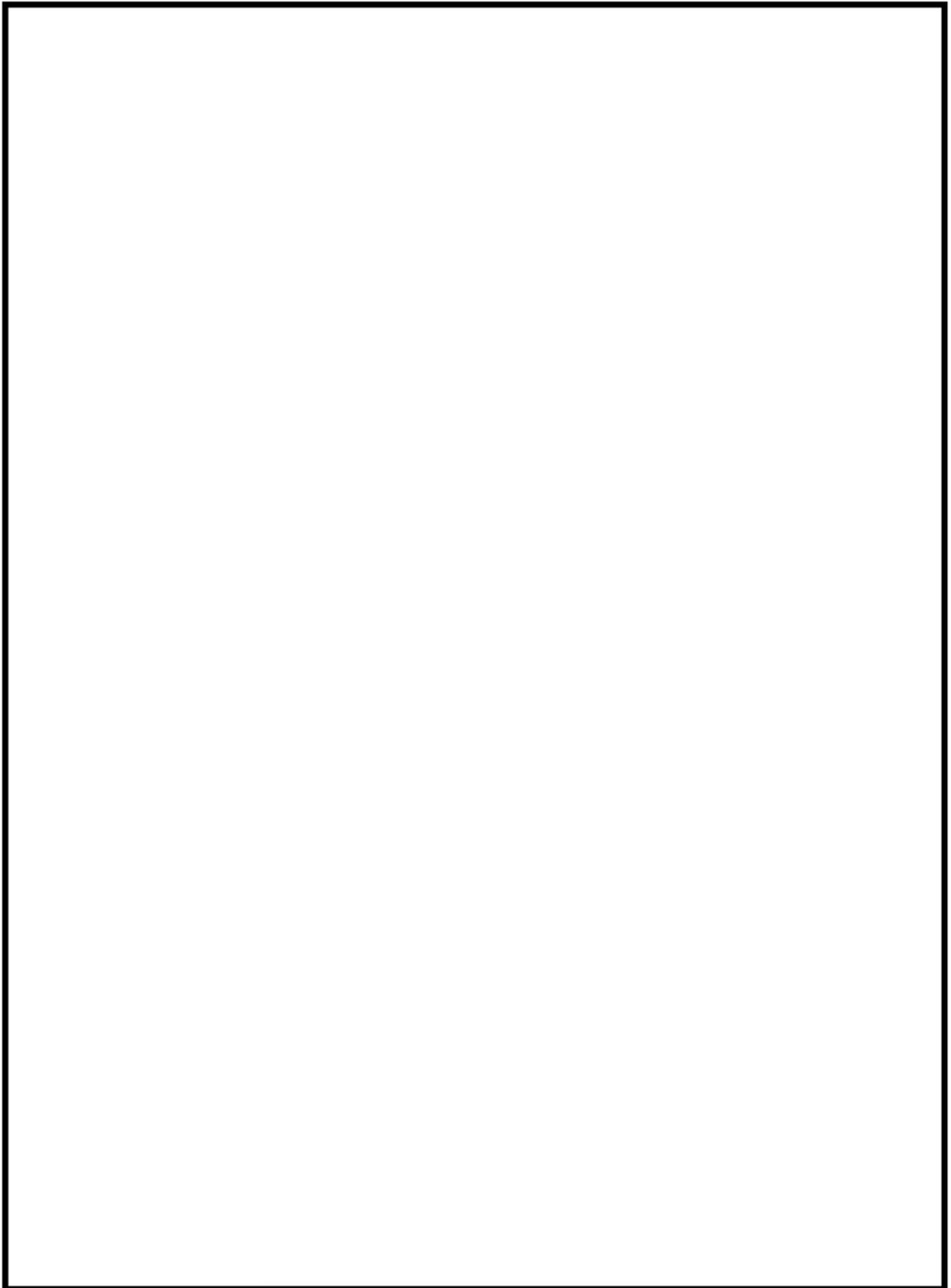


No.	高浜 1 - 低サイクル疲労 - 4 rev1	事象：疲労												
質 問	<p>(別冊-1 ポンプ-2 一次冷却材ポンプ-10 頁) 一次冷却材ポンプケーシングの疲労累積係数の算出根拠(解析モデル、材料物性、最大評価点の選定、応力分類、Ke 係数、環境評価パラメータを含む)を提示すること。</p>													
回 答	<p>1 次冷却材ポンプケーシングの疲労累積係数の算出根拠を以下に示します。</p> <p>1. 解析モデル 添付 1 に解析モデルを示します。</p> <p>2. 材料物性 材料物性値を以下に示します。</p> <table border="1" data-bbox="464 898 1329 1122"> <thead> <tr> <th rowspan="2">材料</th> <th colspan="2">設計応力強さ</th> </tr> <tr> <th>S m (MP a)</th> <th>温度 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="border: 2px solid black;"></td> <td></td> <td>2 8 8 . 6</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 最大評価点の選定 解析モデル上の評価点及び最大評価点の選定結果を、添付 2 に示します。</p> <p>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、応力評価のフローを添付 3 に示します。</p> <table border="1" data-bbox="429 1451 1366 1624"> <thead> <tr> <th>状態</th> <th>荷重の組合せ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>供用状態 A, B</td> <td>圧力+機械的荷重+自重+熱膨張荷重+熱過度荷重</td> </tr> </tbody> </table> <p>5. Ke 係数 評価に用いたKe 係数を添付 4 に示します。</p> <p>6. 環境評価パラメータ 評価に用いた環境評価パラメータ (環境効果補正係数 fen) を添付 4 に示します。</p>		材料	設計応力強さ		S m (MP a)	温度 (°C)			2 8 8 . 6	状態	荷重の組合せ	供用状態 A, B	圧力+機械的荷重+自重+熱膨張荷重+熱過度荷重
材料	設計応力強さ													
	S m (MP a)	温度 (°C)												
		2 8 8 . 6												
状態	荷重の組合せ													
供用状態 A, B	圧力+機械的荷重+自重+熱膨張荷重+熱過度荷重													

