

美浜3号炉－低サイクル疲労－9 r e v 3

タイトル	原子炉容器冷却材出入口管台等の疲労累積係数の算出根拠について (4-1-18頁)							
説明	<p>原子炉容器冷却材入口管台等の疲労累積係数の算出根拠は以下のとおりである。</p> <p>1. 解析モデル 疲労累積係数の算出に用いた解析情報を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="475 808 1331 1592"><tr><td>解析プログラム</td><td>ABAQUS Ver. 6.3-1</td></tr><tr><td>要素種類</td><td rowspan="4" style="border: 1px dashed black;"></td></tr><tr><td>要素次数</td></tr><tr><td>要素数</td></tr><tr><td>節点数</td></tr></table> <p>解析モデル図は添付1に示す。</p> <div data-bbox="435 1630 1362 1962" style="border: 1px dashed black; height: 148px;"></div>	解析プログラム	ABAQUS Ver. 6.3-1	要素種類		要素次数	要素数	節点数
解析プログラム	ABAQUS Ver. 6.3-1							
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	
		288.6℃	322.8℃
冷却材出入口管 台セーフエンド			
冷却材出入口管 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			
上蓋フランジ			
上蓋			
スタッドボルト			
蓋用管台			

3. 最大評価点の選定

解析モデル上の評価点は、構造不連続部等において応力が大きくなる評価断面を抽出しており、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結果及び最大評価点の選定結果を、添付2に示す。

4. 応力分類

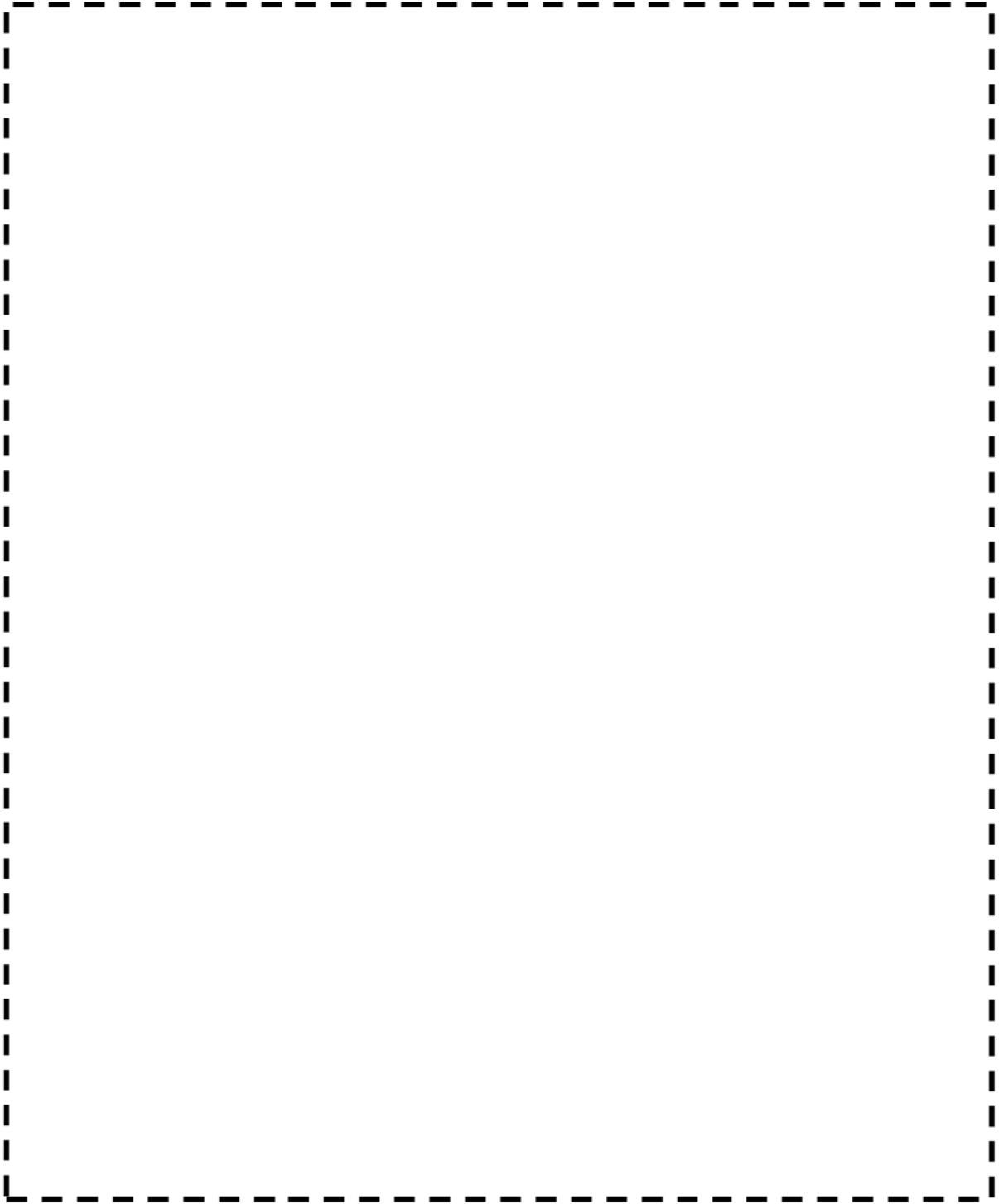
評価における荷重の組み合わせを以下に示します。また、応力フローを添付3に示す。

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+熱過渡荷重
	ボルト	圧力+熱過渡荷重+機械的荷重

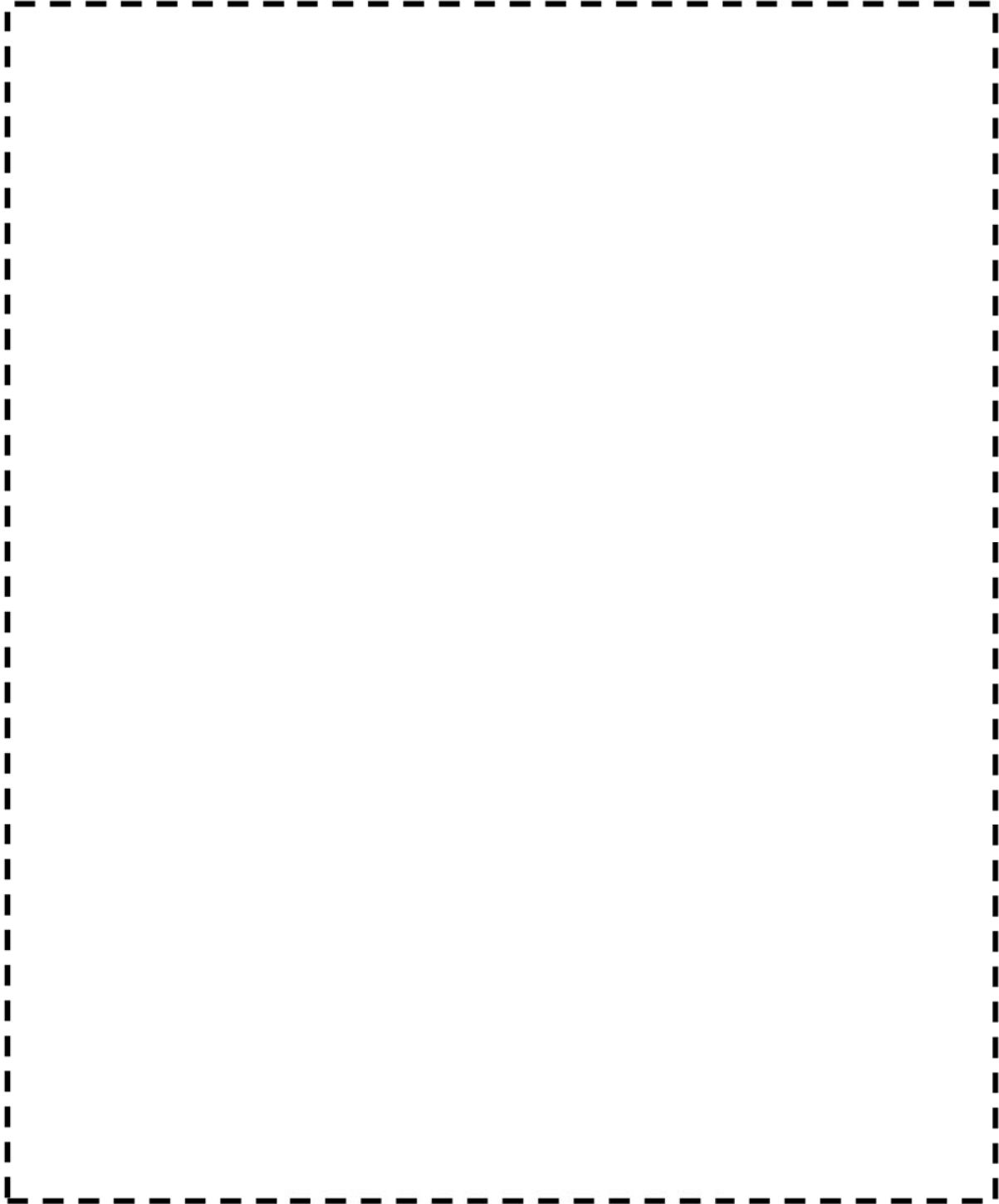
5. Ke係数および環境パラメータ

評価に用いたKe係数および環境評価パラメータ（環境効果補正係数fen）を添付4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

