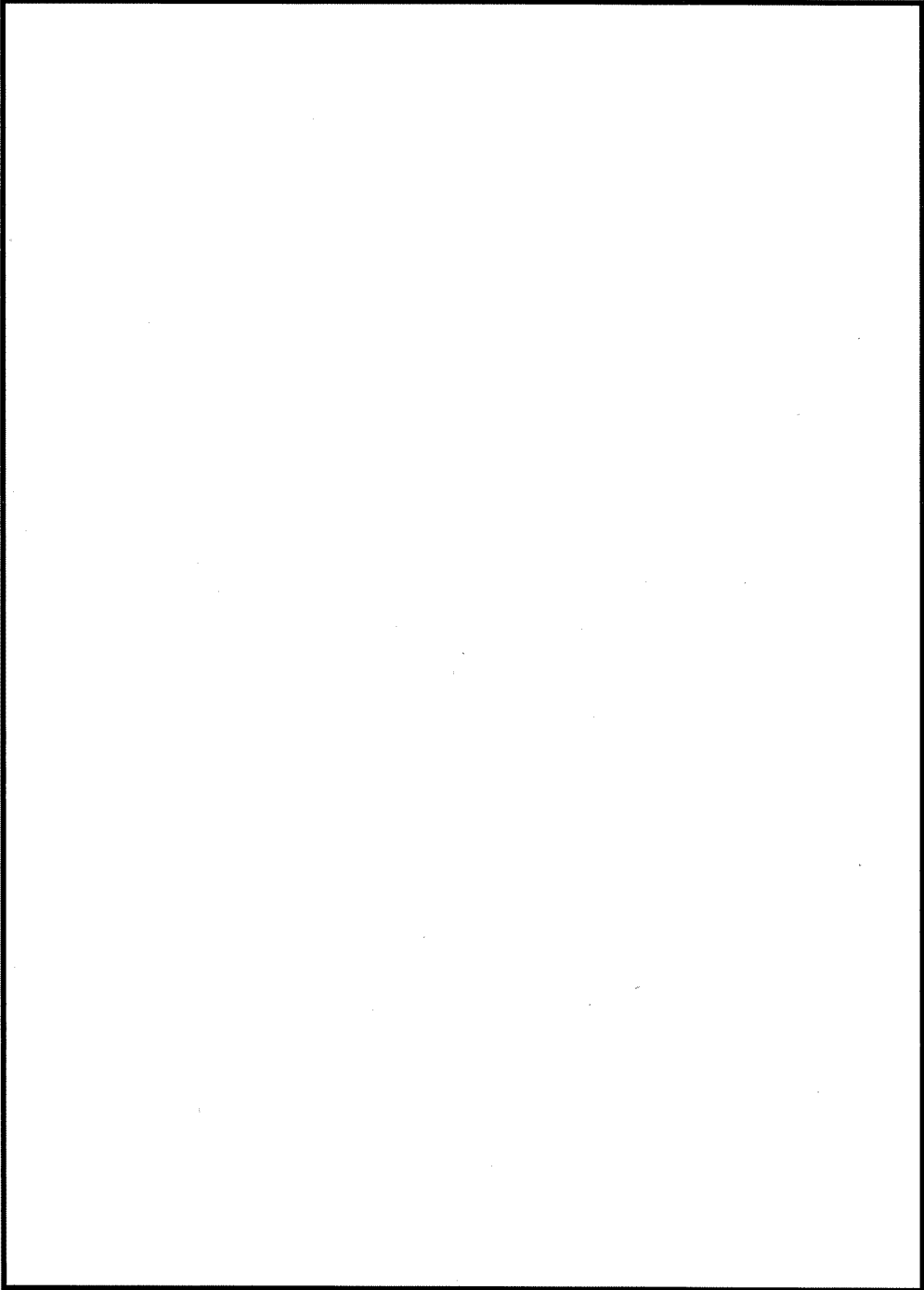
: 割り増し係数 Ke、環境効果補正係数 Fen を示す

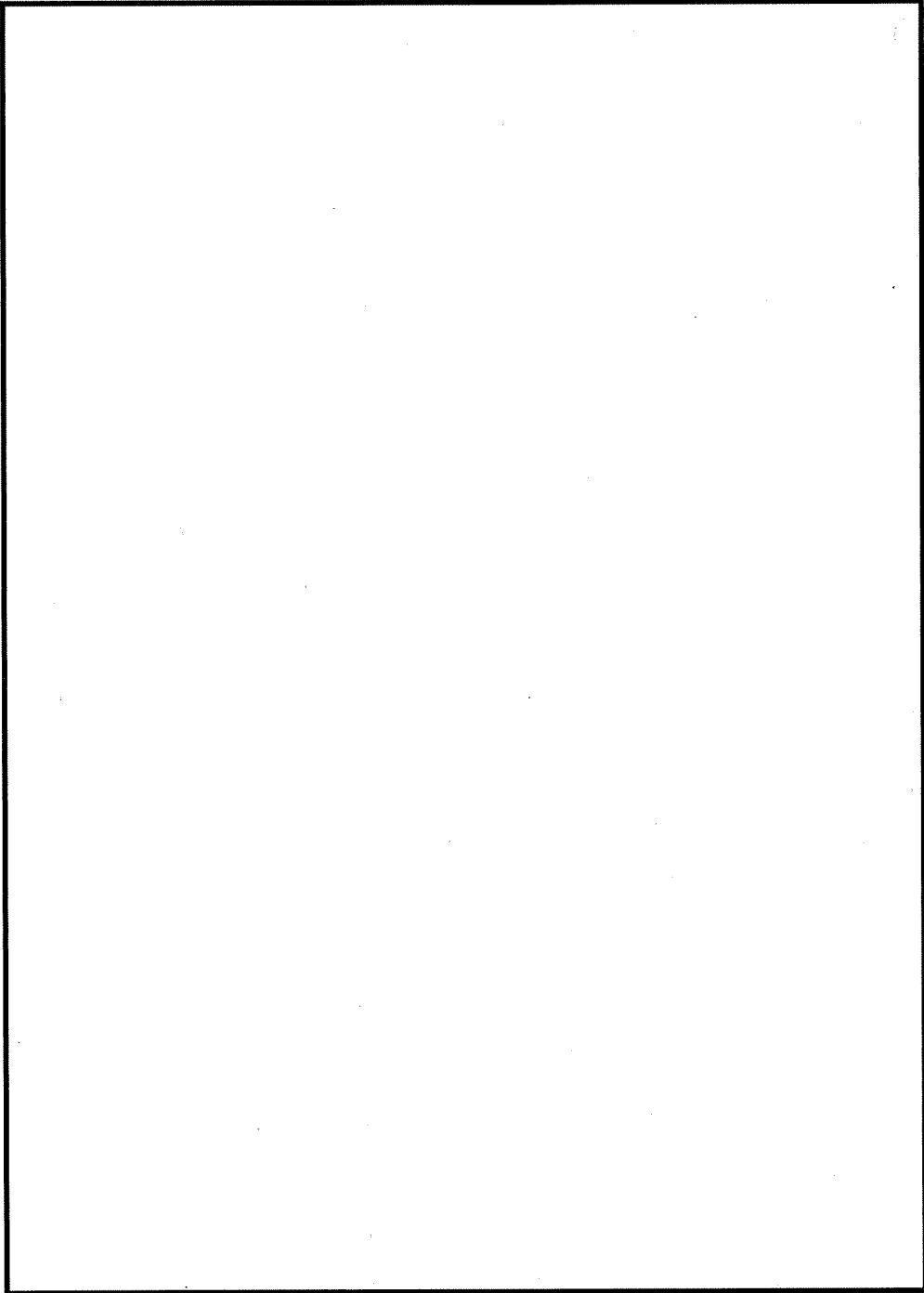
→環境 Uf : 0.003

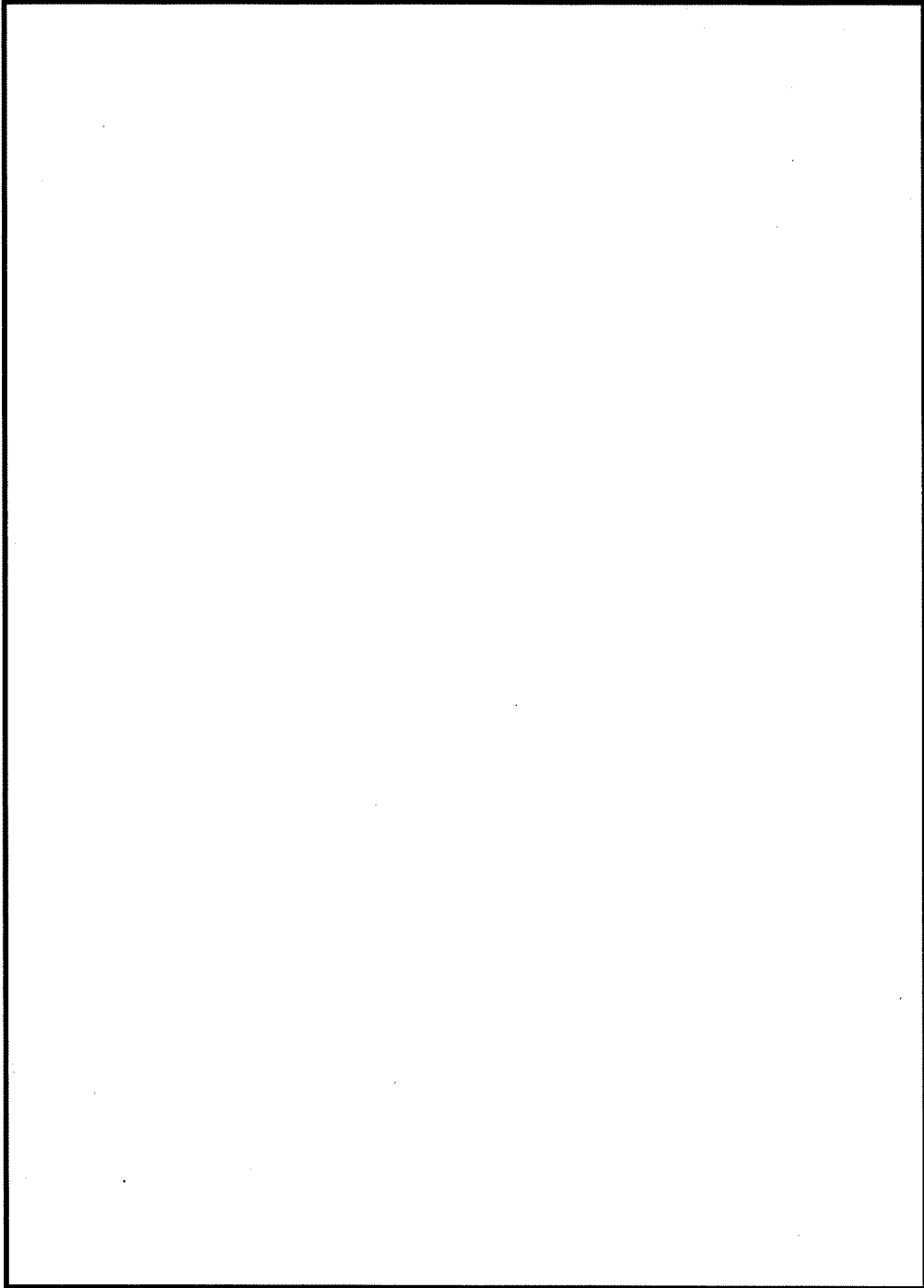
環境効果補正係数 (Fen) の算出根拠

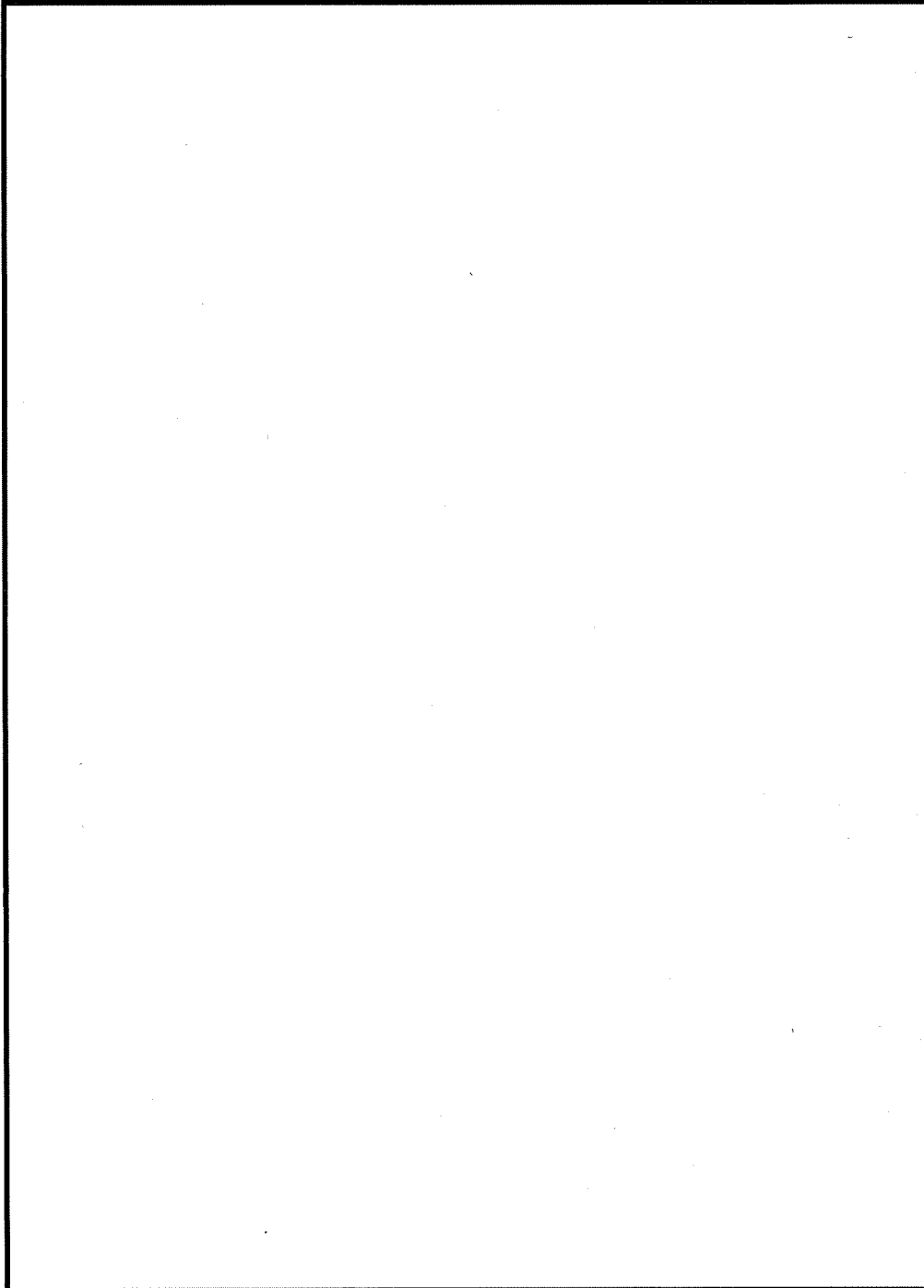
各過渡の温度、ひずみ履歴より値を読み取り、環境疲労評価手法に従って算出している。