内は商業機密に属しますので公開できません



1次冷却材ポンプケーシング 解析モデル

内は商業機密に属しますので公開できません

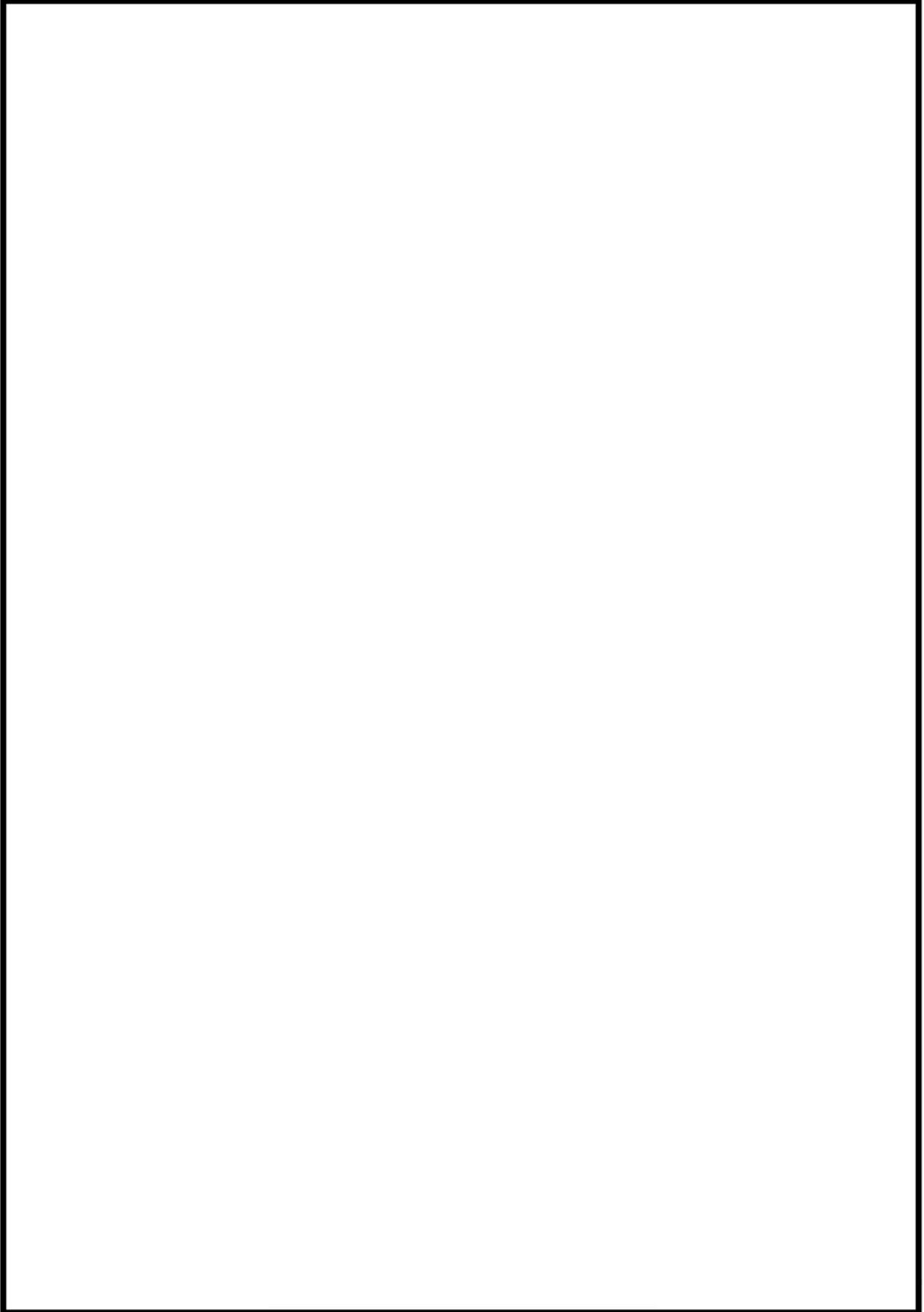
低サイクル疲労評価における FEM モデルの妥当性について

当社では、原子炉施設の許認可申請等に係る解析業務を行う際に、解析業務における品質管理を確実にするための調達管理のルールを定めています。具体的には、調達先に対して「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン」（原子力安全推進協会）に従った品質管理の実施を要求し、当社も同ガイドラインに従って、調達先が定めた解析業務計画に従って実施しているプロセスの確認をしています。

そのプロセスの中には、「入力根拠の明確化」、「解析結果の検証」が定められており「入力根拠の明確化」では解析モデル作成に関する寸法、境界条件など数値の根拠が明示されることとなります。「解析結果の検証」では入力データの確認の他に他の類似解析結果等との比較検証を行うことが含まれています。これらの活動が、解析実施者だけでなく審査者を含む組織として適切に実施していることを、当社は審査で確認しています。

従って当社は、解析業務の調達先が、解析業務の FEM モデル作成について、明確な根拠をもとに作成され、その結果は過去の類似解析結果などと比較して妥当な結果となっていることを確認しています。

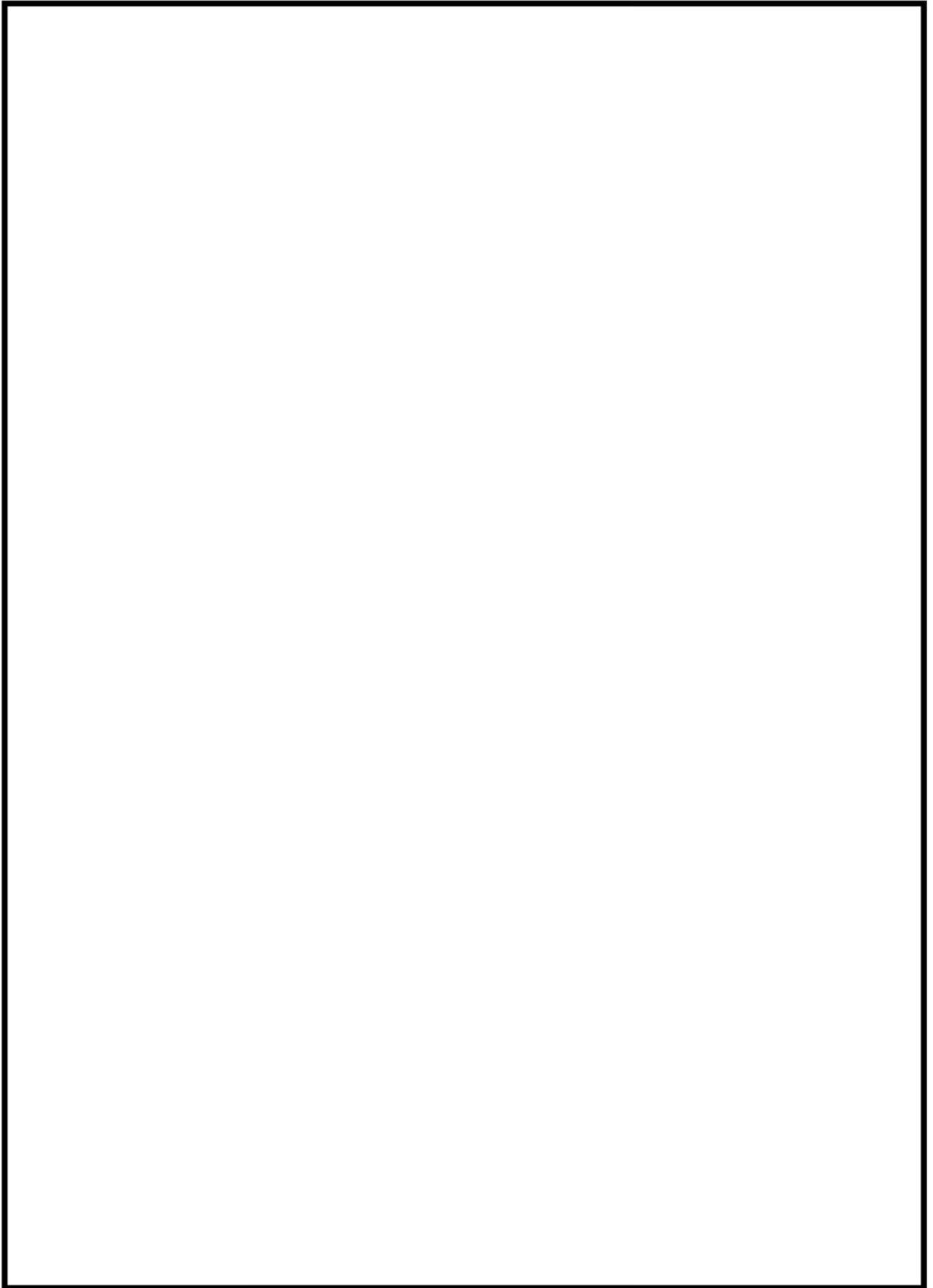
例えば、ある調達先においては FEM モデルを作成するにあたって、構造不連続部のピーク応力が適切に計算されるように、適切なメッシュ分割になっていること、適切な評価断面を想定した分割になっていること等を「入力根拠の明確化」、「解析結果の検証」の段階で確認し、モデルの妥当性を確認しています。そのようなチェックポイントは、技術文献記載の知見や過去からの解析結果のフィードバックをもとに整備された調達先社内標準のチェックシートを用いて組織的に確認しています。



