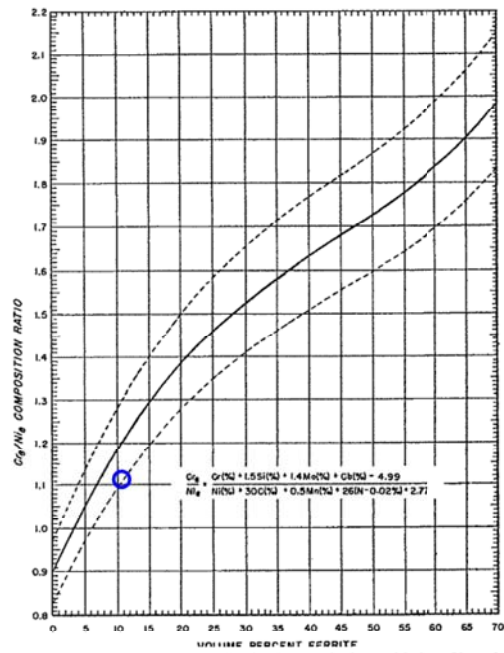


美浜3号炉－熱時効－2 rev3

<p>タイトル</p>	<p>(1-2-14頁) ケーシングの熱時効に係る健全性評価の具体的内容について</p>																																																																								
<p>説明</p>	<p>1次冷却材ポンプのケーシングのフェライト量、使用温度、応力を表1に示す。熱時効による靱性低下への影響は、フェライト量が多いほど大きくなる。また、使用条件としては応力（荷重）が大きいほど厳しくなる。このため、1次冷却材管と発生応力及びフェライト量の比較を行い、1次冷却材ポンプの熱時効評価が1次冷却材管に包絡されることを確認している。</p> <p style="text-align: center;">表1 1次冷却材ポンプケーシング熱時効評価結果</p> <table border="1" data-bbox="421 931 1359 1182"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>Ss地震時応力 (MPa)</th> <th>フェライト量 (%)</th> <th>使用温度 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材ポンプケーシング (吐出ノズル)</td> <td>約111</td> <td>約10.8</td> <td>288.6</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材管 (ホットレグ直管)</td> <td>約193</td> <td>約16.1</td> <td>322.8</td> </tr> </tbody> </table> <p>応力の詳細評価について表2に示す。</p> <p style="text-align: center;">表2 1次冷却材ポンプケーシングの応力値の詳細</p> <table border="1" data-bbox="421 1330 1359 1518"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価部位</th> <th rowspan="2">内圧による応力</th> <th colspan="4">曲げ応力</th> <th colspan="4">軸力による応力</th> <th rowspan="2">合算値 (MPa)</th> </tr> <tr> <th>自重 (MPa)</th> <th>熱 (MPa)</th> <th>地震 (MPa)</th> <th>合計 (MPa)</th> <th>自重 (MPa)</th> <th>熱 (MPa)</th> <th>地震 (MPa)</th> <th>合計 (MPa)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材ポンプケーシング</td> <td>40.9</td> <td>2.2</td> <td>17.4</td> <td>41.8</td> <td>61.4</td> <td>0.1</td> <td>0.7</td> <td>7.6</td> <td>8.4</td> <td>111</td> </tr> </tbody> </table> <p>フェライト量算出に当たっては表3に示す材料成分表及びASTM A800(図1)により算出している。製造時ミルシートを添付-1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表3 製造時ミルシートによる材料成分表示</p> <table border="1" data-bbox="466 1706 1315 1863"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価部位</th> <th colspan="8">化学成分(溶鋼分析)%</th> <th rowspan="2">Cre/Nie</th> <th rowspan="2">フェライト量 F%</th> </tr> <tr> <th>C</th> <th>Si</th> <th>Mn</th> <th>Cr</th> <th>Ni</th> <th>Cb(Nb)</th> <th>N</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材ポンプケーシング</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>1.208</td> <td>10.84</td> </tr> </tbody> </table> <p>N及びNbの成分は製造時ミルシートに記載がないが、フェライト量計算に必要な値のため、電共研「1次冷却材管等の時効劣化に関する研究 (STEPⅢ) (その2)」で用いた供試材料の化学成分を参考として同等な値としている。</p>	部位	Ss地震時応力 (MPa)	フェライト量 (%)	使用温度 (°C)	1次冷却材ポンプケーシング (吐出ノズル)	約111	約10.8	288.6	1次冷却材管 (ホットレグ直管)	約193	約16.1	322.8	評価部位	内圧による応力	曲げ応力				軸力による応力				合算値 (MPa)	自重 (MPa)	熱 (MPa)	地震 (MPa)	合計 (MPa)	自重 (MPa)	熱 (MPa)	地震 (MPa)	合計 (MPa)	1次冷却材ポンプケーシング	40.9	2.2	17.4	41.8	61.4	0.1	0.7	7.6	8.4	111	評価部位	化学成分(溶鋼分析)%								Cre/Nie	フェライト量 F%	C	Si	Mn	Cr	Ni	Cb(Nb)	N		1次冷却材ポンプケーシング									1.208	10.84
部位	Ss地震時応力 (MPa)	フェライト量 (%)	使用温度 (°C)																																																																						
1次冷却材ポンプケーシング (吐出ノズル)	約111	約10.8	288.6																																																																						
1次冷却材管 (ホットレグ直管)	約193	約16.1	322.8																																																																						
評価部位	内圧による応力	曲げ応力				軸力による応力				合算値 (MPa)																																																															
		自重 (MPa)	熱 (MPa)	地震 (MPa)	合計 (MPa)	自重 (MPa)	熱 (MPa)	地震 (MPa)	合計 (MPa)																																																																
1次冷却材ポンプケーシング	40.9	2.2	17.4	41.8	61.4	0.1	0.7	7.6	8.4	111																																																															
評価部位	化学成分(溶鋼分析)%								Cre/Nie	フェライト量 F%																																																															
	C	Si	Mn	Cr	Ni	Cb(Nb)	N																																																																		
1次冷却材ポンプケーシング									1.208	10.84																																																															

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



Schoefer Diagram for Estimating the Average Ferrite Content In Austenitic Iron-Chromium-Nickel Alloy

図1 フェライト量導出図 ASTM A800参照

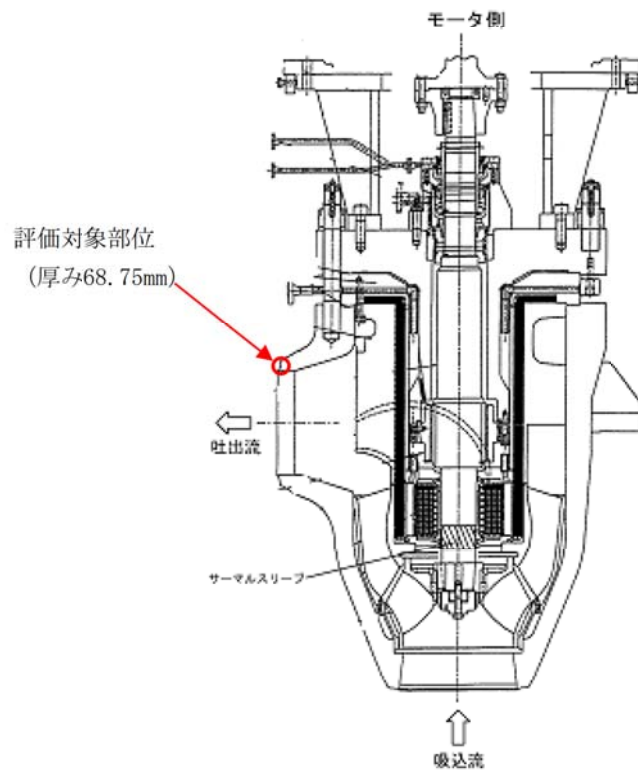


図2 1次冷却材ポンプケーシング



図3 ケーシング吐出ノズル溶接部

1次冷却材ポンプ（ケーシング）については、重大事故等時における発生応力とフェライト量の比較でより厳しい条件となる1次冷却材管の評価に包絡されることを確認しており、重大事故等時における1次冷却材管の健全性を確認できたことで、1次冷却材ポンプ（ケーシング）も健全であると確認している。

1次冷却材ポンプ（ケーシング）の発生応力とフェライト量の1次冷却材管との比較を添付—2に示す。

また、NUREG4513rev. 2※におけるHull式を用いてRCPケーシングおよび1次冷却材管のフェライト量を試算した結果を表4に示す。結果としては、フェライト量の大小関係に変化はなく、1次冷却材管の評価に包絡されることを確認した。

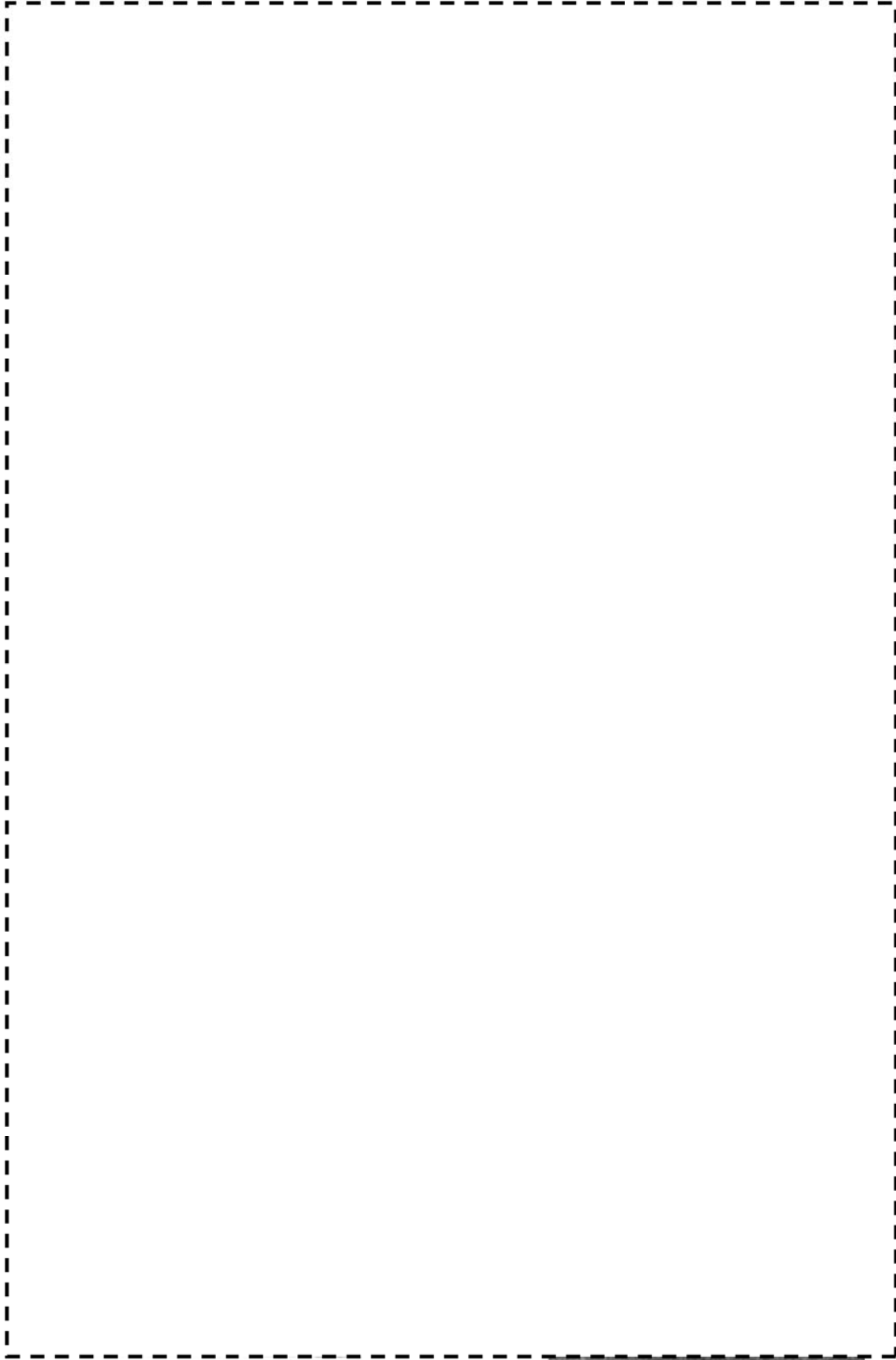
表4 フェライト量の試算結果

部位	ASTM A800における フェライト量 (%)	Hull式における フェライト量 (%)
1次冷却材 ポンプケーシング (吐出ノズル)	約10.8	約10.3
1次冷却材管 (ホットレグ直管)	約16.1	約19.2

※Estimation of Fracture Toughness of Cast Stainless Steels during Thermal Aging in LWR Systems (NUREG/CR-4513, ANL-15/08, Revision 2)







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

## 重大事故等時における 1 次冷却材ポンプの熱時効評価

美浜 3 号炉の 1 次冷却材ポンプのケーシングの発生応力（重大事故等時+Ss地震力）、フェライト量に対して、1 次冷却材管との比較を以下に示す。

重大事故等時の条件で応力、フェライトが 1 次冷却材管の条件で包絡されることを確認しており、重大事故等時でも 1 次冷却材管の評価を代表として健全性が示される。

1 次冷却材ポンプケーシング熱時効評価結果

部位	重大事故等時 応力 <sup>※1</sup> (MPa)	(参考) 通常運転時 応力 <sup>※1</sup> (MPa)	フェライト量 (%)	使用温度 <sup>※2</sup> (℃)
1 次冷却材 ポンプケーシング (吐出ノズル)	約 1 1 7	約 1 1 1	1 0 . 8 4	2 8 8 . 6
1 次冷却材管 (ホットレグ直管)	約 2 0 1	約 1 9 3	1 6 . 0 9	3 2 2 . 8

※1 Ss地震荷重含む

※2 通常運転時の温度。重大事故等時の条件は360℃とする。

美浜3号炉－熱時効－4 rev4

タイトル	(5-4-14, 15, 16, 17頁) 母管の熱時効に係る健全性評価の具体的内容について
説明	<p>1 次冷却材管の健全性評価は以下の手順で実施している。</p> <ol style="list-style-type: none"><li>1. 評価対象部位の抽出 対象配管のうち脆化条件の厳しい部位および応力条件の厳しい部位を抽出</li><li>2. 評価用初期欠陥の想定 初期欠陥の大きさは、PSIの欠陥検出限界に十分な余裕を見て安全側に定める</li><li>3. 疲労き裂進展解析 配管内面に想定する初期き裂が、プラント運転時に生じる応力サイクルにより、プラント供用60年の間に進展する量を求める</li><li>4. き裂安定性評価用想定き裂の想定 前項で求めた進展を考慮し、貫通き裂を想定する</li><li>5. き裂安定性評価 各供用状態の荷重から算出されるき裂進展力を示すパラメータ J 積分値 <math>J_{app}</math> と熱時効後のき裂進展抵抗 <math>J_{mat}</math> を用いて評価を行う</li></ol> <p>詳細を以下の添付－1に示す。</p>

1. 評価対象部位の抽出

(1) 評価対象部位の選別

以下の図面に1次冷却材管の熱時効対象部位を示し、次ページ表に対象部位のフェライト量と応力（S s地震動による地震応力を含む）を比較した表を示し、応力が最大の部位またはフェライト量が最も多い部位を評価点とする。更にエルボで応力の高い部位も評価点とした。

応力最大：ホットレグ直管

フェライト量最多：クロスオーバーレグRCP側90° エルボ

その他対象：SG入口50° エルボ

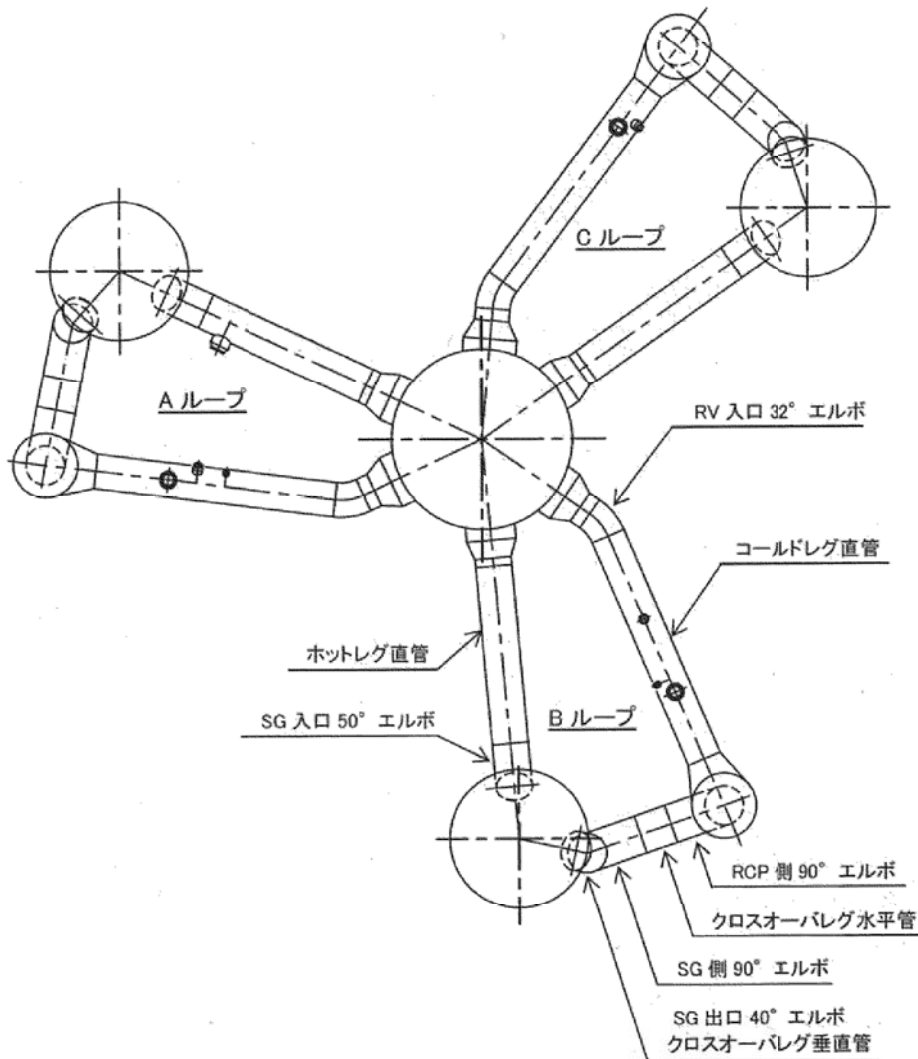


図1.1 1次冷却材管熱時効評価対象部位

表1.1 評価対象部位一覧

評価部位	フェライト量 [%]	使用温度 [°C]	応力 [MPa]	選定
ホットレグ直管	約16.1	322.8	約193	○
SG入口50°エルボ	約15.6	322.8	約175	○
SG出口40°エルボ	約10.1	288.6	約126	
クロスオーバレグ直管 (垂直管)	約13.8	288.6	約107	
クロスオーバレグ SG側90°エルボ	約16.1	288.6	約79	
クロスオーバレグ直管 (水平管)	約11.4	288.6	約80	
クロスオーバレグ RCP側90°エルボ	約18.2	288.6	約79	○
コールドレグ直管	約14.1	288.6	約111	
RV入口32°エルボ	約16.1	288.6	約91	

応力は供用状態A,Bの内圧、自重・熱膨張荷重、地震荷重 (S s) を考慮している。

熱時効評価対象部位の詳細な応力値を以下の表に示す。

表1.2 熱時効対象部位の応力詳細

評価部位	内圧による応力 (MPa)	曲げ応力				軸力による応力				合算値 (MPa)
		自重 (MPa)	熱 (MPa)	地震 (MPa)	合計 (MPa)	自重 (MPa)	熱 (MPa)	地震 (MPa)	合計 (MPa)	
ホットレグ直管	40.8	6.9	50.2	61.4	118.5	0.0	0.7	32.1	32.8	193
クロスオーバレグRCP側90°エルボ	40.8	0.6	7.6	24.8	33.0	0.0	0.1	4.7	4.8	79
SG入口50°エルボ	40.8	3.2	40.5	71.5	115.2	0.1	3.1	15.8	19.0	175



また、フェライト量算出に当たっては、以下の材料成分表と以下のグラフ（引用文献は ASTM A800）を用いて算出している。なお、他にフェライト量算出方法としてHull式が提唱（Estimation of Fracture Toughness of Cast Stainless Steels During Thermal Aging in LWR Systems (NUREG/CR-4513, ANL-15/08, Revision 2) 以下NUREG/CR-4513r2と記載）されており、参考値としてHull式によるフェライト量も算出した。

表1.3 製造時のミルシート

評価部位	化学成分（溶鋼分析）%								Cr <sub>e</sub> /Ni <sub>e</sub>	フェライト量
	C	Si	Mn	Cr	Ni	Mo	Cb(Nb)	N		F%*
ホットレグ直管									1.319	約16.1 (約19.2)
クロスオーバーレグRCP側90°エルボ									1.357	約18.2 (約21.7)
SG入口50°エルボ									1.309	約15.6 (約18.2)

N及びNbの成分は製造時ミルシートに記載がないが、フェライト量計算に必要な値のため、電共研「1次冷却材管等の時効劣化に関する研究（STEPⅢ）（その2）」で用いた供試材料の化学成分を参考として同等な値としている。

※ ASTM A800によるフェライト量。（）内はHull式によるフェライト量（参考値）

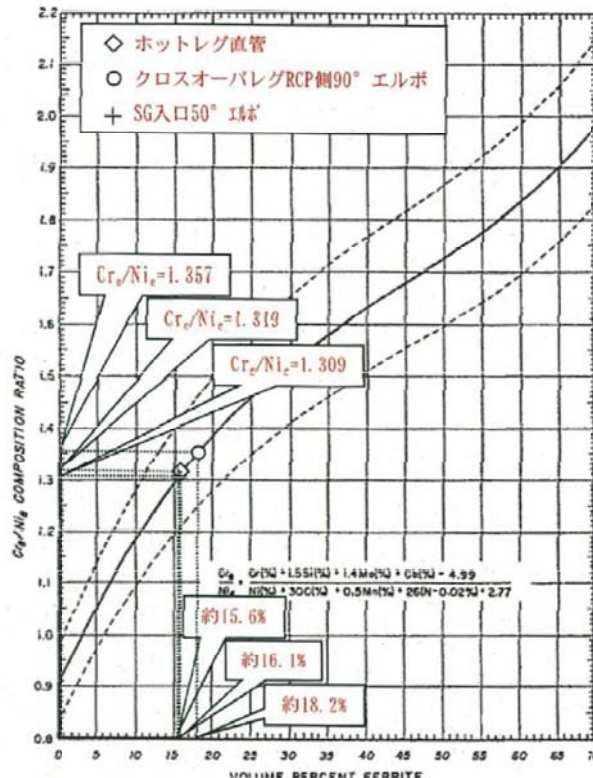


FIG. X1.1 Schoefer Diagram for Estimating the Average Ferrite Content in Austenitic Iron-Chromium-Nickel Alloy Castings

図1.2 フェライト量導出図

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。

なお、応力による評価部位選定において、SG入口50° エルボ等の応力の比較的高いエルボでは、形状効果により想定欠陥に対するJappの値が高くなる場合があることから、エルボの曲率部で応力の高い部位は評価対象に加えた。

美浜3号機の評価対象部位は、応力最大部位としてホットレグ直管を、フェライト量最多部位としてクロスオーバーレグ90° エルボを選定、さらに、SG入口50° エルボについても、エルボの曲がり部の効果によるJappの値が高くなると考えられることから5. (5)き裂安定性評価においてその評価を行っている。

以上を考慮することで、想定するき裂に対して、き裂進展力としてのJappが最大となる部位の評価ができるようにしている。

## 2. 評価用初期欠陥の想定

初期欠陥の大きさは、PSIの欠陥検出限界に十分な余裕をみて安全側に定めるものとする。単一欠陥の寸法については原子力発電所配管破損防護設計技術指針(JEAG4613-1998)のものを用いている。すなわち初期欠陥は $0.2t$ (深さ $a_0$ ) $\times$  $1.0t$ (表面長さ $2c_0$ ) ( $t$ は板厚)の半楕円形の内表面周方向欠陥とする。初期欠陥の形状を図2.1に示す。平成16年度原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書(超音波探傷試験における欠陥検出性及びサイジング精度の確認に関するもの)では、ステンレス鋼の疲労き裂において検出率100%に達する最小欠陥深さは約 $0.18t$ であり、本評価で用いる値は保守的であることを確認した。なお、当該報告書の超音波探傷試験と供用期間中検査で実施している1次冷却材管の超音波探傷試験は同等の探触子と検査員資格で実施している。

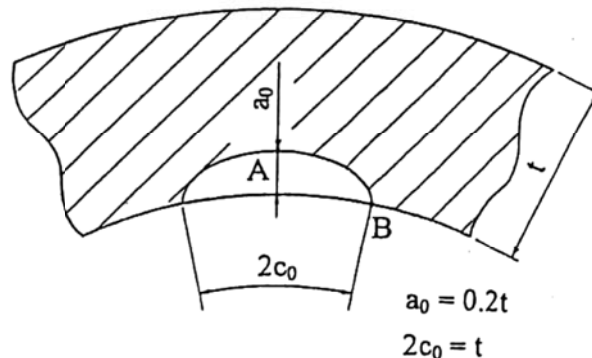


図2.1 初期欠陥の形状

### 3. 疲労き裂進展解析

#### (1) 解析条件

配管の内面に想定する初期き裂が、プラント運転時に生じる応力サイクルにより供用期間60年の間に進展する量を求める。

##### i) き裂進展解析に用いる応力サイクル

使用する応力サイクルは実機運転状態を考慮し、実過渡条件に基づいて設定する。実過渡条件による応力サイクルを表3.1～表3.3に示す。これらは2010年度までの実績過渡回数よりプラント運転期間60年までを想定し過渡回数を記載している。なお、2011年度以降の期間は実績より保守的\*な回数の過渡が発生すると仮定して回数を推定した。

\*：評価条件として、2011年5月から2017年9月まで冷温停止状態、2011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。

##### ii) 疲労き裂進展速度

疲労き裂進展速度は国内軽水炉条件下のデータに基づく以下の式を使用する。(JEAG4613-1998 参照)

$$da/dN = C(\Delta K)^m$$

$$\Delta K = K_{max} - K_{min}$$

ここで、

$da/dN$  ; 疲労き裂進展速度 (m/cycle)

$C$  ; 定数 =  $7.77 \times 10^{-12}$

$m$  ; 定数 = 3.5

$\Delta K$  ; 応力拡大係数変動幅 ( $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ )

$K_{max}, K_{min}$  ; 最大および最小応力拡大係数 ( $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ )

また、ここではステンレス鋼に対する速度を使用する。なお、電共研「PWR配管破断防護設計の合理化に関する研究」において、時効の有無によってき裂進展速度に有意な差がないことを確認している。

表3.1 応力サイクル (ホットレグ直管)

過渡条件	過渡回数	膜応力 (MPa)		曲げ応力 (MPa)	
		$\sigma_{max}$	$\sigma_{min}$	$\sigma_{bmax}$	$\sigma_{bmin}$
1. 起動・停止	78	112.57	8.94	71.96	-23.49
2. 負荷上昇 (15%から100%出力)	706	121.50	111.03	82.10	43.01
3. 負荷減少 (100%から15%出力)	691	121.13	110.12	83.05	42.79
4. 90%から100%へのステップ状負荷上昇	3	121.57	118.69	57.47	44.92
5. 100%から90%へのステップ状負荷減少	3	121.44	117.63	57.66	43.85
6. 100%からの大きいステップ状負荷減少	7	123.60	107.11	86.14	32.67
7. 定常負荷運転時の変動	0	122.21	118.69	53.36	40.95
8. 燃料交換	52	17.31	10.23	45.45	0.00
9. 0%から15%への負荷上昇	84	113.75	112.57	50.59	46.74
10. 15%から0%への負荷減少	69	113.75	112.57	54.98	46.74
11. 1ループ停止 / 1ループ起動 [停止]	1	119.88	106.99	120.08	34.47
12. 1ループ停止 / 1ループ起動 [起動]	1	113.99	112.04	60.21	45.70
13. 負荷の喪失	6	129.41	105.77	109.38	27.62
14. 外部電源喪失	5	126.18	115.53	63.38	42.73
15. 1次冷却材流量の部分喪失	1	120.97	101.98	131.08	36.63
16. 100%からの原子炉トリップ (I) 不注意な冷却を伴わないトリップ*	7	120.49	103.95	126.08	38.89
17. 100%からの原子炉トリップ (II) 不注意な冷却を伴うトリップ*	2	120.45	98.50	142.33	35.30
18. 100%からの原子炉トリップ (III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ*	1	120.45	84.82	181.14	33.82
19. 1次冷却系の異常な減圧	1	120.45	67.50	148.33	10.68
20. 制御棒クラスタの落下	4	120.60	97.81	144.89	34.42
21. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	1	120.45	98.12	137.07	40.31
22. 1次冷却系停止ループの誤起動	1	124.51	104.44	110.19	-13.24
23. タービン回転試験	6	112.57	97.10	77.78	39.85
24. 1次系漏えい試験	64	100.35	12.54	77.08	-23.72
25. 1/3Sd地震	360	124.04	119.13	46.74	46.74



表3.2 応力サイクル (クロスオーバーレグ RCP 側 90° エルボ)

過渡条件	過渡回数	膜応力 (MPa)		曲げ応力 (MPa)	
		$\sigma_{max}$	$\sigma_{min}$	$\sigma_{bmax}$	$\sigma_{bmin}$
1. 起動・停止	78	62.76	1.25	101.99	-29.64
2. 負荷上昇 (15%から100%出力)	706	63.61	59.99	82.62	59.14
3. 負荷減少 (100%から15%出力)	691	63.63	59.53	81.49	60.04
4. 90%から100%へのステップ状負荷上昇	3	63.77	61.83	78.34	63.63
5. 100%から90%へのステップ状負荷減少	3	63.95	61.13	78.37	62.19
6. 100%からの大きいステップ状負荷減少	7	65.51	56.87	89.18	55.14
7. 定常負荷運転時の変動	0	64.12	61.68	76.89	63.89
8. 燃料交換	52	3.42	1.58	47.84	0.00
9. 0%から15%への負荷上昇	84	62.78	62.76	70.28	69.95
10. 15%から0%への負荷減少	69	62.78	62.76	70.58	69.95
11. 1ループ停止 / 1ループ起動 [停止]	1	63.74	60.50	80.75	63.92
12. 1ループ停止 / 1ループ起動 [起動]	1	63.24	62.61	72.74	68.50
13. 負荷の喪失	6	70.74	54.60	102.90	57.51
14. 外部電源喪失	5	70.43	60.32	106.82	63.88
15. 1次冷却材流量の部分喪失	1	63.38	53.62	84.81	52.41
16. 100%からの原子炉トリップ (I) 不注意な冷却を伴わないトリップ	7	63.12	54.84	81.67	54.27
17. 100%からの原子炉トリップ (II) 不注意な冷却を伴うトリップ	2	63.12	50.37	98.61	48.87
18. 100%からの原子炉トリップ (III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	1	63.13	45.97	181.67	46.50
19. 1次冷却系の異常な減圧	1	63.20	24.43	139.22	11.07
20. 制御棒クラスタの落下	4	62.90	50.20	100.15	52.29
21. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	1	63.11	54.28	128.98	56.54
22. 1次冷却系停止ループの誤起動	1	67.76	57.00	88.65	58.52
23. タービン回転試験	6	62.76	53.64	107.00	59.65
24. 1次系漏えい試験	64	63.49	2.18	109.68	-30.06
25. 1/3Sd地震	360	70.75	55.07	69.95	69.95



表3.3 応力サイクル (SG 入口 50° エルボ)