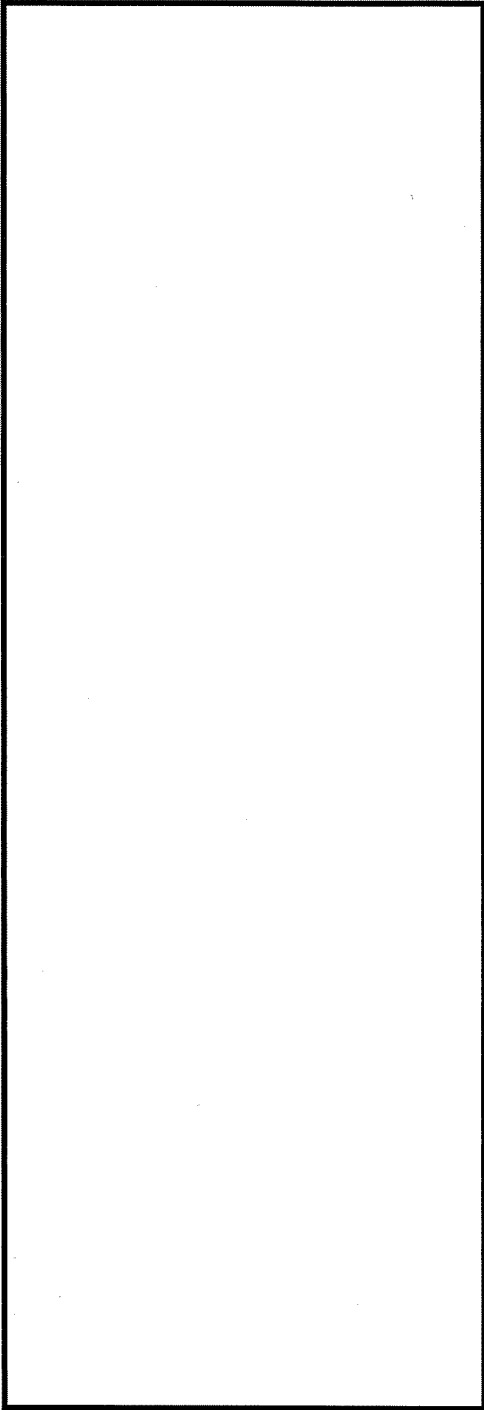


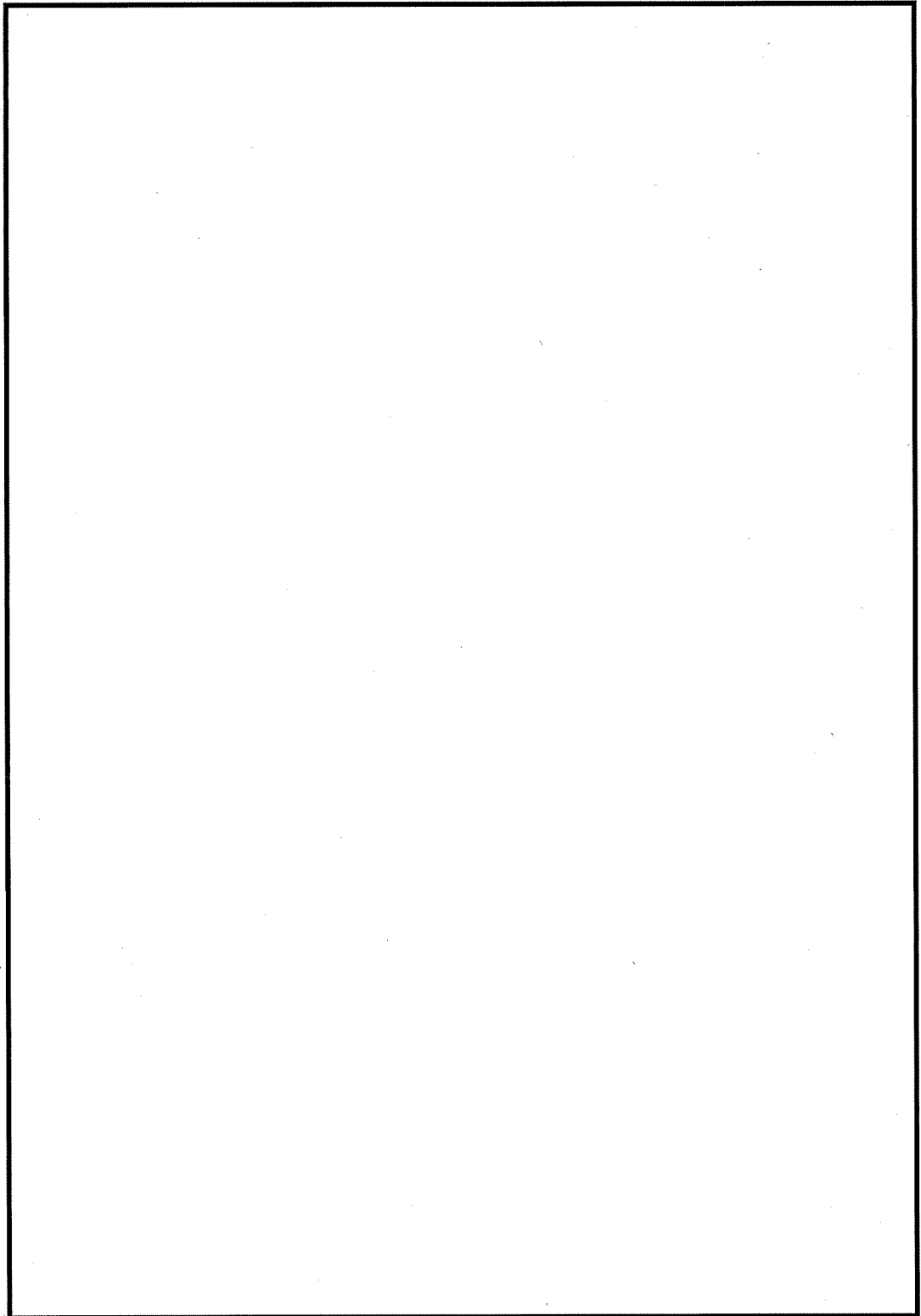












空気抜管台形状寸法、評価点および解析モデル

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	0.00036	0.00003	0.00000
4	0.02154	0.00000	0.03740

許容値 $U_f = 1.0$

0.03740 : 疲労累積係数が最大となる評価点および最大値を示す

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*	
1491.6	-212.8	1.0	852.2	879.3	2	801	0.00250
1243.8	-212.8	1.0	728.3	751.5	2	1340	0.00149
1063.9	-212.8	1.0	638.4	658.6	2	2120	0.00094
1014.0	-212.8	1.0	613.4	632.9	3	2460	0.00122
1000.8	-212.8	1.0	606.8	626.1	2	2560	0.00078
994.4	-212.8	1.0	603.6	622.8	2	2610	0.00077
949.0	-212.8	1.0	580.9	599.3	2	3020	0.00066
939.2	-212.8	1.0	576.0	594.3	7	3110	0.00225
862.4	-212.8	1.0	537.6	554.7	2	4030	0.00050
831.7	-212.8	1.0	522.2	538.8	3	4500	0.00067
829.5	-212.8	1.0	521.1	537.7	19	4530	0.00419
829.5	-207.1	1.0	518.3	534.7	41	4630	0.00886
829.5	0.0	1.0	414.7	427.9	87	11500	0.00757
829.5	286.2	1.0	271.6	280.2	2	101000	0.00002
829.5	294.6	1.0	267.4	275.9	538	110000	0.00489
776.4	294.6	1.0	240.9	248.5	0	197000	0.00000
776.1	294.6	1.0	240.7	248.4	3	198000	0.00002
671.0	294.6	1.0	188.2	194.1	41	994000	0.00004
657.3	294.6	1.0	181.3	187.1	4	1120000	0.00000
610.2	294.6	1.0	157.8	162.8	46	1770000	0.00003
598.0	294.6	1.0	151.7	156.5	2	2020000	0.00000
580.5	294.6	1.0	142.9	147.5	0	2620000	0.00000
573.7	294.6	1.0	139.5	144.0	2	2900000	0.00000
561.2	294.6	1.0	133.3	137.5	46	3540000	0.00001
561.2	294.6	1.0	133.3	137.5	5	3540000	0.00000
561.2	463.4	1.0	48.9	50.4	2		0.0

疲労累積係数 = 0.03740

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

→通常 $U_f : 0.038$

空気抜管台 環境疲労評価結果 (評価点: 3)

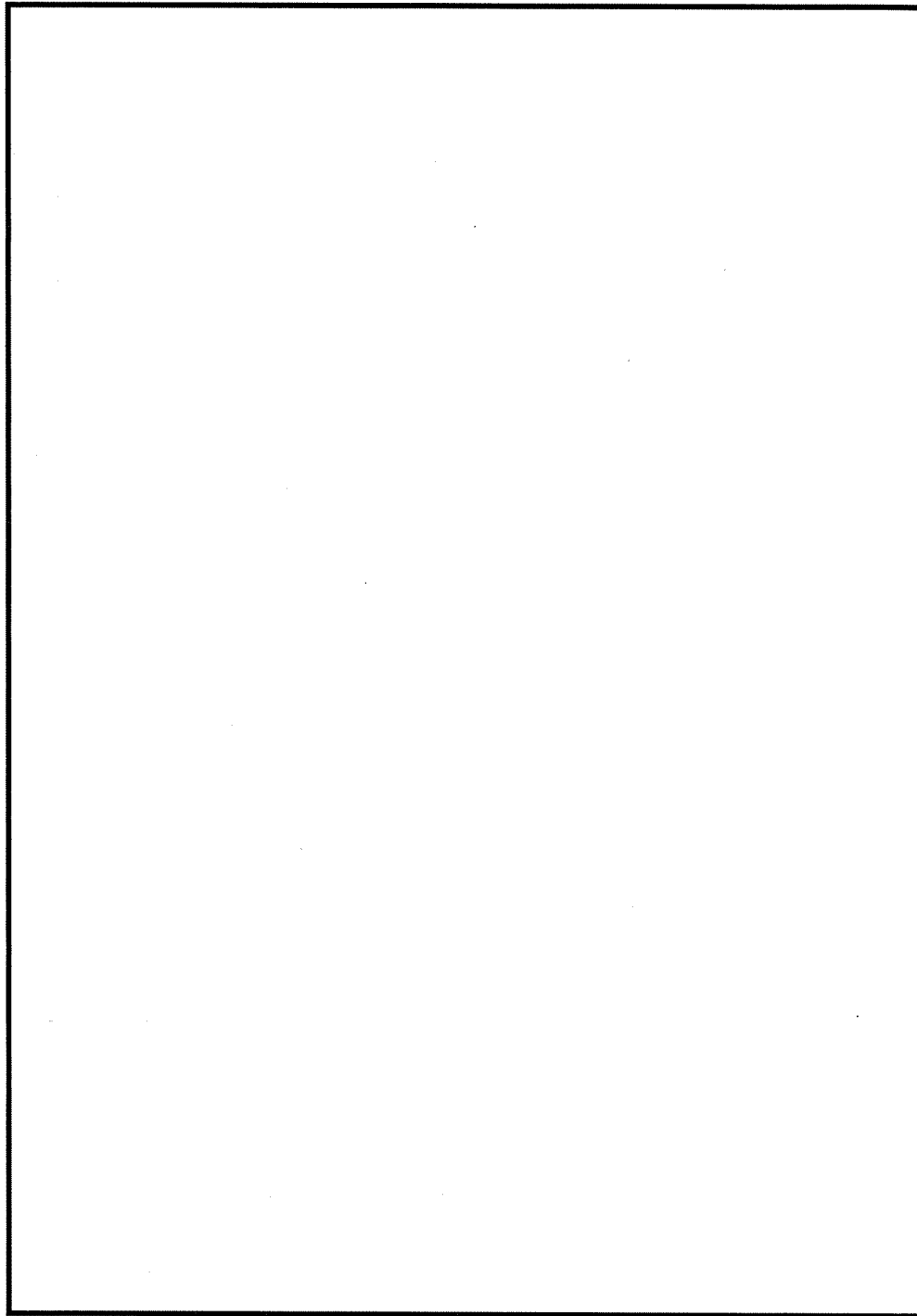
過渡条件 記号		一次+二次+ ピーク応力強さ		割り増し 係数 KE	繰返しピーク 応力強さ		実過渡 回 数 n	許容繰返し 回 数 n*	疲労累積係数 u	環境効果 補正係数 fen	環境効果を考慮した 疲労累積係数 uen
A	B	smax	smin		補正前 salt	補正後 salt'					
1A1	2D4	67.4	-541.5	1.35	410.9	423.9	2	12100	0.00017	3.066	0.00051
1A1	2G1	67.4	-459.9	1.08	285.0	294.0	2	78000	0.00003	3.125	0.00008
1A1	2D2	67.4	-385.4	1.00	226.4	233.6	2	289000	0.00001	3.071	0.00002
1A1	1L1	67.4	-375.2	1.00	221.3	228.4	2	333000	0.00001	3.086	0.00002
1A1	2F1	67.4	-367.4	1.00	217.4	224.3	3	373000	0.00001	3.059	0.00002
1A1	2C2	67.4	-351.9	1.00	209.7	216.3	2	467000	0.00000	3.112	0.00001
1A1	2D1	67.4	-349.2	1.00	208.3	214.9	7	486000	0.00001	3.104	0.00004
1A1	2E1	67.4	-340.5	1.00	203.9	210.4	2	563000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	2H2	67.4	-321.8	1.00	194.6	200.8	2	784000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	1G1	67.4	-315.9	1.00	191.7	197.7	3	873000	0.00000	1.000	0.00000
1A1	1D1	67.4	-315.2	1.00	191.3	197.4	19	885000	0.00002	1.000	0.00002
2J1	1D1	65.1	-315.2	1.00	190.1	196.2	41	923000	0.00004	1.000	0.00004
NSS	1D1	0.0	-315.2	1.00	157.6	162.6	87	1780000	0.00005	1.000	0.00005
2H1	1D1	-116.3	-315.2	1.00	99.4	102.6	2	28700000	0.00000	1.000	0.00000
1C1	1D1	-128.7	-315.2	1.00	93.2	96.2	538	639000000	0.00000	1.000	0.00000
1C1	2A1	-128.7	-288.7	1.00	80.0	82.5	3	-----	0.00000	1.000	0.00000
合計 :											0.00083

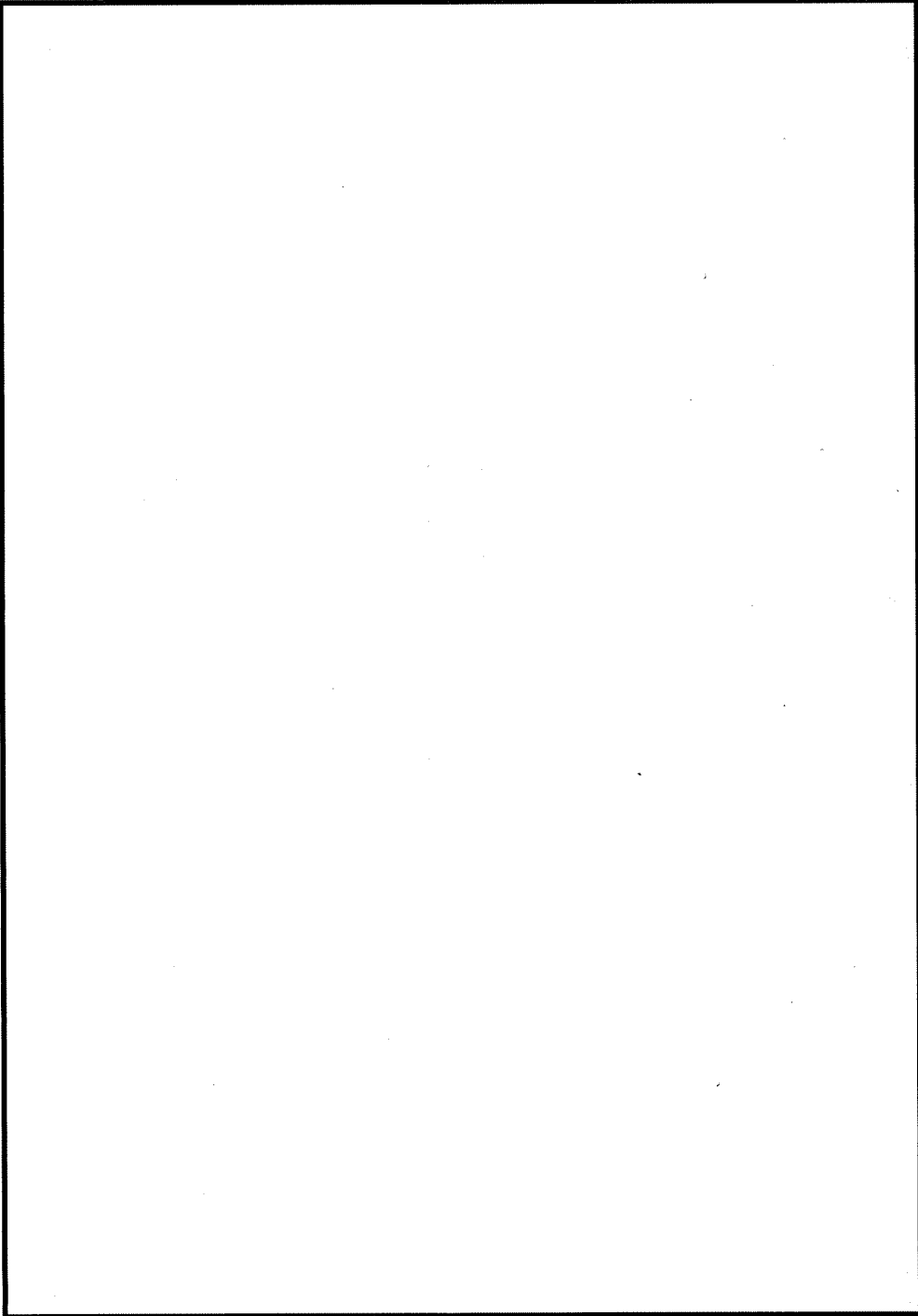
(注) ひずみ振幅 $\leq 0.110\%$ (salt' ≤ 214.5) の場合、fen=1.0

