

高浜発電所 1、2号炉 劣化状況評価
(低サイクル疲労)

補足説明資料

平成28年3月3日

関西電力株式会社

目次

1. はじめに	1
2. 代表機器の選定	1
3. 代表機器の技術評価	3
(1) 原子炉容器本体（1号炉）	3
1) 健全性評価	3
2) 現状保全	9
3) 総合評価	9
4) 高経年化への対応	10
4. 代表機器以外の技術評価	11
(1) 1号炉の評価	11
(2) 2号炉の評価	13
5. 参考資料	15
(1) 1号炉原子炉容器本体出口管台の評価結果	15
(2) 高浜2号炉と高浜1号炉との主要な相違点	16

別紙1～12

【高浜1号炉】

別紙1. 原子炉容器の評価対象部位抽出の考え方について	21
別紙2. 高サイクル熱疲労割れの予防保全対策について	25
別紙3. 建設時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	34
別紙4. 環境疲労評価部位の地震を含む疲労累積係数の一覧について	36
別紙5. 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	41
別紙6. 各機器の疲労累積係数等の算出根拠について	49

【高浜2号炉】

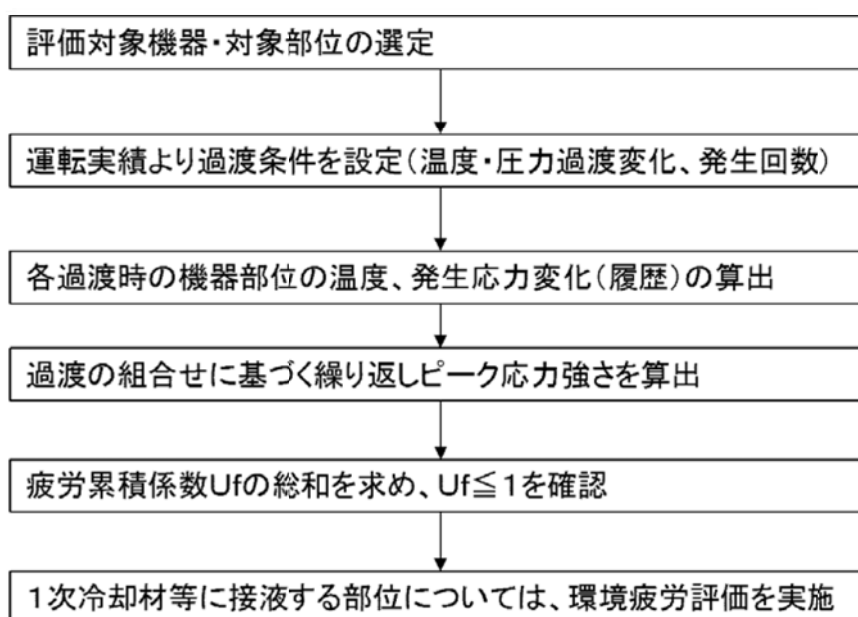
別紙7. 原子炉容器の評価対象部位抽出の考え方について	87
別紙8. 高サイクル熱疲労割れの予防保全対策について	91
別紙9. 建設時考慮されていない低サイクル応力変動の抽出プロセスについて	100
別紙10. 環境疲労評価部位の地震を含む疲労累積係数の一覧について	101
別紙11. クラッドにより環境疲労評価不要とする部位のクラッド確認について	106
別紙12. 各機器の疲労累積係数等の算出根拠について	121

本資料は、低サイクル疲労の劣化状況評価の補足として、1号炉の原子炉容器本体の評価例を代表機器として、代表機器以外の評価結果については一覧表として示すと共に、評価内容の補足資料をとりまとめたものである。なお、機種毎の劣化状況評価については劣化状況評価書に取りまとめている。

1. はじめに

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、疲労割れ発生に至る可能性がある劣化事象である。

【低サイクル疲労評価の流れ】



2. 代表機器の選定

低サイクル疲労割れが想定される機器は、多数存在するが、劣化状況評価では、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、代表機器は以下のステップ1～ステップ3にて選定する。

【ステップ1：低サイクル疲労割れに係る評価対象設備】

低サイクル疲労評価では、プラントの起動・停止時等に温度・圧力変化の影響を受ける機器を評価対象として抽出している。抽出した設備は原子炉容器他、「4. 代表機器以外の技術評価」に示す機器である。

【ステップ2：対象設備のグループ化及び代表機器の選定】

劣化状況評価書では、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、圧力が厳しい)等を考慮してグループ内代表機器を選定している。

【ステップ3 : 低サイクル疲労割れの審査会合における代表機器の選定】

グループ内代表機器の中から、プラント安全上の重要性等の観点から審査会合における代表機器を選定する。

低サイクル疲労評価においては、プラント安全上の重要性を考慮し、1次冷却材バウンダリ機能上最も重要と考える「原子炉容器本体」を審査会合における代表機器として選定し、具体的な評価内容を説明する。なお、代表機器以外の評価結果についても「4. 代表機器以外の技術評価」に示す。

なお、低サイクル疲労の評価内容は、高浜1、2号炉でほぼ同じであることから、以降の「3. 代表機器の技術評価」では、1号炉の原子炉容器本体の評価を説明する。

3. 代表機器の技術評価

(1) 原子炉容器本体 (1号炉)

1) 健全性評価

a) 適用規格、評価条件

- ・(社) 日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)
- ・(社) 日本機械学会 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009)

b) 熱過渡条件の設定

評価期間は、延長しようとする期間を踏まえて 60 年間とし、60 年供用時点の評価を実施する。

各過渡条件の繰り返し回数は「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008」に基づき、運転実績に基づく過渡回数 (2010.3.31 まで) を用い、60 年間の過渡回数を推定する。なお、2010 年度以降の期間は実績より保守的^{※1}な回数の過渡が発生すると仮定して回数を推定した。

具体的には以下に示す計算方法に基づき未取替機器 (上蓋、スタッドボルト以外)、上蓋、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 評価条件として、1号炉は2011年1月から2018年3月まで、2号炉は2011年11月から2018年3月までの冷温停止状態を想定した。また、2010年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

①未取替機器

$$\begin{aligned} 60 \text{ 年時点過渡回数} &= \text{実績過渡回数} + \text{推定過渡回数} \\ &\geq \text{実績過渡回数} + (\text{運開後実績過渡回数} / \text{運開後実績過渡回数調査時点までの} \\ &\quad \text{年数}) \times 1.5 \times \text{残年数}^{*2} \end{aligned}$$

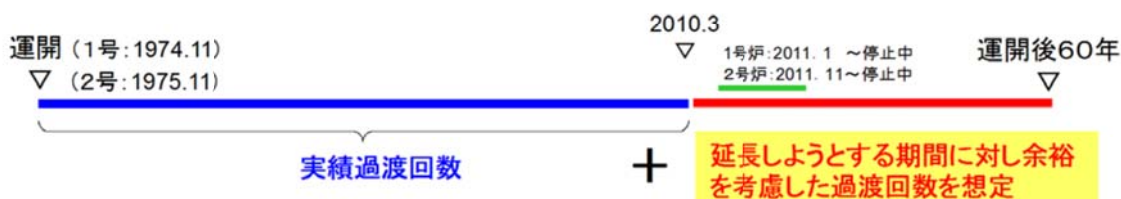
②取替機器 (原子炉容器上蓋、蓋用管台、スタッドボルト)

$$\begin{aligned} 60 \text{ 年時点過渡回数} &= \text{実績過渡回数} + \text{推定過渡回数} \\ &\geq \text{取替後実績過渡回数} + (\text{未取替機器の 1 年間当たり平均過渡回数}) \times 1.5 \times \\ &\quad \text{残年数}^{*2} \end{aligned}$$

※2 2010.4 から運転開始後 60 年までの期間。ただし現在の冷温停止期間は 1 号機 (2011.1~2018.3)、2 号機 (2011.11~2018.3) と保守的に想定し、その期間は残年数から差し引く。

過渡回数設定のイメージ(1号起動の例)

従来の運転実績の頻度(一点鎖線)より、余裕を考慮した頻度(実線)として、60年間の回数を推定している。



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	電共研「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、減少の平均回数	稼働率向上を考慮すると、 $\frac{1}{2}$ のため、負荷上昇、減少の平均回数は $\frac{1}{2}$ とする。
4 起動・停止(温度上昇・下降率55.6°C/h)	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、十分に保守的な値を設定した。
5 燃料交換	計算上は $\frac{1}{2}$ 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わる過渡のため、今後は発生しない。
7 取替機器の実績過渡	原子炉容器上蓋は、第16回定検(1995年度～1996年度)の取替後、スタッドボルトは、第10回定検(1987年度～1988年度)の取替後、2009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	平均過渡回数は未取替機器と同様とする。
9 試運転の実績過渡回数	試運転過渡事象は、 $\frac{1}{2}$ には含まれない。
10 評価用回数の余裕	実績回数の比較的多い次の過渡項目については、保守的に余裕を考慮した。(起動、停止、負荷上昇(15%から100%出力)、負荷減少(100%から15%出力)、燃料交換、0%→15%への負荷上昇、15%→0%への負荷減少、1次系漏えい試験)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

未取替機器の疲労評価に用いた過渡回数
(原子炉容器冷却材出入口管台等)

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	
		2009年度末時点	運転開始後60年時点の推定値*1
起動(温度上昇率55.6℃/h)	4.9.10	64	99
停止(温度下降率55.6℃/h)	4.9.10	64	99
負荷上昇(負荷上昇率5%/min)	3.9.10	387	710
負荷減少(負荷減少率5%/min)	3.9.10	364	687
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2.9	4	5
100%から90%へのステップ状負荷減少	2.9	5	6
100%からの大きいステップ状負荷減少	2.9	3	4
定常負荷運転時の変動*2	1	—	—
燃料交換	5.9.10	27	55
0%から15%への負荷上昇	9.10	72	112
15%から0%への負荷減少	9.10	51	86
1ループ停止/1ループ起動			
I)停止	2	0	1
II)起動	2	0	1

運転状態 II

過渡項目	過渡回数特記事項	運転実績に基づく過渡回数	
		2009年度末時点	運転開始後60年時点の推定値*1
負荷の喪失	2.9	3	4
外部電源喪失	9	2	5
1次冷却材流量の部分喪失	—	1	4
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	9	9	12
II)不注意な冷却を伴うトリップ	2	0	1
III)不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	2	0	1
1次冷却系の異常な減圧	2	0	1
制御棒クラスタの落下	9	3	6
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	2	0	1
1次冷却系停止ループの誤起動	2	0	1
タービン回転試験	6	10	10
1次系漏えい試験	9.10	65	105

取替機器(原子炉容器上蓋、蓋用管台)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*3	運転実績に基づく過渡回数	
		2009年度末時点*4	運転開始後60年時点の推定値*1,5
起動(温度上昇率55.6℃/h)	4.9.10	14	48
停止(温度下降率55.6℃/h)	4.9.10	13	48
負荷上昇(負荷上昇率5%/min)	3.0	143	466
負荷減少(負荷減少率5%/min)	3.0	141	464
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2	0	1
100%から90%へのステップ状負荷減少	2	0	1
100%からの大きいステップ状負荷減少	2	0	1
定常負荷運転時の変動*2	1	—	—
燃料交換	5.0	10	38
0%から15%への負荷上昇	10	14	54
15%から0%への負荷減少	10	12	47
1ループ停止/1ループ起動			
I)停止	2	0	1
II)起動	2	0	1

運転状態 II

過渡項目	過渡回数特記事項*3	運転実績に基づく過渡回数	
		2009年度末時点*4	運転開始後60年時点の推定値*1,5
負荷の喪失	2	0	1
外部電源喪失	—	0	3
1次冷却材流量の部分喪失	—	0	3
100%からの原子炉トリップ			
I)不注意な冷却を伴わないトリップ	—	1	4
II)不注意な冷却を伴うトリップ	2	0	1
III)不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	2	0	1
1次冷却系の異常な減圧	2	0	1
制御棒クラスタの落下	—	0	3
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	2	0	1
1次冷却系停止ループの誤起動	2	0	1
タービン回転試験	6	0	0
1次系漏えい試験	10	13	53

原子炉容器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*3	運転実績に基づく過渡回数	
		2009年度末時点*6	運転開始後60年時点の推定値*1,7
起動(温度上昇率55.6℃/h)	4.9.10	24	59
停止(温度下降率55.6℃/h)	4.9.10	23	59
負荷上昇(負荷上昇率5%/min)	3.0	215	538
負荷減少(負荷減少率5%/min)	3.0	212	535
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2	0	1
100%から90%へのステップ状負荷減少	2	0	1
100%からの大きいステップ状負荷減少	2	0	1
定常負荷運転時の変動*2	1	—	—
燃料交換	5.0	17	45
0%から15%への負荷上昇	10	23	63
15%から0%への負荷減少	10	20	55
1ループ停止/1ループ起動			
I)停止	2	0	1
II)起動	2	0	1

運転状態 II

過渡項目	過渡回数特記事項*3	運転実績に基づく過渡回数	
		2009年度末時点*6	運転開始後60年時点の推定値*1,7
負荷の喪失	2	0	1
外部電源喪失	—	0	3
1次冷却材流量の部分喪失	—	0	3
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	5
II)不注意な冷却を伴うトリップ	2	0	1
III)不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	2	0	1
1次冷却系の異常な減圧	2	0	1
制御棒クラスタの落下	—	0	3
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	2	0	1
1次冷却系停止ループの誤起動	2	0	1
タービン回転試験	6	0	0
1次系漏えい試験	10	24	64

*1: 評価条件として、2011年1月から2018年3月までの冷温停止状態を想定した。

*2: 設計評価においては、1次冷却材温度±1.7℃、1次冷却材圧力±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。

*3: 過渡回数特記事項7, 8は記載省略

*4: 第16回定期検査時(1995年度~1996年度)に上蓋取替を実施したため、取替後2009年度末時点までの運転実績。

*5: 運転開始後22年時点での上蓋取替に伴い、プラント運転開始後60年時点の過渡回数としては、上蓋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38年間の過渡回数とした。

*6: 第10回定期検査時(1987年度~1988年度)にスタッドボルト取替を実施したため、取替後2009年度末時点までの運転実績。

*7: 運転開始後13年時点でのスタッドボルト取替に伴い、プラント運転開始後60年時点の過渡回数としては、スタッドボルト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47年間の過渡回数とした。

c) 応力解析、疲労累積係数算出

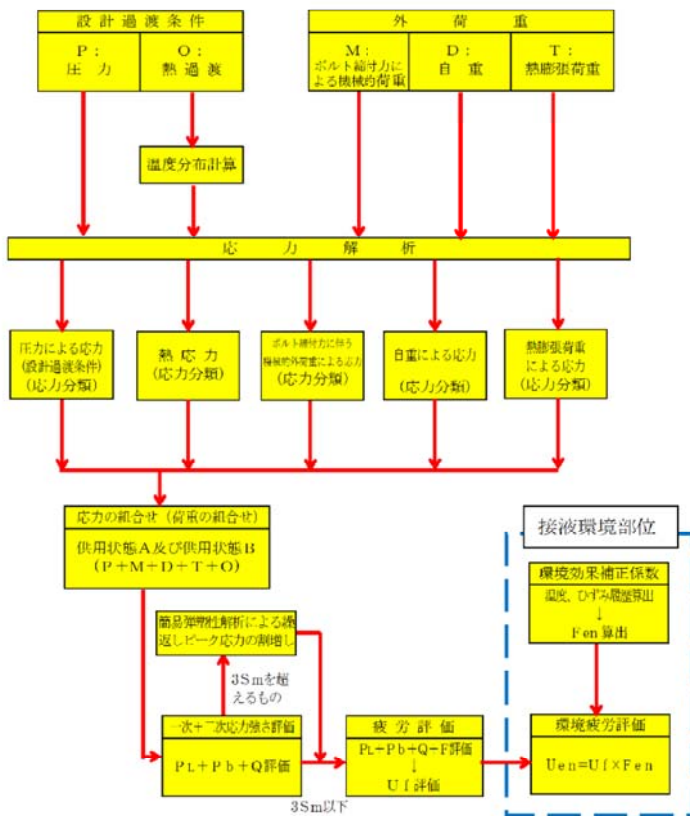
原子炉容器各部位（スタッドボルト除く）の健全性評価は、設計・建設規格（クラス1容器）の規定に従い、大気環境中の疲労評価を行う。

供用状態A、B（運転状態I、II）の過渡条件に対し、P（圧力）、O（熱過渡荷重）、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。

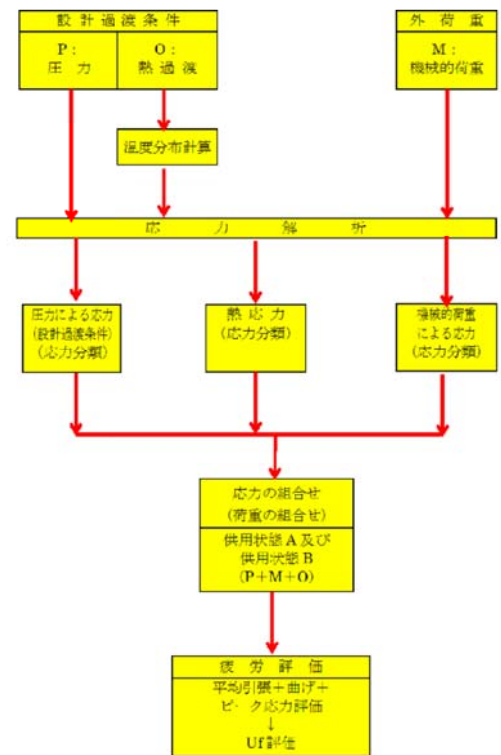
接液部に対しては、環境疲労評価手法に従い、F_{en}（環境効果補正係数）を算出し、環境効果を考慮した疲労累積係数（U_{en}）を算出する。

スタッドボルトの健全性評価は、設計・建設規格（クラス1容器）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（熱過渡荷重）、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。



疲労評価の解析の流れ(スタッドボルト以外)

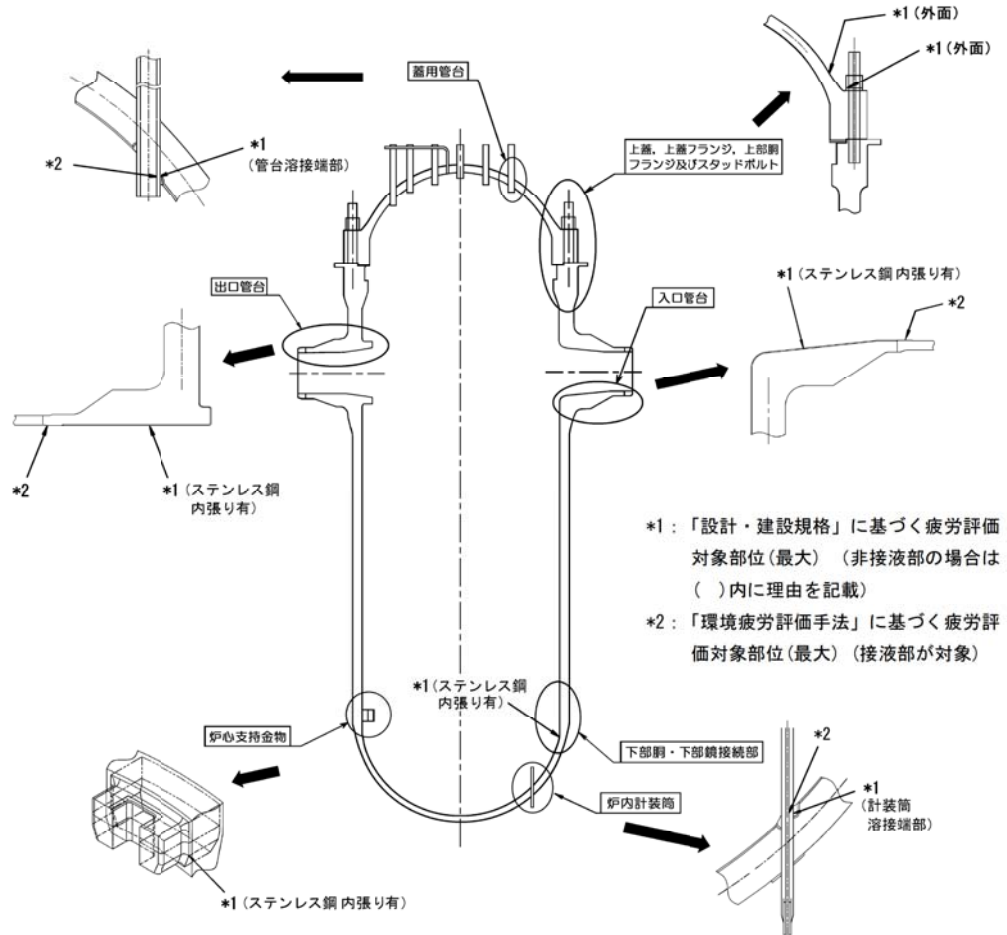


疲労評価の解析の流れ(スタッドボルト)

d) 評価結果

設計・建設規格に基づき、大気中環境での疲労評価を行った結果、疲労累積係数(Uf)が許容値以下(Uf ≤ 1)となることを確認した。

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、疲労累積係数が許容値以下(U_{en} ≤ 1)となることを確認した。



評価対象部位	疲労累積係数 ^{※3} (許容値: 1 以下)	
	設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
冷却材入口管台	0.054	0.001 ^{※4}
冷却材出口管台	0.065	0.001 ^{※4}
蓋用管台 ^{※1}	0.129	0.002 ^{※4}
炉内計装筒	0.188	0.013 ^{※4}
上蓋 ^{※1} 、上蓋フランジ ^{※1} 及び上部胴フランジ	0.013	— ^{※5}
下部胴・下部鏡接続部	0.005	— ^{※5}
炉心支持金物	0.009	0.000 ^{※4,6}
スタッドボルト ^{※2}	0.334	— ^{※5}

※1: 原子炉容器上蓋を取替えているため、38年間の過渡回数を基に算出した。

※2: 取替えを実施したため、47年間の過渡回数を基に算出した。

※3：設計建設規格による U_f 、環境疲労評価手法による U_{en} とともに部位毎の最大値を示す。

※4：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、設計・建設規格の疲労評価対象箇所と異なる。

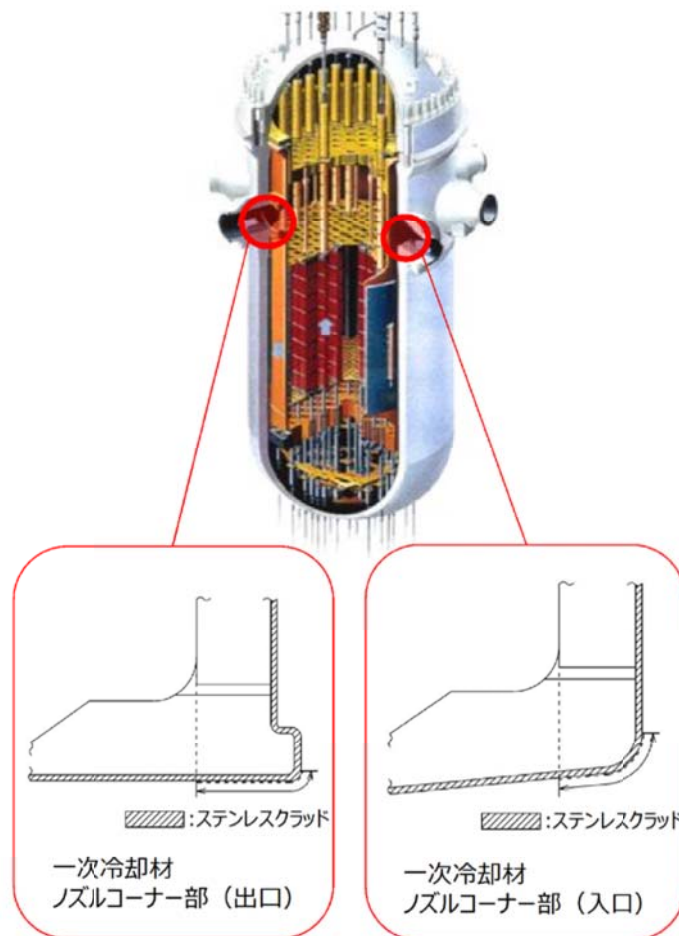
※5：非接液部

※6：発生応力は疲労限以下である。

e) 特別点検を踏まえた劣化状況評価

運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、比較的疲労累積係数の高い原子炉容器出入口管台（合計6箇所）のノズルコーナ部に対して渦流探傷試験を実施した結果、1 mm程度の欠陥が十分検出可能な渦流探傷試験により確認した結果、有意な欠陥は認められなかった。

この結果より、内張り（ステンレスクラッド）に疲労割れ等の有意な経年劣化は発生しておらず、母材部はステンレスクラッドにより適切に保護されていることが確認できた。



2) 現状保全

原子炉容器本体の評価対象部位における疲労割れに対する保全は、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格 (JSME S NA1-2008)」に従った検査プログラム、試験方法及び試験範囲で供用期間中検査として超音波探傷検査、浸透探傷検査、目視検査 (VT-1,VT-3) 及び漏えい試験 (VT-2) を実施し、健全性を確認している。

原子炉容器本体内面の内張りに対しては、定期的目視検査 (VT-3) 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。

高経年化技術評価にあわせて、実過渡回数に基づく評価を実施することとしている。

原子炉容器本体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
冷却材入口管台	内面コーナー、胴との溶接部	超音波探傷検査	-
	セーフエンドとの溶接部	超音波探傷検査 浸透探傷検査	
冷却材出口管台	内面コーナー、胴との溶接部	超音波探傷検査	
	セーフエンドとの溶接部	超音波探傷検査 浸透探傷検査	
蓋用管台	制御棒駆動装置ハウジングとの溶接部	浸透探傷検査	
炉内計装筒	下部鏡の貫通部	ベアメタル検査	
上蓋、上蓋フランジ及び上部胴フランジ	溶接部	超音波探傷検査	
下部胴・下部鏡接続部	下部胴溶接部(長手方向)	超音波探傷検査	
	下部胴と下部鏡接続部(周方向)	超音波探傷検査	
炉心支持金物	接近可能な表面(溶接継手含む)	目視確認(VT-3)	
スタッドボルト	ボルト本体	超音波探傷検査	
	ナット	目視確認(VT-1)	

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。内容は、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。

3) 総合評価

60年間の供用を想定した原子炉容器本体の疲労評価結果は、疲労累積係数が許容値以下(≤ 1)であったことから、延長しようとする期間において疲労割れ発生が問題となる可能性はないと考える。

また、現在の停止中に行った特別点検で冷却材出入口管台のノズルコーナー部に対して、渦流探傷試験を実施した。その結果クラッド表面について疲労割れ等の損傷が認められず、適切に保護されていることを確認できたことから疲労評価結果の現時点での妥当性が確認できた。

なお、運転開始後60年時点の推定過渡回数では、2011年1月から2018年3月まで冷温停止状態が維持されることを評価条件としており、疲労評価結果は実過渡回数に依存するため、継続的に実過渡回数を把握する必要がある。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

4) 高経年化への対応

疲労割れについては、実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。

4. 代表機器以外の技術評価

(1) 1号炉の評価

高浜1号炉の原子炉容器本体以外の評価結果を以下に示す。

高浜1号炉 評価結果一覧

評価対象機器		健全性評価（疲労累積係数）	
		設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
余熱除去ポンプ	ケーシング	0.075	0.082* ¹
1次冷却材ポンプ	ケーシング脚部	0.235	0.130* ¹
	ケーシング吐出ノズル	0.022	0.337
	ケーシング吸込ノズル	0.001	0.001
熱交換器	再生クーラ管板部	0.174	0.222
	余熱除去クーラ管板部	0.049	0.069
蒸気発生器	給水入口管台	0.073	0.235* ²
	管板廻り	0.123	0.099* ¹
加圧器	スプレイライン用管台	0.190	0.019* ³
	サージライン用管台	0.021	0.051* ¹
	加圧器スカート	0.216	—
格納容器貫通部	固定式配管貫通部（余熱除去クーラ出口・余熱除去ポンプ入口ライン貫通部端板）	0.427	—
	伸縮式配管貫通部（主蒸気管貫通部伸縮継手）	0.008	—
	伸縮式配管貫通部（主給水管貫通部伸縮継手）	0.033	—
ステンレス鋼配管	加圧器サージ配管	0.012	0.002* ³
	加圧器スプレ配管	0.026	0.404* ²
	余熱除去系統出口配管「1次冷却材管高温側出口管台～1次冷却材管高温側出口隔離弁」	0.001	0.020
	余熱除去系統出口配管「1次冷却材管高温側出口隔離弁～原子炉格納容器貫通部」	0.012	0.076
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）	0.009	0.040
1次冷却材管	ホットレグ	0.001	0.001
	クロスオーバーレグ	0.002	0.011
	コールドレグ	0.001	0.005
	加圧器サージライン用管台	0.179	0.465
	安全注入系ライン用管台	0.006	0.019
	化学体積制御系ライン用管台	0.004	0.033

評価対象機器		健全性評価（疲労累積係数）	
		設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
弁	仕切弁（ループ余熱除去系第1入口弁弁箱）	0.004	0.114
	玉形弁（抽出水しゃ断弁弁箱）	0.027	0.403
	スイング逆止弁（アキュムレータ第2逆止弁弁箱）	0.008	0.084
	リフト逆止弁（加圧器補助スペライン逆止弁弁箱）	0.007	0.030
炉内構造物	上部炉心支持板	0.016	0.181
	上部炉心支持柱	0.003	0.030
	下部炉心支持板	0.002	0.017
	下部炉心支持柱	0.001	0.001

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

*3：設計評価と環境中評価の評価点は同じであるが、環境中評価は熱成層を考慮しているため、評価モデルが異なる。

(2) 2号炉の評価

高浜2号炉の評価結果を以下に示す。

高浜2号炉の評価結果一覧

評価対象機器		健全性評価（疲労累積係数）	
		設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
余熱除去ポンプ	ケーシング	0.057	0.061 ^{*1}
1次冷却材ポンプ	ケーシング脚部	0.185	0.104 ^{*1}
	ケーシング吐出ノズル	0.018	0.267
	ケーシング吸込ノズル	0.001	0.001
熱交換器	再生クーラ管板部	0.164	0.209
	余熱除去クーラ管板部	0.038	0.052
蒸気発生器	給水入口管台	0.102	0.658 ^{*2}
	管板廻り	0.115	0.102 ^{*1}
原子炉容器	冷却材入口管台	0.044	0.001 ^{*1}
	冷却材出口管台	0.052	0.014 ^{*1}
	蓋用管台	0.153	0.002 ^{*1}
	炉内計装筒	0.157	0.006 ^{*1}
	上蓋、上蓋フランジ及び上部胴フランジ	0.009	—
	下部胴・下部鏡接続部	0.004	—
	炉心支持金物	0.007	0.000 ^{*1} (疲労限未満)
	スタッドボルト	0.331	—
加圧器	スプレライン用管台	0.121	0.019 ^{*3}
	サージライン用管台	0.017	0.061 ^{*1}
	加圧器スカート	0.158	—
格納容器貫通部	固定式配管貫通部（余熱除去クーラ出口・余熱除去ポンプ入口ライン貫通部端板）	0.356	—
	伸縮式配管貫通部（主蒸気管貫通部伸縮継手）	0.009	—
	伸縮式配管貫通部（主給水管貫通部伸縮継手）	0.040	—
ステンレス鋼配管	加圧器サージ配管	0.004	0.002 ^{*2}
	加圧器スプレ配管	0.023	0.267 ^{*2}
	余熱除去系統出口配管「1次冷却材管高温側出口管台～1次冷却材管高温側出口隔離弁」	0.001	0.020
	余熱除去系統出口配管「1次冷却材管高温側出口隔離弁～原子炉格納容器貫通部」	0.001	0.007
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）	0.011	0.049

評価対象機器		健全性評価（疲労累積係数）	
		設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
1次冷却材管	ホットレグ	0.001	0.001
	クロスオーバーレグ	0.002	0.016
	コールドレグ	0.001	0.004
	加圧器サージライン用管台	0.026	0.147
	安全注入系ライン用管台	0.004	0.014
	化学体積制御系ライン用管台	0.003	0.020
弁	仕切弁（ループ余熱除去系第1入口弁弁箱）	0.005	0.149
	玉形弁（抽出水しゃ断弁弁箱）	0.025	0.373
	スイング逆止弁（アキュムレータ第2逆止弁弁箱）	0.008	0.082
	リフト逆止弁（加圧器補助スプレライン逆止弁弁箱）	0.006	0.028
炉内構造物	上部炉心支持板	0.014	0.160
	上部炉心支持柱	0.003	0.023
	下部炉心支持板	0.002	0.020
	下部炉心支持柱	0.001	0.001

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


*3：設計評価と環境中評価の評価点は同じであるが、環境中評価は熱成層を考慮しているため、評価モデルが異なる。

5. 参考資料

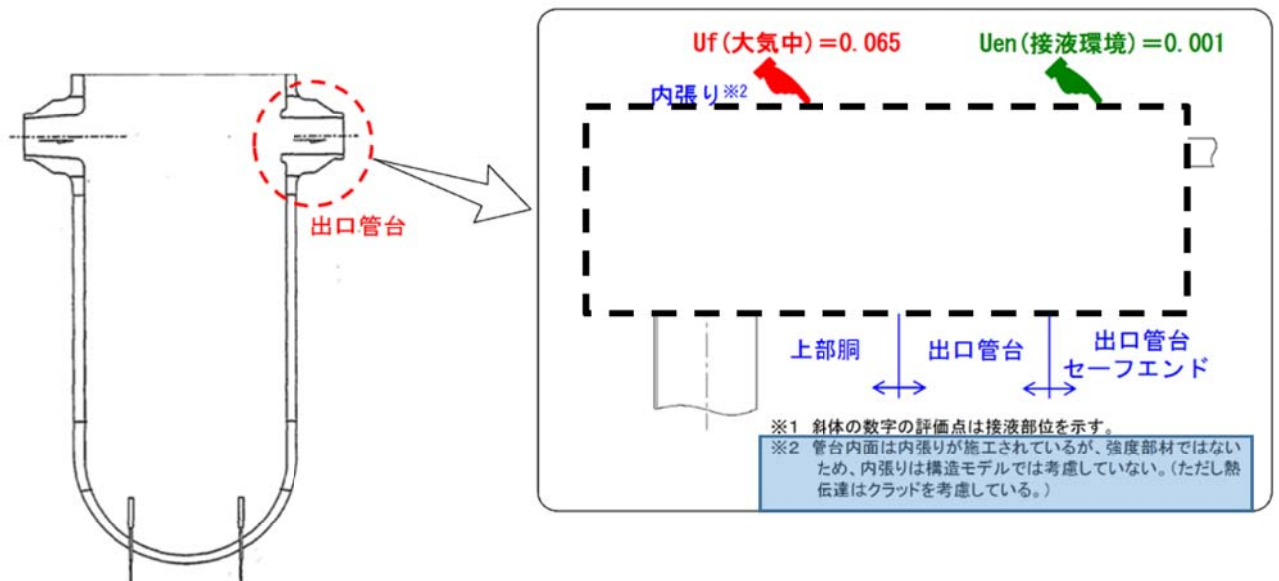
(1) 1号炉原子炉容器本体出口管台の評価結果

原子炉容器の各評価部位のうち、大気中及び接液環境における評価が必要となる部位であって、評価点数が多く、使用温度が高い出口管台について、詳しく評価結果を説明する。

「(社)日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)」に基づき、評価点①～④について大気中環境での疲労評価を行った結果、全ての評価点において疲労累積係数(U_f)が許容値以下($U_f \leq 1$)となることを確認した。

内面のノズルコーナ部周辺の U_f が相対的に大きく $U_f \approx$  程度となった。(最大は評価点⑨で $U_f=0.065$)

さらに、接液環境となる評価点①、③のうち、大気中環境での U_f が最大であった評価点①について「(社)日本機械学会 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009)」に基づき、接液環境を考慮した疲労評価を行った結果、 $U_{en}=0.001$ となり、許容値以下であることを確認した。



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(2) 高浜2号炉と高浜1号炉との主要な相違点

高浜発電所2号炉と1号炉は運転実績に基づく過渡回数に違いがあるが、低サイクル疲労の評価に関係する主要な構造等の相違点としては下記のもの挙げられる。

1号炉と2号炉の主要な構造の違い

評価対象機器	評価部位	1号炉と2号炉との主要な相違点
蒸気発生器	給水入口管台	給水入口管台の構造が異なる。1号炉はサーマルスリーブが溶接接合されているが、2号炉は差込構造となっており、2号炉の構造モデルにはサーマルスリーブが入っていない。(図1)
原子炉容器	原子炉出入口管台	2号炉は原子炉容器冷却材出入口管台補修工事を実施しているため、出入口管台部の構造モデルは1号炉、2号炉で異なっている。(図2)
	炉内計装筒	1号炉はNo.48管台を切削加工しているため、炉内計装筒の構造モデルは1号炉、2号炉で異なっている。(図3)
ステンレス鋼配管	加圧器サージ配管	1号炉、2号炉で配管レイアウト、サポートが異なる。(図4)
	加圧器スプレ配管	
	余熱除去系統出口配管	
炭素鋼配管	主給水系統配管	

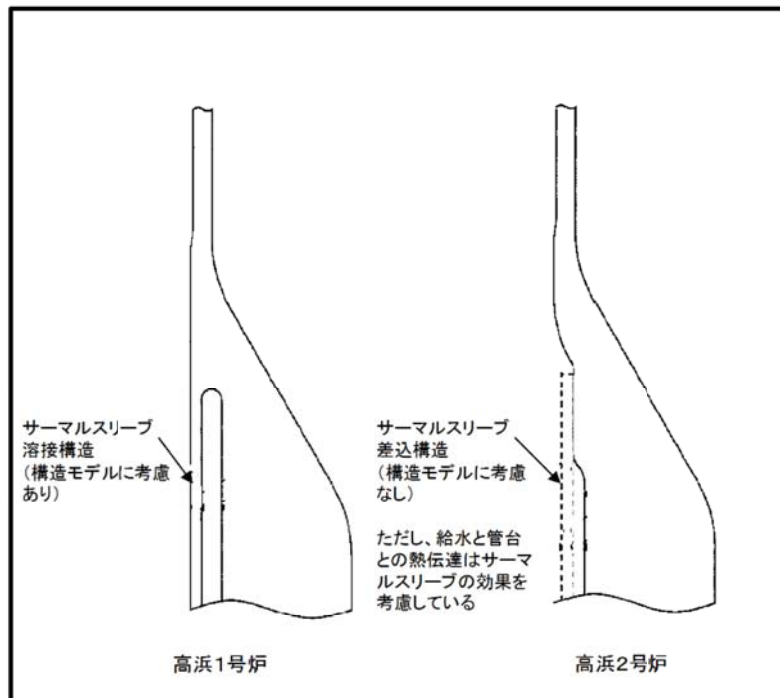


図1 蒸気発生器 (給水入口管台) の構造の違い

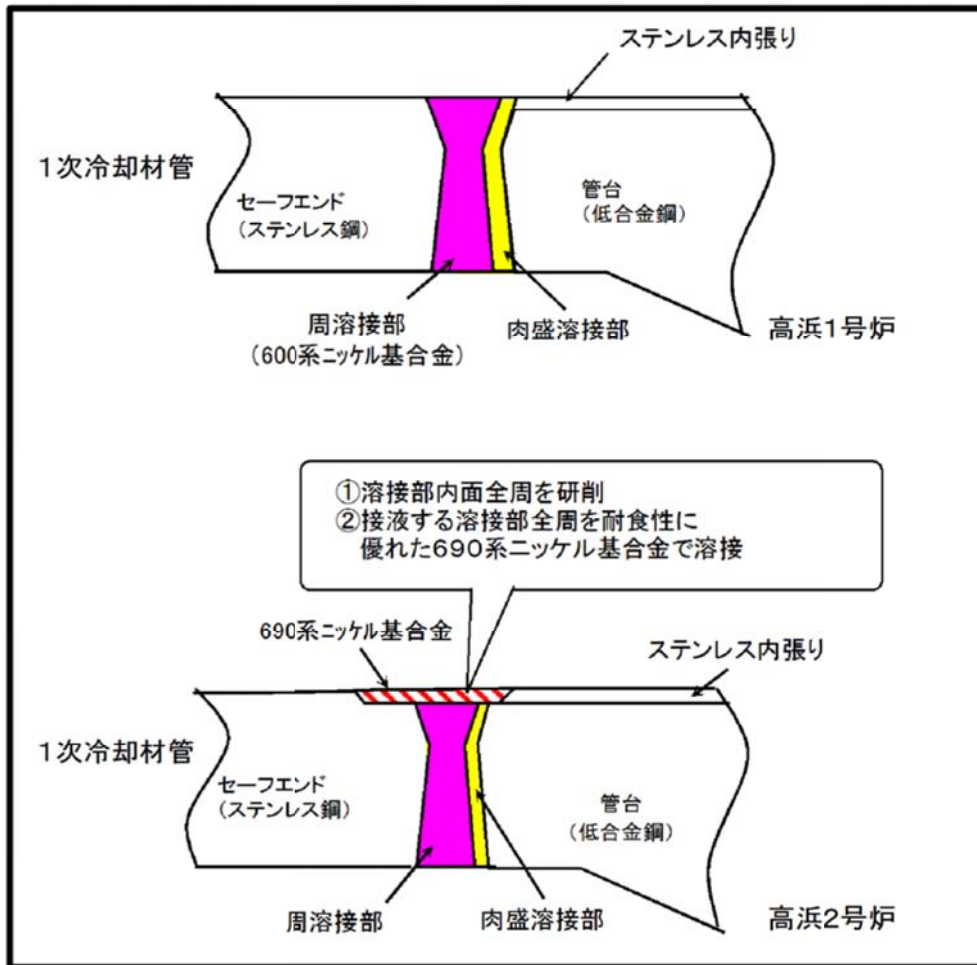


図2 原子炉容器（冷却材出入口管台）の構造の違い

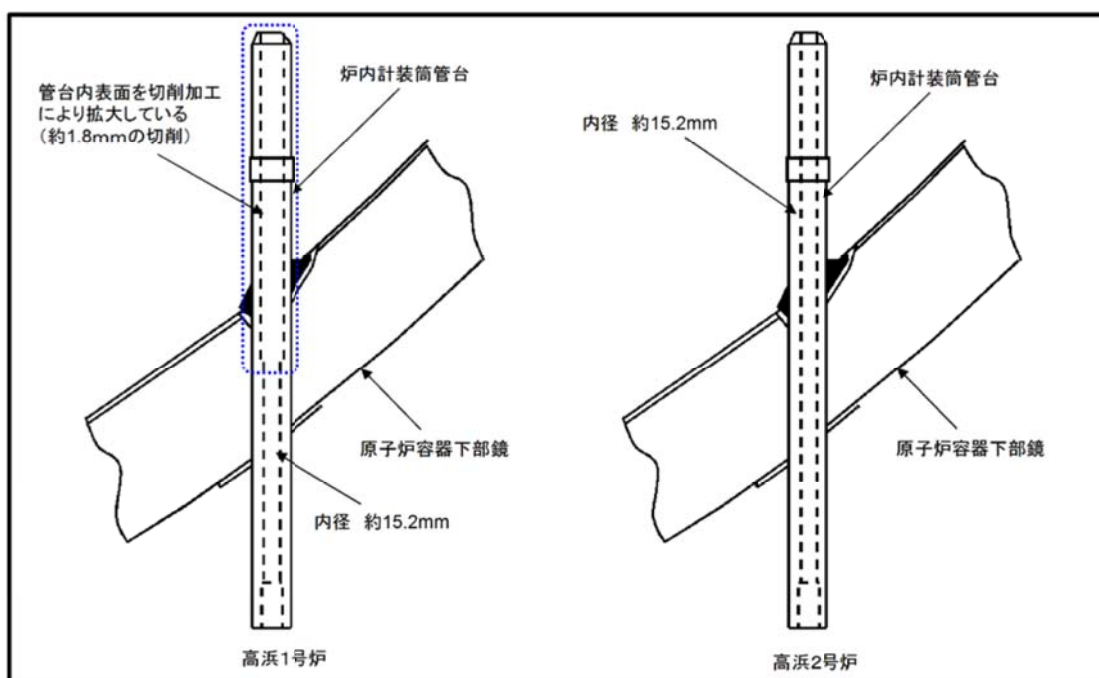


図3 炉内計装筒管台の構造の違い (No48 管台)