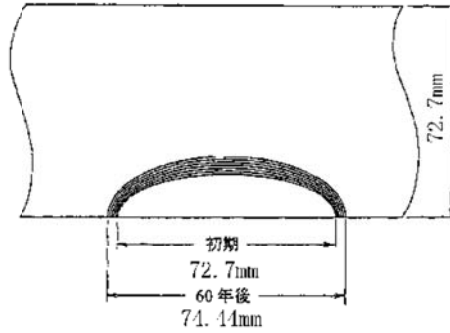
過渡条件	過渡回数	膜応力 (MPa)		曲げ応力 (MPa)	
		$\sigma_{mmax}$	$\sigma_{mmin}$	$\sigma_{bmax}$	$\sigma_{bmin}$
1. 起動・停止	78	127.96	6.72	102.53	-26.75
2. 負荷上昇 (15%から100%出力)	706	139.48	126.73	112.52	68.50
3. 負荷減少 (100%から15%出力)	691	139.00	125.71	113.38	67.97
4. 90%から100%へのステップ状負荷上昇	3	139.52	136.23	84.98	71.42
5. 100%から90%へのステップ状負荷減少	3	139.32	135.10	85.23	69.90
6. 100%からの大きいステップ状負荷減少	7	141.75	122.62	116.35	56.46
7. 定常負荷運転時の変動	0	140.27	136.29	80.72	67.53
8. 燃料交換	52	17.67	8.40	46.65	0.00
9. 0%から15%への負荷上昇	84	129.51	127.96	77.96	73.69
10. 15%から0%への負荷減少	69	129.51	127.96	82.20	73.69
11. 1ループ停止/1ループ起動 [停止]	1	137.30	121.29	147.99	60.57
12. 1ループ停止/1ループ起動 [起動]	1	129.68	127.26	87.38	72.63
13. 負荷の喪失	6	147.86	121.62	139.25	50.14
14. 外部電源喪失	5	144.01	132.64	93.48	68.30
15. 1次冷却材流量の部分喪失	1	138.89	116.83	157.87	58.51
16. 100%からの原子炉トリップ (I) 不注意な冷却を伴わないトリップ*	7	138.34	119.05	152.89	61.40
17. 100%からの原子炉トリップ (II) 不注意な冷却を伴うトリップ*	2	138.28	113.08	169.16	55.66
18. 100%からの原子炉トリップ (III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ*	1	138.28	95.61	217.78	53.32
19. 1次冷却系の異常な減圧	1	138.28	80.12	182.49	16.83
20. 制御棒クラスタの落下	4	138.48	112.29	171.45	54.59
21. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	1	138.28	111.02	169.76	63.55
22. 1次冷却系停止ループの誤起動	1	142.07	118.85	139.15	12.79
23. タービン回転試験	6	127.96	109.83	108.14	62.83
24. 1次系漏えい試験	64	110.28	11.44	110.68	-27.08
25. 1/3Sd地震	360	160.83	115.87	73.69	73.69

(2) 解析結果

疲労き裂進展解析結果は、表3.4～表3.6に示すとおりである。

表3.4 き裂進展解析結果 (ホットレグ直管)

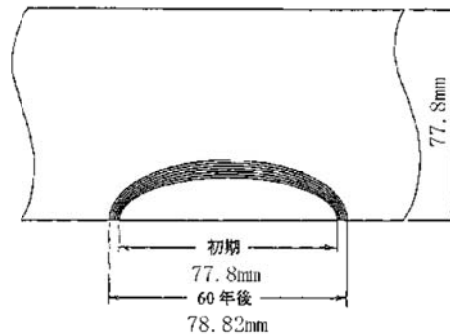
	き裂深さ (mm)	き裂長さ (mm)	備 考
初 期	$a_0 = 14.54$	$2c_0 = 72.70$	—
60年後	$a = 15.80$	$2c = 74.44$	$\Delta a = 1.26 \text{ mm}$ $2\Delta c = 1.74 \text{ mm}$



※配管外径は  
882 mm

表3.5 き裂進展解析結果 (クロスオーバーレグRCP側90° エルボ)

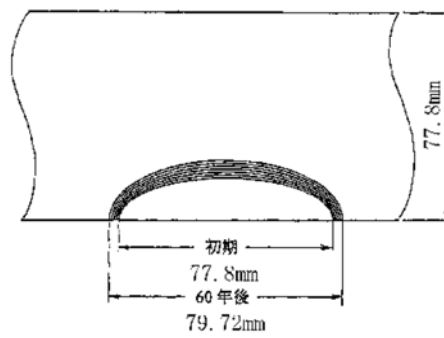
	き裂深さ (mm)	き裂長さ (mm)	備 考
初 期	$a_0 = 15.56$	$2c_0 = 77.80$	—
60年後	$a = 16.61$	$2c = 78.82$	$\Delta a = 1.05 \text{ mm}$ $2\Delta c = 1.02 \text{ mm}$



※配管外径は  
943 mm

表3.6 き裂進展解析結果 (SG入口50° エルボ)

	き裂深さ (mm)	き裂長さ (mm)	備 考
初 期	$a_0 = 15.56$	$2c_0 = 77.80$	—
60年後	$a = 18.00$	$2c = 79.72$	$\Delta a = 2.44 \text{ mm}$ $2\Delta c = 1.92 \text{ mm}$



※配管外径は  
943 mm

4. き裂安定性評価用想定き裂の想定

き裂安定性評価では、安全側に評価するため、3項で算出した疲労き裂を貫通き裂に置換える。(図4.1参照)

き裂安定性評価に用いる想定き裂を表4.1に示す。

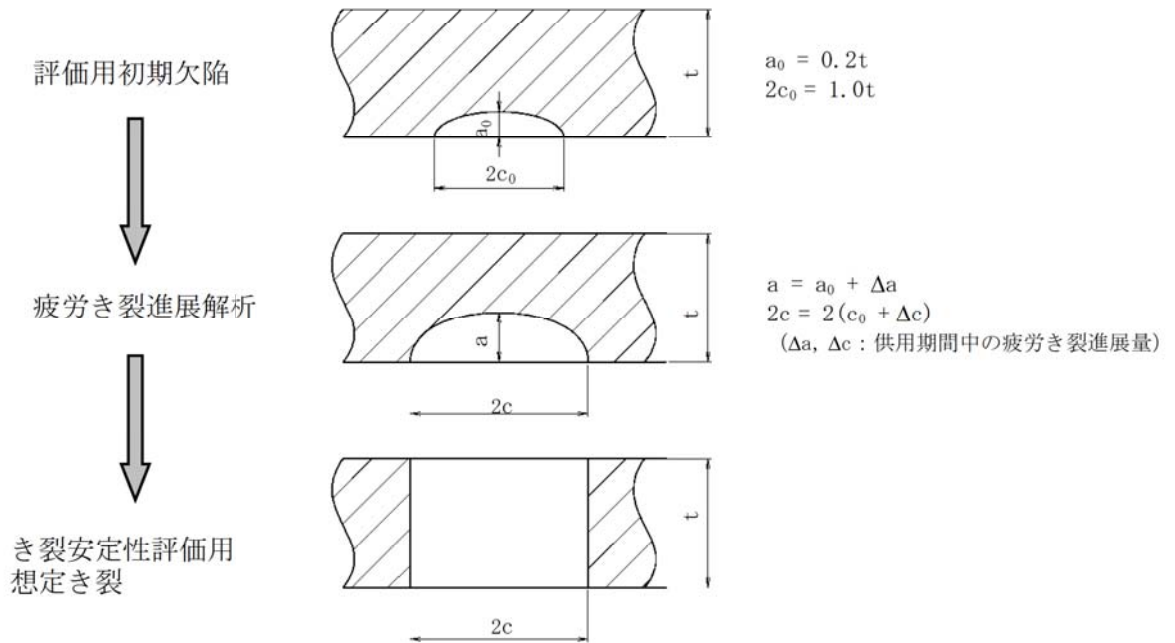


図4.1 想定き裂置換えイメージ

表4.1 き裂安定性評価用想定き裂

	き裂長さ (mm)	板厚 (mm)
ホットレグ直管	74.44	72.70
クロスオーバレグ RCP側90° エルボ	78.82	77.80
SG入口50° エルボ	79.72	77.80

## 5. き裂安定性評価

## (1) 評価方法

重大事故等時の荷重条件を包絡した評価を行う。このため重大事故等時（原子炉停止機能喪失時）荷重+Ss地震動の荷重により想定き裂に生じるき裂進展力を評価し、最小破壊靱性  $J(\Delta a)$  と比較して延性不安定破壊しないことを確認する。

具体的には、各供用状態の荷重から算出されるき裂進展力を示すパラメータ  $J$  積分値  $J_{app}$  と熱時効後のき裂進展抵抗  $J_{mat}$  を用いて評価を行う。

なお、評価点は表1.1で選定されたホットレグ直管、クロスオーバレグRCP側  $90^\circ$  エルボ、SG入口  $50^\circ$  エルボの3部位とするが、通常運転時に応力が高い部位として選定されたホットレグ直管、SG入口  $50^\circ$  エルボは重大事故等時でも応力が高い部位であることを確認している。通常運転時の応力が3番目に高いSG出口  $40^\circ$  エルボとの比較を表5.1に示す。

表5.1 重大事故等時における応力比較

評価部位	使用温度 [°C]	通常運転時 (参考)	重大事故等時
		応力[MPa]	応力[MPa]
ホットレグ直管	322.8	約 193	約201
SG入口 $50^\circ$ エルボ	322.8	約 175	約182
SG出口 $40^\circ$ エルボ	288.6	約 126	約134



(2) き裂進展力 ( $J_{app}$ )

き裂進展力は、評価部位の荷重とき裂長さが板厚の1倍、3倍、5倍の貫通き裂長さを用いて有限要素法により算出する。

評価条件は表5.2の通りで、配管に負荷される荷重は、PLM評価用荷重（自重＋熱膨張＋Ss地震動）とする。

き裂長さが1, 3, 5倍の時の値は表5.3の通りとなる。

なお、本評価の有限要素法に用いた解析コードは「MARC2005r3」である。当該コードは理論値（EPRI (Ductile Fracture Handbook NP-6301-D N14-1) の簡易J積分値）とFEMで算出したJ積分値が同等となることを確認している。使用コードの中での裕度は考慮していないが、解析条件に保守性を持たせる（フェライト量約10%の公称応力-ひずみ線図を使用、き裂形状を貫通き裂と想定）ことで評価の保守性を担保している。

ホットレグ直管、クロスオーバーレグRCP側90°エルボに対しては、非時効材の応力-ひずみ線図を適用した。SG入口50°エルボに対しては完全時効材の応力-ひずみ線図を適用した。SG入口50°エルボは、エルボで応力大の部位であることから、 $J_{app}$ が過大に評価される可能性があるため評価の保守性を一部見直したものである。

フェライト量、時効程度による公称応力-ひずみ線図の比較を図5.1に示す。このようにフェライト量が多いほど、時効が進むほど、応力-ひずみ線図は上方に移行していくので、約10%完全時効材の応力-ひずみ線図を評価に適用しても $J_{app}$ の評価に対して保守性を有した条件である。



図5.1 応力-ひずみ線図の比較

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。

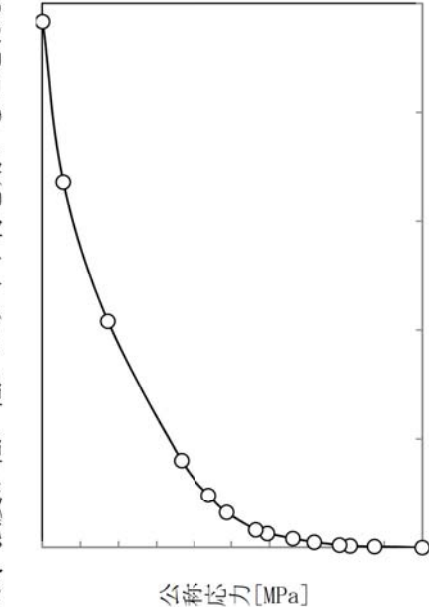
表5.2 評価条件 (1/2)

	ホットレグ直管	クロスオーバーレグRCP側90° エルボ		
内径 [mm]	736.6	787.4		
外径 [mm]	882.0	943.0		
き裂形状	周方向貫通き裂(き裂長さ: 1t、3t、5tの3種類)			
荷重*				
内圧 [MPa]	18.5			
軸力 [kN]	自重	自重	地震	合計
	-5	2	977	1012
曲げモーメント [kN・m]	自重	自重	地震	合計
	My Mz -308 -10	My Mz -26 -7	My Mz 370 -177 974 385	My Mz -26 -7 370 -177 974 385
物性値				
ヤング率 [MPa]	E=174000			
ポアソン比	$\nu=0.3$ (弾性域)、 $\nu=0.5$ (塑性域)			
応力-ひずみ関係	<p>フェライト量が低い非時効材の応力-ひずみ線図を用いる。本評価データは電共研「1次冷却材管の時効劣化に関する研究 (STEP1)」で得られた知見を参考に行っている。本電共研では2つの試験片について引張り試験を実施し、結果がほぼ同等であったことから1つの試験片のデータを用いて応力-ひずみ線図を導出した。Japp 値は応力-ひずみ線図の下部の面積に比例するため、強度が低い非時効材を用いることはより安全側の評価となる。</p>			
			<p>非時効材のフェライト量</p>	

\* : 荷重は重大事故等時+Ss地震動を考慮

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5.2 評価条件 (2/2)

SG入口50° エルボ																															
内径 [mm]	787.4																														
外径 [mm]	943.0																														
き裂形状	周方向貫通き裂(き裂長さ: 1t, 3t, 5tの3種類)																														
荷重*																															
内圧 [MPa]	18.5																														
軸力 [kN]	自重																														
曲げモーメント [kN・m]	自重 23 熱 725 熱 My Mz My Mz 190 2950 1920 688																														
合計	4090																														
合計	5083																														
物性値																															
ヤング率 [MPa]	E=174000																														
ポアソン比	$\nu=0.3$ (弾性域)、 $\nu=0.5$ (塑性域)																														
応力-ひずみ関係	<p>低フェライト量 (約10%、完全時効材) の材料の応力-ひずみ線図を用いる。本評価データは電共研「1次冷却材管の時効劣化に関する研究 (STEP III)」で得られた知見を参考にしている。本電共研では2つの試験片について引張り試験を実施し、結果がほぼ同等であったことから1つの試験片のデータを用いて応力-ひずみ線図を導出した。Japp 値は応力-ひずみ線図の下部の面積に比例するため、強度が低い低フェライト材を用いることはより安全側の評価である。</p>  <p>低フェライト材のフェライト量</p> <table border="1" data-bbox="1029 224 1189 974"> <tr> <th colspan="10">化学成分 (詳細分析) %</th> </tr> <tr> <td>C</td> <td>Si</td> <td>Mn</td> <td>Cr</td> <td>Ni</td> <td>Mo</td> <td>Co (Nb)</td> <td>N</td> <td>Cre/Nie</td> <td>フェライト量</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>%</td> </tr> </table>	化学成分 (詳細分析) %										C	Si	Mn	Cr	Ni	Mo	Co (Nb)	N	Cre/Nie	フェライト量										%
化学成分 (詳細分析) %																															
C	Si	Mn	Cr	Ni	Mo	Co (Nb)	N	Cre/Nie	フェライト量																						
									%																						

\* : 荷重は重大事故等時+Ss地震動を考慮

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 各き裂長さにおける $J_{app}$ 値 ( $\text{kJ/m}^2$ )

き裂長さ	ホットレグ 直管	クロスオーバレグ RCP側90° エルボ	S G入口50° エルボ
1 t	127	19	263
3 t	645	66	864
5 t	1975	138	1797

(3) 材料のき裂進展抵抗 ( $J_{mat}$ )

き裂進展抵抗 $J_{mat}$ は、電共研「1次冷却材管等の時効劣化に関する研究 (STEP III) (その2)」で改良された脆化予測モデル (H3Tモデル: Hyperbolic-Time, Temperature Toughness) を用いて、評価部位のフェライト量を基に完全時効後の飽和値として決定する (算出方法はASME PVP2005-71528参照)。H3Tモデルは、ASTM A800にて計算したフェライト量と破壊靱性値実測データを関連付けた予測式であることから、表1.3のASTM A800によるフェライト量にて計算する。 $J_{Ic}$ 、 $J_6$ はデータの下限值 ( $-2\sigma$ ) であり、表5.4の通りである。

なお、NUREG/CR-4513r2でもき裂進展抵抗を算出する式が提唱されているが、NUREG/CR-4513r2手法による $J_{mat}$ を参照しても、(4)に示すき裂安定性評価結果はほぼ変わらない結果となった。

表5.4 き裂進展抵抗 ( $\text{kJ/m}^2$ )

	ホットレグ 直管	クロスオーバレグ RCP側90° エルボ	S G入口50° エルボ
$J_{Ic}$	87	68	92
$J_6$	383	302	404

## (4) き裂安定性評価結果

(2) 及び (3) で求めた $J_{app}$ と $J_{mat}$ の比較を行った結果を図5.2に示す。

その結果、運転開始後60年時点までの疲労き裂進展長さを考慮した評価用き裂を想定しても、 $J_{mat}$ が $J_{app}$ と交差し、 $J_{mat}$ が $J_{app}$ を上回ること、 $J_{mat}$ と $J_{app}$ の交点においては、 $J_{mat}$ の傾きが $J_{app}$ の傾きを上回ることから、配管は不安定破壊することはない、健全性評価上問題とならないと判断する。

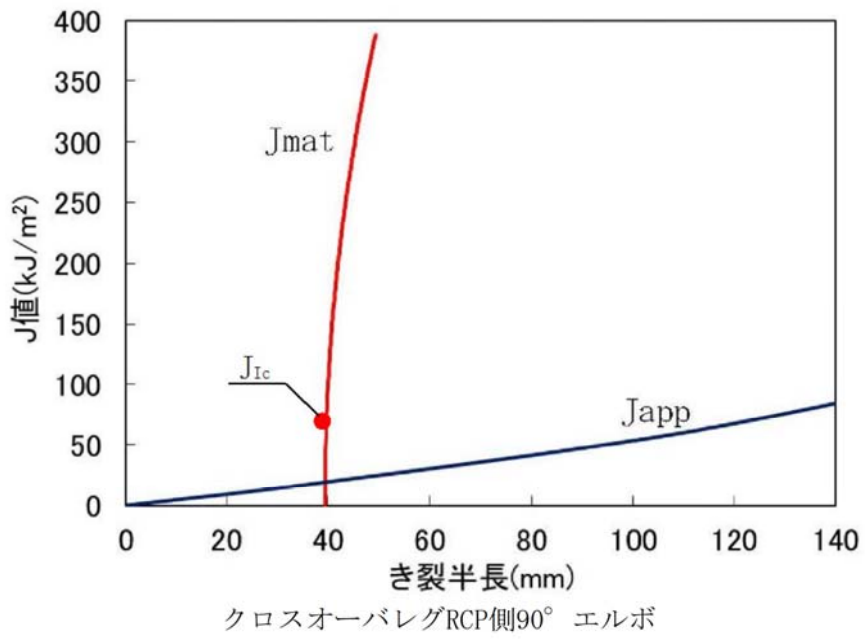
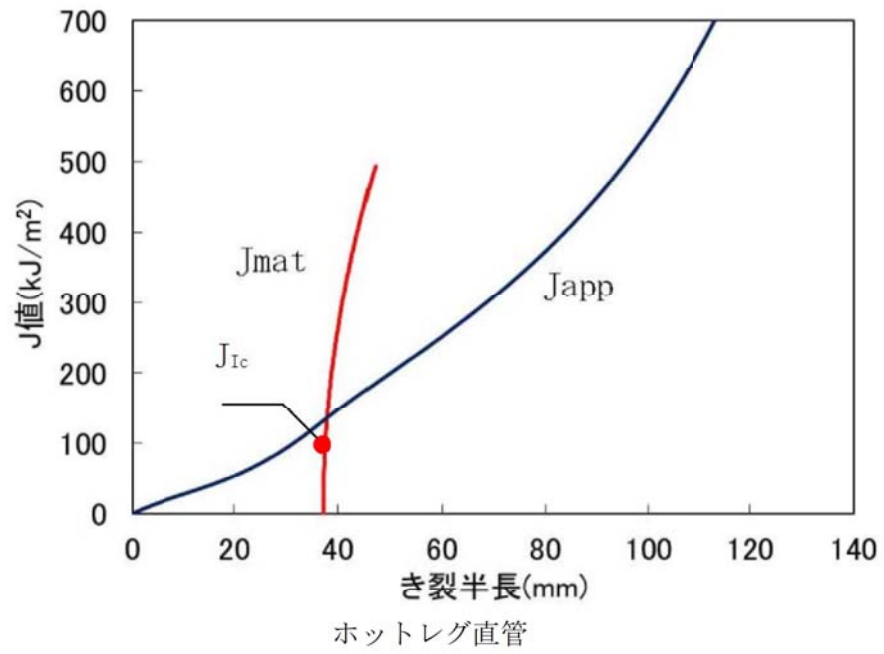
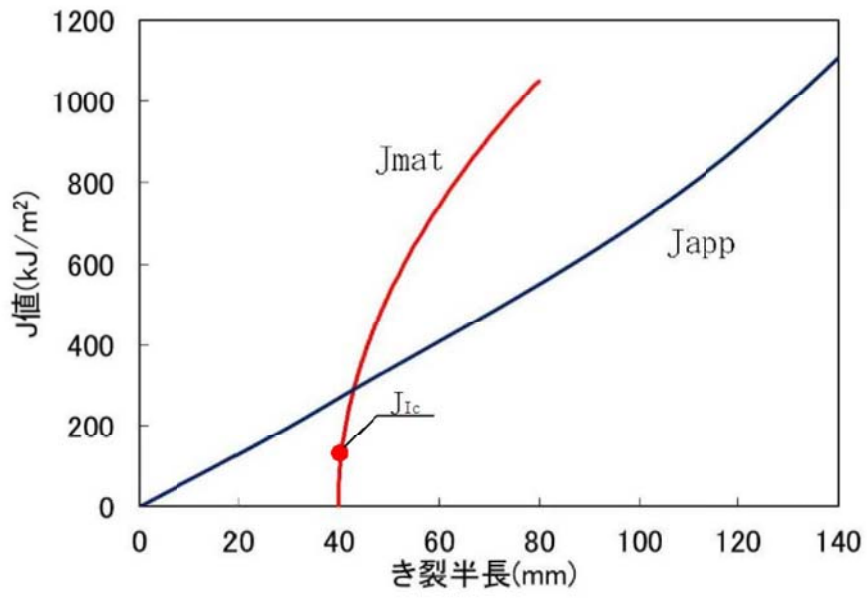


図5.2 き裂安定性評価線図 (1/2)





SG入口50° エルボ

図5.2 き裂安定性評価線図 (2/2)

美浜3号炉－熱時効－5 rev2

タイトル	母管の現状保全の具体的内容について																		
説明	<p>1次冷却材管の現状保全の方法を以下に示す。</p> <p>点検方法：超音波探傷検査、漏洩確認（供用期間中検査） 判定基準：維持規格（JSME S NA1 2002）に基づき実施 点検結果：結果良好（添付1、添付2）</p> <p>1次冷却材管の製造時の非破壊検査内容および結果について表1に示す。</p> <p>表1 各部位の製造時非破壊検査の内容、判定基準、および結果</p> <table border="1" data-bbox="427 994 1359 1196"><thead><tr><th>部位</th><th>検査内容</th><th>判定基準</th><th>判定結果</th></tr></thead><tbody><tr><td rowspan="2">母材</td><td>放射線透過試験</td><td>告示第501号</td><td>良</td></tr><tr><td>浸透探傷試験</td><td>告示第501号</td><td>良</td></tr><tr><td rowspan="2">溶接部</td><td>放射線透過試験</td><td>省令第81号</td><td>良</td></tr><tr><td>浸透探傷試験</td><td>省令第81号</td><td>良</td></tr></tbody></table>	部位	検査内容	判定基準	判定結果	母材	放射線透過試験	告示第501号	良	浸透探傷試験	告示第501号	良	溶接部	放射線透過試験	省令第81号	良	浸透探傷試験	省令第81号	良
部位	検査内容	判定基準	判定結果																
母材	放射線透過試験	告示第501号	良																
	浸透探傷試験	告示第501号	良																
溶接部	放射線透過試験	省令第81号	良																
	浸透探傷試験	省令第81号	良																

関西電力株式会社 美浜発電所

第3号機 第25保全サイクル

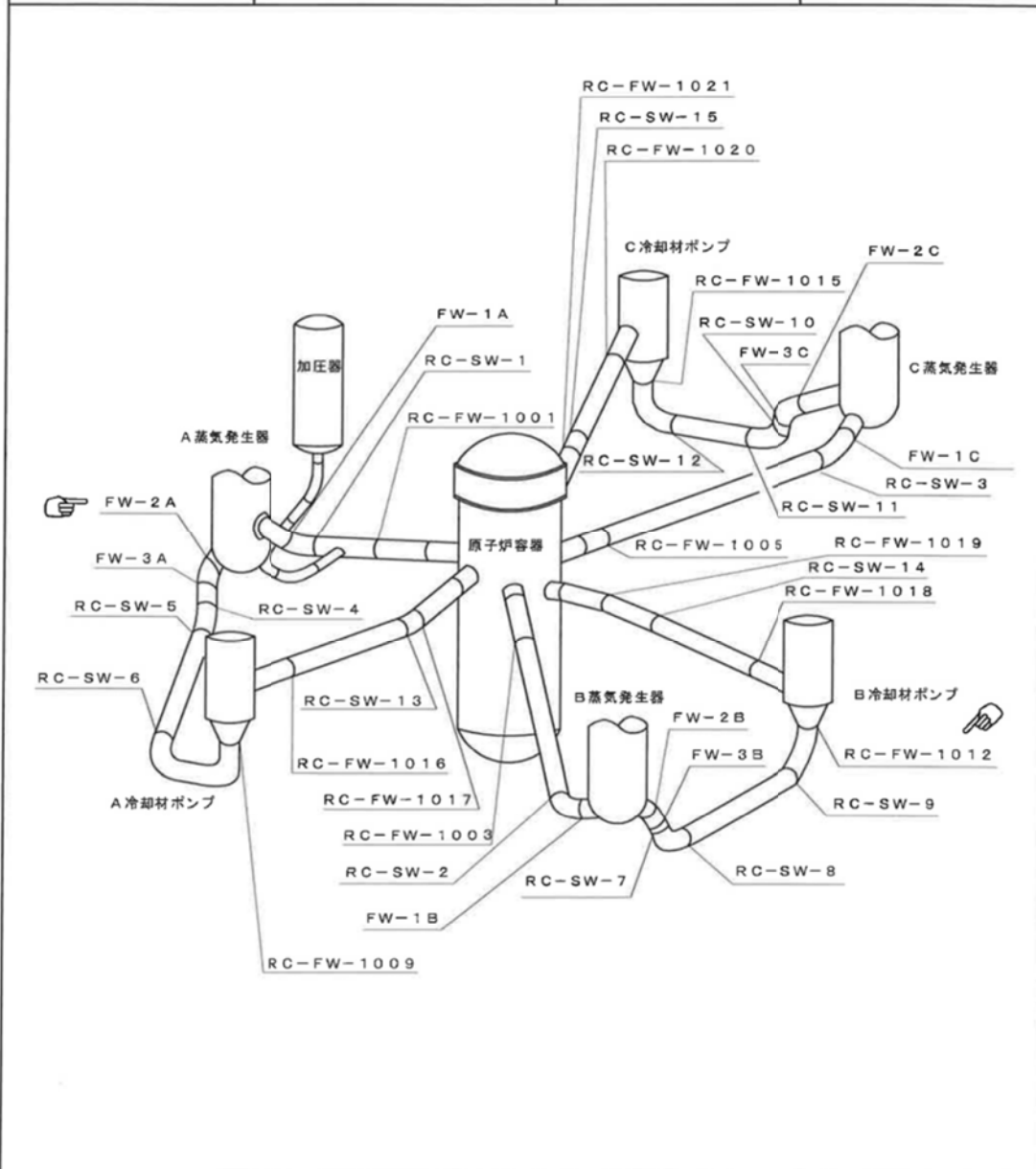
定期事業者検査成績書

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：クラス1機器供用期間中検査  
要領書番号：M3-25-101

配管検査箇所図(2/25)

項目番号	B9.11	カテゴリ	B-J
検査対象箇所	配管の周溶接継手(呼び径100mm以上) 主冷却材管		
全検査箇所	36箇所	検査方法	UT
7年間の検査範囲	25%(9箇所)	当年度検査箇所	2箇所



非破壊検査記録 ( 3 / 7 )

検査年月日 平成23年 6月 21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		
B9.11	B-J	配管	配管の周溶接継手 (呼び径100mm以上) 主冷却材管	FW-2A 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				MP-3A	
					MP-3R	
		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: UT Ⅱ <sup>+</sup> #3		
<p><b>評価</b></p> <p>角度の取り方(上流側より見る)</p> <p> <small>                     起点: 上流側エルボの背を0°とした。                      基準: DAC20%を超える反射波を認めず。                      斜角45°(直角): 外表面形状のため、一部探傷不可。                      内表面近傍以外、DAC20%を超える反射波を認めず。                      上流側(セーフエンド)、内表面近傍ノイズレベル(DAC48%)を超える反射波は、圧状異常による金属組織エコーである。                      下流側(エルボ)、内表面近傍ノイズレベル(DAC59%)を超える反射波を認めず。                      斜角45°(平行): 外表面形状のため、探傷不可。                 </small> </p> <div style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: right;">試験員: UT Ⅱ<sup>+</sup> #3</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

## 漏 え い 検 査 記 録

検査年月日 平成23年7月3日

## a. 検査結果

項目番号	カテゴリ	検査範囲	判定基準	結果	検査員
B15.10	B-P	原子炉容器	各部に著しい漏えいがないこと。	良	
B15.20		加圧器		良	
B15.30		蒸気発生器		良	
B15.50		配管		良	
B15.60		ポンプ		良	
B15.70		弁		良	

b. 検査圧力 15.65 MPa

c. 使用圧力計 正 5951689  
副 5951688

d. 検査温度 150 °C

e. 使用温度計 3TR-413

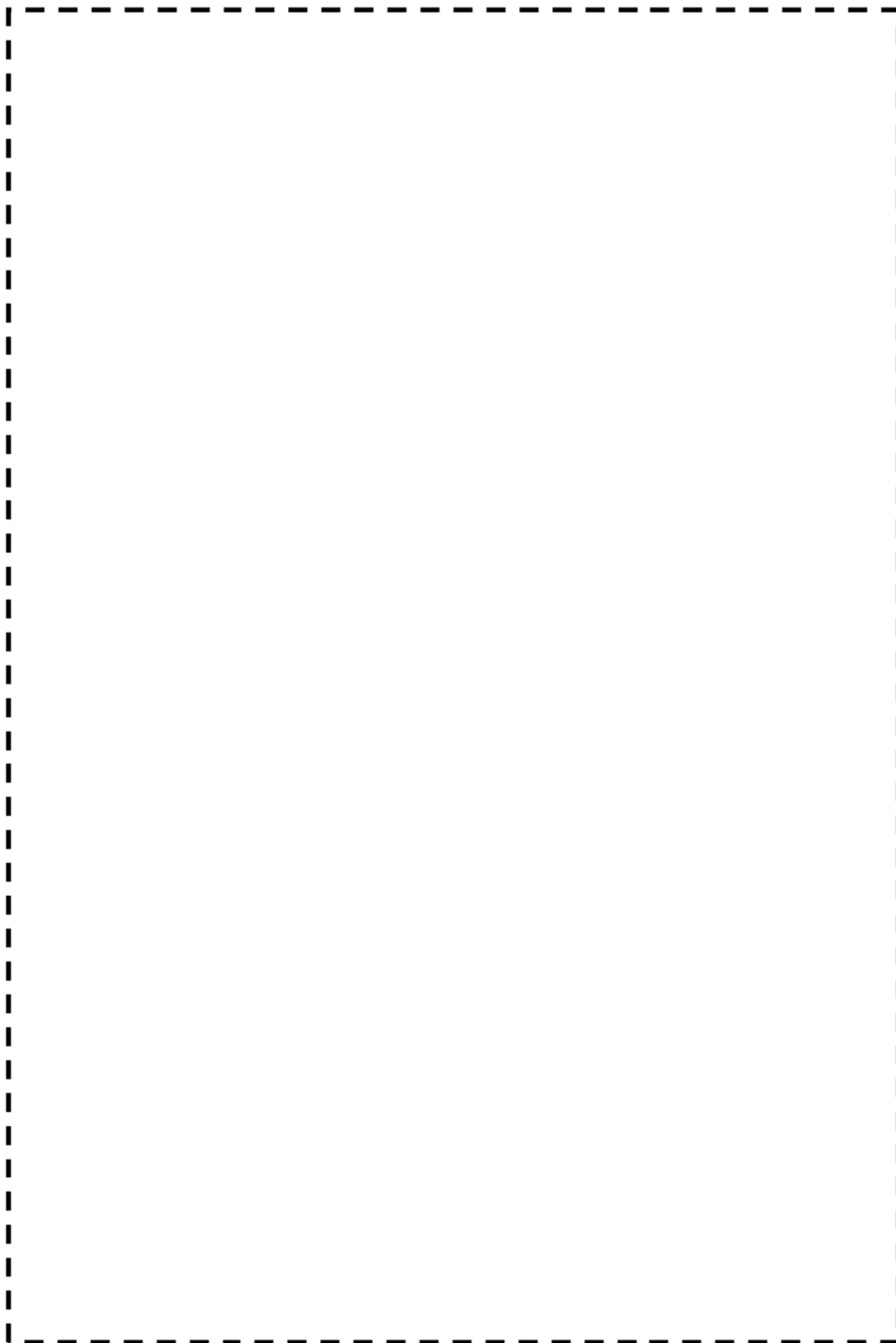


関西電力株式会社 美浜発電所

第3号機 第25保全サイクル

定期事業者検査要領書

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 : クラス1機器供用期間中検査  
要領書番号 : M3-25-101-2