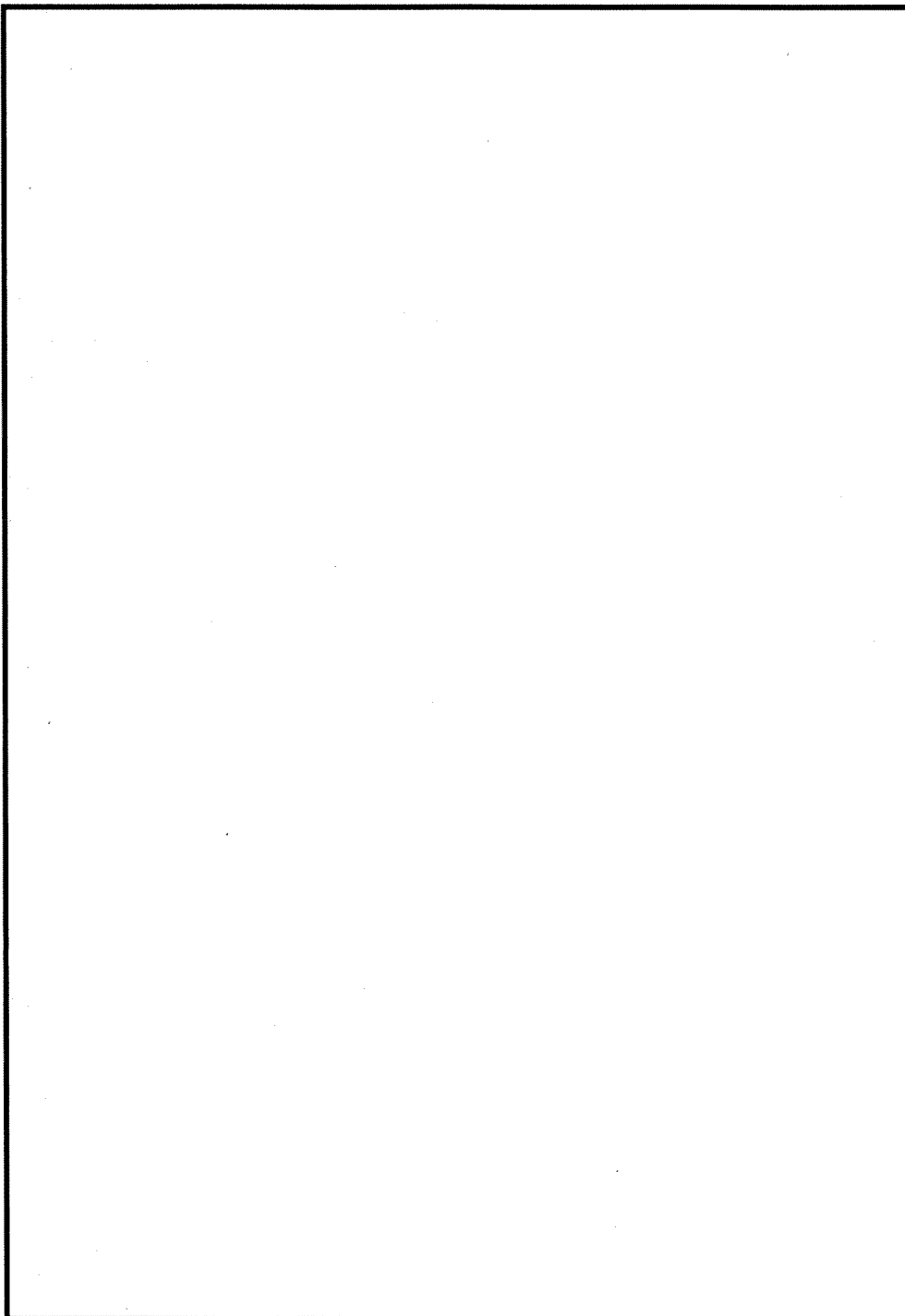
: 割り増し係数 Ke、環境効果補正係数 Fen を示す

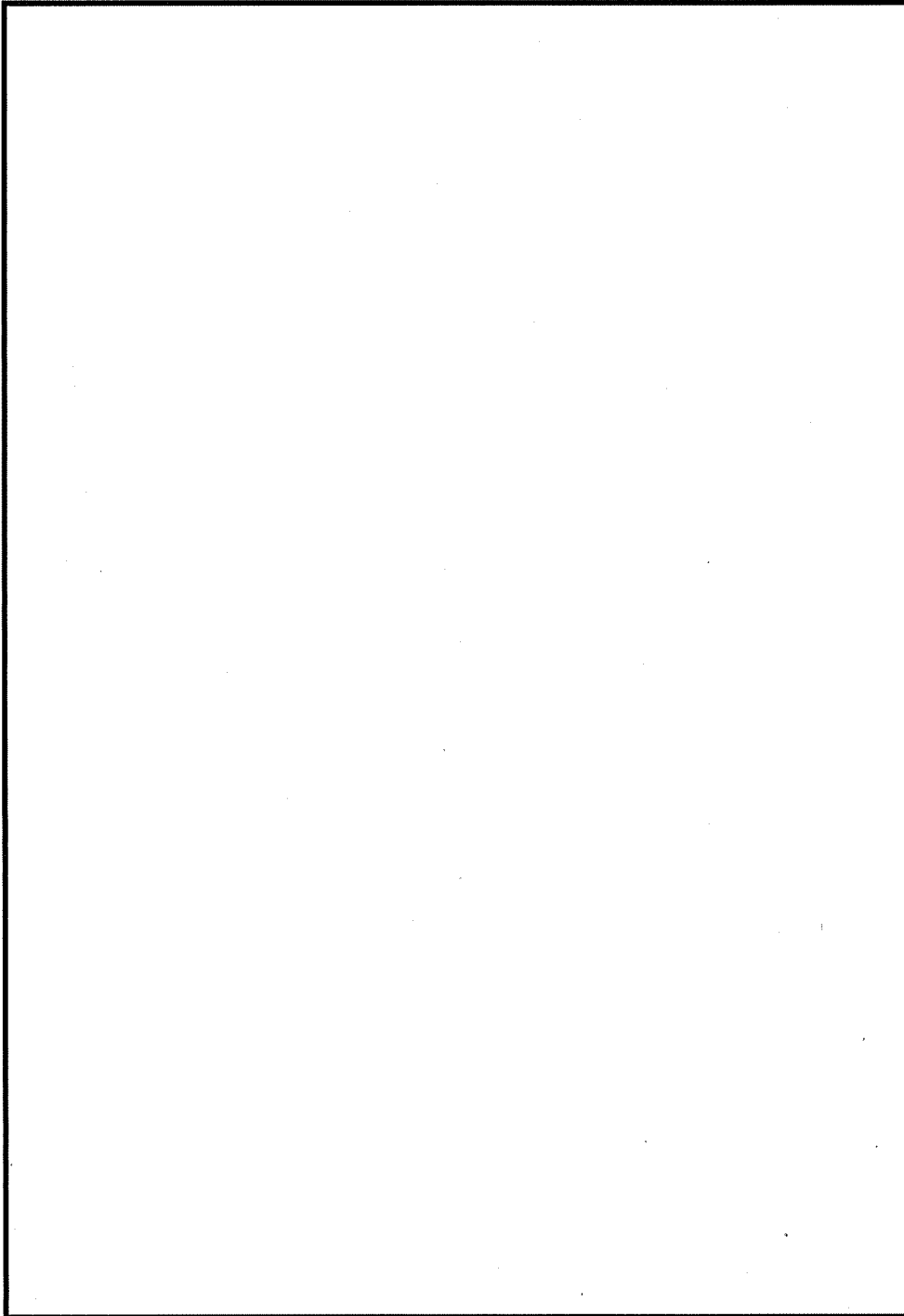
→環境 Uf : 0.001

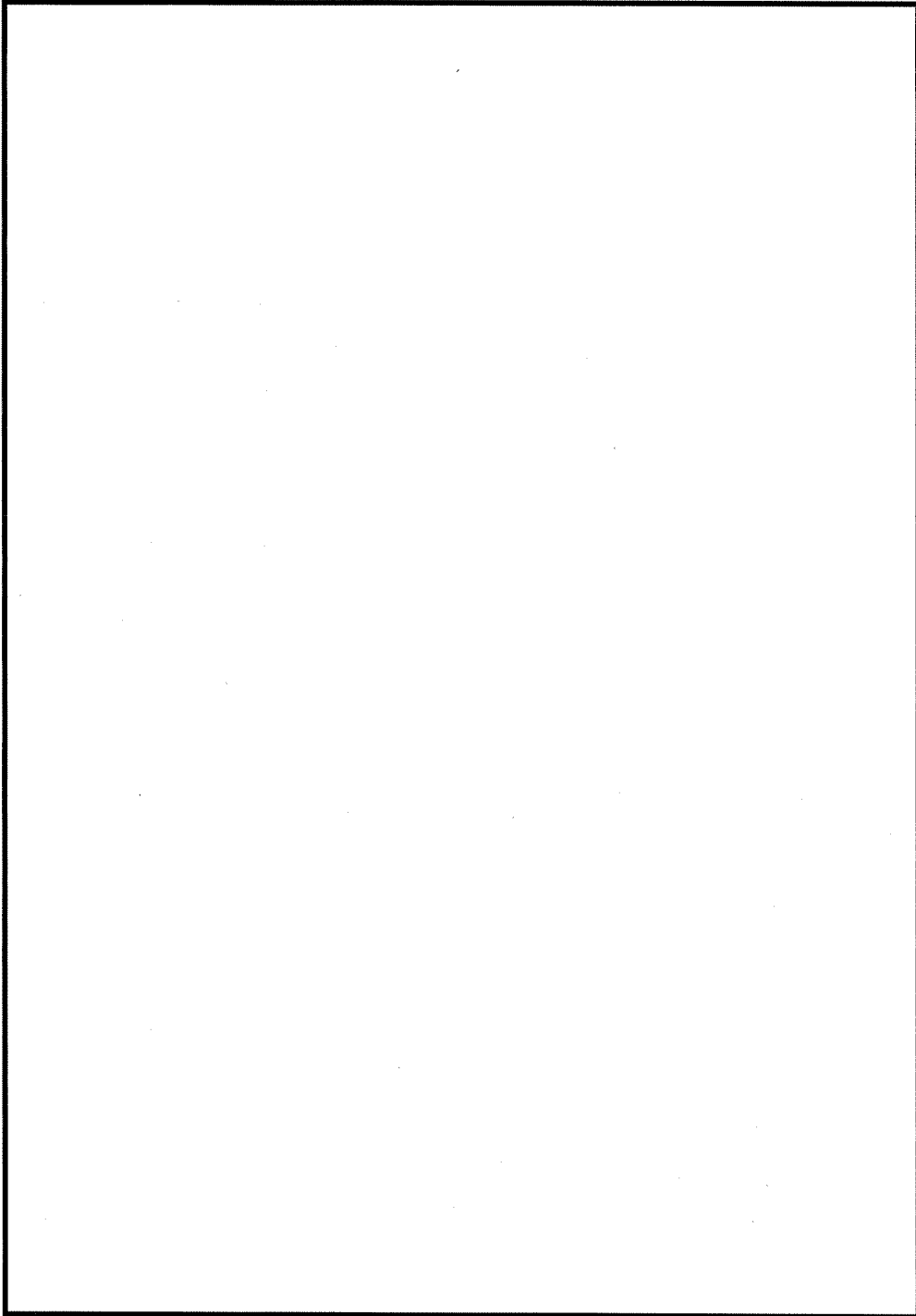
環境効果補正係数 (Fen) の算出根拠
各過渡の温度、ひずみ履歴より値を読み取り、環境疲労評価手法に従って算出している。