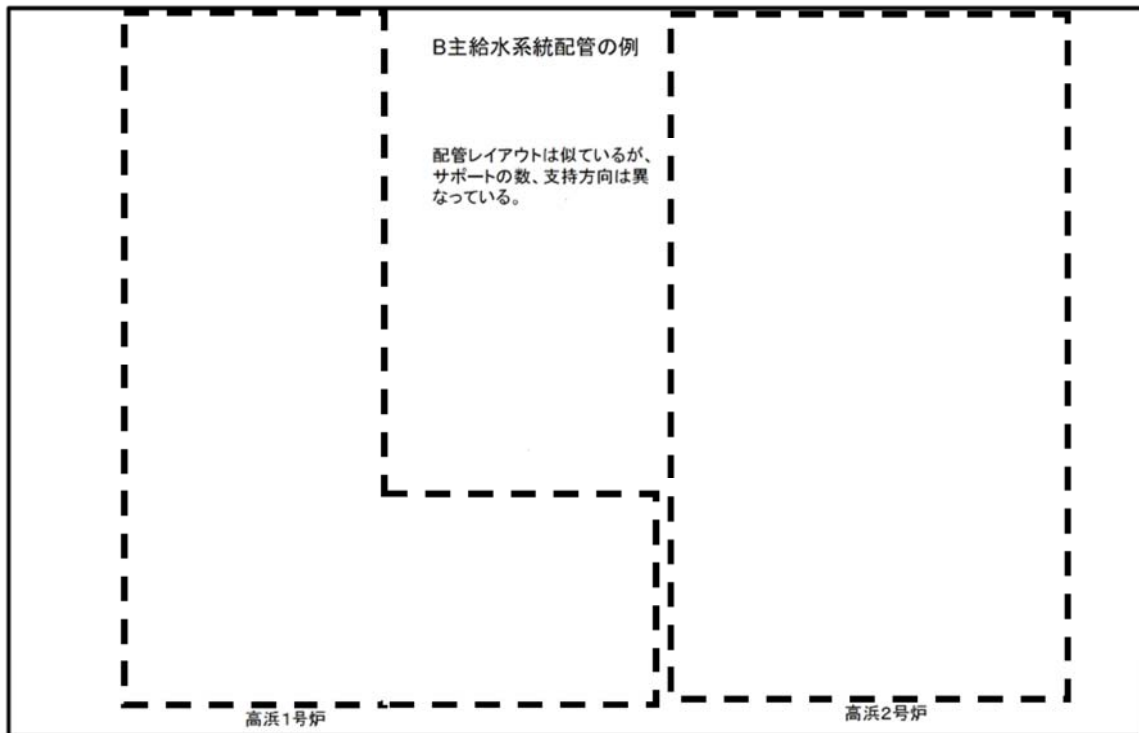


図4 配管の構造の違い

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

別紙

【高浜1号炉】

- 別紙1. 原子炉容器の評価対象部位抽出の考え方について
- 別紙2. 高サイクル熱疲労割れの予防保全対策について
- 別紙3. 建設時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4. 環境疲労評価部位の地震を含む疲労累積係数の一覧について
- 別紙5. 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6. 1号炉の各機器の疲労累積係数等の算出根拠について

- ① 原子炉容器の疲労累積係数の算出根拠
- ② 余熱除去ポンプケーシングの疲労累積係数の算出根拠
- ③ 一次冷却材ポンプケーシングの疲労累積係数の算出根拠
- ④ 再生クーラ、余熱除去クーラの疲労累積係数の算出根拠
- ⑤ 蒸気発生器の疲労累積係数の算出根拠
- ⑥ 蒸気発生器給水管台の熱成層を考慮した評価の算出根拠
- ⑦ 加圧器管台（スプレイ、サージ）の疲労累積係数の算出根拠
- ⑧ 固定式配管貫通部の疲労累積係数の算出根拠
- ⑨ 加圧器配管（スプレイ、サージ）の疲労累積係数の算出根拠
- ⑩ 加圧器配管の熱成層を考慮した評価の算出根拠
- ⑪ 主給水系統配管の疲労累積係数の算出根拠
- ⑫ 一次冷却材管の疲労累積係数の算出根拠
- ⑬ 仕切弁の疲労累積係数の算出根拠
- ⑭ 玉形弁の疲労累積係数の算出根拠
- ⑮ 炉内構造物の疲労累積係数の算出根拠
- ⑯ 加圧器スカート溶接部の疲労累積係数の算出根拠

【高浜2号炉】

- 別紙7. 原子炉容器の評価対象部位抽出の考え方について
- 別紙8. 高サイクル熱疲労割れの予防保全対策について
- 別紙9. 建設時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10. 環境疲労評価部位の地震を含む疲労累積係数の一覧について
- 別紙11. 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12. 2号炉の各機器の疲労累積係数等の算出根拠について

- ① 原子炉容器の疲労累積係数の算出根拠
- ② 余熱除去ポンプケーシングの疲労累積係数の算出根拠
- ③ 一次冷却材ポンプケーシングの疲労累積係数の算出根拠
- ④ 再生クーラ、余熱除去クーラの疲労累積係数の算出根拠
- ⑤ 蒸気発生器の疲労累積係数の算出根拠
- ⑥ 蒸気発生器給水管台の熱成層を考慮した評価の算出根拠
- ⑦ 加圧器管台（スプレイ、サージ）の疲労累積係数の算出根拠

- ⑧ 固定式配管貫通部の疲労累積係数の算出根拠
- ⑨ 加圧器配管（スプレイ、サージ）の疲労累積係数の算出根拠
- ⑩ 加圧器配管の熱成層を考慮した評価の算出根拠
- ⑪ 主給水系統配管の疲労累積係数の算出根拠
- ⑫ 一次冷却材管の疲労累積係数の算出根拠
- ⑬ 仕切弁の疲労累積係数の算出根拠
- ⑭ 玉形弁の疲労累積係数の算出根拠
- ⑮ 炉内構造物の疲労累積係数の算出根拠
- ⑯ 加圧器スカート溶接部の疲労累積係数の算出根拠

今回提示範囲

タイトル	出入口管台等の疲労割れに係る評価対象部位の抽出の妥当性について																		
説明	<p>疲労評価対象部位は、強度評価上厳しくなる以下の部位等を対象としており、設計時に評価されている部位となります。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・構造不連続部（支持構造物取付部含む） ・材料不連続部 <p>なお、高浜1号炉の原子炉容器については、設計時に考慮した部位（建設時の工認で評価されている部位）に加えて、構造不連続部及び材料不連続部に着目し、その後の設計知見の拡充により他プラントの工認で評価されている箇所も考慮してPLMの評価対象部位としています。</p> <p>評価対象部位とその抽出理由を下表に示します。</p> <p style="text-align: center;">高浜1号炉 原子炉容器疲労評価対象部位</p> <table border="1" data-bbox="406 913 1348 1339"> <thead> <tr> <th>PLM評価部位</th> <th>抽出理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>冷却材入口管台</td> <td>建設時工認評価部位</td> </tr> <tr> <td>冷却材出口管台</td> <td>建設時工認評価部位</td> </tr> <tr> <td>蓋用管台</td> <td>構造、材料不連続部</td> </tr> <tr> <td>炉内計装筒</td> <td>構造、材料不連続部</td> </tr> <tr> <td>上蓋、上蓋フランジおよび上部胴フランジ</td> <td>建設時工認評価部位</td> </tr> <tr> <td>下部胴・下部鏡接続部</td> <td>建設時工認評価部位</td> </tr> <tr> <td>炉心支持金物</td> <td>構造、材料不連続部</td> </tr> <tr> <td>スタッドボルト</td> <td>建設時工認評価部位</td> </tr> </tbody> </table> <p>添付資料：建設時工認資料及び高浜1号炉高経年化技術評価書（抜粋）</p>	PLM評価部位	抽出理由	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	蓋用管台	構造、材料不連続部	炉内計装筒	構造、材料不連続部	上蓋、上蓋フランジおよび上部胴フランジ	建設時工認評価部位	下部胴・下部鏡接続部	建設時工認評価部位	炉心支持金物	構造、材料不連続部	スタッドボルト	建設時工認評価部位
PLM評価部位	抽出理由																		
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																		
蓋用管台	構造、材料不連続部																		
炉内計装筒	構造、材料不連続部																		
上蓋、上蓋フランジおよび上部胴フランジ	建設時工認評価部位																		
下部胴・下部鏡接続部	建設時工認評価部位																		
炉心支持金物	構造、材料不連続部																		
スタッドボルト	建設時工認評価部位																		

目 次

**1. 原子炉容器の上部蓋フランジ, 上部胴フランジ接続部及び
スタッドボルト, ナット**

- 1.1 形状及び寸法
- 1.2 解析モデル
- 1.3 最高使用圧力に対する応力 (175 kg/cm²)
- 1.4 二次応力の判定
- 1.5 ピーク応力の判定
- 1.6 二次応力表
- 1.7 各過渡条件におけるピーク応力の全振幅
- 1.8 疲労累積損傷係数

2. 冷却材入口管台

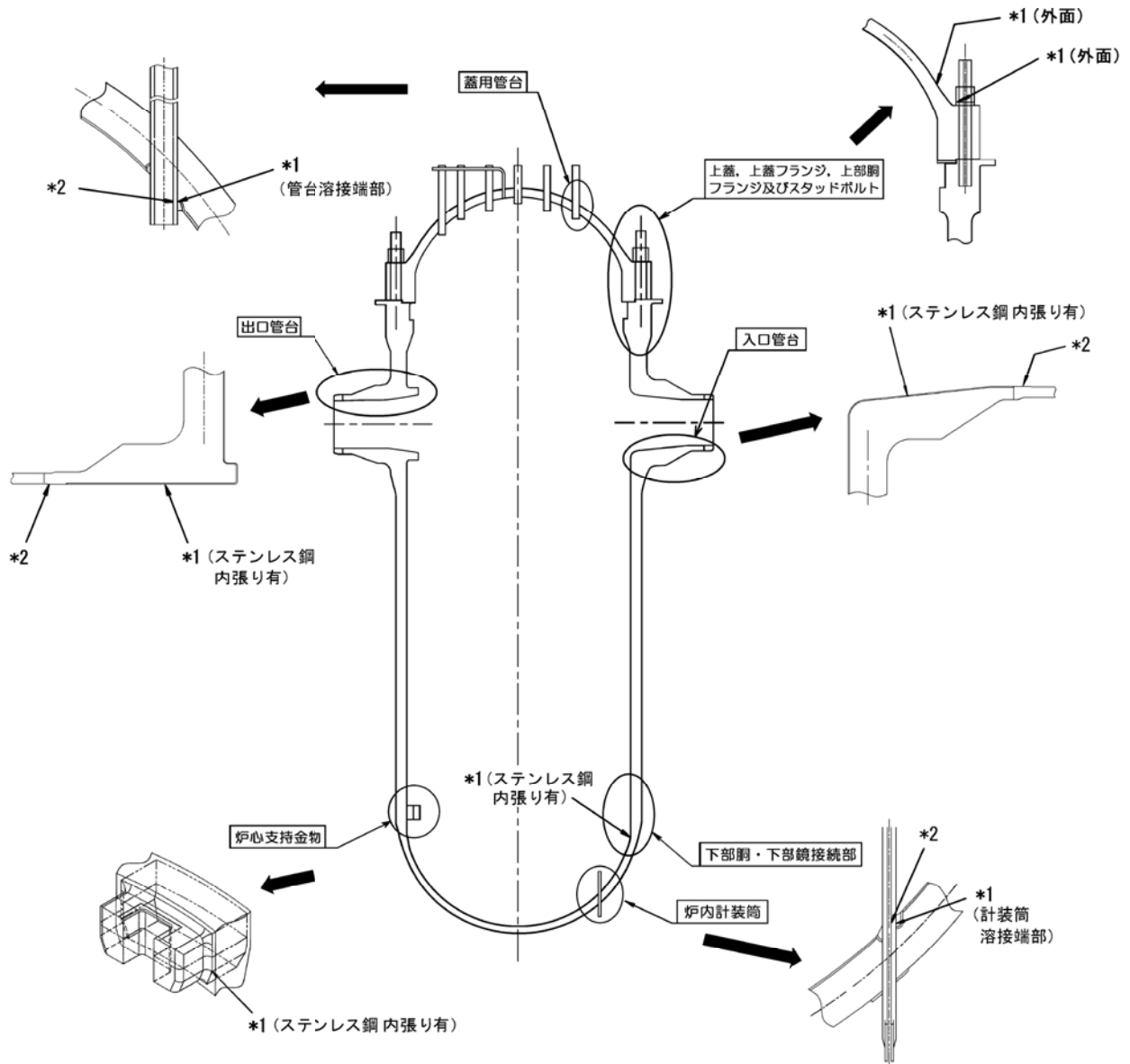
- 2.1 形状及び寸法
- 2.2 解析モデル
- 2.3 最高使用圧力に対する応力評価
- 2.4 二次応力の判定
- 2.5 ピーク応力の判定
- 2.6 二次応力表
- 2.7 各過渡条件におけるピーク応力の全振幅
- 2.8 疲労累積損傷係数

3. 冷却材出口管台

- 3.1 形状及び寸法
- 3.2 解析モデル
- 3.3 最高使用圧力に対する応力評価
- 3.4 二次応力の判定
- 3.5 ピーク応力の判定
- 3.6 二次応力表
- 3.7 各過渡条件におけるピーク応力の全振幅
- 3.8 疲労累積損傷係数

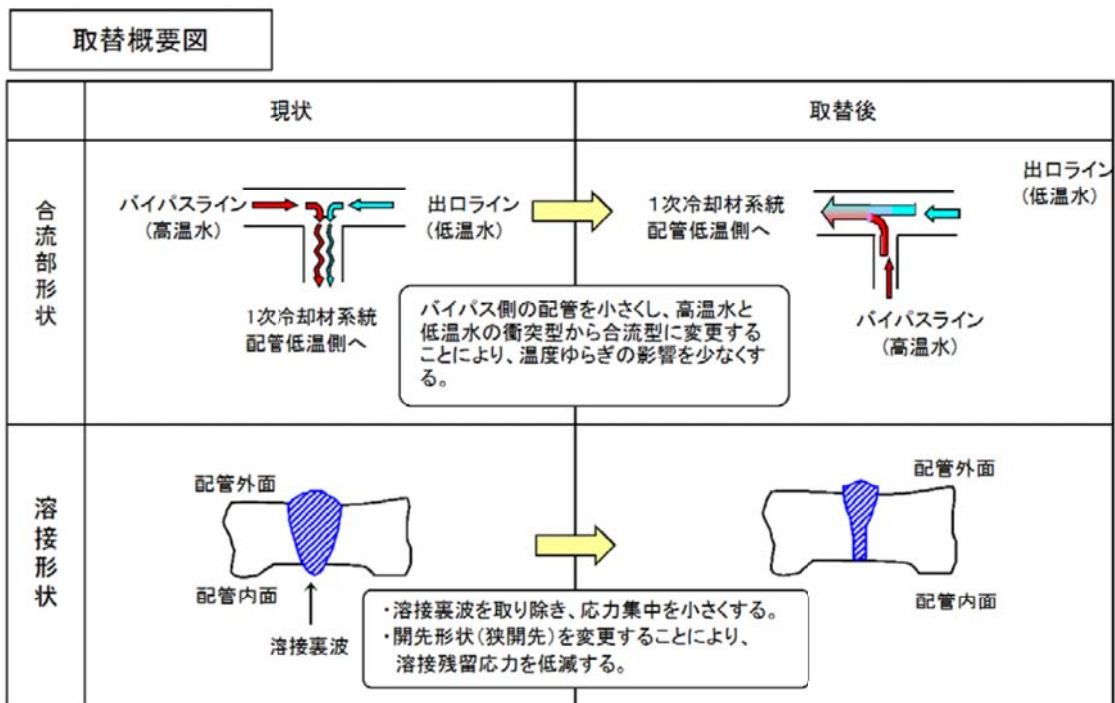
4. 原子炉容器の下部胴，下部鏡接続部

- 4.1 形状及び寸法
- 4.2 解析モデル
- 4.3 最高使用圧力に対する応力
- 4.4 二次応力の判定
- 4.5 ピーク応力の判定
- 4.6 二次応力表
- 4.7 各過渡条件におけるピーク応力の全振幅
- 4.8 疲労累積損傷係数



高経年化技術評価における評価部位

タイトル	熱疲労割れ事象の予防保全の観点から実施された余熱除去系統配管取替工事の経緯、工事内容及び効果の確認について
説明	<p>余熱除去系統配管取替工事は国内PWRプラントにおける高サイクル熱疲労による損傷事例を踏まえて予防保全として実施したものです。</p> <p>当該事例に関連して、旧原子力安全・保安院より「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について」（平成17・12・22原院第6号）が発行され、当社は高浜1号炉の高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する評価結果を、旧原子力安全・保安院に報告しています。</p> <p>余熱除去設備はプラントの起動停止時の原子炉を除熱する機能を有し、余熱除去クーラ出口では、余熱除去クーラを通過する低温水とクーラをバイパスする高温水が合流する箇所があります。この合流箇所は高浜1号炉の評価の結果、高サイクル熱疲労割れの発生が否定できない部位と判断され、当該部位の健全性を検査で確認しています。</p> <p>この結果を受けて、信頼性向上を図るために、第25回定期検査時（2007年度～2008年度）に当該箇所を熱疲労評価上優位性のある合流形状、応力集中の小さい溶接形状に変更しました。（添付1参照）</p> <p>変更工事による効果については、工事計画認可申請書の中で、温度揺らぎを考慮した疲労累積係数は許容値を下回っていることを確認しています。（工事計画認可申請書抜粋：添付2参照）</p>



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

資料6 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書

1. 概要

余熱除去設備配管の改造に伴い、流体振動又は温度変動による損傷の防止について確認する。

2. 配管内円柱状構造物の流力振動評価

申請範囲には、配管内円柱状構造物は設けないため、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」(JSME S 012-1998)の適用対象外である。

3. 配管の高サイクル熱疲労に関する評価

3.1 評価方針

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」(JSME S 017-2003、以下「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」という。)の「3. 高低温水合流部の温度揺らぎによる高サイクル熱疲労」に基づき評価し、疲労累積係数が 1.0 以下であることを確認する。

3.2 評価対象

評価対象とする現象は、高低温水合流部の温度揺らぎによる高サイクル熱疲労である。
評価対象部位は、第1図に示す余熱除去クーラバイパスライン合流部である。

3.3 評価条件

3.3.1 設計条件

	余熱除去クーラ出入口配管
最高使用圧力 (MPa)	
最高使用温度 (°C)	
主管の外径 (mm)	
分岐管の外径 (mm)	

3.3.2 設計過渡条件

高サイクル熱疲労を評価するために設定した余熱除去クーラバイパス流量及び温度、余熱除去クーラ出口流量及び温度の過渡条件を、第1表及び第2図～第5図に示す。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

3.4 FEM解析モデル及び解析条件

応力履歴を算出するための解析モデル（境界条件を含む）を、第6図に示す。

使用する解析コードは、「MARC」（注1）である。

なお、「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」に基づき、内面熱伝達率は、合流部近傍での温度変動が非定常であることから、非定常熱伝達率を用いる。また、外面熱伝達率は、配管外面に保温材を施しており、十分小さい値（ $=1 \text{ W/m}^2\text{K}$ ）を用いる。

（注1） ロンドン大学とブラウン大学で研究教育機関に携わったペドロ・V・マサー博士によって開発され整備・拡張が行われてきた有限要素法による構造解析用汎用コードであり、応力解析、熱応力解析、伝熱解析、動的解析等を行うことができる。特に、非線形解析が容易に行えることがMARCの特長であり、国内外の各分野で長年使用され、十分な実績を持つものである。

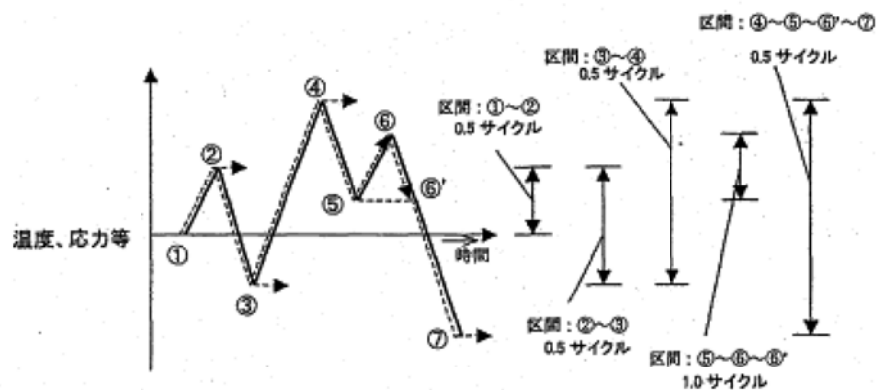
なお、現在は米国 MSC 社によって保守されている。

3.5 計算結果

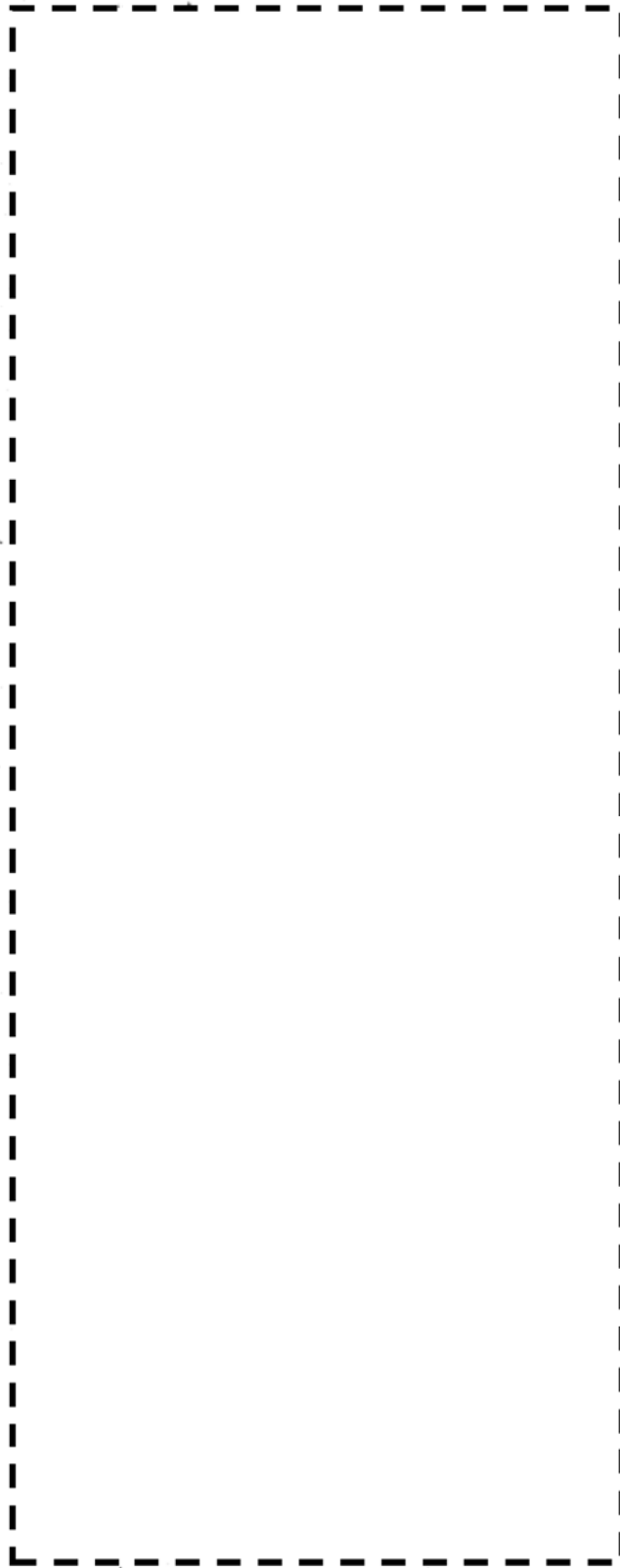
応力履歴をレインフロー法（注2）により処理し算出した疲労累積係数を、第2表に示す。

なお、合流部については、流況によって温度変動が大きくなる箇所が異なるため、第2表の疲労累積係数については、合流部を主管上流側と主管下流側に分け、温度揺らぎが激しくなる側の結果を示している。

（注2） レインフロー法は以下の処理例に従った。



出所：「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」B74 図 B3.2.2-(7)-1 温度（応力）の処理例



第1図 評価部位
(余剰除去設備概略系統構成)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第1表 余熱除去系統設計過渡条件

運転状態 I、II				
記号	過渡条件	回数	設計過渡 図番	備考
I-a	起 動	-	第2図	運転実績をもとにして作成した。
I-b	停 止		第3図	運転実績をもとにして作成した。
II-a	1次系漏えい試験 i) 昇 温 ii) 冷 却		第4図 第5図	運転実績をもとにして作成した。

(注) 起動及び1次系漏えい試験の昇温については、片系列運転60%稼働として疲労累積係数を計算した。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第2表 評価結果

a) 余熱除去クーラバイパスライン合流部

設計過渡	各過渡の疲労累積係数	疲労累積係数	許容値
起 動			1.0
停 止			
1次系漏えい試験			
評価：疲労累積係数は1.0以下であり、温度変動による損傷を回避できる。			

(注) 温度揺らぎが激しくなる主管上流側の評価結果を示す。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

タイトル	<p>運転経験により建設時考慮されていない有意な低サイクル応力変動(熱成層等)が把握された部位およびそれを抽出したプロセスについて</p>
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合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」を参考に抽出します。</p> <p>さらに、前述の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PLM評価書を参考にするとともに、国内外の新たな運転経験及び最新知見についても、以下に示すとおり継続的に劣化状況評価への影響を整理し、技術評価への反映要否を判断します。</p> <p>1. 運転経験</p> <p>国内運転経験として、原子力安全推進協会が運営している原子力発電情報公開ライブラリーにおいて公開されている「トラブル情報」、「保全品質情報」を、海外運転経験として、NRC(米国原子力規制委員会; Nuclear Regulatory Commission)のBulletin(通達)、Generic Letter及びInformation Noticeを対象としてスクリーニングを実施。期間中の情報において、新たに劣化状況評価書に反映すべき運転経験を抽出します。</p> <p>2. 最新知見</p> <p>原子力規制委員会文書、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、劣化状況評価を実施する上で、新たに反映が必要な知見を抽出します。</p> <p>例えば、運転経験により建設時考慮されていない低サイクル疲労(熱成層)については、上述の「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」で疲労想定部位として抽出され、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ます。熱成層が想定される部位は、日本機械学会基準「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」において損傷事例が記載されています。</p> <p>熱成層による疲労の損傷事例としては、(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)運転操作型熱成層が考えられます。</p> <p>このうち、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ます。</p> <p>弁シート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によって弁のシートリークを防止しています。</p> <p>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、</p>

	<p>熱成層の発生、消滅の繰り返しを防止しています。</p> <p>一方で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評価を行っています。</p> <p>運転操作型熱成層を考慮している部位は「蒸気発生器給水管台」、「加圧器サージ配管」、「加圧器スプレ配管」、「加圧器スプレイライン用管台」の4箇所です。</p>
--	--

タイトル	環境疲労評価を実施している機器・部位について、その評価手法（(社)日本機械学会の「環境疲労評価手法」に規定される「係数倍法」、「簡易評価法」又は「詳細評価法」のいずれによるか)及び環境疲労評価による疲労累積係数と地震による疲労累積係数との合計値について
説明	環境疲労評価を実施している機器・部位について、その評価手法（「係数倍法」、「簡易評価法」又は「詳細評価法」のいずれによるか)及び環境疲労評価による疲労累積係数と地震による疲労累積係数との合計値について添付に示します。

高浜1号炉 低サイクル疲労評価結果一覧表 (1/3)

評価対象機器		健全性評価 (60年供用仮定時 ¹⁾ の疲労累積係数)							
機種・機器名	部 位	設計 評価 ²⁾	環境中 評価 ³⁾	耐震評価		合計 ⁴⁾	評価 手法	評価点 の相違	
容器	原子炉 容 器	冷却材入口管台	0.054	0.001 ※1	Sd	0.000	0.054	詳細 評価	あり
					Ss	0.000	0.054		
		冷却材出口管台	0.065	0.001 ※1	Sd	0.000	0.065	詳細 評価	あり
					Ss	0.001	0.066		
		蓋用管台	0.129	0.002 ※1	Sd	0.000	0.129	詳細 評価	あり
	Ss				0.000	0.129			
	炉内計装筒	0.188	0.013 ※1	Sd	0.001	0.189	詳細 評価	あり	
	Ss	0.006	0.194						
	炉心支持金物	0.009	0.000 ※1	Sd	0.000	0.009	詳細 評価	あり	
				Ss	0.001	0.010			
加圧器	スプレイライン用管台	0.190	0.019 ※2 ※4	Sd	0.001	0.191	詳細 評価	なし	
				Ss	0.001	0.191			
	サージ用管台	0.021	0.051 ※1	Sd	0.000	0.051	詳細 評価	あり	
				Ss	0.001	0.052			
配管	ステンレ ス鋼配管	余熱除去系統配管	0.012	0.076	Sd	0.001	0.077	係数 倍法	なし
					Ss	0.061	0.137		
		加圧器サージ配管	0.012	0.002 ※2 ※4	Sd	0.000	0.012	詳細 評価	なし
	Ss				0.001	0.013			
	加圧器スプレイ配管	0.026	0.404 ※3 ※4	Sd	0.001	0.405	詳細 評価	あり	
				Ss	0.043	0.447			

高浜1号炉 低サイクル疲労評価結果一覧表 (2/3)

評価対象機器		健全性評価 (60年供用仮定時 ¹⁾ の疲労累積係数)							
機種・機器名	部 位	設計 評価 ²⁾	環境中 評価 ³⁾	耐震評価		合計 ⁴⁾	評価 手法	評価点 の相違	
配管	炭素鋼 配 管	主給水系統配管	0.009	0.040	Sd	0.000	0.040	係数 倍法	なし
					Ss	0.000	0.040		
	1次冷 却材管	ホットレグ	0.001	0.001	Sd	0.000	0.001	詳細 評価	なし
					Ss	0.001	0.002		
		クロスオーバレグ	0.002	0.011	Sd	0.000	0.011	詳細 評価	なし
					Ss	0.000	0.011		
		コールドレグ	0.001	0.005	Sd	0.000	0.005	詳細 評価	なし
					Ss	0.000	0.005		
		加圧器サージ ライン用管台	0.179	0.465	Sd	0.001	0.466	詳細 評価	なし
					Ss	0.002	0.467		
		安全注入系ライン用管台	0.006	0.019	Sd	0.001	0.020	詳細 評価	なし
					Ss	0.007	0.026		
		化学体積制御系ライン用 管台	0.004	0.033	Sd	0.000	0.033	詳細 評価	なし
					Ss	0.000	0.033		
弁	仕切弁	ループ余熱除去系第1入 口弁	0.004	0.114	Sd	0.000	0.114	簡易 評価	なし
					Ss	0.000	0.114		
	玉形弁	抽出水しゃ断弁	0.027	0.403	Sd	0.000	0.403	簡易 評価	なし
					Ss	0.000	0.403		
	スイング 逆止弁	アキュムレータ第2逆止 弁	0.008	0.084	Sd	0.000	0.084	簡易 評価	なし
					Ss	0.000	0.084		
	リフト 逆止弁	加圧器補助スプレライン 逆止弁	0.007	0.030	Sd	0.000	0.030	簡易 評価	なし
					Ss	0.000	0.030		

高浜1号炉 低サイクル疲労評価結果一覧表 (3/3)

評価対象機器		健全性評価 (60年供用仮定時 ¹⁾ の疲労累積係数)							
機種・機器名	部 位	設計 評価 ²⁾	環境中 評価 ³⁾	耐震評価		合計 ⁴⁾	評価 手法	評価点 の相違	
ポンプ	余熱除去 ポンプ	ケーシング	0.075	0.082 ※1	Sd	0.000	0.082	詳細 評価	あり
					Ss	0.000	0.082		
	1次冷却 材ポンプ	ケーシング脚部	0.235	0.130 ※1	Sd	0.001	0.236	詳細 評価	あり
					Ss	0.001	0.236		
		ケーシング吐出ノズル	0.022	0.337	Sd	0.000	0.337	詳細 評価	なし
					Ss	0.000	0.337		
	ケーシング吸込ノズル	0.001	0.001	Sd	0.000	0.001	詳細 評価	なし	
				Ss	0.000	0.001			
熱交換器	再生 クーラ	管板	0.174	0.222	Sd	0.000	0.222	詳細 評価	なし
					Ss	0.000	0.222		
	余熱除去 クーラ	管板	0.049	0.069	Sd	0.000	0.069	詳細 評価	なし
					Ss	0.000	0.069		
	蒸 気 発生器	管板廻り	0.123	0.099 ※1	Sd	0.000	0.123	詳細 評価	あり
					Ss	0.000	0.123		
	給水入口管台	0.073	0.235 ※3 ※4	Sd	0.001	0.236	詳細 評価	あり	
				Ss	0.008	0.243			
炉内 構造物	上部炉心支持板	0.016	0.181	Sd	0.000	0.181	詳細 評価	なし	
				Ss	0.000	0.181			
	上部炉心支持柱	0.003	0.030	Sd	0.000	0.030	詳細 評価	なし	
				Ss	0.001	0.031			
	下部炉心支持板	0.002	0.017	Sd	0.002	0.019	詳細 評価	なし	
				Ss	0.027	0.044			
	下部炉心支持柱	0.001	0.001	Sd	0.001	0.002	詳細 評価	なし	
				Ss	0.006	0.007			

- 1) 60年供用仮定時の各過渡条件の繰返し回数は、運転実績に基づく2009年3月末時点の過渡回数を用いて、今後も同様な運転を続けたと仮定して推定した。
未取替機器：60年時点過渡回数 = 運開後実績過渡回数 + (運開後実績過渡回数/運開後実績過渡回数調査時点までの年数) × 残年数
取替機器（蓋用管台、スタッドボルト）：60年時点過渡回数 = 取替後実績過渡回数 + (未取替機器の1年間当たり平均過渡回数) × 残年数
- 2) 社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」JSME S NC1-2005/2007に基づいて評価した。
- 3) 社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法」JSME S NF1-2009に基づいて評価した。
高温水に接液している評価点を対象として、評価方法は、余熱除去系統配管と主給水系統配管は係数倍法、弁では簡易評価手法、他は詳細評価手法にて評価した。
- 4) 合計の疲労累積係数は評価対象機器の設計評価、環境中評価を通じて得られた疲労累積係数のうち最大となる点に対して、地震動による疲労累積係数を加算して算出した。

※1：接液環境にあり、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、設計・建設規格の疲労評価対象箇所と異なる。

※2：設計評価と環境中評価の評価点は同じであるが、環境中評価は熱成層を考慮しているため、評価モデルが異なる。

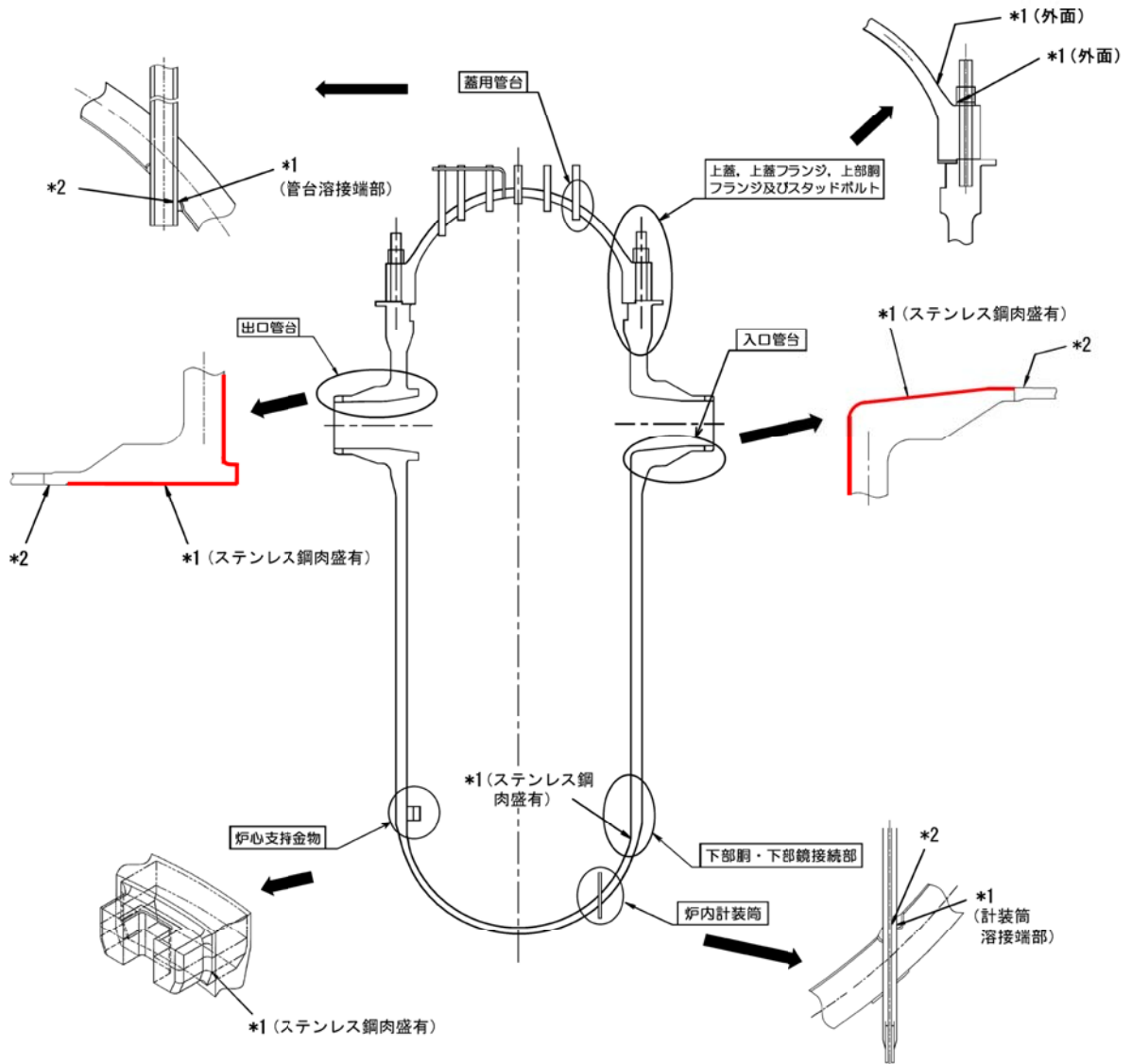
※3：環境中評価は熱成層を考慮したモデルを用いている。また、熱成層を考慮した応力評価の結果最も厳しい箇所について評価しており、設計・建設規格の疲労評価対象箇所と異なる。

※4：熱成層を考慮した通常UFと熱成層を考慮した環境UFは下記の通り。

	熱成層を考慮した通常UF	熱成層を考慮した環境UF
加圧器スプレイライン用管台		0.019
加圧器サージ配管		0.002
加圧器スプレイ配管		0.404
蒸気発生器給水入口管台		0.235

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

タイトル	ステンレス鋼クラッドにより接液しないことを理由に環境疲労評価を行っていない部位について、当該ステンレス鋼クラッドの健全性の確認の方法について											
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、蒸気発生器があります。（添付1）</p> <p>これらの機器のクラッド施工部については、定期的に目視点検等を行い、異常がないことを確認しています。</p> <table border="1" data-bbox="406 712 1345 869"> <thead> <tr> <th></th> <th>点検方法</th> <th>周期</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉容器</td> <td>目視点検</td> <td>供用期間中検査</td> </tr> <tr> <td>加圧器</td> <td>目視点検※</td> <td rowspan="2">-</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器</td> <td>目視点検</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：加圧器のクラッド施工部のうち疲労の蓄積が考えられるスプレイ管台、サージ管台の内側については、目視点検による確認が困難な場所になります。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ありませんがクラッド施工部に異常がないことを確認できていると考えております。</p> <p>点検結果を添付2に例として示します。</p> <p style="border: 1px dashed black; padding: 5px; text-align: center;">枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>		点検方法	周期	原子炉容器	目視点検	供用期間中検査	加圧器	目視点検※	-	蒸気発生器	目視点検
	点検方法	周期										
原子炉容器	目視点検	供用期間中検査										
加圧器	目視点検※	-										
蒸気発生器	目視点検											