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号炉一熱時効-6 rev2

タイトル	母管溶接部の超音波探傷検査部位の選定の妥当性について
説明	<p>母管溶接部の供用期間中検査（超音波探傷検査）の検査部位の選定は維持規格に基づき実施している。</p> <p>維持規格においては、経年劣化を確認するため定点サンプリング方式を採用している。当該部においては、経年劣化事象を考慮して相対的に経年変化に厳しい条件にあると考えられる部位を優先して選定することが望ましいとの考えに則って、以下の溶接継手を優先して検査対象箇所として選定することとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>①容器と各管との溶接継手</li><li>②構造不連続部の継手</li></ul> <p>また、定点として選定した構造不連続部の継手が特定の系統および口径の継手に偏らないようにするため、その継手数を比例配分により求めるよう定めている。（維持規格参照）</p> <p>維持規格に基づく検査対象箇所は社内文書（添付1）にて決定しており、具体的には添付2に示す。</p> <p>一方、1次冷却材管（母管）の熱時効評価では、仮定したき裂の疲労による進展を考慮していることから、1次冷却材管全体に対して、き裂が無いことを現状保全で把握することが必要である。</p> <p>現状保全として実施している供用期間中検査では、維持規格に基づいて定点サンプリング方式で選ばれた検査箇所（溶接線の25%）に対して超音波探傷検査を実施している。熱時効評価部位と定点（検査箇所）は必ずしも一致しないが、供用期間中検査によって1次冷却材管全体に対してき裂の発生・進展の兆候が無いことを確認できていることから熱時効に対する現状保全としても有効である。</p> <p>また、定点として選ばれている機器と配管との溶接部は、初期欠陥存在の可能性、応力（形状不連続に拠る応力集中、残留応力）の観点からも、き裂の発生・進展が想定される部位であり、き裂を確認する代表箇所として妥当である。</p> <p>なお、プラント建設時に実施した検査は当時のメーカー基準に基づいて実施したものであり、現在実施している供用期間中検査とは適用規格や検査手法が異なる。</p>



美浜発電所 3 号機 (25 回定検以降)

クラス 1,2,3 機器供用期間中検査における定点の選定について

決 裁

審 査

原子炉保修課 原子炉 B 係

機械技術  
アドバイザー

	課 長	係 長	班 長	係
捺 印				

【合議】  
技術課長

標記については、添付 1 の通り定点を選定していたが、今回、24 回定検までの改造工事等を反映し、クラス 1,2,3 機器供用期間中検査における定点を下記の通り整理した。

記

#### 1. 定点の選定について

『維持規格』(JSME S NA1-2002) ※に基づき、定点を選定し整理した。基本的に系統毎・口径毎等に応じて比例配分等を行い選定している。

詳細については、添付 2,5 の通り。なお、既供覧との相違は改訂履歴の通り。

※ 既決裁済の公文書「21 原原 B 公-1」(添付-3) の通り、現検査間隔中の対応として、検査プログラムの非破壊試験の範囲、程度及び方法については維持規格 2002 年版を適用し、それ以外については維持規格 2008 年版を適用している。

#### 2. その他

以降改造工事等により検査対象箇所に変更が生じれば、適宜改訂することとする。

— 以 上 —

#### [添付資料]

添付 1 21 原原 B 供-20

添付 2 定点選定要領

添付 3 21 原原 B 公-1

添付 4 24 回 1 次系機器供用期間中検査工事報告書

添付 5 定点サンプリング資料

添付 6 法令等適合性チェックシート



美浜3号炉－耐震－1 Rev2

<p>タイトル</p>	<p>浸水防護施設（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備）のリストアップ及び耐震安全性評価の評価対象設備の、具体的な抽出根拠、抽出プロセス及び評価内容について。</p>
<p>説明</p>	<p>美浜3号の「浸水防護施設」のうち、耐震安全性評価対象とした設備について、経年劣化事象の抽出や耐震安全性評価の要否判断などのプロセスを示す。</p> <p>1. 浸水防護施設について 耐震安全性評価対象とした浸水防護施設（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備）については以下のとおり。なお、施設の概要を添付1に示す。</p> <p>(1) 津波防護施設： 防潮堤… a 屋外排水路逆流防止設備… b</p> <p>(2) 浸水防止設備： 取水構造物（浸水防止蓋<sup>※1</sup>）… c ※1：海水ポンプ室浸水防止蓋および海水管トレンチ浸水防止蓋。 海水ポンプエリア止水壁 … d 水密扉<sup>※2</sup> … e ※2：浸水防護重点化範囲との境界に位置する原子炉補助建屋の水密扉を対象とする。</p> <p>(3) 津波監視設備： 津波監視カメラ（原子炉格納容器）… f 津波監視カメラ（海水ポンプ室）… g 潮位計（防潮堤）… h 潮位計（海水ポンプ室）… i</p> <p>2. 想定される劣化事象<sup>※3</sup></p> <p>(1) コンクリート構造物（a）</p> <p>a. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（○事象）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中性化 …①</li> <li>・塩分浸透 …②</li> </ul> <p>b. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（△▲事象）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アルカリ骨材反応 …③</li> <li>・凍結融解 …④</li> <li>・耐火能力低下 …⑤</li> </ul> <p>(2) 鉄骨構造物（a, b, c, d, e）</p> <p>a. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（○事象） 該当なし</p> <p>b. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（△▲事象）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・腐食 …⑥ (a, d, e)</li> <li>・風などによる疲労 …⑦</li> </ul> <p>(3) 計測制御設備（f, g, h, i）</p> <p>a. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（○事象） 該当なし</p>



- b. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (△▲事象)
- ・樹脂の劣化 (ケミカルアンカ) …⑧
  - ・腐食 (支持構造物) …⑨
  - ・腐食 (ケミカルアンカ) …⑩ (f, g, h)

※3: 絶縁低下 (絶縁体の水トリー劣化による絶縁低下を含む)、特性変化及び導通不良については、耐震性に影響を及ぼすパラメータの変化とは無関係であるため記載は省略する。

### 3. 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

「2. 想定される劣化事象」で整理した経年劣化事象①～⑩について、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の有無について検討したプロセスを下表に整理した。

表1 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の有無検討プロセス

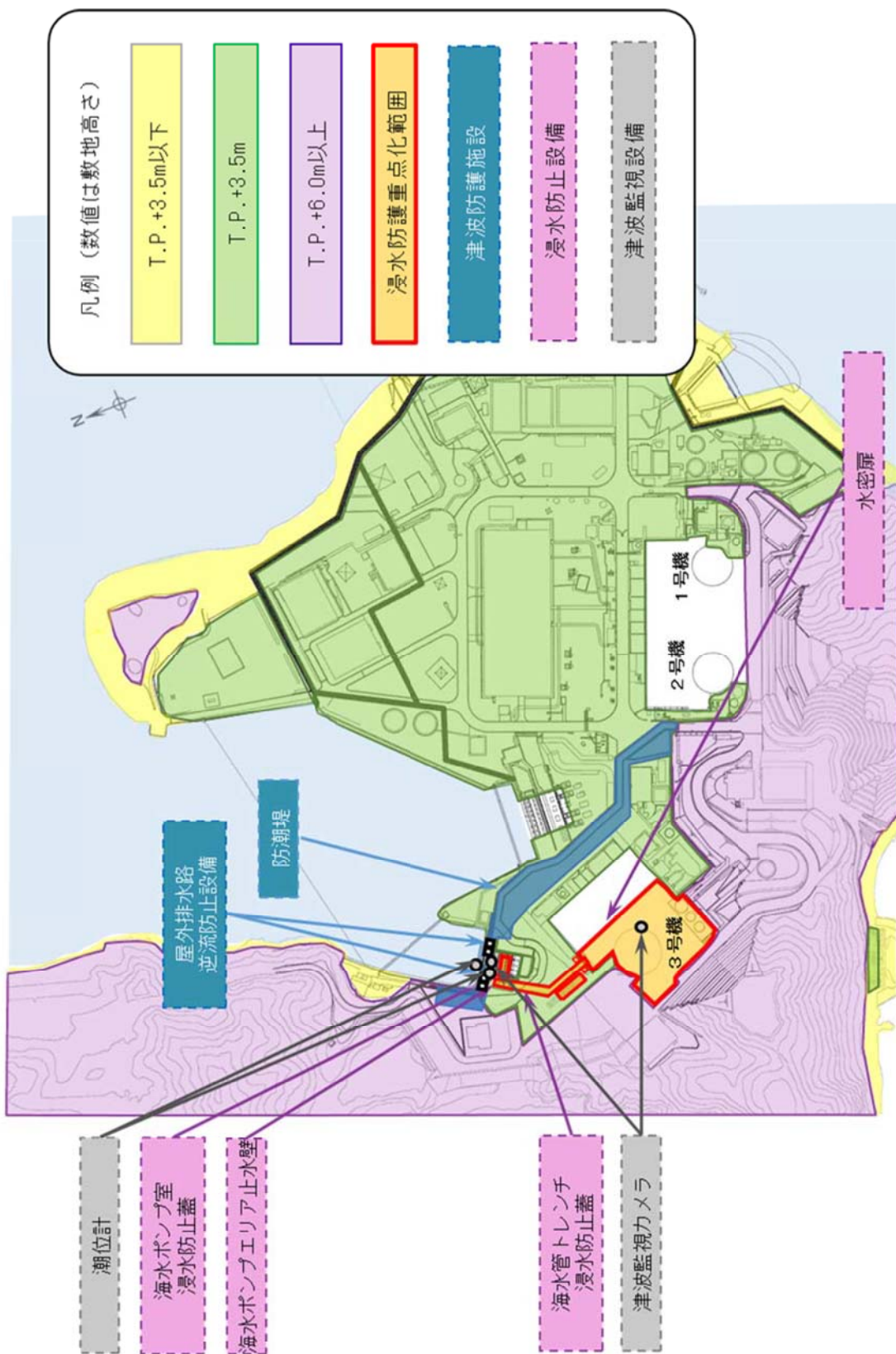
「候補評価」で想定される経年劣化事象		ステップ1	ステップ2	ステップ3
高経年化対策上 着目すべき 経年劣化事象	下記 1)～2)を除く経年劣化事象	○	i 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象であるが、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、または小さいもの	×
			ii 現在発生しているか、または将来において起こることが否定できないもの	○
高経年化対策上 着目すべき 経年劣化事象 ではない事象	1) △ 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの (日常劣化管理事象)	○	i 日常劣化管理事象であるが、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、または小さいもの	—
			ii 現在発生しているか、または将来において起こることが否定できないもの	○
	2) ▲ 現在までの運転経歴や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、または劣化傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象 (日常劣化管理事象以外)	—	—	—

△: 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (日常劣化管理事象)  
 ▲: 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (日常劣化管理事象以外)  
 ○: 評価対象として抽出  
 —: 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象であり、日常劣化管理事象以外であるもの、あるいは日常劣化管理事象であるが、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、または小さいものとして評価対象から除外  
 ×: 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象であるが、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、または小さいものとして評価対象から除外  
 ■: 振動応答特性上または構造・強度上「軽微もしくは無視」できる事象として評価対象から除外  
 ◎: 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出

以上より、美浜3号の「浸水防護施設」については、◎となる対象としてケミカルアンカの腐食を考慮した耐震安全性評価を実施した。

以上

浸水防護施設の概要



美浜3号炉－耐震－4 Rev3

タイトル	<p>建設後の耐震補強の実績がある場合の、下記種別（イ、ロ、ハ、ニ）ごとの実施時期と工事概要（サポートの撤去、移動、追設、容量変更の要点を含む）について。</p> <p>イ) 耐震バックチェックに関連した耐震補強ケース ロ) 新規制基準適合申請に関連した耐震補強ケース ハ) 経年劣化事象の評価に関連する耐震補強ケース ニ) イ)、ロ)、ハ) 以外の耐震補強ケース</p>
説明	<p>建設後の耐震補強の実績について、次のとおり纏めた。</p> <p>イ) 耐震バックチェックに関連し耐震裕度向上を目的として、以下工事を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>○原子炉格納容器内にある配管の支持構造物について、支持部材の追加等を実施した。 第22回定検(平成19年度) (工事概要：添付1(1/4))</li><li>○原子炉冷却系統などの配管、格納容器排気系統などのダクト、電気計装盤類などの支持構造物を強化した。 第23回定検(平成20年度) (工事概要：添付1(2/4))</li><li>○余熱除去系統や化学体積制御系統などの配管、アニュラス循環系統や補助建屋よう素除去排気系統のダクト、蒸気発生器や加圧器などの機器類の支持構造物を強化した。 第24回定検(平成21年度) (工事概要：添付1(3/4))</li><li>○余熱除去系統や内部スプレイ系統などの配管、アニュラス循環系統のダクト、蒸気発生器などの機器の支持構造物を強化した。 第25回定検(平成23年度～) (工事概要：添付1(4/4))</li></ul> <p>ロ) 新規制基準適合申請に関連した耐震補強ケースは、添付2、添付3のとおり。</p> <p>ハ) 経年劣化事象の評価に関連する耐震補強ケースは、添付2、添付3、添付4のとおり。</p> <p>ニ) 建設以降の工事計画認可申請書及び工事計画届出書において、今回提出した「美浜3号機 耐震安全性評価書」で評価対象とした機器の部位に対し、耐震計算を実施している工事を抽出した結果は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>○低圧タービンロータ他取替工事 (LP-3) 第14回定検(平成6～7年度) (LP-1, 2) 第15回定検(平成8年度)</li></ul> <p>[工事概要] 低圧タービンロータ及び関連部位の取替えを行った。なお、特別な耐震補強は実施していない。</p>



○原子炉容器上蓋取替工事 第15回定検（平成8年度）

〔工事概要〕

国内外における600系ニッケル基合金使用部位に応力腐食割れが確認されていることに鑑み、上部蓋管台部に耐応力腐食割れに優れた690系ニッケル基合金を使用した原子炉容器上部蓋に取替えるとともに、制御棒駆動装置等を一体で取替えた。なお、特別な耐震補強は実施していない。

○蒸気発生器取替工事 第15回定検（平成8年度）

〔工事概要〕

美浜2号機蒸気発生器細管破断事故に鑑み、蒸気発生器の取替を行った。なお、特別な耐震補強は実施していない。

○燃料取替用水タンク取替工事 第19回定検（平成13年度）

〔工事概要〕

海塩粒子による塩素型応力腐食割れに対する長期保全の観点から、燃料取替用水タンクを取替えた。なお、特別な耐震補強は実施していない。

○格納容器再循環サンプスクリーン取替工事 第24回定検

（平成21年度）

〔工事概要〕

平成20年2月に「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)」(平成20年2月27日平成20・02・12原院第5号)及び「格納容器再循環サンプスクリーン閉塞事象に関する対応について」(平成20年2月29日平成20・02・28原院第3号)が発出され、上記内規の制定により、具体的な格納容器再循環サンプスクリーンの性能評価手法が明確になったことを受け、既設のスクリーンを撤去し、上記内規に適合する性能の向上(面積の拡大)を図った新たなスクリーンを設置した。

以 上

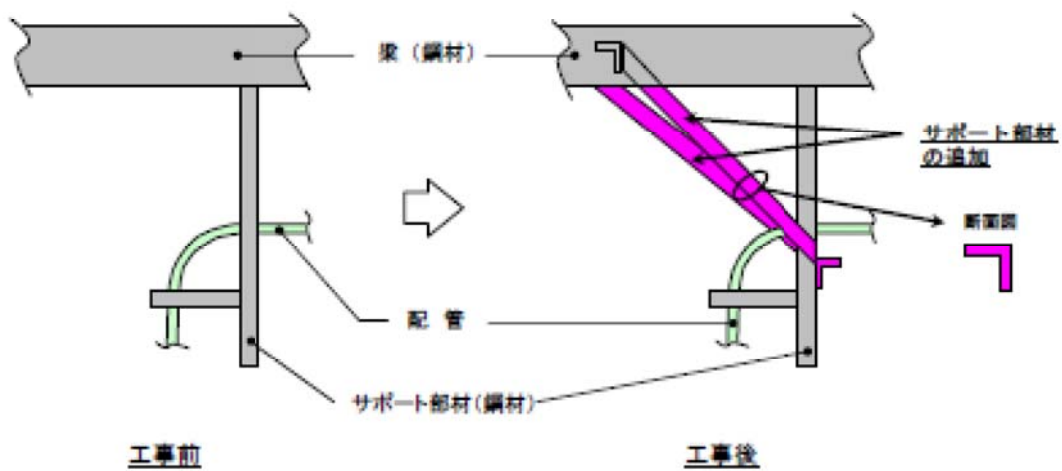
## 美浜3号機 第22回定検 耐震裕度向上工事 概要

## 工事概要

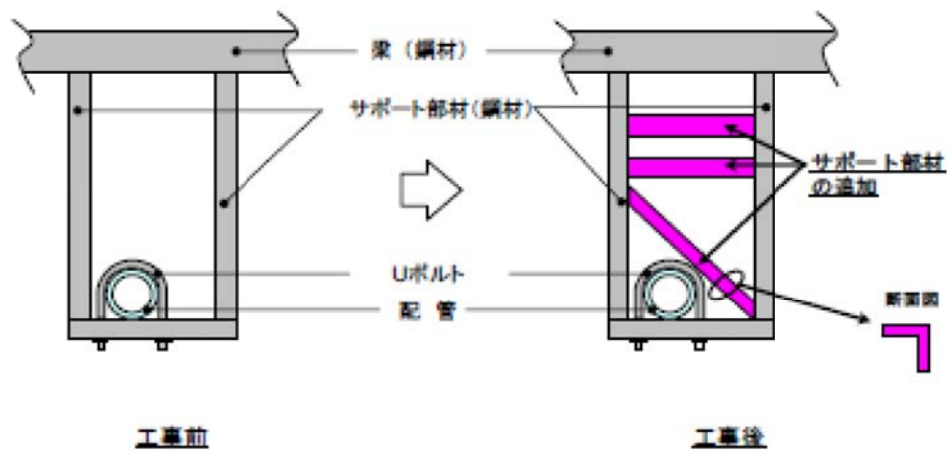
既設設備の耐震性を一層向上させるため、原子炉格納容器内にある配管の支持構造物10箇所について、支持部材の追加等を実施した。

## 工事の例

【配管支持構造物の補強例1： 原子炉格納容器内E.L約17m】



【配管支持構造物の補強例2： 原子炉格納容器内E.L約17m】



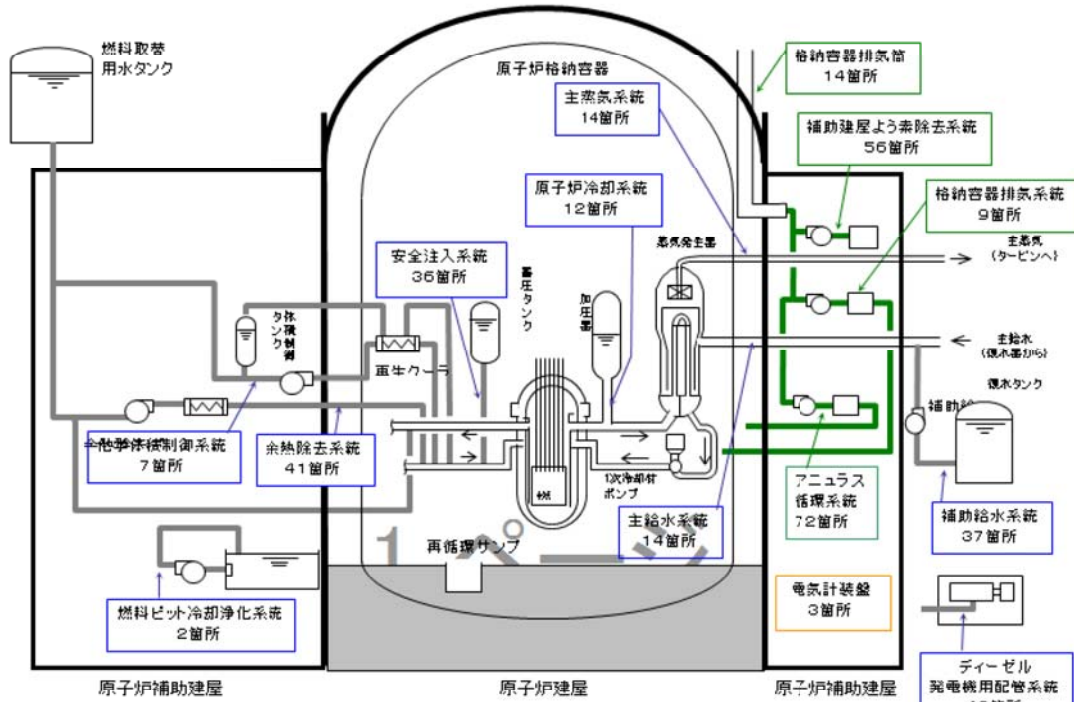


美浜3号機 第23回定検 耐震裕度向上工事 概要

工事概要

既設設備の耐震性を一層向上させるため、原子炉冷却系統などの配管、格納容器排気系統などのダクト、電気計装盤類などの支持構造物を強化した。

支持構造物を補強した系統の概要図



工実施箇所数

配管支持構造物	213箇所
ダクト支持構造物	151箇所
機器他支持構造物	24箇所
合計	388箇所

伝送器架台  
(原子炉建屋・原子炉補助建屋他)

15台

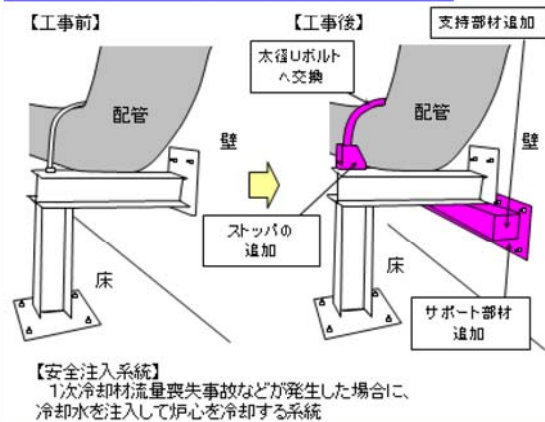
変圧器  
2台

蓄電池  
2系列

制御建屋  
循環ファン  
2基

海水系統  
2箇所

安全注入系統配管支持部の強化例



伝送器架台の強化例

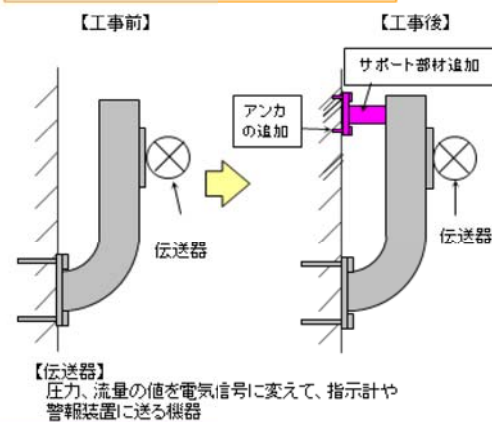
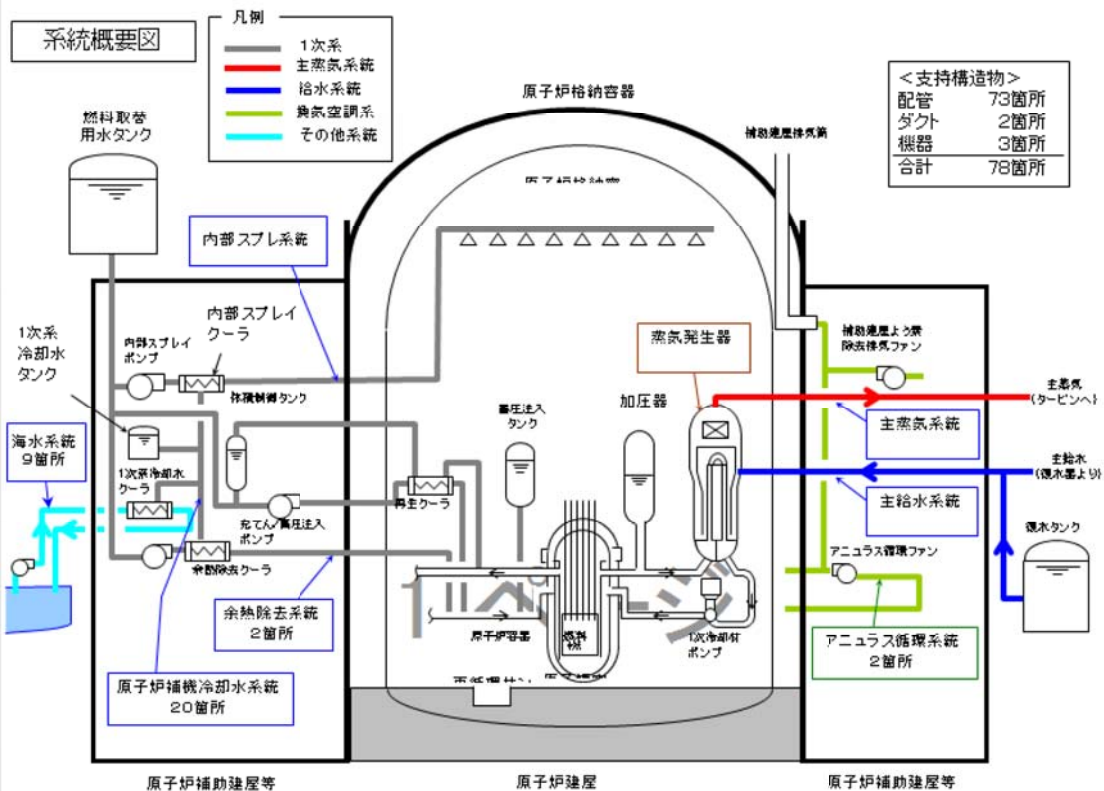




図-1 耐震裕度向上工事

工事概要

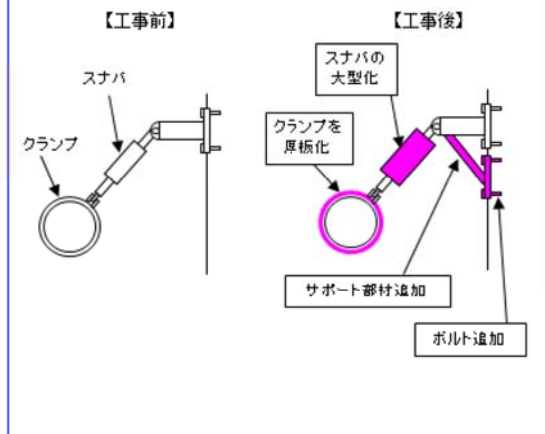
設備の耐震性を一層向上させるため、余熱除去系統や内部スプレイ系統などの配管、アンユラス循環系統のダクト、蒸気発生器などの機器の支持構造物を強化した。



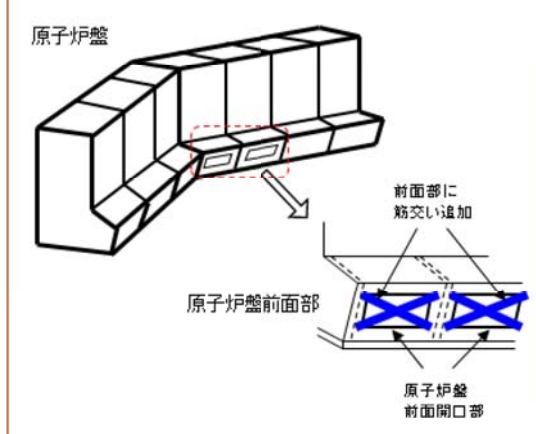
計器用補助空気そう 1台  
(原子炉補助建屋)

原子炉盤 1組  
(原子炉補助建屋)

配管の支持部の強化例(イメージ)



原子炉盤前面部の補強(イメージ)



## 美浜3号機 耐震補強工事 (配管以外)

機器名	補強内容	実施時期	ケース
燃料取替用水タンク			
復水タンク			
抽出水再生クーラ			
制御棒駆動装置			
伸縮継手			
炉内構造物取替	<p><b>【炉内構造物取替】</b></p> <p>&lt;工事概要&gt;</p> <p>海外で発生しているバッフルフォーマボルトの損傷事例への対応や耐震性向上を図るため、これらへの対策を施した炉内構造物（上部炉心構造物、下部炉心構造物）の取替えを行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○最新設計の採用 上部炉心構造物の形状等を最新設計に変更する。</li> <li>○高経年化対策 Bfbの長尺化等による発生応力の低減と、ボルト冷却穴の設置による使用環境の改善を行い、応力腐食割れに対する耐性の向上を図る。</li> <li>○新規制基準（耐震）対策 ラジアルサポートの構造変更を行い、耐震性向上を図る。</li> </ul> <p style="text-align: right;">(添付2(5/5)参照)</p>	未定	ロハ

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号機 燃料取替用水タンク取替概要

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号機 CRDM中間耐震サポート追設工事概要

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号機 主蒸気・主給水管ベローズの改造概要

【工事目的】

基準地震動を踏まえ設備の耐震裕度を向上させるため、伸縮継手の機能を強化する。

【工事概要】

機械ペネトレーションのうち、主蒸気系統及び主給水系統配管貫通部伸縮継手について、耐震補強として取替を実施する。

【補強例】



表 主な改造諸元

	原子炉格納容器最高使用圧力 (MPa) P	最高使用温度 (°C)	伸縮継手有効径 (mm) d	継手部の波の高さ (mm) h	継手部の波のピッチの2分の1 (mm) b	継手部の板の厚さ (mm) t	伸縮継手1個の山数 W <sub>n</sub>	継手部の層数 c	材料	ヤング率 (MPa) E	複式伸縮継手の長さ (mm)		
											中心間距離 Δ <sub>1</sub>	中間の管の長さ ℓ	伸縮継手の長さ L
主蒸気配管格納容器貫通部	0.261	291							SUS304	176000			
主給水配管格納容器貫通部	0.261	230							SUS304	180000			

枠囲みの範囲はメーカー技術情報に係る事項ですので公開することはできません

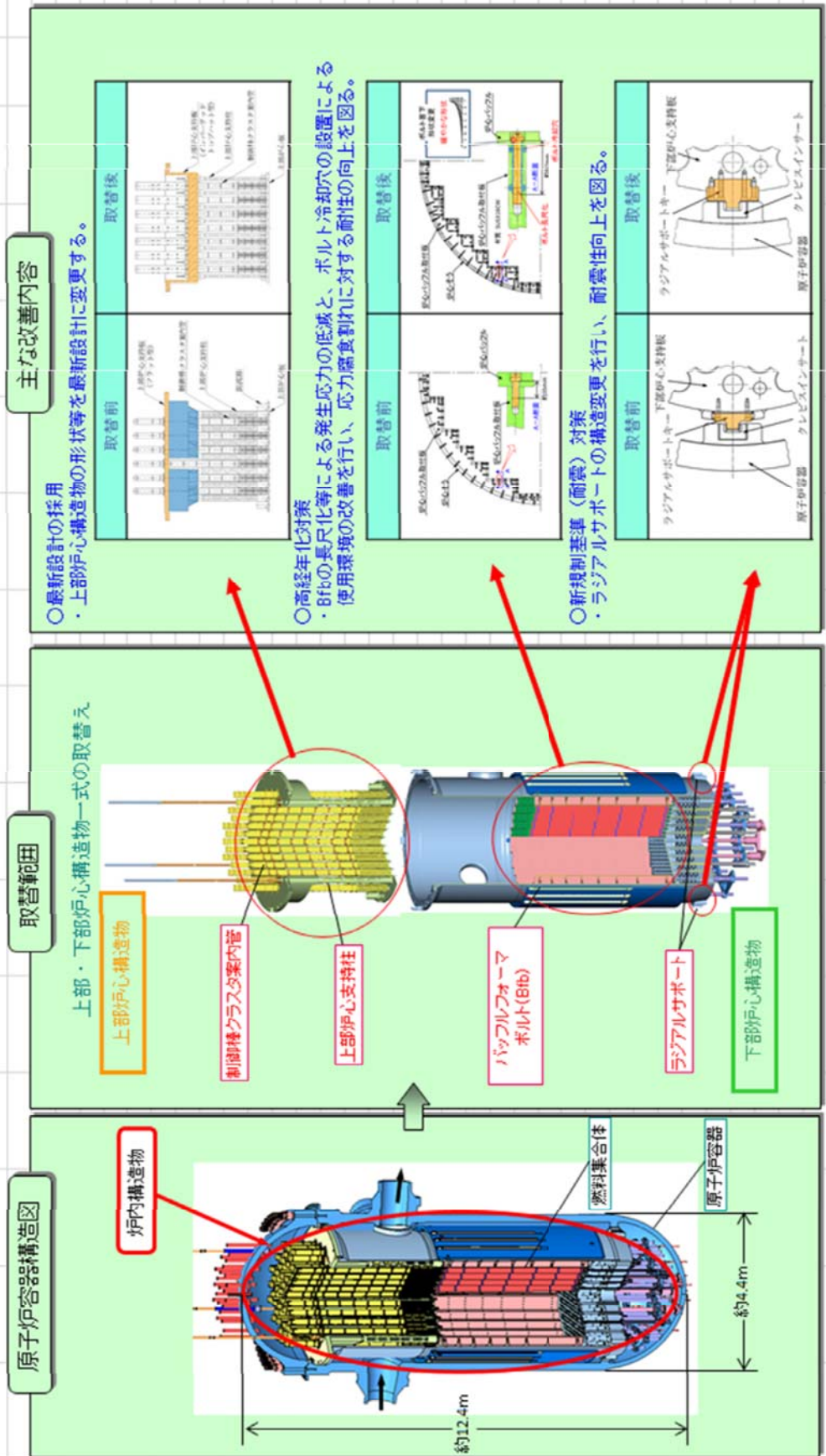
## 美浜3号炉 炉内構造物取替えについて

【工事目的】

炉内構造物を取り替え、高経年化対策及び耐震性向上を図る。

【工事概要】

海外で発生しているバップルフォームボルトの損傷事例への対応や耐震性向上を図るため、これらへの対策を施した炉内構造物(上部炉心構造物、下部炉心構造物)の取替えを行う。\*