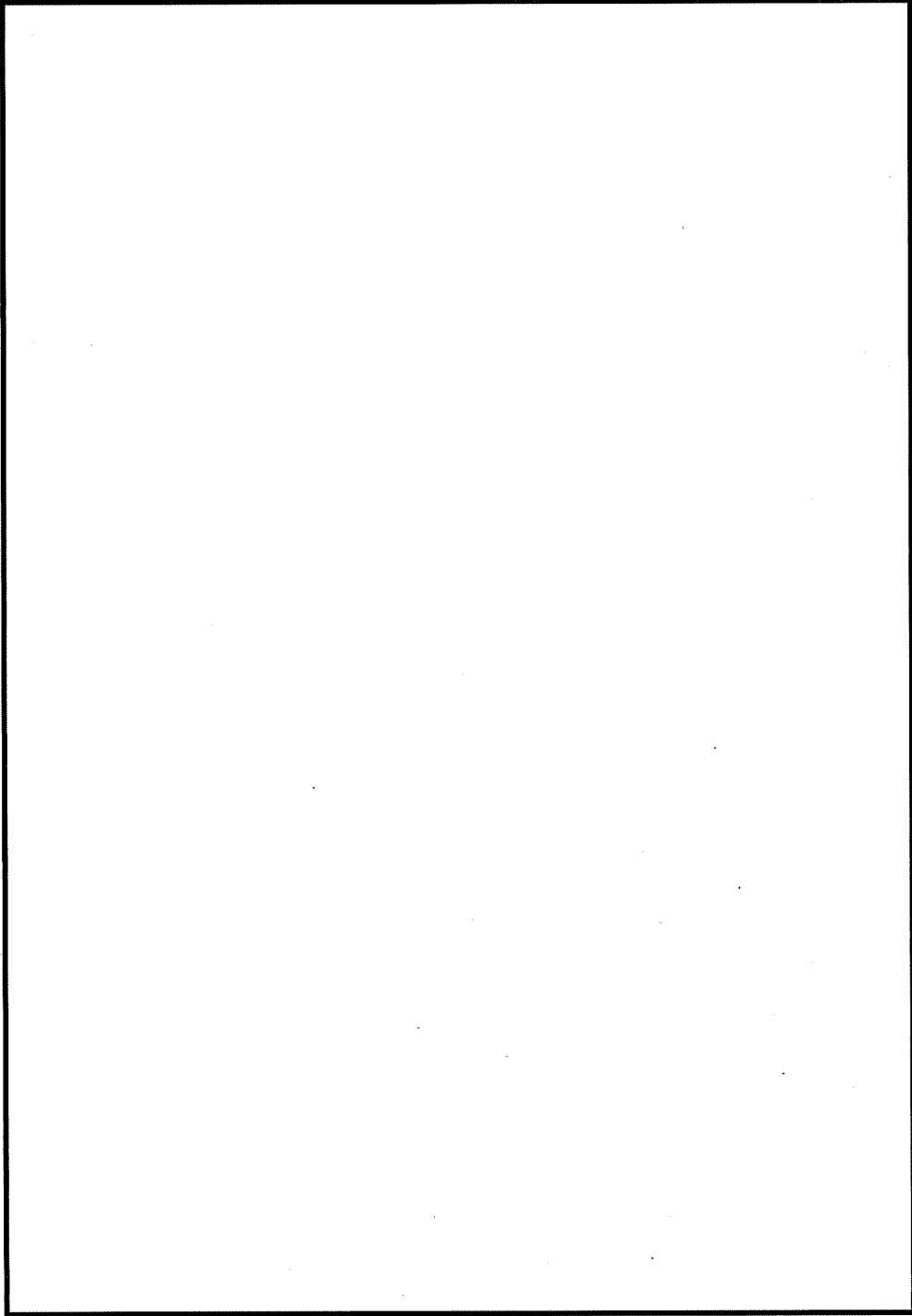


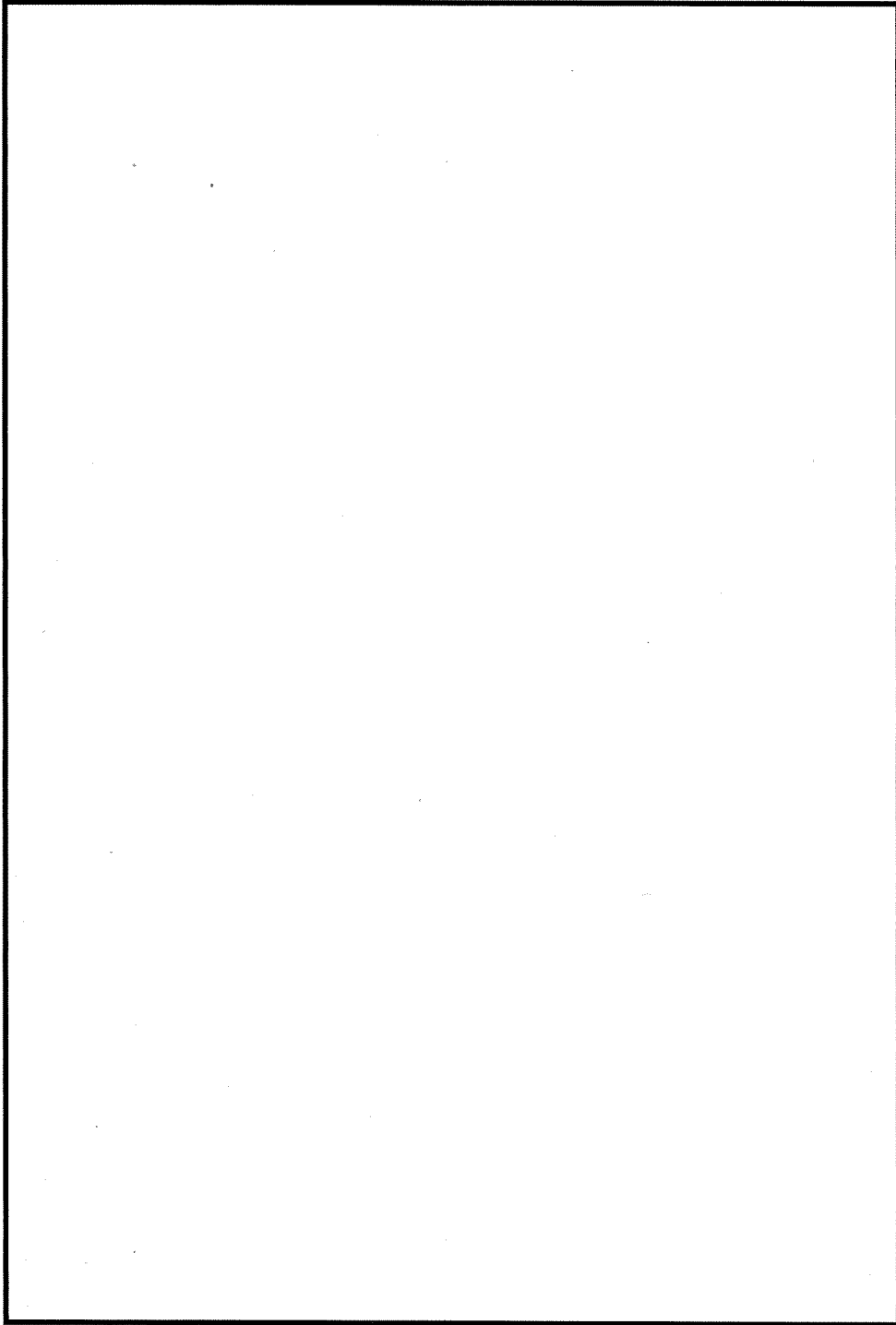


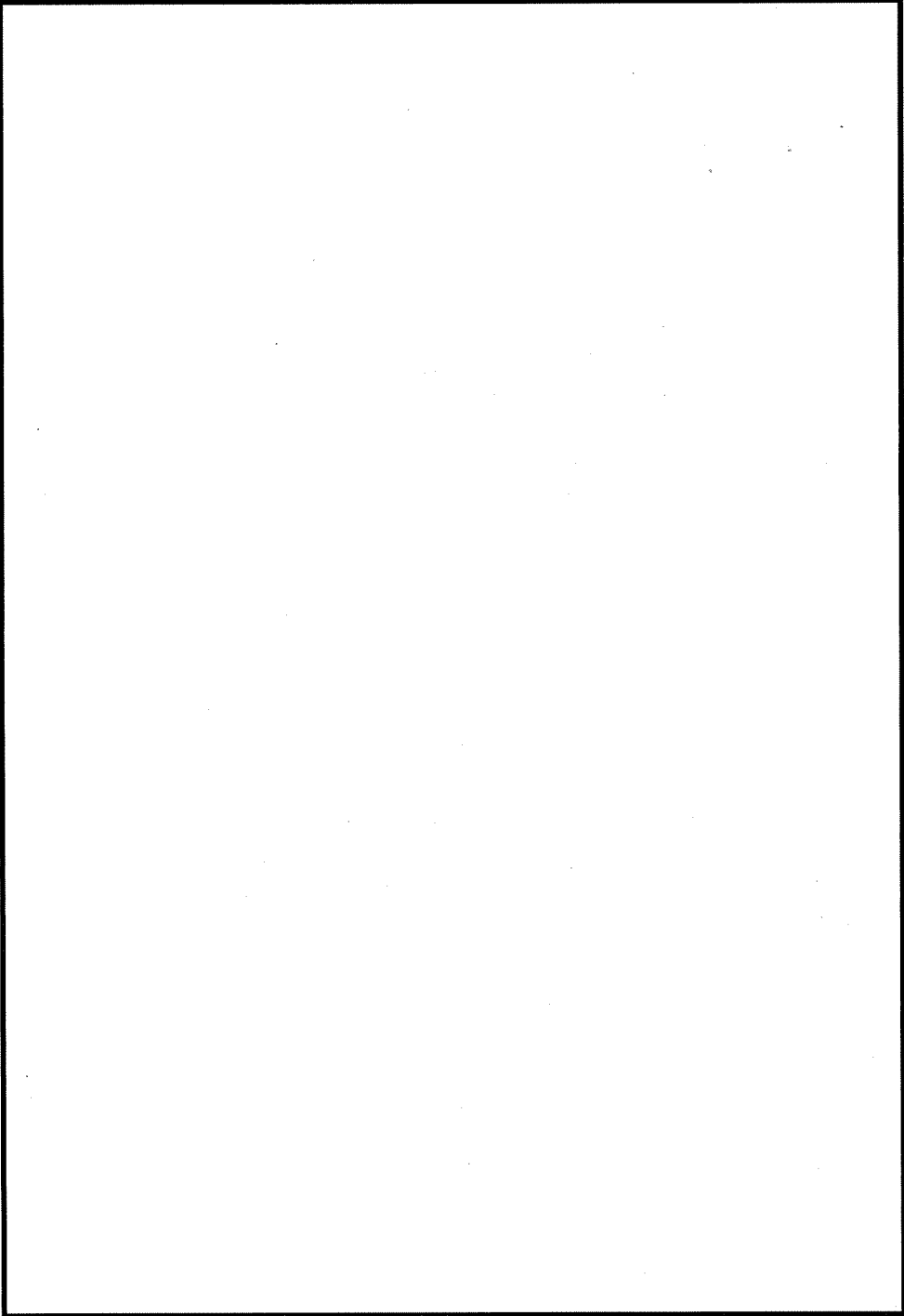


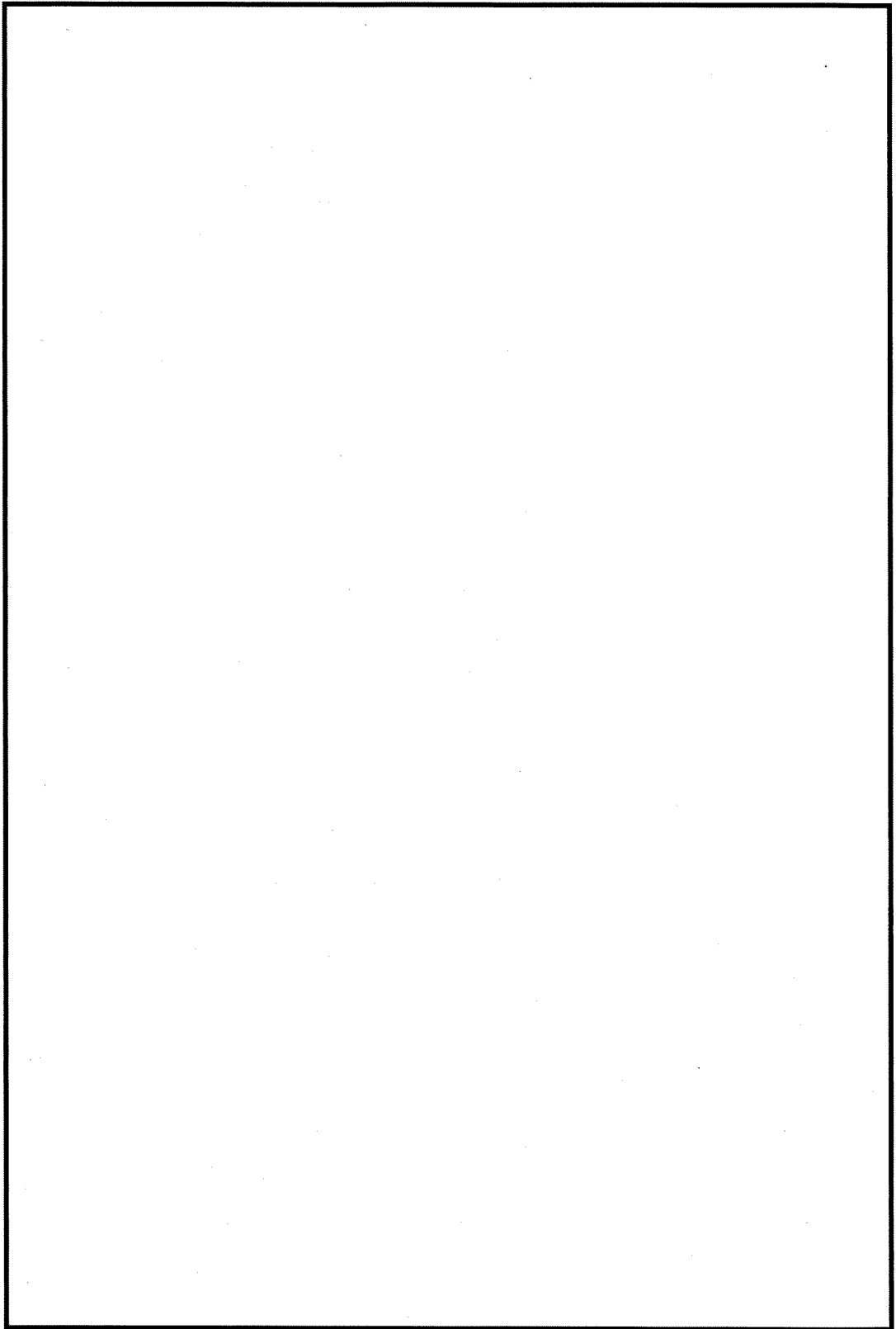












炉内計装筒形状寸法、評価点および解析モデル

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	0.0	0.0	0.00000
7	0.0	0.0	0.0
8	0.0	0.0	0.0
9	0.00115	0.00015	0.0
10	0.03816	0.00109	0.19564

許容値 $U_i = 1.0$

10 : 疲労累積係数が最大となる評価点および最大値を示す

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
極大値	極小値	K_e	ALT	ALT'	N	N*	(=N/N*)
1913.1	-57.3	1.0	985.2	965.4	2	595	0.00336
1634.9	-57.3	1.0	846.1	829.1	2	965	0.00207
1405.6	-57.3	1.0	731.5	716.8	5	1580	0.00316
1404.0	-57.3	1.0	730.7	716.0	2	1580	0.00127
1390.5	-57.3	1.0	723.9	709.4	50	1630	0.03067
1390.5	-15.7	1.0	703.1	689.0	11	1800	0.00611
1390.4	-15.7	1.0	703.0	688.9	7	1800	0.00389
1373.2	-15.7	1.0	694.4	680.5	5	1880	0.00266
1331.1	-15.7	1.0	673.4	659.9	46	2100	0.02190
1331.1	-2.7	1.0	666.9	653.5	69	2180	0.03165
1331.1	0.0	1.0	665.6	652.2	130	2200	0.05909
1331.1	19.6	1.0	655.8	642.6	69	2320	0.02974
1331.1	709.8	1.0	310.7	304.4	2	64500	0.00003
1331.1	891.0	1.0	220.1	215.7	7	476000	0.00001
1331.1	1035.5	1.0	147.8	144.8	3	2830000	0.00000
1331.1	1050.4	1.0	140.4	137.6	2	3540000	0.00000
1331.1	1079.4	1.0	125.9	123.3	8	5950000	0.00000
1331.1	1085.6	1.0	122.8	120.3	2	6890000	0.00000
1331.1	1089.0	1.0	121.1	118.6	2	7490000	0.00000
1331.1	1089.8	1.0	120.7	118.2	5	7640000	0.00000
1331.1	1095.3	1.0	117.9	115.6	2	8750000	0.00000
1331.1	1115.2	1.0	108.0	105.8	2	18600000	0.00000
1331.1	1136.1	1.0	97.5	95.5	5	167000000	0.00000
1331.1	1183.3	1.0	73.9	72.4	0		0.0
疲労累積係数 =							0.19564

K_e : 割増し係数
 ALT : 繰返しピーク応力強さ
 ALT' : ALT \times (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

→ 通常 $U_f : 0.196$

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'					
2J1	2D4	26.7	-627.0	1.00	326.8	320.3	2	49000	0.00004	2.798	0.00011
2J1	2G1	26.7	-540.4	1.00	283.6	277.9	2	106000	0.00002	2.947	0.00006
2J1	2A1	26.7	-474.3	1.00	250.5	245.5	7	213000	0.00003	2.303	0.00008
2J1	2J2	26.7	-466.8	1.00	246.8	241.8	50	234000	0.00021	1.598	0.00034
1A1	2J2	11.7	-466.8	1.00	239.3	234.5	11	283000	0.00004	1.873	0.00007
1A1	2I1	11.7	-465.9	1.00	238.8	234.0	5	286000	0.00002	2.752	0.00005
1A1	2B2	11.7	-463.0	1.00	237.4	232.6	5	298000	0.00002	2.661	0.00004
1A1	2H1	11.7	-462.3	1.00	237.0	232.2	2	300000	0.00001	2.427	0.00002
1A1	1C1	11.7	-445.1	1.00	228.4	223.8	46	378000	0.00012	2.690	0.00033
1B1	1C1	11.4	-445.1	1.00	228.2	223.6	69	380000	0.00018	1.506	0.00027
1I1	1C1	5.8	-445.1	1.00	225.4	220.9	69	410000	0.00017	3.350	0.00056
NSS	1C1	0.0	-445.1	1.00	222.5	218.1	130	444000	0.00029	3.349	0.00098
2E1	1C1	-227.3	-445.1	1.00	108.9	106.7	2	1710000	0.00000	1.000	0.00000
2A1	1C1	-297.8	-445.1	1.00	73.6	72.1	7	-----	0.00000	1.000	0.00000
合計 :											0.00291

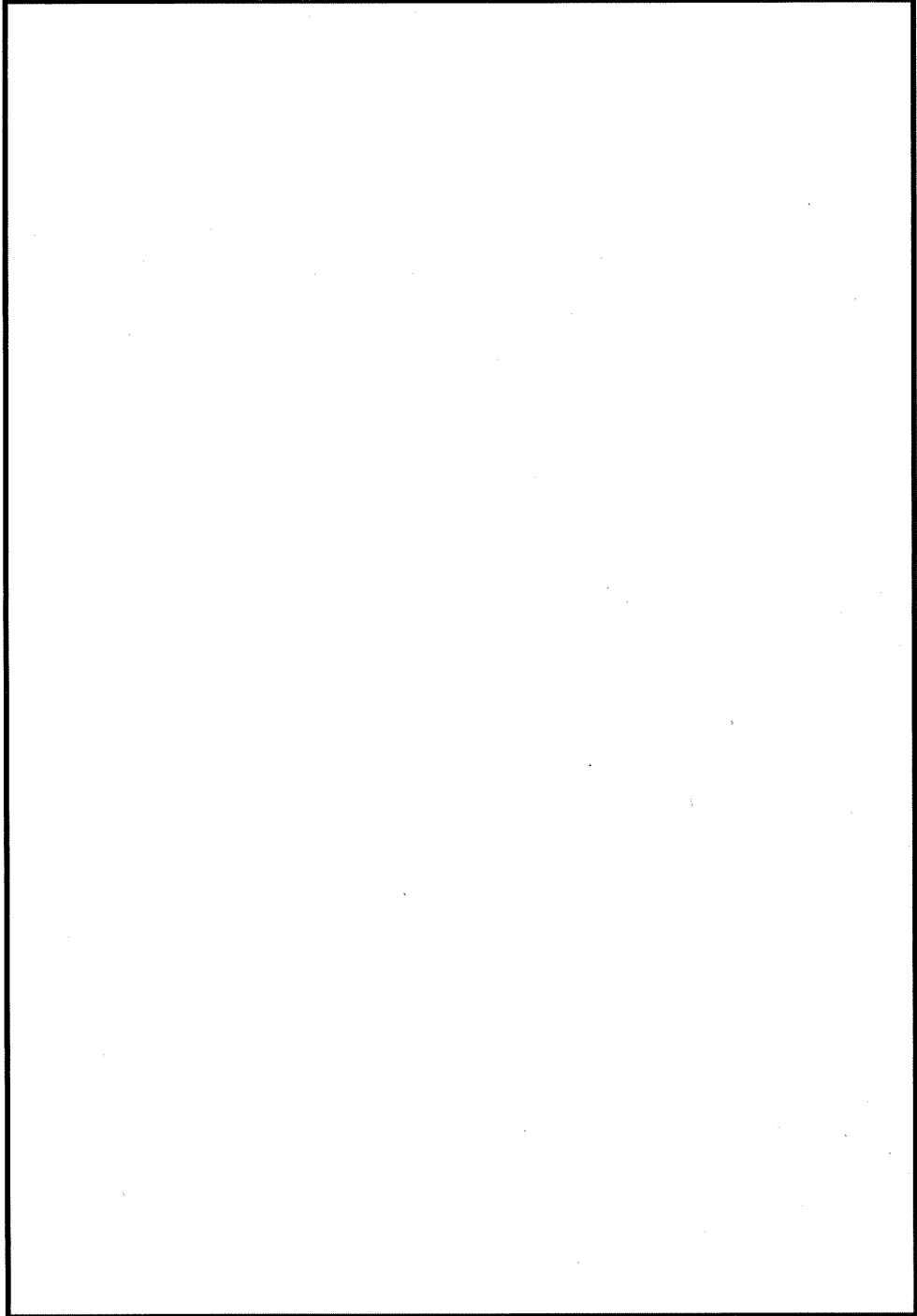
(注) ひずみ振幅 $\leq 0.110\%$ (salt' ≤ 214.5) の場合、fen=1.0