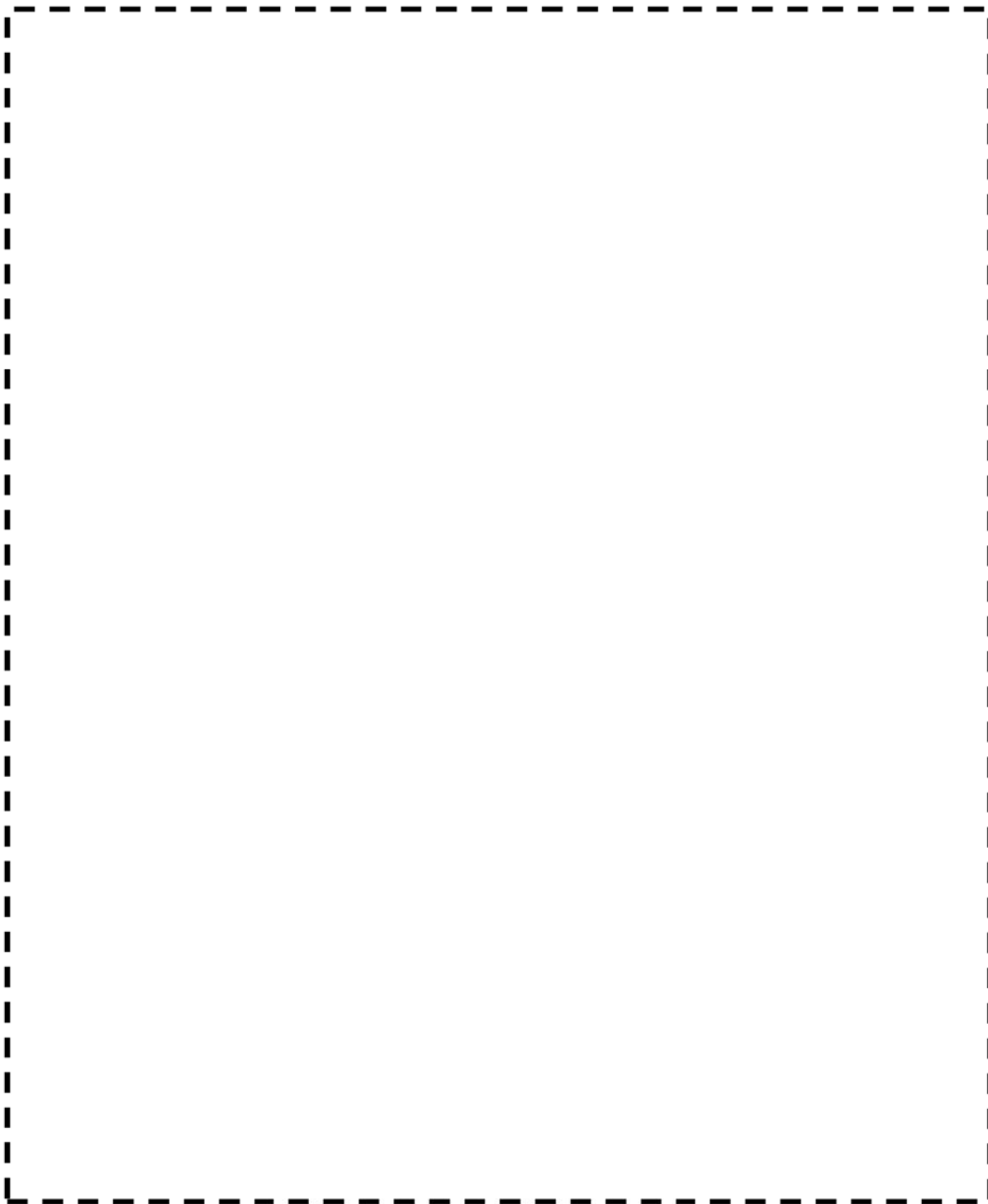


原子炉容器 入口管台 解析モデル



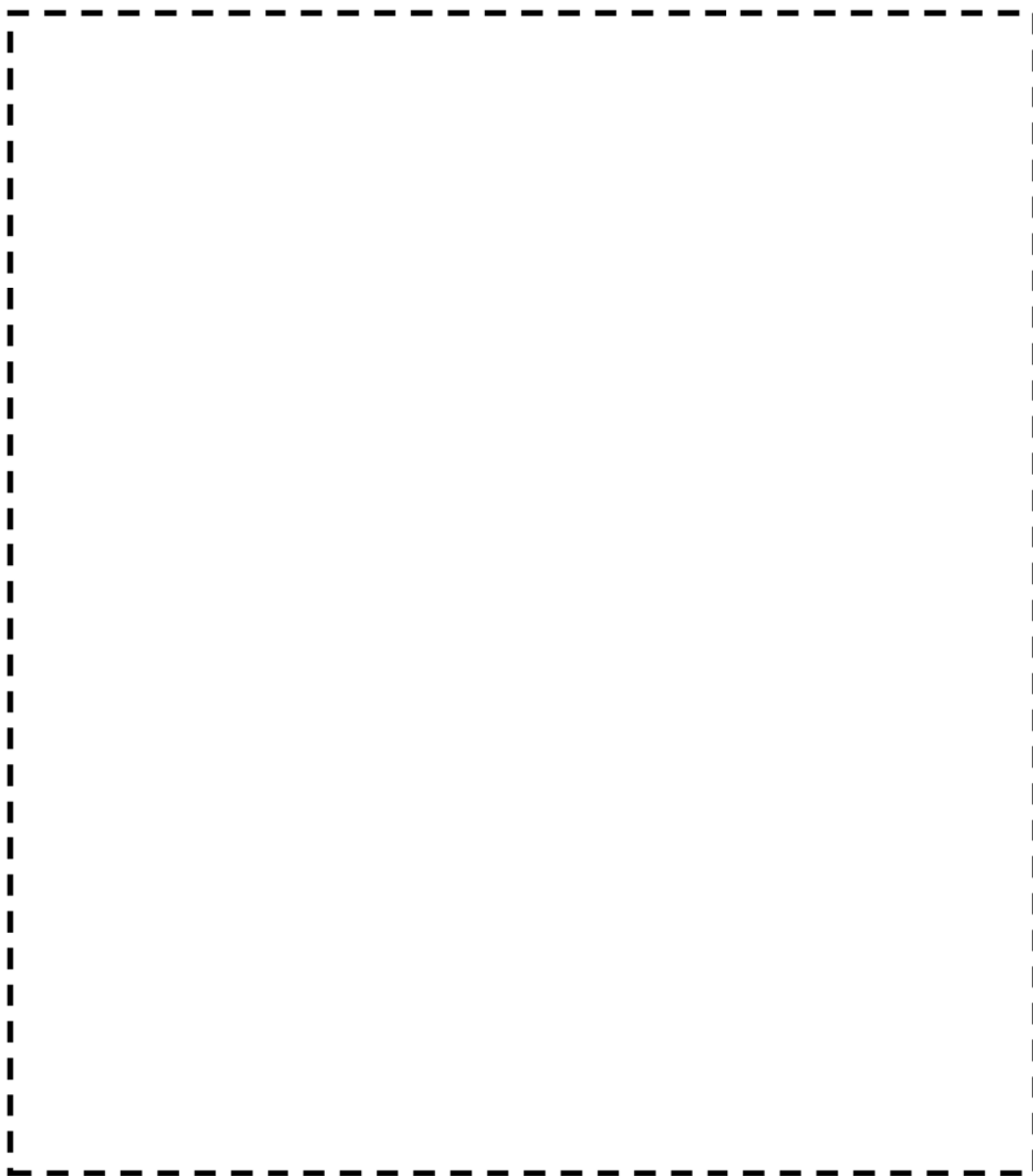
原子炉容器 出口管台 解析モデル

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



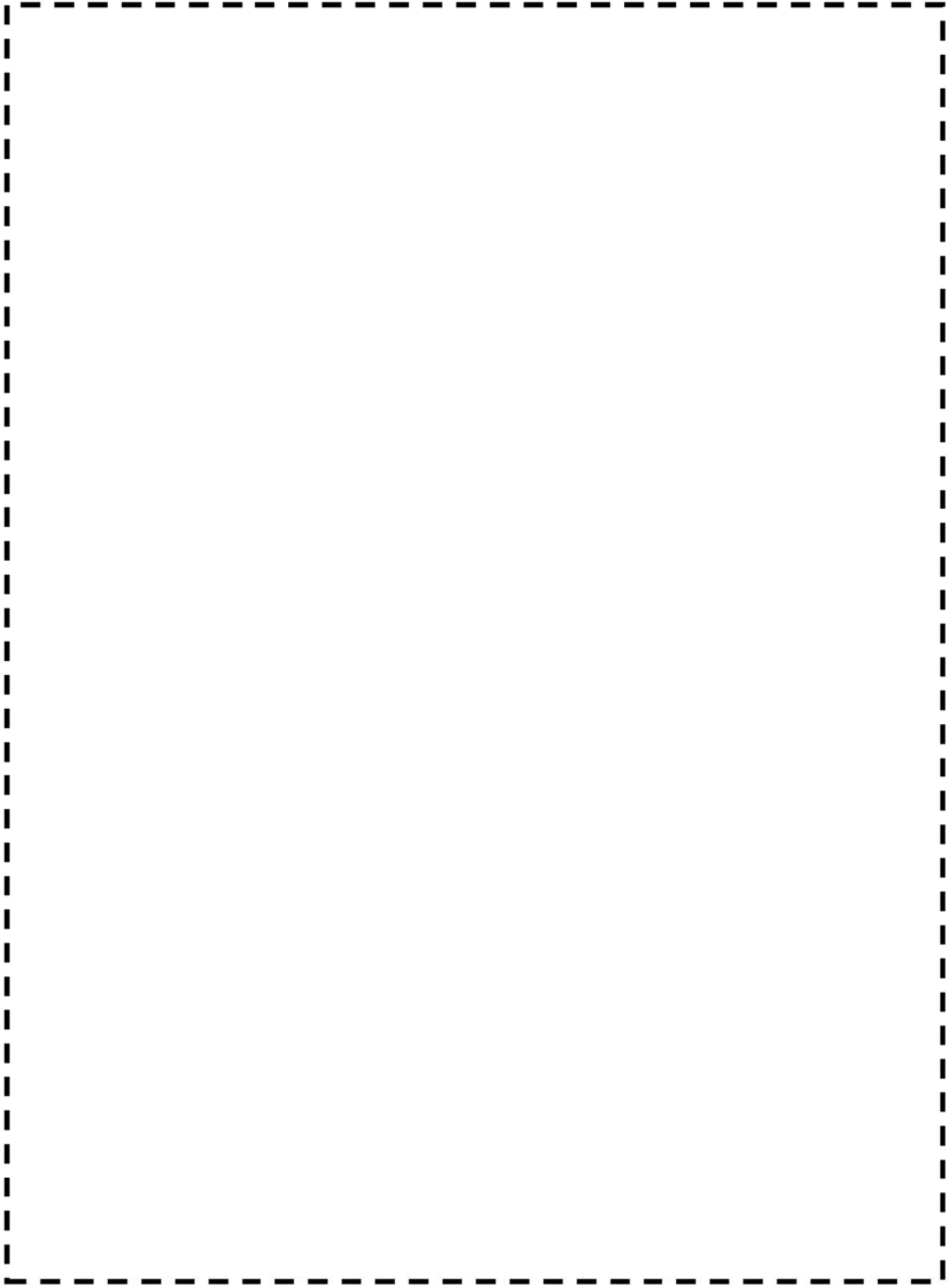
原子炉容器 蓋用管台 解析モデル

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



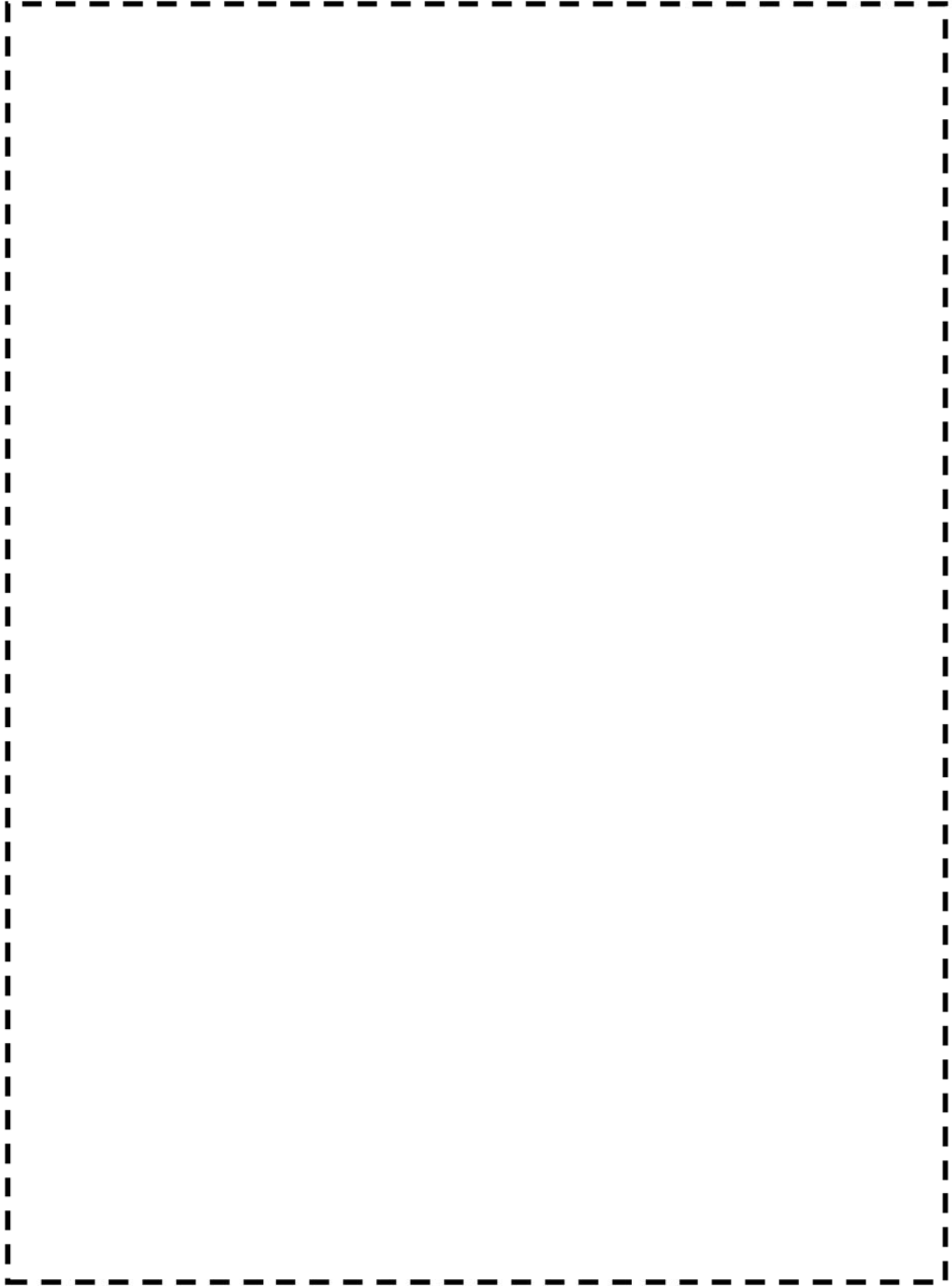
原子炉容器 炉内計装筒 解析モデル

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



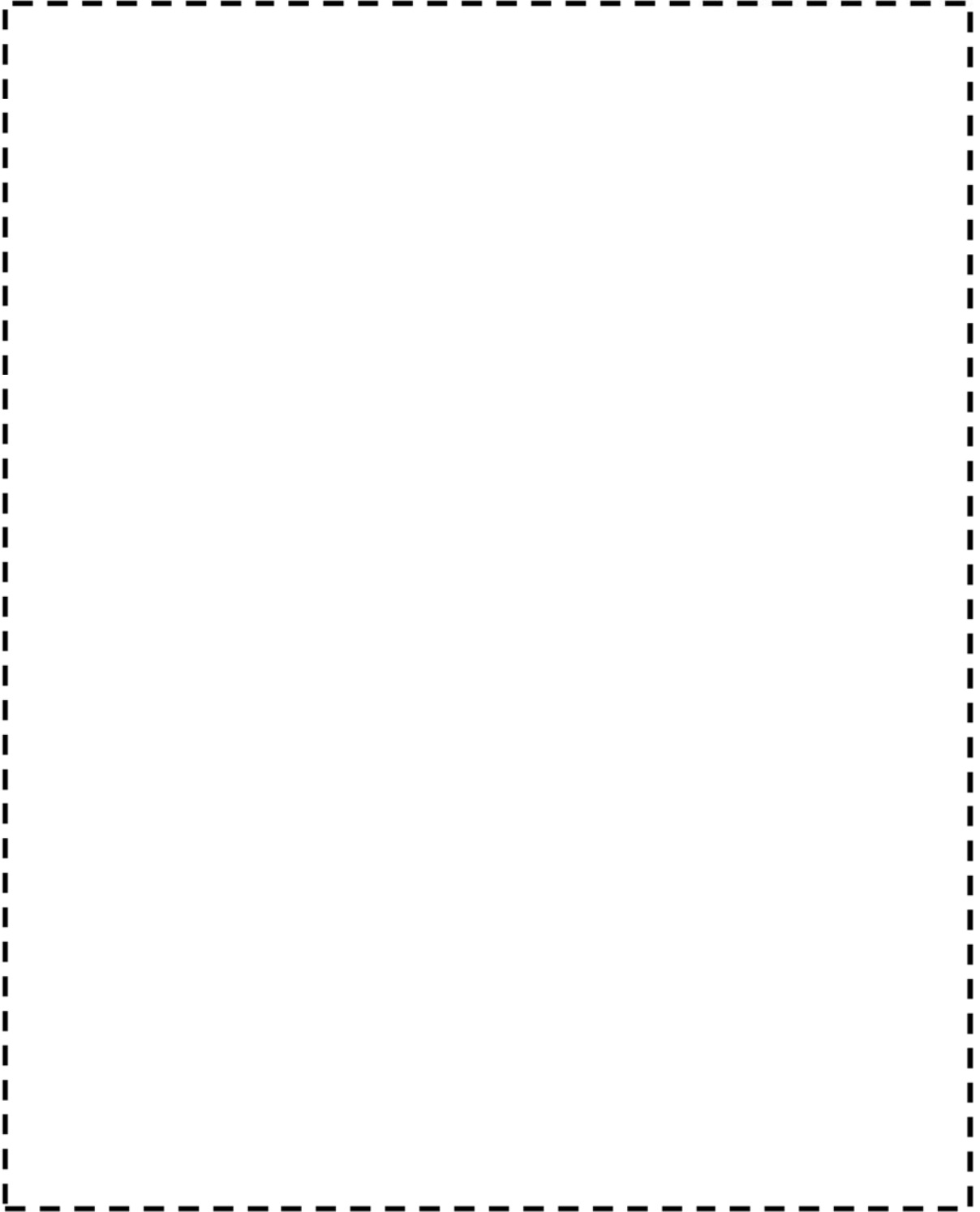
原子炉容器 上蓋、上蓋フランジ、上部胴フランジ及びスタッドボルト 解析モデル

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



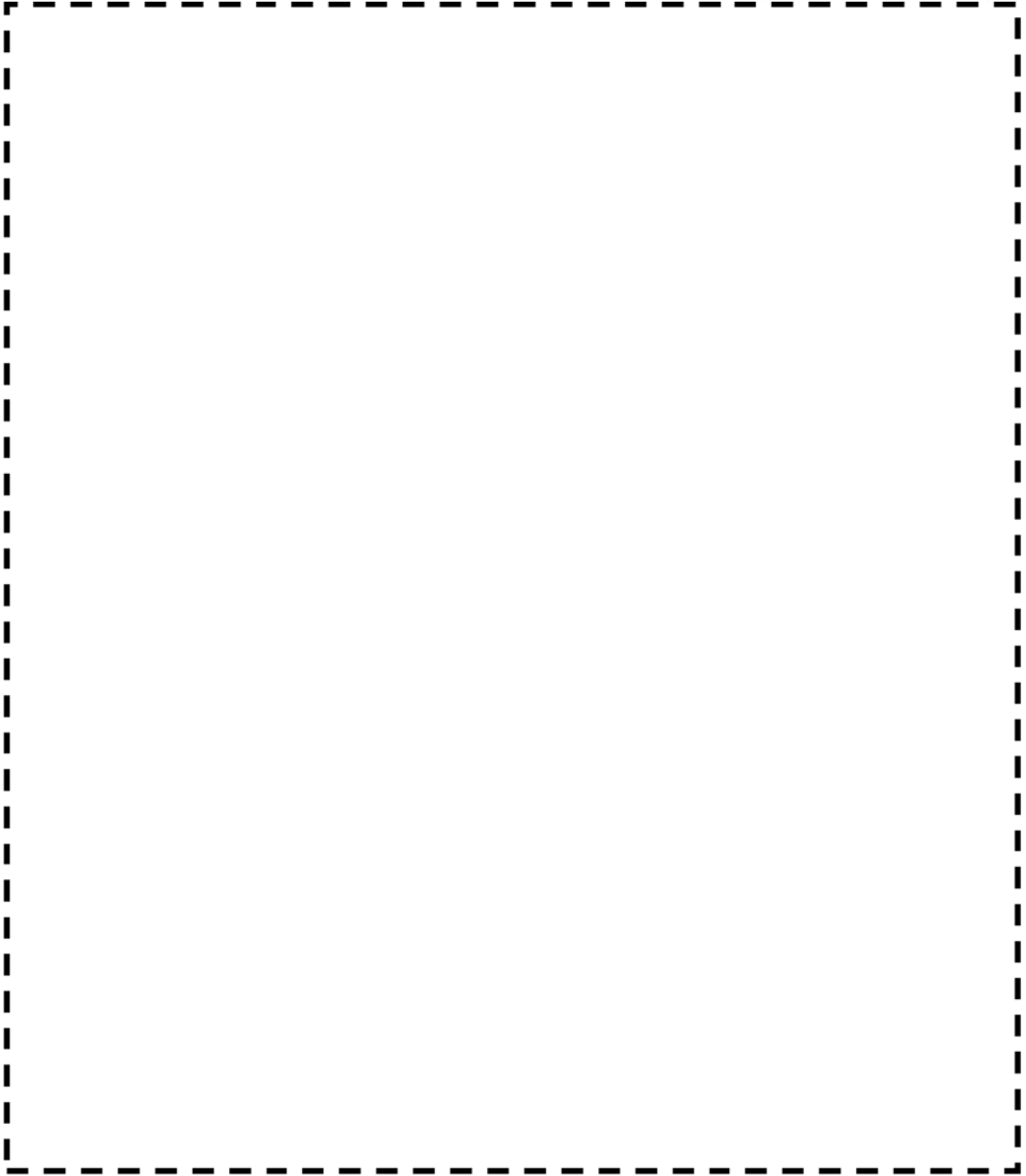
原子炉容器 下部胴、下部鏡接続部 解析モデル

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



原子炉容器 炉心支持金物 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



原子炉容器 入口管台 評価点

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

原子炉容器 入口管台 最大評価点の選定

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

許容値 $U_f = 1.0$

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