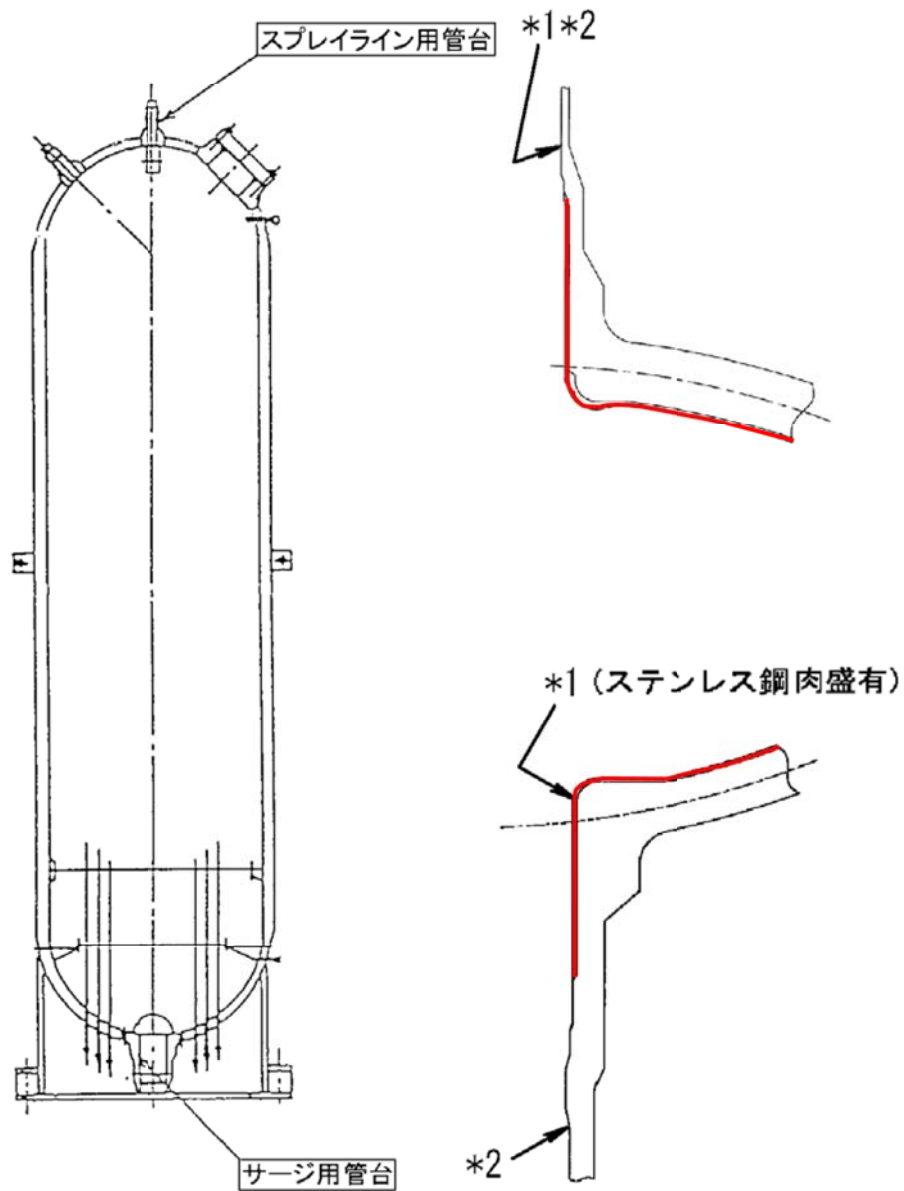


* 1 : 「設計・建設規格」に基づく疲労評価対象部位(最大)
(非接液部の場合は () 内に理由を記載)

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

— クラッド施工部位 (なお原子炉容器内面は全面クラッド施工されている)

原子炉容器 疲労評価対象部位と管台クラッド施工部位

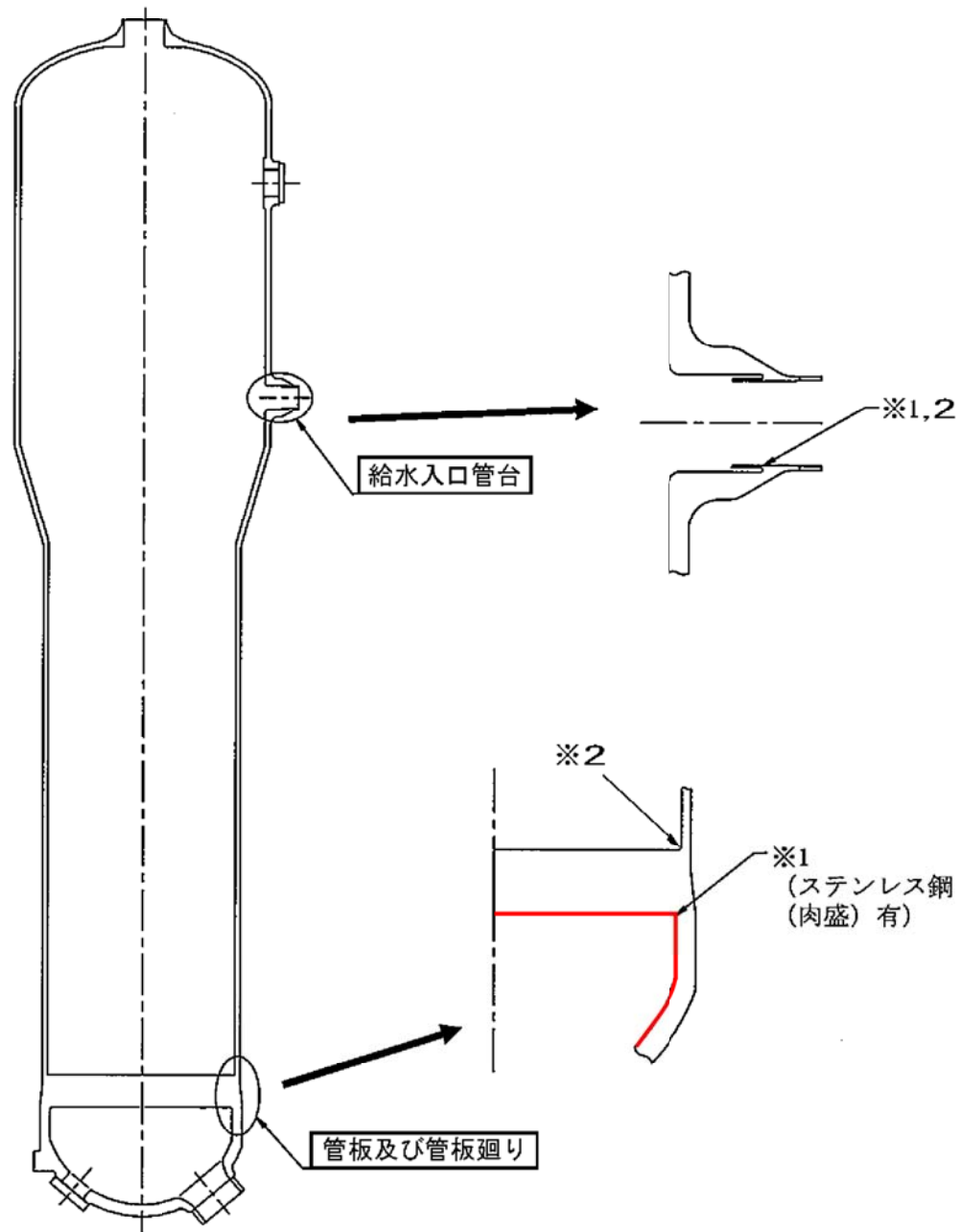


* 1 : 「設計・建設規格」に基づく疲労評価対象部位(最大)
(非接液部の場合は () 内に理由を記載)

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

— クラッド施工部位 (なお加圧器内面は全面クラッド施工されている)

加圧器 疲労評価対象部位とクラッド施工部位



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

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

— クラッド施工部位

蒸気発生器 疲労評価対象部位とクラッド施工部位

非破壊検査記録 (/ /)

検査年月日 平成 27 年 9 月 25 日

検査員 XXXXXXXXXX

項目番号	カテゴリ	機器名	検査の対象機器	検査箇所		
G1.10	G-P-1	原子炉容器	容器内部	可能範囲100%		
検査実施内容	目視検査	1. 直接目視検査(VT-) ② 遠隔目視検査 (VT-3、水中テレビカメラ)				
	表面検査	浸透探傷検査	探傷剤	温度	浸透時間	現像時間
		超音波探傷検査	探傷器	探触子	試験片	感度
	体積検査	超音波探傷検査	サジェクション		接触媒質	
			OFF			
検査実施結果	検査項目		結果	備考		
	目視検査		良			
	表面検査	浸透探傷検査				
	体積検査	超音波探傷検査				
評価						

非破壊検査記録 (2/3)

検査年月日 平成14年12月17日

検査員

検査立会者

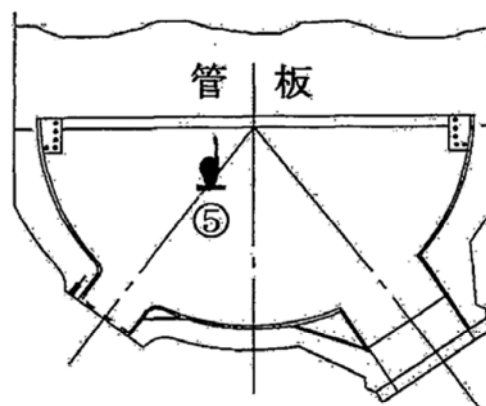
項目番号	カテゴリ	機器名	検査の対象機器		検査箇所	
B3.40	B-D	加圧器	管台内面の丸みの部分 サージ管台		1箇所 W-104-9A, 9B, 9C	
検査 実施 内容	肉眼検査	1. 直接肉眼検査 (VT-)		2. 遠隔肉眼検査 (VT-)		
	表面検査	浸透検査	探傷剤	温度	浸透時間	現像時間
	表面検査	磁粉検査	探傷器	磁粉	試験片	その他
	表面検査	超音波検査	探傷器	探触子	試験片	感度
	体積検査	超音波探傷検査	クイントレーマ社 USL-32	2Z20x20A55(CW) 2Z20x20A55(CCW)	KTN-PR-SURG-NZL	CRT 90%(40+18)dB CRT 90%(40+20)dB
	体積検査	リジェクション	OFF	接触媒質 ソニコート	パルス幅 1	
	放射線透過検査	放射線透過検査	線源	線源寸法	線源・フィルム間距離	増感紙
	放射線透過検査	放射線透過検査	透過度計の型	透過度計の位置	材厚	はさみ金
	検査結果	検査項目	結果		備考	
	検査結果	肉眼検査				
表面検査	浸透探傷検査					
表面検査	磁粉探傷検査					
体積検査	超音波探傷検査	良				
放射線透過検査	放射線透過検査					
評価						
20%DACを超える欠陥からの反射波を認めず。						
50%DACを超える形状又は金属組織からの反射波を認めず。						

記録No.1-3

KTN-1 蒸気発生器一次側内部点検記録
(一次側水室内)

*異常なし→良 記入後サイン
*異常あり→別紙にて報告すること。

点検箇所 及び 点検項目	⑤ 伝熱管面 (管板下部伝熱管取付け溶接部に有害な欠陥が認められないことを目視にて確認する)						
		点検月日	点検者	点検結果	品管	関電	備考
A-S/G	HOT	—	—	—	—	—	—
	COLD	—	—	—	—	—	—
B-S/G	HOT	H21.10.5		良			
	COLD	H21.10.5		良			
C-S/G	HOT	—	—	—	—	—	—
	COLD	—	—	—	—	—	—



タイトル	1号炉の各機器の疲労累積係数等の算出根拠について
説明	<p>以下の各機器の評価についての算出根拠を次ページ以降に示す。</p> <p>① 原子炉容器の疲労累積係数の算出根拠・・・・・・・・・・50</p> <p>② 余熱除去ポンプケーシングの疲労累積係数・・・・・・・・・・XX</p> <p>③ 一次冷却材ポンプケーシングの疲労累積係数の算出根拠・・・・XX</p> <p>④ 再生クーラ、余熱除去クーラの疲労累積係数の算出根拠・・・・XX</p> <p>⑤ 蒸気発生器の疲労累積係数の算出根拠・・・・・・・・・・XX</p> <p>⑥ 蒸気発生器給水管台の熱成層を考慮した評価の算出根拠・・・・XX</p> <p>⑦ 加圧器管台（スプレイ、サージ）の疲労累積係数の算出根拠・XX</p> <p>⑧ 固定式配管貫通部の疲労累積係数の算出根拠・・・・・・・・・・XX</p> <p>⑨ 加圧器配管（スプレイ、サージ）の疲労累積係数の算出根拠・XX</p> <p>⑩ 加圧器配管の熱成層を考慮した評価の算出根拠・・・・・・・・・・XX</p> <p>⑪ 主給水系統配管の疲労累積係数の算出根拠・・・・・・・・・・XX</p> <p>⑫ 一次冷却材管の疲労累積係数の算出根拠・・・・・・・・・・XX</p> <p>⑬ 仕切弁の疲労累積係数の算出根拠・・・・・・・・・・XX</p> <p>⑭ 玉形弁の疲労累積係数の算出根拠・・・・・・・・・・XX</p> <p>⑮ 炉内構造物の疲労累積係数の算出根拠・・・・・・・・・・XX</p> <p>⑯ 加圧器スカート溶接部の疲労累積係数の算出根拠・・・・・・・・XX</p> <p>今回提示範囲</p>

タイトル	原子炉容器冷却材出入口管台等の疲労評価に係る各評価対象部位の疲労累積係数の算出根拠（解析モデル、材料物性、最大評価点の選定、応力分類、 K_e 係数、環境評価パラメータを含む）について																																																	
説明	<p>原子炉容器本体冷却材入口管台等の疲労累積係数の算出根拠を添付 1 に示します。</p> <table border="1" data-bbox="411 589 1337 1126"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>形状、評価点及び解析モデル</th> <th>最大評価点の選定結果</th> <th>K_e 係数</th> <th>環境評価パラメータ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>冷却材入口管台</td> <td>図 2</td> <td>表 2-1</td> <td>表 2-2</td> <td>表 2-3</td> </tr> <tr> <td>冷却材出口管台</td> <td>図 3</td> <td>表 3-1</td> <td>表 3-2</td> <td>表 3-3</td> </tr> <tr> <td>蓋用管台</td> <td>図 4</td> <td>表 4-1</td> <td>表 4-2</td> <td>表 4-3</td> </tr> <tr> <td>炉内計装筒</td> <td>図 5-1 図 5-2</td> <td>表 5-1</td> <td>表 5-2</td> <td>表 5-3</td> </tr> <tr> <td>上蓋フランジおよび上部胴フランジ</td> <td>図 6</td> <td>表 6-1</td> <td>表 6-2</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>下部胴・下部鏡接続部</td> <td>図 7</td> <td>表 7-1</td> <td>表 7-2</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>炉心支持金物</td> <td>図 8</td> <td>表 8-1</td> <td>表 8-2</td> <td>接液部は全て疲労限未満</td> </tr> <tr> <td>スタッドボルト</td> <td>図 6</td> <td>表 6-1</td> <td>表 6-3</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、高浜 1 号炉の原子炉容器炉内計装筒については添付 2 に示すとおり、No. ④ 1 箇所^④の切削加工を実施しているため、図 5-1、図 5-2 の 2 つのモデルで評価を行い、厳しい評価結果を記載しています。</p>					評価部位	形状、評価点及び解析モデル	最大評価点の選定結果	K_e 係数	環境評価パラメータ	冷却材入口管台	図 2	表 2-1	表 2-2	表 2-3	冷却材出口管台	図 3	表 3-1	表 3-2	表 3-3	蓋用管台	図 4	表 4-1	表 4-2	表 4-3	炉内計装筒	図 5-1 図 5-2	表 5-1	表 5-2	表 5-3	上蓋フランジおよび上部胴フランジ	図 6	表 6-1	表 6-2	—	下部胴・下部鏡接続部	図 7	表 7-1	表 7-2	—	炉心支持金物	図 8	表 8-1	表 8-2	接液部は全て疲労限未満	スタッドボルト	図 6	表 6-1	表 6-3	—
評価部位	形状、評価点及び解析モデル	最大評価点の選定結果	K_e 係数	環境評価パラメータ																																														
冷却材入口管台	図 2	表 2-1	表 2-2	表 2-3																																														
冷却材出口管台	図 3	表 3-1	表 3-2	表 3-3																																														
蓋用管台	図 4	表 4-1	表 4-2	表 4-3																																														
炉内計装筒	図 5-1 図 5-2	表 5-1	表 5-2	表 5-3																																														
上蓋フランジおよび上部胴フランジ	図 6	表 6-1	表 6-2	—																																														
下部胴・下部鏡接続部	図 7	表 7-1	表 7-2	—																																														
炉心支持金物	図 8	表 8-1	表 8-2	接液部は全て疲労限未満																																														
スタッドボルト	図 6	表 6-1	表 6-3	—																																														

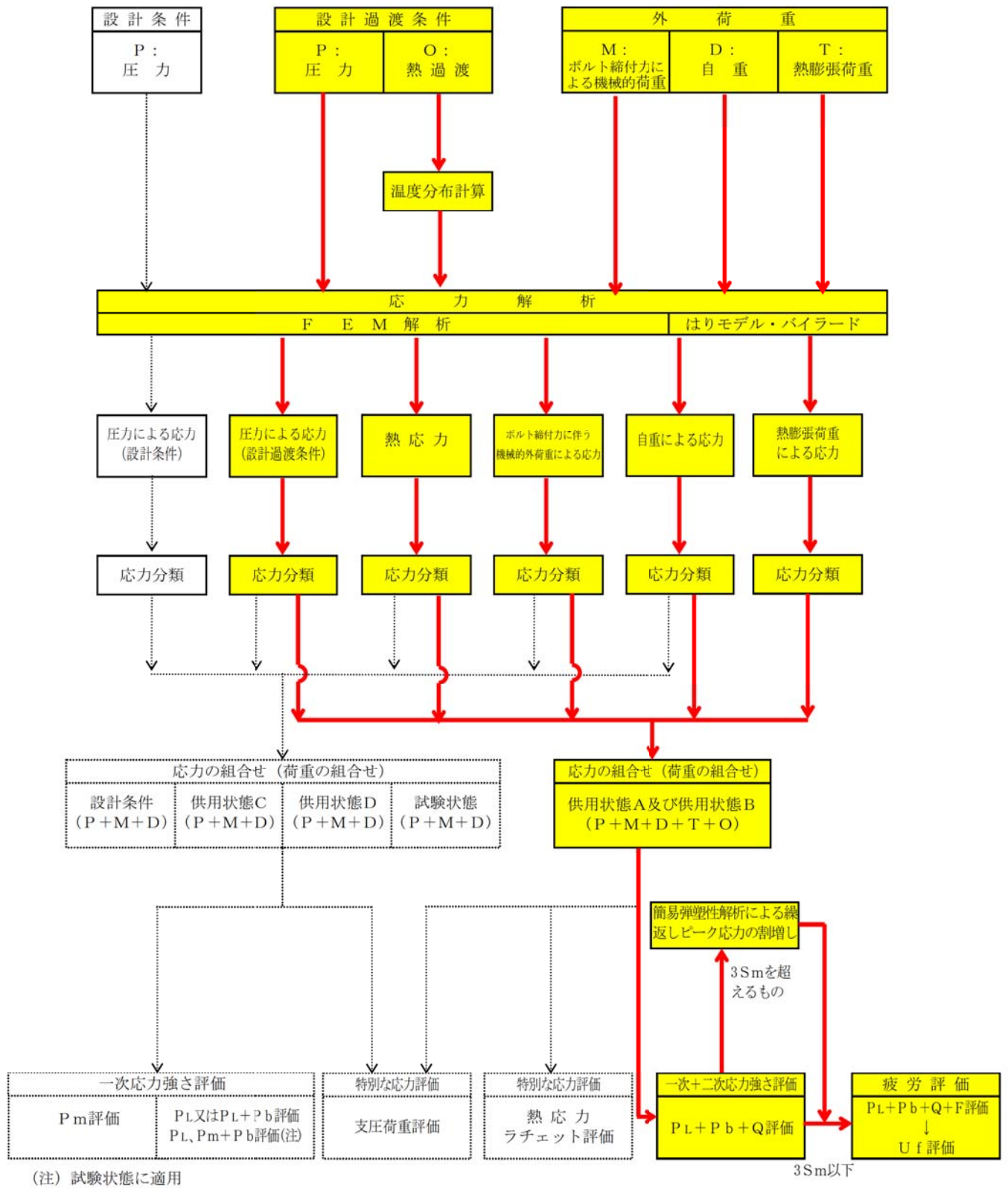
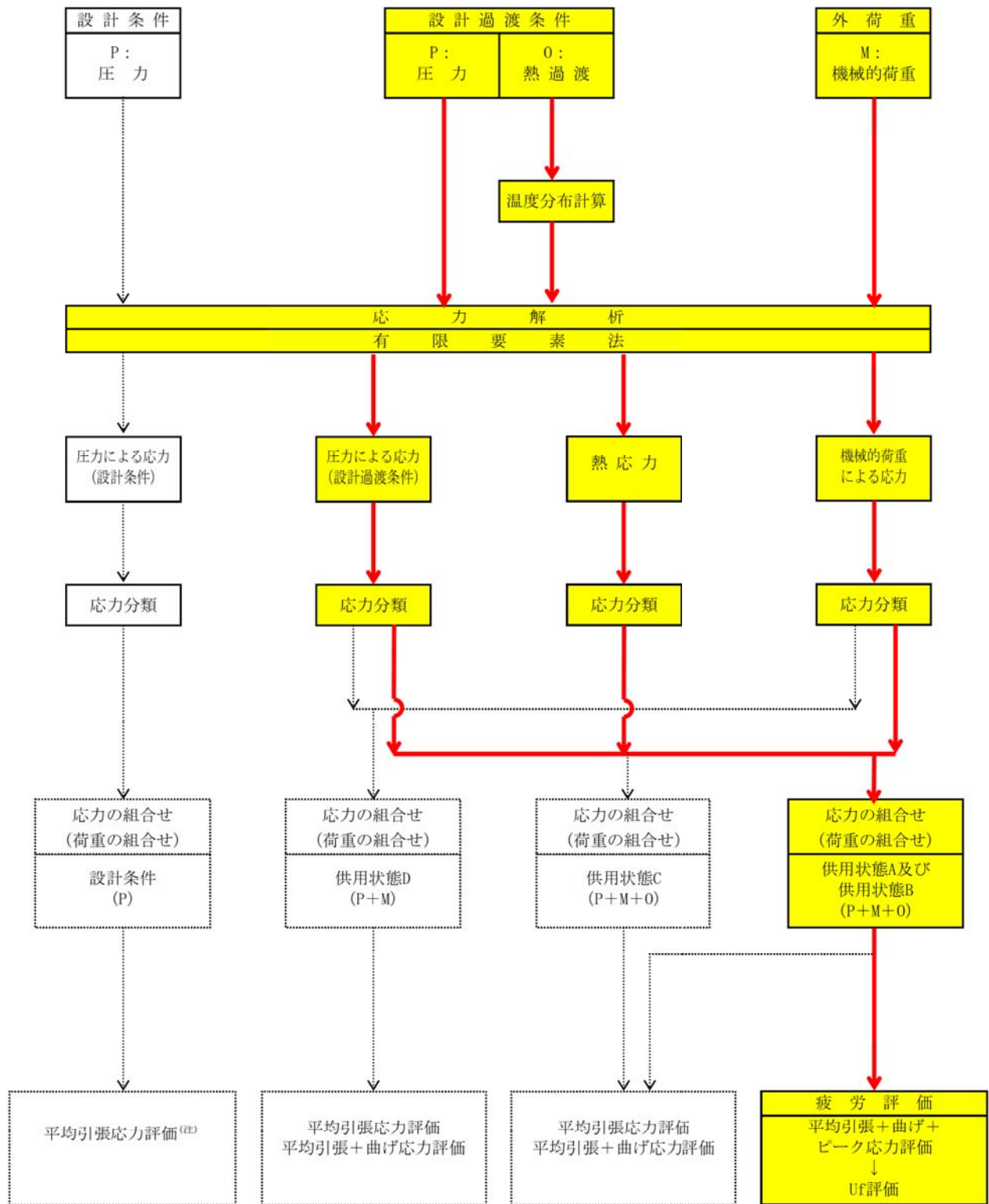


図1 (1/2) 応力評価フローチャート (ボルト以外)



(注)圧力による応力は、静力学の釣合いより求める。

図1 (2/2) 応力評価フローチャート (ボルト)

表1-1 荷重の組合せ

状 態	荷重の組合せ	
	供用状態A, B	ボルト以外
ボルト		P + O + M

(記号)

P : 圧力 O : 熱過渡 M : 機械的荷重 D : 自重 T : 熱膨張荷重

表1-2 材料物性値 (設計応力強さ)

使用箇所	材料	温 度 (°C)	
		288.6	322.8
出入口管台セーフエンド			
出入口管台、上部胴、上部胴フランジ			
炉内計装筒セーフエンド			
下部胴、下部鏡			
炉内計装筒、炉心支持金物			
上部蓋フランジ			
上蓋			
スタッドボルト			
蓋用管台			

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

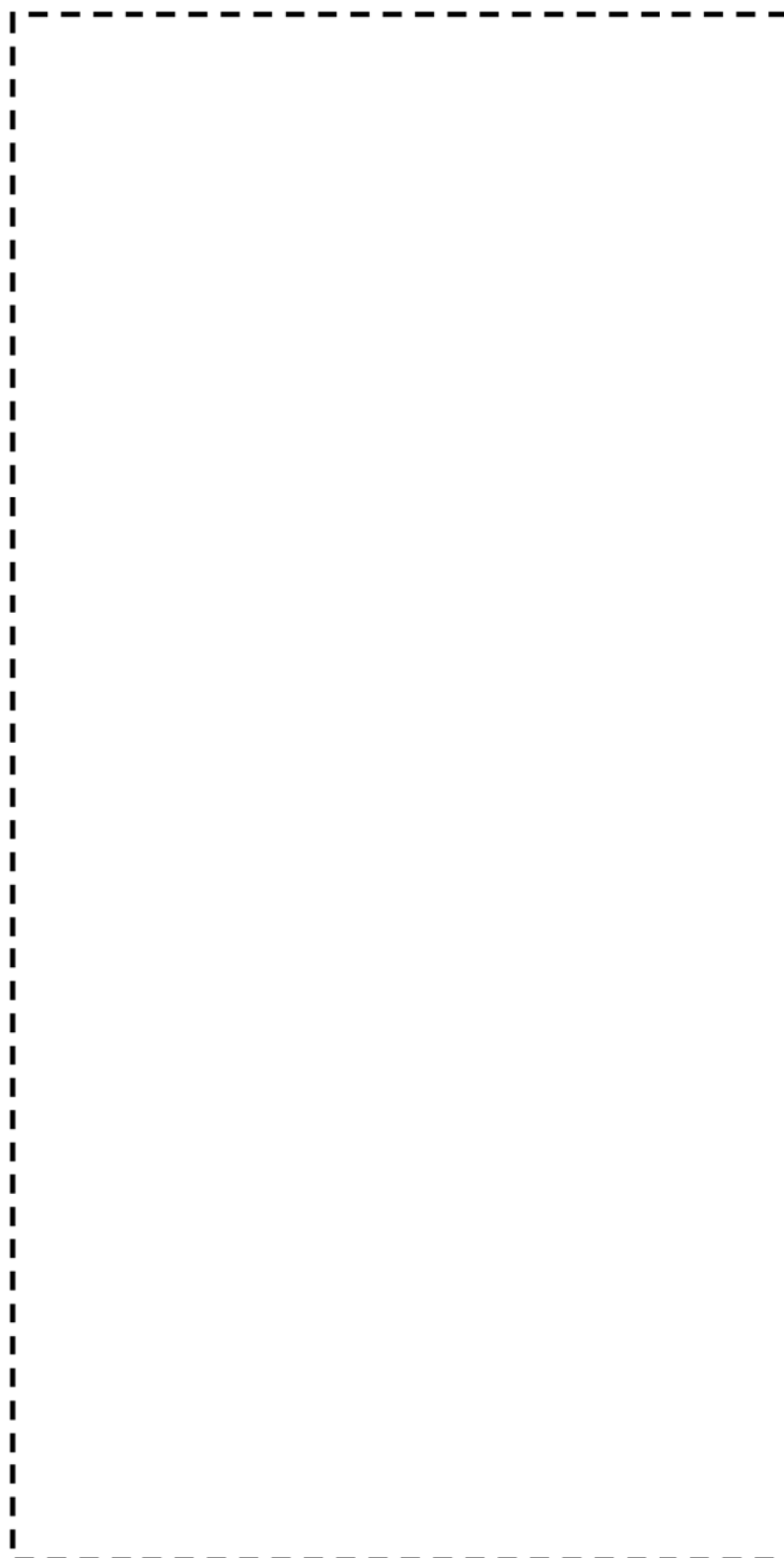


図2 入口管台形状寸法、評価点及び解析モデル

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表2-3 環境疲労評価結果 (入口管台 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	繰返しピーク 応力強さ	突過渡 回数	許容繰返し 回数	疲労累積係数	環境効果 補正係数	環境効果を考慮した 疲労累積係数
								合計: 0.00000

(注) ひずみ振幅 $\leq 0.110\%$ ($sa/t' \leq 214.5$) の場合、 $fen=1.0$

→0.001

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



図3 出口管台形状寸法、評価点及び解析モデル

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表3-1 疲労累積係数 (出口管台)

評価点	U(S12)	U(S23)	U(S31)
1			
2			
3			
4			
5			
6			
7			
8			
9L		0.06485	
10L			
9C			
10C			
11L			
12L			
11C			
12C			
13L			
14L			
13C			
14C			

許容値 $U_r=1.0$

表3-2 疲労解析結果 (出口管台)

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*	
							疲労累積係数 = 0.06485

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

→0.065

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表3-3 環境疲労評価結果 (出口管台 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	繰返しピーク 応力強さ		突過渡 回数	許容繰返し 回数	疲労累積係数	環境効果 補正係数	環境効果を考慮した 疲労累積係数
A	B	smax	smin		KE	補正前 salt					
[Empty Table Body]											合計 : 0.00001

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

→0.001

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

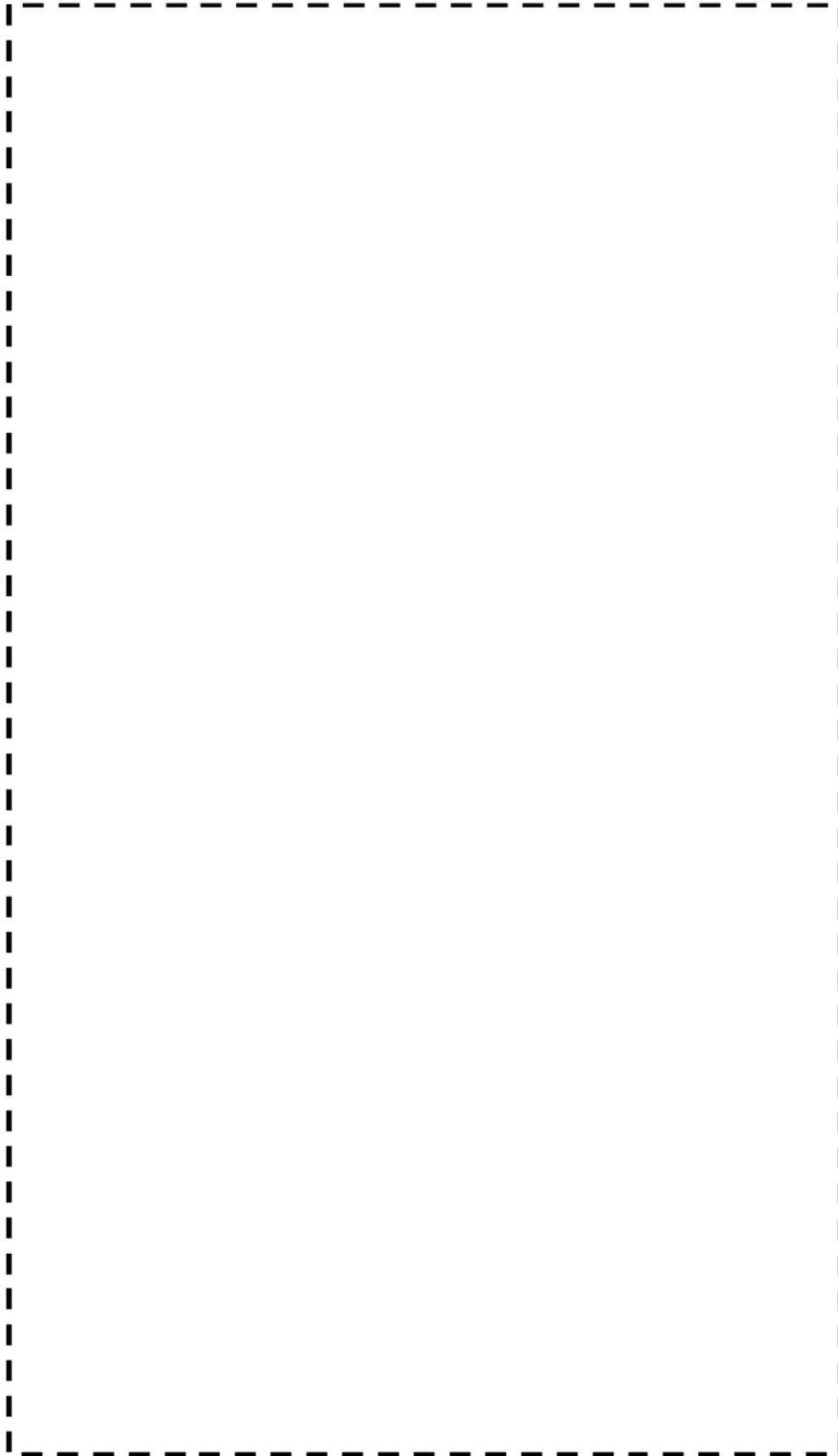


図4 蓋用管台形状寸法、評価点及び解析モデル

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表4-1 疲労累積係数 (蓋用管台)

評価点	U(S12)	U(S23)	U(S31)
1			
2			
3			
4			
5			
6			0.12866

許容値 $U_f = 1.0$

表4-2 疲労解析結果 (蓋用管台)

評価点 6 (S31)

応力強さ (単位: MPa)	繰返し回数	疲労係数
疲労累積係数 = 0.12866		

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

→0.129

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表4-3 環境疲労評価結果 (蓋用管台 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	繰返しピーク 応力強さ		突過渡 回数	許容繰返し 回数	疲労累積係数	環境効果 補正係数	環境効果を考慮した 疲労累積係数
A	B	smax	smin		KE	補正前 salt					
[Redacted Content]											
											合計 : 0.00195