※：高浜1・2号炉、美浜3号炉については、新規制基準前からの炉内構造物の取替えを計画していたが、高浜発電所の震源地震動は高浜発電所よりも大きいことから、美浜3号炉については今回取替えを前提に許認可申請を行うこととしたもの。高浜1・2号炉については今回、炉内構造物取替えを前提とした許認可申請は行わないが、炉内構造物取替えについては検討していく。

## 美浜3号機 耐震補強工事 (配管関係)

機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容	補強時期	ケース
1次冷却系 統配管					ロ
					ロ
余熱除去系 統配管					ロ
					ロ

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。

機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容	補強時期	ケース
余熱除去系 統配管					□
					□
					□
安全注入系 統配管					□

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。

機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容	補強時期	ケース
主蒸気系統 配管					口
					口
					口

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。



機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容	補強時期	ケース
主給水系統 配管					ロ
SGブローダ ウン系統配 管					ロ
化学体積制 御系統配管					ハ
					—

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。

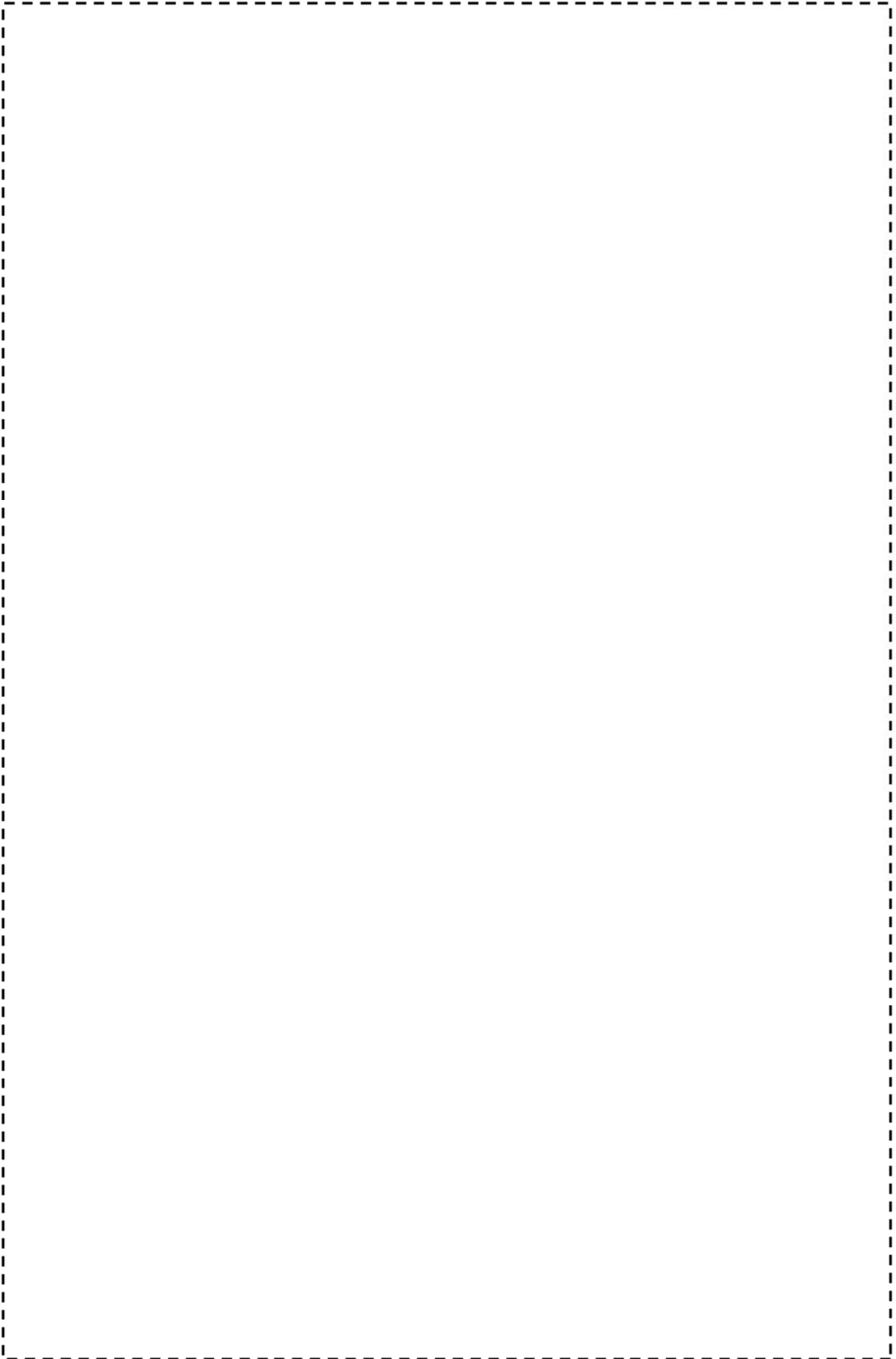


図1 1次冷却系統配管（加圧サーージ配管（ブロック No. RC01））

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。



図2 (1/3) 1次冷却系統配管 (加圧器スプレイ+補助スプレイ配管 (ブロック No. RC02))

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。

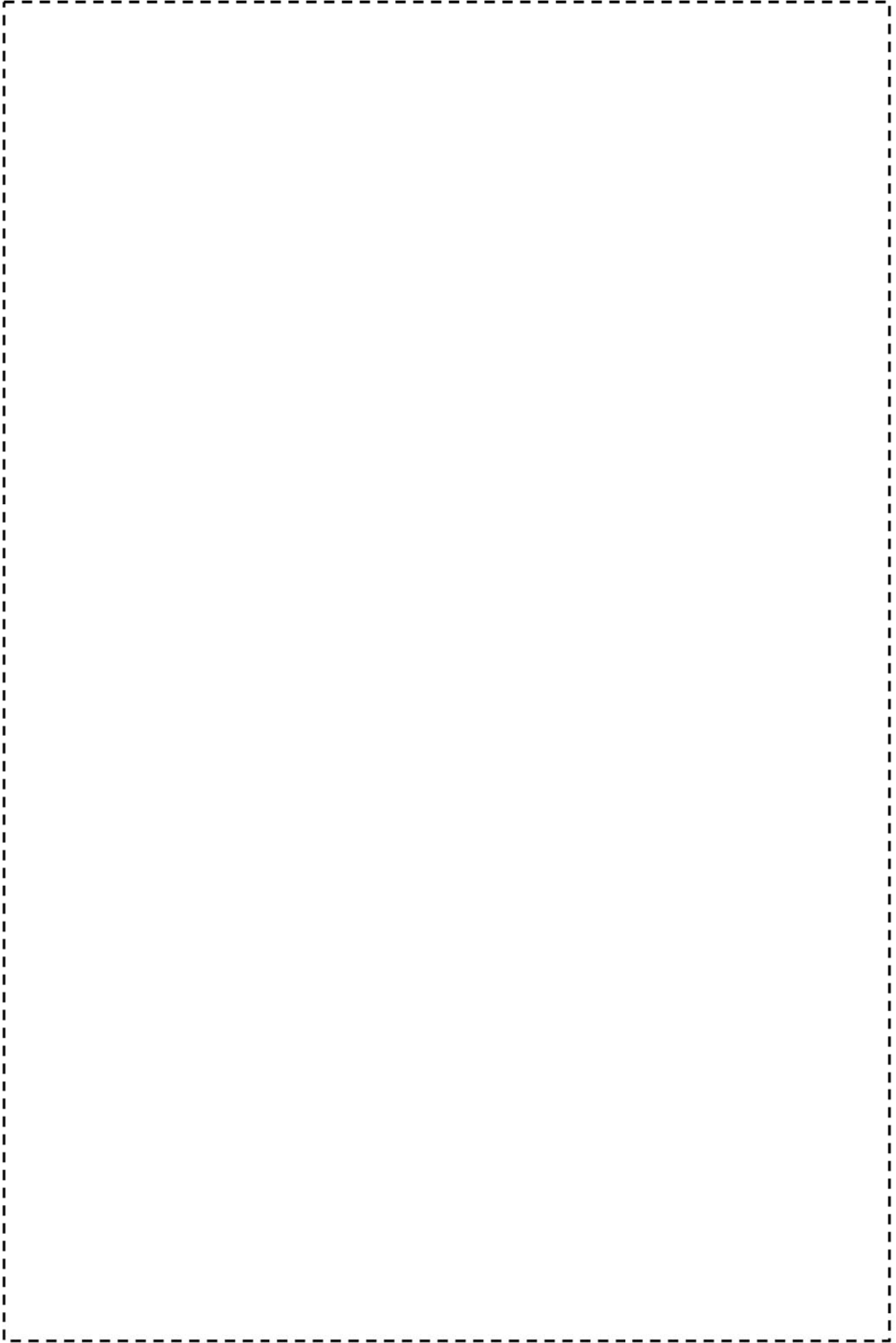


図2 (2/3) 1次冷却系統配管 (加圧器スプレイ+補助スプレイ配管 (ブロック No. RC02))

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。

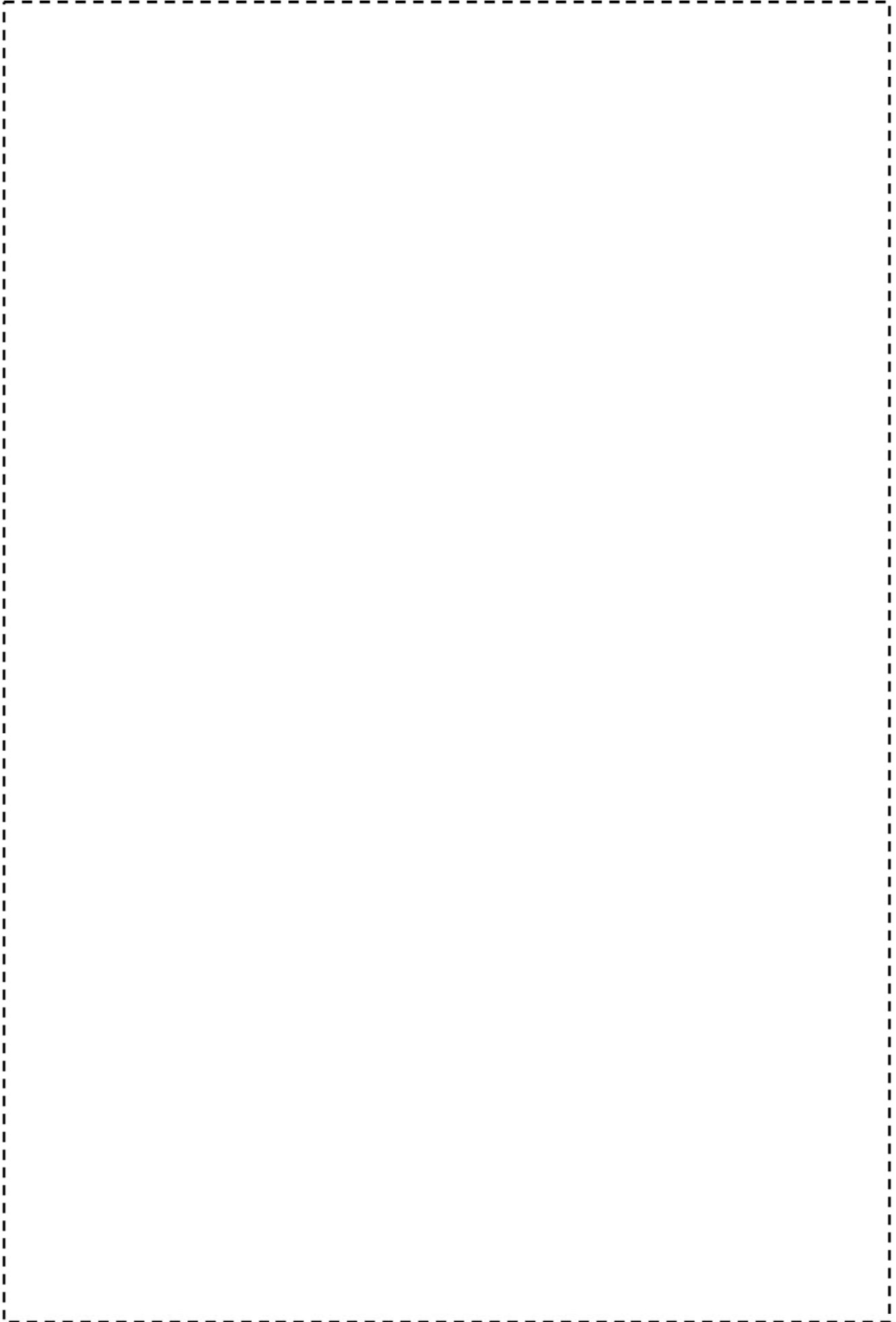


図2 (3/3) 1次冷却系統配管 (加圧器スプレイ+補助スプレイ配管 (ブロック No. RC02))

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。

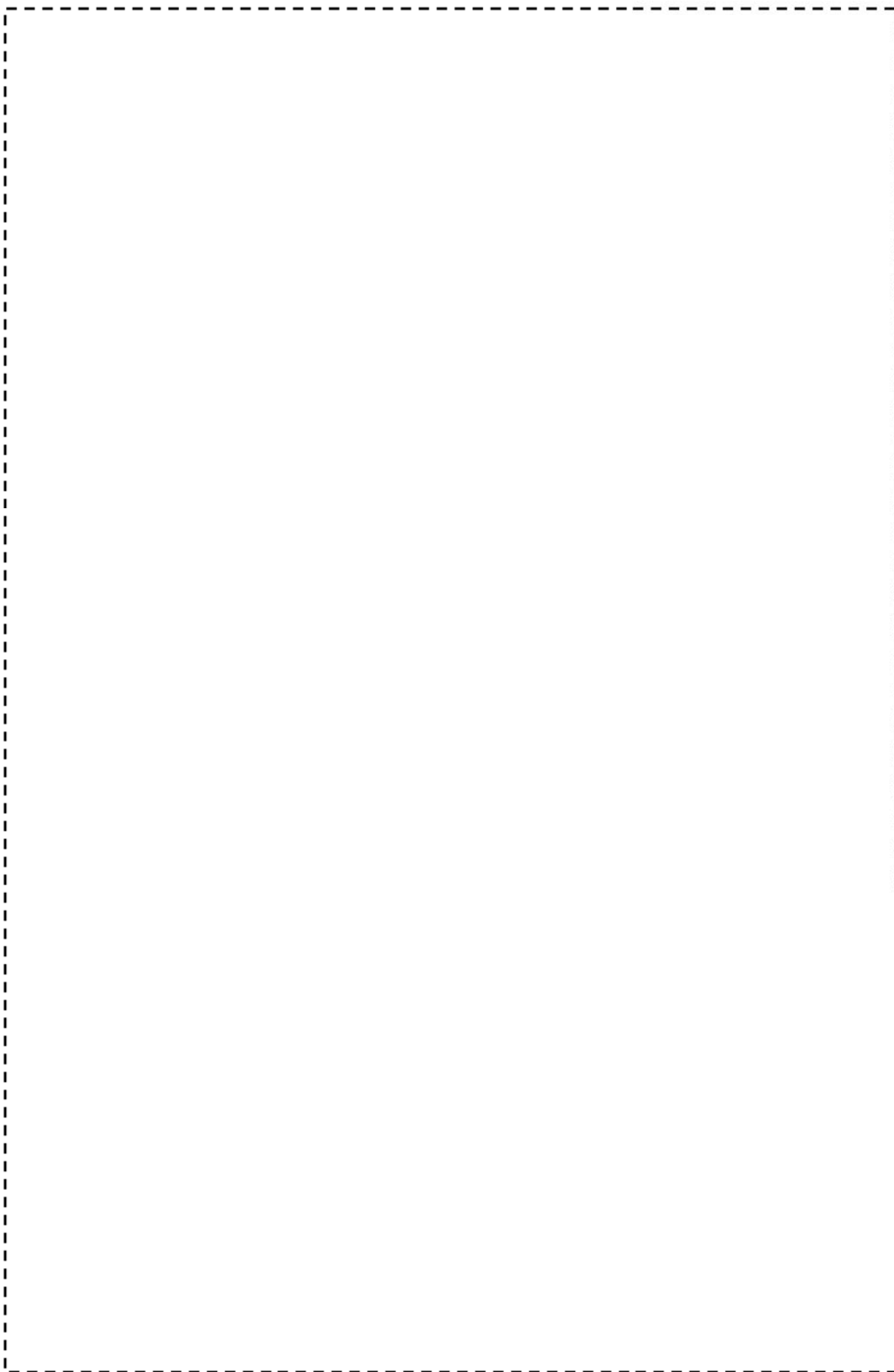


図3 余熱除去系統配管 (A-余熱除去取水配管 (ブロック No. RH01))

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。



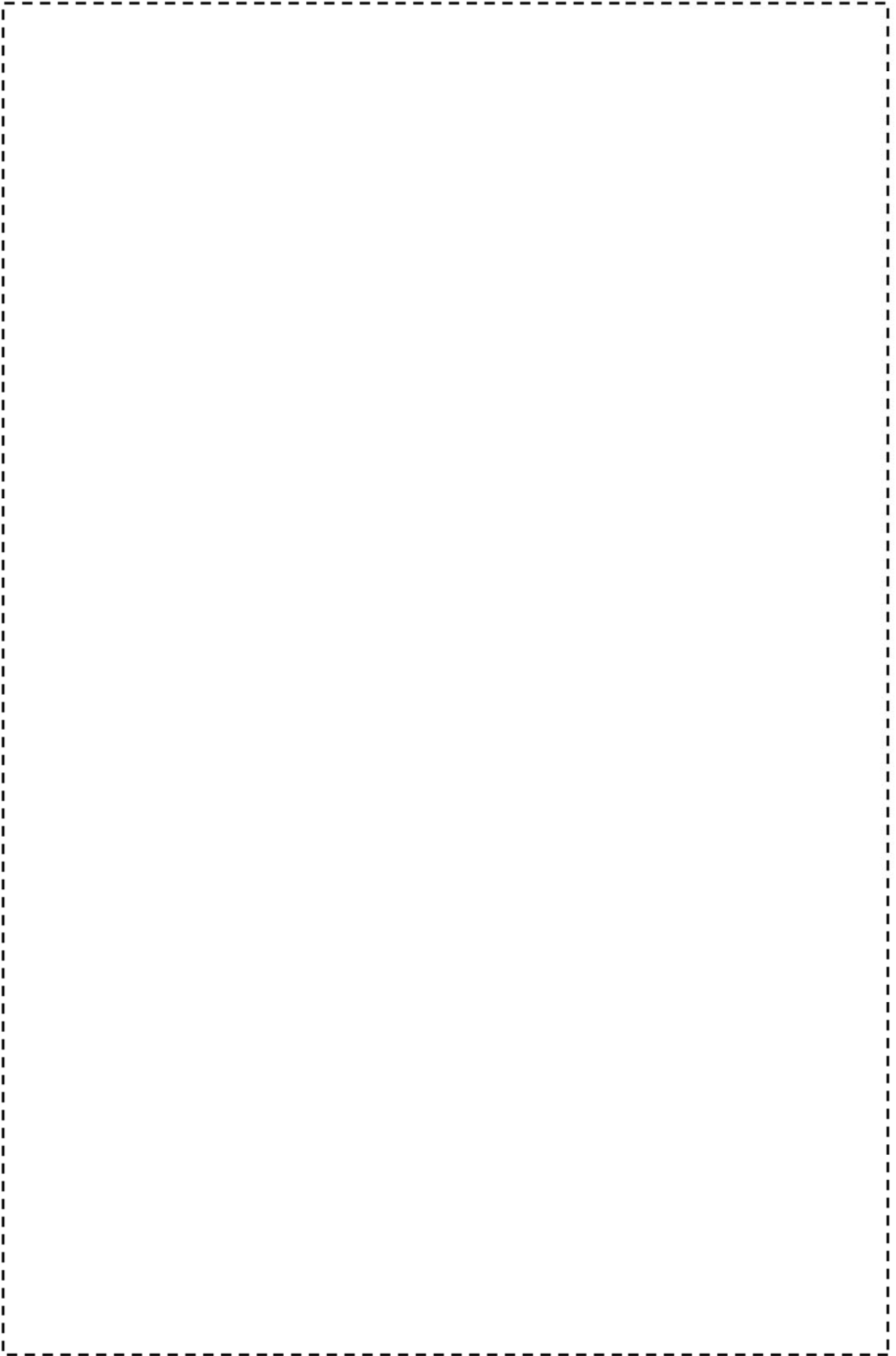


図4 余熱除去系統配管 (B-余熱除去取水配管) (ブロック No. RH07)

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。

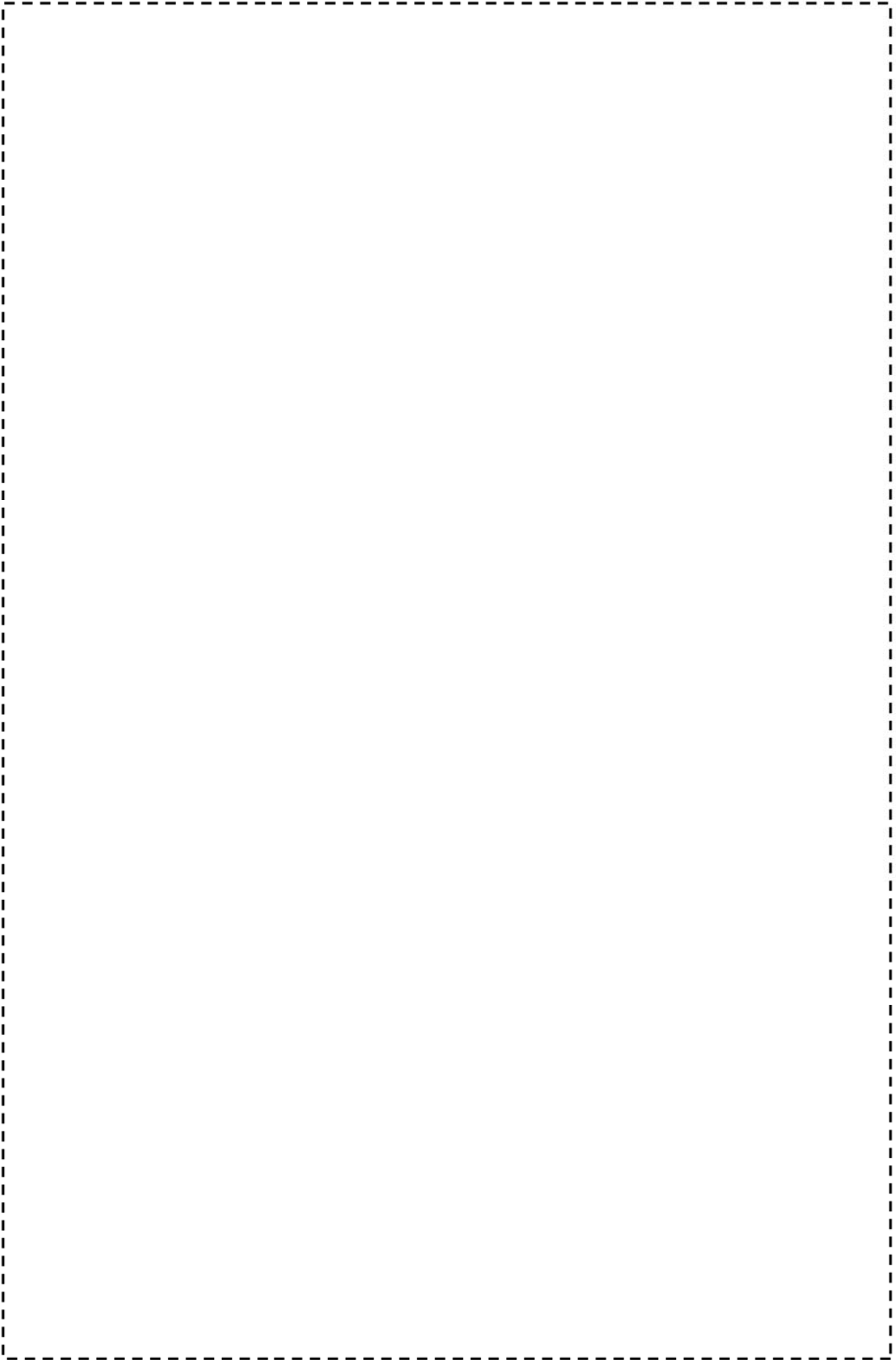


図5 余熱除去系統配管 (A-余熱除去ポンプ出口配管 (ブロック No. RH03))

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。

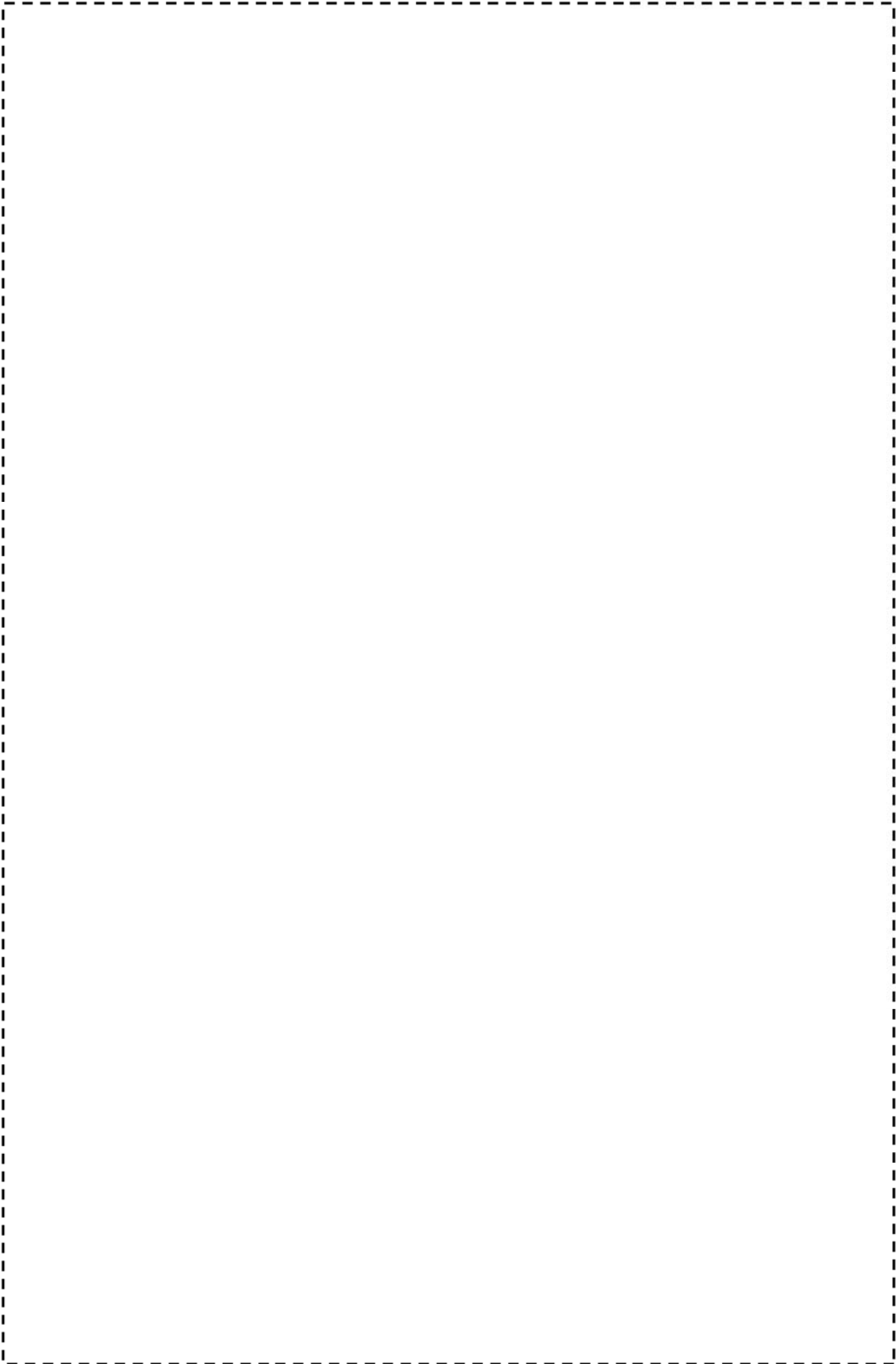


図 6(1/2) 余熱除去系統配管 (A-余熱除去クーラー側) (ブロック No. RH04, 16)

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。

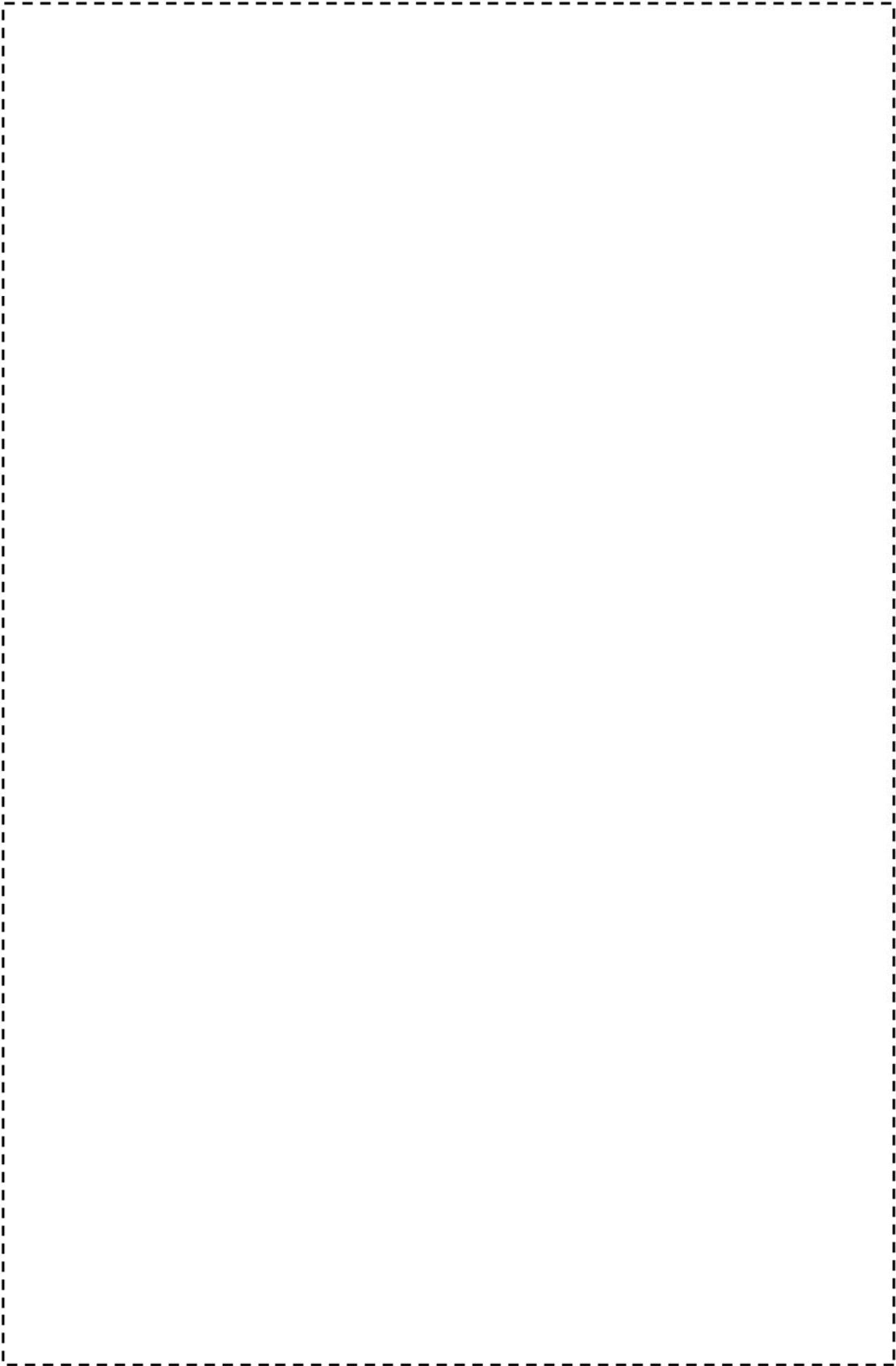


図 6(2/2) 余熱除去系統配管 (A-余熱除去クーラー) 出口配管 (クーラー側) (ブロック No. RH04, 16)