1 次冷却材ポンプケーシング 評価点 (1 / 5)



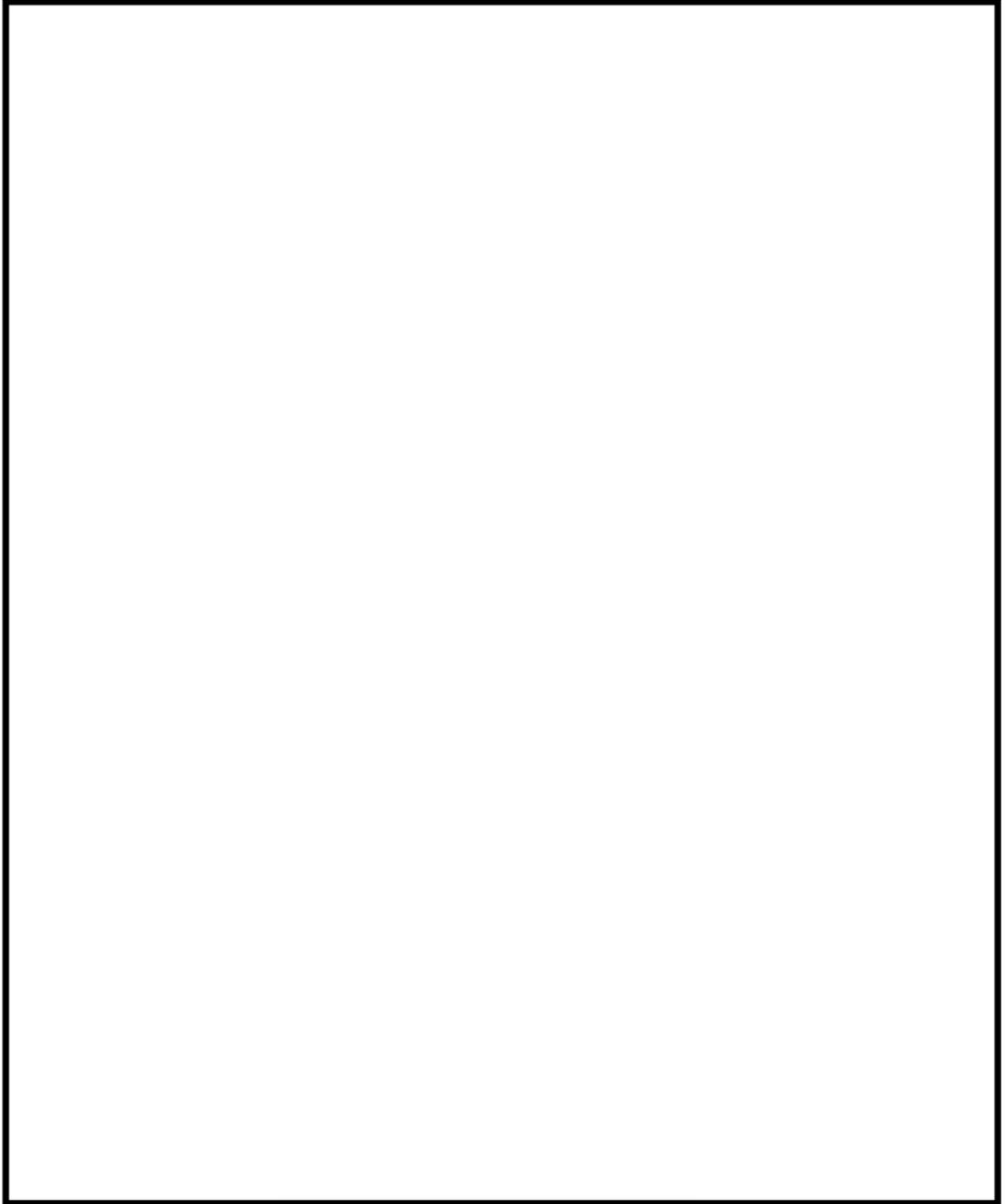
内は商業機密に属しますので公開できません



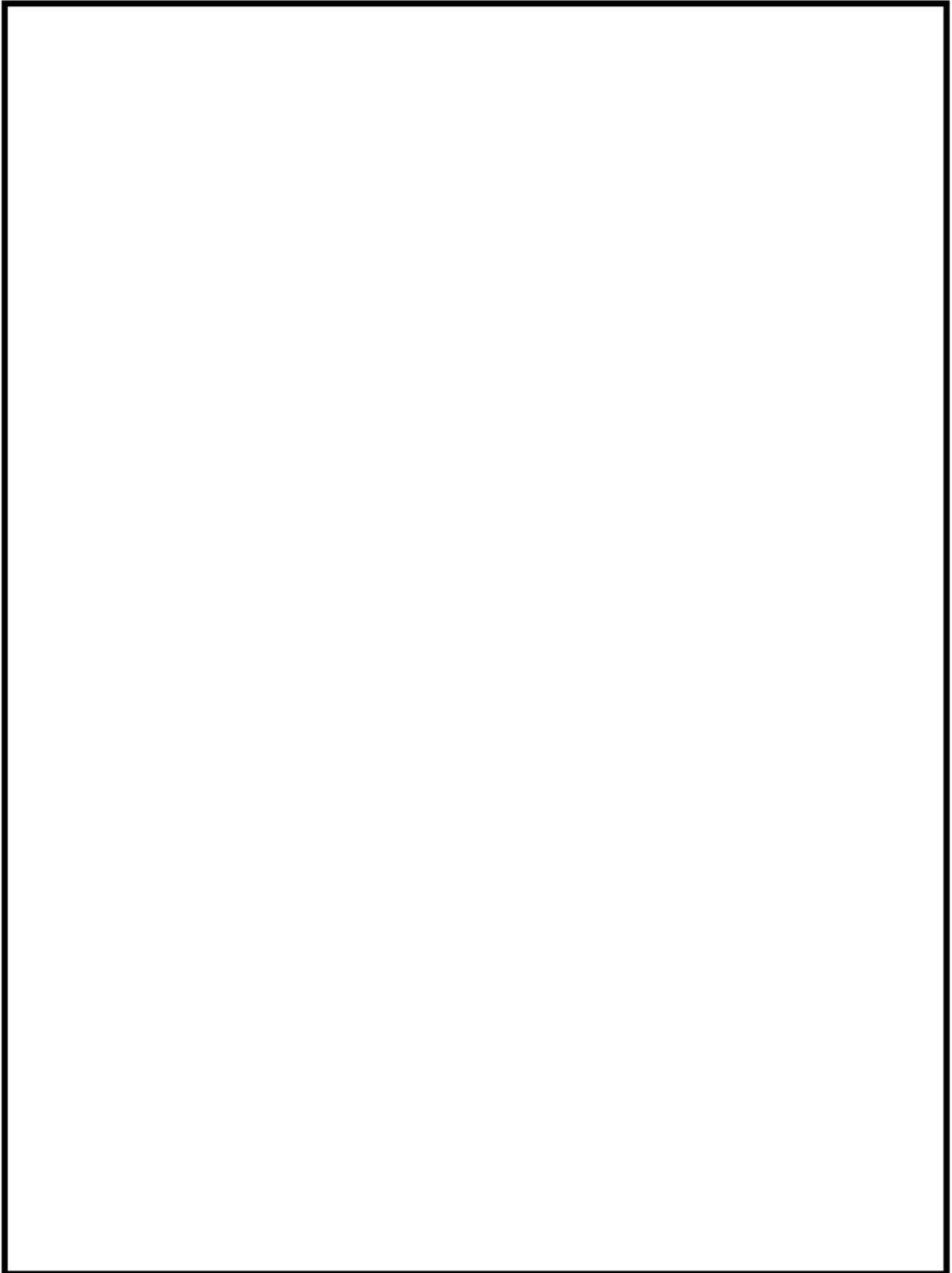
1次冷却材ポンプケーシング 評価点 (2/5)