(注) ひずみ振幅 $\leq 0.110\%$ (salt' $\leq 2/4.5$) の場合、fen=1.0

→0.002

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

環境効果補正係数 (F e n) 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。

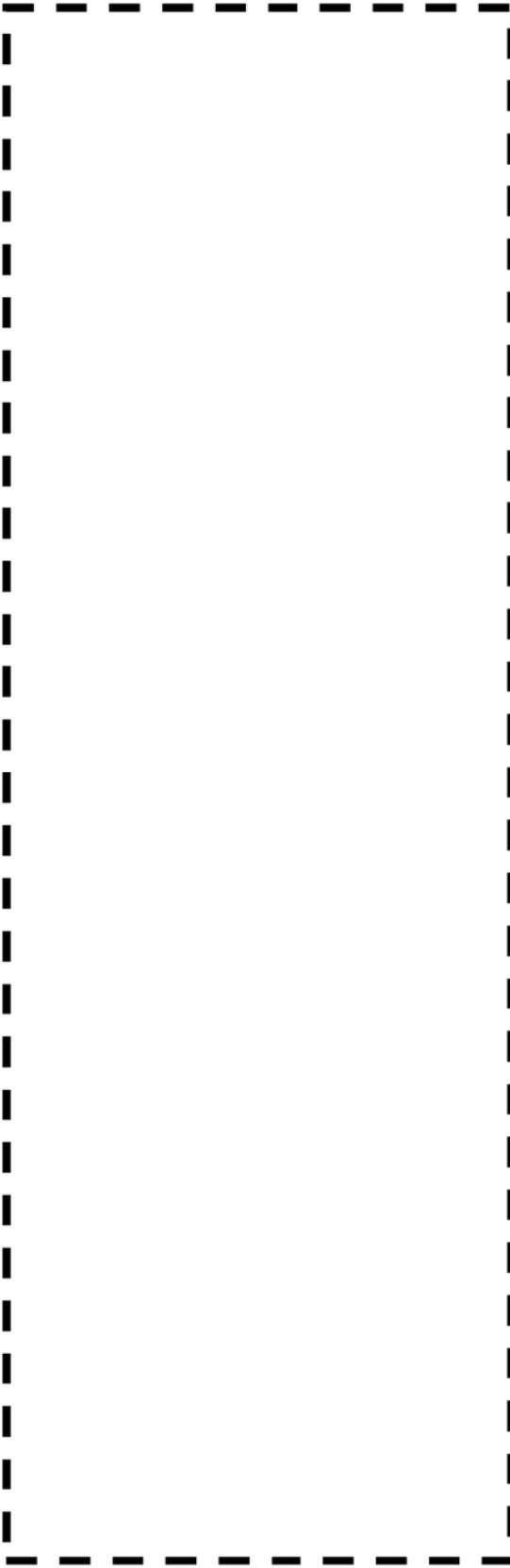
蓋用管台

a. 過渡2J1,2D5

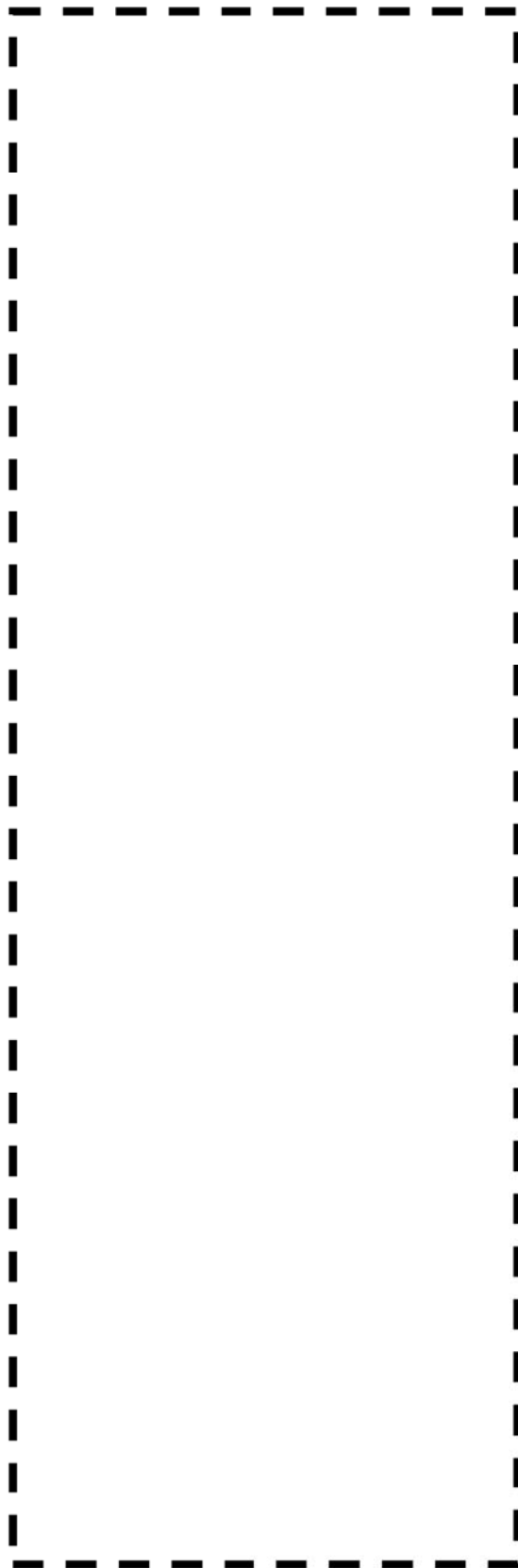
b. 過渡2J1,2G1

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

c. 過渡2J1,1L1

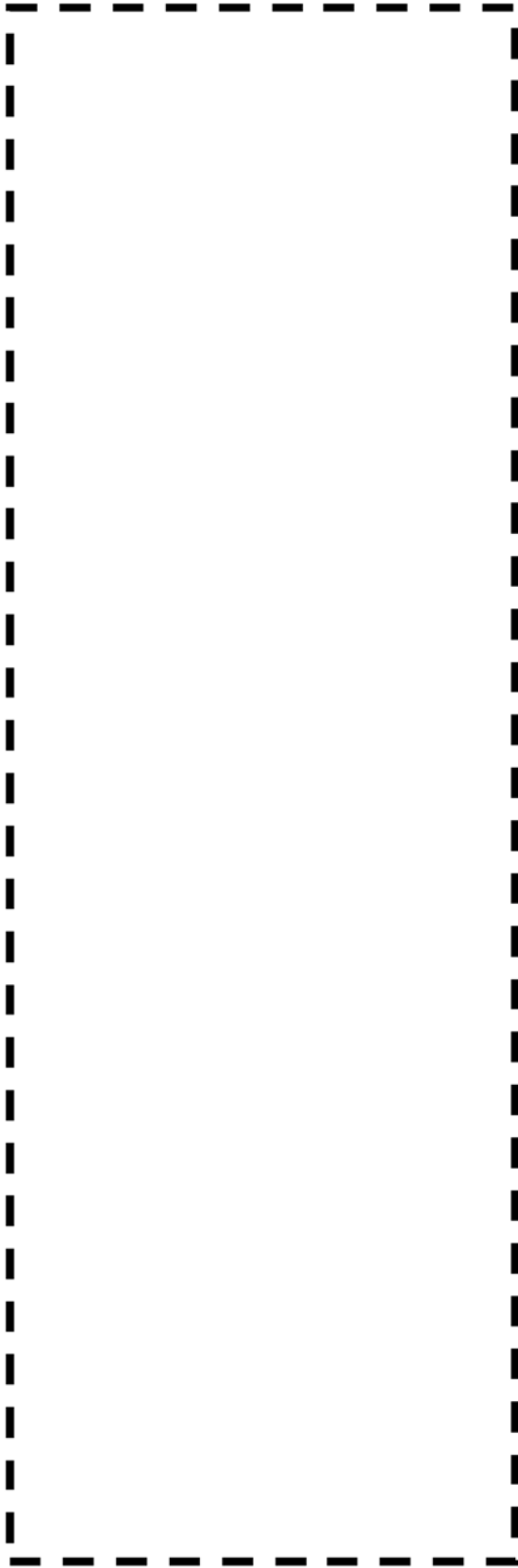


d. 過渡2J1,2D4

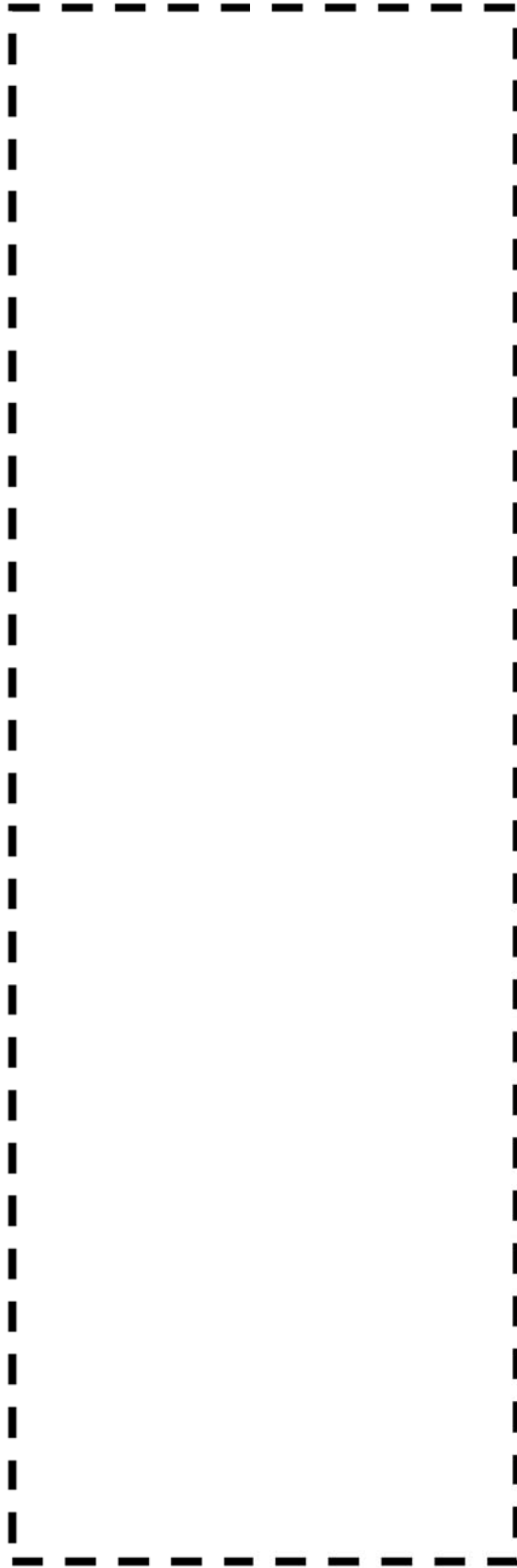


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

e. 過渡2J1,2F1

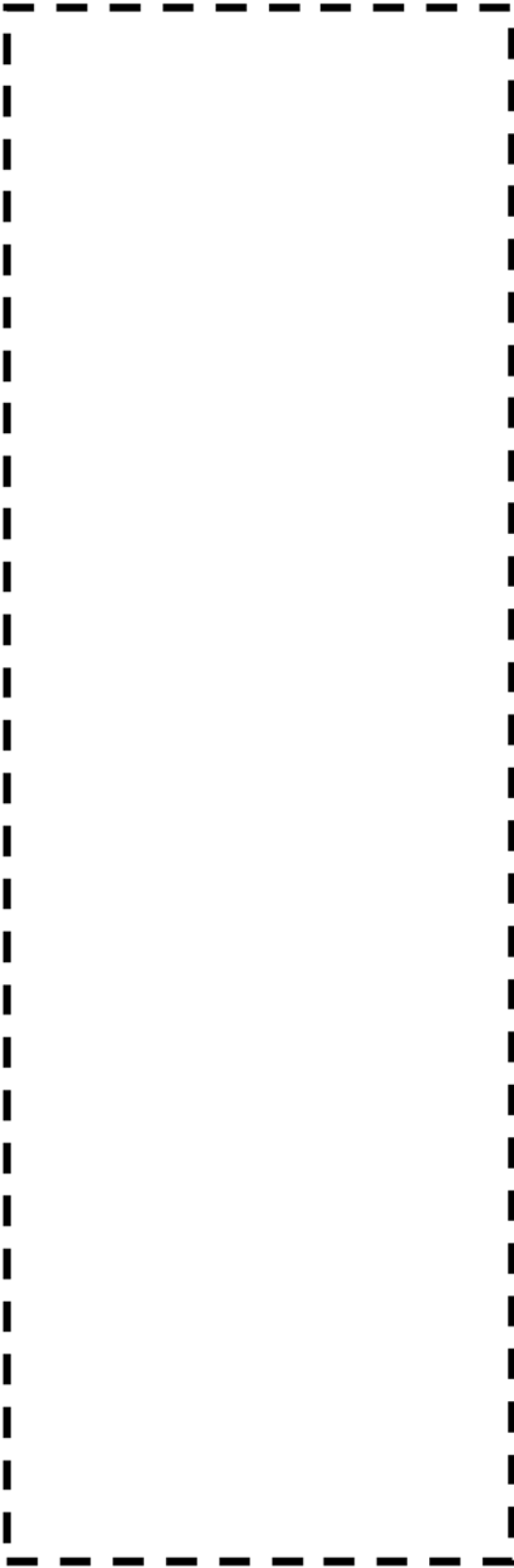


f. 過渡2J1,2D2

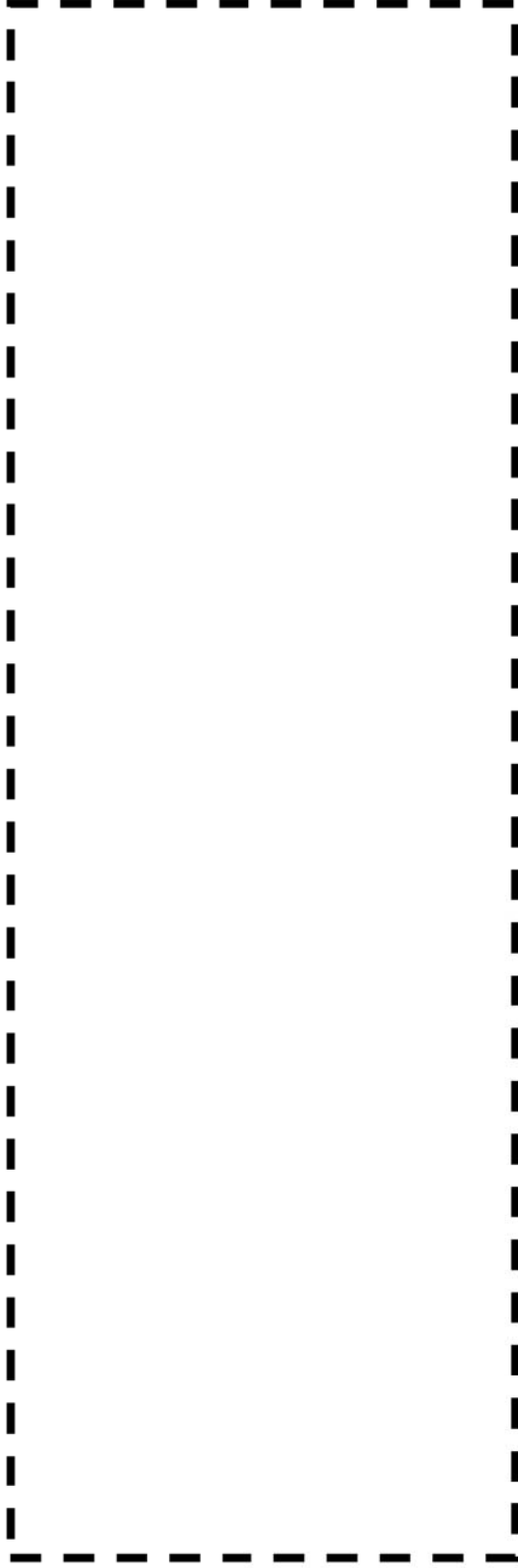


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

g. 過渡2J1,2D1

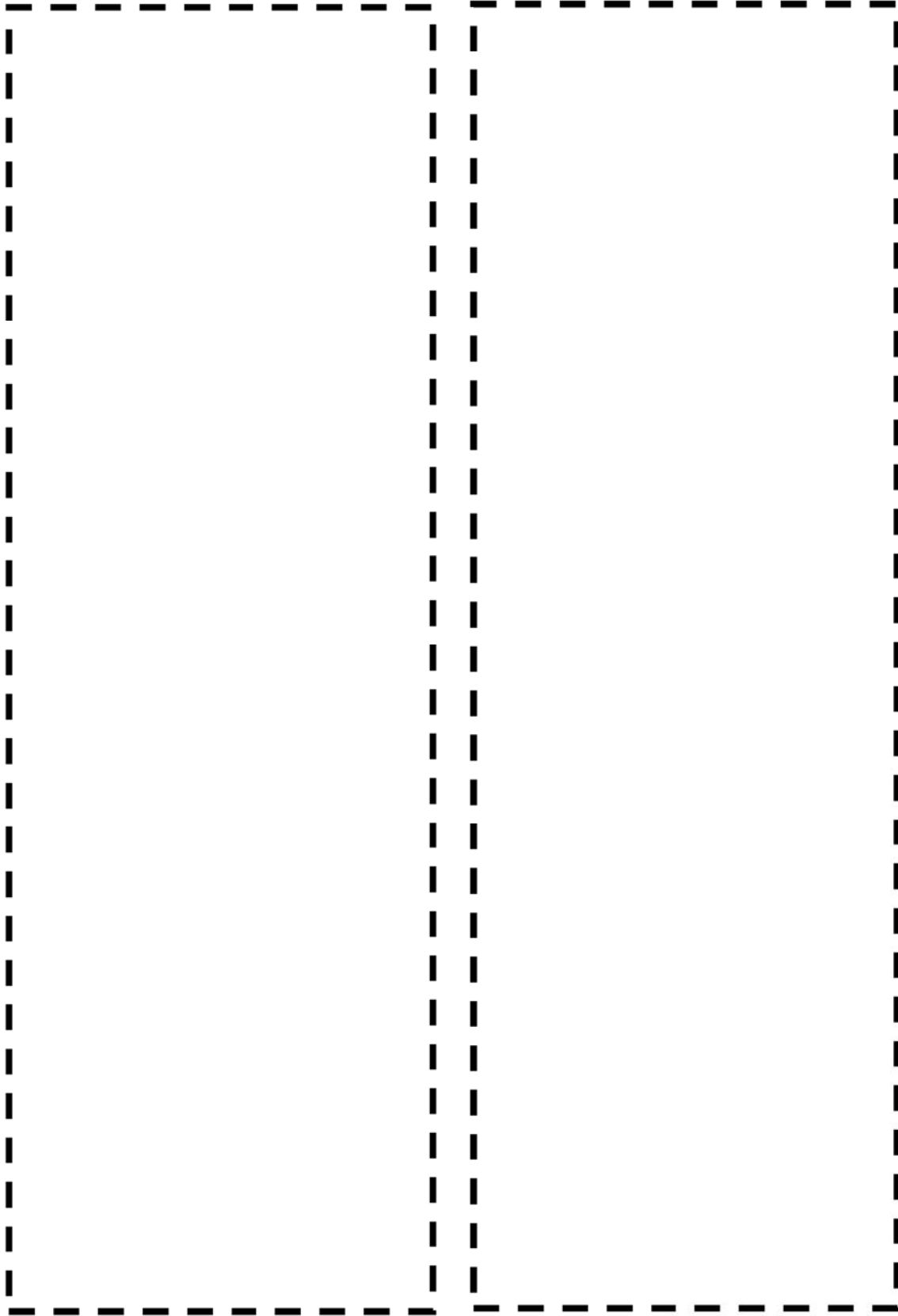


h. 過渡2J1,2C2



「枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。」

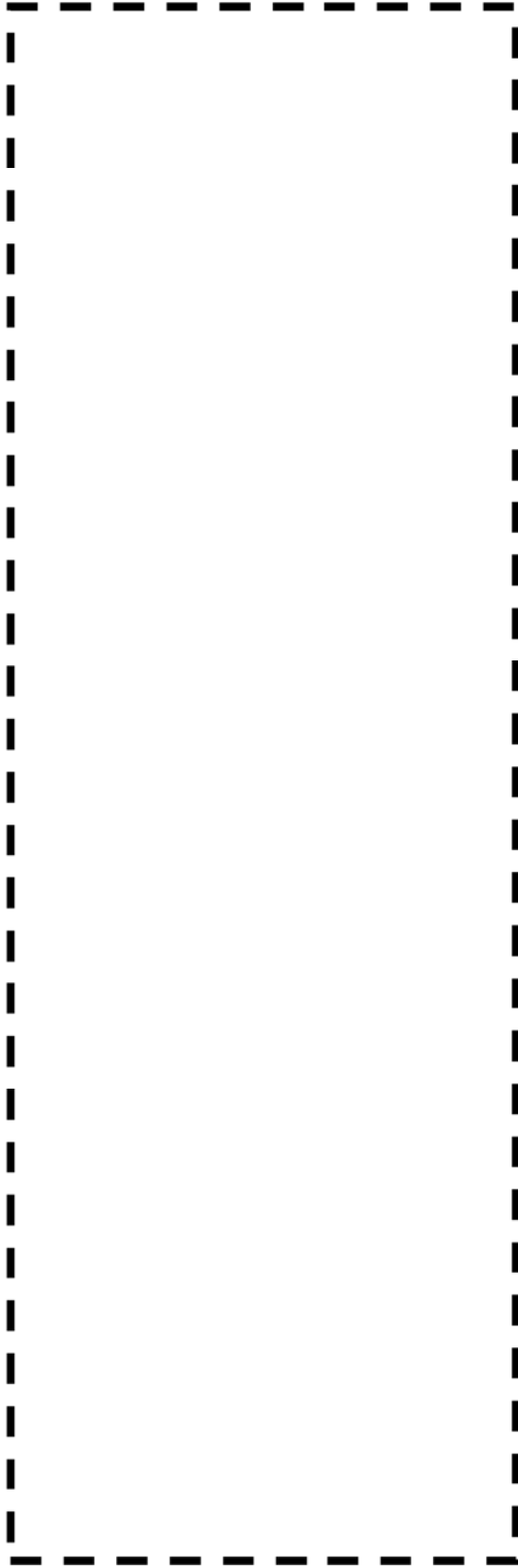
i. 過渡2J1,2G1



j. 過渡2J1,1D1

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

k. 過渡1A1,1D1



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

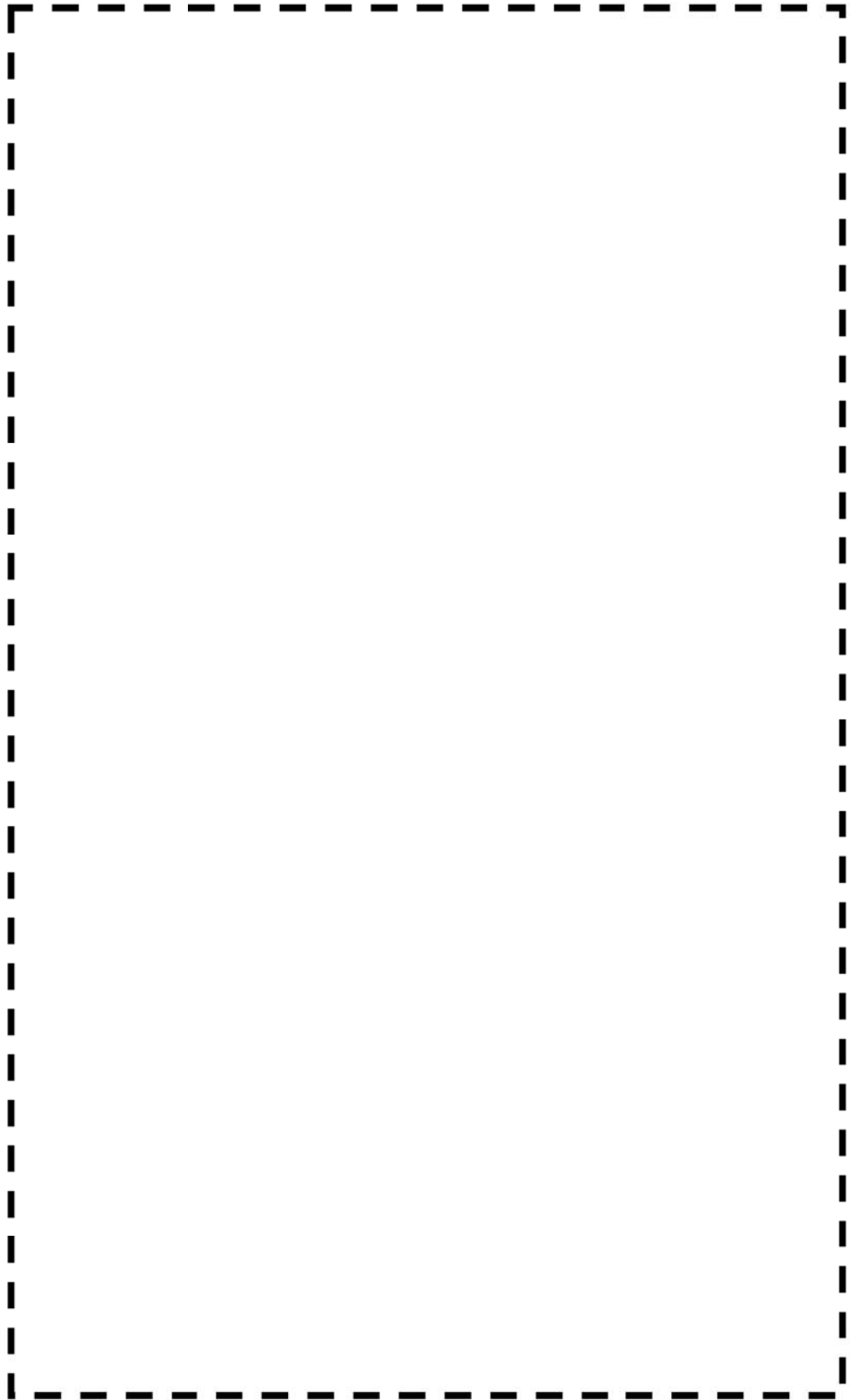


図5-1 炉内計装筒形状寸法、評価点及び解析モデル（疲労解析）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

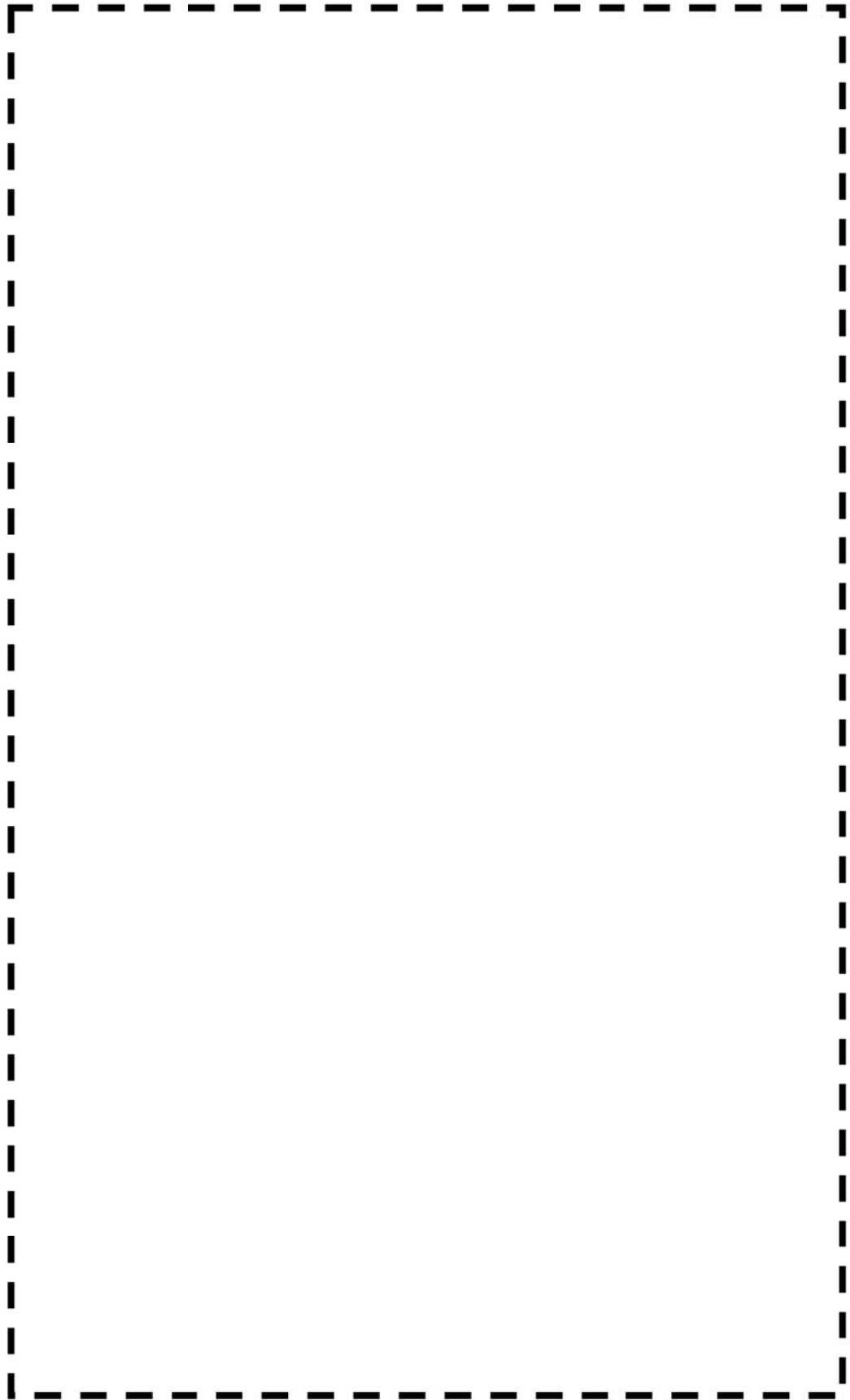


図5-2 炉内計装筒形状寸法、評価点及び解析モデル（環境疲労解析）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表5-1 疲労累積係数 (炉内計装筒)

評価点	U(S12)	U(S23)	U(S31)
1			
2			
3			
4			
5			
6			
7			
8			
9			
10			0.18727

許容値 $U_f=1.0$

表5-2 疲労解析結果 (炉内計装筒)

評価点 10 (S31)

応力強さ (単位: MPa)	繰返し回数	疲労係数
疲労累積係数 = 0.18727		

→0.188

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

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表5-3 環境疲労評価結果 (炉内計装筒 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 KE	繰返しピーク 応力強さ		突過渡 回 数 n	許容繰返し 回 数 nt	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'					
											合計 : 0.01238

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

→0.013

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

環境効果補正係数 (F e n) 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。

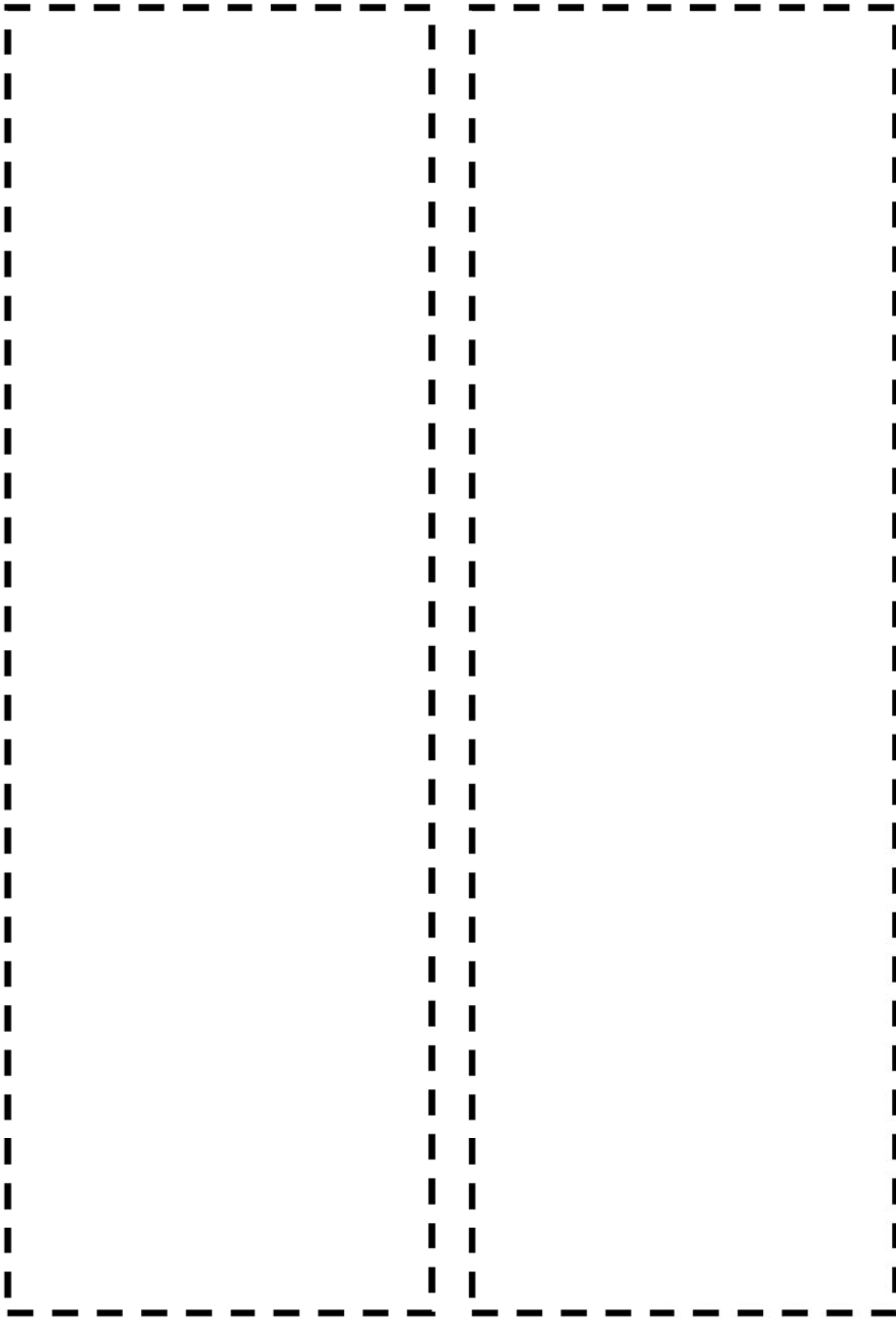
炉内計装筒

a. 過渡2J1,2D4

b. 過渡2J1,2G1

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

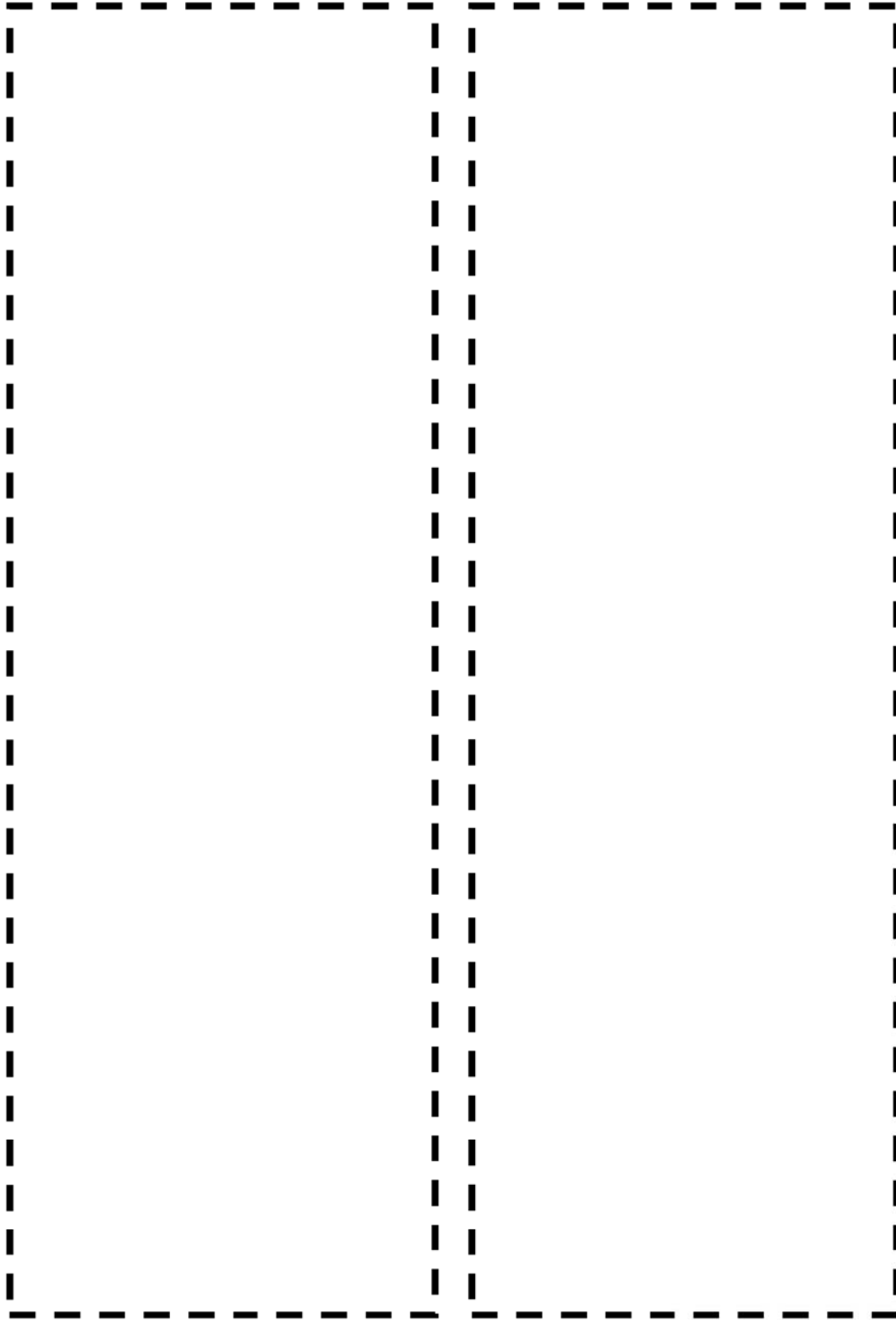
c. 過渡2J1,2A1



d. 過渡2J1,2H1

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

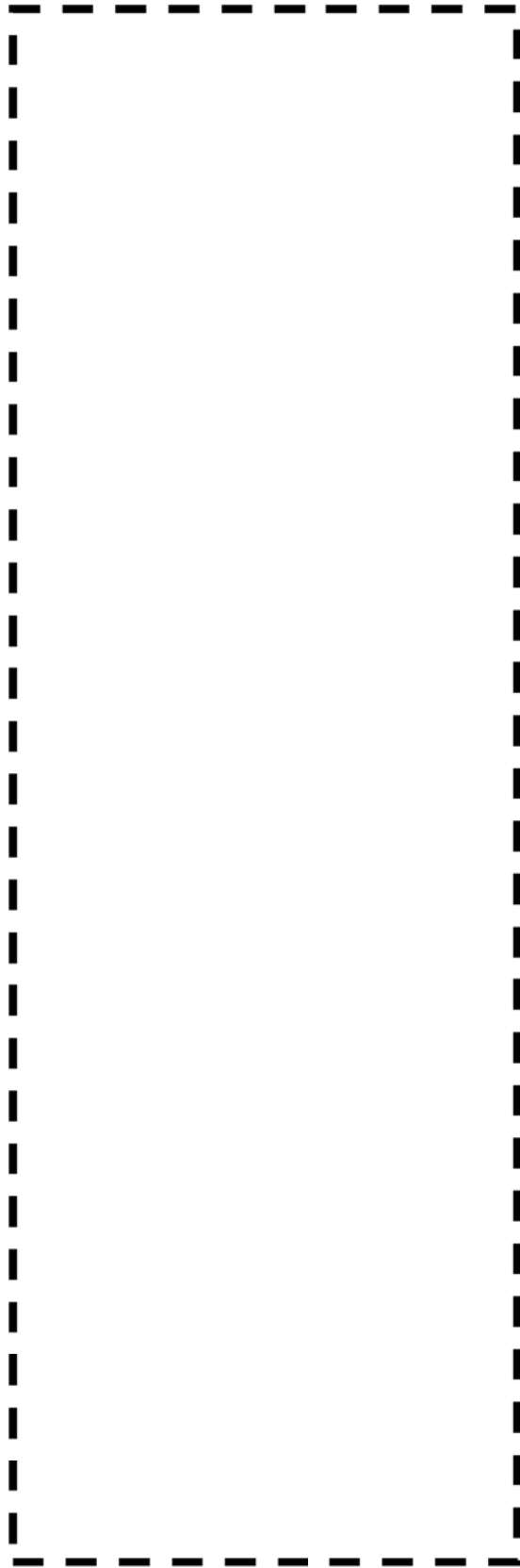
e. 過渡2J1,2J2



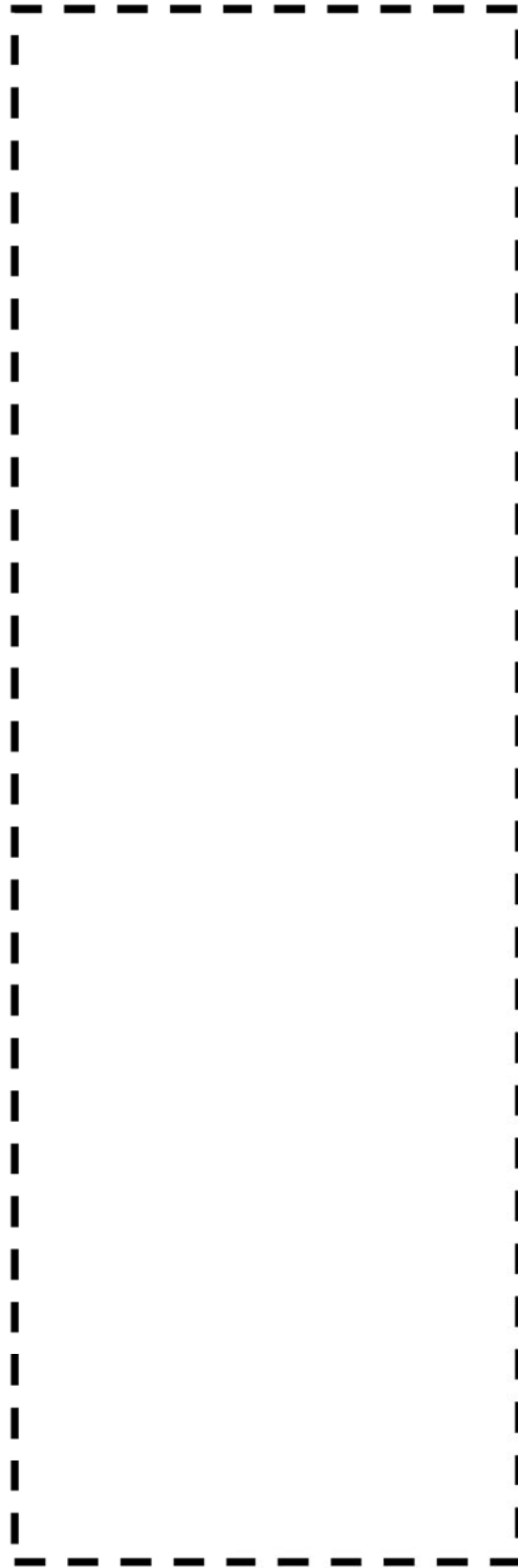
f. 過渡1B1,2J2

「 枠みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。」

g. 過渡1B1,2B1

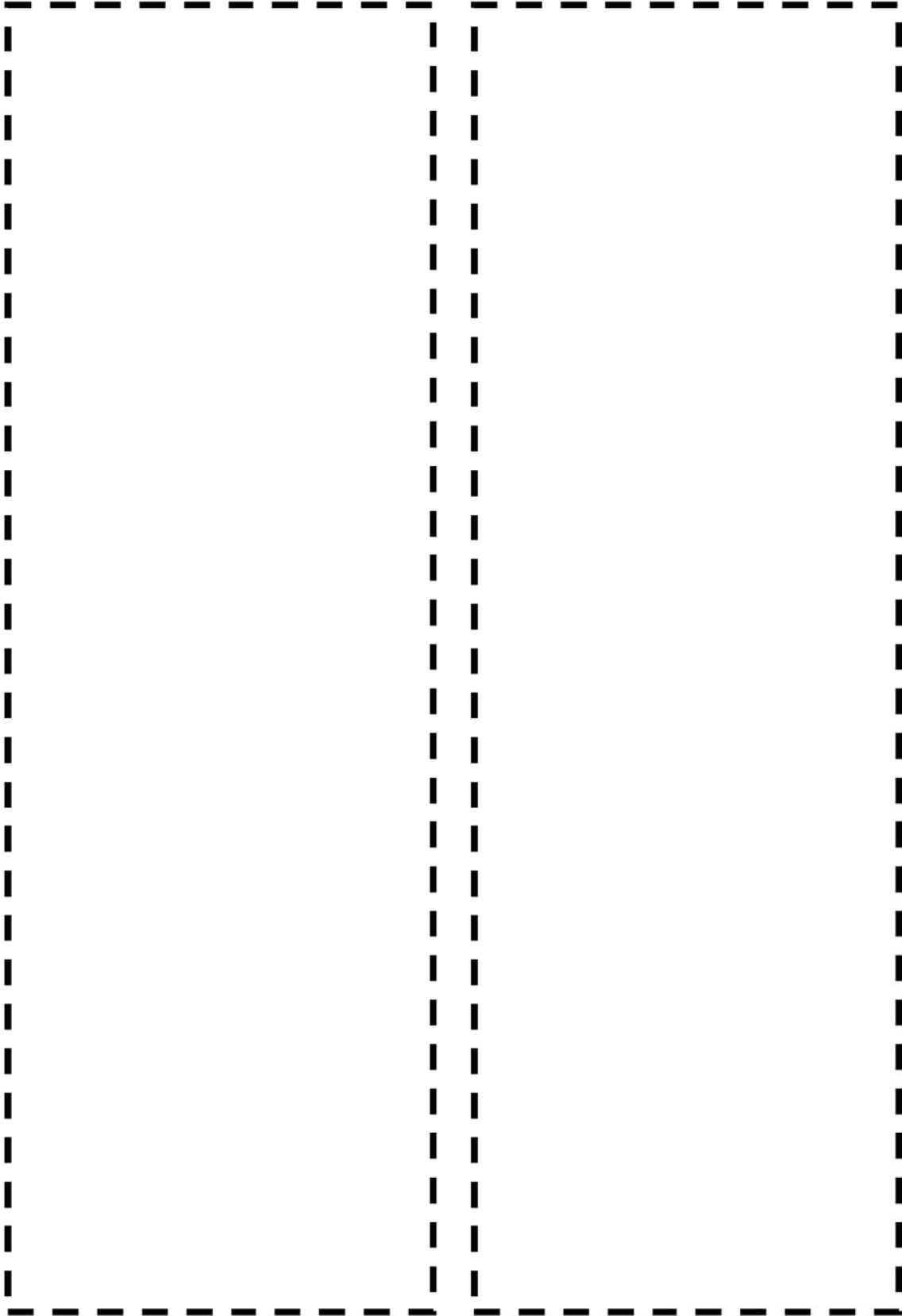


h. 過渡1B1,2I1



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

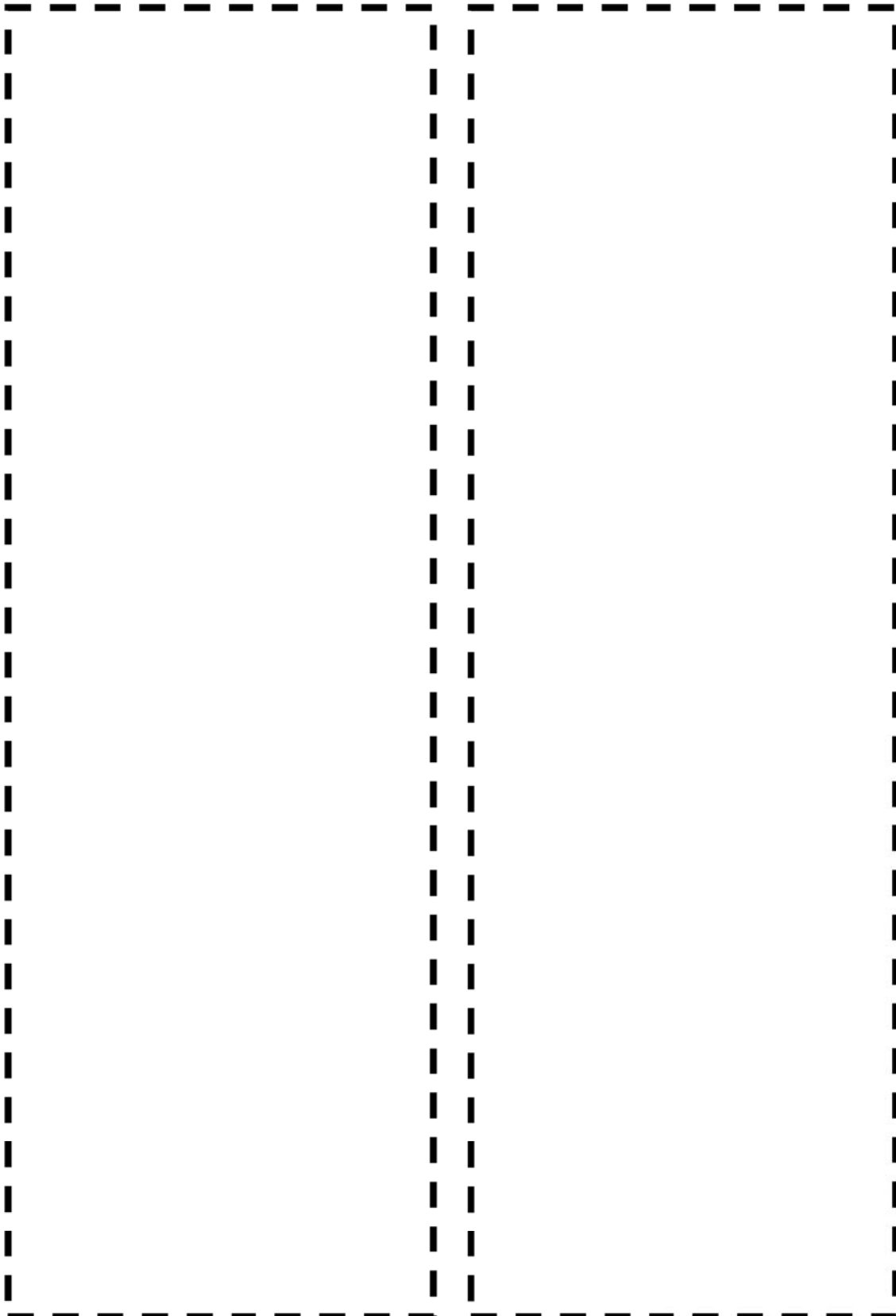
i . 過渡1B1,1C1



j . 過渡1I1,1C1

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

k. 過渡1A1,1C1



l. 過渡NSS,1C1

「枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。」



図6 上蓋および上部胴フランジ、スタッドボルト形状寸法、評価点及び解析モデル

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表6-1 疲労累積係数 (上蓋および上部胴フランジ、スタッドボルト)