特開みの範囲は機密に係る事項ですので公開することではできません。

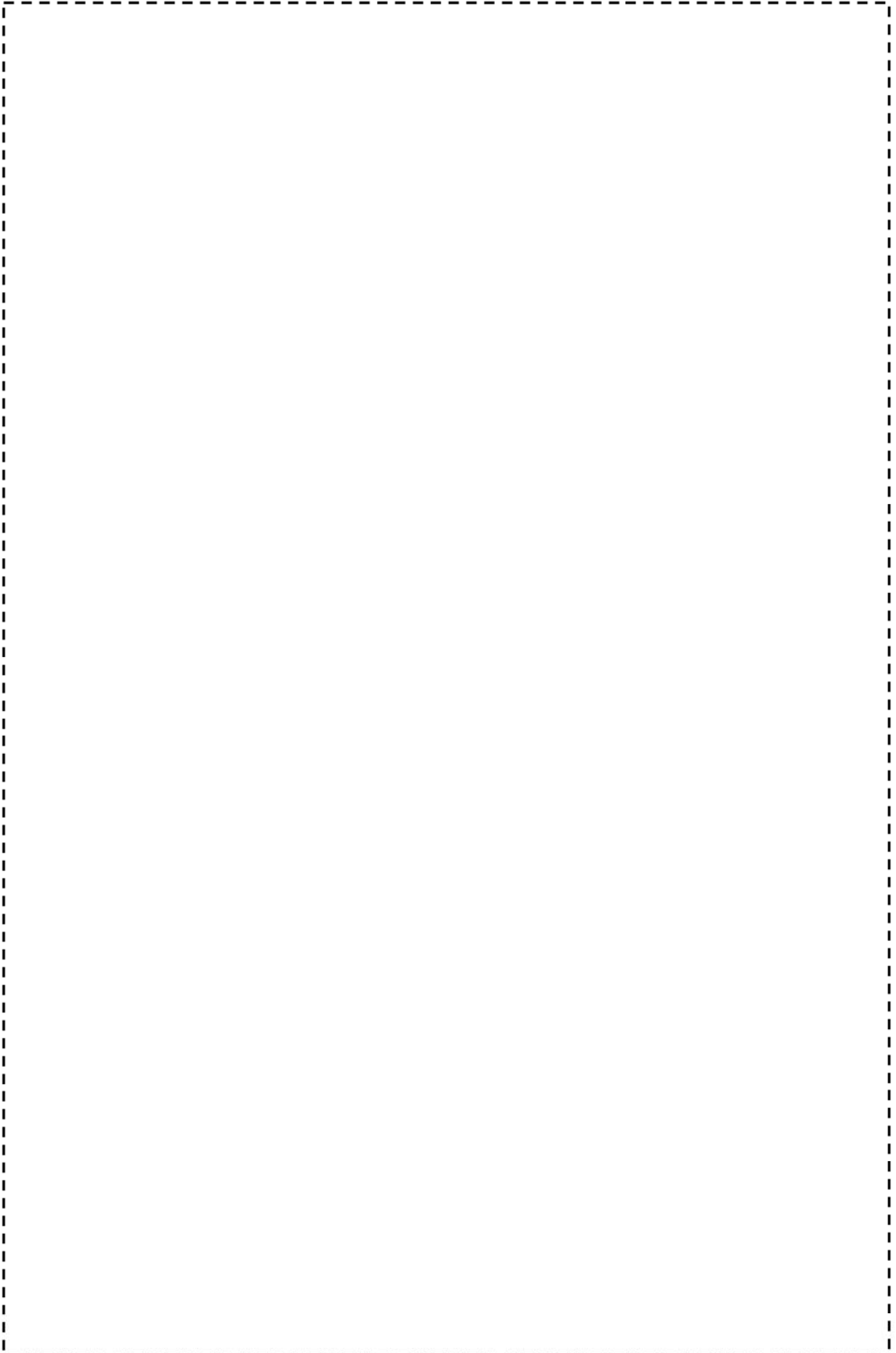


図7 余熱除去系統配管 (B-余熱除去クーラ出口配管 (クーラ側) (ブロック No. RH11, 12))

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。



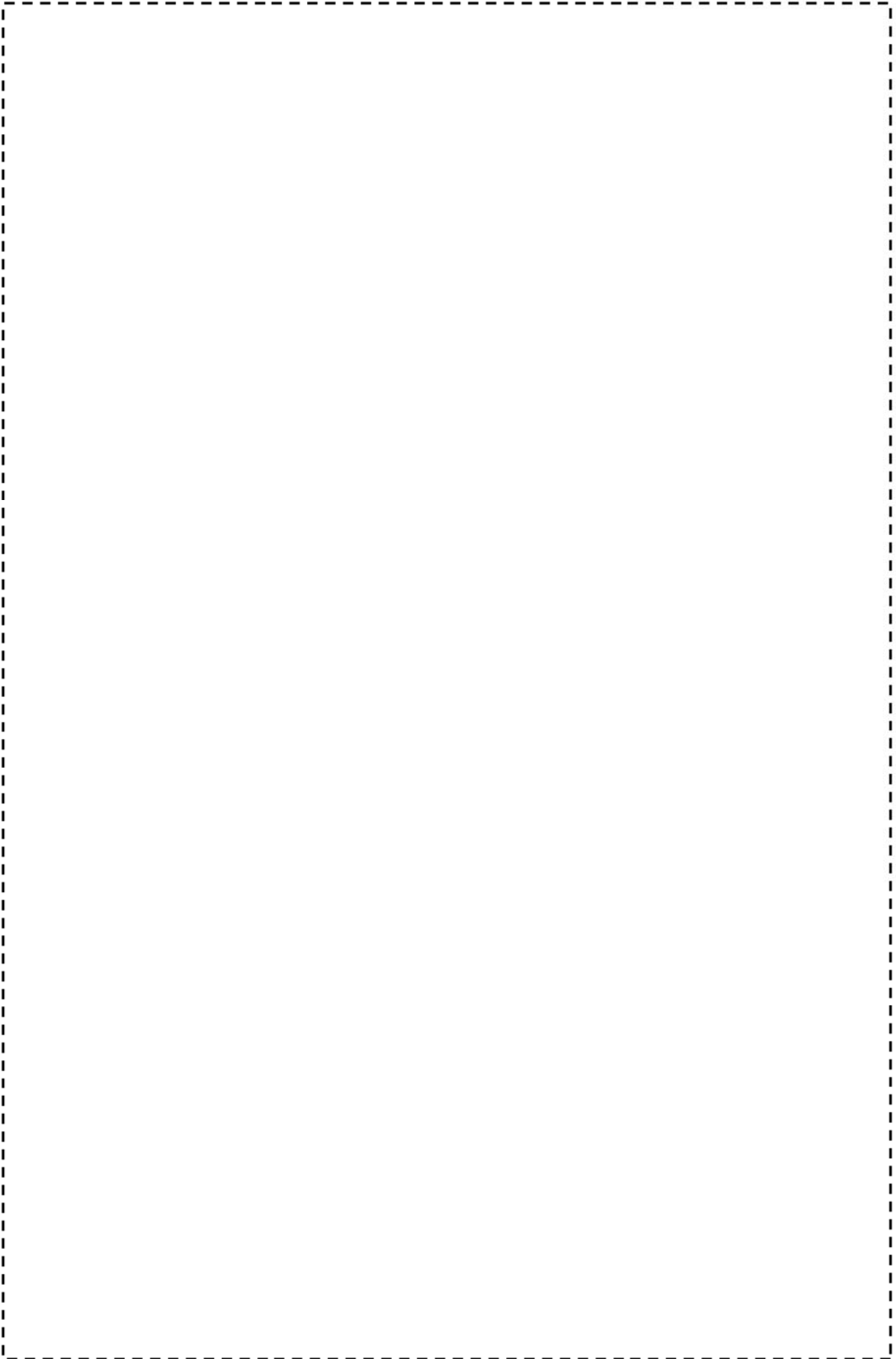


図8 安全注入系統配管 (B-蓄圧注入配管 (ブロック No. SI01b))

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。

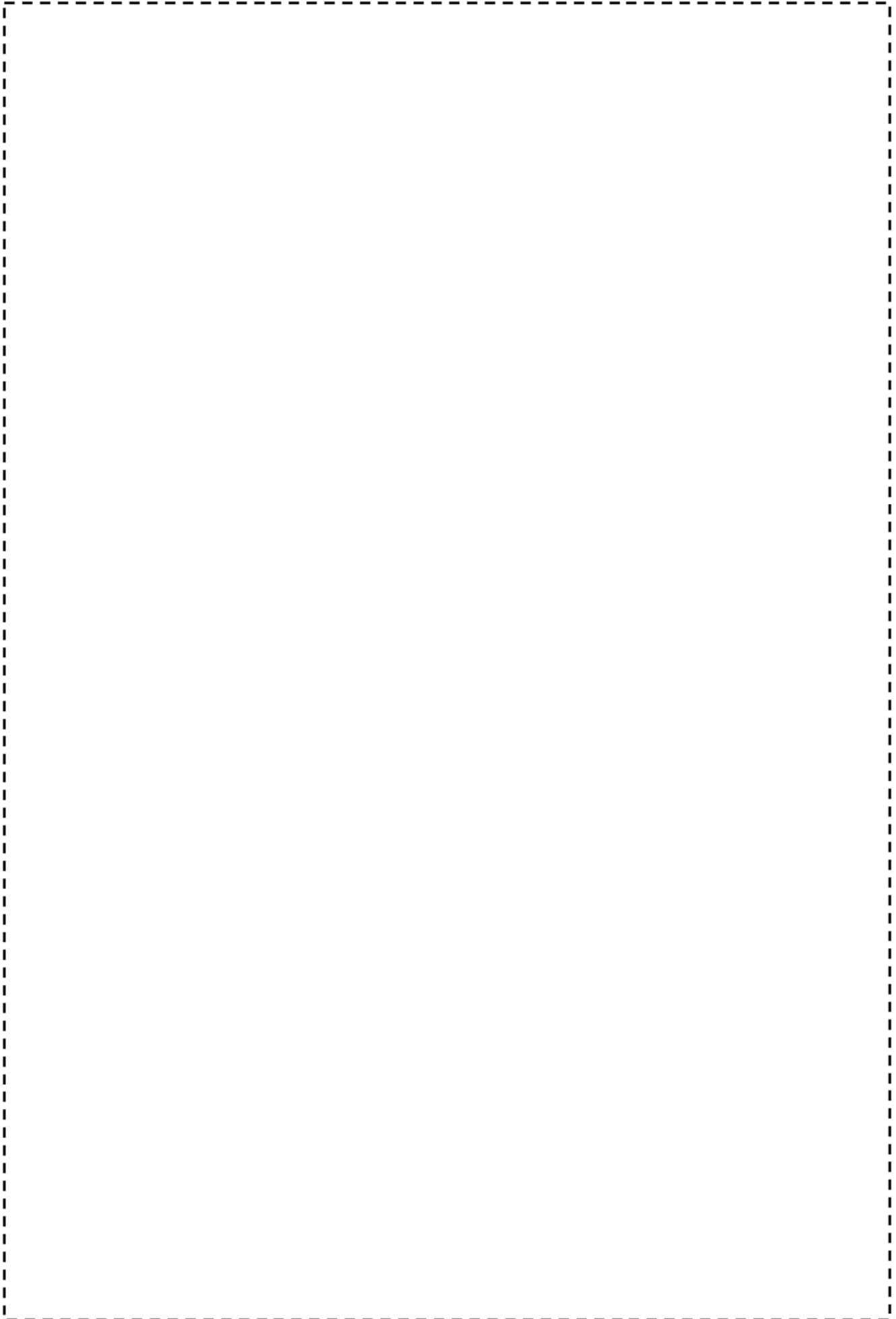


図9 主蒸気系統配管 (A-主蒸気配管 (CV内) (ブロック No. MS01a))

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。

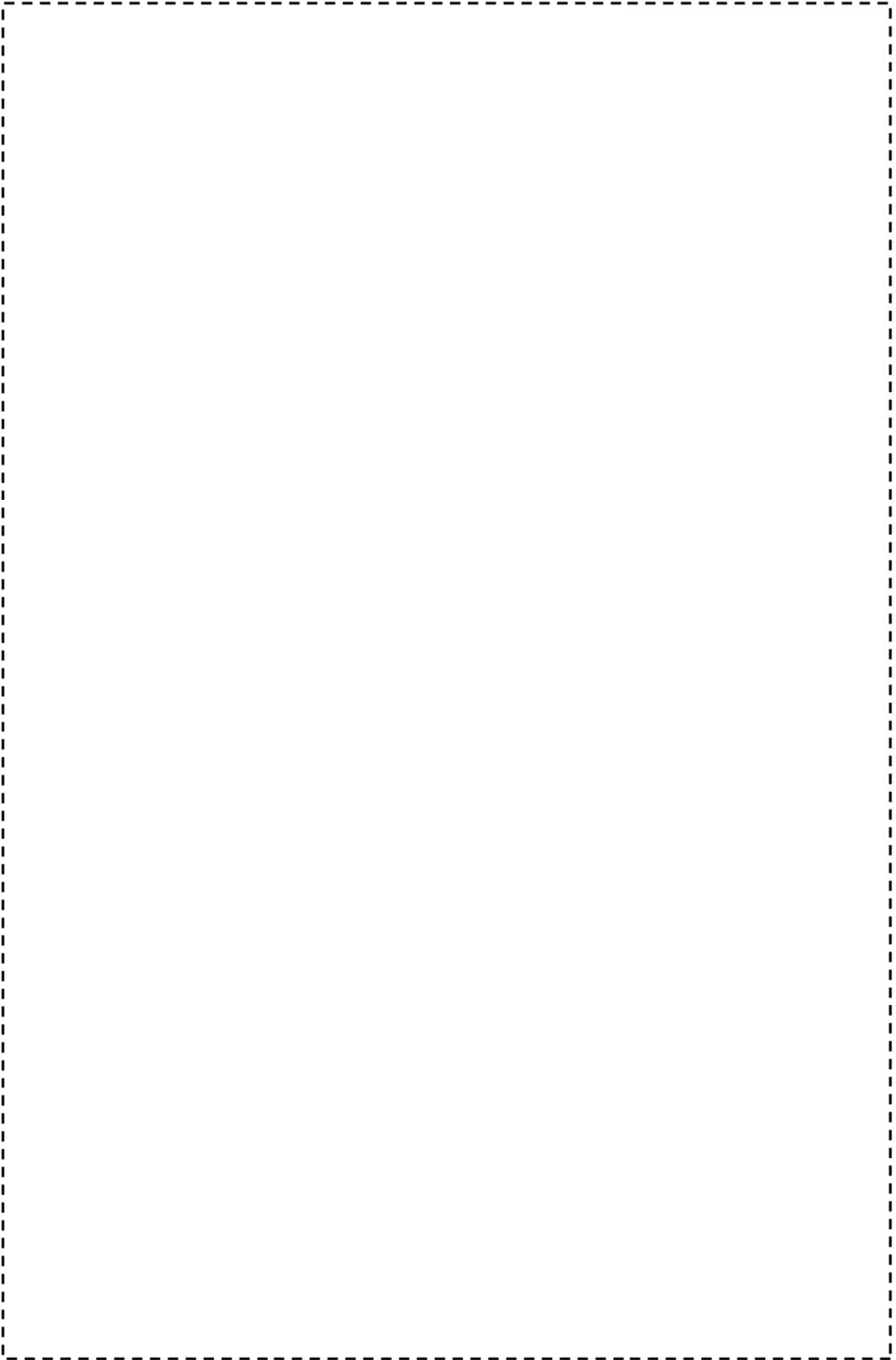


図 12 主蒸気系統配管 (A-主蒸気配管 (CV 外) (ブロック No. MS02a))

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。

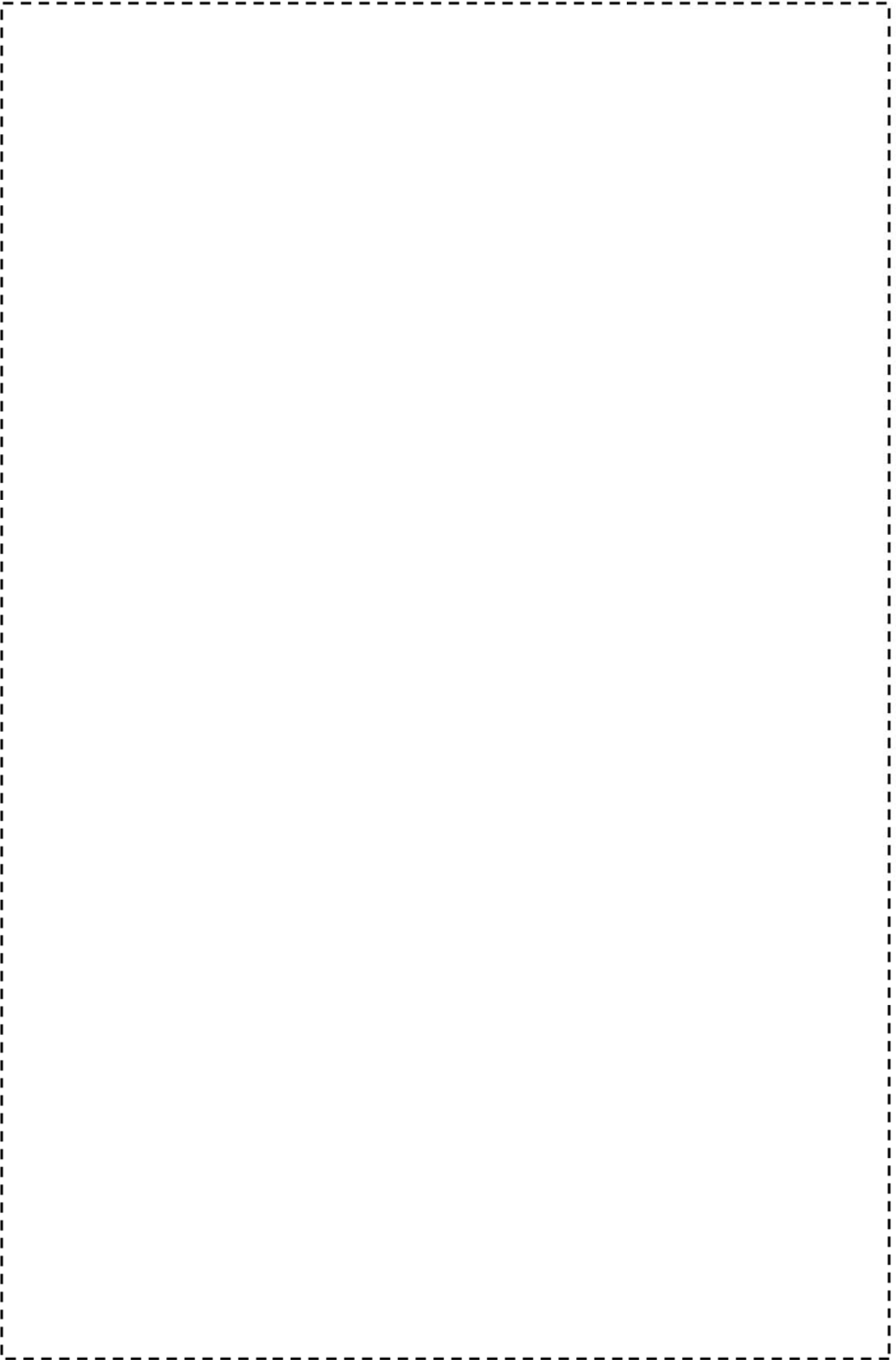


図13 主蒸気系統配管 (B-主蒸気配管 (CV 外) (ブロック No. MS02b))

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。

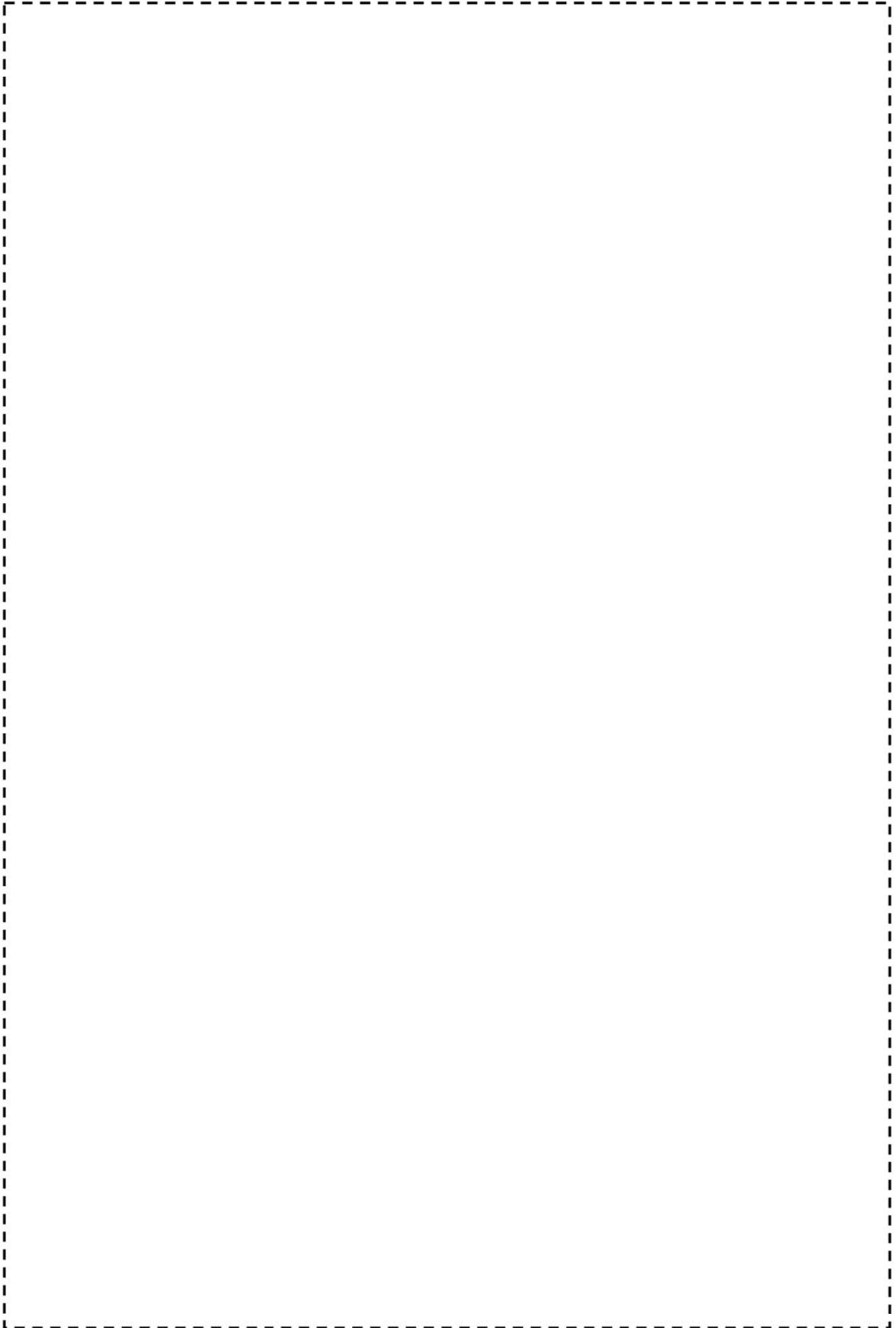


図 17 主給水系統配管 (C-主給水配管 (CV内) (ブロック No. FW01c))

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。



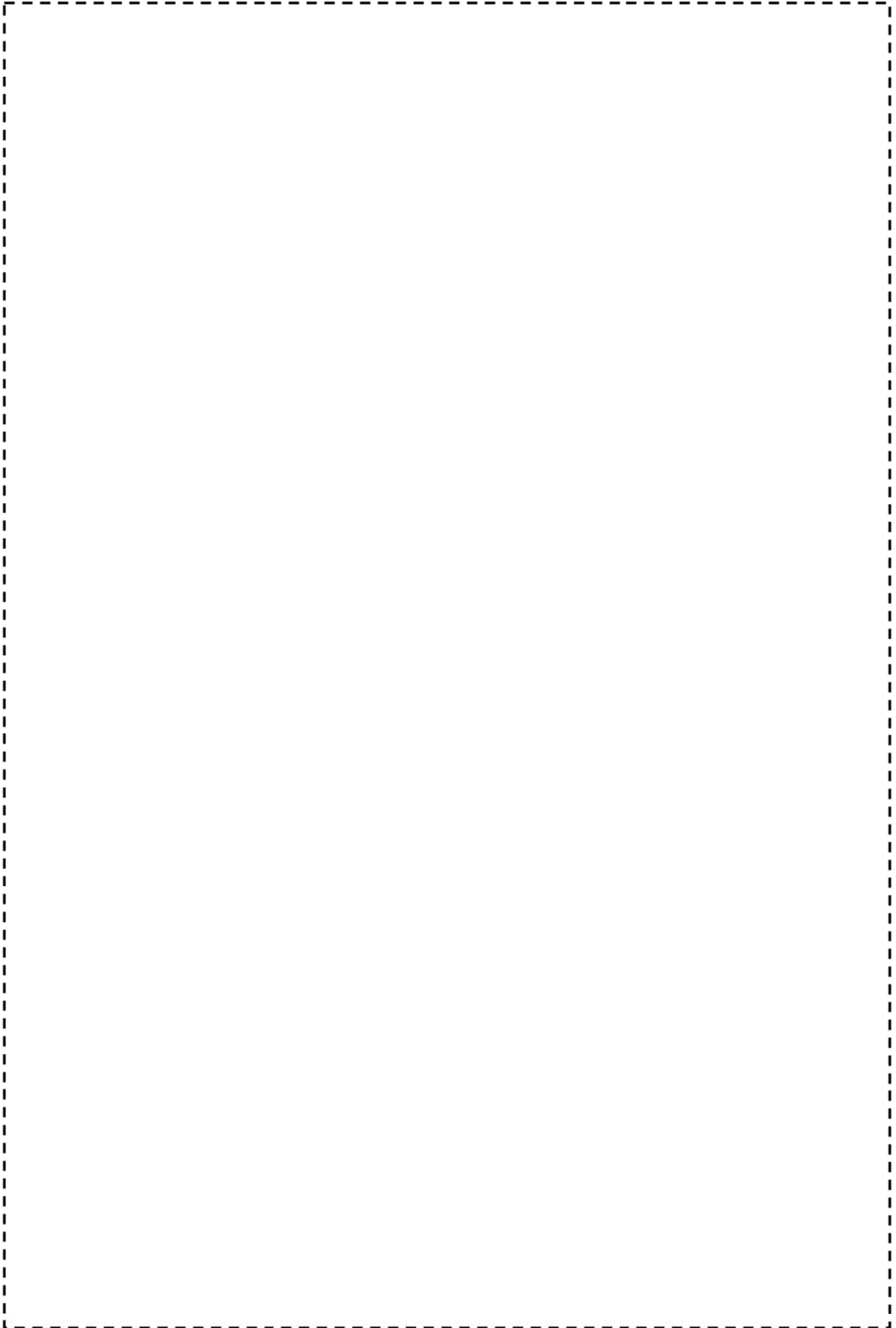


図 19 主給水系統配管 (B-主給水配管 (CV 外) (ブロック No. FW02b))

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。

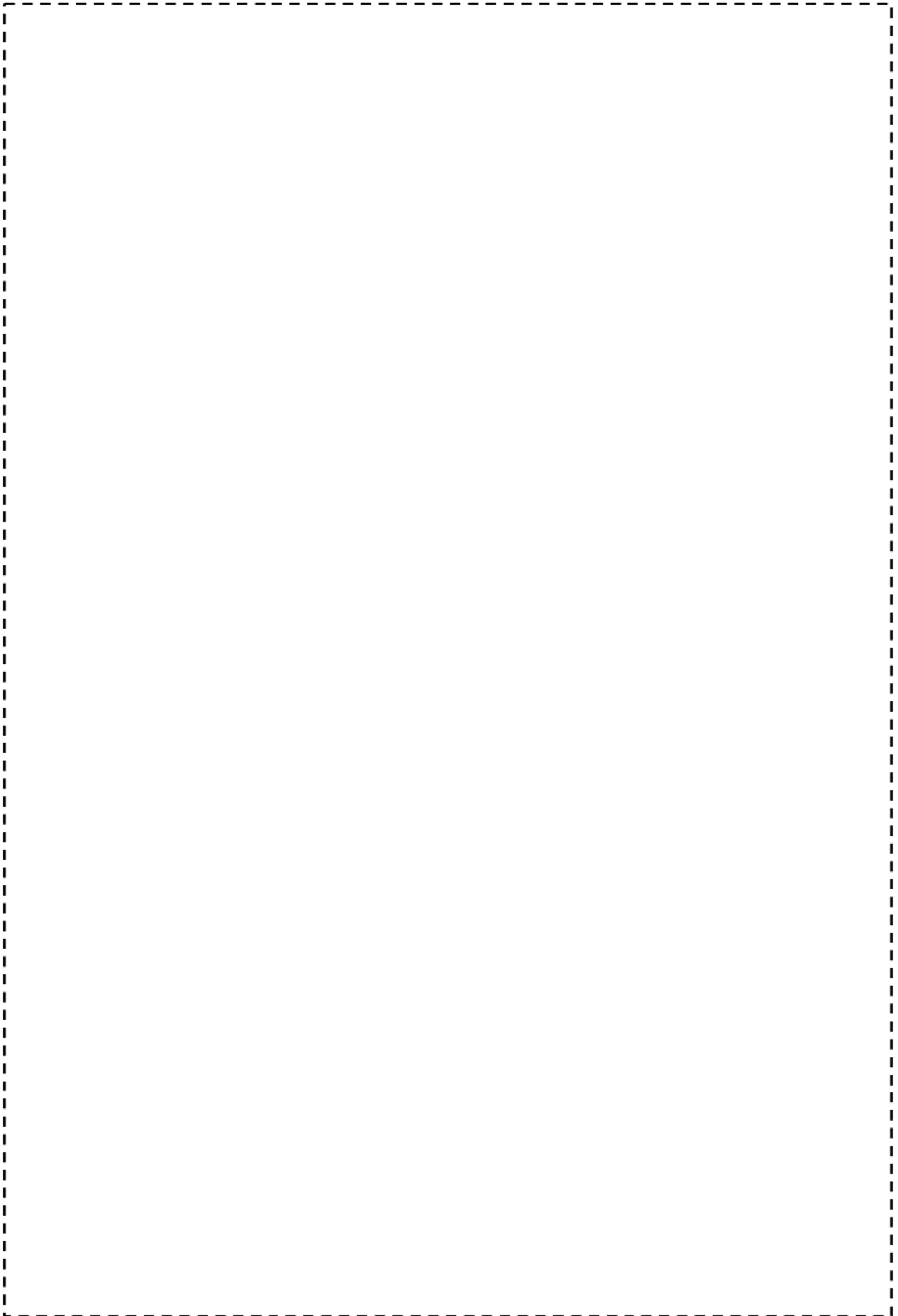


図 22 B-SGBD 配管 (PEN#233、CV 外) (ブロック No. BD233o)