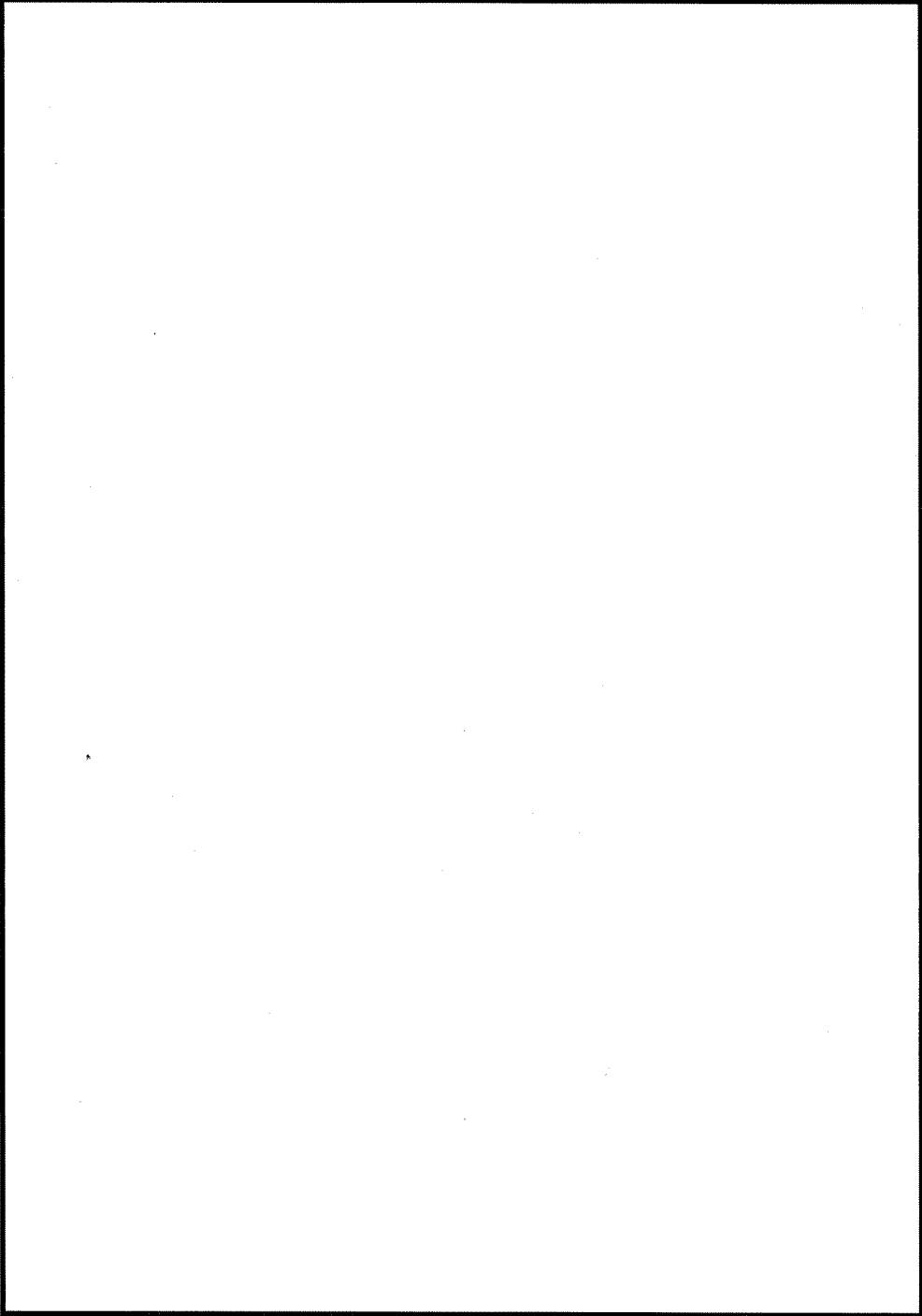
: 割り増し係数 Ke、環境効果補正係数 Fen を示す

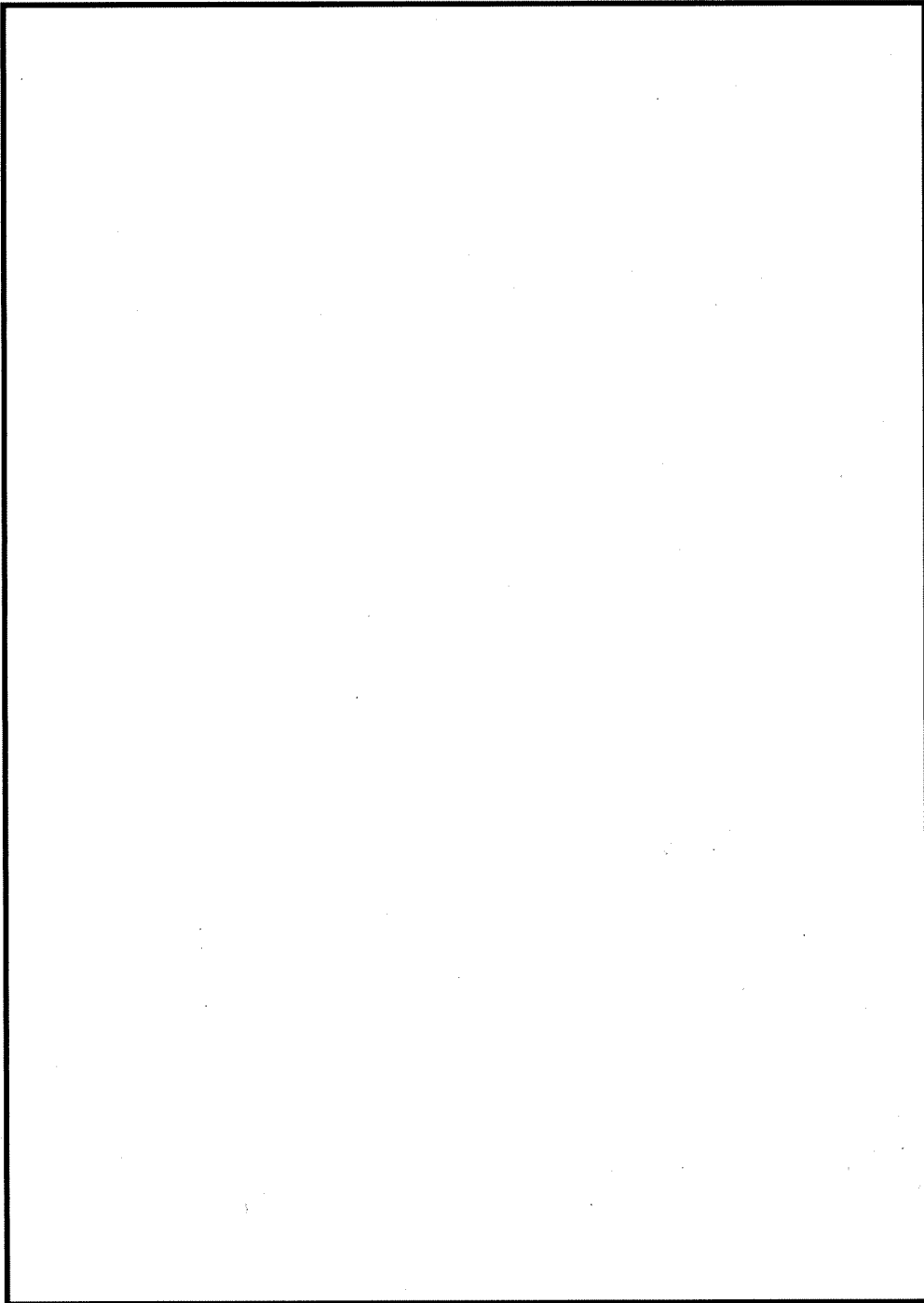
→環境 Uf : 0.003

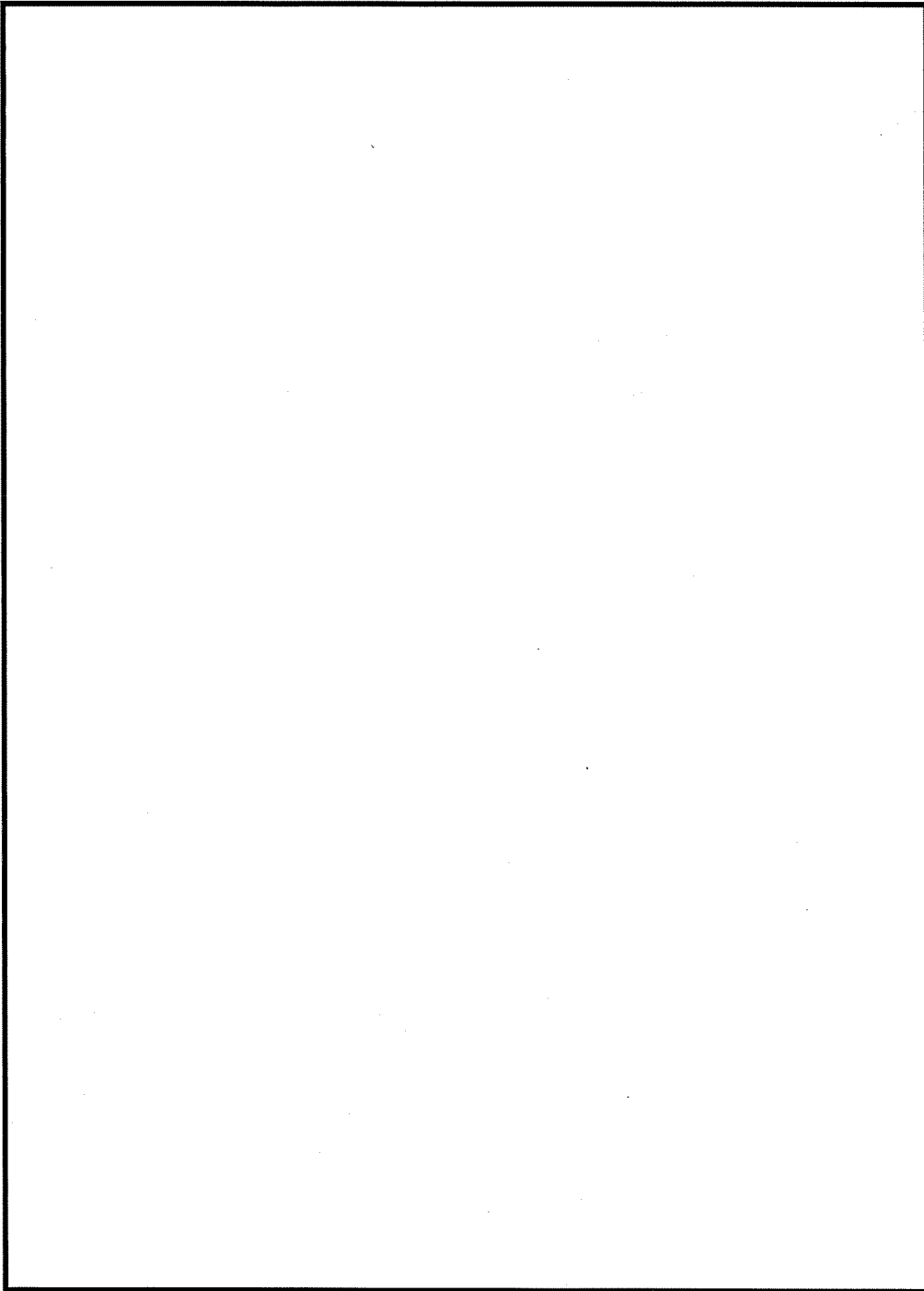
環境効果補正係数 (Fen) の算出根拠

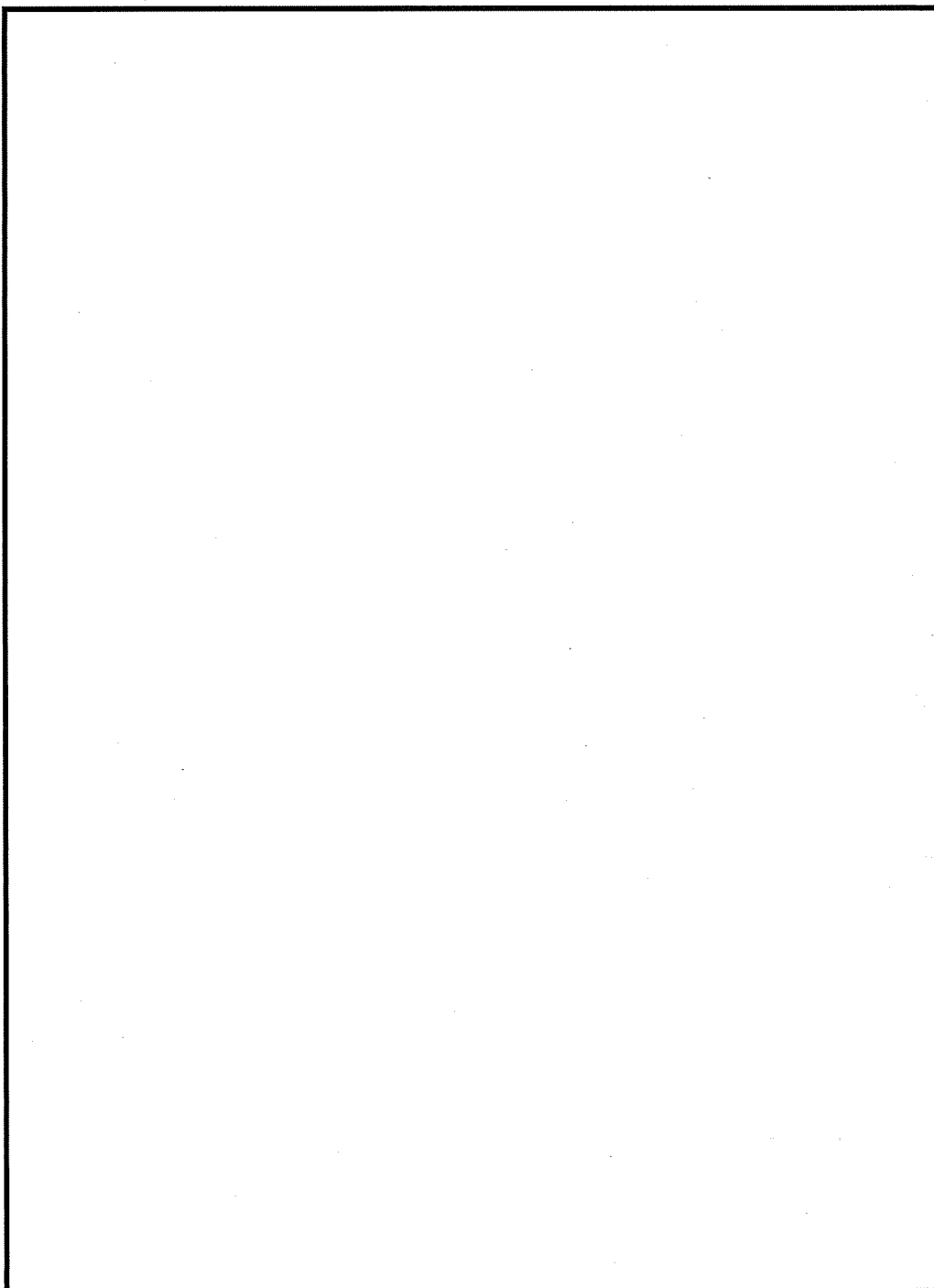
各過渡の温度、ひずみ履歴より値を読み取り、環境疲労評価手法に従って算出している。