評価点	U(S12)	U(S23)	U(S31)
1			
2			0.01267
3			
4			
5			
6			
7			
8			
9	0.33333		
10			
11			
12			

許容値 $U_r=1.0$

表6-2 疲労解析結果 (上蓋および上部胴フランジ)

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*		
							疲労累積係数 =	0.01267

- 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

→0.013

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表6-3 疲労解析結果 (スタッドボルト)

評価点 - 9
(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	N	N*	
[Empty table content]					

疲労累積係数 = 0.3333

→0.334

- 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

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

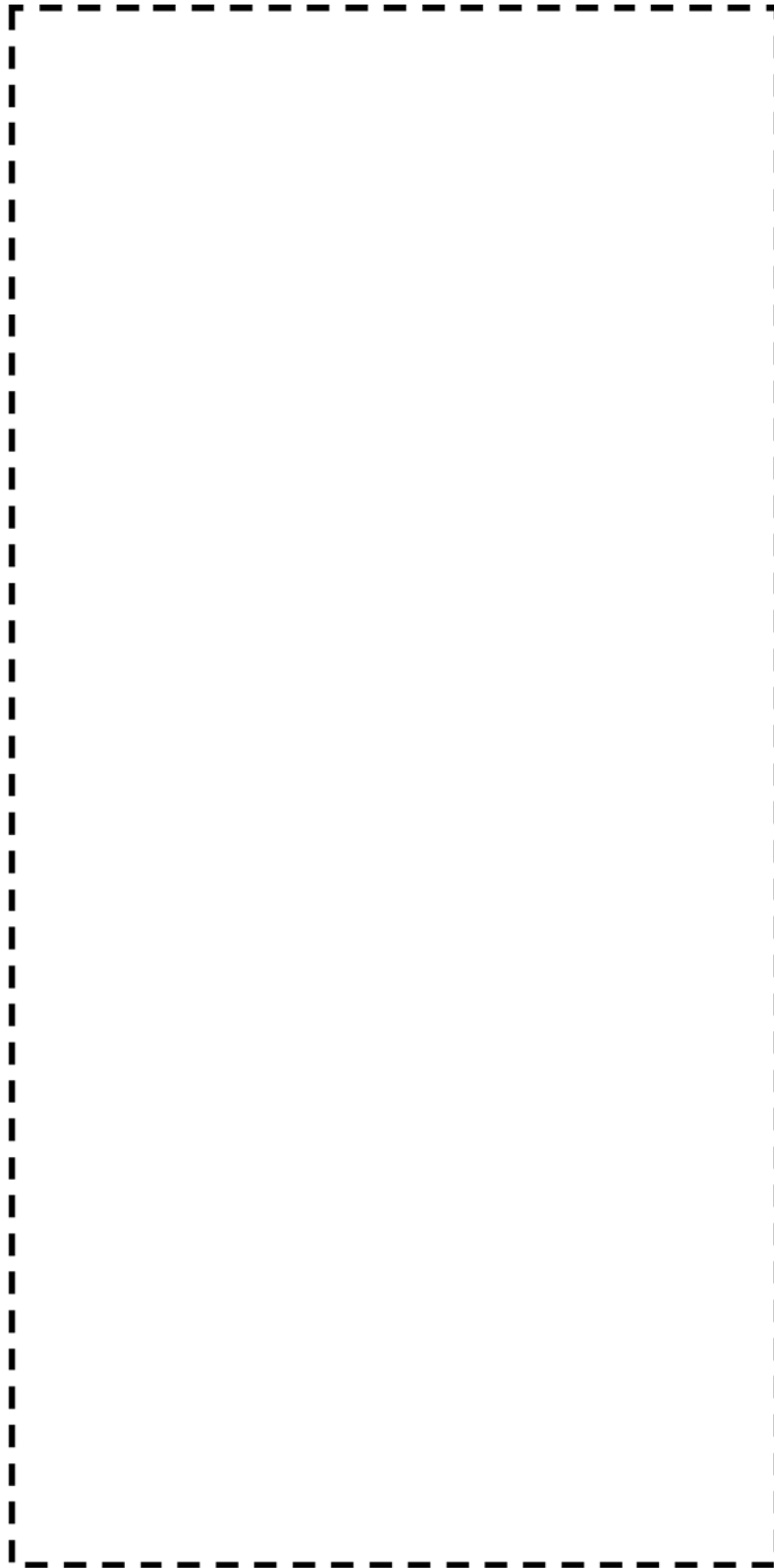


図7 下部胴・下部鏡接続部形状寸法、評価点及び解析モデル

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表7-1 疲労累積係数 (下部胴・下部鏡接続部)

評価点	U(S12)	U(S23)	U(S31)
1			
2			
3			0.00440
4			

許容値 $U_f=1.0$

表7-2 疲労解析結果 (下部胴・下部鏡接続部)

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*		
							疲労累積係数 =	0.00440

→0.005

- 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

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

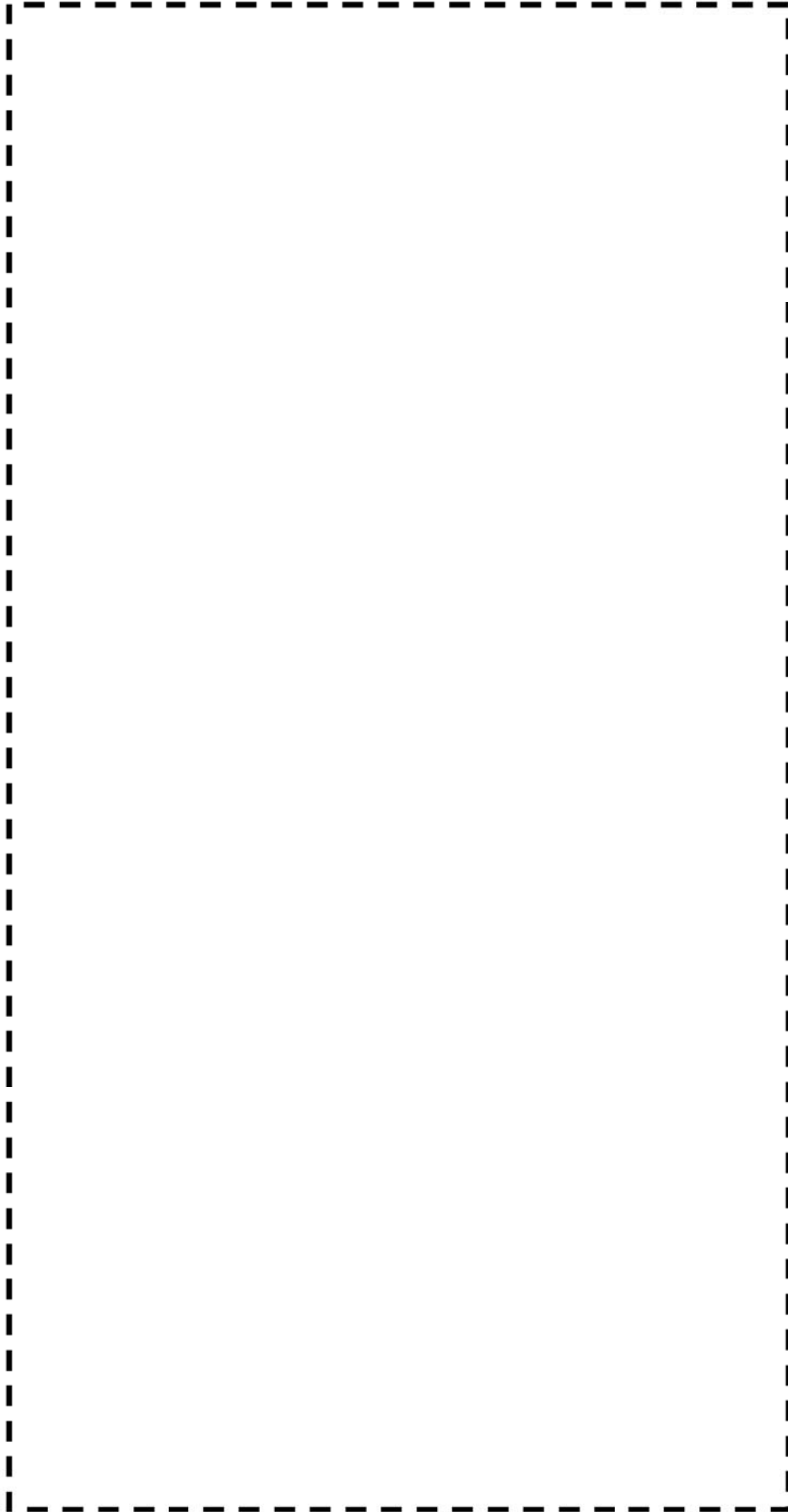


図8 炉心支持金物形状寸法、評価点及び解析モデル

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表8-1 疲労累積係数 (炉心支持金物)

評価点	U(S12)	U(S23)	U(S31)
1			
2			
3		0.00833	
4			
5			
6			
7			
8			
9			
10			
11			
12			
13			
14			

許容値 $U_f = 1.0$

表8-2 疲労解析結果 (炉心支持金物)

評価点 - 3
(S23)

応力強さ (単位: MPa)					繰返し回数		疲労係数 (=N/N*)	
極大値	極小値	Ke	ALT	ALT'	N	N*		
							疲労累積係数 =	0.00833

→0.009

- 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

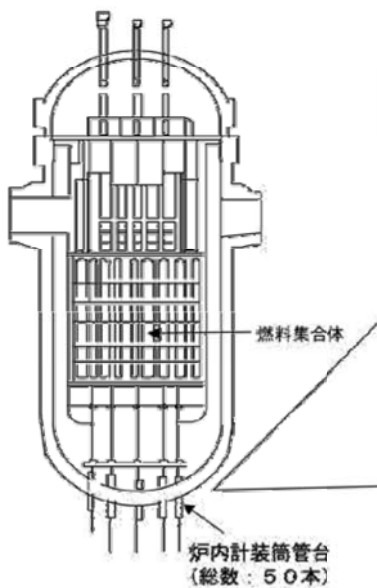
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

炉内計装筒管台予防保全対策工事(管台内表面加工手入れ)概要図

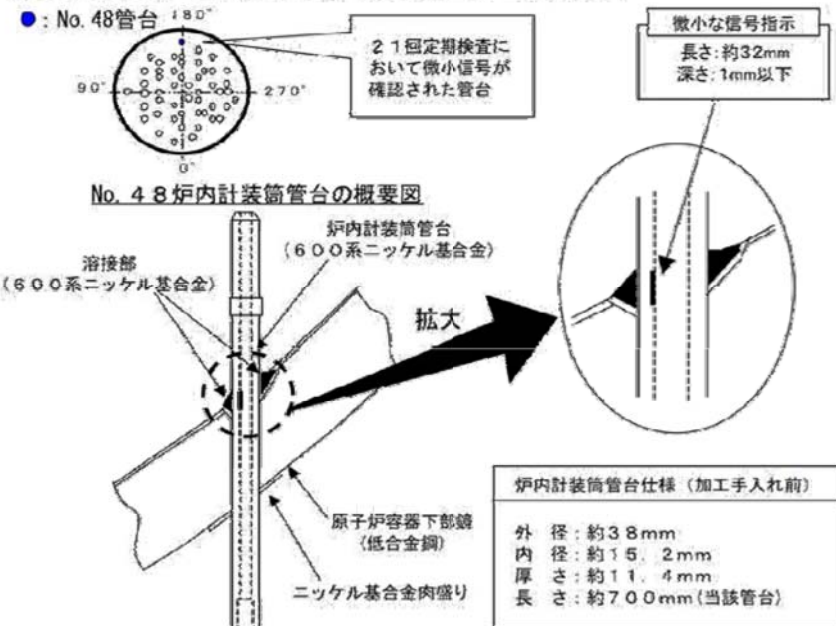
工事概要

前回の定期検査(第21回)における渦流探傷検査(ECT)にて、微少な信号指示が認められた炉内計装筒管台1本(No. 48)について、念のため管台内表面の加工手入れ(切削)を行いました。
 なお、手入れ前後にはECTを実施し、前回の定期検査で確認された指示に変化がないことおよび、手入れ後には指示のないことを確認しました。
 また、1次系水質環境下における応力腐食割れに対する予防保全対策として、金属表面の引張り残留応力を圧縮応力に変えるため、炉内計装筒管台の内表面手入れ後にウォータージェットピーニングを施工しました。

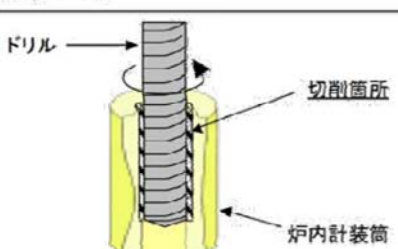
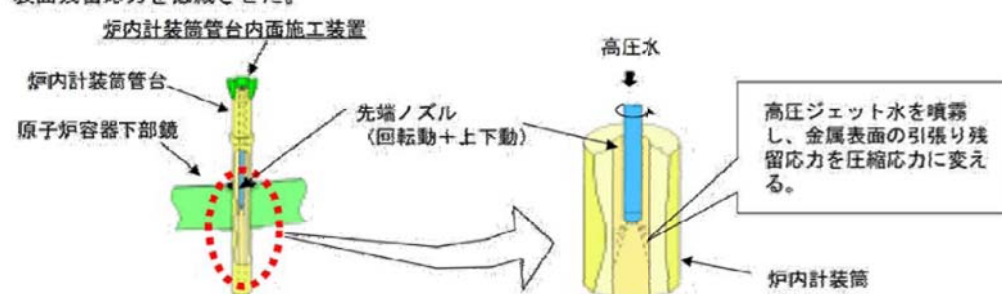
原子炉容器概略図



炉内計装筒管台 配置概略図(原子炉容器上部から見た図)



工事工程概要

①ECT	第21回定期検査からの信号指示変化がないことを確認した。
②加工手入れ	<p>・切削工程</p> <p>切削装置のドリルにて、炉内計装筒管台内表面を約1.8mmの加工手入れ(切削)を行った。</p> 
③ECT	手入れ結果確認の為、ECTを実施し、信号のないことを確認した。
④WJP	<p>1次系水質環境下応力腐食割れに対する予防保全対策として、管台内表面へのWJPを施工し、表面残留応力を低減させた。</p> <p style="text-align: center;">炉内計装筒管台内面施工装置</p> 

タイトル	出入口管台等の疲労割れに係る評価対象部位の抽出の妥当性について																		
説明	<p>疲労評価対象部位は、強度評価上厳しくなる以下の部位等を対象としており、設計時に評価されている部位となります。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・構造不連続部（支持構造物取付部含む） ・材料不連続部 <p>なお、高浜2号炉の原子炉容器については、設計時に考慮した部位（建設時の工認で評価されている部位）に加えて、構造不連続部及び材料不連続部に着目し、その後の設計知見の拡充により他プラントの工認で評価されている箇所も考慮してPLMの評価対象部位としています。</p> <p>評価対象部位とその抽出理由を下表に示します。</p> <p style="text-align: center;">高浜2号炉 原子炉容器疲労評価対象部位</p> <table border="1" data-bbox="424 864 1361 1245"> <thead> <tr> <th>PLM評価部位</th> <th>抽出理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>冷却材入口管台</td> <td>建設時工認評価部位</td> </tr> <tr> <td>冷却材出口管台</td> <td>建設時工認評価部位</td> </tr> <tr> <td>蓋用管台</td> <td>構造、材料不連続部</td> </tr> <tr> <td>炉内計装筒</td> <td>構造、材料不連続部</td> </tr> <tr> <td>上蓋および上部胴フランジ</td> <td>建設時工認評価部位</td> </tr> <tr> <td>下部胴・下部鏡接続部</td> <td>建設時工認評価部位</td> </tr> <tr> <td>炉心支持金物</td> <td>構造、材料不連続部</td> </tr> <tr> <td>スタッドボルト</td> <td>建設時工認評価部位</td> </tr> </tbody> </table> <p>添付資料：建設時工認資料及び高浜2号炉高経年化技術評価書（抜粋）</p>	PLM評価部位	抽出理由	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	蓋用管台	構造、材料不連続部	炉内計装筒	構造、材料不連続部	上蓋および上部胴フランジ	建設時工認評価部位	下部胴・下部鏡接続部	建設時工認評価部位	炉心支持金物	構造、材料不連続部	スタッドボルト	建設時工認評価部位
PLM評価部位	抽出理由																		
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																		
蓋用管台	構造、材料不連続部																		
炉内計装筒	構造、材料不連続部																		
上蓋および上部胴フランジ	建設時工認評価部位																		
下部胴・下部鏡接続部	建設時工認評価部位																		
炉心支持金物	構造、材料不連続部																		
スタッドボルト	建設時工認評価部位																		

目 次

1 原子炉容器の上部蓋フランジ，上部胴フランジ接続部及び
スタッドボルトナット

- 1-1 形状及び寸法
 - 2 解析モデル
 - 3. 最高使用圧力に対する応力評価
 - 4. 二次応力の判定
 - 5. ピーク応力の判定
 - 6. 二次応力計算結果
 - 7. 各過渡条件におけるピーク応力の全振幅
 - 8. 疲労累積損傷係数

2 冷却材入口管台

- 2-1 形状及び寸法
 - 2. 解析モデル
 - 3. 冷却材入口管台に働く荷重
 - 4. 最高使用圧力に対する応力評価
 - 5. 二次応力の判定
 - 6. ピーク応力の判定
 - 7. 二次応力計算結果
 - 8. 各過渡条件におけるピーク応力の全振幅
 - 9. 疲労累積損傷係数

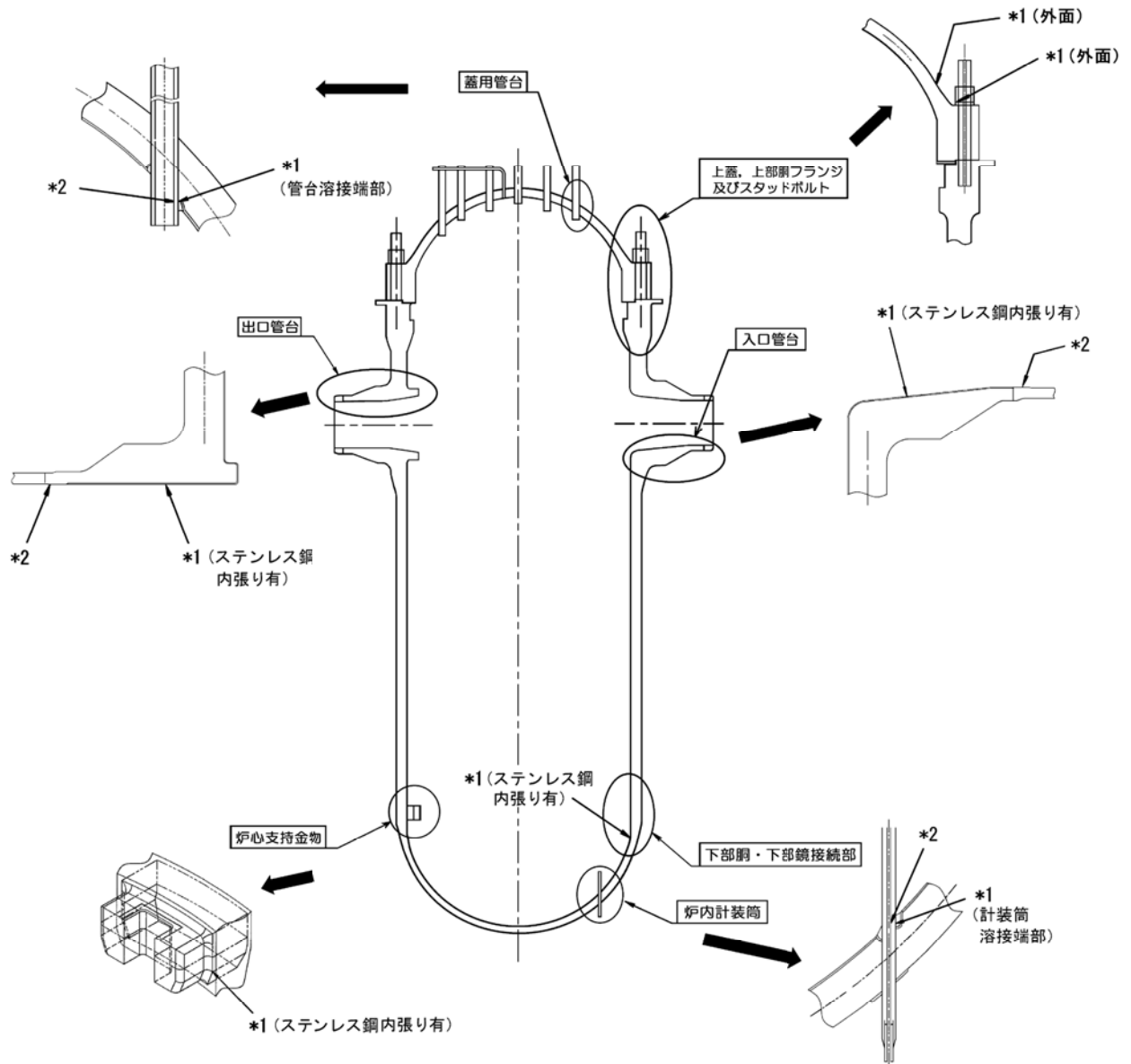
3 冷却材出口管台

- 3-1 形状及び寸法
 - 2. 解析モデル

3. 冷却材出口管台に働く荷重
4. 最高使用圧力に対する応力評価
5. 二次応力の判定
6. ピーク応力の判定
7. 二次応力計算結果
8. 各過渡条件におけるピーク応力の全振幅
9. 疲労累積損傷係数

4 原子炉容器の下部胴，下部鏡接続部

- 4-1 形状及び寸法
 2. 解析モデル
 3. 最高使用圧力に対する応力評価
 4. 二次応力判定
 5. ピーク応力判定
 6. 二次応力計算結果
 7. 各過渡条件におけるピーク応力の全振幅
 8. 疲労累積損傷係数



高経年化技術評価における評価部位

タイトル	熱疲労割れ事象の予防保全の観点から実施された余熱除去系統配管取替工事の経緯、工事内容及び効果の確認についての説明
説明	<p>余熱除去系統配管取替工事は国内PWRプラントにおける高サイクル熱疲労による損傷事例を踏まえて予防保全として実施したものです。</p> <p>当該事例に関連して、旧原子力安全・保安院より「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について」（平成17・12・22原院第6号）が発行され、当社は高浜2号炉の高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する評価結果を、旧原子力安全・保安院に報告しています。</p> <p>余熱除去設備はプラントの起動停止時の原子炉を除熱する機能を有し、余熱除去クーラ出口では、余熱除去クーラを通過する低温水とクーラをバイパスする高温水が合流する箇所があります。この合流箇所は高浜1号炉の評価の結果、高サイクル熱疲労割れの発生が否定できない部位と判断され、当該部位の健全性を検査で確認しています。</p> <p>この結果を受けて、信頼性向上を図るために、第25回定期検査時（2008年度～2009年度）に当該箇所を熱疲労評価上優位性のある合流形状、応力集中の小さい溶接形状に変更しました。（添付1参照）</p> <p>変更工事による効果については、工事計画認可申請書の中で、温度揺らぎを考慮した疲労累積係数は許容値を下回っていることを確認しています。（工事計画認可申請書抜粋：添付2参照）</p>



取替概要図		
	現状	取替後
合流部形状	<p>バイパスライン (高温水)</p> <p>1次冷却材系統 配管低温側へ</p> <p>出口ライン (低温水)</p>	<p>1次冷却材系統 配管低温側へ</p> <p>バイパスライン (高温水)</p> <p>出口ライン (低温水)</p>
<p>バイパス側の配管を小さくし、高温水と低温水の衝突型から合流型に変更することにより、温度ゆらぎの影響を少なくする。</p>		
溶接形状	<p>配管外面</p> <p>配管内面</p> <p>溶接裏波</p>	<p>配管外面</p> <p>配管内面</p>
<p>・溶接裏波を取り除き、応力集中を小さくする。 ・開先形状(狭開先)を変更することにより、溶接残留応力を低減する。</p>		

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

資料6 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書

1. 概要

余熱除去設備主配管の改造に伴い、流体振動又は温度変動による損傷の防止について確認する。

2. 配管内円柱状構造物の流力振動評価

申請範囲には、配管内円柱状構造物は設けないため、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」(JSME S 012-1998)の適用対象外である。

3. 配管の高サイクル熱疲労に関する評価

3.1 評価方針

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」(JSME S 017-2003、以下「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」という。)の「3. 高低温水合流部の温度揺らぎによる高サイクル熱疲労」に基づき評価し、疲労累積係数が 1.0 以下であることを確認する。

3.2 評価対象

評価対象とする現象は、高温水・低温水合流部の温度揺らぎによる高サイクル熱疲労である。

評価対象部位は、第1図「評価部位」に示す余熱除去クーラバイパスライン合流部である。

3.3 評価条件

3.3.1 設計条件

	余熱除去クーラ出入口配管
最高使用圧力 (MPa)	
最高使用温度 (°C)	
主管の外径 (mm)	
分岐管の外径 (mm)	

3.3.2 設計過渡条件

高サイクル熱疲労を評価するために設定した余熱除去クーラバイパス流量及び温度、余熱除去クーラ出口流量及び温度の過渡条件を、第1表「余熱除去系統設計過渡条件」及び第2図「運転状態Ⅰ（起動時）」～第5図「運転状態Ⅱ（1次系漏えい試験・冷却時）」に示す。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

3.4 FEM解析モデル及び解析条件

応力履歴を算出するための解析モデル（境界条件を含む）を、第6図「解析モデル」に示す。

使用する計算機コードは、「MARC」（注1）である。

なお、「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」に基づき、内面熱伝達率は、合流部近傍での温度変動が非定常であることから、非定常熱伝達率を用いる。また、外面熱伝達率は、配管外面に保温材を施しており、十分小さい値（ $=1 \text{ W/m}^2\text{K}$ ）を用いる。

（注1）ロンドン大学とブラウン大学で研究教育機関に携わったペドロ・V・マサール博士によって開発され整備・拡張が行われてきた有限要素法による構造解析用汎用コードであり、応力解析、熱応力解析、伝熱解析、動的解析等を行うことができる。特に、非線形解析が容易に行えることがMARCの特長であり、国内外の各分野で長年使用され、十分な実績を持つものである。

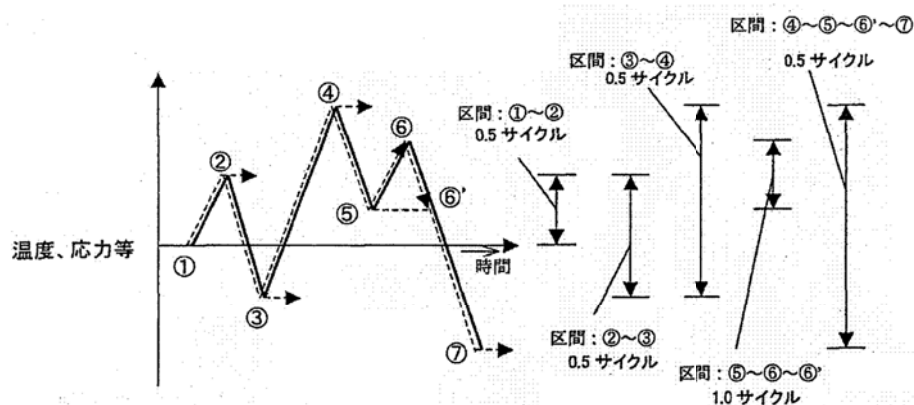
なお、現在は米国MSC社によって保守されている。

3.5 計算結果

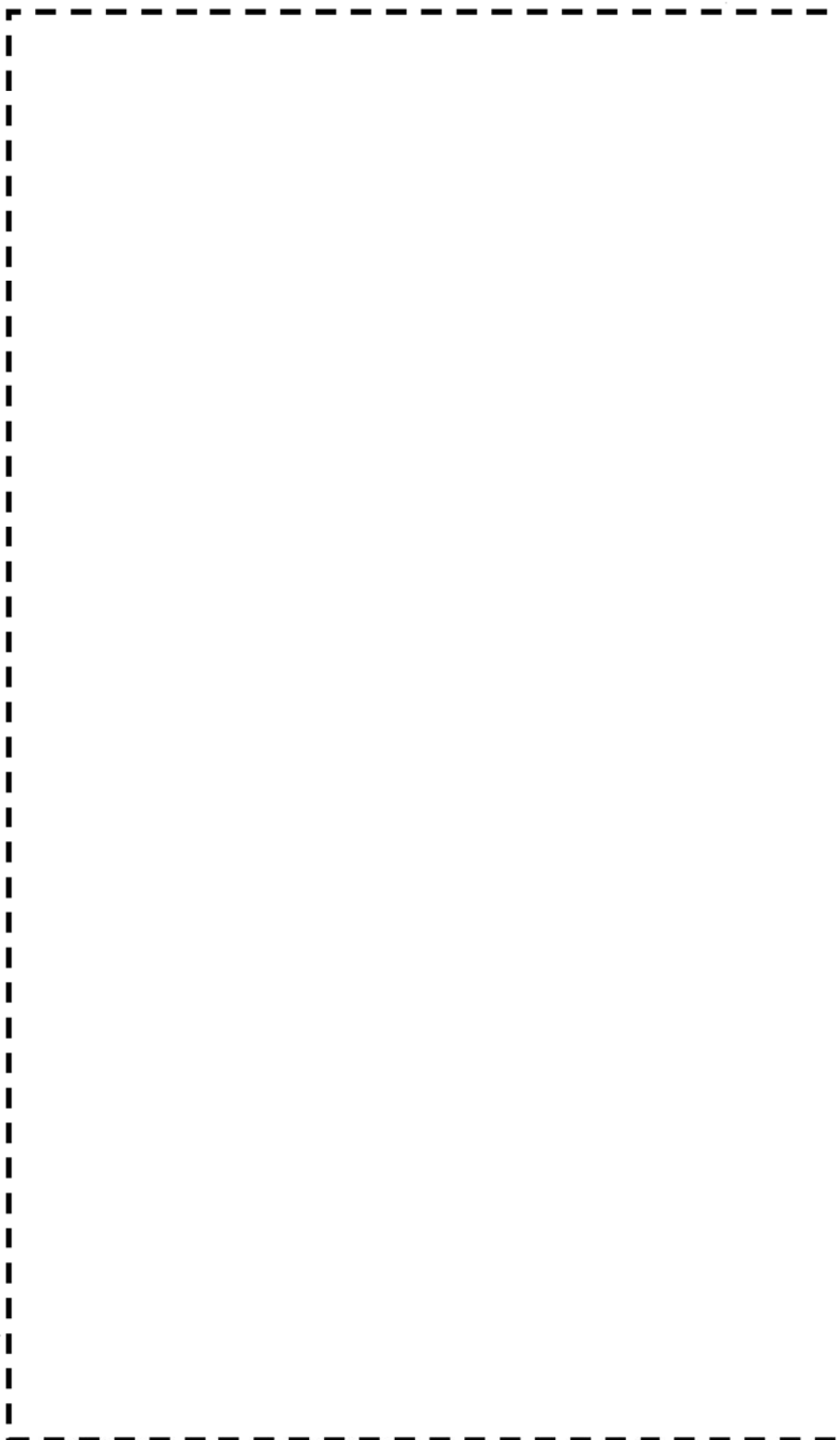
応力履歴をレインフロー法（注2）により処理し算出した疲労累積係数を、第2表「評価結果」に示す。

なお、合流部については、流況によって温度変動が大きくなる箇所が異なるため、第2表「評価結果」の疲労累積係数については、合流部を主管上流側と主管下流側に分け、温度揺らぎが厳しくなる側の結果を示している。

（注2）レインフロー法は以下の処理例に従った。



出所：「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」B74 図 B3.2.2-(7)-1 温度（応力）の処理例



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第1表 余熱除去系統設計過渡条件

運転状態 I、II				
記号	過渡条件	回数	設計過渡 図番	備考
I-a	起 動	-	第2図	運転実績をもとにして作成した。
I-b	停 止		第3図	運転実績をもとにして作成した。
II-a	1次系漏えい試験 i) 昇 温 ii) 冷 却		第4図 第5図	運転実績をもとにして作成した。

(注) 起動及び1次系漏えい試験の昇温については、片系列運転のため60%稼動として疲労累積係数を計算した。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第2表 評価結果

a) 余熱除去クーラバイパスライン合流部

設計過渡	各過渡の疲労累積係数	疲労累積係数	許容値
起 動			
停 止			
1次系漏えい試験			
評価：疲労累積係数は1.0以下であり、温度変動による損傷を回避できる。			

(注) 温度揺らぎが厳しくなる主管上流側の評価結果を示す。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

タイトル	環境疲労評価を実施している機器・部位について、その評価手法（(社)日本機械学会の「環境疲労評価手法」に規定される「係数倍法」、「簡易評価法」又は「詳細評価法」のいずれによるか）及び環境疲労評価による疲労累積係数と地震による疲労累積係数との合計値について
説明	環境疲労評価を実施している機器・部位について、その評価手法（「係数倍法」、「簡易評価法」又は「詳細評価法」のいずれによるか）及び環境疲労評価による疲労累積係数と地震による疲労累積係数との合計値について添付に示します。

高浜2号炉 低サイクル疲労評価結果一覧表 (1/3)

評価対象機器		健全性評価 (60年供用仮定時 ¹⁾ の疲労累積係数)							
機種・機器名	部 位	設計 評価 ²⁾	環境中 評価 ³⁾	耐震評価		合計 ⁴⁾	評価 手法	評価点 の相違	
容器	原子炉 容 器	冷却材入口管台	0.044	0.001 ※1	Sd	0.000	0.044	詳細 評価	あり
					Ss	0.000	0.044		
		冷却材出口管台	0.052	0.014 ※1	Sd	0.000	0.052	詳細 評価	あり
					Ss	0.001	0.053		
		蓋用管台	0.153	0.002 ※1	Sd	0.000	0.153	詳細 評価	あり
	Ss				0.000	0.153			
	炉内計装筒	0.157	0.006 ※1	Sd	0.001	0.158	詳細 評価	あり	
				Ss	0.004	0.161			
	炉心支持金物	0.007	0.000 ※1	Sd	0.000	0.007	詳細 評価	あり	
				Ss	0.001	0.008			
加圧器	スプレイライン用管台	0.121	0.019 ※2 ※4	Sd	0.000	0.121	詳細 評価	なし	
				Ss	0.000	0.121			
	サージ用管台	0.017	0.061 ※1	Sd	0.001	0.062	詳細 評価	あり	
				Ss	0.001	0.062			
配管	ステンレ ス鋼配管	余熱除去系統配管	0.001	0.020	Sd	0.000	0.020	係数 倍法	なし
					Ss	0.001	0.021		
		加圧器サージ配管	0.004	0.002 ※3 ※4	Sd	0.001	0.005	詳細 評価	あり
	Ss				0.021	0.025			
	加圧器スプレイ配管	0.023	0.267 ※3 ※4	Sd	0.000	0.267	詳細 評価	あり	
Ss				0.001	0.268				

高浜2号炉 低サイクル疲労評価結果一覧表 (2/3)

評価対象機器		健全性評価 (60年供用仮定時 ¹⁾ の疲労累積係数)							
機種・機器名	部 位	設計 評価 ²⁾	環境中 評価 ³⁾	耐震評価		合計 ⁴⁾	評価 手法	評価点 の相違	
配管	炭素鋼 配 管	主給水系統配管	0.011	0.049	Sd	0.007	0.056	係数 倍法	なし
					Ss	0.100	0.149		
	1次冷 却材管	ホットレグ	0.001	0.001	Sd	0.000	0.001	詳細 評価	なし
					Ss	0.001	0.002		
		クロスオーバレグ	0.002	0.016	Sd	0.000	0.016	詳細 評価	なし
					Ss	0.000	0.016		
		コールドレグ	0.001	0.004	Sd	0.000	0.004	詳細 評価	なし
					Ss	0.000	0.004		
		加圧器サージ ライン用管台	0.026	0.147	Sd	0.000	0.147	詳細 評価	なし
					Ss	0.000	0.147		
		安全注入系ライン用管台	0.004	0.014	Sd	0.001	0.015	詳細 評価	なし
					Ss	0.001	0.015		
		化学体積制御系ライン用 管台	0.003	0.020	Sd	0.000	0.020	詳細 評価	なし
					Ss	0.000	0.020		
弁	仕切弁	ループ余熱除去系第1入 口弁	0.005	0.149	Sd	0.000	0.149	簡易 評価	なし
					Ss	0.000	0.149		
	玉形弁	抽出水第1しゃ断弁	0.025	0.373	Sd	0.000	0.373	簡易 評価	なし
					Ss	0.000	0.373		
	スイング 逆止弁	アキュムレータ注入ライ ン第2逆止弁	0.008	0.082	Sd	0.000	0.082	簡易 評価	なし
					Ss	0.000	0.082		
	リフト 逆止弁	加圧器補助スプレライン 逆止弁	0.006	0.028	Sd	0.000	0.028	簡易 評価	なし
					Ss	0.000	0.028		

高浜2号炉 低サイクル疲労評価結果一覧表 (3/3)

評価対象機器		健全性評価 (60年供用仮定時 ¹⁾ の疲労累積係数)							
機種・機器名	部 位	設計 評価 ²⁾	環境中 評価 ³⁾	耐震評価		合計 ⁴⁾	評価 手法	評価点 の相違	
ポンプ	余熱除去 ポンプ	ケーシング	0.057	0.061 ※1	Sd	0.000	0.061	詳細 評価	あり
					Ss	0.000	0.061		
	1次冷却 材ポンプ	ケーシング脚部	0.185	0.104 ※1	Sd	0.000	0.185	詳細 評価	あり
					Ss	0.001	0.186		
		ケーシング吐出ノズル	0.018	0.267	Sd	0.000	0.267	詳細 評価	なし
					Ss	0.000	0.267		
	ケーシング吸込ノズル	0.001	0.001	Sd	0.000	0.001	詳細 評価	なし	
				Ss	0.000	0.001			
熱交換器	再生 クーラ	管板	0.164	0.209	Sd	0.000	0.209	詳細 評価	なし
					Ss	0.000	0.209		
	余熱除去 クーラ	管板	0.038	0.052	Sd	0.000	0.052	詳細 評価	なし
					Ss	0.000	0.052		
	蒸 気 発生器	管板廻り	0.115	0.102 ※1	Sd	0.000	0.115	詳細 評価	あり
					Ss	0.000	0.115		
	給水入口管台	0.102	0.658 ※3 ※4	Sd	0.000	0.658	詳細 評価	あり	
				Ss	0.000	0.658			
炉内 構造物	上部炉心支持板	0.014	0.160	Sd	0.000	0.160	詳細 評価	なし	
				Ss	0.000	0.160			
	上部炉心支持柱	0.003	0.023	Sd	0.000	0.023	詳細 評価	なし	
				Ss	0.001	0.024			
	下部炉心支持板	0.002	0.020	Sd	0.001	0.021	詳細 評価	なし	
				Ss	0.025	0.045			
	下部炉心支持柱	0.001	0.001	Sd	0.001	0.002	詳細 評価	なし	
				Ss	0.006	0.007			

- 1) 60年供用仮定時の各過渡条件の繰返し回数は、運転実績に基づく2010年3月末時点の過渡回数を用いて、今後も同様な運転を続けたと仮定して推定した。
 未取替機器：60年時点過渡回数 = 運開後実績過渡回数 + (運開後実績過渡回数/運開後実績過渡回数調査時点までの年数) × 残年数
 取替機器（原子炉容器蓋用管台、蒸気発生器）：60年時点過渡回数 = 取替後実績過渡回数 + (未取替機器の1年間当たり平均過渡回数) × 残年数
- 2) 社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」JSME S NC1-2005/2007に基づいて評価した。
- 3) 社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法」JSME S NF1-2009に基づいて評価した。
 高温水に接液している評価点を対象として、評価方法は、余熱除去系統配管と主給水系統配管は係数倍法、弁では簡易評価手法、他は詳細評価手法にて評価した。
- 4) 合計の疲労累積係数は評価対象機器の設計評価、環境中評価を通じて得られた疲労累積係数のうち最大となる点に対して、地震動による疲労累積係数を加算して算出した。

※1：接液環境にあり、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、設計・建設規格の疲労評価対象箇所と異なる。