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。

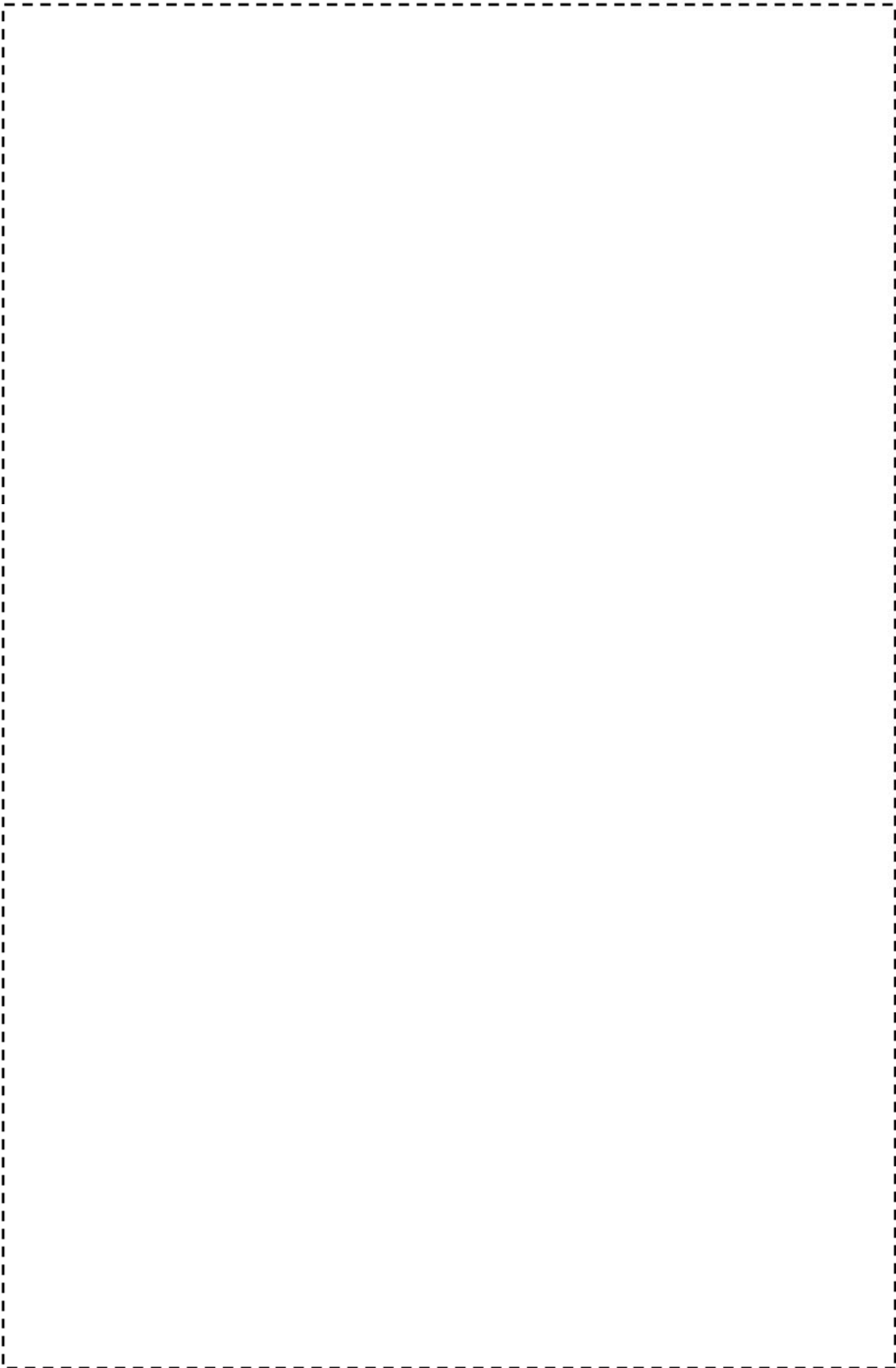


図 24 (1/2) 化学体積制御系統配管 (抽出配管 (ブロック No. CS05))

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。

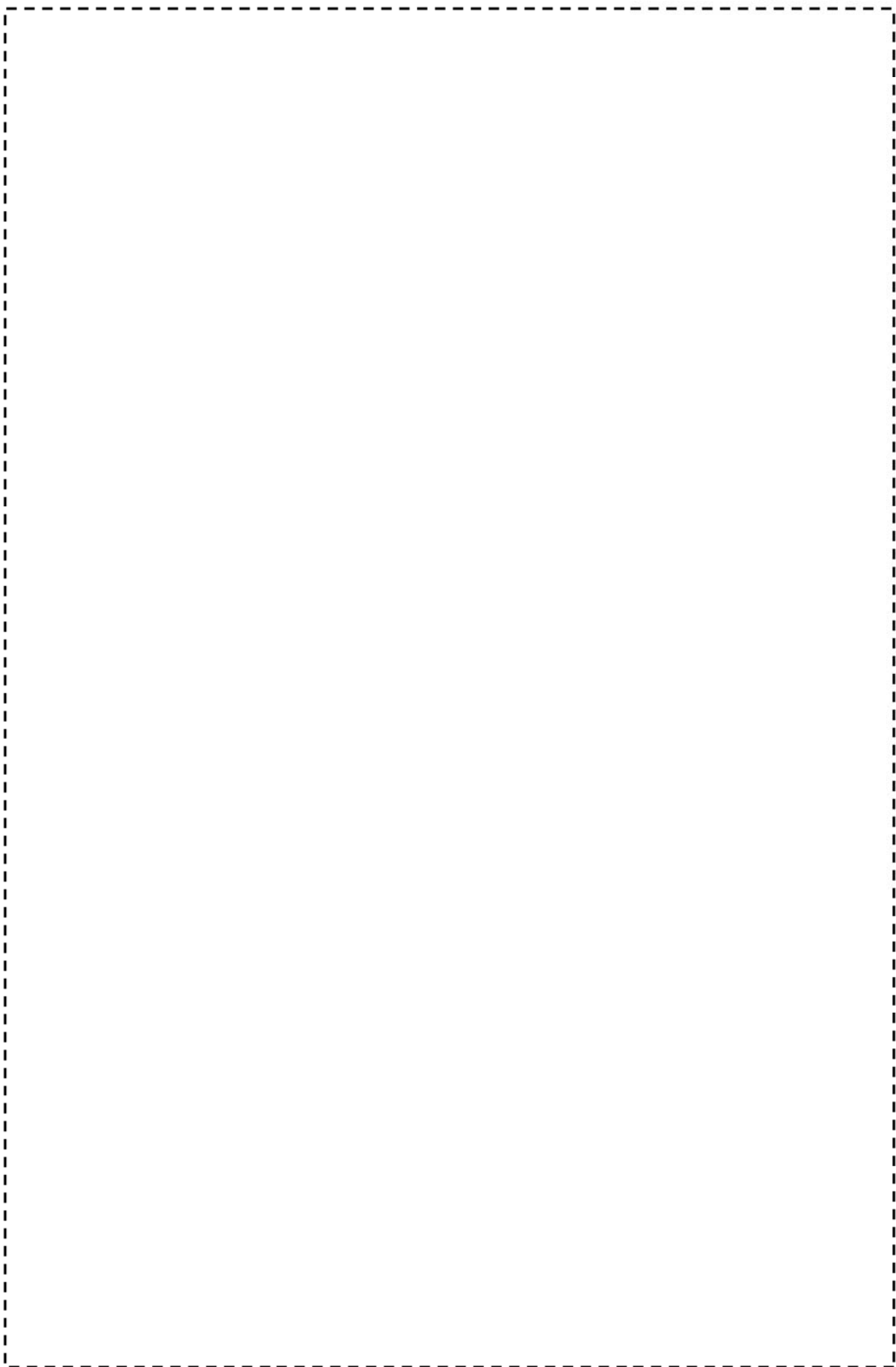


図 24 (2/2) 化学体積制御系統配管 (抽出配管 (ブロック No. CS05))

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。

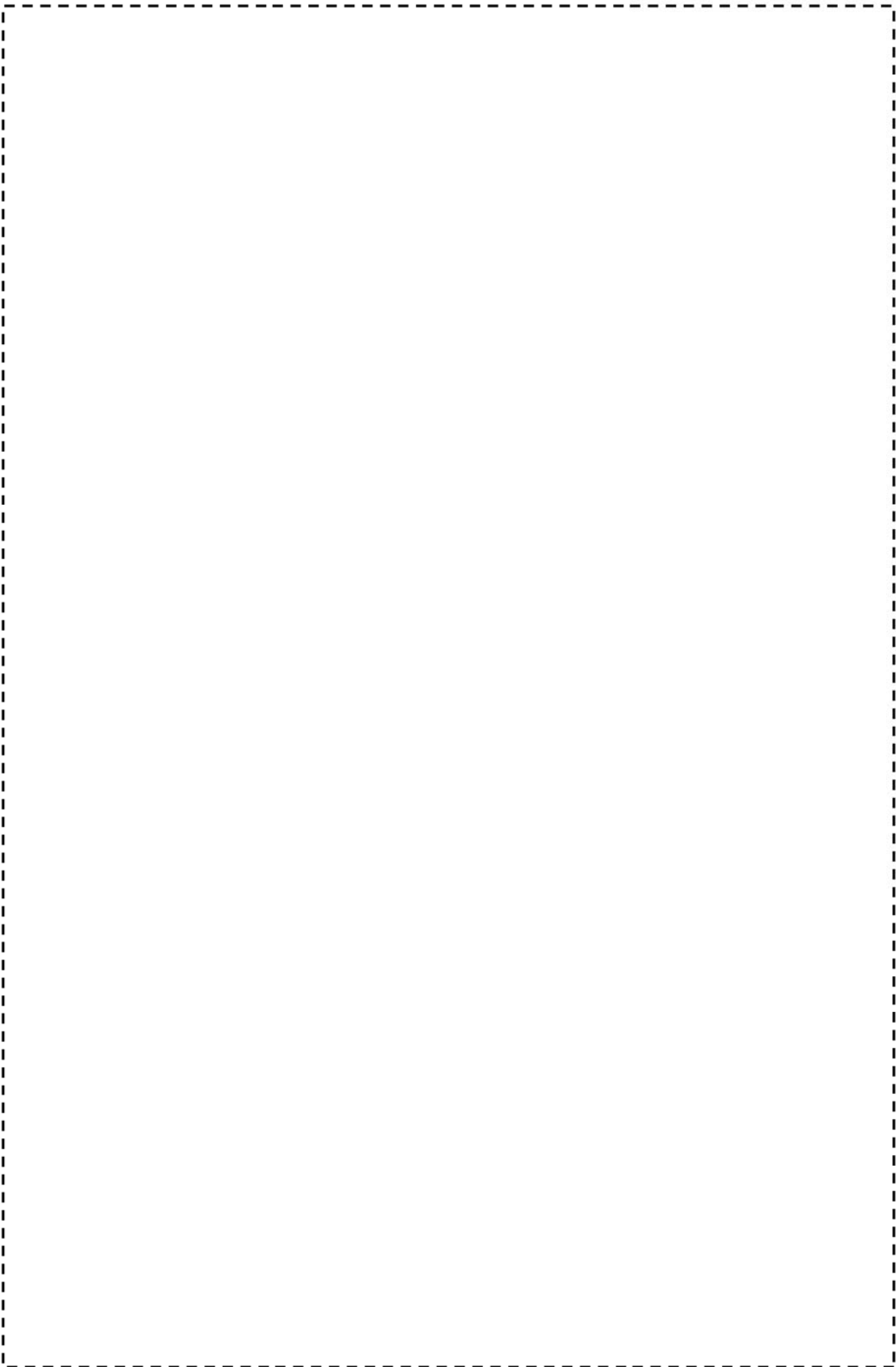


図 25 化学体積制御系統配管 (抽出配管 (CV 内) (ブロック No. CS07))

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。

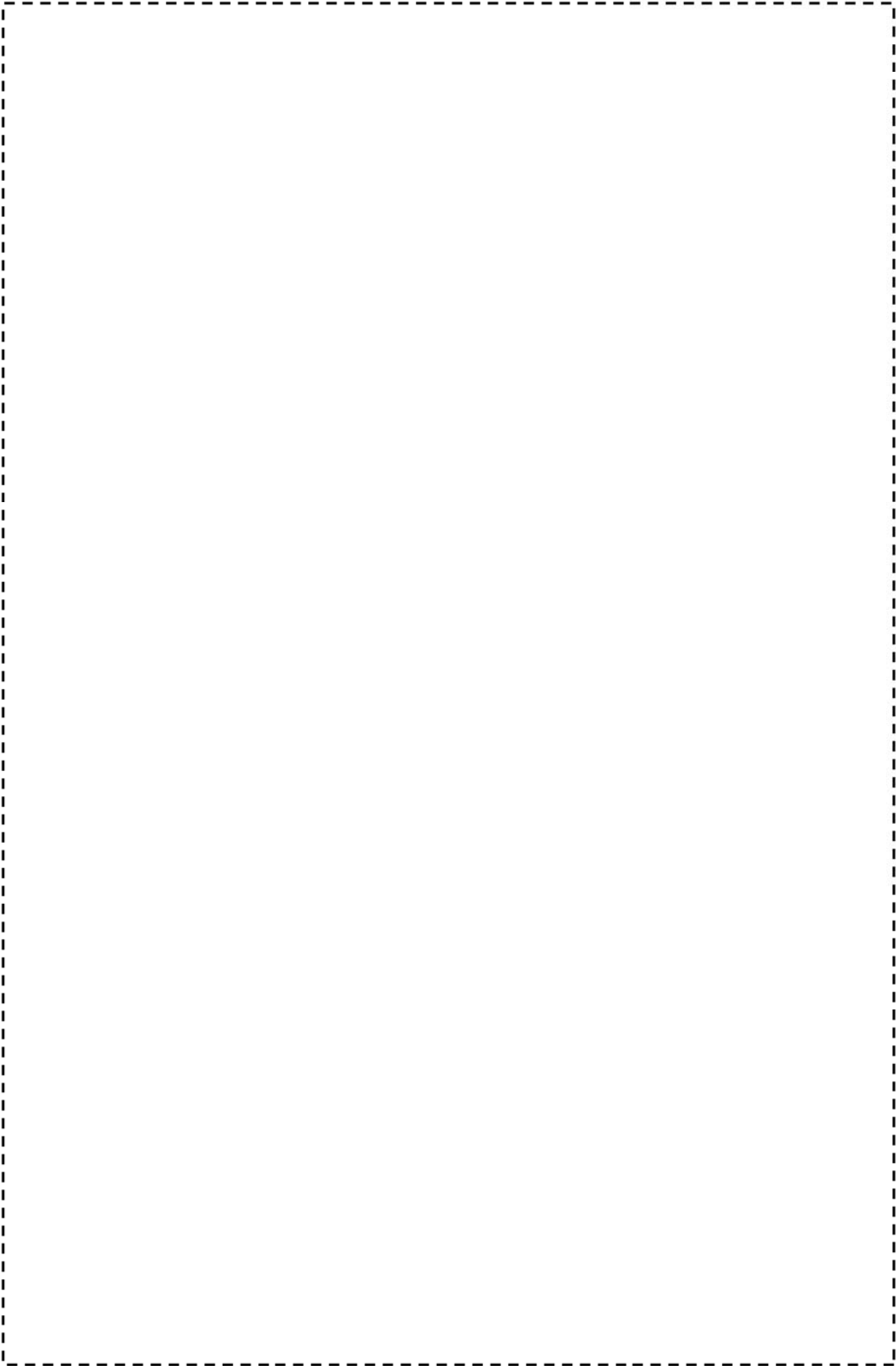


図 26 化学体積制御系統配管 (抽出配管 (CV 外) (ブロック No. CS08))

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号機 耐震補強工事 (炭素鋼配管関連)

機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容	補強時期	ケース
グラント蒸気系統配管					ハ
補助蒸気系統配管					
第6 高圧ヒータドレン管					

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。



グラウンド蒸気系統配管 (グラウンド蒸気管)

■ 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。

補助蒸気系統配管 (スチームコンバータ加熱蒸気管  
第6 抽気ライン (第6 抽気管～スチームコンバータ))

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6 高圧ヒータータドレン管 (B)

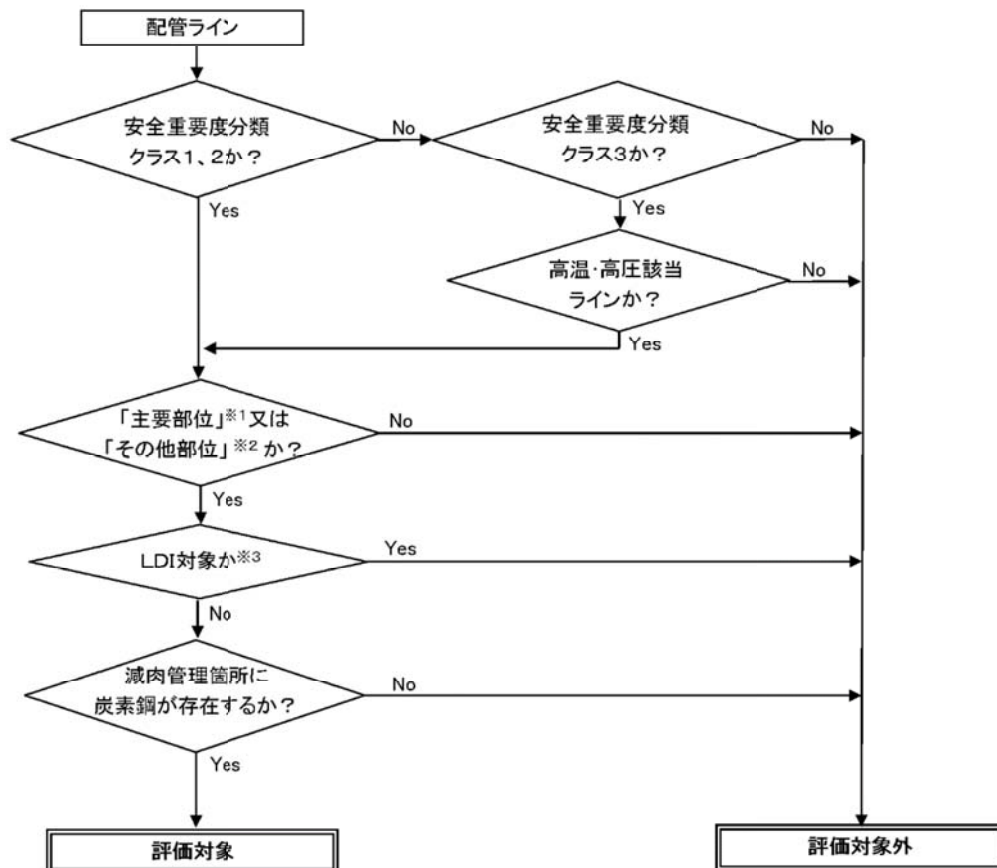
※第23回定検(平成20年度)時にサポータ追設工事を実施済

■ 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－耐震－1 6 rev2

タイトル	母管の内面からの腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価について
説明	<p>1. 評価対象ラインの抽出について 美浜3号炉の劣化状況評価における「母管の内面からの腐食（流れ加速型腐食）」に対する耐震安全性評価は、発電用原子力設備規格加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格（以下「技術規格」という。）等を踏まえて策定した当社の管理指針「2次系配管肉厚の管理指針」に規定する検査対象系統を基に、評価対象ラインを選定し、耐震安全性評価を実施している。選定フローを添付1に示す。</p> <p>2. 評価対象ライン数 その結果、評価対象として抽出され評価を行ったライン数は、系統分類毎にそれぞれ以下の通り。 主蒸気系統配管：7ライン 低温再熱蒸気系統配管：1ライン 第2抽気系統配管：1ライン 第3抽気系統配管：1ライン 第4抽気系統配管：3ライン 主給水系統配管：11ライン 復水系統配管：7ライン ドレン系統配管：26ライン 補助蒸気系統配管：2ライン グランド蒸気系統配管：1ライン 蒸気発生器ブローダウン系統配管：3ライン</p> <p>3. 評価結果 各評価仕様〔各評価用地震、想定減肉（必要最小肉厚or実測データ）、解析手法（梁モデル解析orFEM解析）〕とともに、各ラインの評価結果を添付2に示す。</p> <p>4. 評価モデル 評価対象ラインのうち、劣化状況評価書に厳しいラインとして代表で記載した応力比の、対象箇所を含む解析モデル図を添付3に示す。 また、FEM解析を行ったラインの例として、主蒸気系統配管のうち湿分分離器加熱蒸気管のFEM解析について添付4に示す。</p> <p>5. PLM30評価結果との相違 PLM30とPLM40との評価結果の相違について添付5に示す。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

## 配管内面からの腐食（流れ加速型腐食）評価対象ラインの抽出フロー



※ 1 : 当社社内指針「2次系配管肉厚の管理指針」において、減肉が発生する可能性があるとし点検対象として選定している部位（「発電用原子力設備規格加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格」の流れ加速型腐食（FAC）による試験対象系統、液滴衝撃エロージョン（LDI）による試験対象系統の試験対象箇所にあたる部位）

※ 2 : 当社社内指針「2次系配管肉厚の管理指針」において、2次系冷却水が常時流れる系統のうち主要部位に該当しない偏流発生部位

※ 3 : 液滴衝撃エロージョン（LDI）については、減肉が発生したとしても局所的であり、応答特性・強度に影響がないことから対象外とし、流れ加速型腐食（FAC）のみを耐震評価対象としているもの

以 上

美浜3号機 PLM40耐震評価 流れ加速型腐食に対する配管評価結果一覧

系統分類	耐震クラス	配管名称	評価用地震	全箇所tsrモデル					
				梁モデル評価			FEM評価		
				応力値/ 許容応力	応力比	評価	応力値/ 許容応力	応力比	評価
主蒸気系統	C	湿分離器加熱蒸気管	C		1.08	×		0.86	○
	S	A-主蒸気配管 (CV内)	Sd	1次	0.81	○		-	
				1次+2次	0.45	○			
			Ss※1	1次	0.61	○		-	
				1次+2次	0.99	○			
	S	B-主蒸気配管 (CV内)	Sd	1次	0.77	○		-	
				1次+2次	0.41	○			
			Ss※2	1次	0.57	○		-	
				1次+2次	0.82	○			
	S	C-主蒸気配管 (CV内)	Sd	1次	0.79	○		-	
				1次+2次	0.41	○			
			Ss※2	1次	0.58	○		-	
				1次+2次	0.84	○			
	S	A-主蒸気配管 (CV外)	Sd	1次	0.95以下	○		-	
				1次+2次	0.70以下	○			
			Ss※3	1次	0.48	○		-	
				1次+2次	0.70	○			
	S	B-主蒸気配管 (CV外)	Sd	1次	0.85	○		-	
				1次+2次	0.57	○			
			Ss※3	1次	0.54	○		-	
				1次+2次	1.23	×			
S	C-主蒸気配管 (CV外)	Sd	1次	UF:0.134	○		-		
			1次+2次						
		Ss※3	1次	0.79	○		-		
			1次+2次	0.48	○				
S	C-主蒸気配管 (CV外)	Sd	1次	0.52	○		-		
			1次+2次	1.03	×				
		Ss※3	1次	UF:0.012	○		-		
			1次+2次						

評価書に記載した系統毎の代表設備及びその評価結果

※1: Ss-3Iによる評価

※2: Ss-6による評価

※3: 全波包絡FRSを用いた評価

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号機 PLM40耐震評価 流れ加速型腐食に対する配管評価結果一覧


系統分類	耐震クラス	配管名称	評価用地震	全箇所tsrモデル						
				梁モデル評価			FEM評価			
				応力値/ 許容応力	応力比	評価	応力値/ 許容応力	応力比	評価	
低温再熱蒸気系統	C	低温再熱蒸気配管(高圧排気管)	C	52/207	0.25	○	-			
第2抽気系統	C	第2抽気管	C	6/216	0.03	○	-			
第3抽気系統	C	第3抽気管	C	100/183	0.55	○	-			
第4抽気系統	C	第4抽気管(A)	C	64/195	0.33	○	-			
	C	第4抽気管(B)	C	72/195	0.37	○	-			
	C	第4抽気管(C)	C	125/195	0.64	○	-			
主給水系統	C	給水ブースタポンプ吸込管(A)	C	204/189	1.08	×	112/189	0.59	○	
	C	給水ブースタポンプ吸込管(B)	C	187/189	0.99	○	-			
	C	給水ブースタポンプ吸込管(C)	C	148/189	0.78	○	-			
	C	主給水ポンプ～第6高圧給水加熱器	C	73/237	0.31	○	-			
	C	第6高圧給水加熱器～神船取合い	C	101/230	0.44	○	-			
	S	A-主給水配管 (CV内)	Sd	1次	132/230	0.57	○	-		
				1次+2次	158/460	0.34	○			
			Ss※1	1次	219/380	0.58	○			
				1次+2次	343/460	0.75	○			
	S	B-主給水配管 (CV内)	Sd	1次	163/230	0.71	○	-		
				1次+2次	224/460	0.49	○			
			Ss※2	1次	272/380	0.72	○			
				1次+2次	442/460	0.96	○			
	S	C-主給水配管 (CV内)	Sd	1次	158/230	0.69	○	-		
				1次+2次	215/460	0.47	○			
			Ss※1	1次	281/380	0.74	○			
				1次+2次	463/460	1.01	×			
				UF: 0.575		○				
	S	A-主給水配管 (CV外)	Sd	1次	165/230	0.72	○	-		
				1次+2次	207/460	0.45	○			
Ss※4			1次	235/380	0.62	○				
			1次+2次	392/460	0.85	○				
S	B-主給水配管 (CV外)	Sd	1次	140/230	0.61	○	-			
			1次+2次	266/460	0.58	○				
		Ss※3	1次	189/380	0.50	○				
			1次+2次	598/460	1.30	×				
			UF: 0.463		○					
S	C-主給水配管 (CV外)	Sd	1次	197/230	0.86	○	-			
			1次+2次	226/460	0.49	○				
		Ss※3	1次	305/380	0.80	○				
1次+2次	453/460		0.98	○						

評価書に記載した系統毎の代表設備及びその評価結果  
 ※1: Ss-3を用いた評価  
 ※2: Ss-4を用いた評価  
 ※3: Ss-23を用いた評価  
 ※4: 全波包絡FRSを用いた評価



美浜3号機 PLM40耐震評価 流れ加速型腐食に対する配管評価結果一覧

系統分類	耐震クラス	配管名称	評価用地震	全箇所tsrモデル					
				梁モデル評価			FEM評価		
				応力値/許容応力	応力比	評価	応力値/許容応力	応力比	評価
復水系統	C	復水ポンプ～グラコン～復水ブースタポンプ～第1低圧給水加熱器	C	110/206	0.53	○	-		
	C	第1低圧給水加熱器～第2低圧給水加熱器(A)	C	53/192	0.28	○	-		
	C	第1低圧給水加熱器～第2低圧給水加熱器(B)	C	53/192	0.28	○	-		
	C	第1低圧給水加熱器～第2低圧給水加熱器(C)	C	53/192	0.28	○	-		
	C	第2低圧給水加熱器～第3低圧給水加熱器(A)	C	79/106	0.42	○	-		
	C	第2低圧給水加熱器～第3低圧給水加熱器(B)	C	139/186	0.75	○	-		
	C	第2低圧給水加熱器～第3低圧給水加熱器(C)	C	161/186	0.87	○	-		
ドレン系統	C	第6高圧給水加熱器ドレン管(A)(常用)	C	186/172	1.08	×	130/172	0.76	○
	C	第6高圧給水加熱器ドレン管(B)(常用)	C	140/172	0.81	○	-		
	C	第4低圧給水加熱器ドレン管(A)	C	81/183	0.44	○	-		
	C	第4低圧給水加熱器ドレン管(B)	C	91/183	0.50	○	-		
	C	第4低圧給水加熱器ドレン管(C)	C	81/183	0.44	○	-		
	C	第3低圧給水加熱器ドレン管(A)(常用)	C	123/185	0.66	○	-		
	C	第3低圧給水加熱器ドレン管(B)(常用)	C	128/185	0.69	○	-		
	C	第3低圧給水加熱器ドレン管(C)(常用)	C	179/185	0.97	○	-		
	C	低圧給水加熱器ドレンポンプ吐出管(A)	C	102/191	0.53	○	-		
	C	低圧給水加熱器ドレンポンプ吐出管(B)	C	97/191	0.51	○	-		

 評価書に記載した系統毎の代表設備及びその評価結果

## 美浜3号機 PLM40耐震評価 流れ加速型腐食に対する配管評価結果一覧

系統分類	耐震 クラス	配管名称	評価用 地震	全箇所tsrモデル					
				梁モデル評価			FEM評価		
				応力値/ 許容応力	応力比	評価	応力値/ 許容応力	応力比	評価
ドレン系統	C	低圧給水加熱器ドレンポンプ吐出管(C)	C	75/191	0.39	○	-		
	C	湿分離加熱器ドレン管(1A)	C	64/160	0.40	○	-		
	C	湿分離加熱器ドレン管(2A)	C	62/160	0.39	○	-		
	C	湿分離加熱器ドレン管(3A)	C	86/160	0.54	○	-		
	C	湿分離加熱器ドレン管(1B)	C	60/160	0.38	○	-		
	C	湿分離加熱器ドレン管(2B)	C	66/160	0.41	○	-		
	C	湿分離加熱器ドレン管(3B)	C	73/160	0.46	○	-		
	C	湿分離加熱器ドレンタンクドレン管(A, B) (常用)	C	146/160	0.91	○	-		
	C	湿分離器ドレン管(1A)	C	46/178	0.26	○	-		
	C	湿分離器ドレン管(2A)	C	41/178	0.23	○	-		
	C	湿分離器ドレン管(3A)	C	50/178	0.28	○	-		
	C	湿分離器ドレン管(1B)	C	68/178	0.38	○	-		
	C	湿分離器ドレン管(2B)	C	122/178	0.69	○	-		
	C	湿分離器ドレン管(3B)	C	95/178	0.53	○	-		
	C	湿分離器ドレンポンプ吸込管(常用)	C	188/189	0.99	○	-		
	C	湿分離器ドレンポンプ吐出管	C	217/178	1.22	×	87/178	0.49	○

 評価書に記載した系統毎の代表設備及びその評価結果

## 美浜3号機 PLM40耐震評価 流れ加速型腐食に対する配管評価結果一覧

系統分類	耐震クラス	配管名称	評価用地震	全箇所tsrモデル						
				梁モデル評価			FEM評価			
				応力値/ 許容応力	応力比	評価	応力値/ 許容応力	応力比	評価	
グラント蒸気系統	C	グラント蒸気管	C	152/176	0.86	○	-			
補助蒸気系統	C	スチームコンバータ加熱蒸気管 第6抽気ライン(第6抽気管～スチ ームコンバータ)	C	132/172	0.77	○	-			
	C	スチームコンバータ外ドレン管	C	76/178	0.43	○	-			
蒸気発生器 ブローダウン 系統 <sup>※1,3</sup>	S	AループSGBD配管 PEN#279CV外 CVBD内	Sd	1次	87以下/183	0.48以下	○	-		
				1次+2次	253以下/262	0.97以下	○	-		
			Ss <sup>※3</sup>	1次	87/363	0.24	○	-		
				1次+2次	253/262	0.97	○	-		
	S <sup>※2</sup>	AループSGBD配管 PEN#279CV外 CVBD外	Sd	1次	109以下/158	0.67以下	○	-		
				1次+2次	87以下/317	0.27以下	○	-		
			Ss <sup>※3</sup>	1次	109/315	0.35	○	-		
				1次+2次	87/317	0.27	○	-		
	S	BループSGBD配管 PEN#233CV外 CVBD内	Sd	1次	79/183	0.43	○	-		
				1次+2次	159/367	0.43	○	-		
			Ss <sup>※3</sup>	1次	95/363	0.26	○	-		
				1次+2次	326/367	0.89	○	-		
	S <sup>※2</sup>	BループSGBD配管 PEN#233CV外 CVBD外	Sd	1次	136/183	0.74	○	-		
				1次+2次	225/367	0.61	○	-		
			Ss <sup>※3</sup>	1次	271/363	0.75	○	-		
				1次+2次	495/367	1.35	×	-		
				1次+2次	UF: 0.090		○	-		
				1次+2次	UF: 0.090		○	-		
S	CループSGBD配管 PEN#230CV外 CVBD内	Sd	1次	89以下/183	0.49以下	○	-			
			1次+2次	319以下/367	0.87以下	○	-			
		Ss <sup>※3</sup>	1次	89/363	0.25	○	-			
			1次+2次	319/367	0.87	○	-			
S <sup>※2</sup>	CループSGBD配管 PEN#230CV外 CVBD外	Sd	1次	109以下/183	0.60以下	○	-			
			1次+2次	123以下/367	0.34以下	○	-			
		Ss <sup>※3</sup>	1次	109/363	0.3	○	-			
			1次+2次	123/367	0.34	○	-			