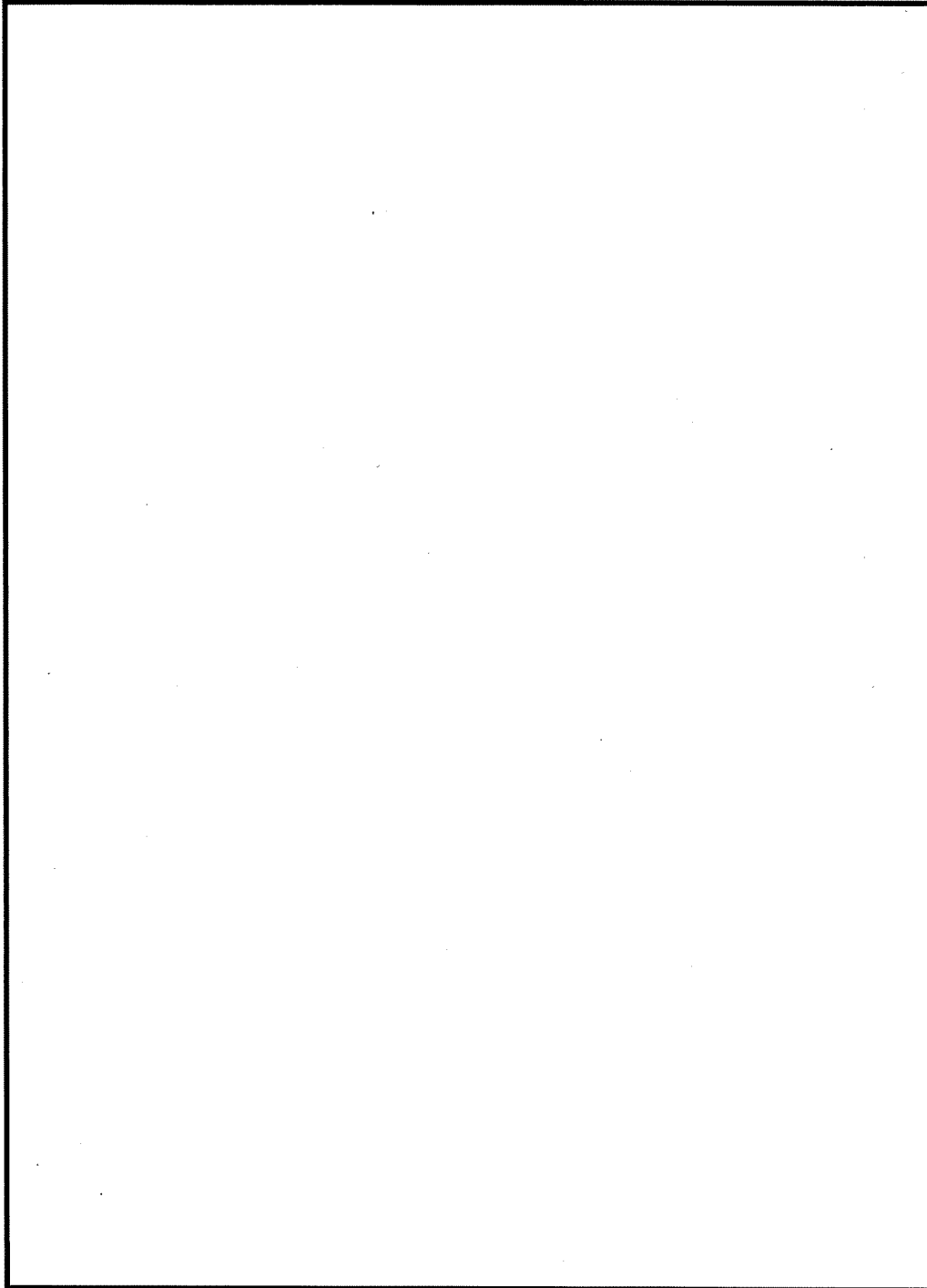


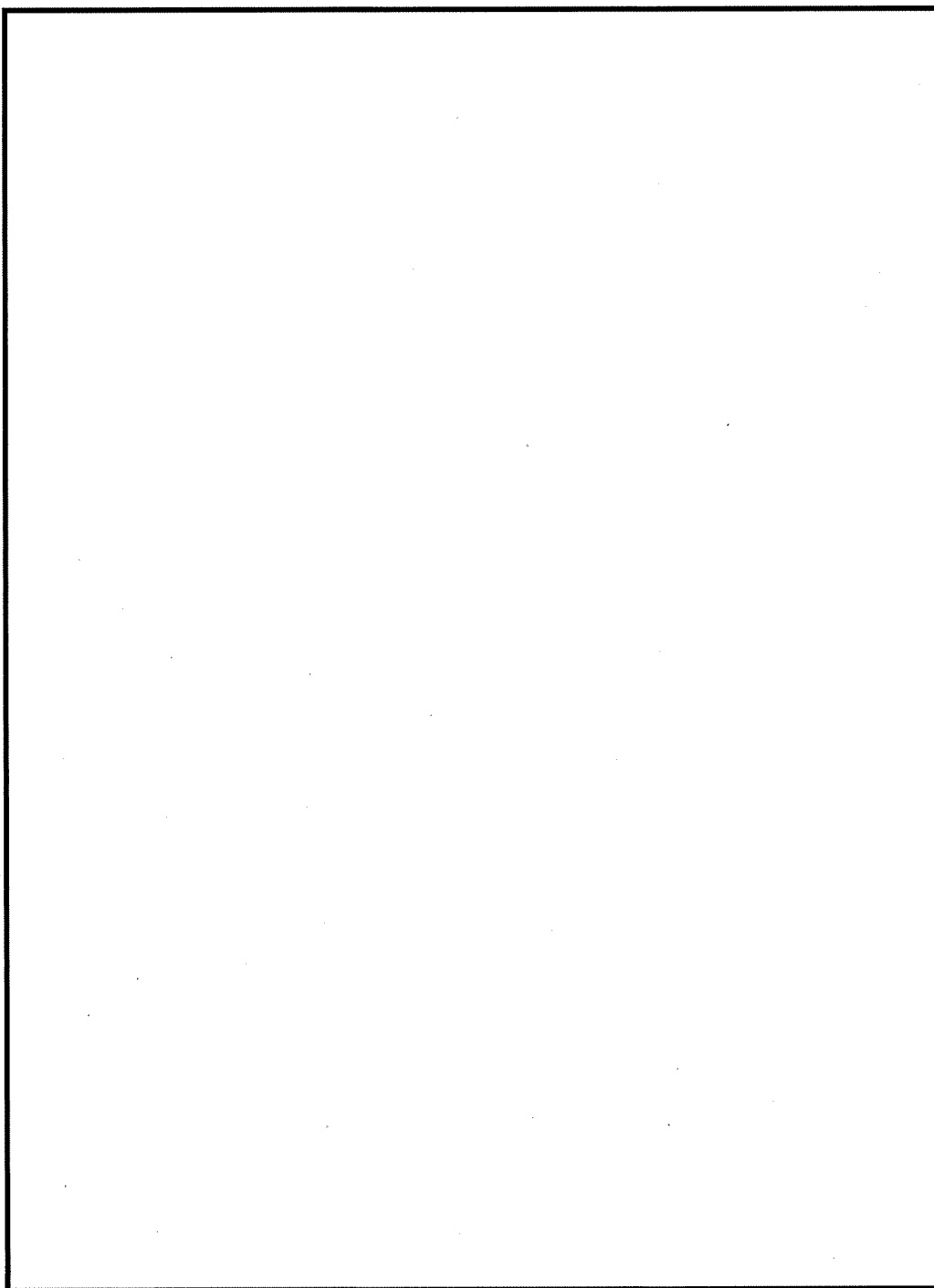


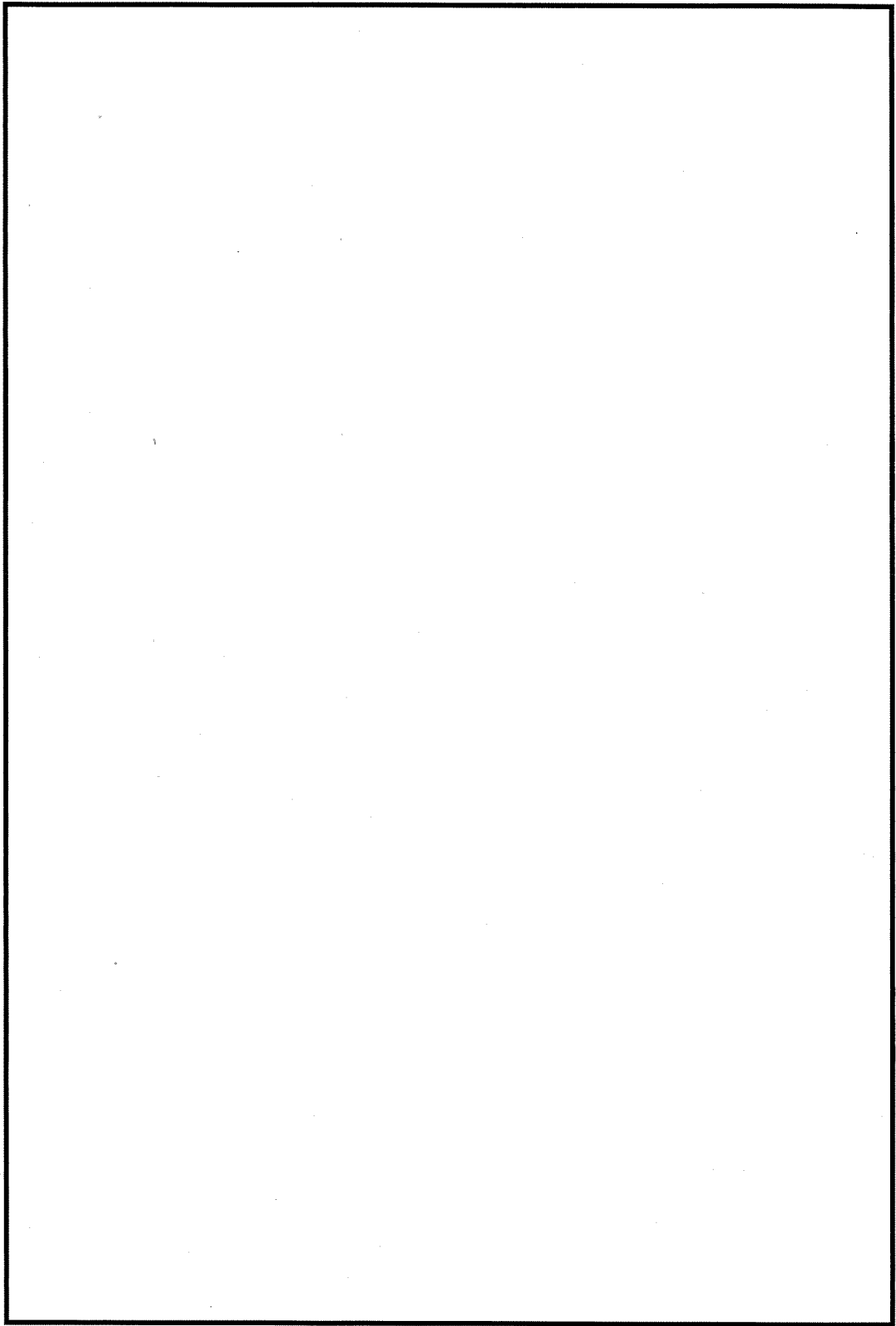












上部ふた、上部胴フランジおよびスタッドボルト寸法、評価点および解析モデル

上部ふた、上部胴フランジおよびスタッドボルト 最大評価点の選定

評価点	U(S12)	U(S23)	U(S31)
1	0.00018	0.00103	0.00048
2	0.00074	0.00050	0.00799
3	0.00045	0.00148	0.00008
4	0.00135	0.00099	0.00039
5	0.00006	0.00303	0.00418
6	0.0	0.00102	0.00280
7	0.36125	0.0	0.36125
8	0.07618	0.0	0.07618
9	0.28219	0.0	0.28219
10	0.12937	0.0	0.12937

許容値 $U_f = 1.0$

0.36125 : 疲労累積係数が最大となる評価点および最大値を示す

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	-432.5	1.0	216.3	258.8	41	10400	0.00394
-46.8	-432.5	1.0	192.9	230.8	5	15400	0.00032
-46.8	-389.7	1.0	171.4	205.1	41	22700	0.00181
-72.2	-387.3	1.0	157.5	188.5	3	29500	0.00010
-72.2	-385.1	1.0	156.5	187.2	4	30200	0.00013
-72.2	-375.7	1.0	151.8	181.6	34	33100	0.00103
-122.3	-375.7	1.0	126.7	151.6	2	63000	0.00003
-125.4	-375.7	1.0	125.2	149.8	41	67000	0.00061
-193.9	-375.7	1.0	90.9	108.8	2	247000	0.00001
-240.9	-375.7	1.0	67.4	80.7	2	-----	0.0
疲労累積係数 =							0.00799

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

→通常 $U_f : 0.008$

スタッドボルト 疲労解析結果 (評価点 : 7)

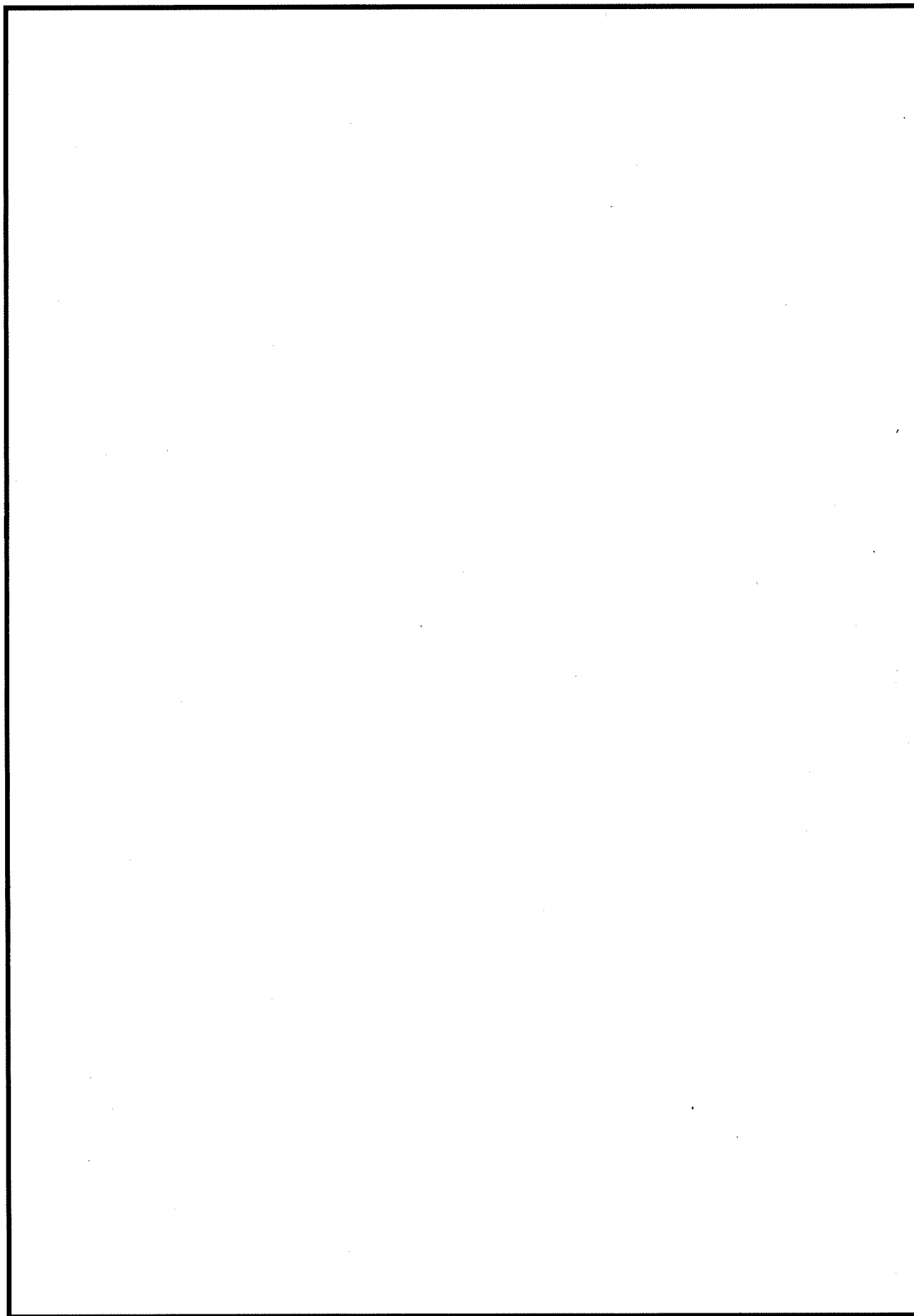
評価点 - 7
(S12)

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*	
1979.4	0.0	1.0	989.7	1184.2	61	345	0.17681
1979.4	237.6	1.0	870.9	1042.1	16	447	0.03579
1739.3	237.6	1.0	750.9	898.4	61	598	0.10201
1405.8	423.7	1.0	491.1	587.6	2	1380	0.00145
1394.6	423.7	1.0	485.5	580.9	5	1410	0.00355
1320.0	423.7	1.0	448.2	536.2	2	1660	0.00120
1304.8	423.7	1.0	440.6	527.2	52	1720	0.03023
1304.8	601.8	1.0	351.5	420.6	2	2710	0.00074
1304.8	772.7	1.0	266.0	318.3	2	4740	0.00042
1304.8	866.5	1.0	219.2	262.2	21	7550	0.00278
1304.0	866.5	1.0	218.7	261.7	40	7580	0.00528
1304.0	927.1	1.0	188.4	225.5	2	11100	0.00018
1304.0	943.8	1.0	180.1	215.5	3	12800	0.00023
1304.0	969.9	1.0	167.0	199.8	2	16100	0.00012
1304.0	1045.6	1.0	129.2	154.6	8	46300	0.00017
1304.0	1052.4	1.0	125.8	150.5	2	52200	0.00004
1304.0	1063.1	1.0	120.4	144.1	7	64100	0.00011
1304.0	1068.3	1.0	117.9	141.0	3	70900	0.00004
1294.7	1068.3	1.0	113.2	135.5	2	85400	0.00002
1294.7	1088.2	1.0	103.3	123.6	3	143000	0.00002
1288.2	1088.2	1.0	100.0	119.7	2	174000	0.00001
1288.2	1101.1	1.0	93.6	112.0	2	274000	0.00001
1288.2	1103.1	1.0	92.5	110.7	0	297000	0.00000
1288.2	1112.2	1.0	88.0	105.3	5	426000	0.00001
1288.2	1115.7	1.0	86.2	103.2	0	493000	0.00000
1288.2	1118.4	1.0	84.9	101.6	2	548000	0.00000
1288.2	1125.8	1.0	81.2	97.2	5	742000	0.00001
1288.2	1130.1	1.0	79.1	94.6	0	889000	0.00000
1288.2	1133.9	1.0	77.1	92.3	5		0.0
疲労累積係数 =							0.36125