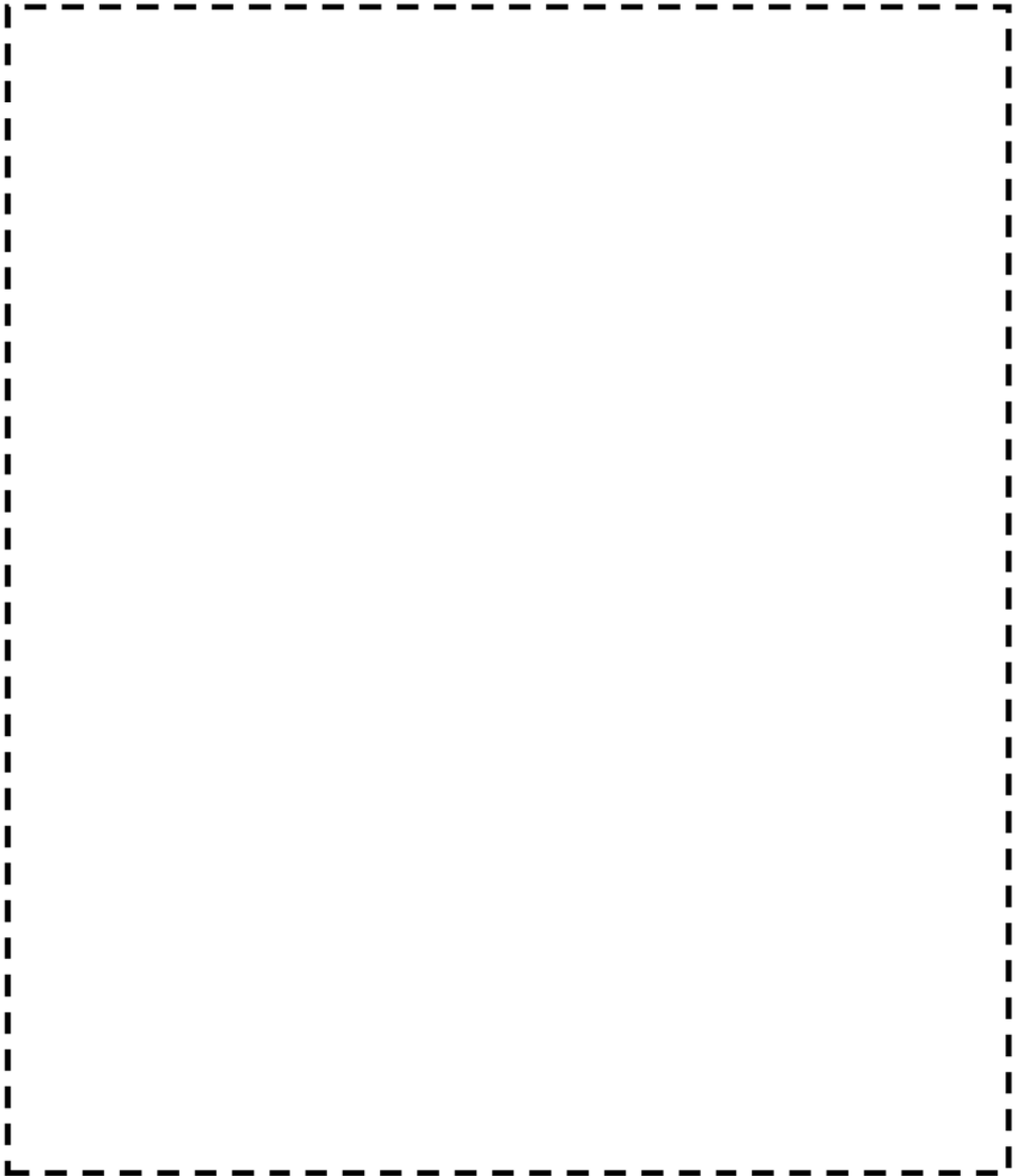
入口管台 疲労評価結果 (評価点: 9L)

応力強さ (単位: MPa)					繰返し回数		疲労係数
極大値	極小値	Ke	ALT	ALT'	N	N*	(=N/N*)
疲労累積係数 =							0.03799

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

→通常UF : 0.038

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



原子炉容器 出口管台 評価点

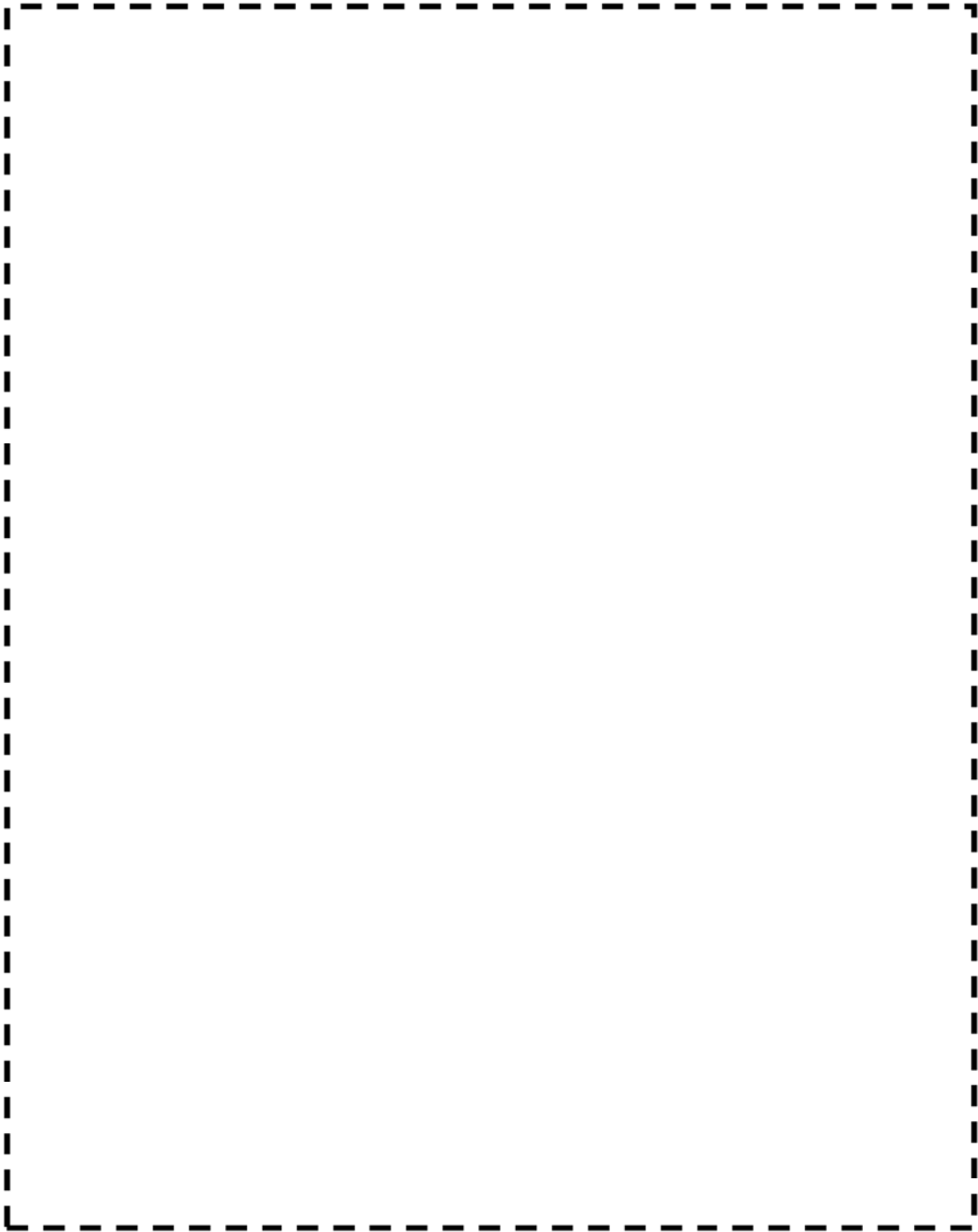
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません

原子炉容器 出口管台 最大評価点の選定

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

許容値 $U_f = 1.0$

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



原子炉容器 蓋用管台 評価点

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

原子炉容器 蓋用管台 最大評価点の選定

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

許容値 $U_f = 1.0$

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

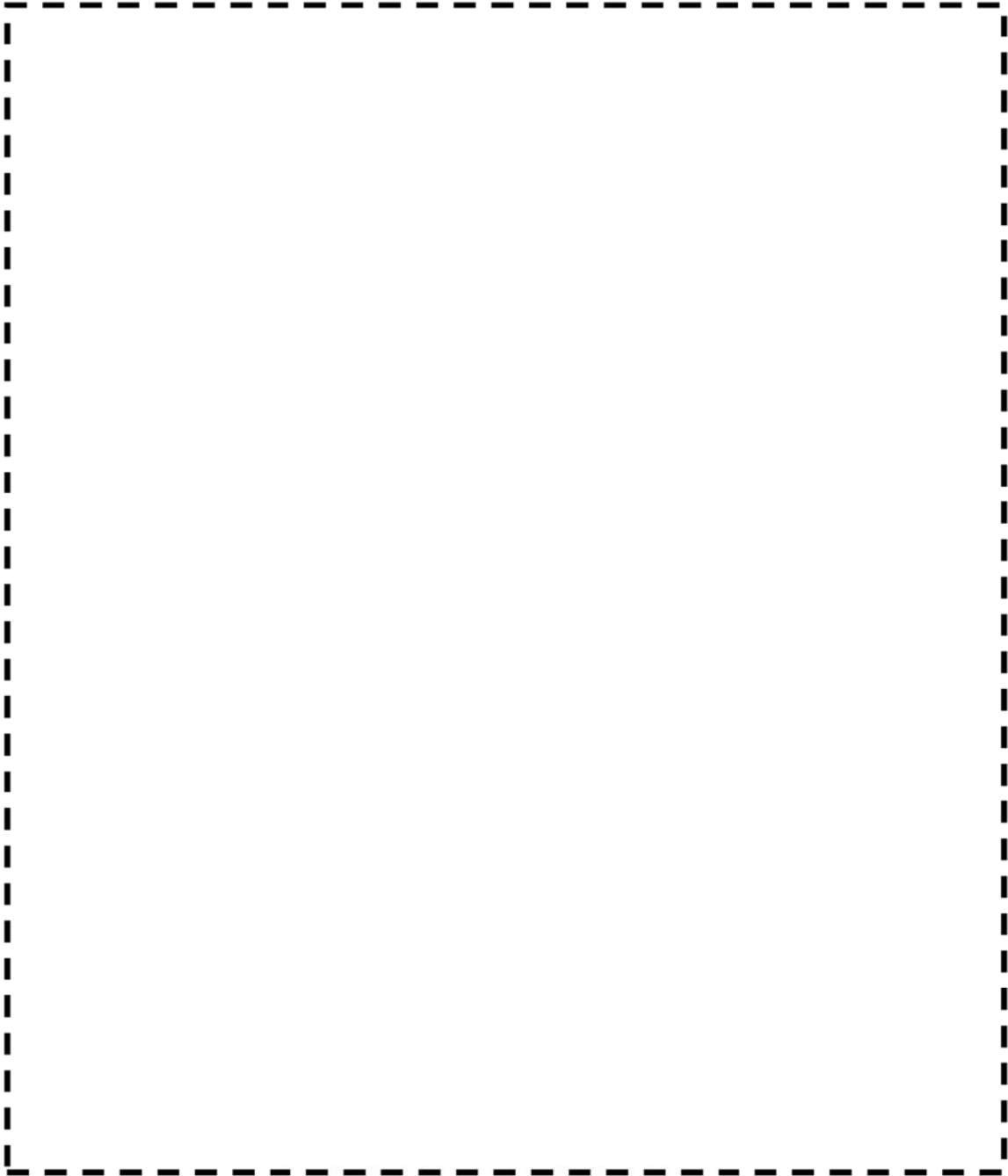
蓋用管台 疲労評価結果 (評価点 : 6)

応力強さ (単位 : MPa)					繰返し回数		疲労係数
極大値	極小値	Ke	ALT	ALT'	N	N*	(=N/N*)
疲労累積係数 = 0.11259							