評価書に記載した系統毎の代表設備及びその評価結果

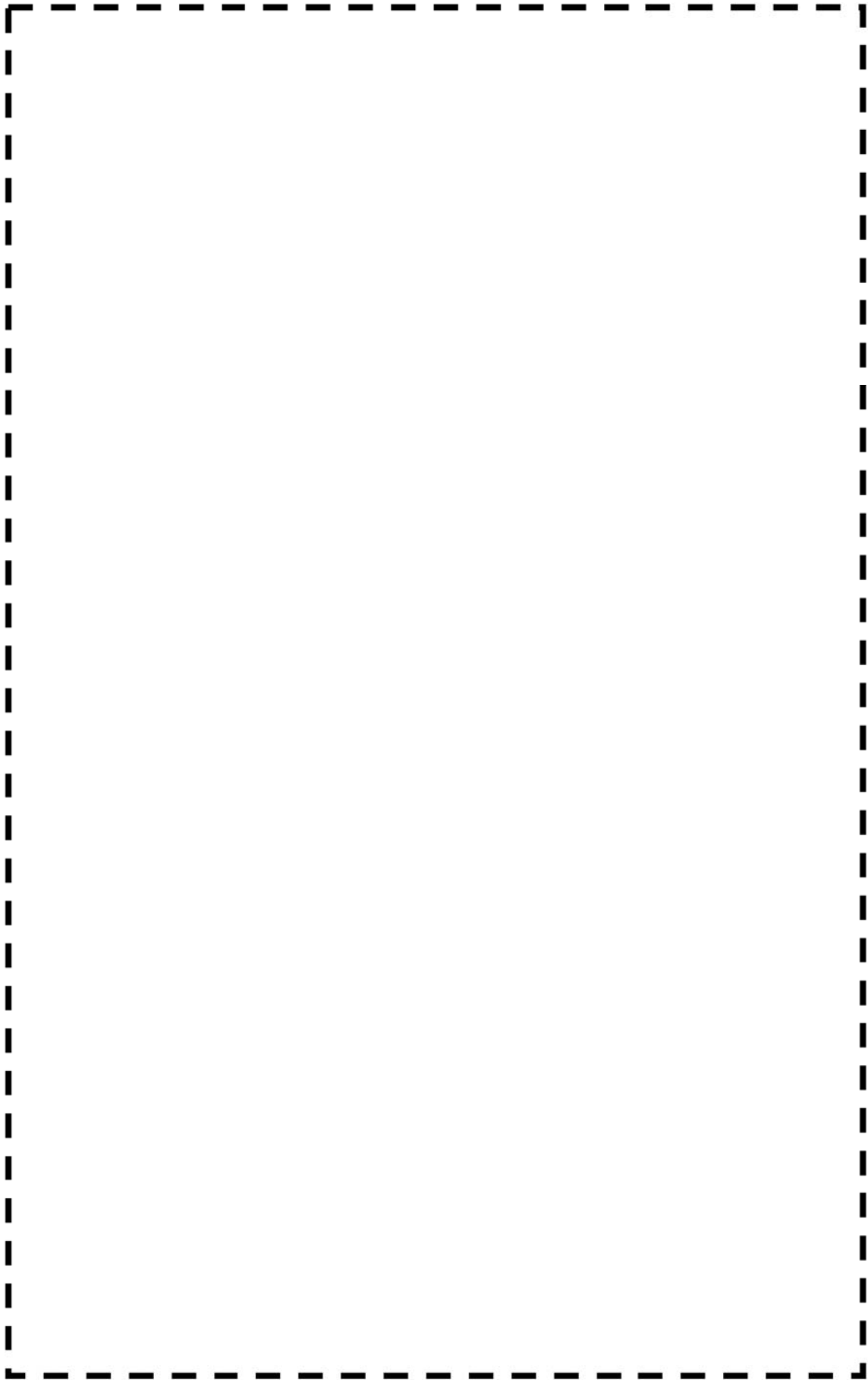
※1: 断続運転評価では、各系統について、CVBD内(Sクラス)  
およびCVBD外(Cクラス)の評価を行っている。

※2: Cクラス範囲については、保守的にSクラスと同等の評価を行っている。

※3: 全波包絡FRSを用いた評価

主蒸気系統配管 (湿分離器加熱蒸気管)

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。



主蒸気系統配管(A-主蒸気配管 (CV内)) 【Ss地震】

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。

主蒸気系統配管(A-主蒸気配管(CV外)) 【Sd地震】

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。

主蒸気系統配管(B-主蒸気配管(CV外)) 【Ss地震】

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。



低温再熱蒸気系統配管(低温再熱蒸気配管(高圧排気管))

■ 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抽気系統配管 (第2抽気管)

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3 抽気系統配管 (第3 抽気管)

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4抽気系統配管 (第4抽気管 (C))

■ 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。

主給水系統配管（給水ブースポンプ吸込管（A））

■ 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。

主給水系統配管(C-主給水配管(CV内)) 【Ss地震】

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。

主給水系統配管(B-主給水配管 (CV外) ) 【Sd地震】

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。



主給水系統配管(Bー主給水配管 (CV外)) 【Ss地震】

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。

主給水系統配管(C-主給水配管(CV外)) 【Sd地震】

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。

主給水系統配管(C-主給水配管(CV外)) 【Ss地震】

【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。】

復水系統配管（第2低圧給水加熟器～第3低圧給水加熟器（C））

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。

ドレン系統配管 (第6 高圧給水加熱器ドレン管 (A) (常用))

■ 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。

グラウンド蒸気系統配管 (グラウンド蒸気管)

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。

補助蒸気系統配管 (スチームコンバータ加熱蒸気管  
第6抽気ライン (第6抽気管～スチームコンバータ))

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。

蒸気発生器ブローダーダウンシステム配管 (AレーブSGBD配管 PEN#279CV外 CVBD内) 【Sd地震】

【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。】



蒸気発生器ブローダウン系統配管(BループSGBD配管 PEN#233CV外 CVBD外) 【Sd地震】

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。

蒸気発生器ブローダウン系統配管(BループSGBD配管 PEN#233CV外 CVBD外) 【Ss地震】

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。

### 主蒸気系統配管（湿分分離器加熱蒸気管）に対するFEM解析について

主蒸気系統配管（湿分分離器加熱蒸気管）のFEM解析では、一次要素のソリッドモデルにて解析を行い、ミーゼス応力を算出している。

固定端は偏平を許容しない真円固定としているが、真円固定条件が評価部（3次元梁モデル解析で応力評価上厳しい結果となった部位）に影響を与えない範囲を考慮して、評価部から2D程度（評価する配管の外径の2倍程度）の位置を固定端としている。

また、板厚方向のメッシュ数を3層としているが、これは曲げにより偏平を生じる解析においてもCクラス配管の耐震評価で対象とする1次応力を適切に評価できることを過去の解析や試解析等により確認しているため、採用したものである。

【FEM入力荷重】

A		力 (N)			モーメント (N・m)		
荷重ケース		X	Y	Z	X	Y	Z
自重							
地震 (+X)							
自重+地震(+X)							

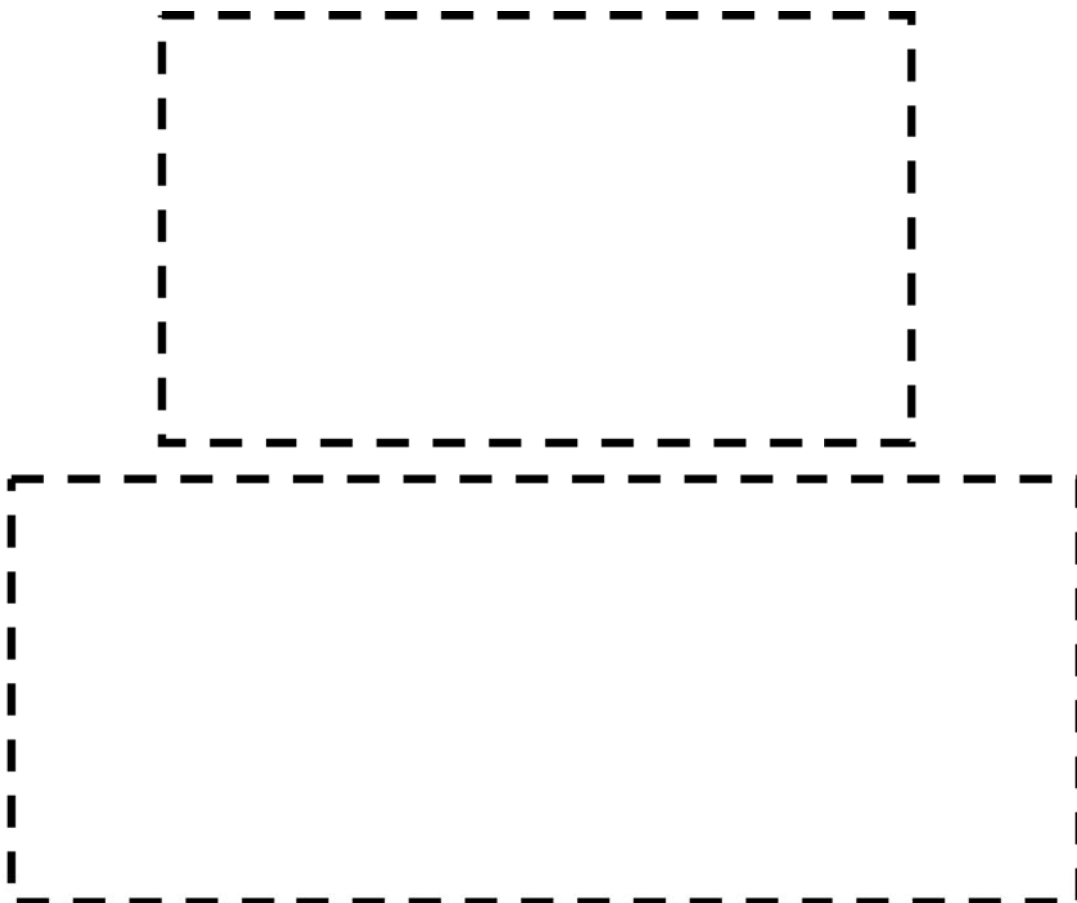
梁モデル解析結果  
FEM入力荷重

B		力 (N)			モーメント (N・m)		
荷重ケース		Y	X	Z	Y	X	Z
自重							
地震 (+X)							
自重+地震(+X)							

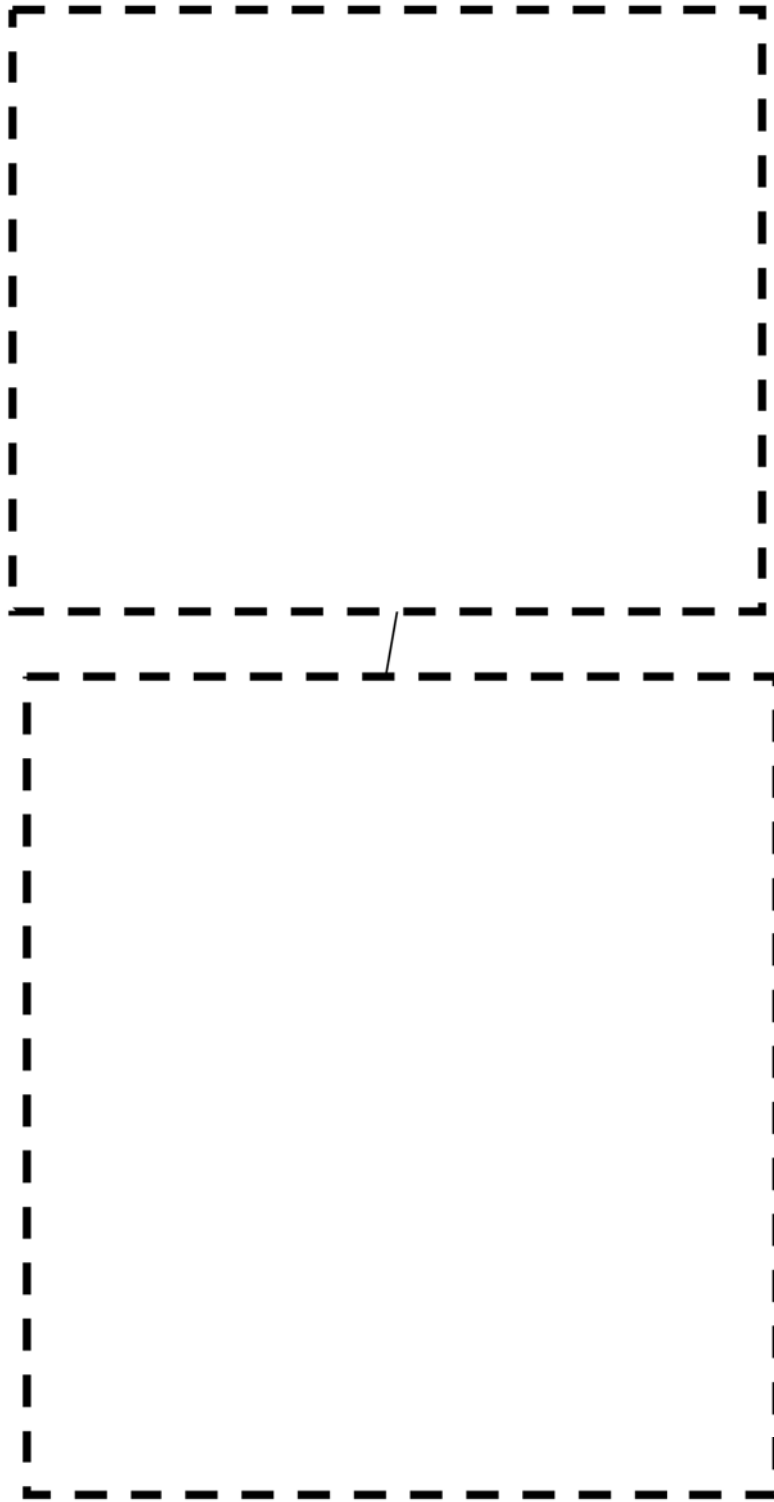
梁モデル解析結果  
FEM入力荷重

【FEM解析モデル及び結果】



地震方向	発生応力(MPa)			許容応力 $S_y$ (MPa)	応力比
	内圧	自重+地震 (FEM解析結果)	合計		
X					0.86

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。



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。

### 1. 第3抽気管における PLM30 と PLM40 との評価結果の相違について

第3抽気系統の評価において、同じラインが対象であるが、PLM30では応力比0.76、PLM40では0.55と下がっていることから、その要因について検討した。検討結果は以下のとおり。

#### (1) 評価モデル

PLM40では復水器内配管をモデル化範囲に含めて復水器取合い部周辺のモデルを変更したことが発生応力に差が出た一因と考えられる。

##### <モデル化範囲>

PLM30：復水器側と配管側の取合い部である復水器管台を固定点（6軸拘束）とした。

PLM40：復水器管台は配管としてモデル化し、復水器貫通部を固定点（6軸拘束）とした。

#### (2) サポートモデルの精緻化

上記に加えてサポートのモデル化を以下のように見直したため、発生応力や最大応力点に影響が出たものと考えられる。

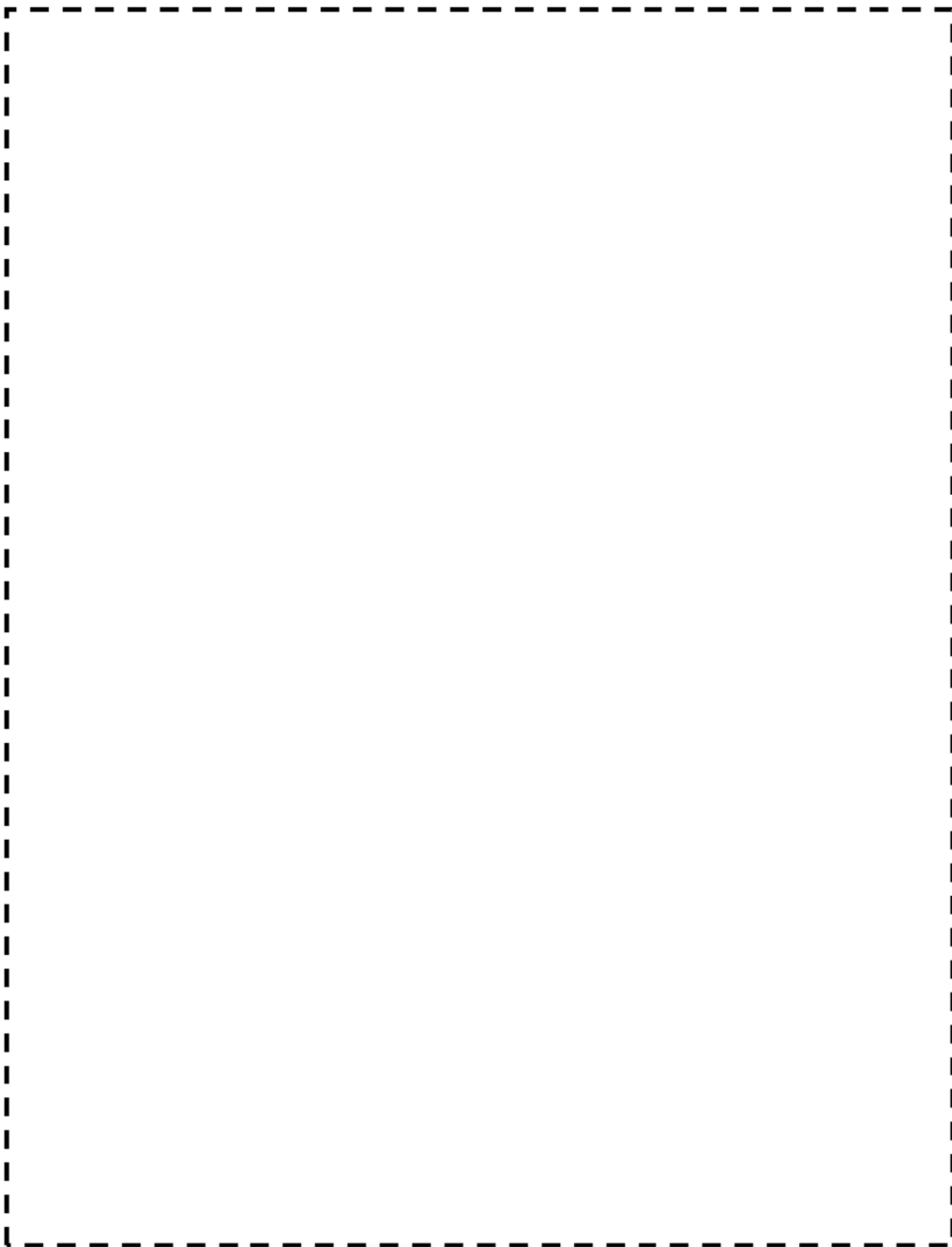
##### <アズビルト調査反映>

PLM30：サポートの取付位置、取付角度、拘束条件等は建設時図面に基づいて入力。

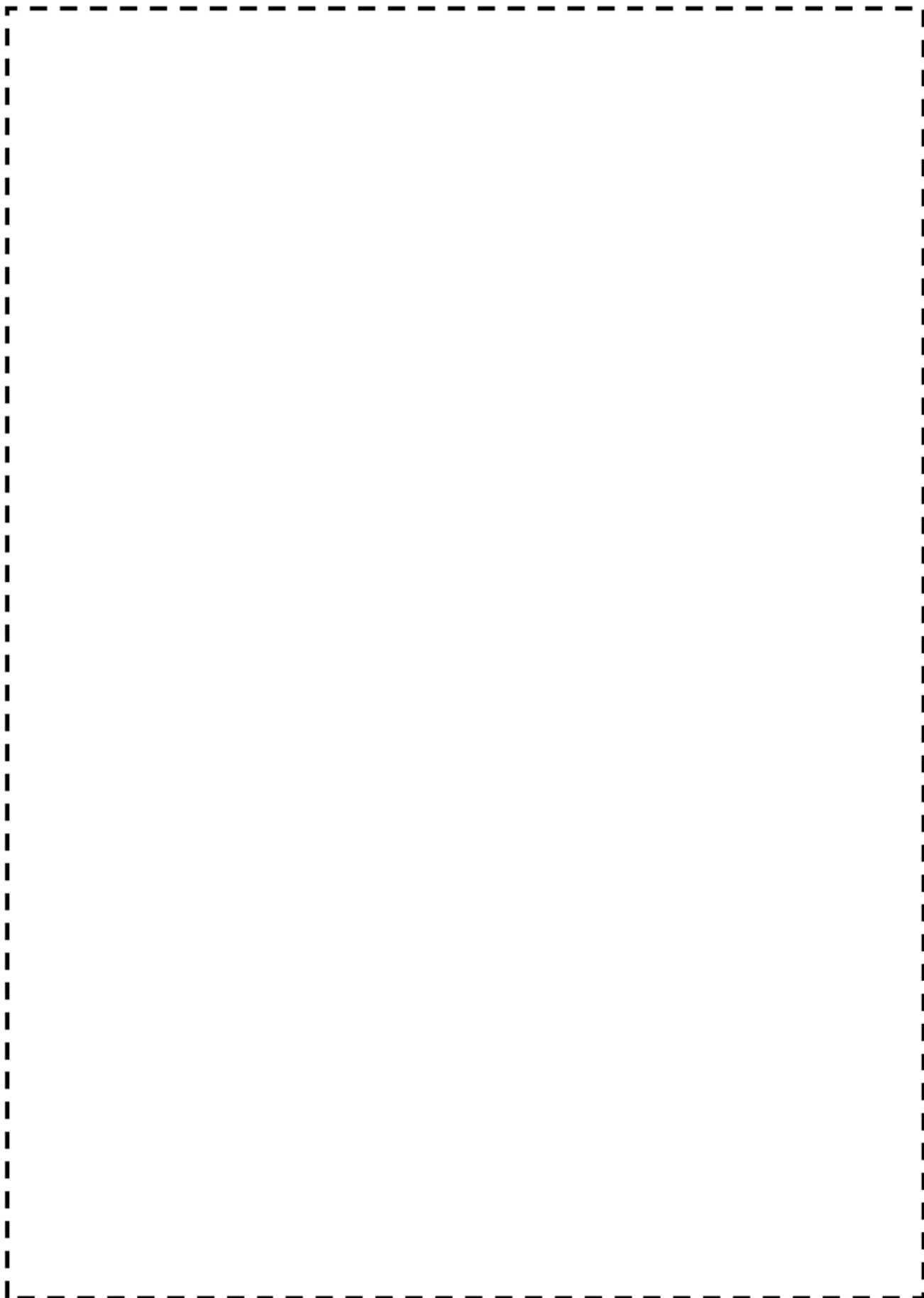
PLM40：サポートの取付位置、取付角度、拘束条件等はアズビルト調査結果に基づいて入力。

なお、PLM30以降にルート変更やサポート追設などの変更はない。（一部炭素鋼の取替え修繕あり）。

以上の検討結果をスケルトン図にまとめたものを添付5（2/4）に示す。また、詳図を添付5（3/4）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。



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. ドレン系統配管における PLM30 と PLM40 との評価結果の比較について

第6 高圧給水加熱器ドレン管における、PLM30 と PLM40 での評価結果を下記の表にまとめた。

表 第6 高圧給水加熱器ドレン管におけるの PLM30 と PLM40 での応力比

		PLM30		PLM40
		tsr	実測	tsr
PLM30 チャンピオンのライン (第6 高圧給水加熱器ドレン管 (B)) ※長計にてサポート追設実施	PLM30 の 応力最大点	1.71	0.36	0.34
PLM40 チャンピオンのライン (第6 高圧給水加熱器ドレン管 (A))	PLM40 の 応力最大点	0.62	—	0.76 (FEM) 1.08 (梁)

評価に差が出た主な要因について以下のとおり検討した。

### (1) サポートモデルの精緻化

サポートのモデル化を以下のように見直したため、発生応力や最大応力点に影響が出たものと考えられる。

<アズビルト調査反映>

PLM30：サポートの取付位置、取付角度、拘束条件等は建設時図面に基づいて入力。

PLM40：サポートの取付位置、取付角度、拘束条件等はアズビルト調査結果に基づいて入力。

### (2) 詳細な解析条件の適用（震度）

耐震評価の実施に際し、設置位置に則した震度を適用したため、発生応力や最大応力点に影響が出ていると考えられる。ます。

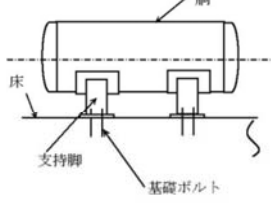
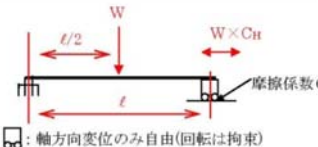
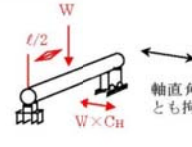
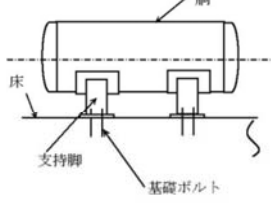
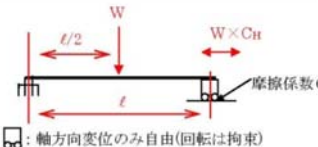
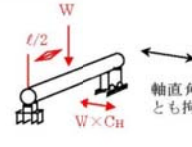
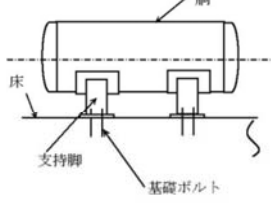
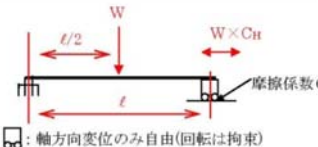
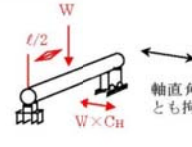
PLM30：配管レベルにより適用震度を決定。（サポート設置位置による震度より1階層上の震度が適用される場合がある）

PLM40：機器及びサポート設置位置により適用震度を決定。

### (3) 工事反映

第6 高圧給水加熱器ドレン管(B)については、長計のサポート追設の影響が主と考えられる。（なお、第6 高圧給水加熱器ドレン管(A)については、PLM30 以降にルート変更やサポート追設などの変更はない。）

美浜3号炉一耐震-2 5 rev5

<p>タイトル</p>	<p>廃液蒸発装置蒸発器胴板の応力腐食割れに対する評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について。</p>										
<p>説明</p>	<p>廃液蒸発装置蒸発器胴板の地震時発生応力が最も大きくなる箇所に、半周の貫通き裂を想定し、地震時の発生応力が安定限界応力を上回らないことを確認する。</p> <p>1. 評価手順</p> <p>(1)地震力</p> <p>廃液蒸発装置は、耐震クラスBであるため、設置エリアに対応する水平静的震度<math>\left[ \frac{1}{2} S_d \right]</math>と、<math>1/2 S_d</math>の水平動的震度<math>\left[ \frac{1}{2} S_d \right]</math>（<math>S_d</math>床応答曲線のピーク値の<math>1/2</math>：添付1参照）の大きい方を用いる。</p> <p>(2)発生応力の算出</p> <p>下記のとおり、地震時の発生応力（地震、内圧、自重）を算出する。</p> <table border="1" data-bbox="470 1025 1305 1899"> <thead> <tr> <th colspan="2">荷重の方向</th> </tr> <tr> <th>軸方向地震時</th> <th>軸直角方向地震時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">  </td> </tr> <tr> <td>  <p><math>\text{固定}</math>、<math>\text{自由}</math>：軸方向変位のみ自由（回転は拘束）</p> </td> <td>  <p>軸直角方向は変位・回転とも拘束（完全固定支持）</p> </td> </tr> <tr> <td> <p>内圧による応力</p> <math display="block">\sigma_{\text{内圧}} = \frac{p \times (d_i + 1.2t)}{4 \times t}</math> <p>自重による最大曲げモーメントによる応力（両端固定支持条件）</p> <math display="block">\sigma_{\text{自重}} = \frac{M_a}{Z} = \frac{\frac{1}{8} W \ell}{Z}</math> <p>水平地震荷重による全断面への引張応力</p> <math display="block">\sigma_{\text{地震}} = \frac{\frac{1}{2} W \times C_H}{\frac{\pi}{4} (d_o^2 - d_i^2)} \quad (\text{但し、} C_H &lt; C \text{ の場合})</math> <p>発生応力：<math>\sigma_{\text{内圧}} + \sigma_{\text{自重}} + \sigma_{\text{地震}}</math></p> </td> <td> <p>内圧による応力</p> <math display="block">\sigma_{\text{内圧}} = \frac{p \times (d_i + 1.2t)}{4 \times t}</math> <p>自重による最大曲げモーメント</p> <math display="block">M_a = \frac{1}{8} W \ell \quad (\text{両端固定支持条件})</math> <p>地震荷重による最大曲げモーメント</p> <math display="block">M_b = \frac{1}{8} W \ell C_H \quad (\text{両端固定支持条件})</math> <p>自重と地震荷重による応力</p> <math display="block">\sigma_{\text{自重+地震}} = \frac{(M_a + M_b)}{Z}</math> <p>発生応力：<math>\sigma_{\text{内圧}} + \sigma_{\text{自重+地震}}</math></p> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※応力の算出においては、梁モデルを用いた場合により保守的な大きな応力の値が算出できることから、梁モデルを用いた評価を実施している。</p> <p>※評価機器において、重心位置に偏りがある場合でも、材料力学の考えより重心位置をタンクの中心で評価したほうが保守的な評価となることから、評価位置を中心としている。</p>	荷重の方向		軸方向地震時	軸直角方向地震時			 <p><math>\text{固定}</math>、<math>\text{自由}</math>：軸方向変位のみ自由（回転は拘束）</p>	 <p>軸直角方向は変位・回転とも拘束（完全固定支持）</p>	<p>内圧による応力</p> $\sigma_{\text{内圧}} = \frac{p \times (d_i + 1.2t)}{4 \times t}$ <p>自重による最大曲げモーメントによる応力（両端固定支持条件）</p> $\sigma_{\text{自重}} = \frac{M_a}{Z} = \frac{\frac{1}{8} W \ell}{Z}$ <p>水平地震荷重による全断面への引張応力</p> $\sigma_{\text{地震}} = \frac{\frac{1}{2} W \times C_H}{\frac{\pi}{4} (d_o^2 - d_i^2)} \quad (\text{但し、} C_H < C \text{ の場合})$ <p>発生応力：<math>\sigma_{\text{内圧}} + \sigma_{\text{自重}} + \sigma_{\text{地震}}</math></p>	<p>内圧による応力</p> $\sigma_{\text{内圧}} = \frac{p \times (d_i + 1.2t)}{4 \times t}$ <p>自重による最大曲げモーメント</p> $M_a = \frac{1}{8} W \ell \quad (\text{両端固定支持条件})$ <p>地震荷重による最大曲げモーメント</p> $M_b = \frac{1}{8} W \ell C_H \quad (\text{両端固定支持条件})$ <p>自重と地震荷重による応力</p> $\sigma_{\text{自重+地震}} = \frac{(M_a + M_b)}{Z}$ <p>発生応力：<math>\sigma_{\text{内圧}} + \sigma_{\text{自重+地震}}</math></p>
荷重の方向											
軸方向地震時	軸直角方向地震時										
											
 <p><math>\text{固定}</math>、<math>\text{自由}</math>：軸方向変位のみ自由（回転は拘束）</p>	 <p>軸直角方向は変位・回転とも拘束（完全固定支持）</p>										
<p>内圧による応力</p> $\sigma_{\text{内圧}} = \frac{p \times (d_i + 1.2t)}{4 \times t}$ <p>自重による最大曲げモーメントによる応力（両端固定支持条件）</p> $\sigma_{\text{自重}} = \frac{M_a}{Z} = \frac{\frac{1}{8} W \ell}{Z}$ <p>水平地震荷重による全断面への引張応力</p> $\sigma_{\text{地震}} = \frac{\frac{1}{2} W \times C_H}{\frac{\pi}{4} (d_o^2 - d_i^2)} \quad (\text{但し、} C_H < C \text{ の場合})$ <p>発生応力：<math>\sigma_{\text{内圧}} + \sigma_{\text{自重}} + \sigma_{\text{地震}}</math></p>	<p>内圧による応力</p> $\sigma_{\text{内圧}} = \frac{p \times (d_i + 1.2t)}{4 \times t}$ <p>自重による最大曲げモーメント</p> $M_a = \frac{1}{8} W \ell \quad (\text{両端固定支持条件})$ <p>地震荷重による最大曲げモーメント</p> $M_b = \frac{1}{8} W \ell C_H \quad (\text{両端固定支持条件})$ <p>自重と地震荷重による応力</p> $\sigma_{\text{自重+地震}} = \frac{(M_a + M_b)}{Z}$ <p>発生応力：<math>\sigma_{\text{内圧}} + \sigma_{\text{自重+地震}}</math></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。

(3)耐震安全性評価

「正味応力概念」に基づき、半周の貫通き裂を考慮した場合のき裂安定限界応力を算出<sup>※</sup>し、(2)で算出した発生応力がこれを上回らないことを確認する。なお、添付2に示すとおり蒸発器胴板の溶接線と、き裂想定部位は異なることから、Z係数を乗じた弾塑性破壊力学評価は実施していない。また、添付3にNo. 2精留塔の構造図を示す。

※：原子力発電所配管破損防護設計技術指針（JEAG 4613-1998）に基づく評価方法を用いた。

2. 評価結果

評価結果は表1のとおりであり、応力腐食割れに対する耐震安全性に問題はない。

表1 応力腐食割れに対する耐震安全性評価結果

	想定き裂	耐震安全性評価		
	き裂角度 (°)	地震時応力 (MPa)	き裂安定 限界応力 (MPa)	応力比
軸方向地震	180	11	71	0.15
軸直角方向地震		12	71	0.17