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

: 割り増し係数 Ke を示す

→通常 Uf : 0.362



下部胴・下部鏡接続部形状寸法、評価点および解析モデル

下部胴・下部鏡接続部 最大評価点の選定

評価点	U(S12)	U(S23)	U(S31)
1	0.0	0.00094	0.00004
2	0.0	0.00019	0.0
3	0.0	0.00114	0.00389
4	0.0	0.00014	0.00000

許容値 $U_f=1.0$

0.00389 : 疲労累積係数が最大となる評価点および最大値を示す

下部胴・下部鏡接続部 疲労解析結果 (評価点 : 3)

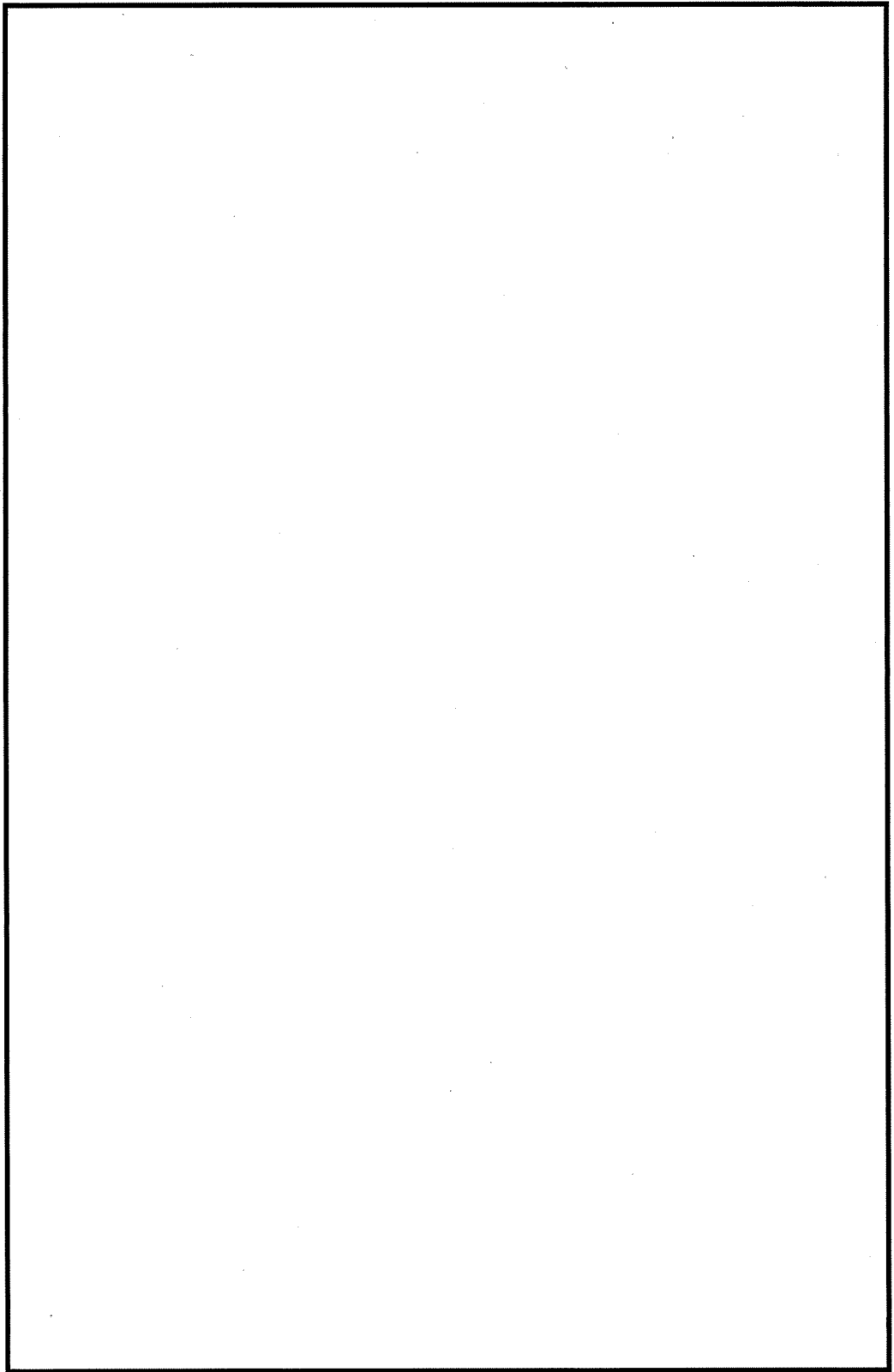
評価点 - 3
(S31)

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*	
21.2	-344.5	1.0	182.8	215.0	2	19600	0.00010
21.2	-290.4	1.0	155.8	183.2	2	32200	0.00006
21.2	-258.5	1.0	139.9	164.5	5	45000	0.00011
21.2	-245.5	1.0	133.4	156.8	2	53400	0.00004
21.2	-238.1	1.0	129.6	152.5	7	61400	0.00011
21.2	-237.6	1.0	129.4	152.2	43	62000	0.00069
14.1	-237.6	1.0	125.8	148.0	18	71000	0.00025
14.1	-237.0	1.0	125.5	147.6	5	71800	0.00007
14.1	-232.0	1.0	123.0	144.7	46	79200	0.00058
0.0	-232.0	1.0	116.0	136.4	130	104000	0.00125
-5.1	-232.0	1.0	113.5	133.4	69	112000	0.00062
-131.7	-232.0	1.0	50.1	58.9	2		0.0
疲労累積係数 =							0.00389

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

→通常 $U_f : 0.004$



炉心支持金物および炉心支持金物取付部形状寸法、評価点および解析モデル

炉心支持金物およ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	0.00040	0.00034
2	0.0	0.00040	0.0
3	0.0	0.00431	0.00019
4	0.0	0.00019	0.0
5	0.0	0.00026	0.00088
6	0.0	0.00014	0.0
7	0.0	0.00423	0.00020
8	0.0	0.00019	0.0
9	0.0	0.0	0.0
10	0.0	0.0	0.0
11	0.0	0.0	0.00000
12	0.0	0.0	0.0
13	0.0	0.0	0.0
14	0.0	0.0	0.0

許容値 $U_f = 1.0$

0.00431 : 疲労累積係数が最大となる評価点および最大値を示す

炉心支持金物およ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'	
323.4	-36.1	1.0	179.7	211.4	2 20700 0.00010
277.2	-36.1	1.0	156.6	184.2	2 31700 0.00006
252.6	-36.1	1.0	144.3	169.8	5 40800 0.00012
241.9	-36.1	1.0	139.0	163.4	52 45900 0.00113
241.9	-35.2	1.0	138.6	163.0	9 46300 0.00019
239.5	-35.2	1.0	137.4	161.6	2 47600 0.00004
238.9	-35.2	1.0	137.1	161.2	7 47900 0.00015
235.9	-35.2	1.0	135.6	159.4	5 49500 0.00010
225.9	-35.2	1.0	130.6	153.6	46 59200 0.00078
225.9	0.0	1.0	113.0	132.8	130 114000 0.00114
225.9	12.1	1.0	106.9	125.7	69 140000 0.00049
225.9	108.7	1.0	58.6	68.9	2 0 0.0
疲労累積係数 =					0.00431

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

→通常 $U_f : 0.005$

炉心支持金物および炉心支持金物取付部 環境疲労評価結果 (評価点: 11)

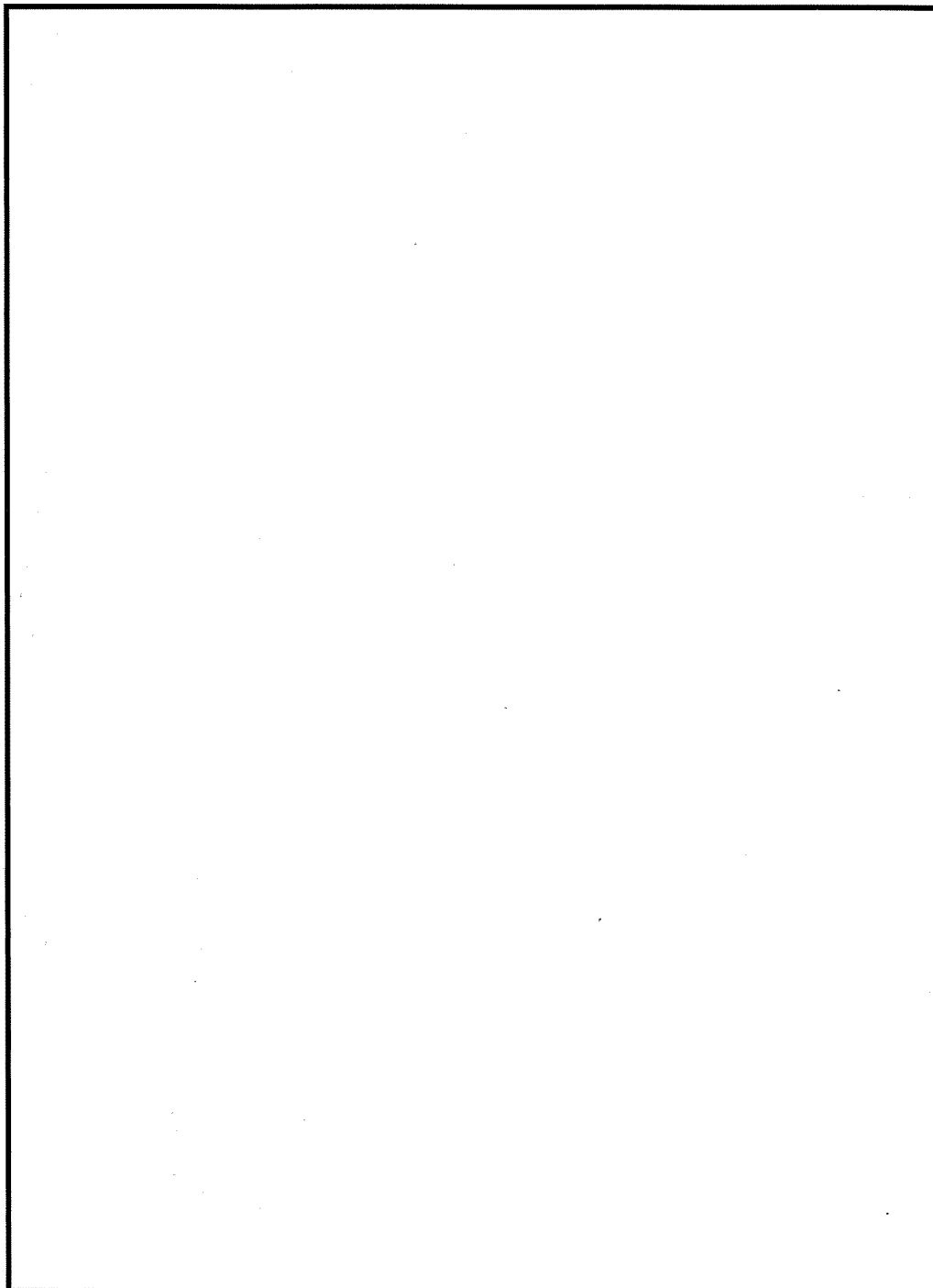
過渡条件 記号		一次+二次+ ピーク応力強さ		割り増し 係数	繰返しピーク 応力強さ		実過渡 回数	許容繰返し 回数	疲労累積係数 u	環境効果 補正係数 fen	環境効果を考慮した 疲労累積係数 uen
A	B	smax	smin		KE	補正前 salt					
NSS	2D4	0.0	-199.5	1.00	99.7	97.7	2	77500000	0.00000	1.000	0.00000
NSS	2D2	0.0	-192.7	1.00	96.4	94.4	2	611000000	0.00000	1.000	0.00000
NSS	2E1	0.0	-189.5	1.00	94.7	92.8	2	-----	0.00000	1.000	0.00000
合計:											0.00000

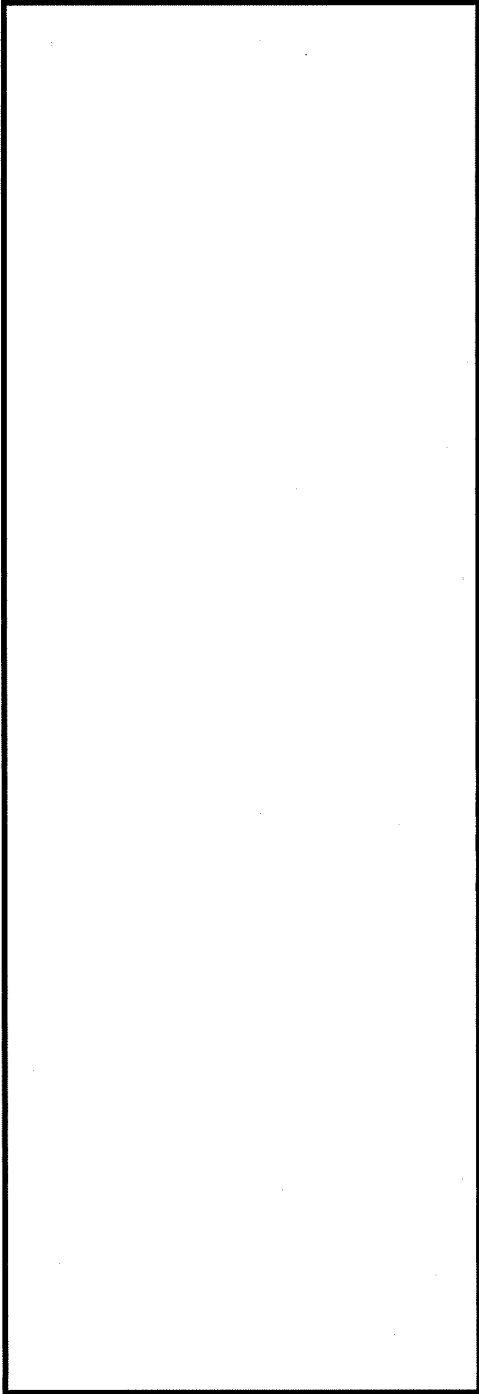
(注) ひずみ振幅 $\leq 0.110\%$ (salt' ≤ 214.5) の場合、fen=1.0

1.00 : 割り増し係数 Ke、環境効果補正係数 Fen を示す

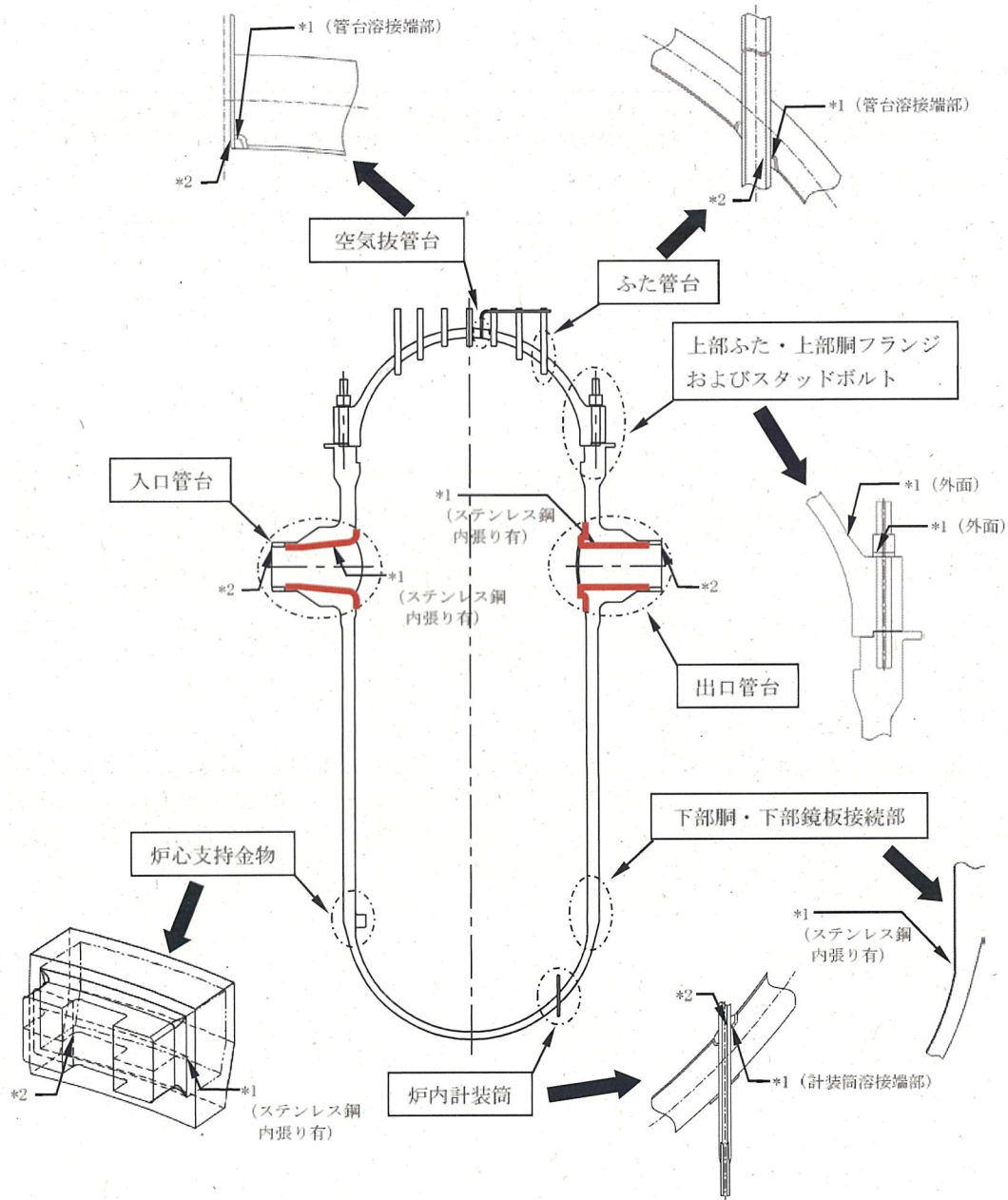
→環境 Uf : 0.001

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。





タイトル	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								
説明	<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、定期的に目視確認等を行い、異常がないことを確認している。</p> <table border="1" data-bbox="596 618 1171 766"> <thead> <tr> <th></th> <th>点検方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉容器</td> <td>目視確認※1</td> </tr> <tr> <td>加圧器</td> <td>目視確認※2</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器</td> <td>目視確認</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：維持規格においては、表面のき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ライン用管台、サージ用管台の内面については、目視確認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	原子炉容器	目視確認※1	加圧器	目視確認※2	蒸気発生器	目視確認
	点検方法								
原子炉容器	目視確認※1								
加圧器	目視確認※2								
蒸気発生器	目視確認								