内は商業機密に属しますので公開できません

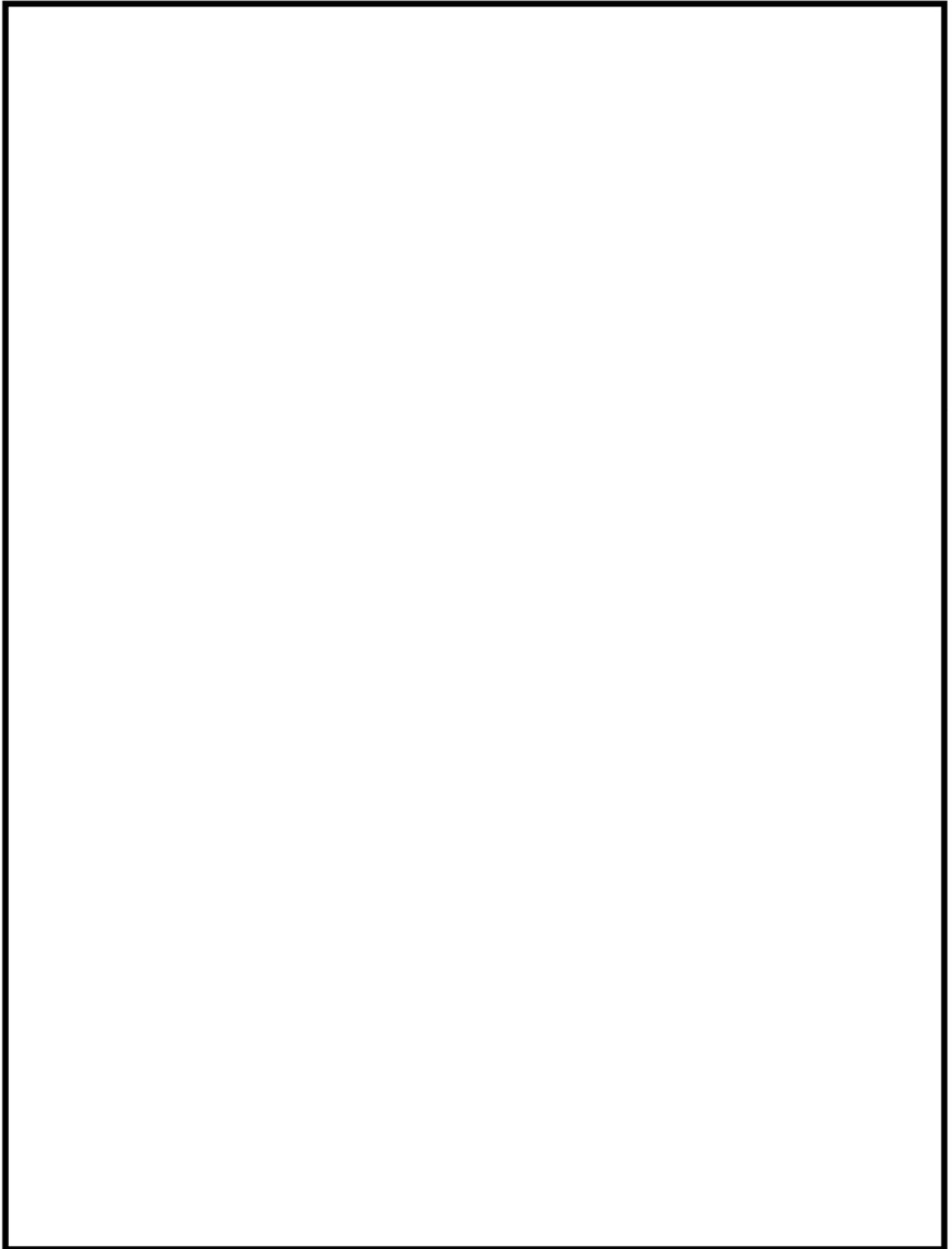


1次冷却材ポンプケーシング 評価点 (3/5)



1次冷却材ポンプケーシング 評価点 (4/5)

内は商業機密に属しますので公開できません



1次冷却材ポンプケーシング 評価点 (5/5)

内は商業機密に属しますので公開できません

1次冷却材ポンプケーシング 最大疲労評価点の選定 (吸込ノズル)

Location		Usage Factor		
		S1-S2	S2-S3	S3-S1
45882	IN			0.00012
45946	OUT			
48704	IN			
48728	OUT			
60234	IN			
62173	OUT			
61057	IN			
58036	OUT			

吸込ノズル疲労評価結果 (評価点 : 48704)

STRESS INTENSITY		NUMBER OF CYCLES		USAGE FACTOR
MAXIMUM	MINIMUM	N	N*	
	KE	ALT		

TOTAL = 0.00012

→通常 UF : 0.001

1 次冷却材ポンプケーシング 最大疲労評価点の選定 (吐出ノズル)

Location		Usage Factor		
		S1-S2	S2-S3	S3-S1
6003	IN		0.02198	
6016	OUT			
57367	IN			
58927	OUT			
59977	IN			
59150	OUT			
60337	IN			
58858	OUT			
60786	IN			
59125	OUT			

吐出ノズル疲労評価結果 (評価点 : 6003)

STRESS INTENSITY				NUMBER OF CYCLES		USAGE
MAXIMUM	MINIMUM	KE	ALT	N	N*	FACTOR
[Redacted Data]						

TOTAL = | 0.02198 |

→通常 UF : 0.022

内は商業機密に属しますので公開できません

1 次冷却材ポンプケーシング 最大疲労評価点の選定 (支持脚 (1))

Location		Usage Factor		
		S1-S2	S2-S3	S3-S1
57546	IN			
58075	OUT			
59214	IN			
58270	OUT			
59813	IN			
59101	OUT			
61124	IN			
58316	OUT			
557546	IN			
558075	OUT			
559310	IN			
558071	OUT			

1 次冷却材ポンプケーシング 最大疲労評価点の選定 (支持脚 (2))

Location		Usage Factor		
		S1-S2	S2-S3	S3-S1
57825	IN			
61374	OUT			
59238	IN			
58921	OUT			
59737	IN			
58792	OUT			
59889	IN			
58507	OUT			

1 次冷却材ポンプケーシング 最大疲労評価点の選定 (支持脚 (3))

Location		Usage Factor		
		S1-S2	S2-S3	S3-S1
557825	IN			
561374	OUT		0.23487	
559238	IN			
558921	OUT			
559737	IN			
558792	OUT			
559889	IN			
558507	OUT			

支持脚 (3) 疲労評価結果 (評価点 : 561374)