※2：設計評価と環境中評価の評価点は同じであるが、環境中評価は熱成層を考慮しているため、評価モデルが異なる。

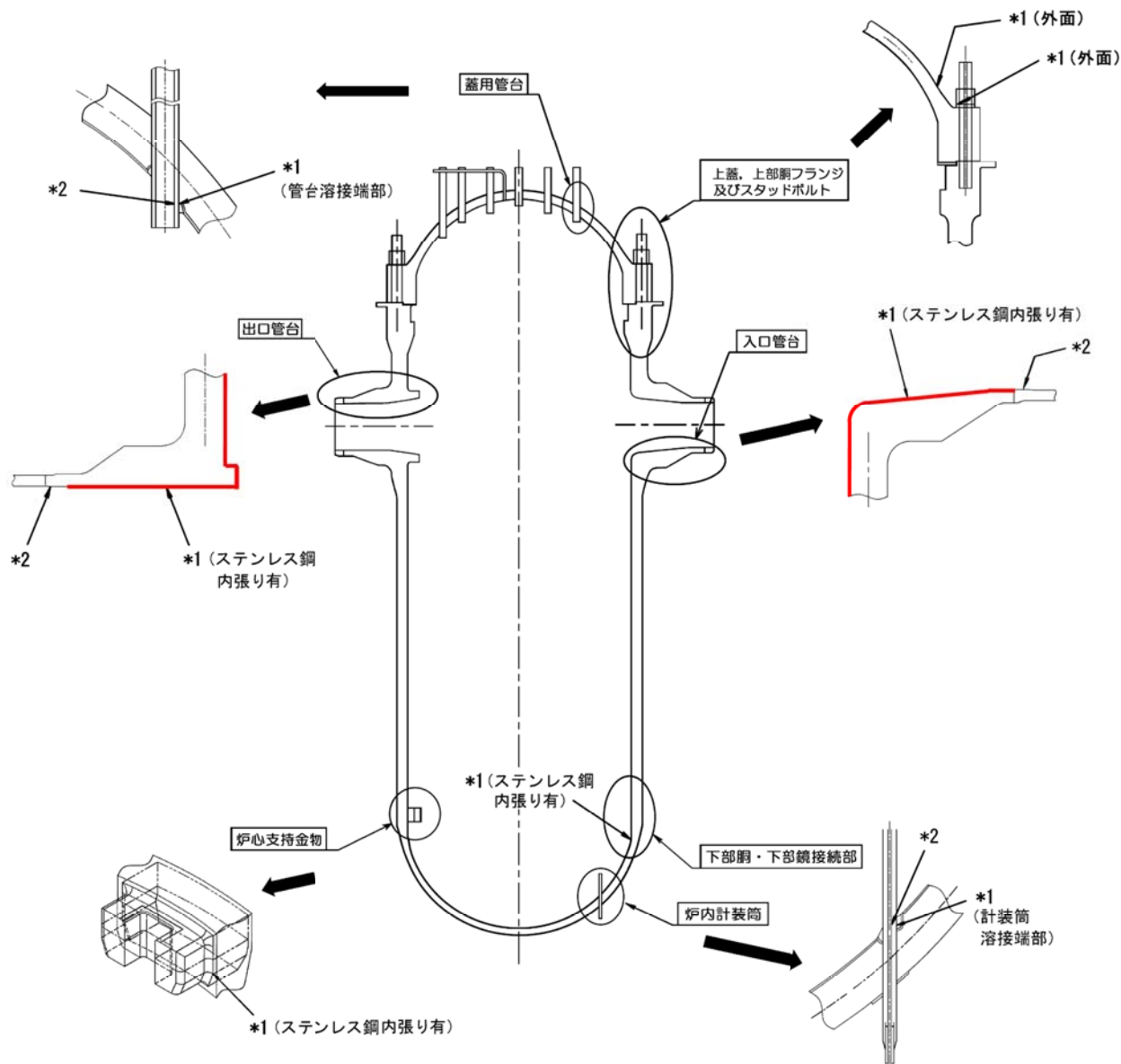
※3：環境中評価は熱成層を考慮したモデルを用いている。また、熱成層を考慮した応力評価の結果最も厳しい箇所について評価しており、設計・建設規格の疲労評価対象箇所と異なる。

※4：熱成層を考慮した通常UFと熱成層を考慮した環境UFは下記の通り。

	熱成層を考慮した通常UF	熱成層を考慮した環境UF
加圧器スプレライン用管台		0.019
加圧器サージ配管		0.002
加圧器スプレ配管		0.267
蒸気発生器給水入口管台		0.658

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

タイトル	ステンレス鋼クラッドにより接液しないことを理由に環境疲労評価を行っていない部位について、当該ステンレス鋼クラッドの健全性の確認の方法について											
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、蒸気発生器があります。(添付1)</p> <p>これらの機器のクラッド施工部については、定期的に目視点検等を行い、異常がないことを確認しています。</p> <table border="1" data-bbox="357 600 1295 757"> <thead> <tr> <th></th> <th>点検方法</th> <th>周期</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉容器</td> <td>目視点検</td> <td>供用期間中検査</td> </tr> <tr> <td>加圧器</td> <td>目視点検※</td> <td rowspan="2">-</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器</td> <td>目視点検</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：加圧器のクラッド施工部のうち疲労の蓄積が考えられるスプレイ管台、サージ管台の内側については、目視点検による確認が困難な場所になります。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ありませんがクラッド施工部に異常がないことを確認できていると考えております。</p> <p>点検結果を添付2に例として示します。</p> <p style="text-align: center;">- - - - - 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。 - - - - -</p>		点検方法	周期	原子炉容器	目視点検	供用期間中検査	加圧器	目視点検※	-	蒸気発生器	目視点検
	点検方法	周期										
原子炉容器	目視点検	供用期間中検査										
加圧器	目視点検※	-										
蒸気発生器	目視点検											

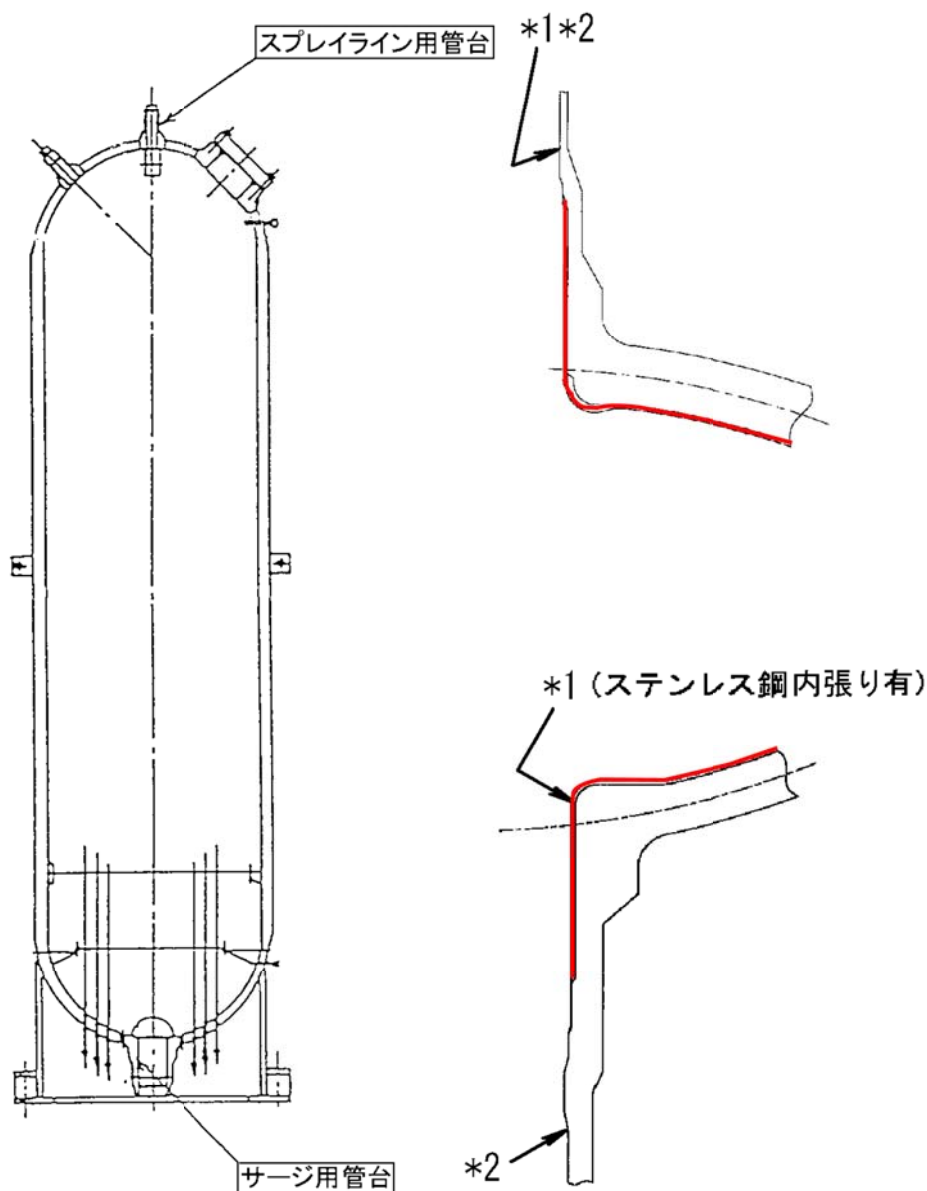


* 1 : 「設計・建設規格」に基づく疲労評価対象部位(最大)

(非接液部の場合は () 内に理由を記載)

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

— クラッド施工部位 (なお原子炉容器内面は全面クラッド施工されている)



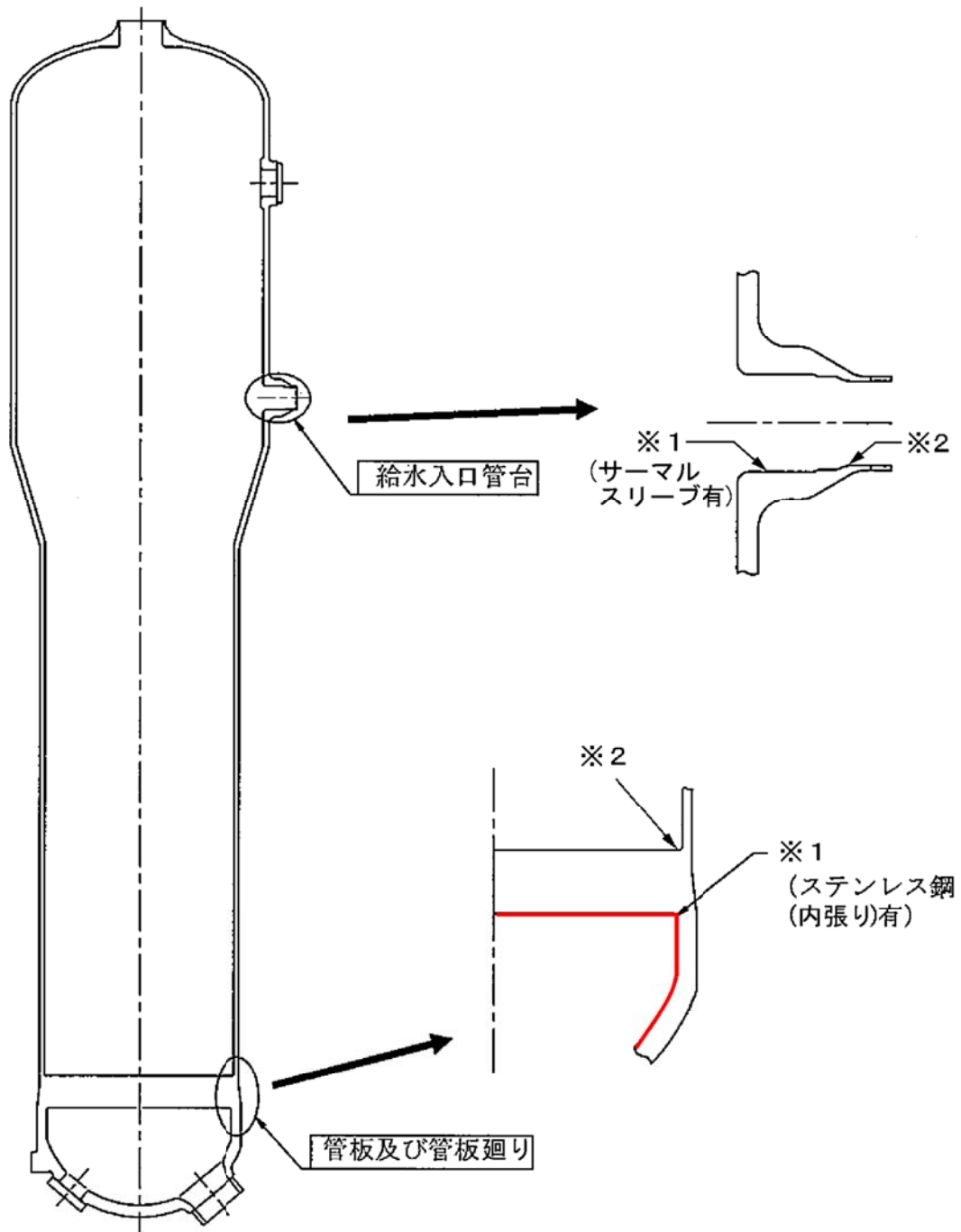
1 : 「設計・建設規格」に基づく疲労評価対象部位(最大)

(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

1221-R022 (75)

料室保管

(120)

A クラス

客 先	所長	副所長	技術次長	品質・安全 統括室長	課長	係長	班長	係
	[Redacted]							

関西電力(株)高浜発電所 2号機

第21回定検

1次系機器供用期間中検査工事 (4/5)

総括報告書
兼定期点検工事記録



[Redacted] : クラスB

発行	[Redacted]	作成	平成 15 年 10 月 21 日									
作業所図書番号	改訂	所長	副所長	QA	安全	異物	放管	総責	作責	作成		
KT2-21-D400	0	[Redacted]										
現地	客先	作業所	[Redacted]							控	関連資料図書番号	改訂
配布先	1	1	[Redacted]							1	[Redacted]	
内容	注文主	工事番号	年月日	[Redacted]								
本文	1 頁	アイテム	照合者	[Redacted]								
図表	1 枚	2211103	H . .	課長	係長	担当	作成	[Redacted]				
表紙共	640 枚	0100										
備考	原紙保管 原サ品 課	関西電力(株) 高浜発電所 2号機	H . .	[Redacted]								
作成	平成	年	月	日	[Redacted]							
出書	平成	年	月	日	[Redacted]							
配布先	[Redacted]		控	図書 番号	[Redacted]							
	[Redacted]		1		[Redacted]							

非破壊検査記録 (/)

検査年月日 平成15年 8月30日

関西電力(株)

項目番号	カテゴリ	機器名	検査の対象機器		検査箇所	
B13.10	B-N-1	原子炉容器	容器内部		可能範囲100%	
検査 実施 内容	肉眼検査	1. 直接肉眼検査 (VT-) ② 遠隔肉眼検査 (VT-3、水中テレビカメラ)				
	表面検査	浸透検査	探傷剤	温度	浸透時間	現像時間
		磁粉検査	探傷器	磁粉	試験片	その他
	体積検査	超音波探傷検査	探傷器	探触子	試験片	感度
			リジェクション OFF	接触媒質	パルス幅	
		放射線透過検査	線源	線源寸法	線源・フィルム間距離	増感紙
			透過度計の型	透過度計の位置	材厚	はさみ金
	検査実施結果	検査項目	結果		備考	
		肉眼検査	良		試験員 ()	
		表面検査	浸透探傷検査			
		磁粉探傷検査				
	体積検査	超音波探傷検査				
		放射線透過検査				
評価						

非破壊検査記録 (/)

検査年月日 平成15年 8月30日

関西電力(株)

項目番号	カテゴリ	機器名	検査の対象機器		検査箇所	
B13.60	B-N-2	原子炉容器	炉心領域外の内部取付物		可能範囲100%	
検査 実施 内容	肉眼検査	1. 直接肉眼検査 (VT-) ② 遠隔肉眼検査 (VT-3、水中テレビカメラ)				
	表面検査	浸透探傷検査	探傷剤	温度	浸透時間	現像時間
		磁粉探傷検査	探傷器	磁粉	試験片	その他
	体積検査	超音波探傷検査	探傷器	探触子	試験片	感度
		リジェクション	リジェクション	接触媒質	パルス幅	
			OFF			
		放射線透過検査	線源	線源寸法	線源・フィルム間距離	増感紙
	透過度計の型		透過度計の位置	材厚	はさみ金	
	検査 実施 結果	検査項目		結果		備考
		肉眼検査		良		試験員 ()
表面検査		浸透探傷検査				
		磁粉探傷検査				
体積検査		超音波探傷検査				
	放射線透過検査					
評価						

Aクラス		L2U運営統括員		課長	係長	班長	係	
資料室管理番号				関				
2-2001-26R008				電				
関西電力(株) 高浜発電所2号機 (第26回 定期点検工事)				保安指針変更 要否検討内容 保全計画課 確認		機械技術 アドバイザー		
工事件名:1次系熱交換器他定期点検工事								
<h2 style="margin:0;">総括報告書</h2> <h3 style="margin:0;">兼定期点検工事記録</h3>								
				工事コード:101P000724M100				
確 認	定検等管理委託会社							
	課長	受託責任者	定検管理員					
発 行	高浜事業所							
	技術課長	品質保証課長	安全課長					
	課長	係長	作責					
作 成 認 可 欄								
配 付 先	関電						合計	
	1						1	
								作成日
								平成22年 10月 20日
								文書番号
								T02-26-機D-0109-E
								原紙保管
								機械課 機械D係

高浜事業所

		(1.2w)		2-2001-22R022-1		A クラス	
関電	所長	副所長	技術次長	品質・安全 統括室長	課長	係長	班長
	[Signature]		[Redacted]				

関西電力(株)高浜発電所 2号機

第22回定検

1次系機器供用期間中検査工事 (1/2)

総括報告書
兼定期点検工事記録

[Redacted] クラスB

発行	[Redacted]			作成	平成 17 年 2 月 18 日						
作業所図書番号	改訂	所長	副所長	QA安全	異物	放管	総責	作責	作成		
KT2-22-D400		0		[Redacted]							
現地	関電	作業所控							関連資料図書番号	改訂	
配布先	1	1								1	
内容		注文主	工事番号	年月日	[Redacted]						
本文	- 頁	関西電力(株) 高浜発電所 2号機	アイテム	照合者	[Redacted]						
図表	- 枚		2211203	H . .	課長		係長		担当	作成	
表紙共	539 枚		0100								
備考	原紙保管 原サ品 課			H . .	作成		平成		年	月	日
配布先					出書		平成		年	月	日
				控	図書番号				改訂		
				1							

加圧器検査箇所図 (5/6)

項目番号	B3.40	カテゴリ	B-D
検査対象箇所	管台内面の丸みの部分		
設備数	6箇所	検査方法	UT
10年間の検査範囲	25%(2箇所)	当該年検査箇所	1箇所

— 99 —

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

非破壊検査記録 (2/5)

検査年月日 平成17年1月25日

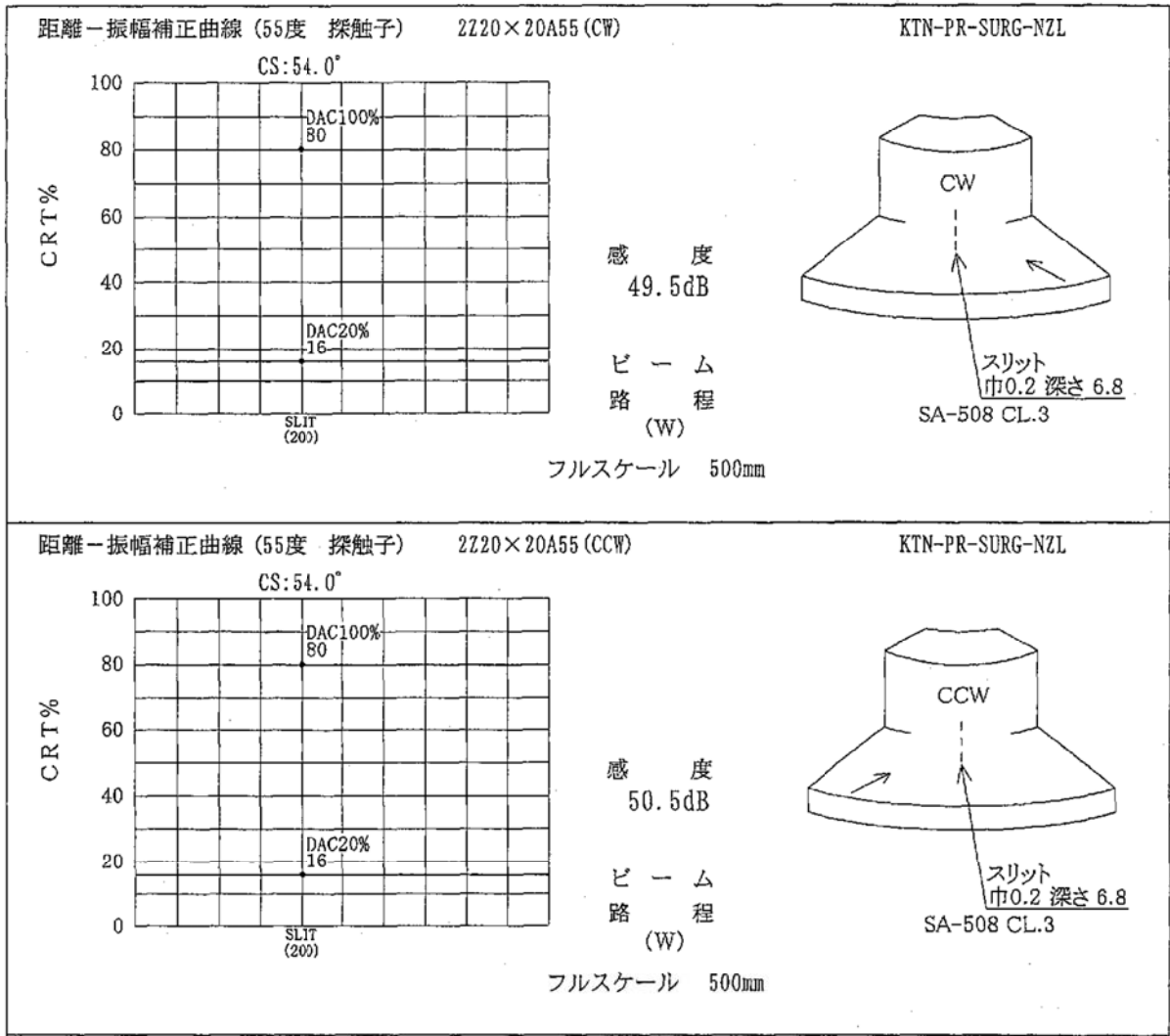
検査員 XXXXXXXXXX

項目番号	カテゴリ	機器名	検査の対象機器	検査箇所		
B3.40	B-D	加圧器	管台内面の丸みの部分	1箇所		
検査実施内容	目視検査	1. 直接目視検査 (VT-) 2. 遠隔目視検査 (VT-)				
	表面検査	浸透探傷検査	探傷剤	温度	浸透時間	現像時間
		磁粉探傷検査	探傷器	磁粉	試験片	その他
	体積検査	超音波探傷検査	探傷器	探触子	試験片	感度
			湘菱電子探UI-23DH(6102J23609)	2220×20A65(CW)(JS1811)	KTN-PR-SURG-NZL	CRT 80% 49.5dB
		湘菱電子探UI-23DH(6102J23609)	2220×20A55(CCN)(JS1811)	CRT 80% 50.5dB		
		リジェクション OFF	接触媒質 ソニコート	パルス幅 -		
	放射線透過検査	線源	線源寸法	線源・フィルム間距離	増感紙	
		透過度計の型	透過度計の位置	材厚	はさみ金	
	検査実施結果	検査項目	結果	備考		
		目視検査				
	表面検査	浸透探傷検査				
		磁粉探傷検査				
	体積検査	超音波探傷検査	良	検査員: XXXXXXXXXX		
放射線透過検査						
<p>評価</p> <p>管台形状のため、一部探傷不可。 20%DACを超える反射波を認めず。</p>						

超音波探傷検査 (UT) 記録

検査箇所 管台内面の丸みの部分

溶接線番号 _____



加圧器管台内面の丸み部の超音波探傷にあたっては、上記校正記録のとおり管台内面の深さ 6.8m mのスリットに対して、外面探傷によるエコーが 80%スケールとなるように校正しています。記録レベルは DAC20%として、公称厚さ のクラッドを有する丸み部の測定をしています。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

記録No.1-1

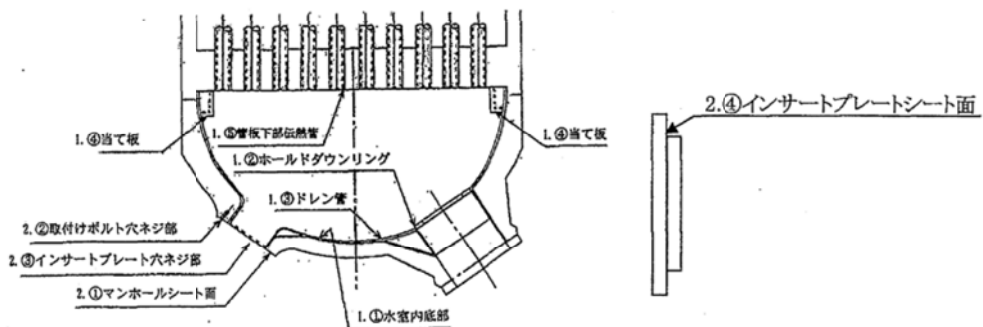
KTN-2 蒸気発生器一次側内部点検記録

点検日 H22.7.22

蒸気発生器一次側内部点検 (HOT側・COLD側) における
 下記点検部位の可視可能範囲を目視にて確認する。
 *異常なし→レ 記入後サイン
 *異常あり→別紙にて報告すること。

点 検 者	関電	品管	作責
	[Redacted]		

A-S/G				
点 検 箇 所	判定基準	点検結果	備 考	
1. 一次側水室内	① 水室内底部	HOT	✓	
		COLD	✓	
	② ホールドダウンリング 取付溶接部及びシート面	HOT	✓	
		COLD	✓	
	③ ドレン管取付溶接部	HOT	✓	
		COLD	✓	
	④ 仕切板取付当板部及びボルト	HOT	✓	
		COLD	✓	
	⑤ 管板下部伝熱管取付溶接部	HOT	✓	
		COLD	✓	
2. 一次側水室外	① マンホールシート面	HOT	✓	
		COLD	✓	
	② 締付ボルト部	HOT	✓	
		COLD	✓	
	③ インサートプレート取付用ネジ部	HOT	✓	
		COLD	✓	
	④ インサートプレートシート面	HOT	✓	
		COLD	✓	



タイトル	2号炉の各機器の疲労累積係数等の算出根拠について
説明	<p>以下の各機器の評価についての算出根拠を次ページ以降に示す。</p> <p>① 原子炉容器の疲労累積係数の算出根拠・・・・・・・・・・124</p> <p>② 余熱除去ポンプケーシングの疲労累積係数・・・・・・・・・・XX</p> <p>③ 一次冷却材ポンプケーシングの疲労累積係数の算出根拠・・・・XX</p> <p>④ 再生クーラ、余熱除去クーラの疲労累積係数の算出根拠・・・・XX</p> <p>⑤ 蒸気発生器の疲労累積係数の算出根拠・・・・・・・・・・XX</p> <p>⑥ 蒸気発生器給水管台の熱成層を考慮した評価の算出根拠・・・・XX</p> <p>⑦ 加圧器管台（スプレイ、サージ）の疲労累積係数の算出根拠・XX</p> <p>⑧ 固定式配管貫通部の疲労累積係数の算出根拠・・・・・・・・・・XX</p> <p>⑨ 加圧器配管（スプレイ、サージ）の疲労累積係数の算出根拠・XX</p> <p>⑩ 加圧器配管の熱成層を考慮した評価の算出根拠・・・・・・・・・・XX</p> <p>⑪ 主給水系統配管の疲労累積係数の算出根拠・・・・・・・・・・XX</p> <p>⑫ 一次冷却材管の疲労累積係数の算出根拠・・・・・・・・・・XX</p> <p>⑬ 仕切弁の疲労累積係数の算出根拠・・・・・・・・・・XX</p> <p>⑭ 玉形弁の疲労累積係数の算出根拠・・・・・・・・・・XX</p> <p>⑮ 炉内構造物の疲労累積係数の算出根拠・・・・・・・・・・XX</p> <p>⑯ 加圧器スカート溶接部の疲労累積係数の算出根拠・・・・・・・・XX</p> <p>今回提示範囲</p>

タイトル	原子炉容器冷却材出入口管台等の各評価対象部位の疲労累積係数（表 2.3-2）の算出根拠（解析モデル、材料物性、最大評価点の選定、応力分類、Ke 係数、環境評価パラメータを含む）について				
説明	原子炉容器本体冷却材入口管台等の疲労累積係数の算出根拠を添付 1 に示します。				
評価部位	形状、評価点及び解析モデル	最大評価点の選定結果	Ke 係数	環境評価パラメータ	
冷却材入口管台	図 2	表 2-1	表 2-2	表 2-3	
冷却材出口管台	図 3	表 3-1	表 3-2	表 3-3	
蓋用管台	図 4	表 4-1	表 4-2	表 4-3	
炉内計装筒	図 5	表 5-1	表 5-2	表 5-3	
上蓋および上部胴フランジ	図 6	表 6-1	表 6-2	-	
下部胴・下部鏡接続部	図 7	表 7-1	表 7-2	-	
炉心支持金物	図 8	表 8-1	表 8-2	接液部は全て疲労限未満	
スタッドボルト	図 6	表 6-1	表 6-3	-	

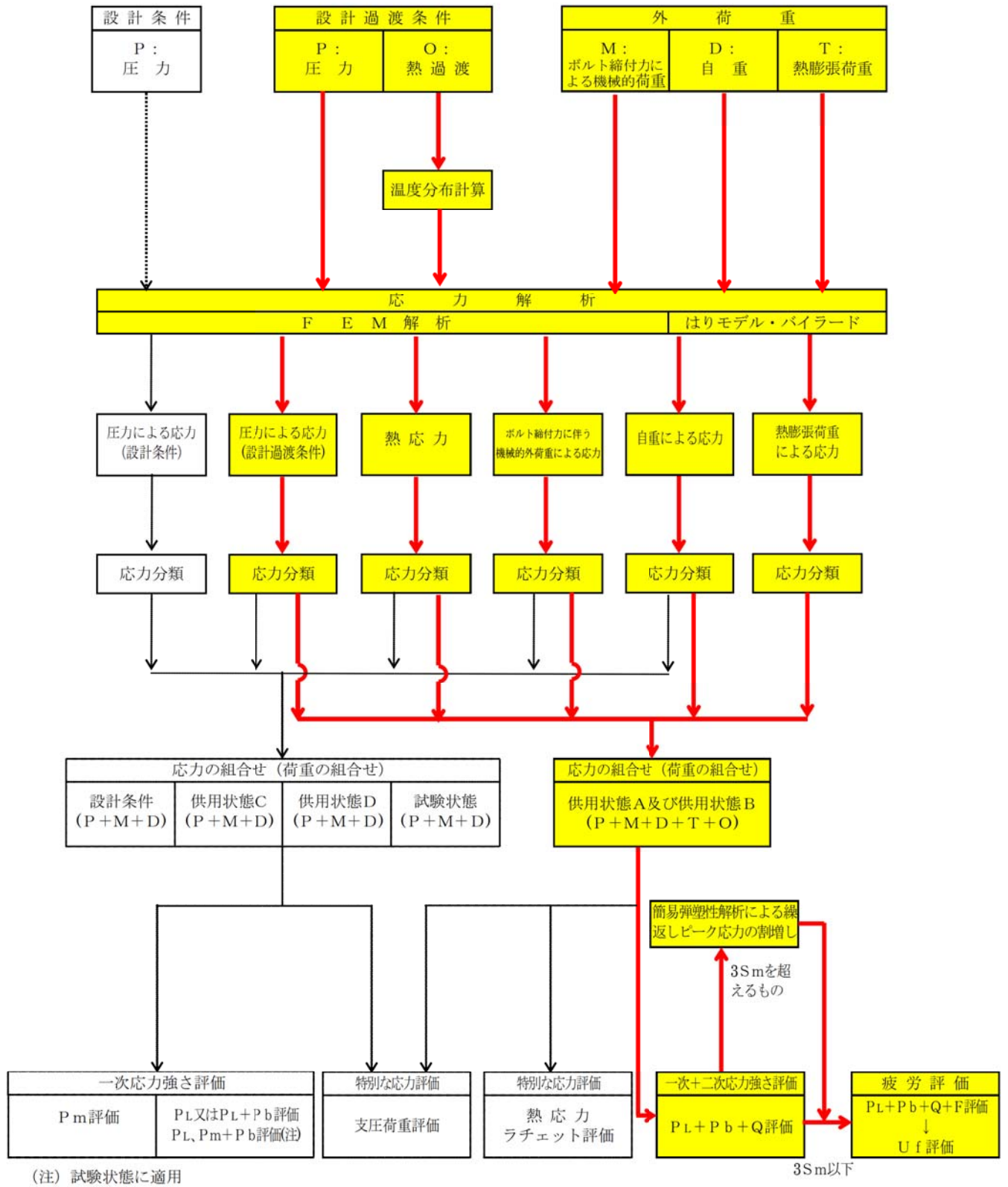
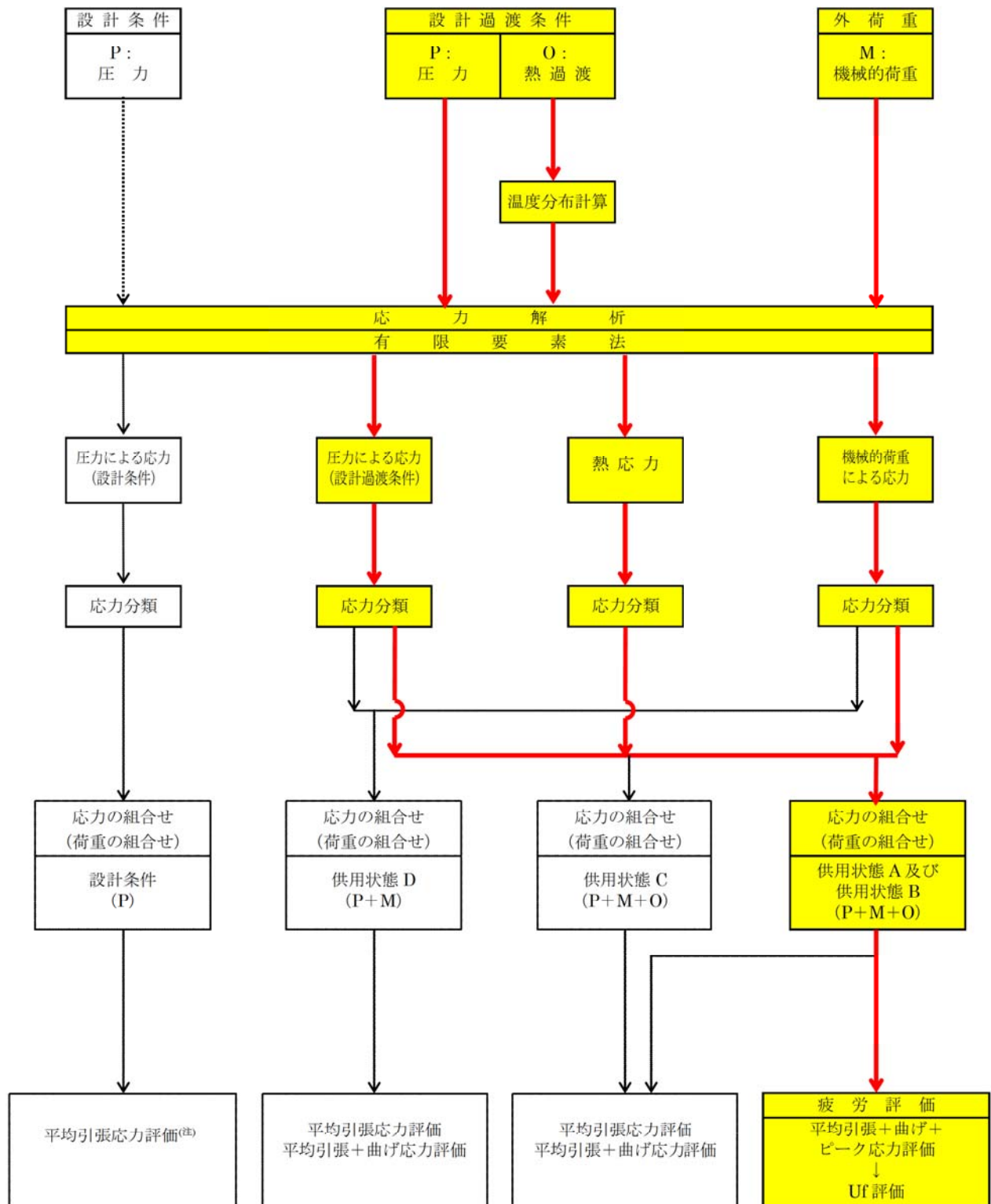


図1 (1/2) 応力評価フローチャート (ボルト以外)



(注)圧力による応力は、静力学の釣合いより求める。

図1 (2/2) 応力評価フローチャート (ボルト)

表 1-1 荷重の組合せ

状 態	荷重の組合せ	
	供用状態 A, B	ボルト以外
ボルト		P + O + M

(記号)

P : 圧力 O : 熱過渡 M : 機械的荷重 D : 自重 T : 熱膨張荷重

表 1-2 材料物性値 (設計応力強さ)

使用箇所	材料	温 度 (°C)	
		288.6	322.8
出入口管台セーフエンド			
出入口管台、上部胴、上部胴フランジ			
炉内計装筒セーフエンド			
下部胴、下部鏡			
炉内計装筒、炉心支持金物			
上蓋			
スタッドボルト			
蓋用管台			

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

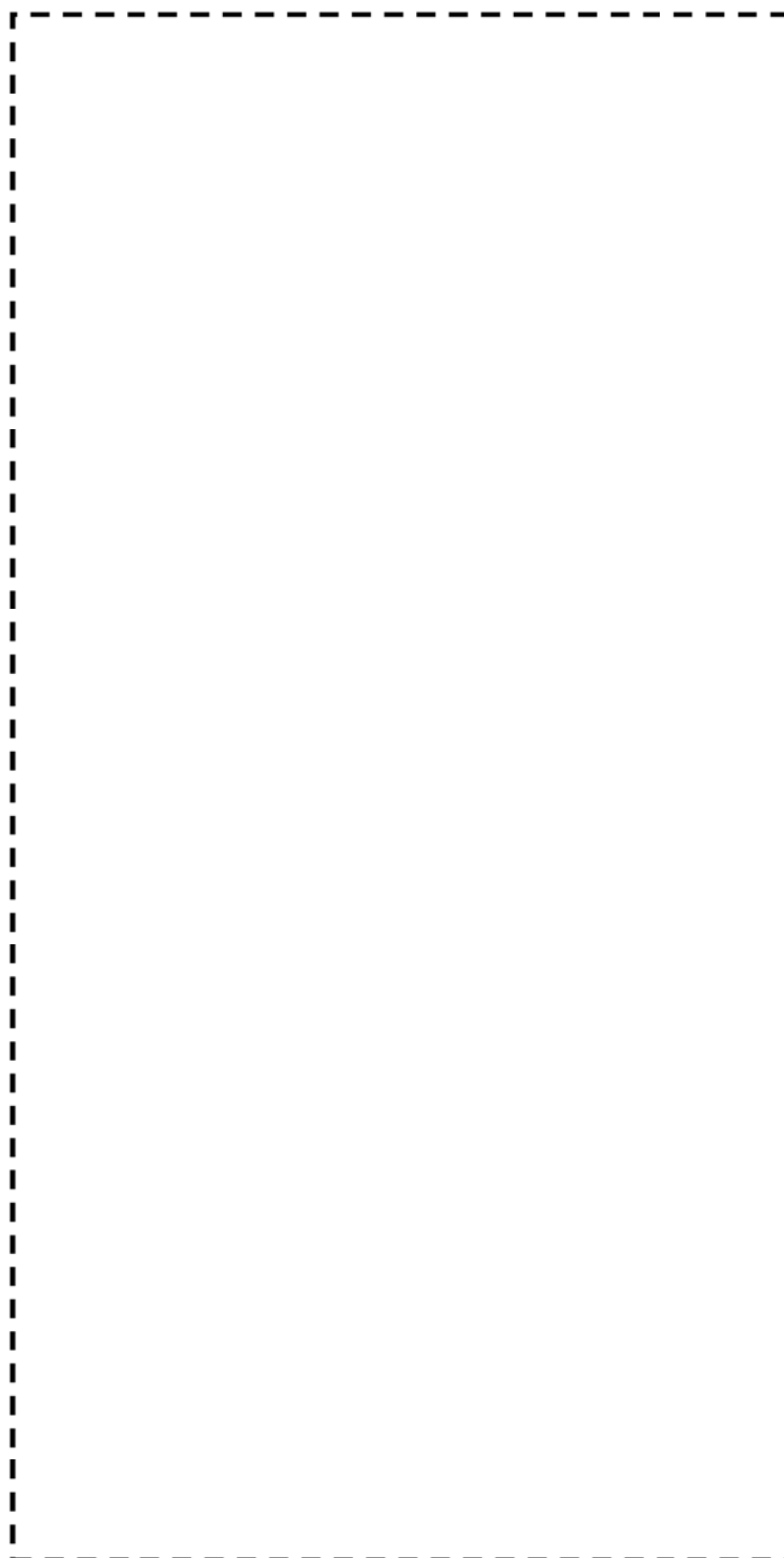


図2 入口管台形状寸法、評価点及び解析モデル

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 2-3 環境疲労評価結果 (入口管台 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	繰返しピーク 応力強さ		突過渡 回 数	許容繰返し 回 数	疲労累積係数	環境効果 補正係数	環境効果を考慮した 疲労累積係数	
A	B	smax	smin		補正前 salt	補正後 salt'						n
											合計 :	0.00000