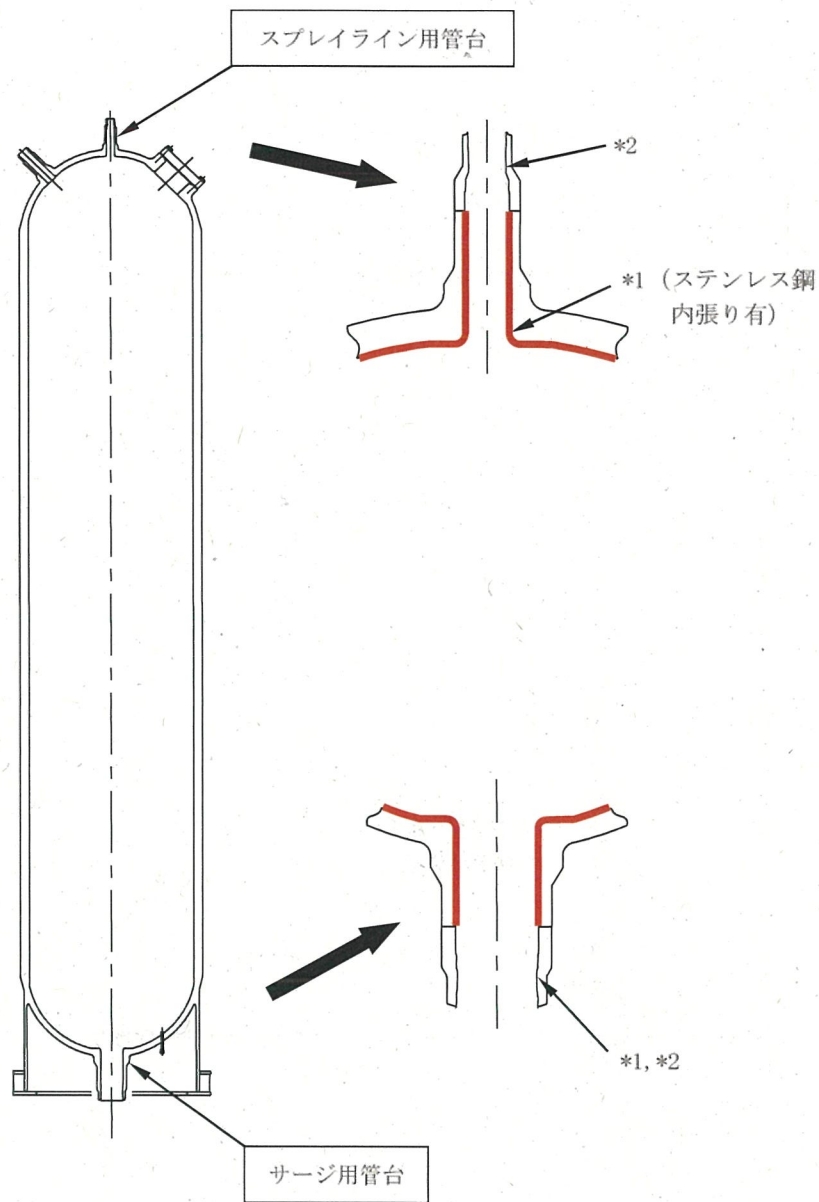
*1 : 「設計・建設規格」に基づく疲労評価対象部位(最大)

(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



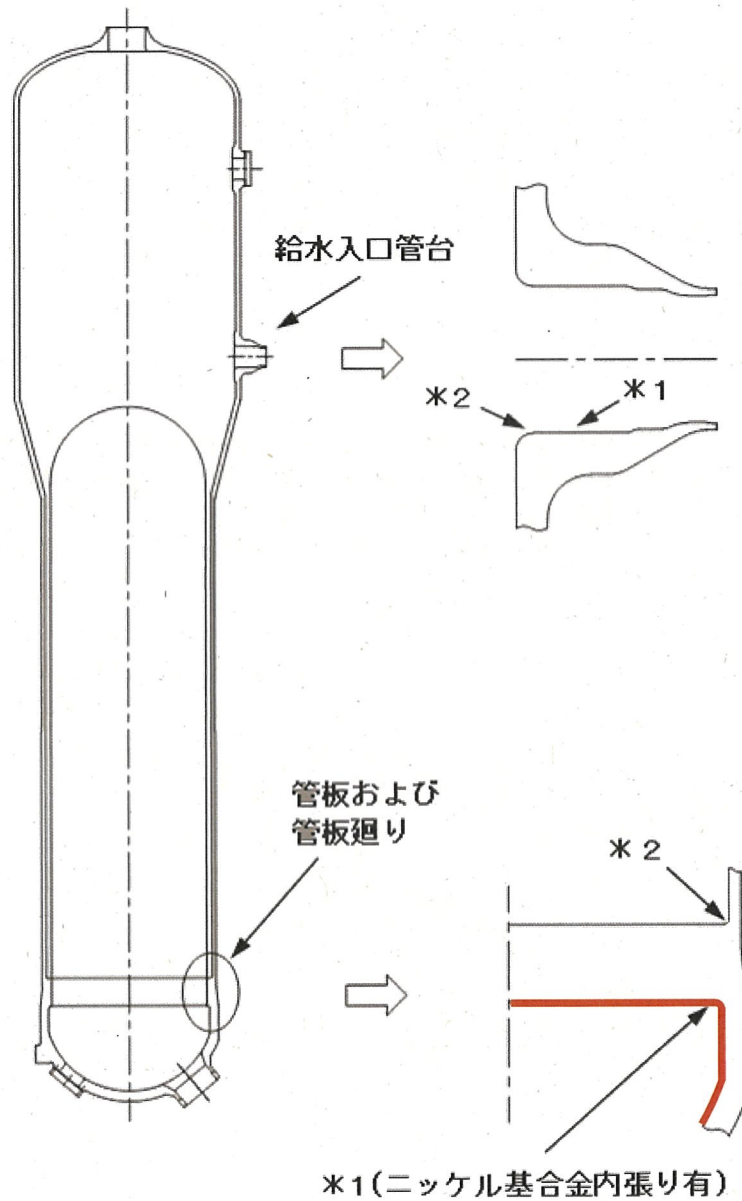
*1 : 「設計・建設規格」に基づく疲労評価対象部位(最大)

(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)

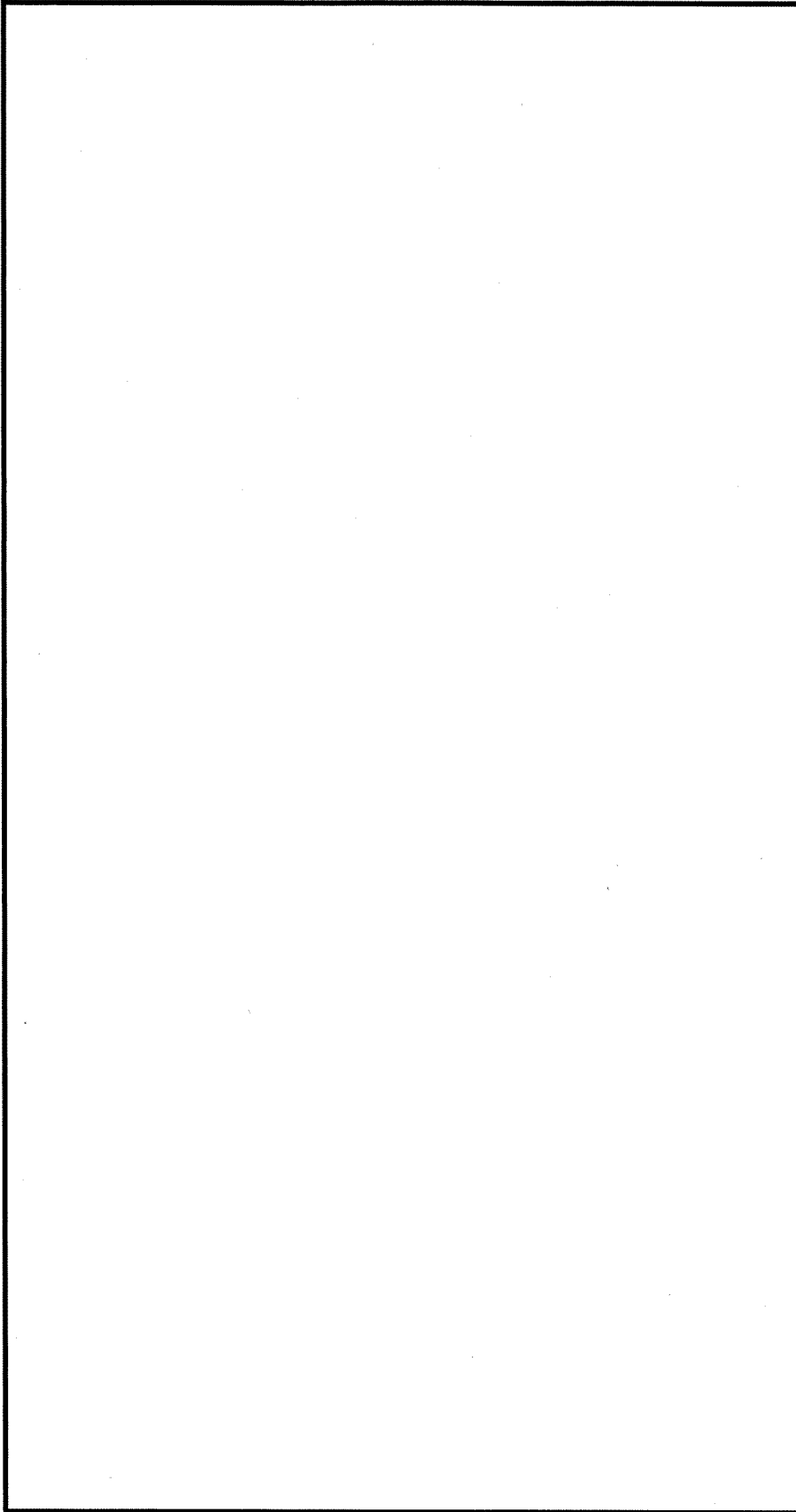
— クラッド施工部位

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、「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法（2009年版）」（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、環境疲労補正係数（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>伊方3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を以下に示す。</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" data-bbox="432 853 1334 1003"> <thead> <tr> <th>機器</th> <th>部位</th> <th>材質</th> <th>水質</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">蒸気発生器</td> <td>給水入口管台</td> <td>低合金鋼</td> <td>給水</td> </tr> <tr> <td>管板まわり</td> <td>低合金鋼</td> <td>給水</td> </tr> <tr> <td>炭素鋼配管</td> <td>主給水系統配管</td> <td>炭素鋼</td> <td>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・管理されていることから、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（0*）を算出し、環境疲労補正係数の算出を行なった。</p> <p>[0*の算出式] $0* = \ln(3.28) \quad (DO < 0.02\text{ppm})$</p> <p>なお、主給水系統配管の環境疲労評価は係数倍法を使用しており、Fenの計算に際して溶存酸素濃度を直接的には使用していないが、環境疲労評価手法の解説 EF-3121 において、PWR2 次系環境における炭素鋼・低合金鋼の Fen, sc は溶存酸素濃度を 0.005ppm とした場合の計算式であることが示されている。</p> <p>添付－1に給水の水質管理基準を示す。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	機器	部位	材質	水質	蒸気発生器	給水入口管台	低合金鋼	給水	管板まわり	低合金鋼	給水	炭素鋼配管	主給水系統配管	炭素鋼	給水
機器	部位	材質	水質													
蒸気発生器	給水入口管台	低合金鋼	給水													
	管板まわり	低合金鋼	給水													
炭素鋼配管	主給水系統配管	炭素鋼	給水													

伊方発電所 化学管理総括内規
細則－2 2次系化学管理細則

四国電力株式会社
原子力本部
伊方発電所



別紙 6

タイトル	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
説明	<p>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（「係数倍法」、「簡易評価法」または「詳細評価法」のいずれによるか）を添付-1に示す。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

表1 環境効果補正係数の算出方法 (1/3)

評価対象機器、部位			環境効果補正係数の算出方法
機種・機器名	部位		
ポンプ	余熱除去ポンプ	ケーシング	詳細評価
	1次冷却材ポンプ	ケーシング吸込ノズル	詳細評価
		ケーシング吐出ノズル	詳細評価
		ケーシング脚部	詳細評価
熱交換器	再生熱交換器	管板部	詳細評価
	余熱除去冷却器	管板部	詳細評価
	蒸気発生器	管板まわり	詳細評価※ ¹
		給水入口管台	詳細評価※ ¹
容器	原子炉容器	入口管台	詳細評価
		出口管台	詳細評価
		ふた管台	詳細評価
		空気抜管台	詳細評価
		炉内計装筒	詳細評価
		上部ふたおよび上部胴フランジ	—
		下部胴・下部鏡板接続部	—
		炉心支持金物	詳細評価
		スタッドボルト	—

表1 環境効果補正係数の算出方法 (2/3)

評価対象機器、部位		環境効果補正係数の算出方法	
機種・機器名	部位		
容器	加圧器	スプレイライン用管台	詳細評価
		サージ用管台	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	—
		主蒸気管貫通部伸縮継手	—
		主給水管貫通部伸縮継手	—
配管	ステンレス鋼配管	余熱除去系統配管 「1次冷却材管低温側入口第2逆止弁 ～1次冷却材管低温側余熱除去系戻り管台」	係数倍法
		余熱除去系統配管 「1次冷却材管高温側余熱除去系第2入口弁 ～原子炉格納容器貫通部」	係数倍法
		加圧器サージ配管	詳細評価
		加圧器スプレイ配管	詳細評価
	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」	係数倍法※ ²
	1次冷却材管	ホットレグ	詳細評価
		クロスオーバレグ	詳細評価
		コールドレグ	詳細評価
		加圧器サージ管台	詳細評価
		蓄圧タンク注入管台	詳細評価
		余熱除去系戻り管台	詳細評価
		充てん管台	詳細評価
		安全注入管台	詳細評価

表1 環境効果補正係数の算出方法 (3/3)

評価対象機器、部位		環境効果補正係数の算出方法	
機種・機器名	部位		
弁	仕切弁	余熱除去系第1入口弁弁箱	簡易評価
	玉形弁	抽出ライン第1制御弁弁箱	簡易評価
	スイング逆止弁	蓄圧タンク出口注入ライン第1逆止弁弁箱	簡易評価
	リフト逆止弁	高圧注入ラインループ低温側第1逆止弁弁箱	簡易評価
炉内構造物	炉心支持構造物	上部炉心支持板	詳細評価
		上部炉心支持柱	詳細評価
		下部炉心支持板	詳細評価
		下部炉心支持柱	詳細評価
重機器サポート	加圧器スカート溶接部	—	

※1：環境中評価に用いた溶存酸素濃度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。

※2：環境中評価に用いた溶存酸素濃度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。