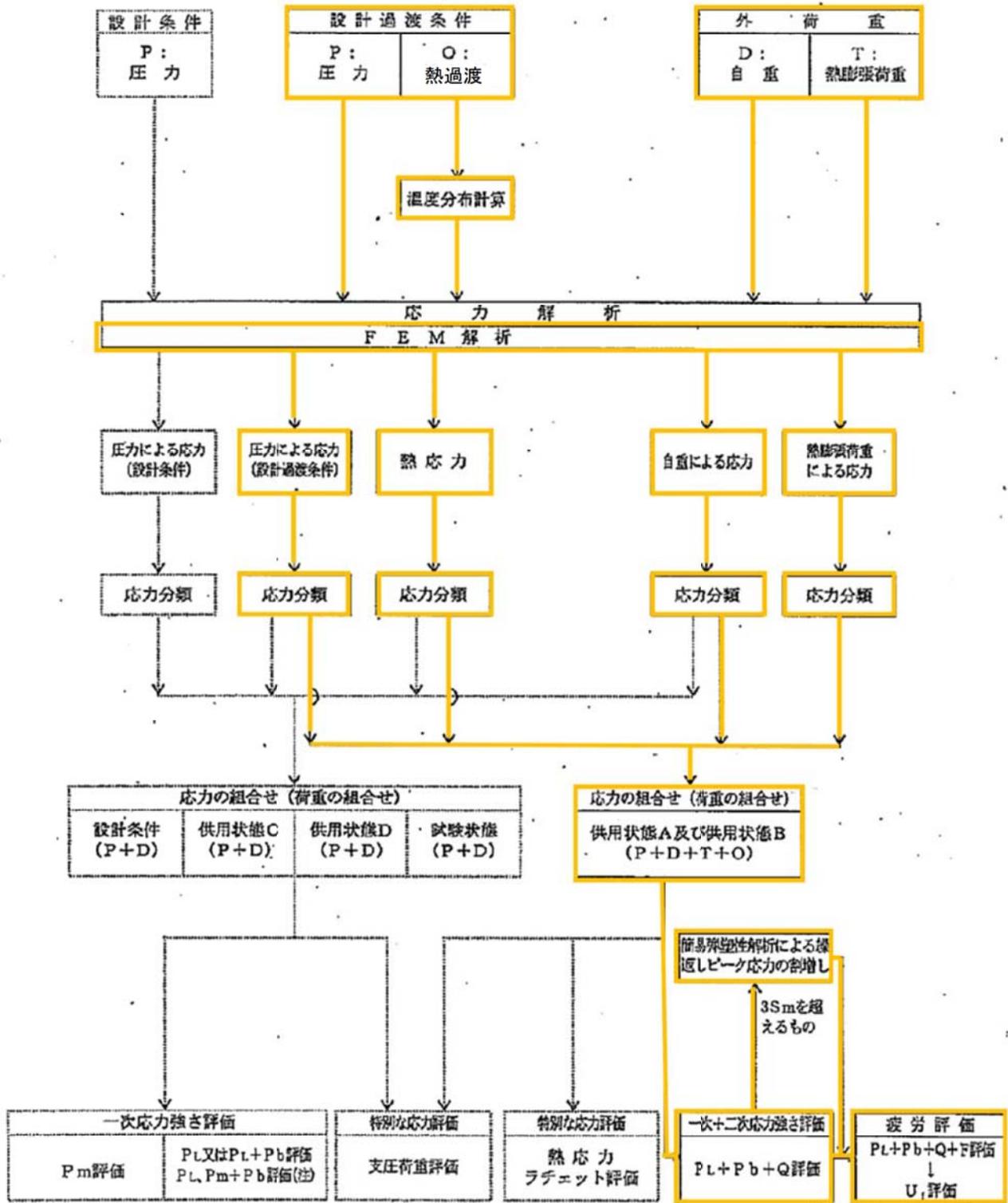
STRESS INTENSITY				NUMBER OF CYCLES		USAGE
MAXIMUM	MINIMUM	KE	ALT	N	N*	FACTOR

TOTAL = | 0.23487 |

→通常 UF : 0.235

内は商業機密に属しますので公開できません

応力評価フロー



(注) 試験状態に適用
(……部分は本評価では対象外)

Ke係数と環境疲労パラメータ (吸込ノズル 評価点 48704) (詳細評価手法)

過渡条件 記号	一次十二次+ ピーク応力強さ		疲労増し 係数	繰返しピーク 応力強さ	変遷渡 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
	smax	smin							
A			KE	補正前 salt	n	n*	u	fen	uen
B				補正後 salt'					

合計: 0.0035

→環境 UF: 0.001

内は商業機密に属しますので公開できません

Ke係数と環境疲労パラメータ (吐出ノズル 評価点 6003) (詳細評価手法)

過渡条件 記号	一次+二次+ ピーク応力強さ		割増し 係数 KE	繰返しピーク 応力強さ		受過渡 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
	smax	smin		補正前 salt	補正後 salt'					
A						n	n*	u	fen	uen
B										
合計: 0.33620										

→環境 UF : 0.337

内は商業機密に属しますので公開できません

Ke係数と環境疲労パラメータ (支持脚 評価点 59737) (詳細評価手法)

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	評定繰返し 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
	smax	smin		補正前 salt	補正後 salt'					
A			MC			n	n#	u	fen	uon
B										
合計: 0.12994										