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

→通常UF : 0.113

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



原子炉容器 炉内計装筒 評価点

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

原子炉容器 炉内計装筒 最大評価点の選定

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

許容値 $U_f = 1.0$

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

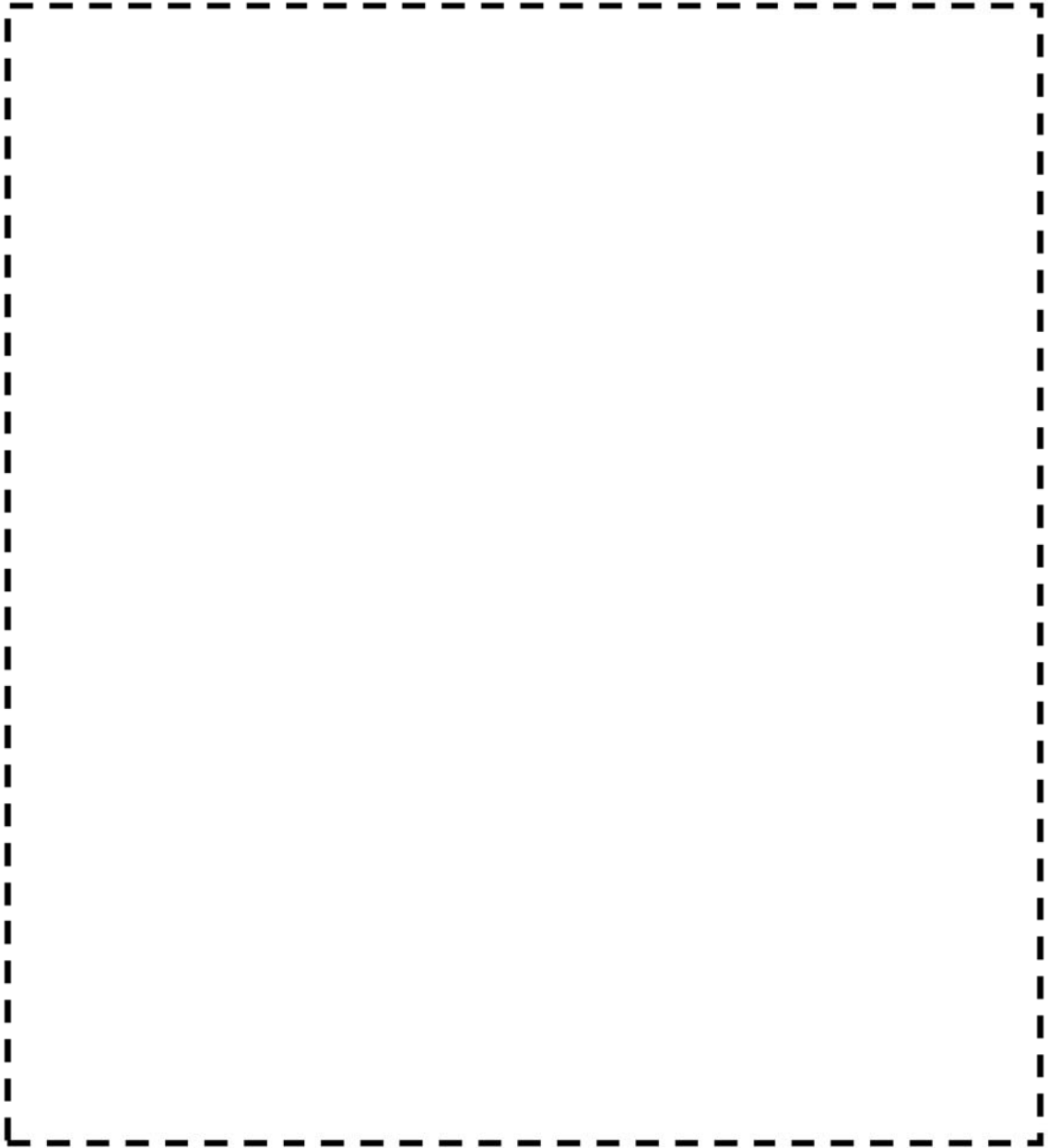
炉内計装筒 疲労評価結果 (評価点: 10)

応力強さ (単位: MPa)					繰返し回数		疲労係数
極大値	極小値	Ke	ALT	ALT'	N	N*	(=N/N*)
<div style="border: 1px dashed black; height: 400px; width: 100%;"></div>							
疲労累積係数 =							0.13906

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

→通常UF : 0.140

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



原子炉容器 上蓋、上蓋フランジ、上部胴フランジ及びスタッドボルト 評価点

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

原子炉容器 上蓋、上蓋フランジ、上部胴フランジ及びスタッドボルト 最大評価点の選定

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

許容値 $U_f = 1.0$

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

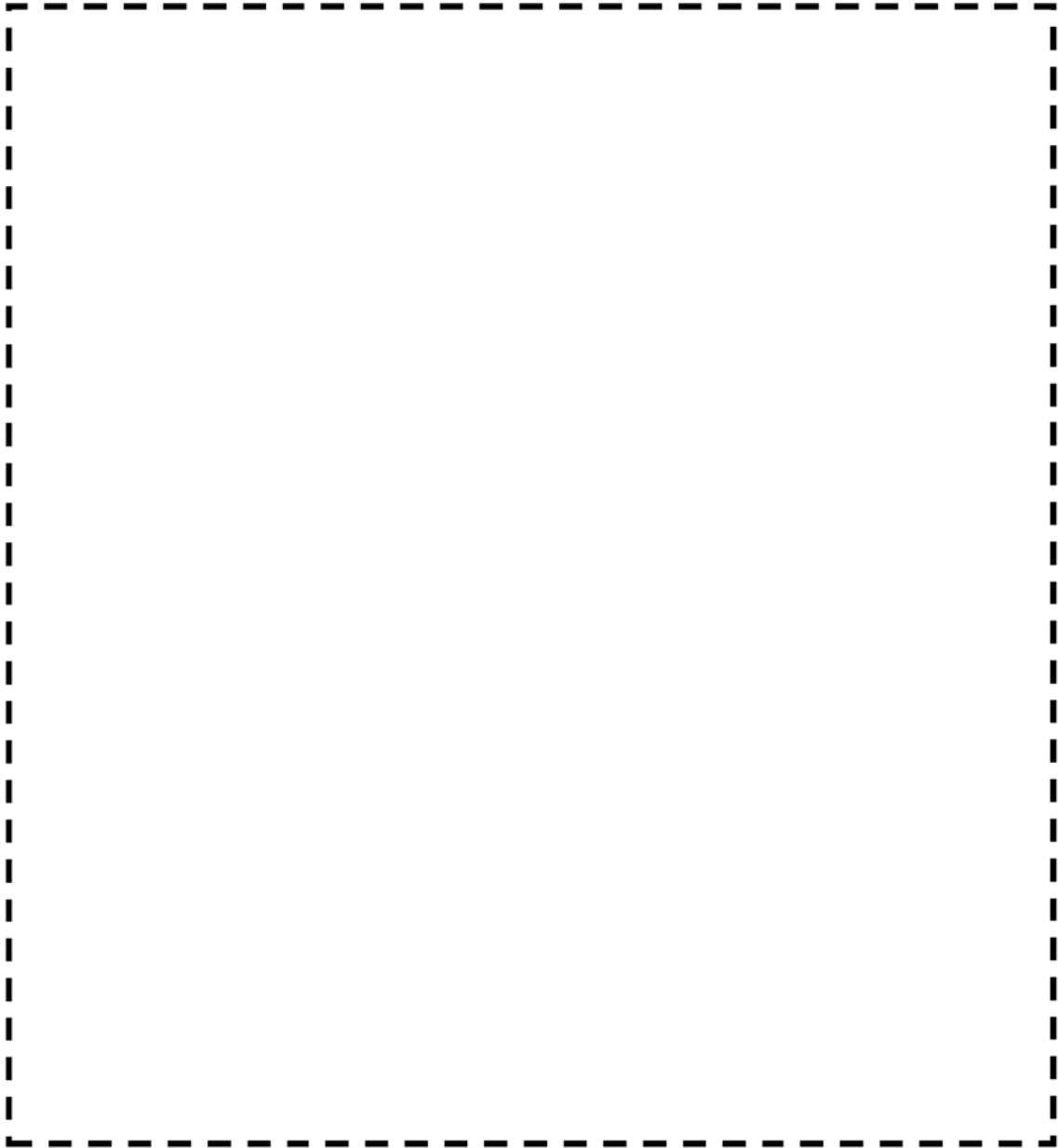
上蓋 疲労評価結果 (評価点: 2)

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 =							0.01040

→通常UF: 0.011

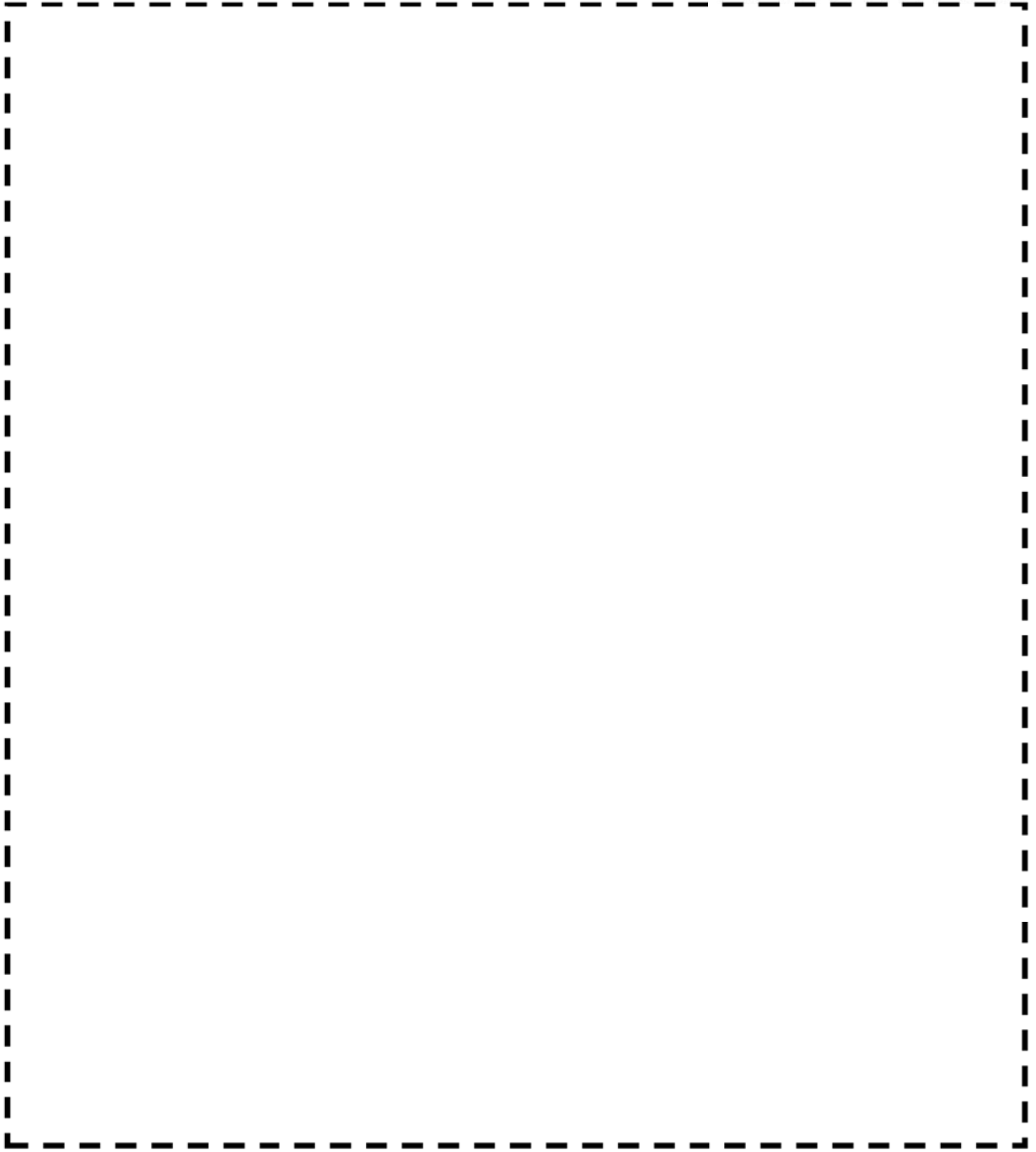
Ke : 割増し係数
 ALT : 繰返しピーク応力強さ
 ALT' : ALTに(207000)/(材料の使用温度における縦弾性係数)を乗じて得た値
 N : 設計繰返し回数
 N* : 許容繰返し回数

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



原子炉容器 下部胴、下部鏡接続部 評価点

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



原子炉容器 炉心支持金物 評価点

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

炉心支持金物 最大評価点の選定

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

許容値 $U_f = 1.0$

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

炉内支持金物 疲労評価結果 (評価点 : 3)

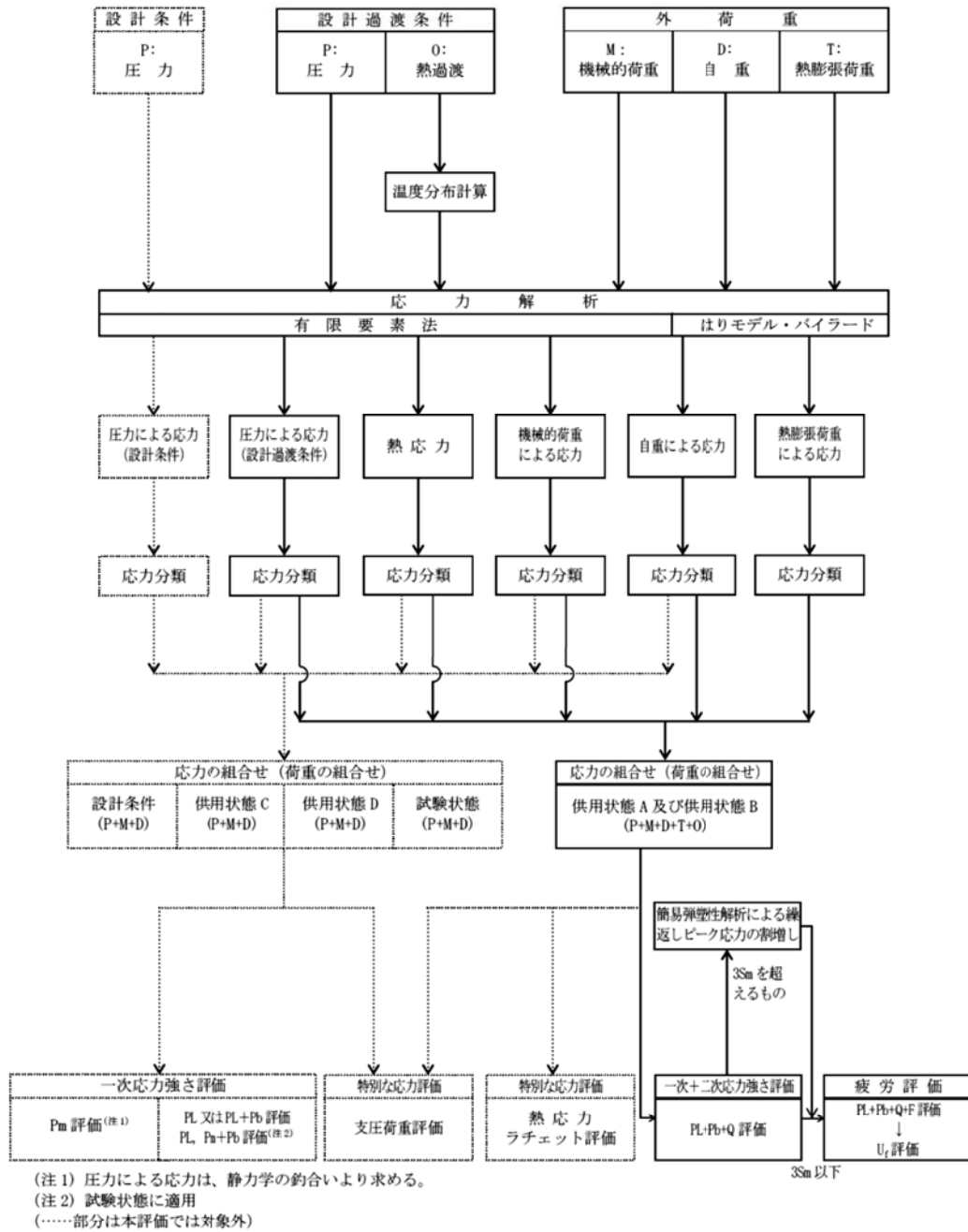
応力強さ (単位 : MPa)					繰返し回数		疲労係数
極大値	極小値	Ke	ALT	ALT'	N	N*	(=N/N*)
疲労累積係数 = 0.00595							