【評価に用いたデータ一覧】

項目	単位	記号	数式	インポートデータ または結果
板厚	mm	t	蒸発器組立図より	
き裂角度	°	2θ		180
胴外径	mm	D <sub>o</sub>	D <sub>o</sub> +t×2	
胴内径	mm	D <sub>i</sub>	蒸発器組立図より	
内圧	MPa	P	蒸発器組立図より(最高使用圧力:1kg/cm <sup>2</sup> )	
蒸発器重量	kg	W <sub>0</sub>	蒸発器既工認より (蒸発器+#1精留塔+#2精留塔, 洪水時重量)	
設計降伏点	MPa	S <sub>y</sub>	SUS316L, 150°C JSME Part5 表8より	130
設計引張強さ	MPa	S <sub>u</sub>	SUS316L, 150°C JSME Part5 表9より	424
設計地震力	—	C <sub>H</sub>	PLM耐震条件(動的地震力)より: 原子炉補助建屋 FRS(買点番号:7)のピーク 1/2の値	
外半径	mm	R <sub>o</sub>	D <sub>o</sub> /2	
内半径	mm	R <sub>i</sub>	D <sub>i</sub> /2	
平均半径	mm	R <sub>m</sub>	(外半径+内半径)/2	
支持脚中心間距離	mm	L	蒸発器組立図より	
流動応力(許容応力)	MPa	S <sub>f</sub>	(S <sub>y</sub> +S <sub>u</sub> )/2	2.770000E+02
膜応力	MPa	P <sub>m</sub>	P×D <sub>o</sub> /(4×t)	3.9388889E+00
き裂半角度	°	θ		90
—	rad	α	θ/180×π	1.5707964E+00
—	rad	β	((π-α)-(P <sub>m</sub> /S <sub>f</sub> )×π)/2	7.6306172E-01
破壊時曲げ応力	MPa	P <sub>b</sub> '	2×S <sub>y</sub> ×(2sinβ-sinα)/π	6.7411763E+01
安定限界応力	MPa	P <sub>t</sub>	P <sub>m</sub> +P <sub>b</sub> '	7.1350652E+01
内圧による応力	MPa	σ <sub>内圧</sub>	P×(D <sub>i</sub> +1.2t)/(4×t)	3.9188889E+00
自重による曲げモーメントによる応力	MPa	σ <sub>自重</sub>	(W <sub>0</sub> ×9.80665×L/8)/Z	2.0578167E+00
水平地震力による応力	MPa	σ <sub>地震</sub>	(W <sub>0</sub> ×9.80665×C <sub>H</sub> /2)/(π/4×(D <sub>o</sub> <sup>2</sup> -D <sub>i</sub> <sup>2</sup> ))	4.9353520E+00
発生応力	MPa	σ <sub>軸</sub>	σ <sub>内圧</sub> +σ <sub>自重</sub> +σ <sub>地震</sub>	1.0912058E+01
内圧による応力	MPa	σ <sub>内圧</sub>	P×(D <sub>i</sub> +1.2t)/(4×t)	3.9188889E+00
自重による曲げモーメント	N·mm	M <sub>自重</sub>	W <sub>0</sub> ×9.80665×L/8	2.8695484E+07
地震による曲げモーメント	N·mm	M <sub>地震</sub>	(W <sub>0</sub> ×9.80665×L/8)×C <sub>H</sub>	7.9629967E+07
自重と地震による応力	MPa	σ <sub>自重+地震</sub>	(M <sub>自重</sub> +M <sub>地震</sub> )/Z	7.7682579E+00
発生応力	MPa	σ <sub>軸直角</sub>	σ <sub>内圧</sub> +σ <sub>自重+地震</sub>	1.1687147E+01

※以下の計算により真円筒での断面係数(Z)を算出した。

断面係数	Z	mm <sup>3</sup>	π(D <sub>o</sub> <sup>3</sup> -D <sub>i</sub> <sup>3</sup> )/32D <sub>o</sub>
------	---	-----------------	---

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。

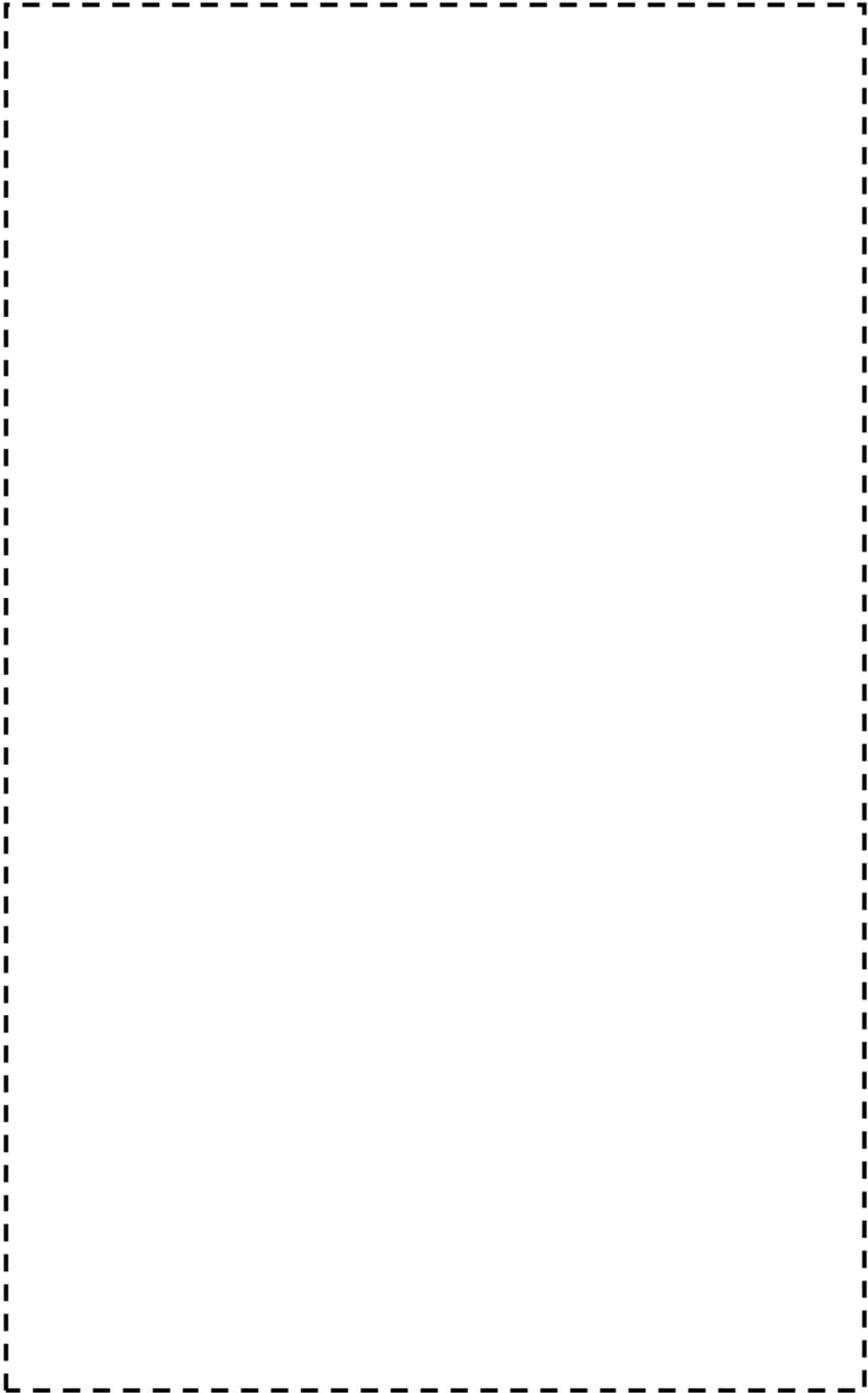
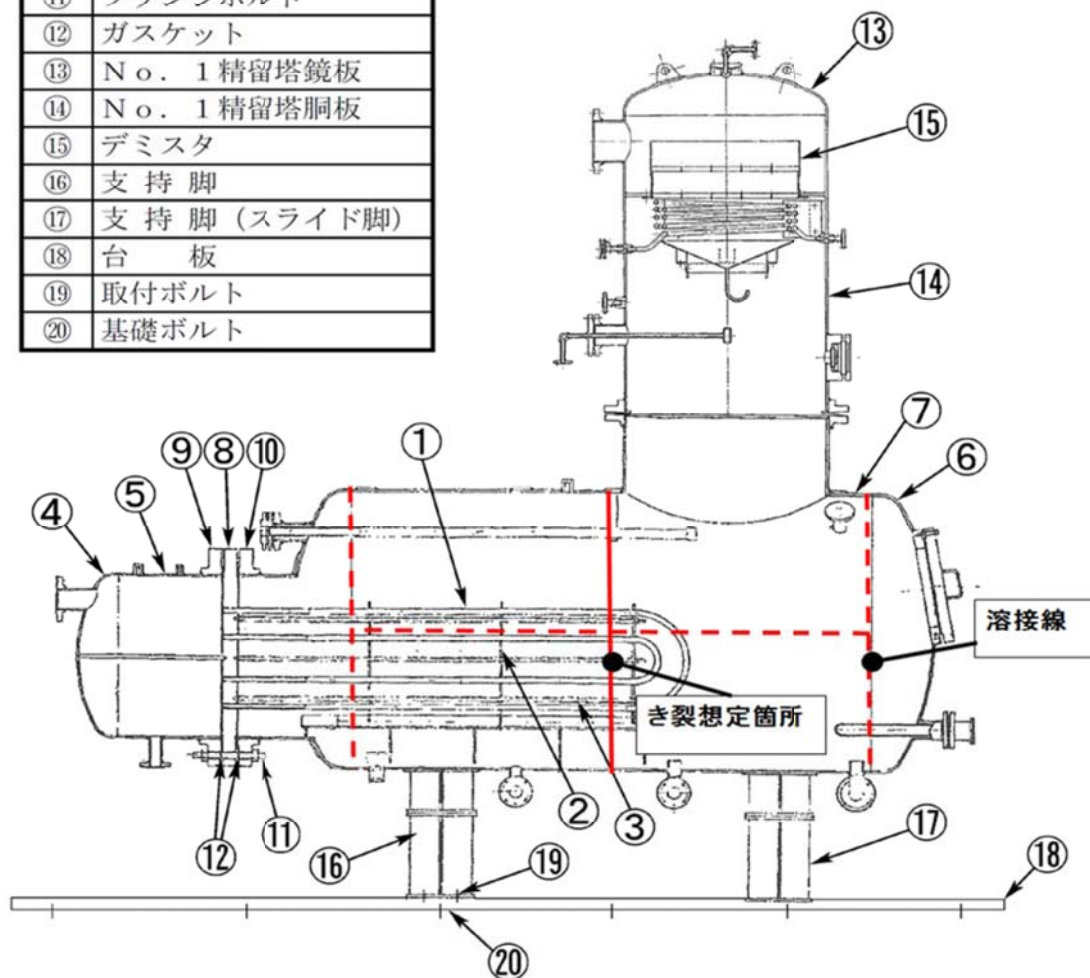


図 1 美浜 3 号機 原子炉補助建屋 床応答曲線 (全波包絡 F R S)

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。

No.	部 位
①	伝熱管
②	邪魔板
③	支持棒
④	蒸気室鏡板
⑤	蒸気室胴板
⑥	蒸発器鏡板
⑦	蒸発器胴板
⑧	管 板
⑨	蒸気室側フランジ
⑩	蒸発器側フランジ
⑪	フランジボルト
⑫	ガスケット
⑬	No. 1 精留塔鏡板
⑭	No. 1 精留塔胴板
⑮	デミスタ
⑯	支持脚
⑰	支持脚 (スライド脚)
⑱	台 板
⑲	取付ボルト
⑳	基礎ボルト

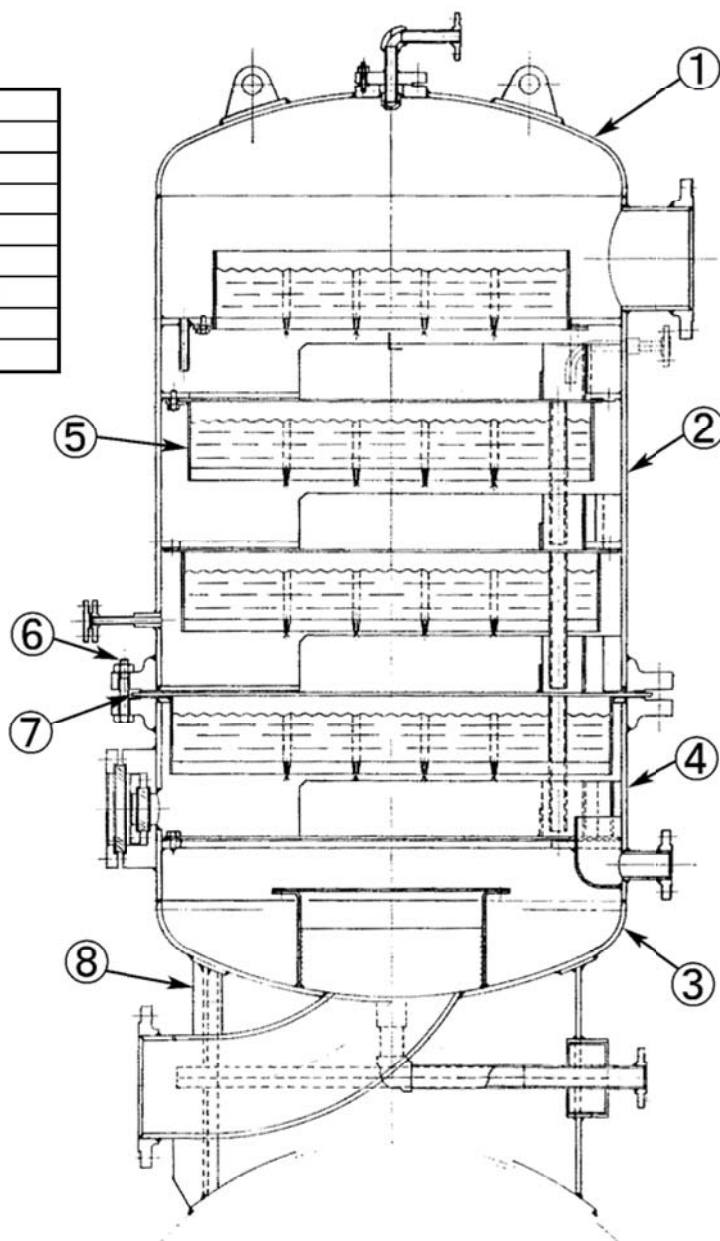


※き裂の想定箇所は2本の支持脚の中間の位置と想定した。

廃液蒸発装置蒸発器胴板の溶接線とき裂想定部位との関係図



No.	部 位
①	上部鏡板
②	上部胴板
③	下部鏡板
④	下部胴板
⑤	デミスタ
⑥	フランジボルト
⑦	ガスケット
⑧	スカート



美浜 3 号炉 廃液蒸発装置 No. 2 精留塔 構造図

○廃液蒸発装置の評価モデルについて

精留塔 No. 1 は蒸発器とフランジにて直接繋がっているのに対し、精留塔 No. 2 は蒸発器と直接繋がってはおらず、蒸発器の上に乗っかっている状態である。

実機においては、蒸発器は単体で配置されているのではなく、蒸発器/精留塔に種々の配管が接続されており（最大で精留塔出口の 8B 配管）、接続配管により精留塔は拘束されている。また、重量の観点においても、精留塔 No. 1、No. 2 の各重量が約 2ton であるのに対し、蒸発器の重量は約 9ton と支配的となっている。したがって精留塔は単独で水平方向に容易に動ける構造にはなっておらず、胴にねじりを生じるようなことはなく、ねじりは考慮する必要はない。

なお、本評価においては、蒸発器、精留塔 No. 1、及び精留塔 No. 2 の重量を合計し、き裂箇所に集中荷重がかかるよう評価を行っている。

美浜3号炉－耐震－3 1 rev3

<p>タイトル</p>	<p>主給水系統配管の疲労割れに対する評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について</p>																																				
<p>説明</p>	<p>主給水系統配管の疲労割れに対する評価の具体的内容について以下に示す。</p> <p>1. 評価仕様 主給水配管の配管仕様を下表に、評価対象配管の系統図を添付1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 主給水配管の配管仕様</p> <table border="1" data-bbox="399 869 1425 1361"> <thead> <tr> <th rowspan="3">項目</th> <th rowspan="3">単位</th> <th colspan="2">評価対象配管</th> </tr> <tr> <th colspan="2">C主給水配管（CV内）</th> </tr> <tr> <th>節点7500～7545</th> <th>節点7545～7550</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>配管口径</td> <td>mm</td> <td>406.4</td> <td>406.4</td> </tr> <tr> <td>配管肉厚</td> <td>mm</td> <td>21.4</td> <td>40.5</td> </tr> <tr> <td>材質</td> <td>—</td> <td>STPT49</td> <td>STPT49/STPT480</td> </tr> <tr> <td>縦弾性係数</td> <td>MPa</td> <td><math>1.90 \times 10^5</math></td> <td><math>1.90 \times 10^5</math></td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>MPa</td> <td>7.48</td> <td>7.48</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>℃</td> <td>230</td> <td>230</td> </tr> <tr> <td>設計応力強さ（Sm）</td> <td>MPa</td> <td>154</td> <td>154</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 解析モデル 発生応力の算出に用いた3次元梁モデル解析のモデル図を添付2に示す。</p> <p>3. 入力条件 基準地震動Ss及び弾性設計用地震動Sdを用いた地震応答解析より得られた次の地震波（時刻歴波）を用いている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・750gal（1波）</li> <li>・750galを超える断層波（21波）</li> <li>・750galを超える鳥取県西部地震（1波[2ケース]）</li> <li>・750galを超える留萌地震620gal（1波）</li> </ul> <p>また、地震繰返し回数はSs：200回、Sd：300回としている。</p> <p>4. 評価結果 （1）応力の解析結果 地震時に生じる応力の解析結果を以下に示す。</p>	項目	単位	評価対象配管		C主給水配管（CV内）		節点7500～7545	節点7545～7550	配管口径	mm	406.4	406.4	配管肉厚	mm	21.4	40.5	材質	—	STPT49	STPT49/STPT480	縦弾性係数	MPa	$1.90 \times 10^5$	$1.90 \times 10^5$	最高使用圧力	MPa	7.48	7.48	最高使用温度	℃	230	230	設計応力強さ（Sm）	MPa	154	154
項目	単位			評価対象配管																																	
				C主給水配管（CV内）																																	
		節点7500～7545	節点7545～7550																																		
配管口径	mm	406.4	406.4																																		
配管肉厚	mm	21.4	40.5																																		
材質	—	STPT49	STPT49/STPT480																																		
縦弾性係数	MPa	$1.90 \times 10^5$	$1.90 \times 10^5$																																		
最高使用圧力	MPa	7.48	7.48																																		
最高使用温度	℃	230	230																																		
設計応力強さ（Sm）	MPa	154	154																																		

表2 地震時に生じる応力の解析結果

	一次応力						一次+二次応力	
	圧力	自重及び地震	合計	許容値	ねじり	許容値	地震	許容値
Ss*	38.8	248.2	288	462	7	112	816	462
Sd	38.8	120.8	160	346	4	84	382	462

\* : Ss-3 による評価結果

単位:MPa

(2) 地震によるUF評価結果

①Ss 地震によるUF評価

Ss 地震による一次+二次+ピーク応力と繰返しピーク応力強さは次式により算出される。

地震による一次+二次+ピーク応力

$$Sp = (K_2 \cdot C_2 \cdot M) / Z = 897 \text{ (MPa)}$$

繰返しピーク応力強さ

$$Sl = (Ke \cdot Sp / 2) \times (2.07 \times 10^5) / E = 932 \text{ (MPa)}$$

ここで、

Ke= (割増し係数)

C2= (応力係数)

K2= (応力係数)

M= (N・m) (モーメント、解析により算出)

Z=2367401 (配管の断面係数)

E=1.90 × 10<sup>5</sup> (材料の使用温度におけるヤング率)

以上より、Ss 地震によるUF評価結果を表3に示す。

表3 Ss 地震によるUF評価結果

節点番号	地震による一次+二次+ピーク応力 (MPa)	繰返しピーク応力強さ (MPa)	地震による疲労累積係数
7500	897	933	0.725

※Ss 地震動評価では、簡易弾塑性評価による Ke ファクターを考慮しており、「一次+二次応力」が大きく Ke ファクターとヤング率(2.07×10<sup>5</sup>/E)の積が2を超えるため、「繰返しピーク応力強さ」が「一次+二次+ピーク応力」を上回る。

②Sd 地震によるUF評価

Sd 地震による一次+二次+ピーク応力と繰返しピーク応力強さは次式により算出される。

地震による一次+二次+ピーク応力

$$Sp = (K_2 \cdot C_2 \cdot M) / Z = 420 \text{ (MPa)}$$

繰返しピーク応力強さ

$$Sl = (Sp / 2) \times (2.07 \times 10^5) / E = 229 \text{ (MPa)}$$



ここで  
 K2 (応力係数)  
 C2 (応力係数)  
 M (N・m) (モーメント、解析により算出)  
 Z=2367401 (配管の断面係数)  
 E=1.90×10<sup>5</sup> (材料の使用温度におけるヤング率)

以上より、Sd 地震によるUF 評価結果を表4に示す。

表4 Sd 地震によるUF 評価結果

節点番号	地震による一次+二次+ピーク応力 (MPa)	繰返しピーク応力強さ (MPa)	地震による疲労累積係数
7500	420	229	0.019

※Sd 地震動評価では「一次+二次応力」が3Smに収まっているため簡易弾塑性 (Ke ファクター) を考慮していない。

(3) 通常運転時UF との組合せによる評価結果

通常運転時のUF を加えた結果を表5及び表6に示す。疲労累積係数が許容値の1以下となることを確認しており、主給水系統配管の疲労割れに対する耐震安全性に問題はない。

表5 Ss 地震時の通常運転時UF との組み合わせによる評価結果

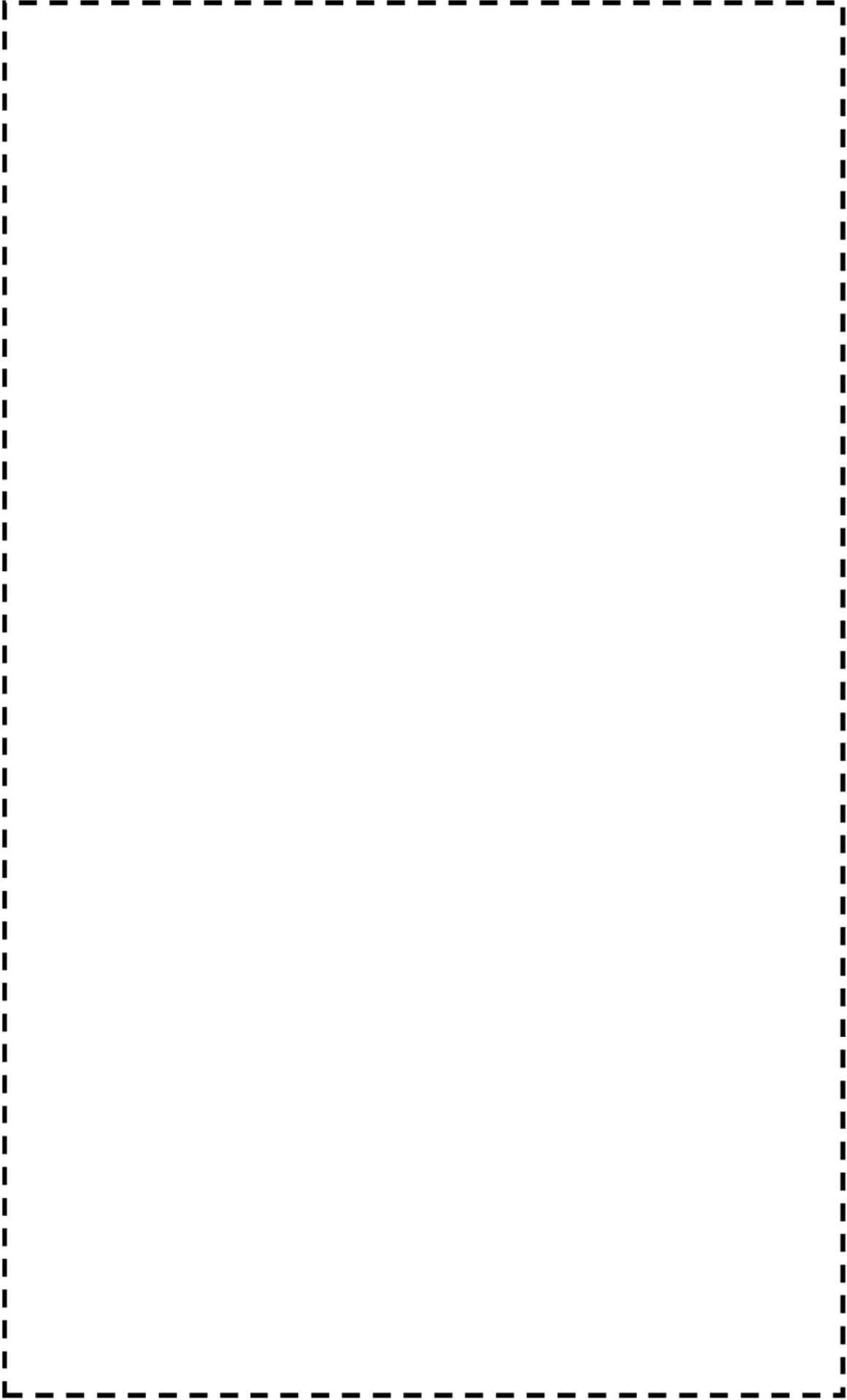
節点番号	通常運転時	Ss 地震時	合計
7500	0.209	0.725	0.934

表6 Sd 地震時の通常運転時UF との組み合わせによる評価結果

節点番号	通常運転時	Ss 地震時	合計
7500	0.209	0.019	0.228

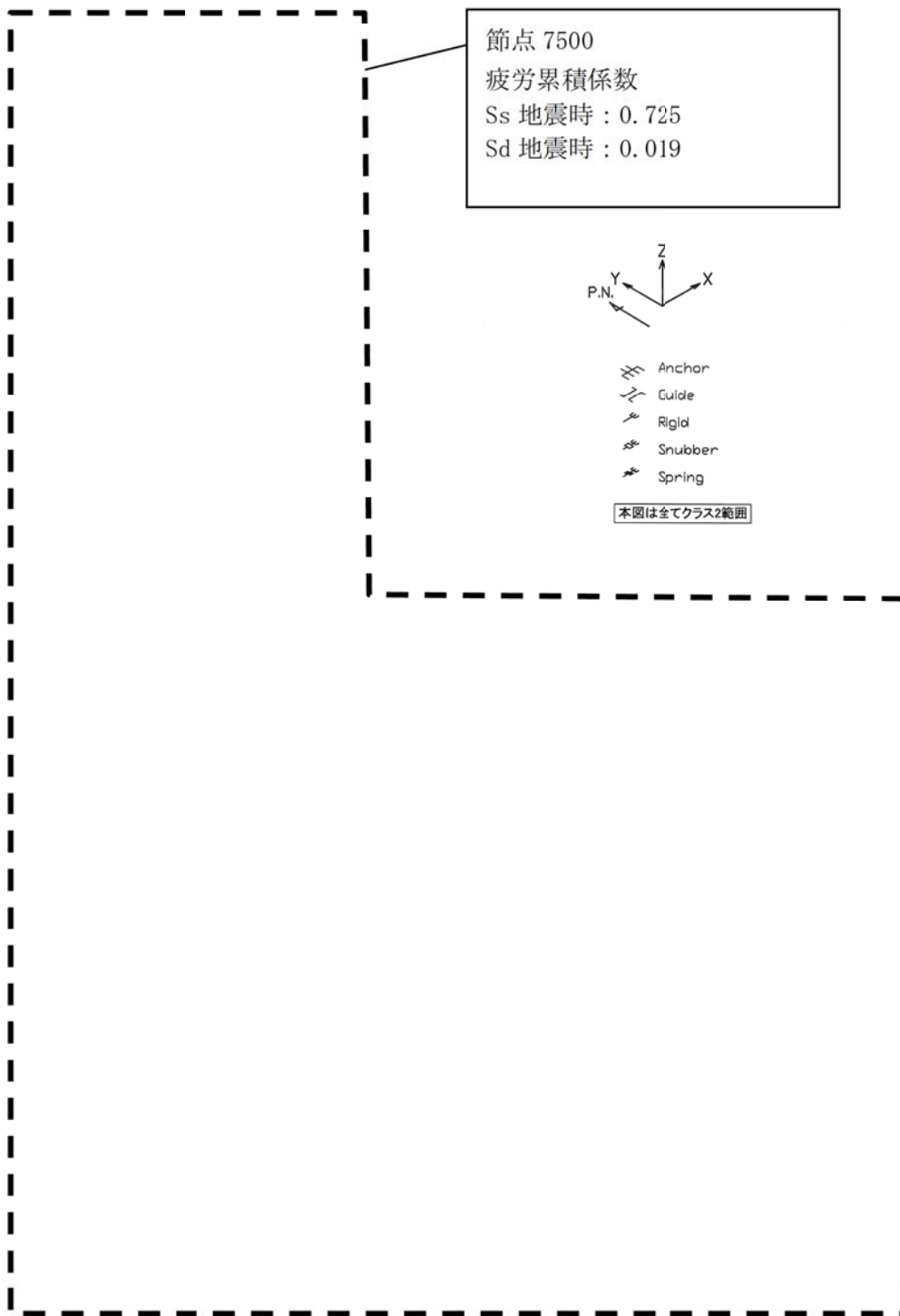
以上

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 C-1 主給水配管 (C V 内) (系統図)

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。



美浜 3 号炉 C-主給水配管 (CV内) (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。

美浜3号炉－耐津波－1 Rev2

<p>タイトル</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・浸水防護施設（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備）のリストアップ及び耐津波安全性評価の対象設備の、具体的な抽出根拠・抽出プロセス及び評価内容について。</li> <li>・経年劣化事象として止水材料の劣化を評価対象としない場合の具体的な根拠及び妥当性について。</li> </ul>
<p>説明</p>	<p>美浜3号の「浸水防護施設」のうち、耐津波安全性評価対象とした設備について、経年劣化事象の抽出や耐津波安全性評価の要否判断などのプロセスを示す。</p> <p>1. 浸水防護施設について 耐津波安全性評価対象とした浸水防護施設（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備）については以下のとおり。なお、施設の概要を添付1に示す。</p> <p>(1) 津波防護施設： 防潮堤… a 屋外排水路逆流防止設備… b</p> <p>(2) 浸水防止設備： 取水構造物（浸水防止蓋<sup>※1</sup>）… c ※1：海水ポンプ室浸水防止蓋および海水管トレンチ浸水防止蓋。 屋外ポンプエリア止水壁… d 水密扉<sup>※2</sup>… e ※2：浸水防護重点化範囲との境界に位置する原子炉補助建屋の水密扉を対象とする。</p> <p>(3) 津波監視設備： 潮位計（海水ポンプ室）… f</p> <p>2. 想定される劣化事象<sup>※3</sup></p> <p>(1) コンクリート構造物（a）</p> <p>a. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（○事象）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中性化 …①</li> <li>・塩分浸透 …②</li> </ul> <p>b. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（△▲事象）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アルカリ骨材反応 …③</li> <li>・凍結融解 …④</li> <li>・耐火能力低下 …⑤</li> </ul> <p>(2) 鉄骨構造物（a, b, c, d, e）</p> <p>a. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（○事象） 該当なし</p> <p>b. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（△▲事象）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・腐食 …⑥（a, d, e）</li> <li>・風などによる疲労 …⑦</li> </ul> <p>(3) 計測制御設備（f）</p> <p>a. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（○事象） 該当なし</p> <p>b. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（△▲事象）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・樹脂の劣化（ケミカルアンカ）…⑧</li> <li>・腐食（支持構造物）…⑨</li> </ul>

※3：絶縁低下（絶縁体の水トリ劣化による絶縁低下を含む）、特性変化及び導通不良については、耐津波安全性に影響を及ぼすパラメータの変化とは無関係であるため記載は省略する。

### 3. 耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

「2. 想定される劣化事象」で整理した経年劣化事象①～⑧について、耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象の有無について検討したプロセスを下表に整理した。

表 1 耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象の有無検討プロセス

「技術評価」で想定される経年劣化事象		ステップ1	ステップ2		ステップ3
高経年化対策上 着目すべき 経年劣化事象	下記 1)～2)を除く経年劣化事象	○	i	高経年化対策上着目すべき経年劣化事象であるが、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、または小さいもの × ①②	×
			ii	現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないもの ○	○ ● ■
高経年化対策上 着目すべき 経年劣化事象 ではない事象	1) △ 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの (日常劣化管理事象)	○	i	日常劣化管理事象であるが、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、または小さいもの -	-
			ii	現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないもの ○	○ ● ■
	2) ▲ 現在までの運転経歴や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象 (日常劣化管理事象以外)	-	-	③④⑤⑦⑧	-

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）  
 ▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）  
 ○：評価対象として抽出  
 一：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象であり、日常劣化管理事象以外であるもの、あるいは日常劣化管理事象であるが、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、または小さいものとして評価対象から除外  
 ×：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象であるが、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、または小さいものとして評価対象から除外  
 ●：構造・強度上および止水性上「軽微もしくは無視」できる事象として評価対象から除外  
 ■：耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出

以上より、美浜3号の「浸水防護施設」については、◎となる対象は無かったことから、経年劣化を考慮した耐津波安全性評価を実施したものはない。

### 4. 浸水防護施設に使用される止水材料の扱い

浸水防護施設に使用している止水材料は、定期取替品であることから、高経年化評価対象外としている。



浸水防護施設の概要