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

→0.001

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

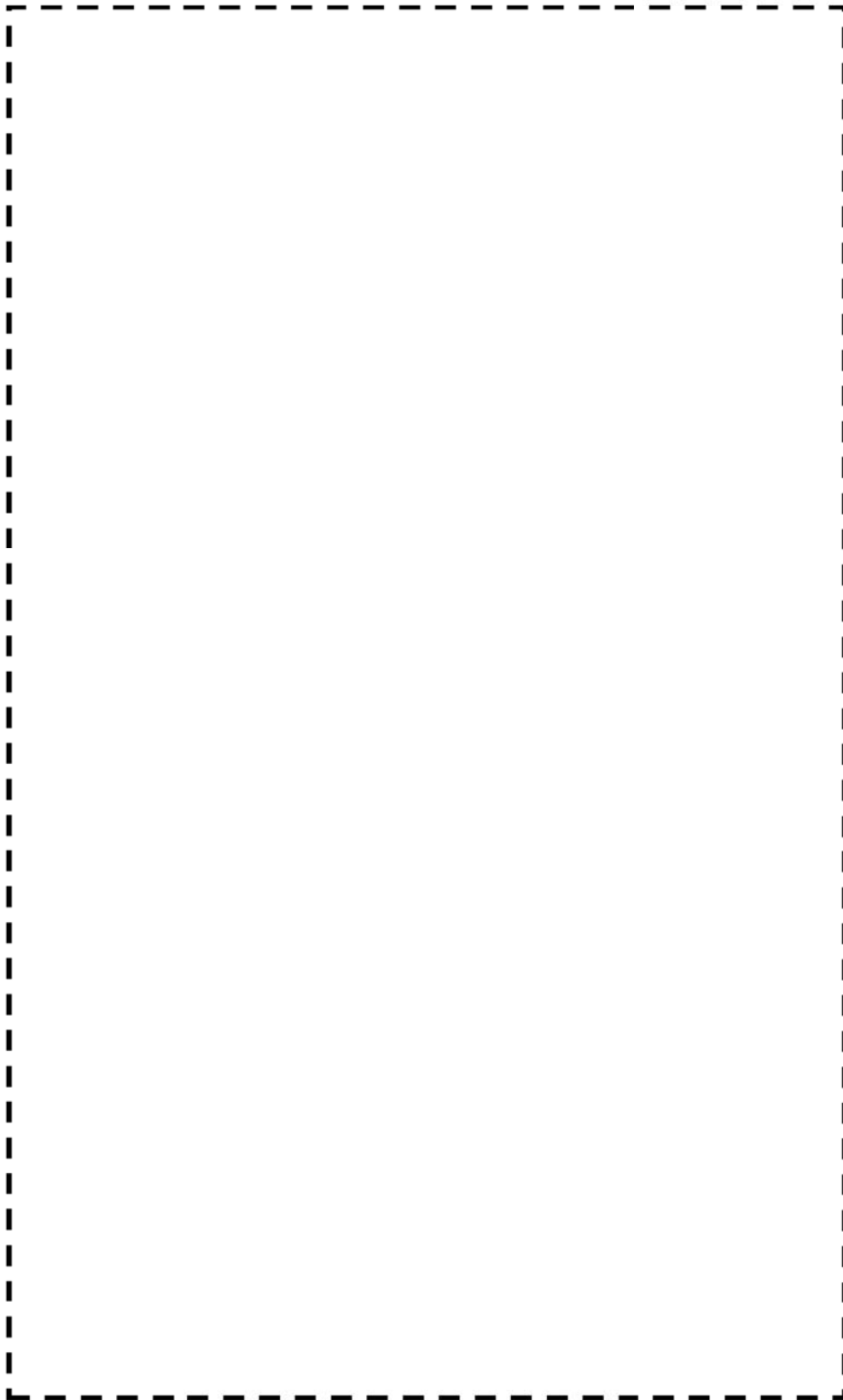


図3 出口管台形状寸法、評価点及び解析モデル

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 3-8 環境疲労評価結果 (出口管台 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	繰返しピーク 応力強さ		突過渡 回 数	許容繰返し 回 数	疲労累積係数	環境効果 補正係数	環境効果を考慮した 疲労累積係数
A	B	smax	smin		KE	補正前 salt					
<div style="border: 2px dashed black; height: 200px; width: 100%;"></div>											
合計 :											0.01322

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

→0.014

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

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。

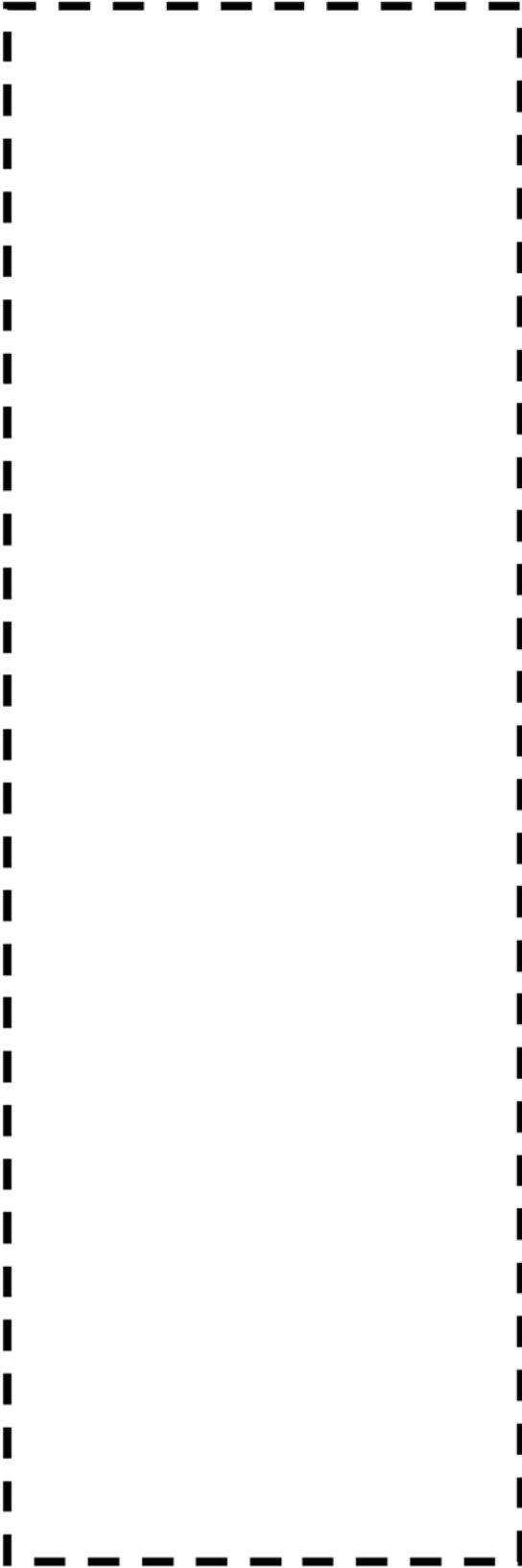
冷却材出口管台

a. 過渡 NSS,2D5

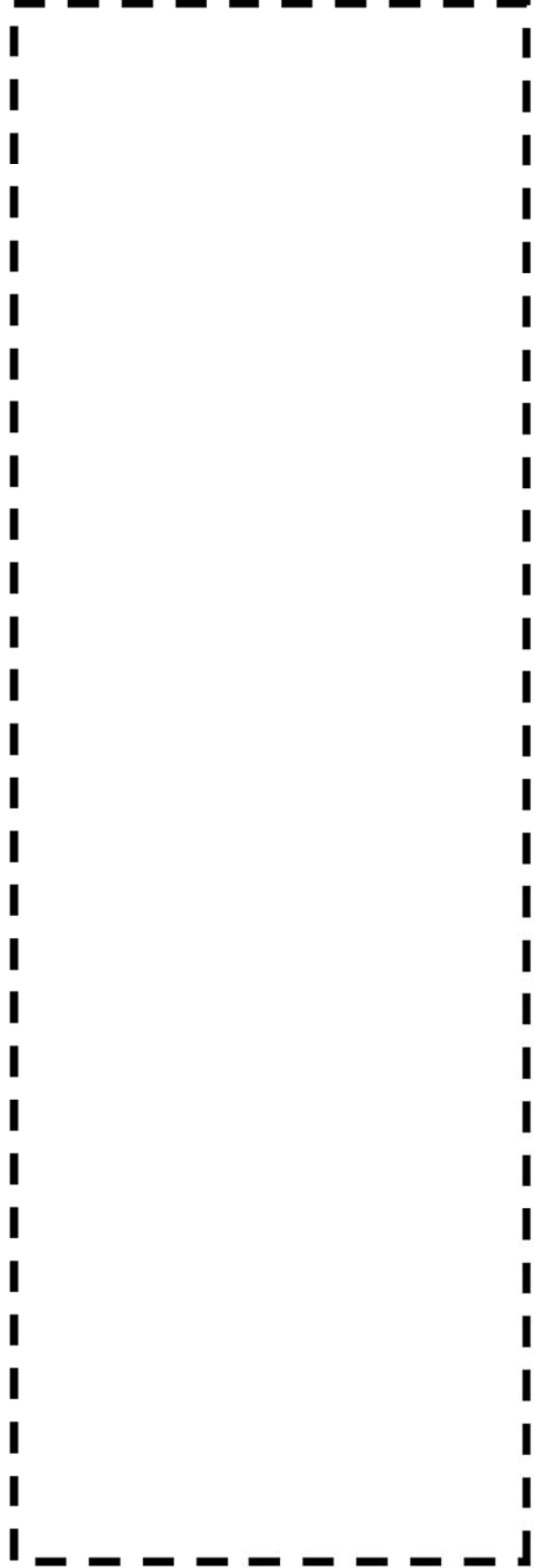
b. 過渡 NSS,2F1

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

c. 過渡 NSS,2D3

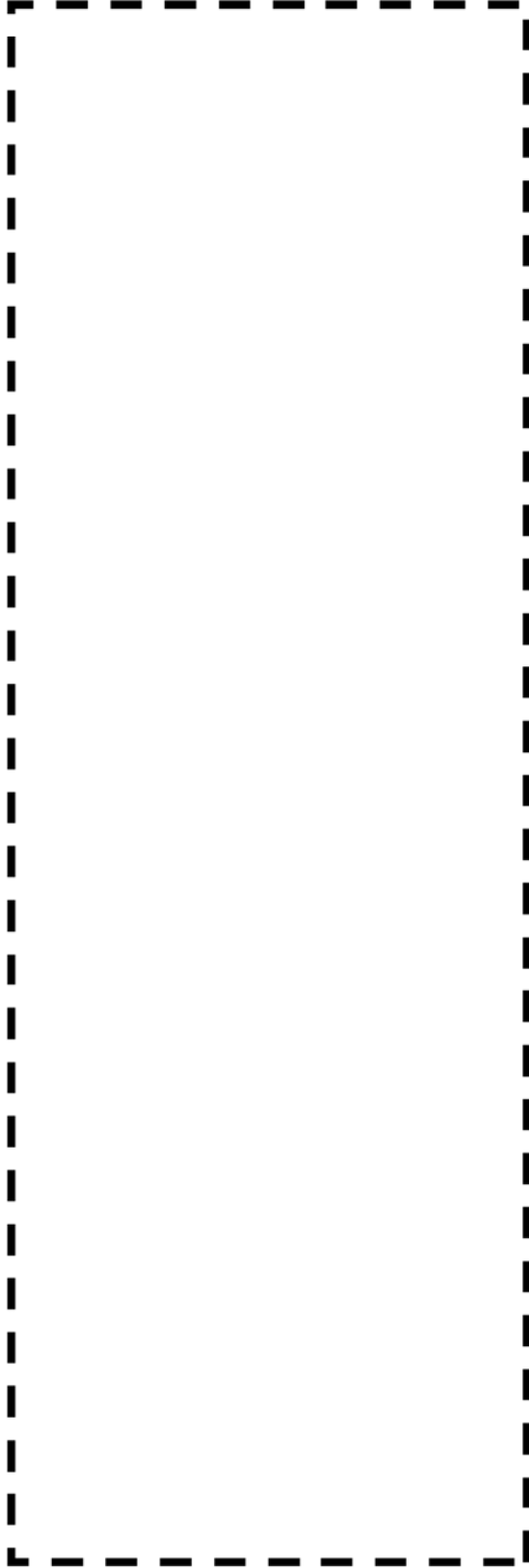


d. 過渡 NSS,2C2

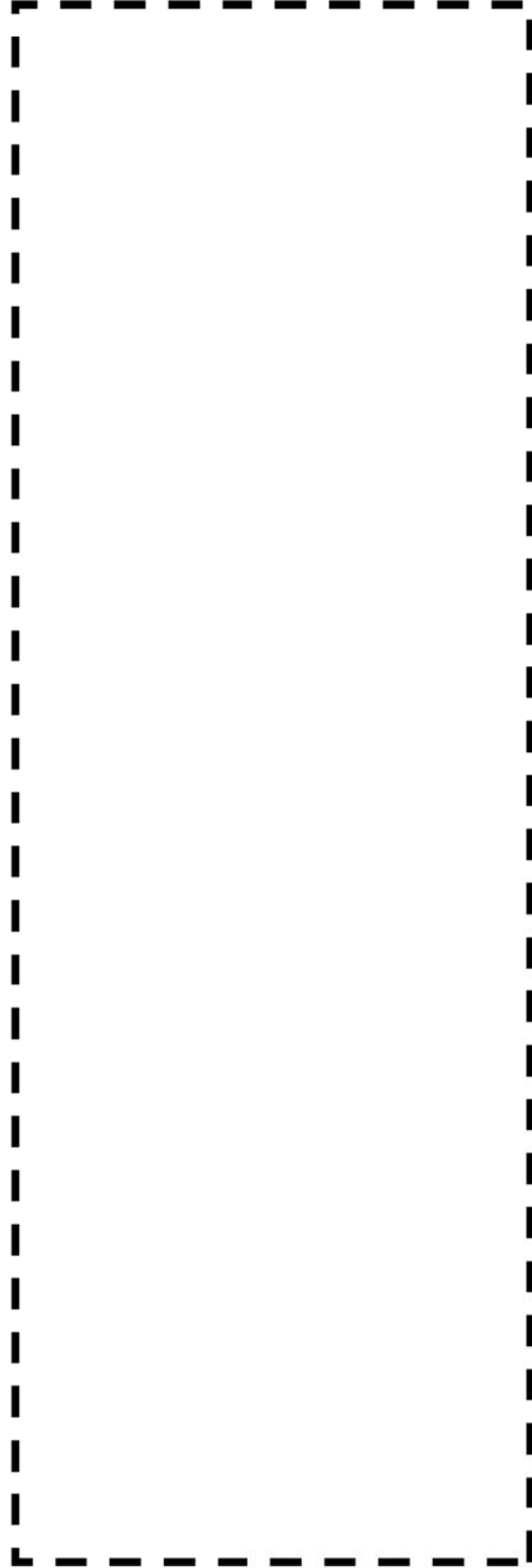


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

e. 過渡NSS,2D1

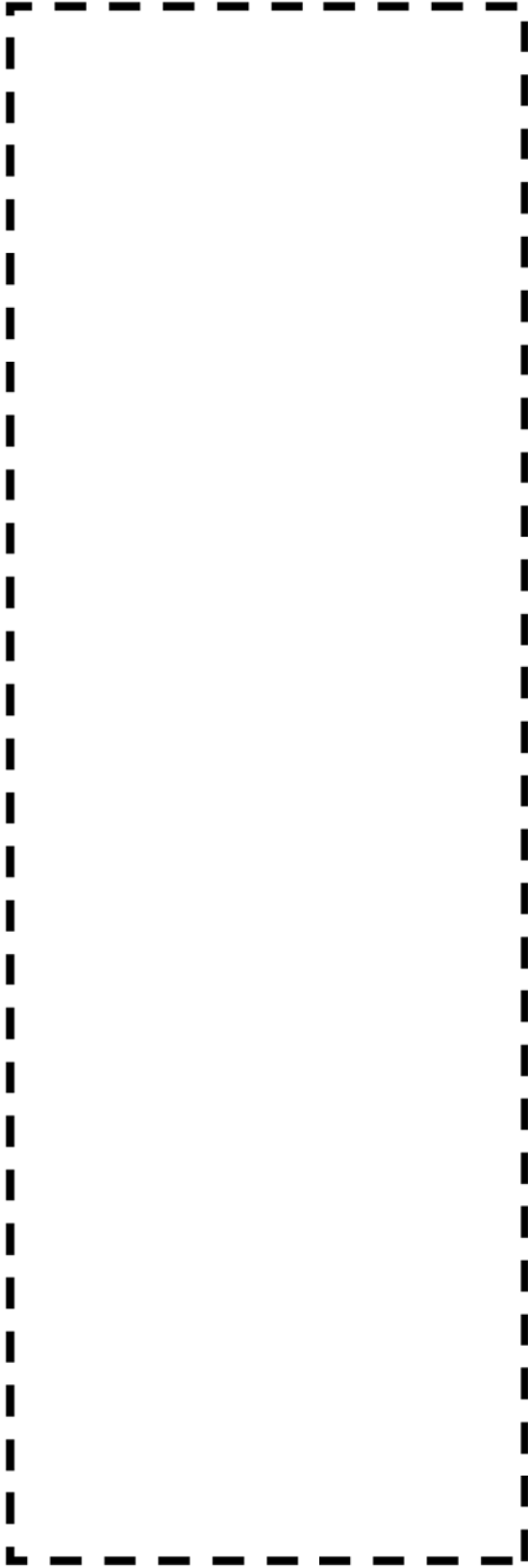


f. 過渡NSS,2G1

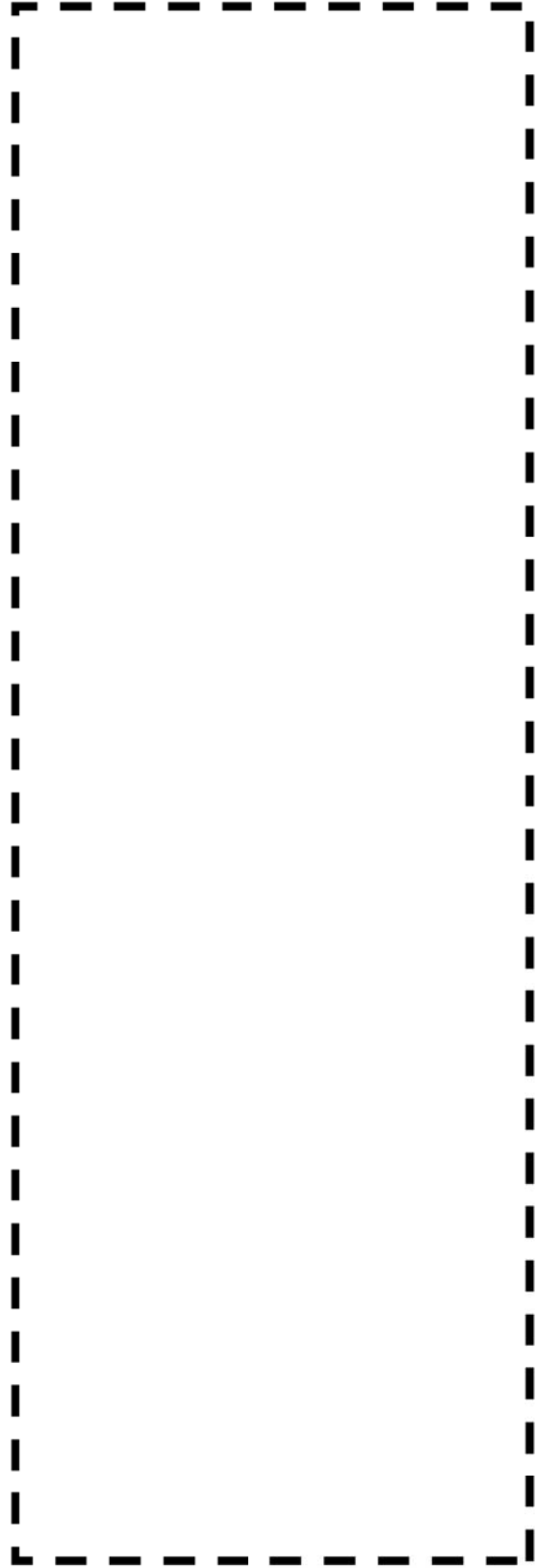


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

g. 過渡 NSS,2E1

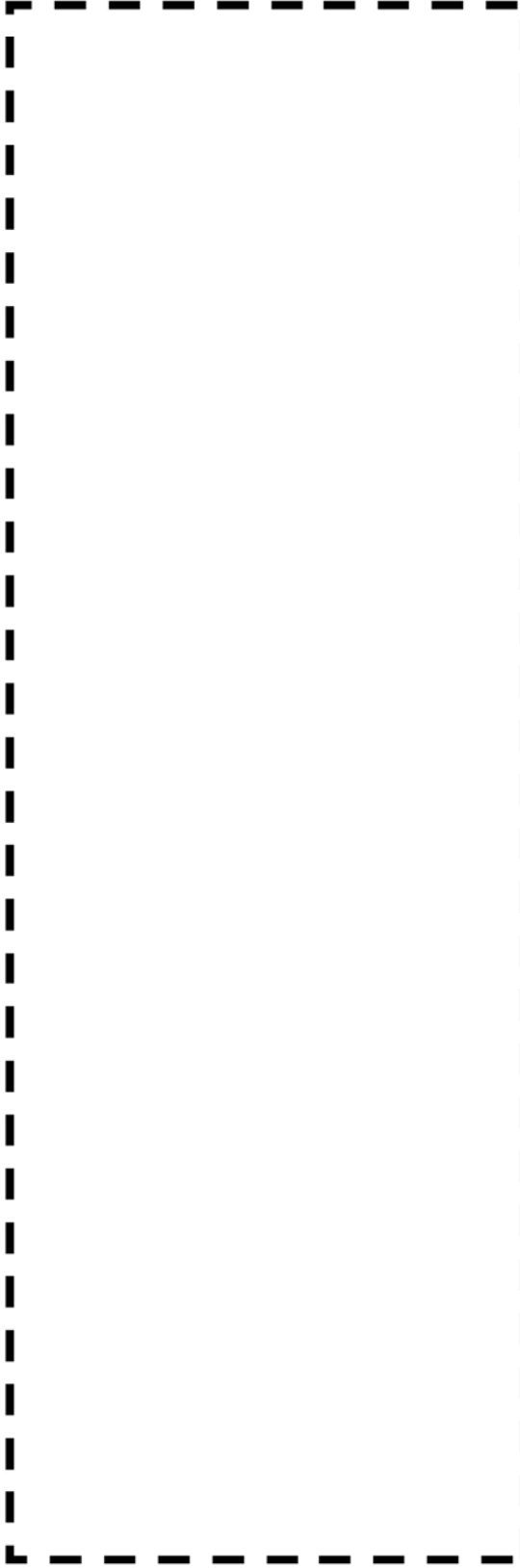


h. 過渡 NSS,1L1

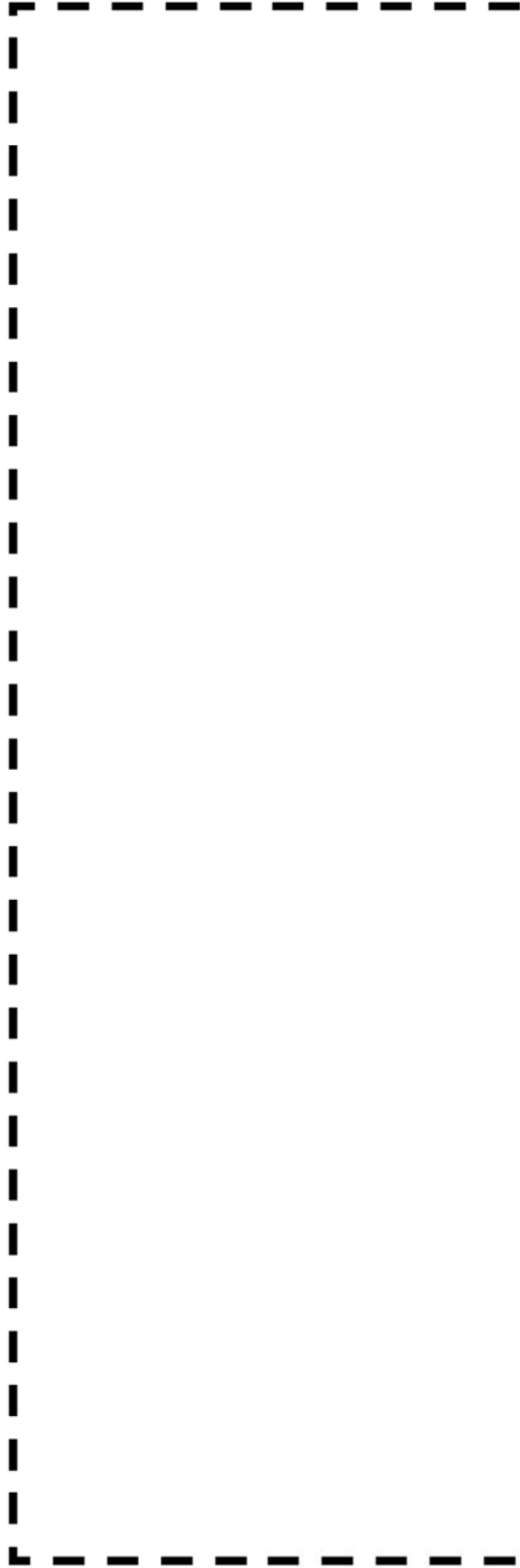


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

i. 過渡 NSS, 2H2

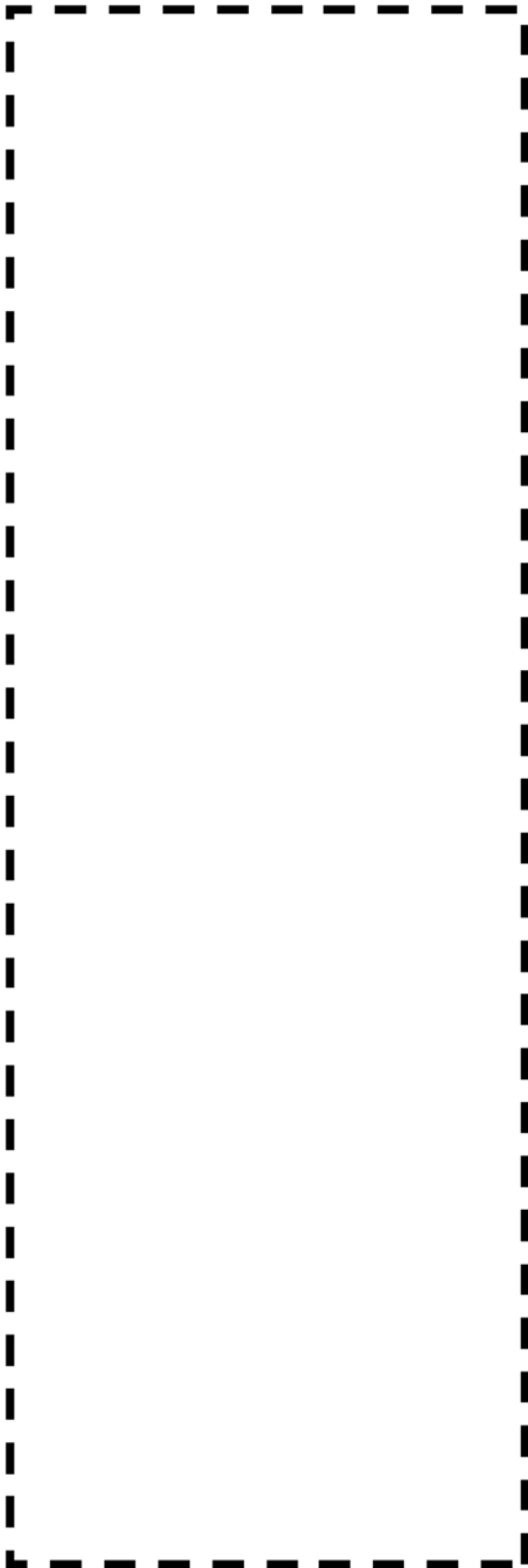


j. 過渡 NSS, 2A1

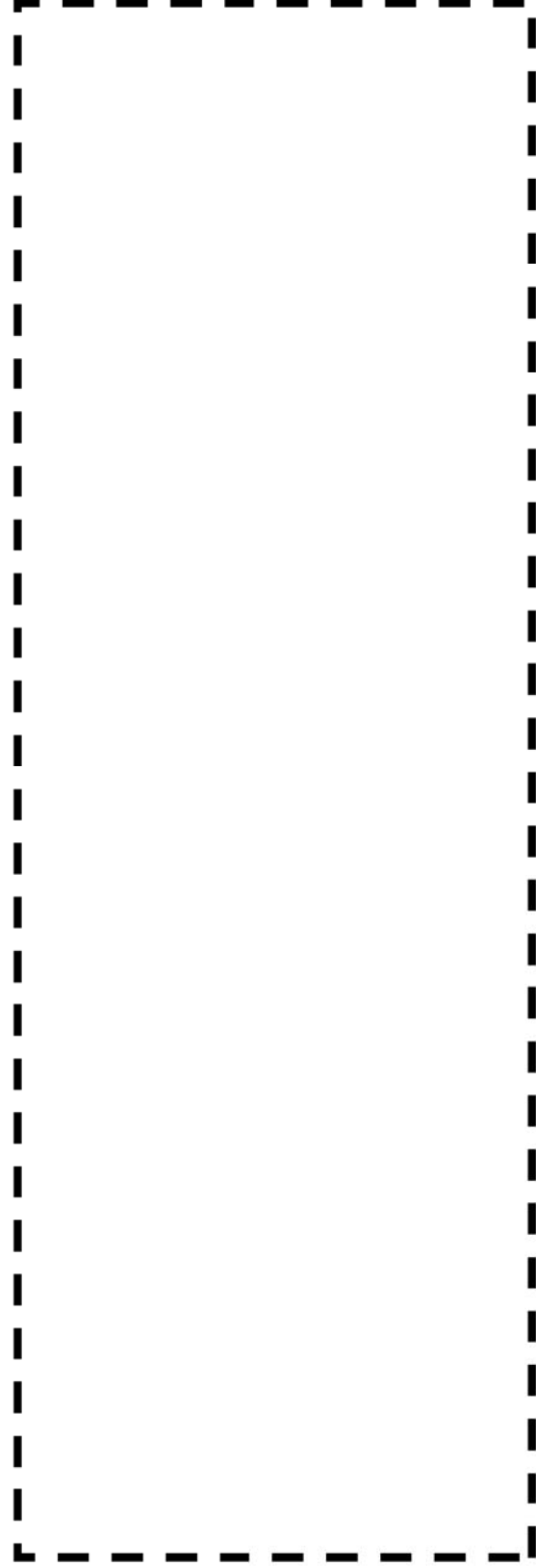


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

k. 過渡 NSS, 1G1



1. 過渡 NSS, 1D1



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

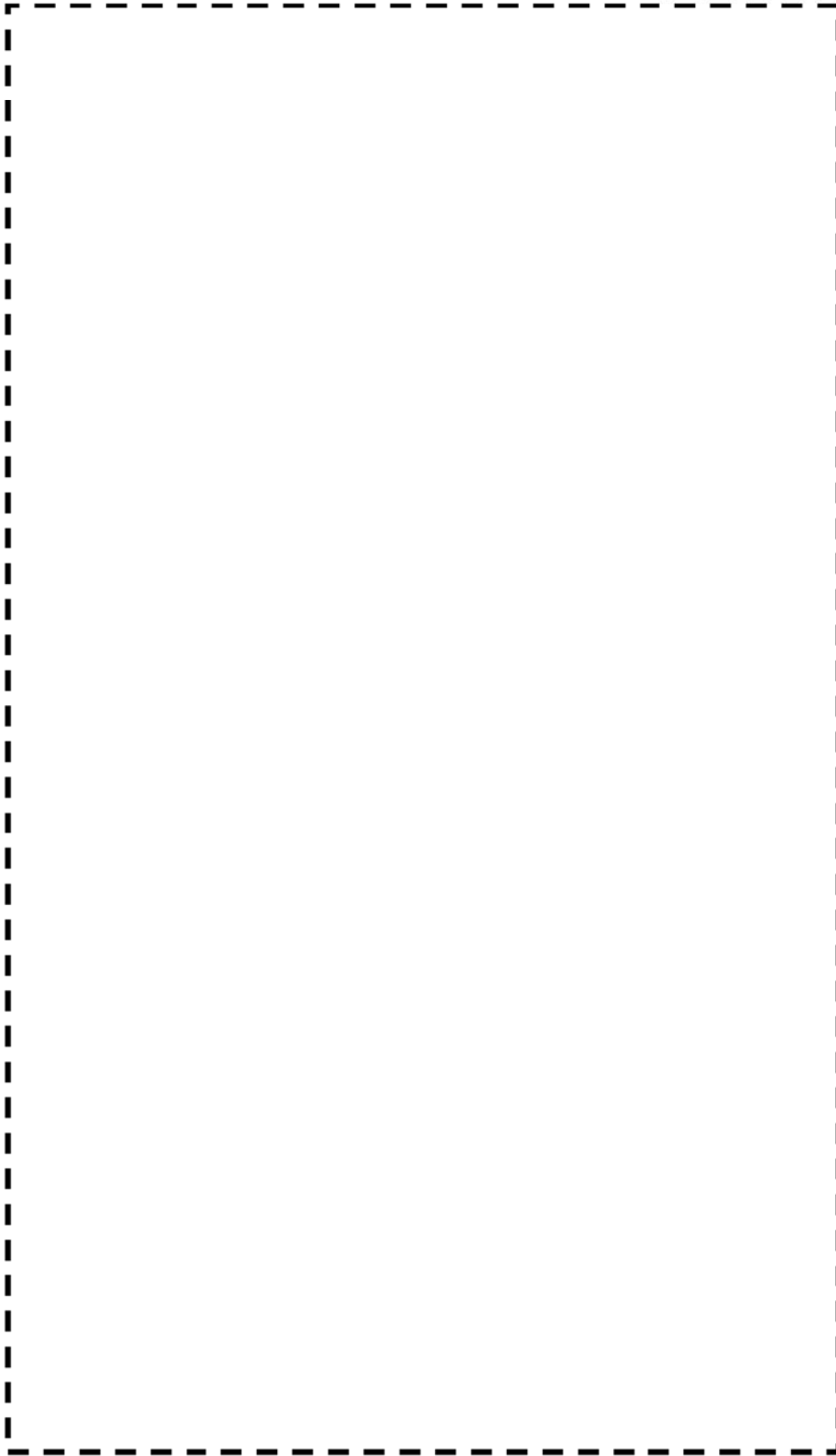


図4 蓋用管台形状寸法、評価点及び解析モデル

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 4-3 環境疲労評価結果 (蓋用管台 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	繰返しピーク 応力強さ		突過渡 回 数	許容繰返し 回 数	疲労累積係数	環境効果 補正係数	環境効果を考慮した 疲労累積係数
A	B	smax	smin	KE	補正前 salt	補正後 salt'	n	n*	u	fen	uen
合計 : 0.00174											