→通常UF : 0.006

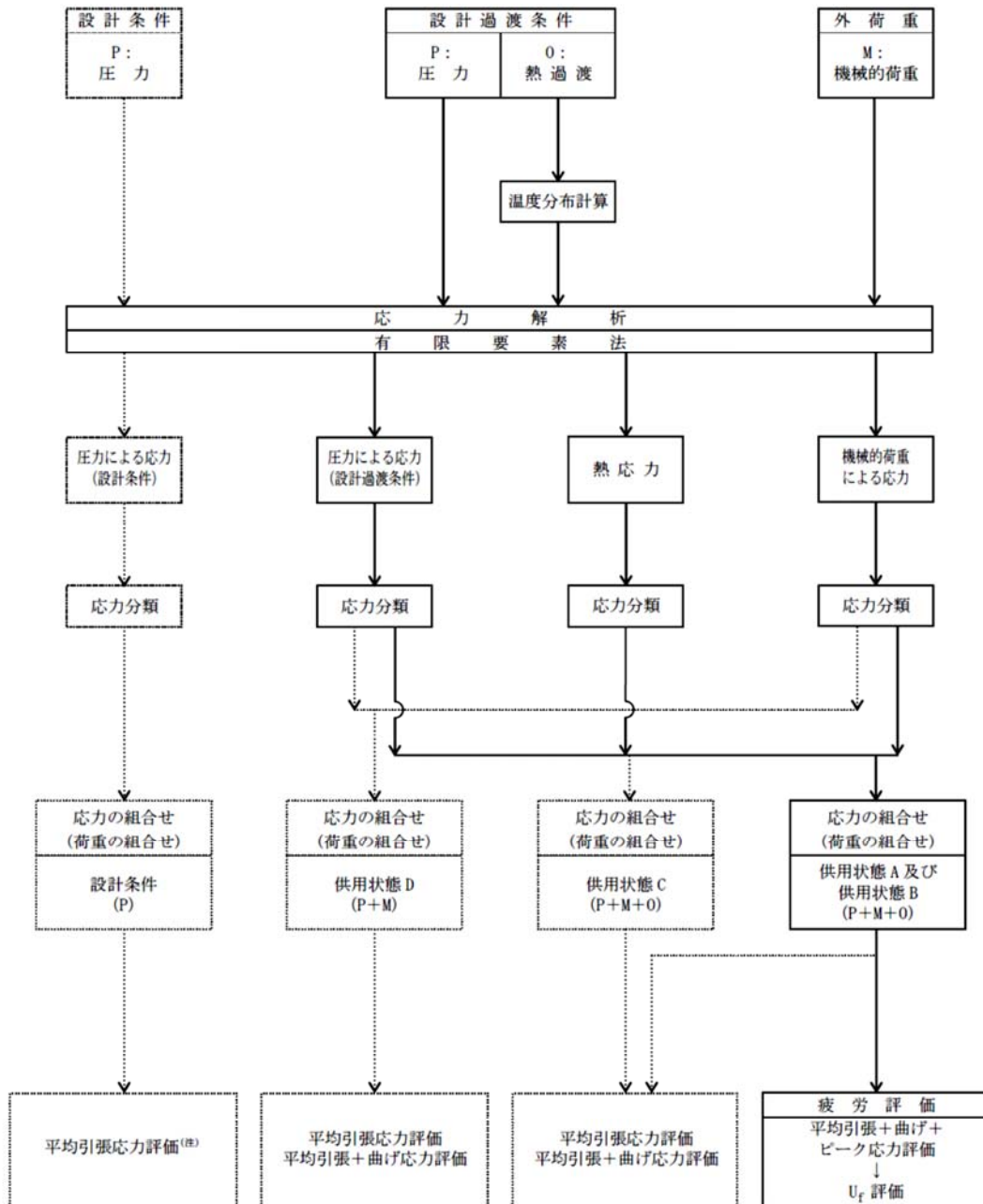
- Ke : 割増し係数
 ALT : 繰返しピーク応力強さ
 ALT' : ALTに(207000)/(材料の使用温度における縦弾性係数)を乗じて得た値
 N : 設計繰返し回数
 N* : 許容繰返し回数

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

応力評価フロー (ボルト以外)



応力評価フロー (ボルト)



(注) 圧力による応力は、静力学の釣合いより求める。

K e 係数と環境疲労パラメータ (詳細評価手法)

【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		実過渡 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

→環境UF : 0.001

【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		実過渡 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

→環境UF : 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

【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		実過渡 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'					
合計： 0.00174											

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

→環境UF：0.002

【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	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	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'					
合計： 0.00530											

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

→環境UF：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 (fen) の算出根拠

環境補正係数については、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。以下に環境補正係数が1を超える、U f が大きい過渡の温度、ひずみ履歴をそれぞれ6例示す。

【蓋用管台】

a. 過渡2J1[1次系漏えい試験(加圧)]-2D5[100%からの原子炉トリップ(Ⅲ)不注意な冷却とSIを伴うトリップ(正常ループ)]

b. 過渡2J1[1次系漏えい試験(加圧)]-2G1[出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動]

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[1次系漏えい試験(加圧)]-1L1[1ループ停止/1ループ起動(I)停止(停止ループ)]

d. 過渡2J1[1次系漏えい試験(加圧)]-2D4[100%からの原子炉トリップ(III)不注意な冷却とSIを伴うトリップ(冷却ループ)]

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[1次系漏えい試験(加圧)]-2D1[100%からの原子炉トリップ(1)不注意な冷却を伴わないトリップ]



f. 過渡2J1[1次系漏えい試験(加圧)]-2G1[出力運転中の非常用炉心冷却系の誤作動]



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】

a. 過渡2J1[1次系漏えい試験(加圧)]-2D4[100%からの原子炉トリップ(Ⅲ)不注意な冷却とSIを伴うトリップ(冷却ループ)]

b. 過渡2J1[1次系漏えい試験(加圧)]-2G1[出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動]

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[1次系漏えい試験(加圧)]-2H1[1次系冷却系停止ループの誤起動(起動ループ)]

d. 過渡III[燃料交換]-IC1[負荷上昇(負荷上昇率5%/min)]

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[起動] - 1C1 [負荷上昇 (負荷上昇率5%/min)]

f. 過渡NSS - 1C1 [負荷上昇 (負荷上昇率5%/min)]

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

美浜3号炉—低サイクル疲労—16 rev 1

タイトル	抽出水第1しゃ断弁の疲労累積係数の算出根拠について (6-1.2-36頁)
説明	<p>抽出水第1しゃ断弁の疲労累積係数の算出根拠は以下の通りである。</p> <ol style="list-style-type: none">1. 解析モデル JSME S NC-1 2005/2007 VVB-3300による評価を実施しているため解析モデルに該当するものはない。 評価パラメータは添付参照2. 材料物性 材質：[] ヤング率：1.78×10^5 (MPa) 熱膨張係数：1.844×10^{-5} (mm/mm・°C)3. 最大評価点の選定 JSME S NC-1 2005/2007 VVB-3300の規格計算をしているため該当するものはない。4. 応力分類 荷重の組合せ：圧力, 配管反力, 熱による応力 (JSME S NC-1 2005/2007 VVB-3300によって規定されている)5. Ke係数 簡易弾塑性解析を実施していないため該当なし。6. 環境評価パラメータ 添付参照

設計・建設規格のVVB-3300（弁の応力評価）に従った応力解析結果を表1に示す。
また、設計・建設規格のVVB-3300（弁の応力評価）に従った疲労累積係数と、環境疲労評価手法による環境疲労累積係数の算出結果を表2に示す。

表1 応力解析結果

評 価	弁蓋に生ずる応力はすべて許容応力以下であるので、強度は十分である。
-----	-----------------------------------

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。

表2 疲労累積係数・環境疲労評価結果

<table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td style="padding: 2px;">環境EF</td> <td style="padding: 2px;">0.02534</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">→0.026</p>	環境EF	0.02534	<table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td style="padding: 2px;">環境EF</td> <td style="padding: 2px;">0.53490</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">→0.535</p>	環境EF	0.53490
環境EF	0.02534				
環境EF	0.53490				

注) Spi: ピーク応力強さの変動幅(MPa)、
 N/N*: 疲労累積係数、
 $\dot{\epsilon}$: ひずみ速度(%/s)、
 T*: 温度依存パラメータ、
 を示す。

N: 繰り返し回数(回)、
 Δt : 過度継続時間(s)、
 $\dot{\epsilon}^*$: ひずみ速度依存パラメータ、
 Fen: 環境効果補正係数、

N*: 許容繰り返し回数(回)、
 E: 縦弾性係数(MPa)、
 T: 温度(°C)、
 Fen×N/N*: 環境疲労累積係数

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。

環境効果補正係数 (F_{en}) の算出根拠

環境疲労補正係数については、環境疲労評価手法の簡易評価手法によって算出している。

例として起動時及び停止時の過渡の組み合わせ $F_{en} = \left[\frac{1}{1 + \exp(-T^*)} \right]$ の導出の過程を説明する。

環境疲労評価手法 EF-2320 (オーステナイト系ステンレス鋼及びこれらの溶接部) より、PWRプラント環境 (鋳鋼) では、下記のように定まる。

$$\ln(F_{en}) = (C - \dot{\epsilon}^*) \times T^*$$

$$C = 3.910$$

$$\dot{\epsilon}^* = \ln(49.9) : [\dot{\epsilon} > 49.9] (\%/s)$$

$$\dot{\epsilon}^* = \ln(\dot{\epsilon}) : [0.00004 \leq \dot{\epsilon} \leq 49.9] (\%/s)$$

$$\dot{\epsilon}^* = \ln(0.00004) : [\dot{\epsilon} < 0.00004] (\%/s)$$

$$T^* = 0.000782 \times T : [T \leq 325] (^{\circ}C)$$

$$T^* = 0.254 : [T > 325] (^{\circ}C)$$

ここで、

$$\left[\frac{1}{1 + \exp(-T^*)} \right] = \frac{1}{1 + \exp(-0.254)}$$

であるから、 $\dot{\epsilon}^* = \ln(0.00004) = -10.126631$

$$T = \left[\frac{1}{1 + \exp(-T^*)} \right]$$

であるので、 $T^* = \left[\frac{1}{1 + \exp(-T^*)} \right]$

したがって、

$$F_{en} = \left[\frac{1}{1 + \exp(-T^*)} \right]$$

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。

ピーク応力強さ変動幅Spiの考え方

抽出水第1しゃ断弁のピーク応力強さの変動幅(Spi)は設計・建設規格(JSME S NC-1 2005/2007)のVVB-3300 (弁の応力評価) に従って算出している。

例として各過渡の中で最も $F_{en} \times N/N^*$ が大きい H28[抽出ラインの隔離及び復帰] - C30[抽出ラインの隔離及び復帰]の過渡組み合わせ Spi= $\square\square\square$ の導出の過程を説明する。

供用状態A及び供用状態Bにおける弁箱の疲労評価について、ピーク応力強さの変動幅は、以下のとおり式VVB-17を用いて算出する。

$$S_{pi} = 4\Delta P_{fm} \left(\frac{r_i}{t_e} + 0.5 \right) + \alpha E \Delta T_f (C_3 C_4 + C_5) \quad (VVB-17)$$

ΔP_{fm} : 圧力の段階的な変化の最大値と最小値との差 = $\square\square$ MPa

r_i : 図VVB-3330-1に示すAA断面における内半径 = $\square\square$ mm

t_e : 図VVB-3330-1に示すAA断面における金属部の厚さ = $\square\square$ mm

α : 材料の線膨張係数 = $\square\square \times 10^{-6}$ mm/mm $^\circ$ C

E : 材料の縦弾性係数 = $\square\square$ MPa

C_3 : 表VVB-3360-1により求めた応力係数 = $\square\square\square$

C_4 : 表VVB-3360-2により求めた応力係数 = $\square\square\square$

C_5 : 表VVB-3370-1により求めた応力係数 = $\square\square$

ΔT_f : 液体温度変動の振幅 = T_H (加熱過程の温度差) + T_C (冷却過程の温度差)

ここで、加熱過程であるH28[抽出ラインの隔離及び復帰]の温度差が $\square\square$ $^\circ$ C、冷却過程であるC30[抽出ラインの隔離及び復帰]の温度差が $\square\square$ $^\circ$ Cであるため、

$$\Delta T_f = T_H - T_C = \square\square$$

したがって、

$$S_{pi} = 4\Delta P_{fm} \left(\frac{r_i}{t_e} + 0.5 \right) + \alpha E \Delta T_f (C_3 C_4 + C_5)$$

$$= \square\square\square \text{ MPa}$$

Spiについて、各過渡の組み合わせ毎の応力の大小は温度変動量で決まっており、他の過渡に比べ、温度変動量が多い抽出ラインや充てんラインの隔離及び復帰の過渡組み合わせにおけるSpiが高くなっている。