→環境UF: 0.130

内は商業機密に属しますので公開できません

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を超える過渡の温度、ひずみ履歴を示す。

(1) 吸込ノズル

a. 過渡 2I1,2D3

--

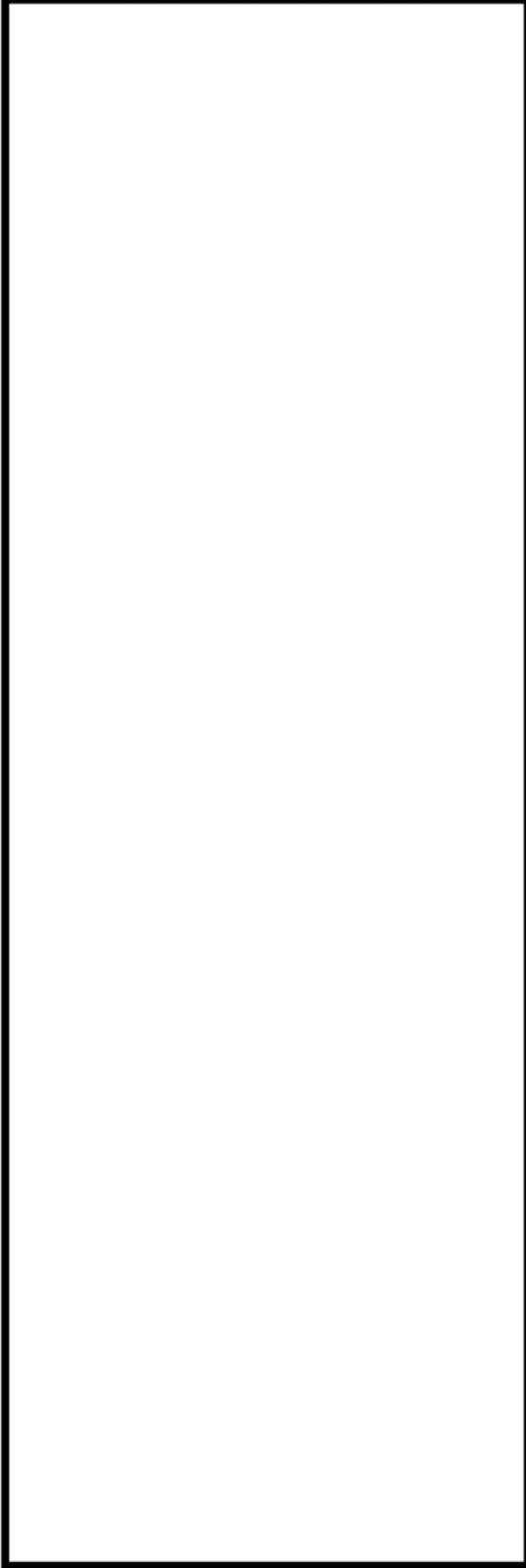
b. 過渡 2I1,2G1

--

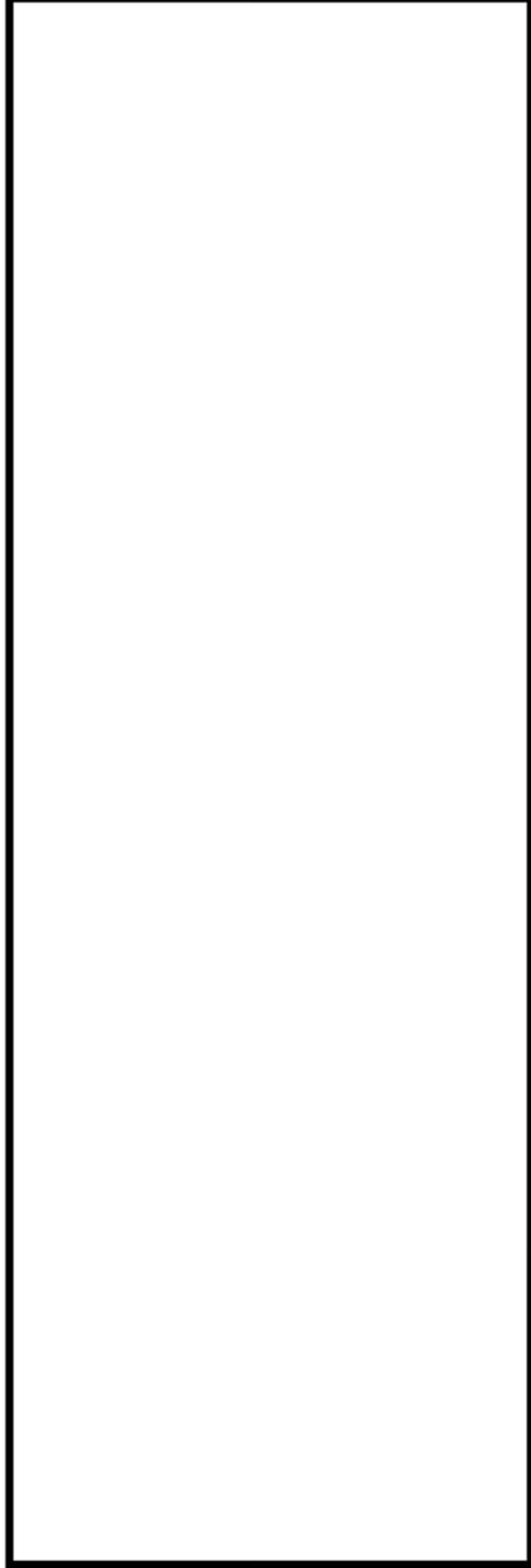
内は商業機密に属しますので公開できません