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

→0.002

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

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。

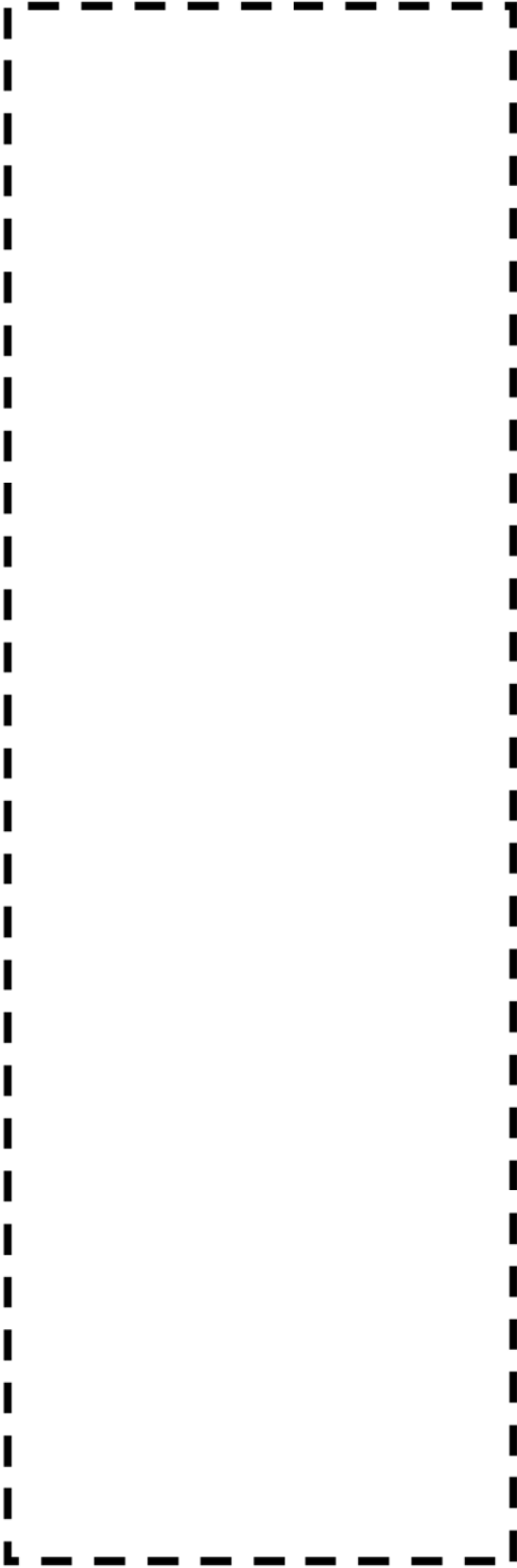
蓋用管台

a. 過渡 1A1,2D5

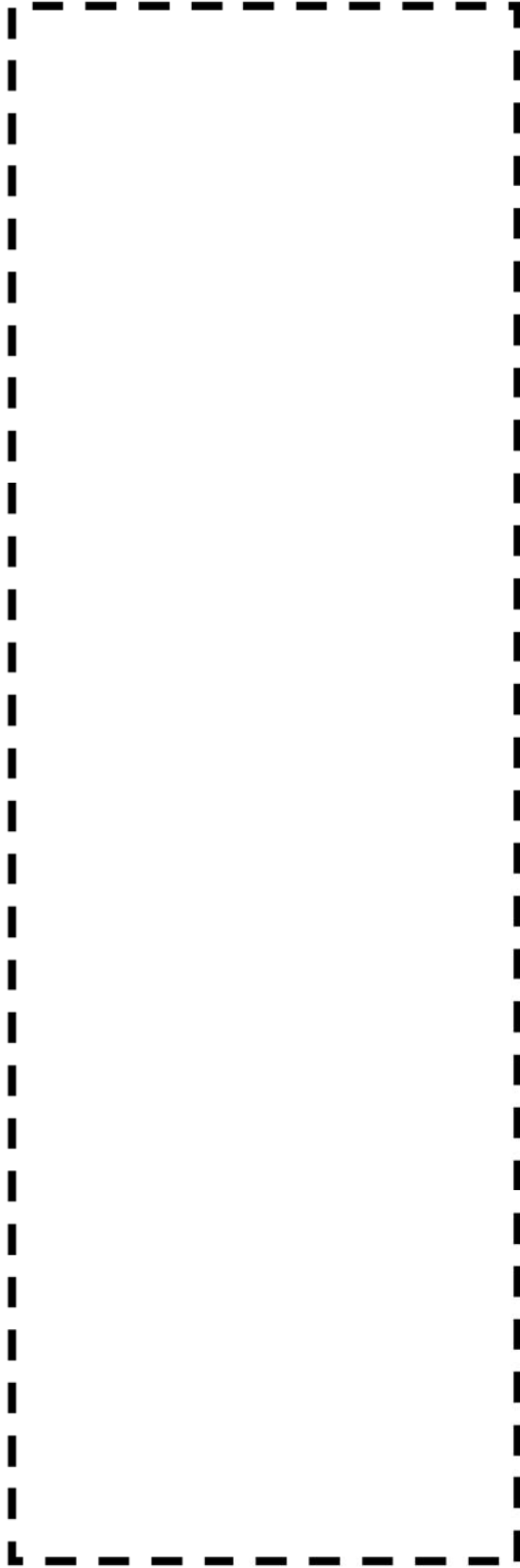
b. 過渡 1A1,2G1

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

c. 過渡 1A1,1L1

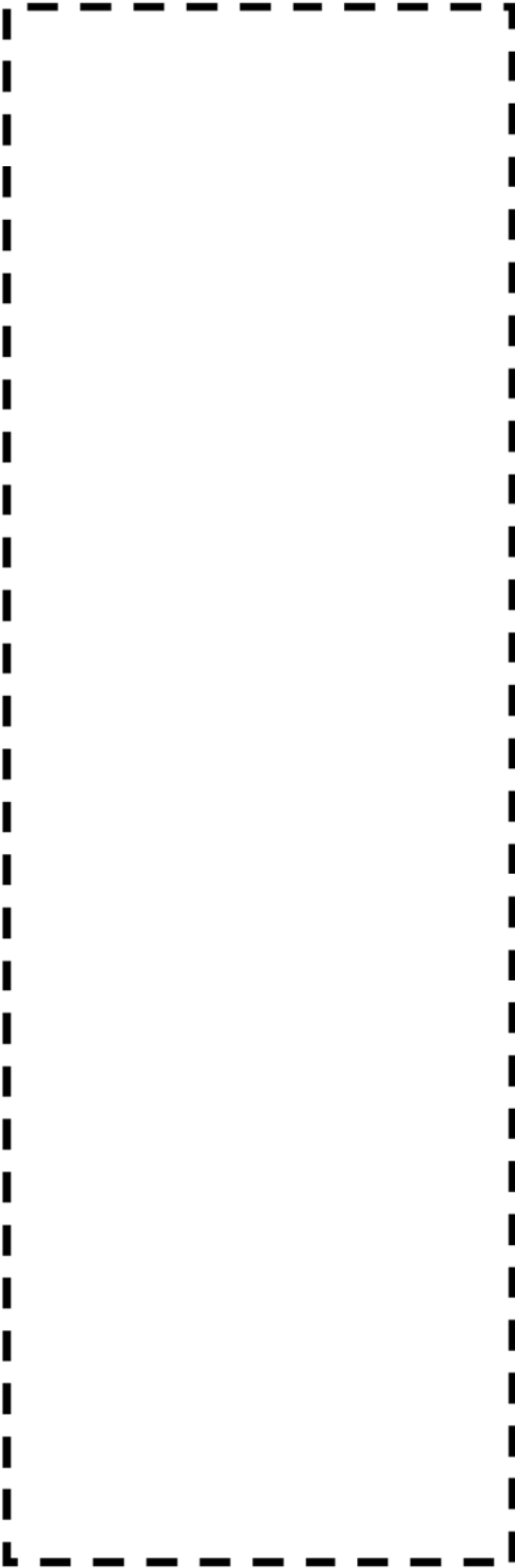


d. 過渡 1A1,2F1

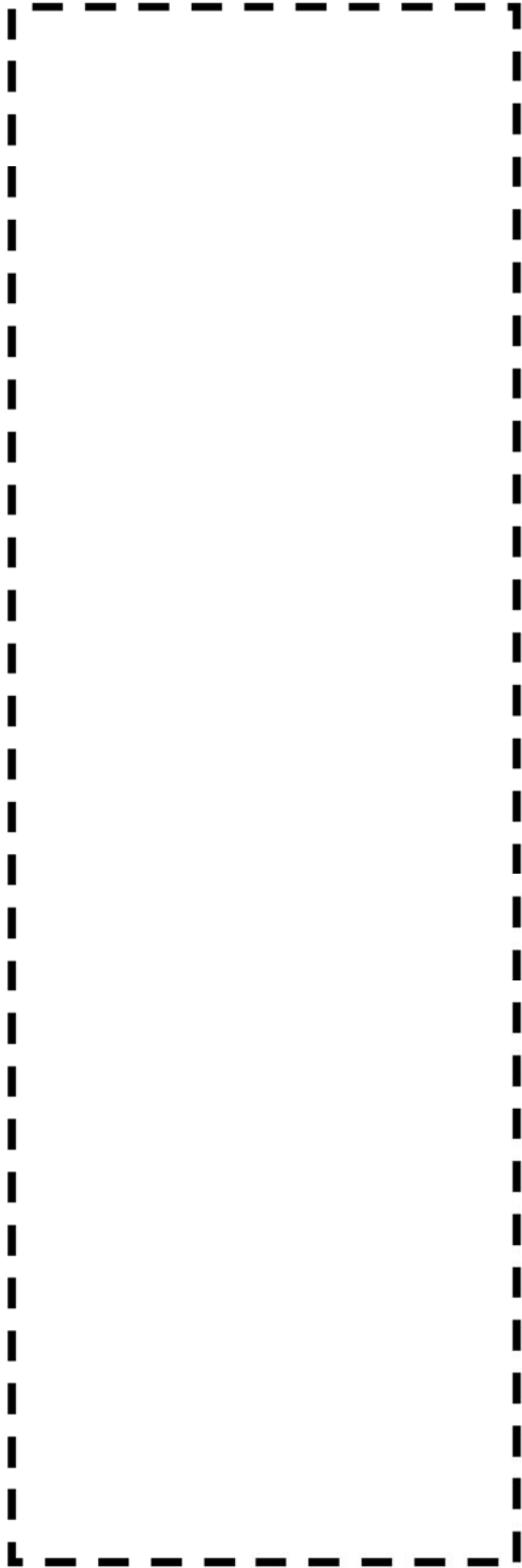


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

e. 過渡 1A1,2D2

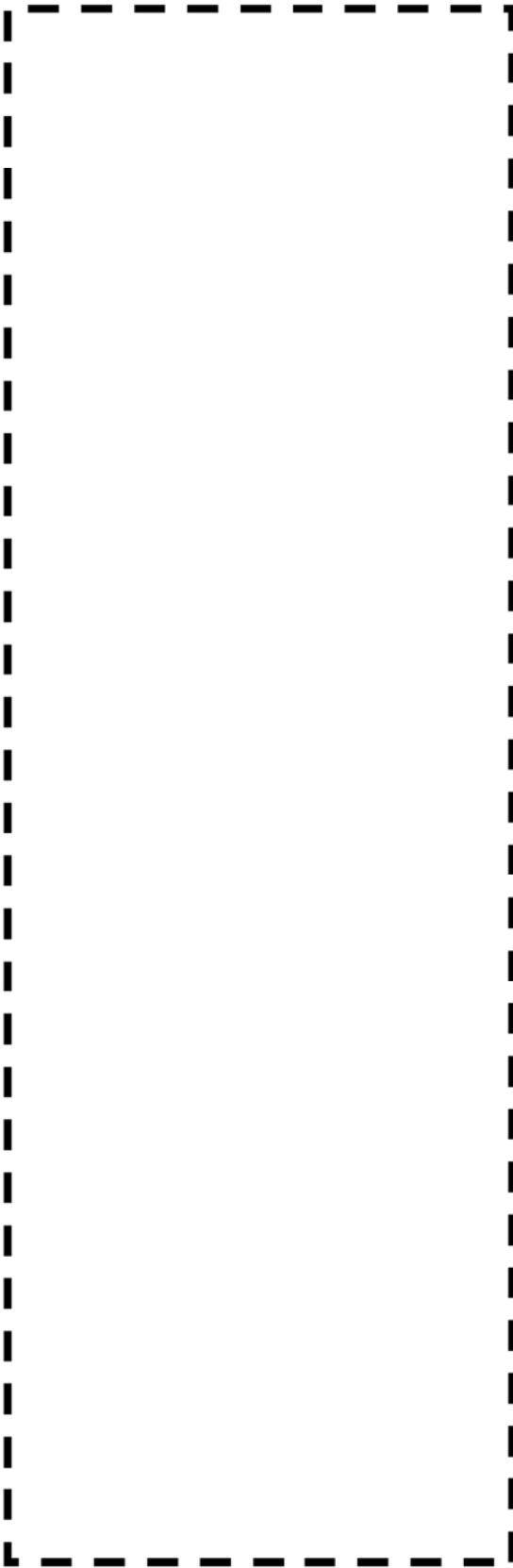


f. 過渡 1A1,2D1



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

g. 過渡 1A1, 2C2

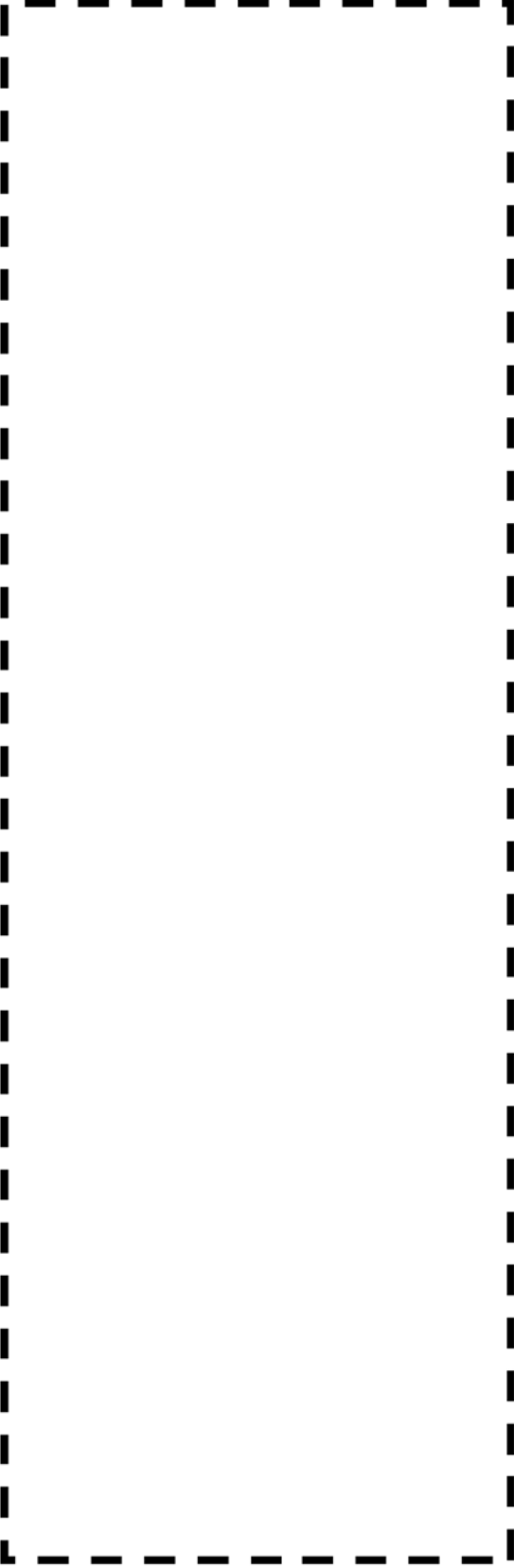


h. 過渡 1A1, 1D1



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

i. 過渡 2J1, 1D1



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

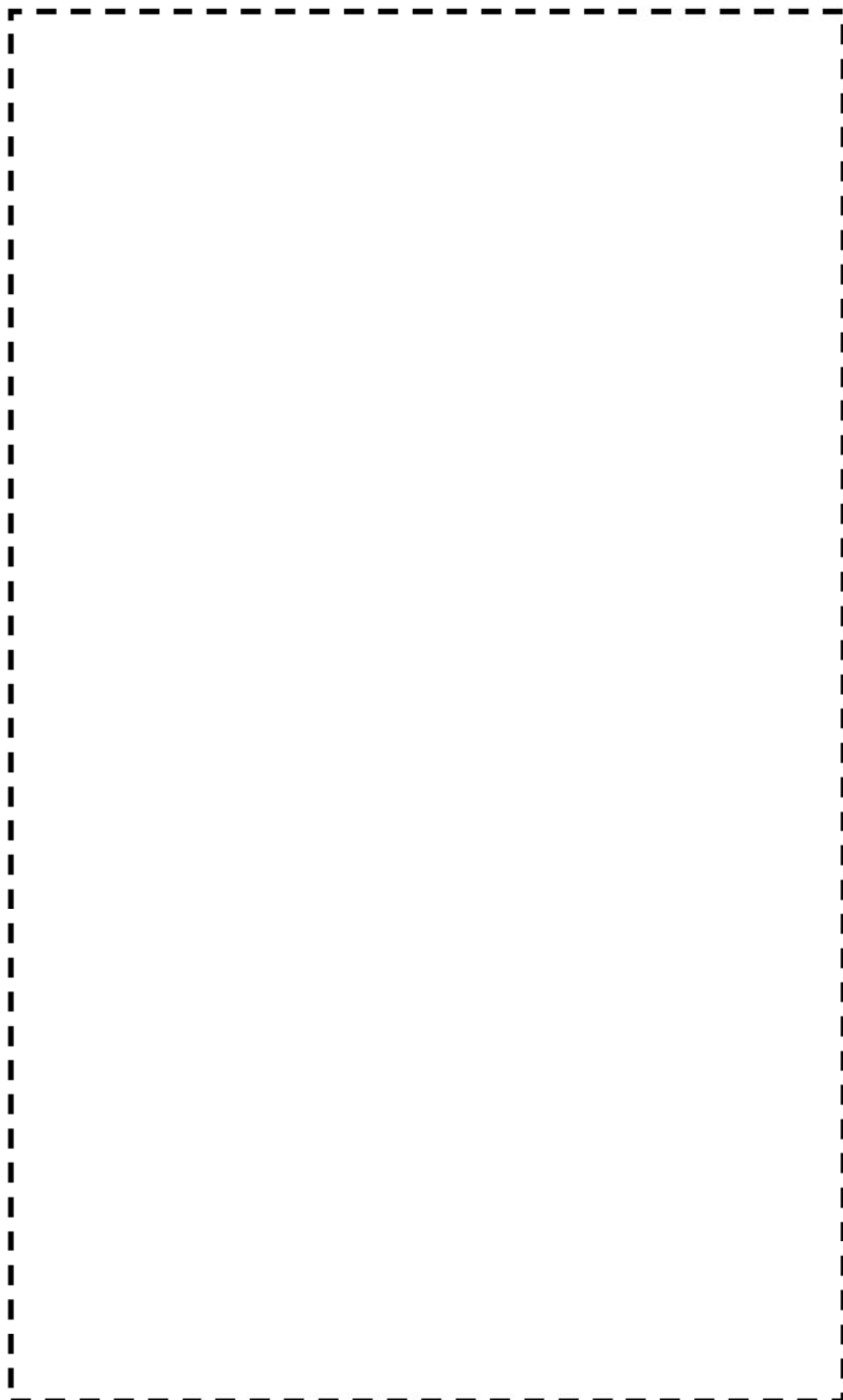


図5 炉内計装筒形状寸法、評価点及び解析モデル

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 5-1 疲労累積係数 (炉内計装筒)

評価点	U(S12)	U(S23)	U(S31)
1			
2			
3			
4			
5			
6			
7			
8			
9			
10			0.15632

許容値 $U_f=1.0$

表 5-2 疲労解析結果 (炉内計装筒)

評価点 - 10
(S31)

応力強さ (単位: MPa)					繰返し回数		疲労係数 (=N/N*)
極大値	極小値	Ke	ALT	ALT'	N	N*	
							疲労累積係数 = 0.15632

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

→0.157

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 5-3 環境疲労評価結果 (炉内計装筒 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		突過渡 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'					
<div style="border: 2px dashed black; height: 200px; width: 100%;"></div>											
										合計:	0.00534

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

→0.006

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

環境効果補正係数 (F e n) 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。

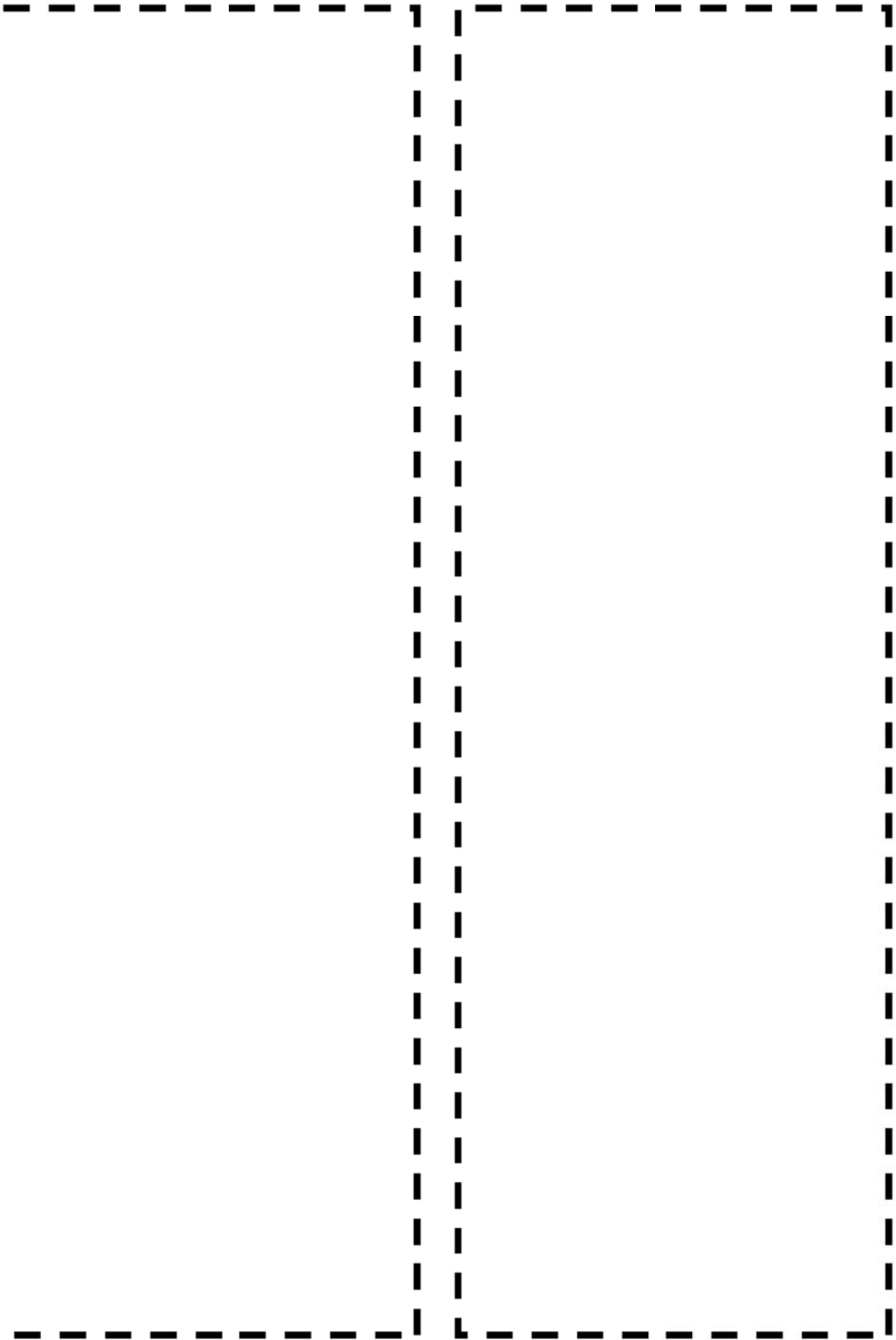
炉内計装筒

a. 過渡 2J1,2D4

b. 過渡 2J1,2G1

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

c. 過渡 2J1,2A1



d. 過渡 2J1,2H1

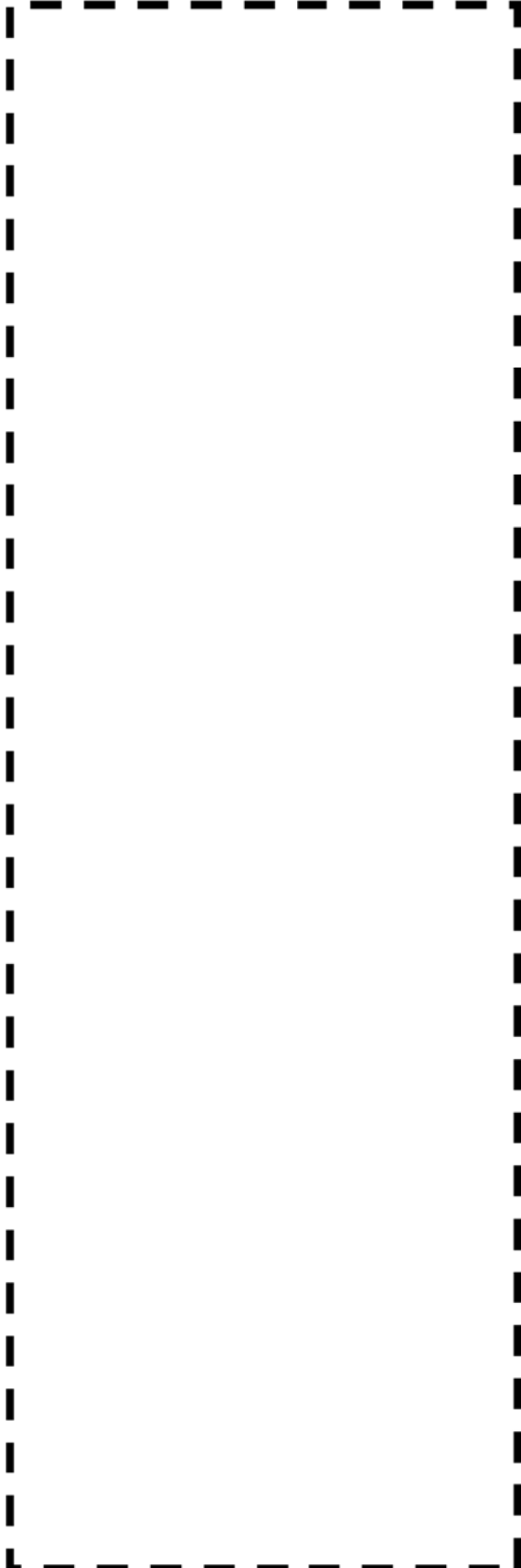
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

e. 過渡 2J1,2J2

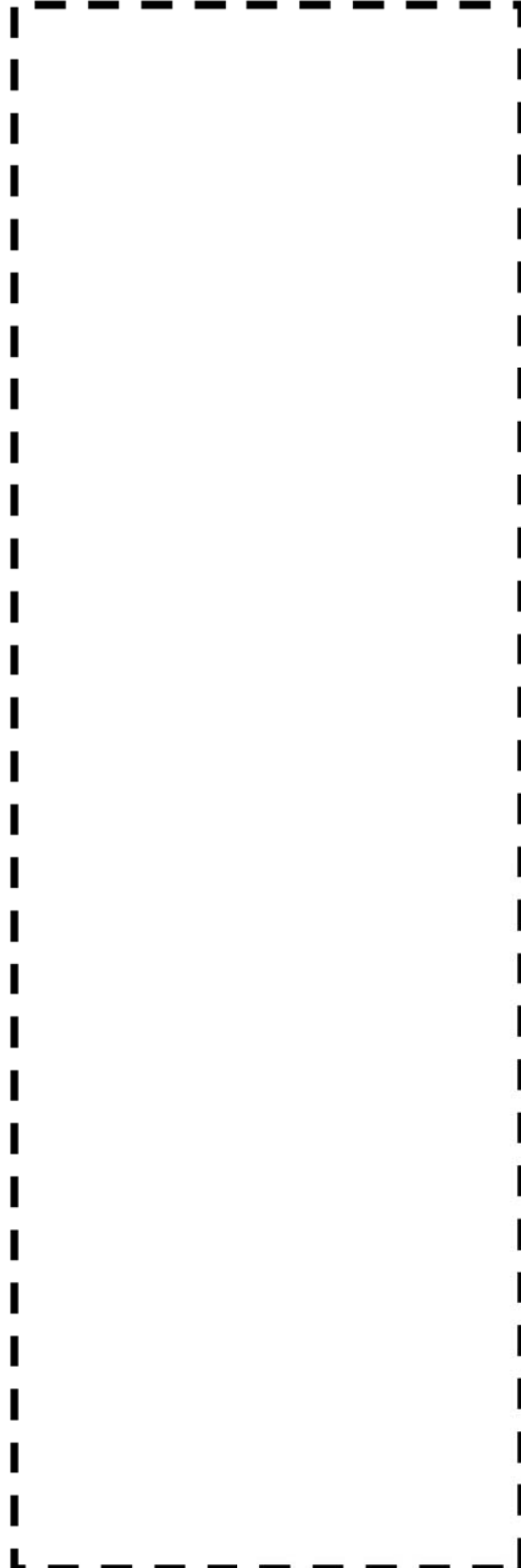
f. 過渡 1B1,2J2

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

g. 過渡 1B1,2B1

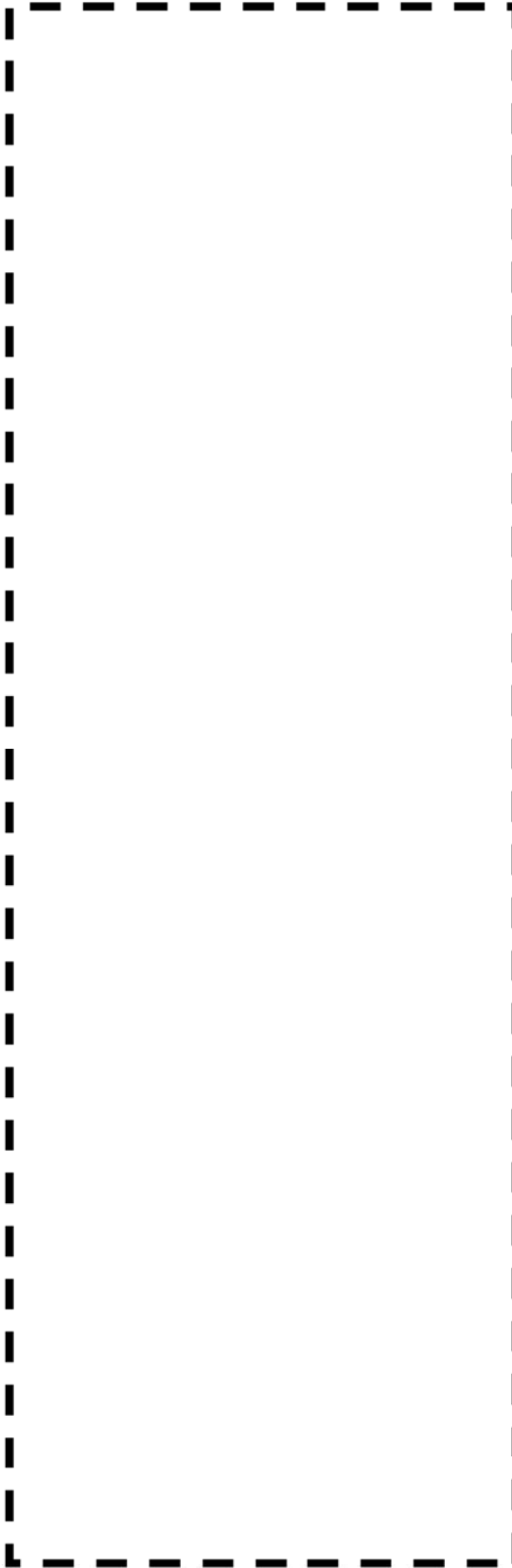


h. 過渡 1B1,2I1

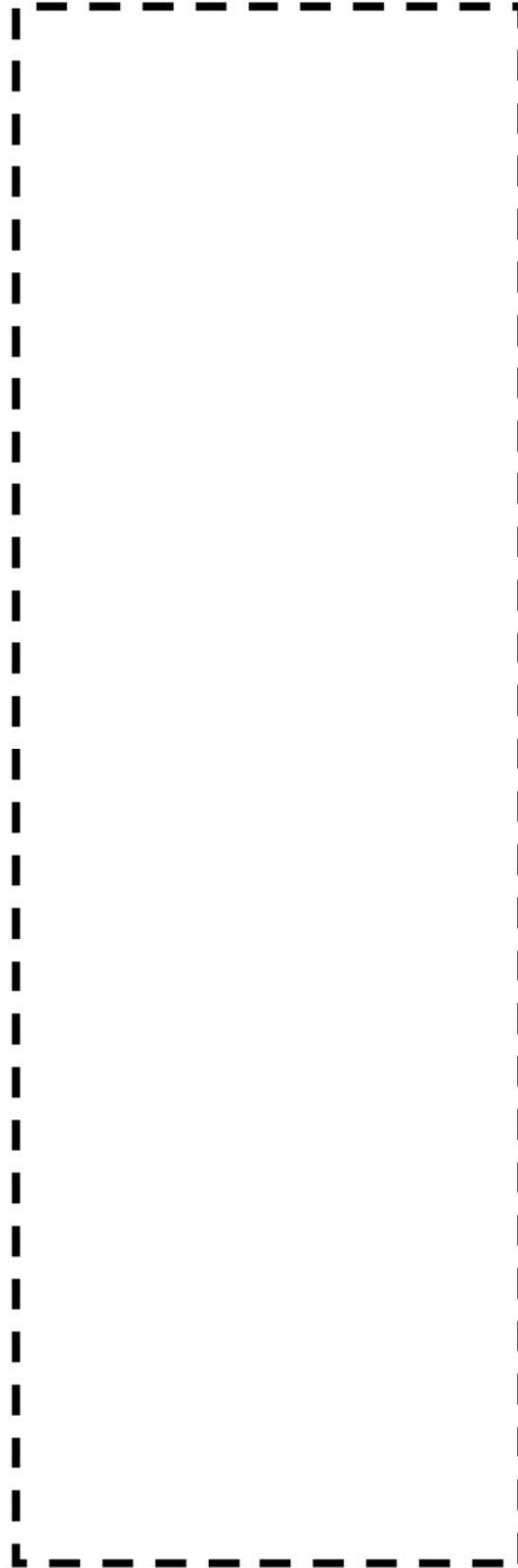


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

i. 過渡 1B1,1C1

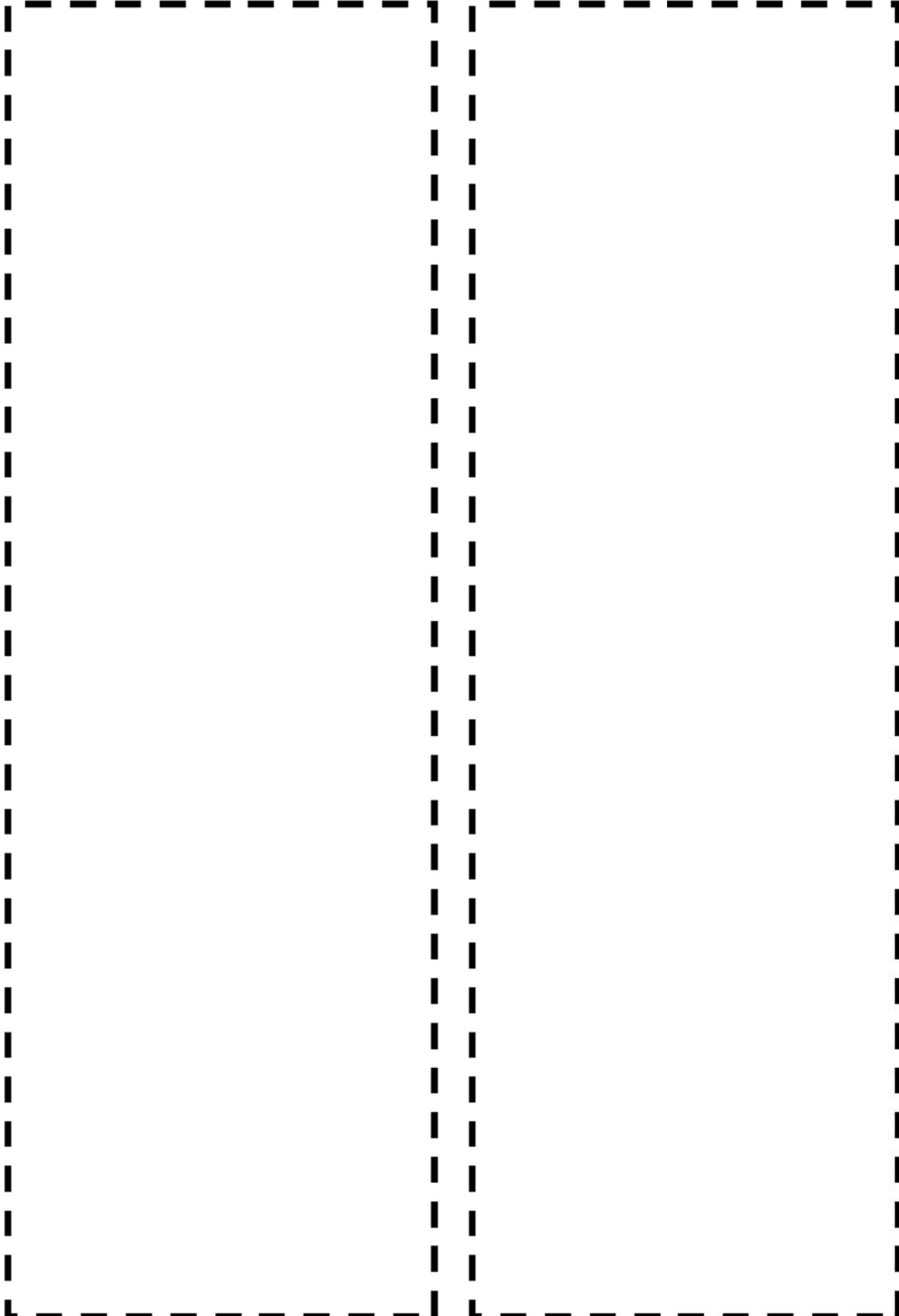


j. 過渡 1I1,1C1



枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

k. 過渡 1A1,1C1



l. 過渡 NSS,1C1



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

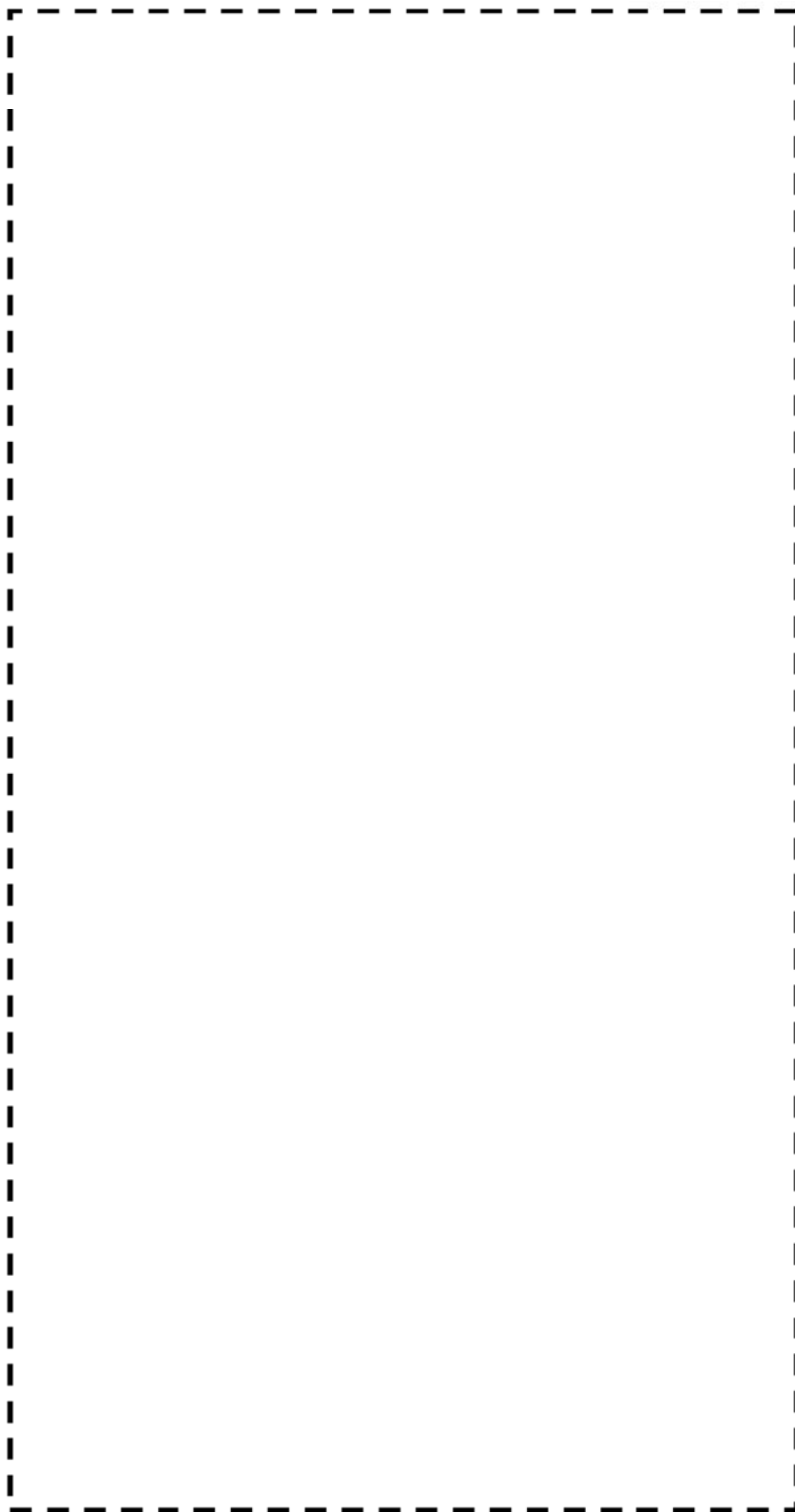


図6 上蓋および上部胴フランジ、スタッドボルト形状寸法、評価点及び解析モデル

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 6-1 疲労累積係数 (上蓋および上部胴フランジ、スタッドボルト)

評価点	U(S12)	U(S23)	U(S31)
1			
2			0.00864
3			
4			
5			
6			
7	0.33070		
8			
9			
10			

許容値 $U_c=1.0$

表 6-2 疲労解析結果 (上蓋および上部胴フランジ)

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*	
[Empty table body]							
疲労累積係数 =							0.00864

→0.009

- 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

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 6-3 疲労解析結果 (スタッドボルト)

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*	
[Empty table content]							
疲労累積係数 =							0.33070

- 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

→0.331

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

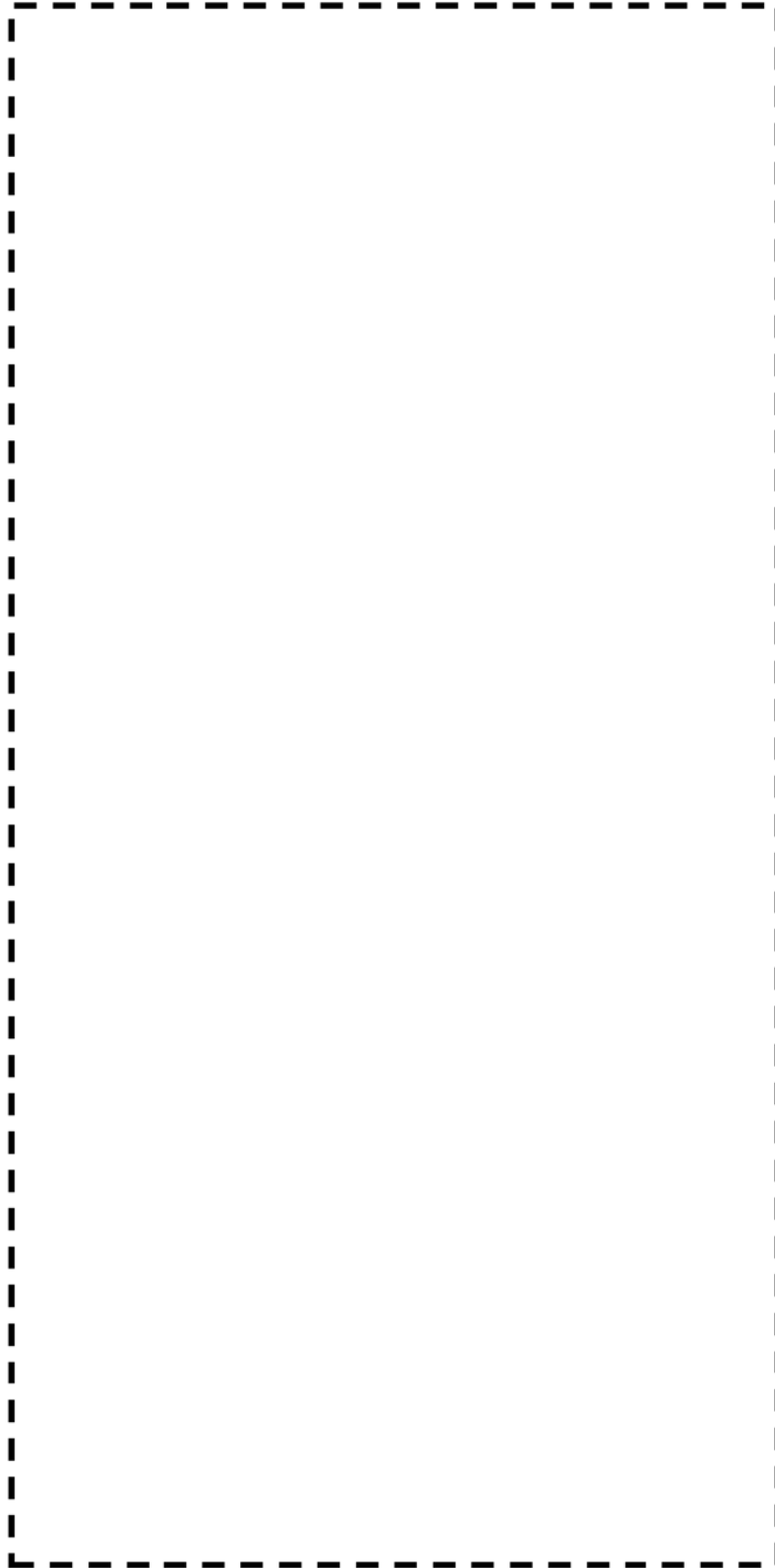


図7 下部胴・下部鏡接続部形状寸法、評価点及び解析モデル

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 7-1 疲労累積係数 (下部胴・下部鏡接続部)

評価点	U(S12)	U(S23)	U(S31)
1			
2			
3			0.00345
4			

許容値 $U_f=1.0$

表 7-2 疲労解析結果 (下部胴・下部鏡接続部)

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*
						疲労累積係数 =	0.00346

Ke : 割増し係数
 ALT : 繰返しびく応力強さ
 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

→0.004

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

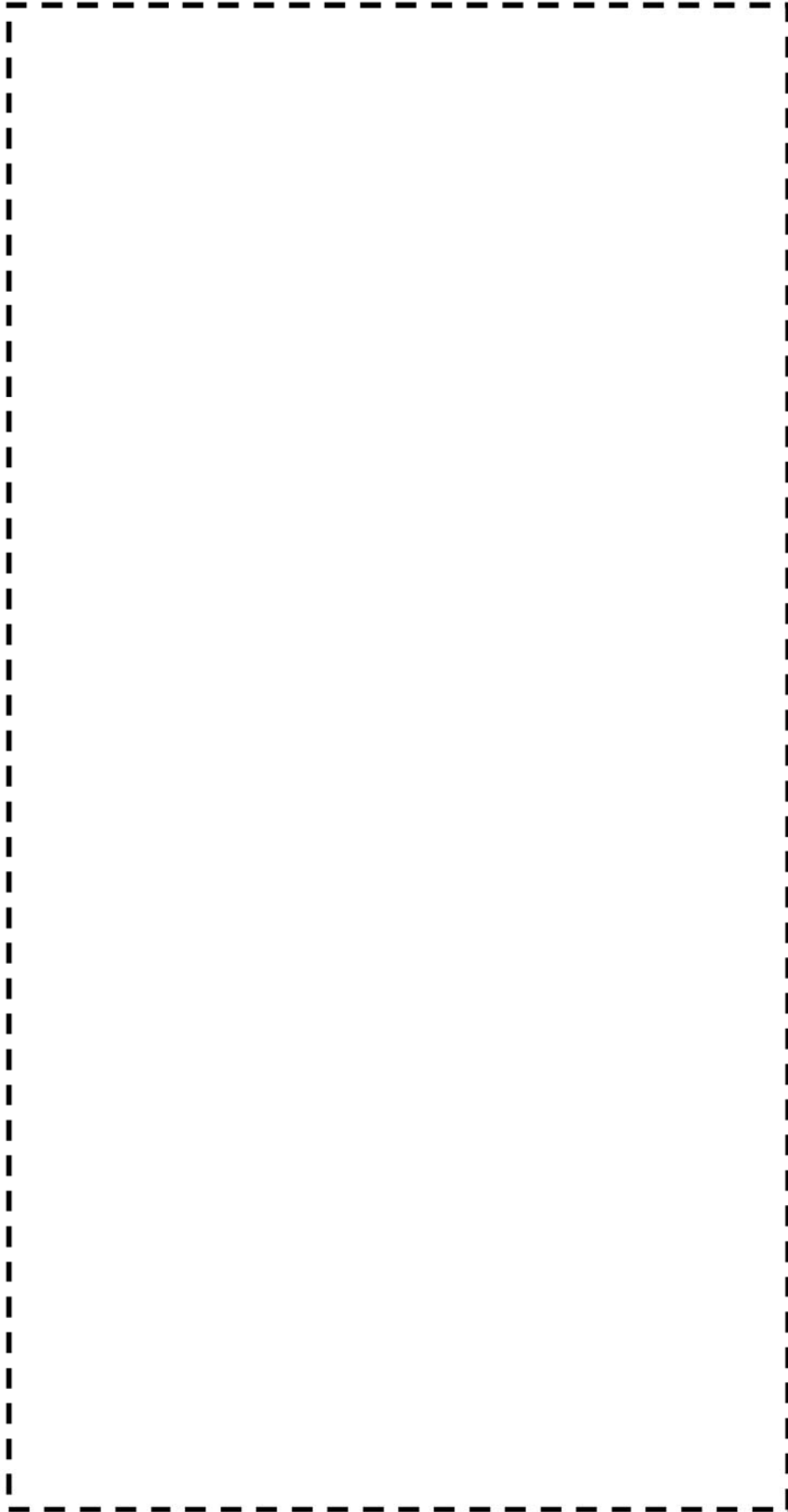


図8 炉心支持金物形状寸法、評価点及び解析モデル

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