以上

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。

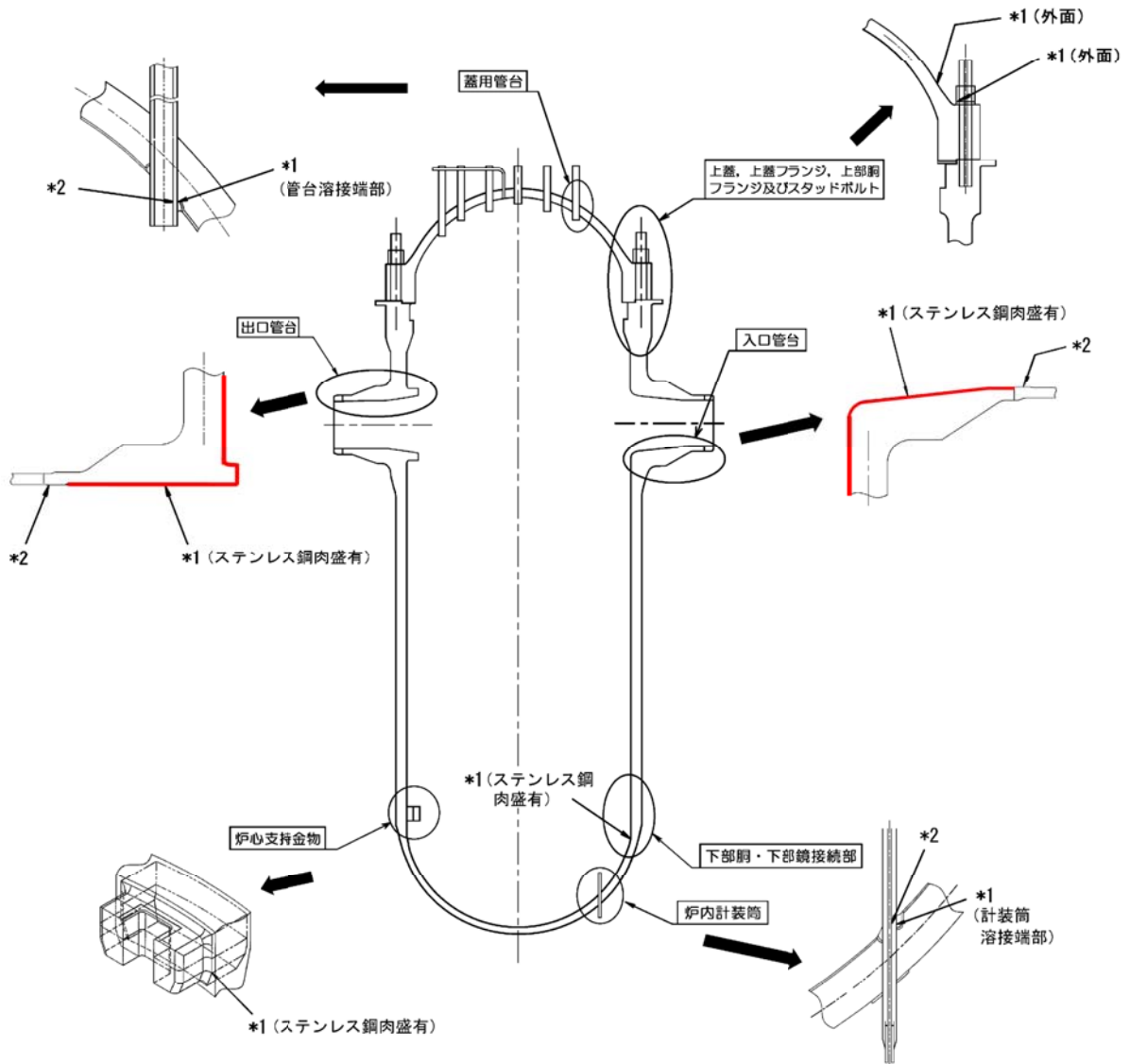
美浜3号炉—低サイクル疲労—19

タイトル	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）が把握された部位及びそれを抽出したプロセスについて （一）
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」を参考にしている。</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する。</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する。</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する。</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る。熱成層に想定される部位は、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る。</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る。</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る。</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する。</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</p>

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、消滅の繰り返しを防止している。

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る。

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箇所である。

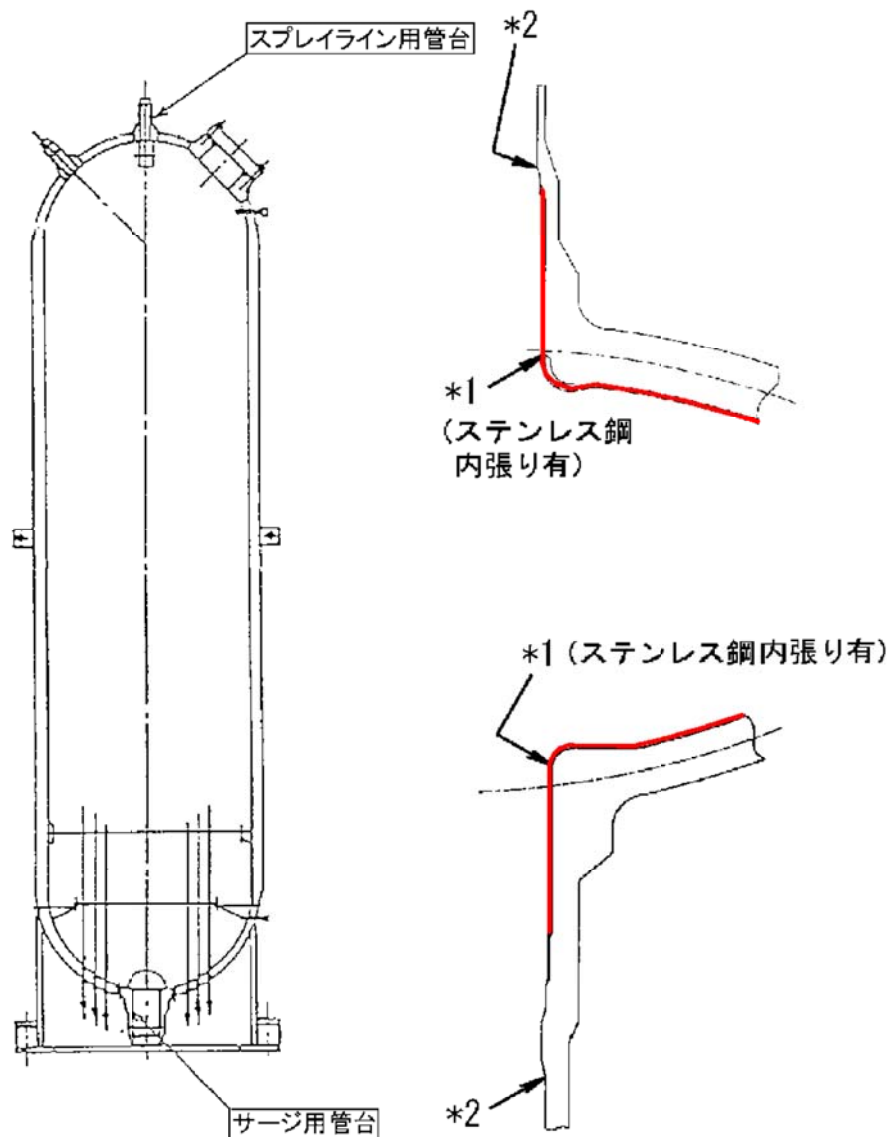


* 1 : 「設計・建設規格」に基づく疲労評価対象部位(最大)
(非接液部の場合は () 内に理由を記載)

* 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

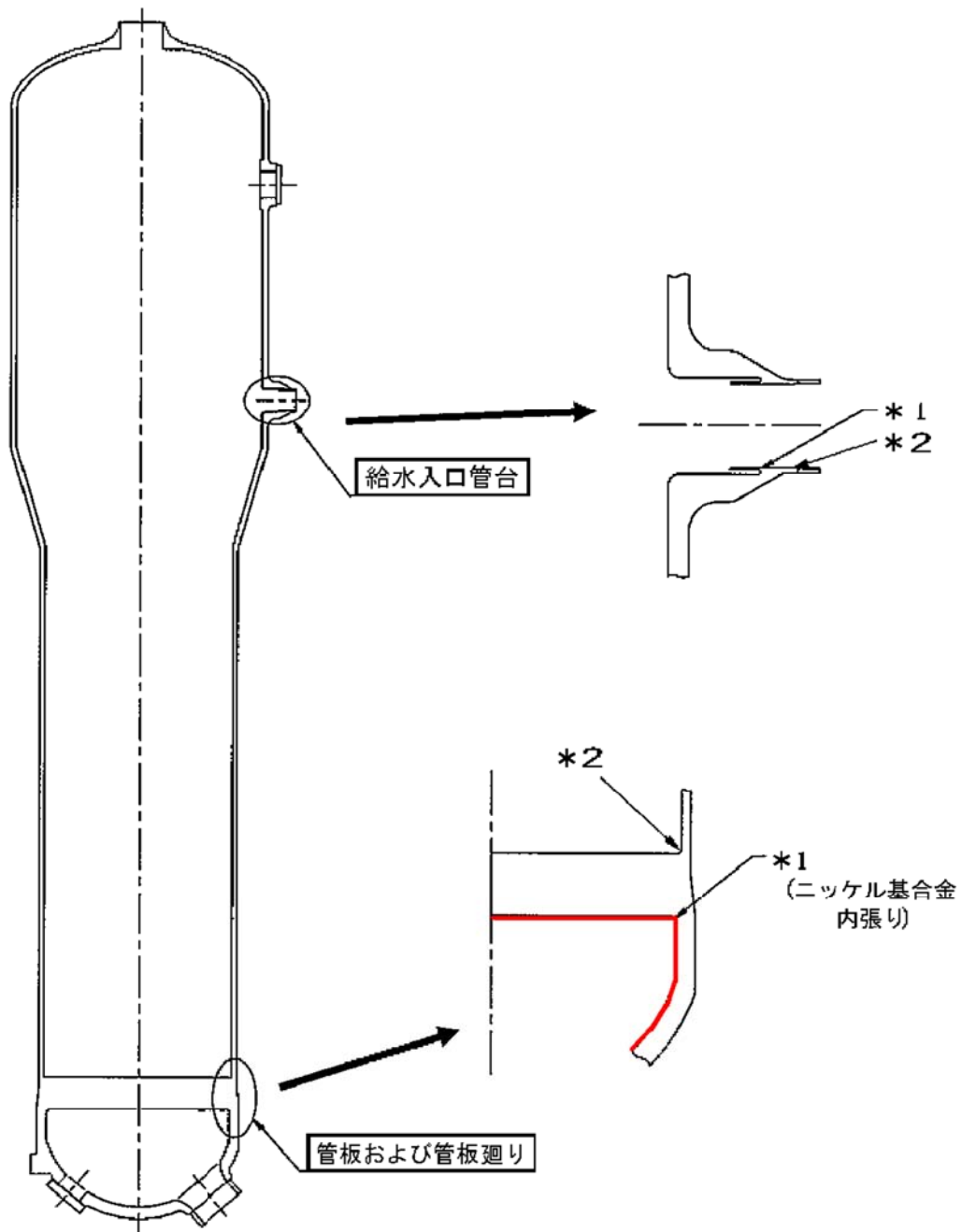


* 1 : 「設計・建設規格」に基づく疲労評価対象部位(最大)
(非接液部の場合は () 内に理由を記載)

* 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

関西電力株式会社 美浜発電所

第3号機 第21回

定期事業者検査成績書

設備名：原子炉本体

原子炉冷却系統設備

計測制御系統設備

検査名：第1種機器供用期間中検査

要領書番号：M3-21-101

非破壊検査記録 (1/1)

検査年月日 平成 17 年 7 月 13 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		
G1.60	G-P-1	原子炉容器	炉心領域外の内部取付物	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)				
	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
		放射線透過検査	リジェクション	接触媒質	パルス幅	
			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	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		良		
表面検査		浸透探傷検査		検査員:		
表面検査		磁粉探傷検査		検査員:		
体積検査	体積検査	超音波探傷検査		検査員:		
	体積検査	放射線透過検査		検査員:		
評価						

A クラス

機械技術
アドバイザー

関
電

課長	係長	班長	係
----	----	----	---

関西電力(株) 美浜発電所 3 号機

第 24 回 定 検 工 事

工事件名 タービン主機他一般設備定期点検工事の内
1次系熱交換器他定期点検工事

総括報告書兼定期点検工事記録

確 認	定検等管理委託会社			作 成 お よ び 可 確 認	定期検査工事請負会社:	
	課長	受託責任者	定検管理員		現場代理人	技術指導員

工事コード
091P004621M100

発行	美浜事業所				作成	平成 22 年 4 月 14 日							
作 成 認 可 欄	現場代理人	副所長	次長	安全	品管	原紙保管	機械 課 機械D 係						
						文書番号	M3-24-機D-0109-E						
	異物	放管	課長	係長	係	配 布 先	関 電					控 え	合 計

関係者：第24回-1次系部交換機検査結果報告書

加圧器
開放点検記録

検査名		外観検査		各部計測記録検査	
立会区分	作業責任者	図電	作業完了後立会	図電	作業責任者
日付	1/14	△	作業中同時立会	△	作業完了後立会
結果	○	レ	作業記録の書き	レ	作業記録の書き
確認者	1/14	△	点検結果の表示	レ	異常あり

【立会区分】
○：作業完了後立会
△：作業中同時立会
レ：異常あり

検査名		外観検査		各部計測記録検査	
立会区分	作業責任者	図電	作業完了後立会	図電	作業責任者
日付	1/14	△	作業中同時立会	△	作業完了後立会
結果	○	レ	作業記録の書き	レ	作業記録の書き
確認者	1/14	△	点検結果の表示	レ	異常あり

外観検査

点検対象：外観

点検方法：目視

検査年月日：22.1.14

検査結果：合格

各部計測記録

点検対象：マンホール蓋

点検方法：目視

検査年月日：22.1.14

検査結果：合格

各部計測記録

点検対象：マンホール蓋

点検方法：目視

検査年月日：22.1.14

検査結果：合格

各部計測記録

点検対象：マンホール蓋

点検方法：目視

検査年月日：22.1.14

検査結果：合格

各部計測記録

点検対象：マンホール蓋

点検方法：目視

検査年月日：22.1.14

検査結果：合格

各部計測記録

点検対象：マンホール蓋

点検方法：目視

検査年月日：22.1.14

検査結果：合格

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

電機係課(第3分用)				A クラス					
電気技術 アドバイザー	機械技術 アドバイザー	課長	係長	班長	係	課長	係長	班長	担当

関西電力(株)美浜発電所3号機

第22回定検

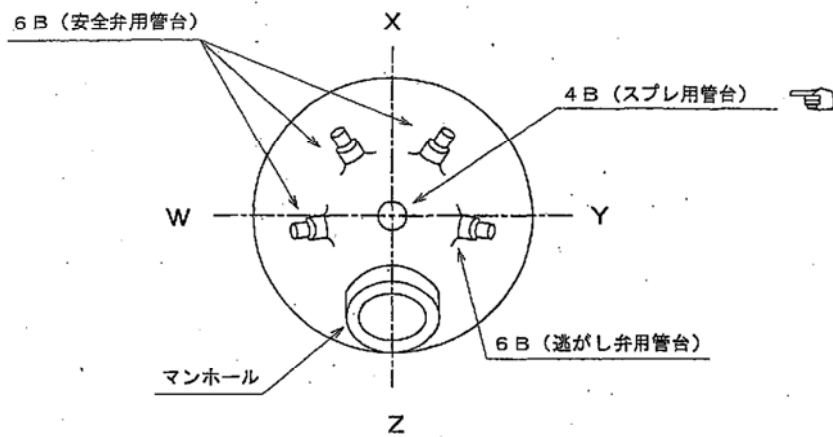
原子炉容器他主要設備定期点検工事のうち
1次系機器供用期間中検査工事
(総括表紙)