(2) 吐出ノズル

a. 過渡 2D3,1A1



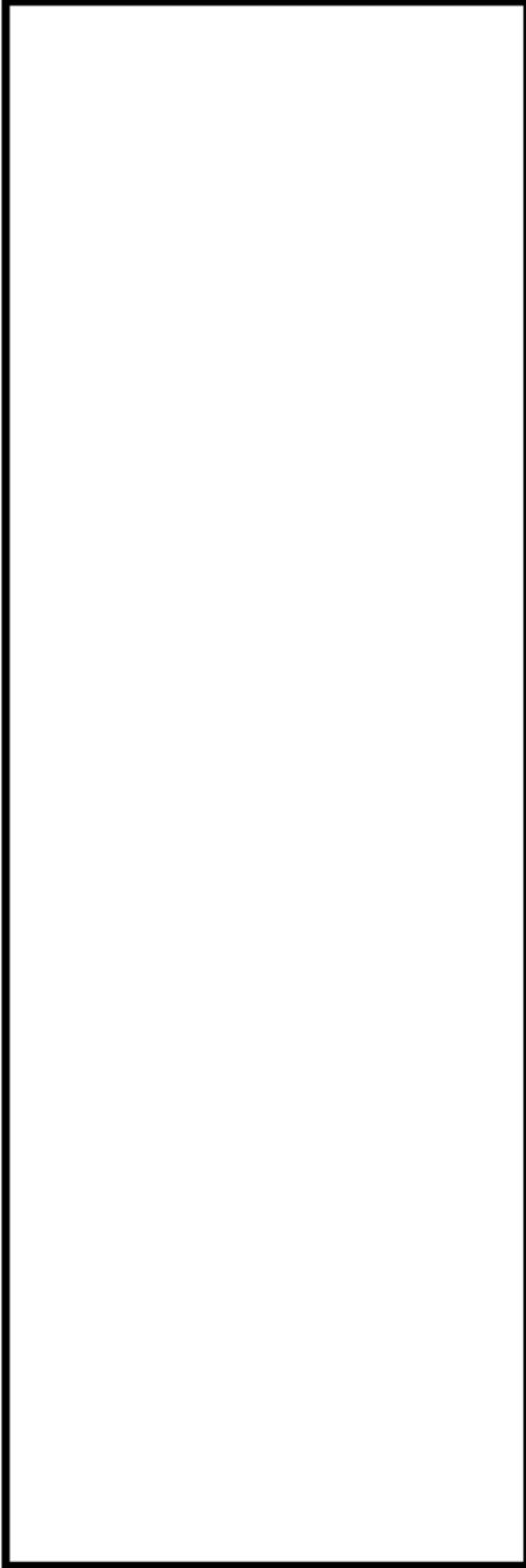
b. 過渡 1B1,1A1



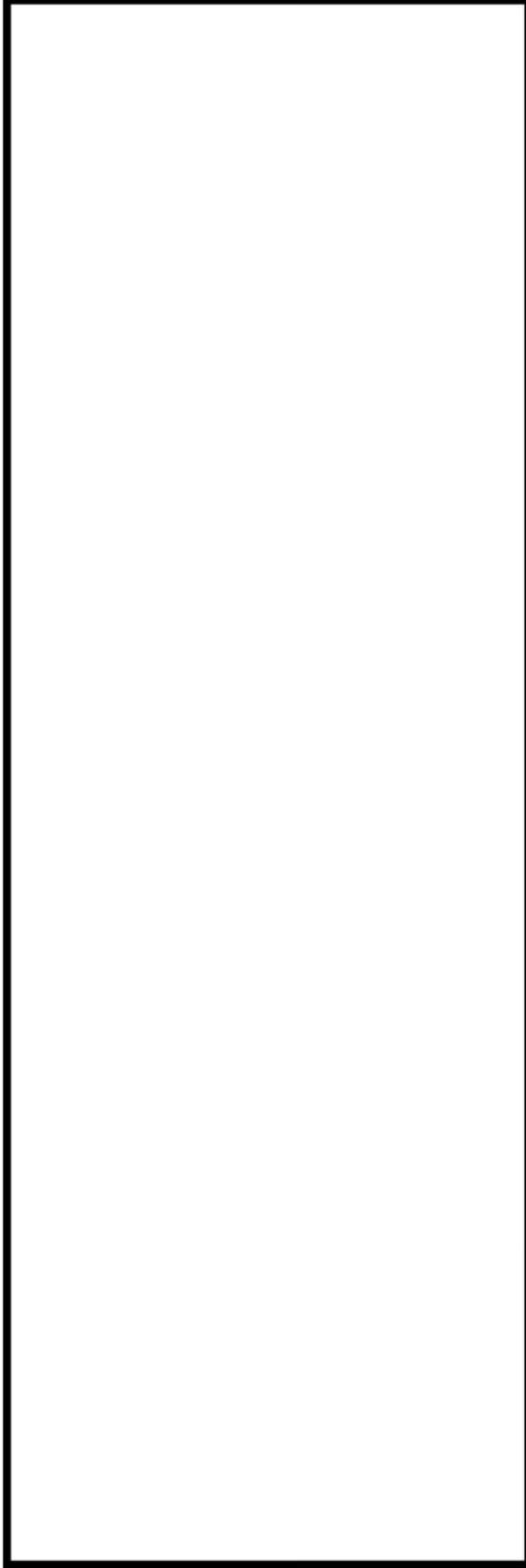
内は商業機密に属しますので公開できません



c. 過渡 1B1,2I1

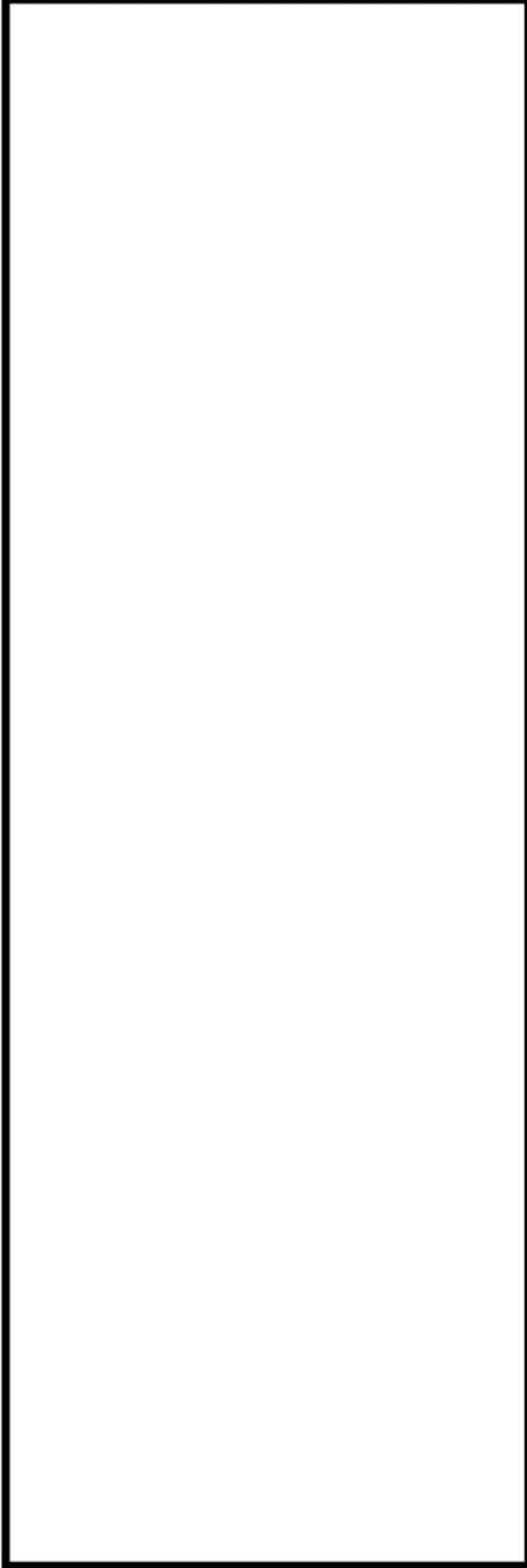


d. 過渡 2G1,2I1



内は商業機密に属しますので公開できません