総括報告書

発行		: クラスB		美浜定検作業所		作成		平成19年8月2日	
作業所図書番号				改訂		所長		副所長	
				0					
現地	配布先	関電	作業所	控	関連資料図書番号				
	1	1	1	1					
内容		注文主		工事番号		年月日		美浜定検作業所	
本文 - 枚		KMN-3		アイテム		照合者		部長	
図表 - 枚				2215203				次長	
表紙共備考								Gr長	
								担当	
								作成	
								作成	
								平成	
								年	
								月	
								日	
配布先								図書	
								番号	

加圧器検査箇所図 (5/9)

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 スプレ用管台内面の丸みの部分		
全検査箇所	6箇所	検査方法	UT
10年間の検査範囲	管台数の25% (2箇所)	当年度検査箇所	1箇所



スプレ用管台

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

非破壊検査記録 (一/一)

検査年月日 平成 19 年 6 月 25 日

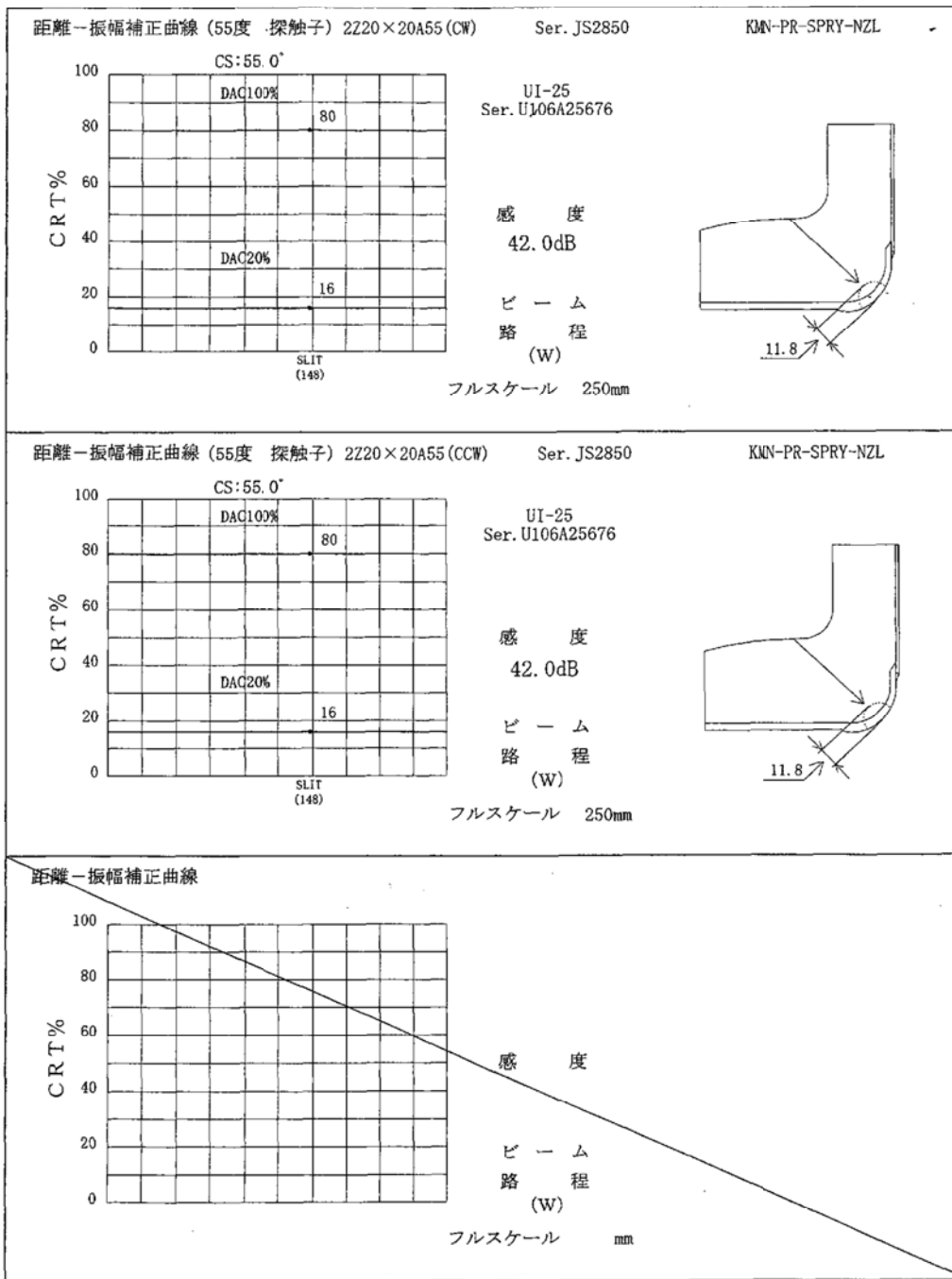
関西電力㈱ [Redacted] (記録確認)

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 スプレ用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	
	体積検査	超音波探傷検査	探傷器	探触子	試験片	感度
			UI-25	2Z20×20A55(CW) 2Z20×20A55(CCW)	KMN-PR-SPRY-NZL	CRT 80% 42.0dB CRT 80% 42.0dB
			リジェクション	接触媒質	パルス幅	
		OFF	ソニコート	-		
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		検査員:		
	体積検査	超音波探傷検査	良	検査員:	[Redacted] NDIS UT2	
<p><u>評価</u></p> <p>Xの起点: 加圧器のW芯を0°とし、X芯を90°とした。 Yの起点: W-505-1の中心を0mmとした。 管台形状の為、管台側へY=7mm以下探傷不可。 斜角55°(CW): 20%DACを超える反射波を認めず。 斜角55°(CCW): 20%DACを超える反射波を認めず。</p> <p style="text-align: right;">試験員: [Redacted] NDIS UT3</p>						

超音波探傷検査 (UT) 記録

検査箇所 スプレ用管台内面の丸みの部分

溶接線番号



検査日付 平成19年 6月13日 試験員 [REDACTED] NDIS UT3

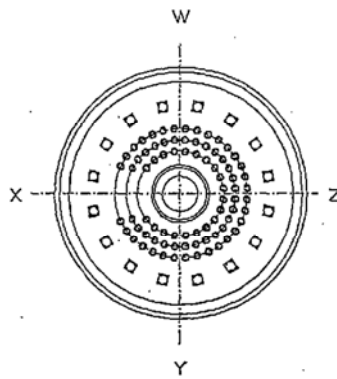
スプレ用管台内面の丸み部の超音波探傷にあたっては、上記校正記録のとおり管台内面の深さ11.8mmのスリットに対して、外面探傷によるエコーが80%スケールとなるように校正しています。記録レベルはDAC20%として、公称厚さ [REDACTED] のクラッドを有する丸み部の測定をしています。

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

A クラス												
	課長	係長	班長	担当								
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 25%;">課長</td> <td style="width: 25%;">係長</td> <td style="width: 25%;">班長</td> <td style="width: 25%;">係</td> </tr> <tr> <td colspan="4" style="background-color: black; height: 20px;"></td> </tr> </table>					課長	係長	班長	係				
課長	係長	班長	係									
	電気技術 アドバイザー	電気保守科		機械技術 アドバイザー								
<p>関西電力(株)美浜発電所3号機</p>												
<p>第24回定検</p>												
<p>原子炉容器他主要設備定期点検工事のうち 1次系機器供用期間中検査工事 (総括表紙)</p>												
<p>総括報告書</p>												
: クラスB												
発行	美浜定検作業所			作成 平成 22 年 3 月 25 日								
作業所	図書番号	改訂	現場代理人	副所長								
		0										
現地	配布先	関係先	関連資料図書番号									
内容	注文主	工事番号	年月日	照合者								
本文	枚	KMN-3	美浜定検作業所									
図表	枚		部長	次長								
表紙共	枚		Gr長	担当								
備考			作成	平成 年 月 日								
配布先			出図	平成 年 月 日								
			図書	番号								

加圧器検査箇所図(4/5)

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 サージ用管台内面の丸みの部分		
全検査箇所	6箇所	検査方法	UT
7年間の検査範囲	管台数の25% (2箇所)	当年度検査箇所	1箇所



地側より見る。



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

非破壊検査記録 (2/2)

関西電力	OA	作業責任者
H22 3/7	H22 3/7	H22 3/7
(記録係)	(記録係)	(記録係)

検査年月日 平成22年3月 / 日

検査員

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 サージ用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
		超音波探傷検査	探傷器	探触子	試験片	感度
	体積検査	リジェクション	接触媒質	パルス幅	CRT 80% 44.5dB CRT 80% 44.0dB	
		OFF	ソニコート	—		

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		検査員:
	体積検査	超音波探傷検査	良	検査員: UTレベル3

評価

Xの起点: X芯を起点とし、Y芯方向を(+)とした。
管台形状のため、一部探傷不可。
斜角5°(CW): DAC20%を超える反射波を認めず。
斜角5°(CCW): DAC20%を超える反射波を認めず。

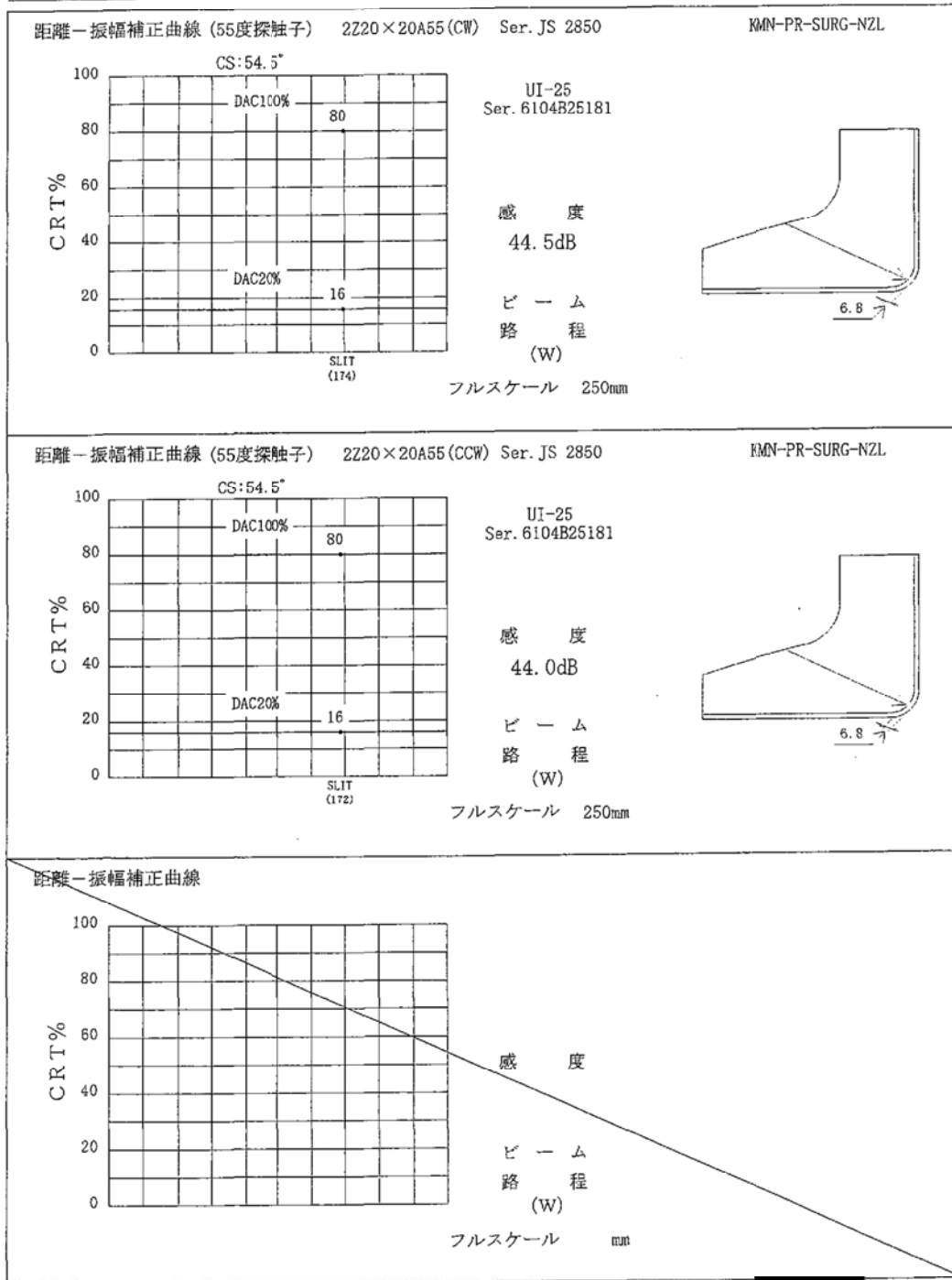
試験員: UTレベル3

3/再視性確認検査員 UTレベル3 254

超音波探傷検査 (UT) 記録

検査箇所 サージ用管台内面の丸みの部分

溶接線番号



検査日付 平成22年 1月 6日

試験員

UT 14#3

256

サージ用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6.8mm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 \square 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



A クラス

機械技術
アドバイザー

原子炉
保守
係

課長 係長 班長 係

関西電力(株) 美浜発電所 3号機

第 2 5 回 定 検

蒸気発生器内部点検工事

総 括 報 告 書
兼定期点検工事記録

原子力技術資料クラスB

発行	美浜定検作業所			作成	平成 23 年 6 月 23 日						
作業所図書番号	改訂	現職代理人	副所長	品管	安全	放管	工事統括	異物	班長	作責	作成
KM3-25-D106	0										
現地	関電	作業所控							関連資料図書番号		
配布先	1	1									
内容	注文主	工事番号	年月日								
本文	一頁	アイテム	照合者	[機器・燃料部]							
図表	一枚	2215525		部長	次長	Gr長	担当	作成			
表紙共	61枚	関西電力(株) 美浜発電所 第3号機									
備考											
作成				平成	年	月	日				
出書				平成	年	月	日				
配布先			控	図書番号				改訂			
			1								

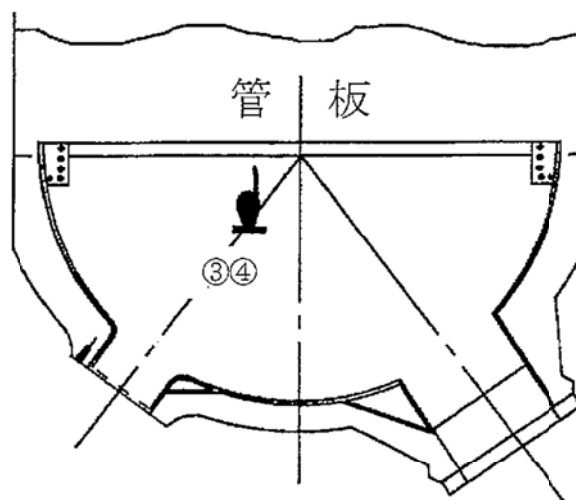
蒸気発生器 1次側内部点検記録

(1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	③管板 (伝熱管シール溶接部) (HOT側) 管板下部伝熱管取付け溶接部の表面に機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、打こん、変形及び磨耗がないこと。					
	点検月日	点検者	点検結果	三菱確認	関電確認	備考
A-S/G	H23 6/11		良			
B-S/G	H23 6/13		良			
C-S/G	H23 6/14		良			

点検箇所	④管板 (1次側肉盛部) (HOT側) 1次側肉盛部の表面に機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、打こん、変形及び磨耗がないこと。					
	点検月日	点検者	点検結果	三菱確認	関電確認	備考
A-S/G	H23 6/11		良			
B-S/G	H23 6/13		良			
C-S/G	H23 6/14		良			

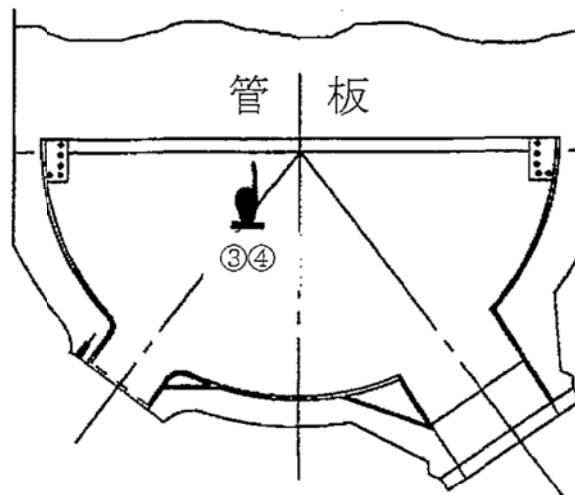


蒸気発生器 1次側内部点検記録
(1次側水室内)

*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	③管板 (伝熱管シール溶接部) [COLD側] 管板下部伝熱管取付け溶接部の表面に機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、打こん、変形及び磨耗がないこと。					
	点検月日	点検者	点検結果	三菱確認	関電確認	備考
A-S/G	H23 6/11		良			
B-S/G	H23 6/13		良			
C-S/G	H23 6/14		良			

点検箇所	④管板 (1次側肉盛部) [COLD側] 1次側肉盛部の表面に機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、打こん、変形及び磨耗がないこと。					
	点検月日	点検者	点検結果	三菱確認	関電確認	備考
A-S/G	H23 6/11		良			
B-S/G	H23 6/13		良			
C-S/G	H23 6/14		良			



美浜3号炉-IASCC-5

<p>タイトル</p>	<p>炉内構造物各部における応力レベルについて。</p>																											
<p>説明</p>	<p>炉内構造物各部位の応力レベルは、各部位に作用する応力と非照射材の降伏応力の比較により分類を実施している。 応力レベル大：>「非照射材の降伏応力」 応力レベル中：≒「非照射材の降伏応力」 応力レベル小：<「非照射材の降伏応力」</p> <p>具体的な各部位の応力レベルとその考え方を下表に示す。</p> <table border="1" data-bbox="437 882 1345 1787"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>応力レベル</th> <th>応力レベルの考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>バップルフォーマボルト</td> <td>大</td> <td rowspan="3">ボルトの初期締付力で首下ピーク応力が非照射材の降伏応力を上回る。また、初期締付力に加えて熱曲げ応力が作用する。</td> </tr> <tr> <td>バレルフォーマボルト</td> <td>大</td> </tr> <tr> <td>熱遮蔽材固定用ボルト</td> <td>大</td> </tr> <tr> <td>炉心槽</td> <td>大</td> <td>溶接部があり、一般的に溶接残留応力は降伏応力よりも大きい。</td> </tr> <tr> <td>炉心バップル</td> <td>小</td> <td rowspan="2">自重・1次冷却材による一次荷重に加えてγ発熱による二次荷重が作用するが、非照射材の降伏応力を上回することは考え難い。</td> </tr> <tr> <td>炉心バップル取付板</td> <td>小</td> </tr> <tr> <td>下部炉心板</td> <td>小</td> <td>疲労評価における応力解析の結果から、通常運転時のピーク応力は [] であり、非照射材の降伏応力 (130MPa) を下回る。</td> </tr> <tr> <td>下部燃料集合体案内ピン</td> <td>小</td> <td>熱・照射による影響は小さい。ナット締付時の首下応力を算出した結果、応力は [] であり、非照射材の降伏応力 (357MPa) を下回る。</td> </tr> <tr> <td>熱遮蔽材</td> <td>小</td> <td>自重・1次冷却材による一次荷重で発生する応力が非照射材の降伏応力を上回することは考え難い。</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">以 上</p>	部位	応力レベル	応力レベルの考え方	バップルフォーマボルト	大	ボルトの初期締付力で首下ピーク応力が非照射材の降伏応力を上回る。また、初期締付力に加えて熱曲げ応力が作用する。	バレルフォーマボルト	大	熱遮蔽材固定用ボルト	大	炉心槽	大	溶接部があり、一般的に溶接残留応力は降伏応力よりも大きい。	炉心バップル	小	自重・1次冷却材による一次荷重に加えて γ 発熱による二次荷重が作用するが、非照射材の降伏応力を上回することは考え難い。	炉心バップル取付板	小	下部炉心板	小	疲労評価における応力解析の結果から、通常運転時のピーク応力は [] であり、非照射材の降伏応力 (130MPa) を下回る。	下部燃料集合体案内ピン	小	熱・照射による影響は小さい。ナット締付時の首下応力を算出した結果、応力は [] であり、非照射材の降伏応力 (357MPa) を下回る。	熱遮蔽材	小	自重・1次冷却材による一次荷重で発生する応力が非照射材の降伏応力を上回することは考え難い。
部位	応力レベル	応力レベルの考え方																										
バップルフォーマボルト	大	ボルトの初期締付力で首下ピーク応力が非照射材の降伏応力を上回る。また、初期締付力に加えて熱曲げ応力が作用する。																										
バレルフォーマボルト	大																											
熱遮蔽材固定用ボルト	大																											
炉心槽	大	溶接部があり、一般的に溶接残留応力は降伏応力よりも大きい。																										
炉心バップル	小	自重・1次冷却材による一次荷重に加えて γ 発熱による二次荷重が作用するが、非照射材の降伏応力を上回することは考え難い。																										
炉心バップル取付板	小																											
下部炉心板	小	疲労評価における応力解析の結果から、通常運転時のピーク応力は [] であり、非照射材の降伏応力 (130MPa) を下回る。																										
下部燃料集合体案内ピン	小	熱・照射による影響は小さい。ナット締付時の首下応力を算出した結果、応力は [] であり、非照射材の降伏応力 (357MPa) を下回る。																										
熱遮蔽材	小	自重・1次冷却材による一次荷重で発生する応力が非照射材の降伏応力を上回することは考え難い。																										

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

美浜3号炉-IASCC-13

タイトル	バッフルフォーマボルトの運転開始後60年時点までのボルト損傷予測について。
説明	<p>バッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れ発生可能性については、「原子力安全基盤機構 照射誘起型応力腐食割れ(IASCC)評価技術に関する報告書」に示された評価ガイド(案)(以下、「評価ガイド」)および「原子力安全推進協会 PWR炉内構造物点検評価ガイドライン[バッフルフォーマボルト]」の考え方にに基づき以下のとおり評価している。</p> <div data-bbox="427 864 1342 972" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>① 運転時間(照射量)によって変動するバッフルフォーマボルトの応力履歴を算出する(添付-1)</p></div> <p style="text-align: center;">↓</p> <div data-bbox="427 1048 1342 1173" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>② 評価ガイドに定められている IASCC 割れ発生しきい応力線図と①で算出したバッフルフォーマボルトの応力履歴を重ね合わせる</p></div> <p style="text-align: center;">↓</p> <div data-bbox="427 1240 1342 1366" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>③ バッフルフォーマボルトの応力履歴が IASCC 割れ発生しきい応力線図を超えた時点を照射誘起型応力腐食割れの発生時間とする</p></div> <div data-bbox="568 1435 1299 1823" style="text-align: center;"></div> <p style="text-align: center;">割れ発生予測評価概念図</p> <p>[出典：「照射誘起型応力腐食割れ(IASCC)評価技術に関する報告書」 (独)原子力安全基盤機構]</p>

上記評価の結果、運転開始後60年時点（炉内構造物取替後約14万時間）までにバップルフォーマボルト（全数）の応力履歴がIASCC割れ発生応力しきい線図を超えることはなく、IASCCは発生しないと評価している。

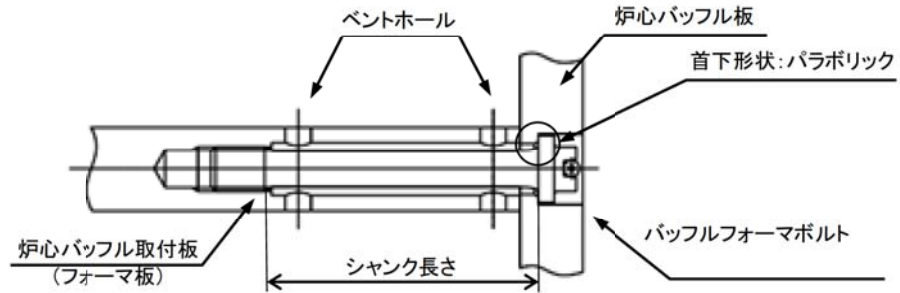
<補足説明事項>

- 管理損傷ボルト本数は、日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格に記載のとおり、許容損傷ボルトパターン（最上段および最下段のボルトのみ健全でそれ以外は損傷しているパターン）に3倍の余裕をとって設定している。美浜3号炉の許容損傷ボルトパターンは5段/7段＝71.4%であるため、これに3倍の余裕をとることで管理損傷ボルト本数は $71.4/3=23.8\%$ 、これを丸めて20%とし、ボルト全数672本の20%にあたる134本が管理損傷ボルト本数となる。
- 美浜3号炉の運転開始後60年（炉内構造物取替後約14万時間）における照射量(dpa)は最大のバップルフォーマボルトで約22dpaである。

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

○美浜3号炉のバッフルフォーマボルトの仕様を以下に示す。

- ・材料：
- ・首下形状 (R)：パラボリック
- ・シャंक長さ： (ベントホール有)



○スウェリングの評価について

今回の応力評価におけるスウェリングの影響については、米国の高速実験炉EBR-II炉心の中性子反射体要素(SUS304材)から採取したデータを基に作成したdpaレイト補正Foster-Flinn式(下式)を用いて評価している。本評価式は照射量、dpaレイト(照射速度)、温度のスウェリング量への影響を定式化したものとなっている。

スウェリングによる体積膨張率

$$S = \% \frac{\Delta V}{V_0} = A \cdot \left(\frac{\text{dpa} \times 10^7}{1.25} \right)^{-0.73} \cdot \left(\frac{\dot{\text{dpa}}}{4.9} \right)^2$$

ΔV : スウェリングによる体積膨張量

V_0 : スウェリング前の体積

$\% \Delta V / V_0$: $\Delta V / V_0 \times 100$ [%]

$\dot{\text{dpa}}$ = dpaレイト [dpa/sec]

$A = \exp(-1.591 + 0.245T - 1.210T^2 - 1.384T^3 - 1.204T^4)$

$T = (T' [\text{°C}] - 490) / 100$ T' : 評価箇所の温度[°C]

○照射下クリープの評価について

今回の応力評価における照射下クリープの影響については、国プロ「照射誘起型応力腐食割れ(IASCC)評価技術」事業において示された照射下クリープ評価式を用いた評価を行っている。

本評価式は、Halden炉での約1dpaまでの照射下クリープデータ(遷移クリープ、定常クリープ両方のデータ)に基づき作成されたものであり、この照射量(1dpa)は、実機PWRと同等の照射速度、現実的な照射時間(約2年間)で定常クリープ領域に達するのに必要な照射量として設定されたものである。

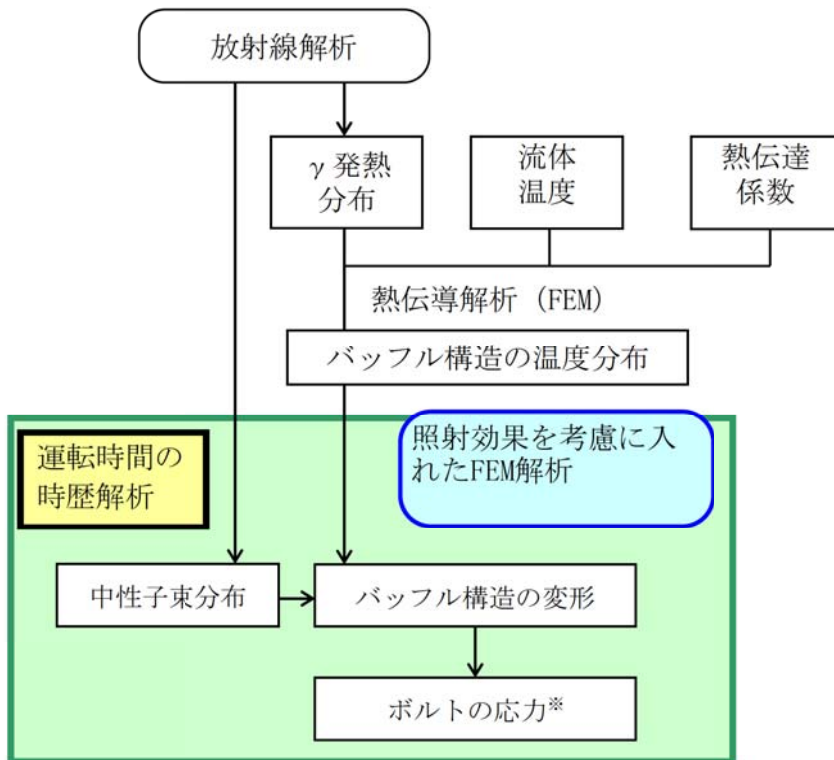
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません

また、加速クリープの影響については、高照射領域での照射下クリープデータがないため考慮されていないが、考慮しない方が保守的（クリープが小さい方がボルトの応力緩和が小さくなる）であることから、実機評価を行う上では問題ないと考えている。

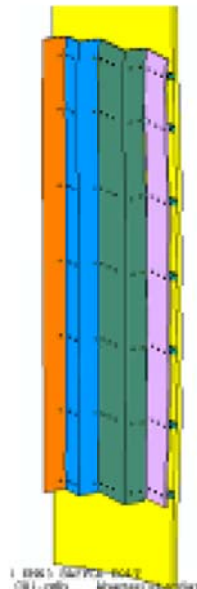
なお、評価ガイドにおいて、照射下クリープについて本評価式を用いることとされている。

以上

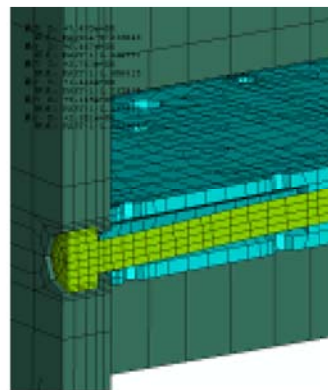
バッフルフォーマボルトの応力評価手法について



※解析で算出したボルト首下一般部の応力に応力集中係数を掛けて応力を算出



《全体図》



《ボルト部拡大図》

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