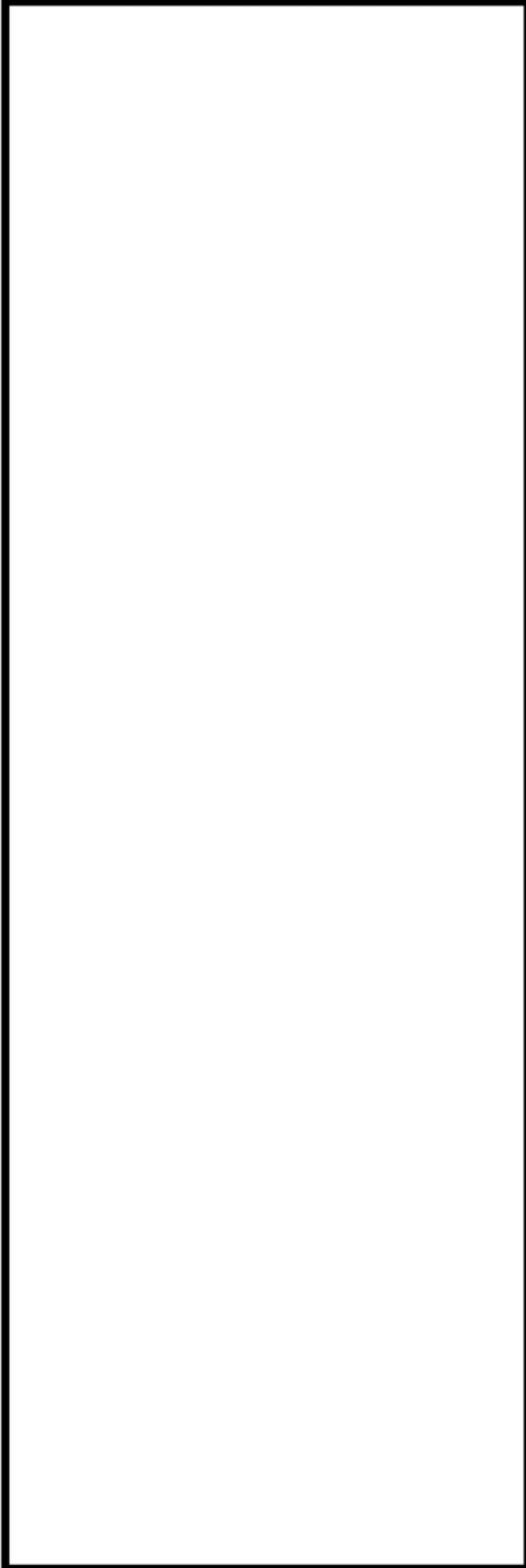
e. 過渡 2I2,2I1



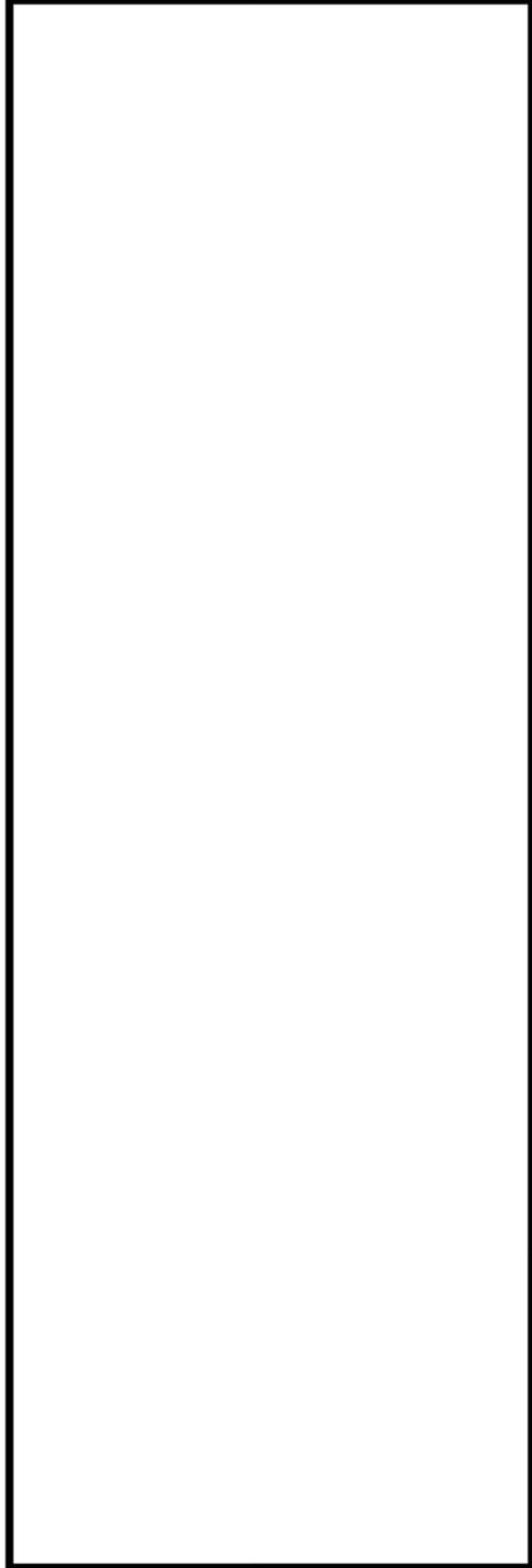
内は商業機密に属しますので公開できません

(3) 支持脚

a. 過渡 2D3,1A1



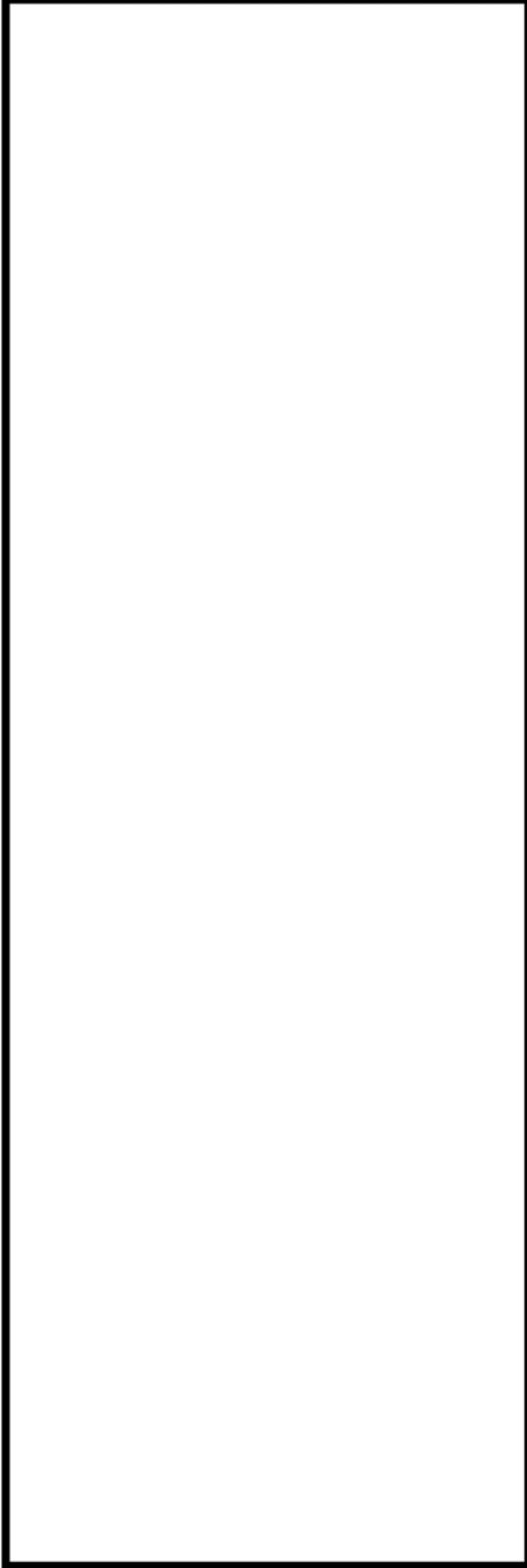
b. 過渡 1B1,1A1



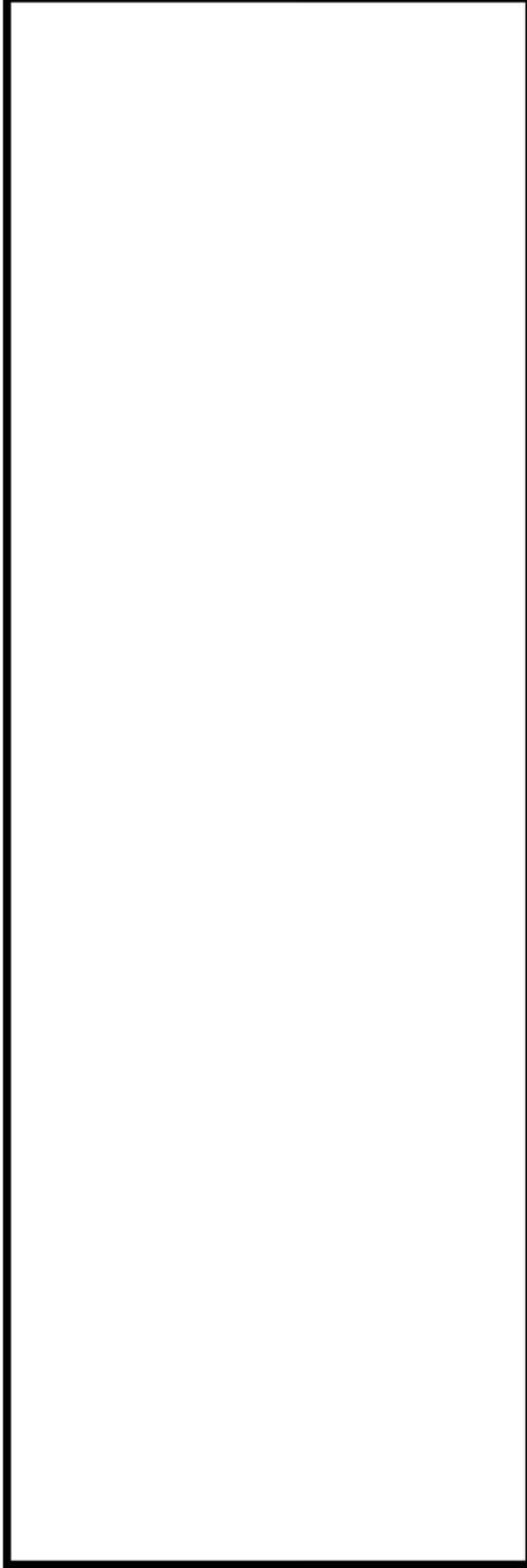
内は商業機密に属しますので公開できません



c. 過渡 1B1,2I1

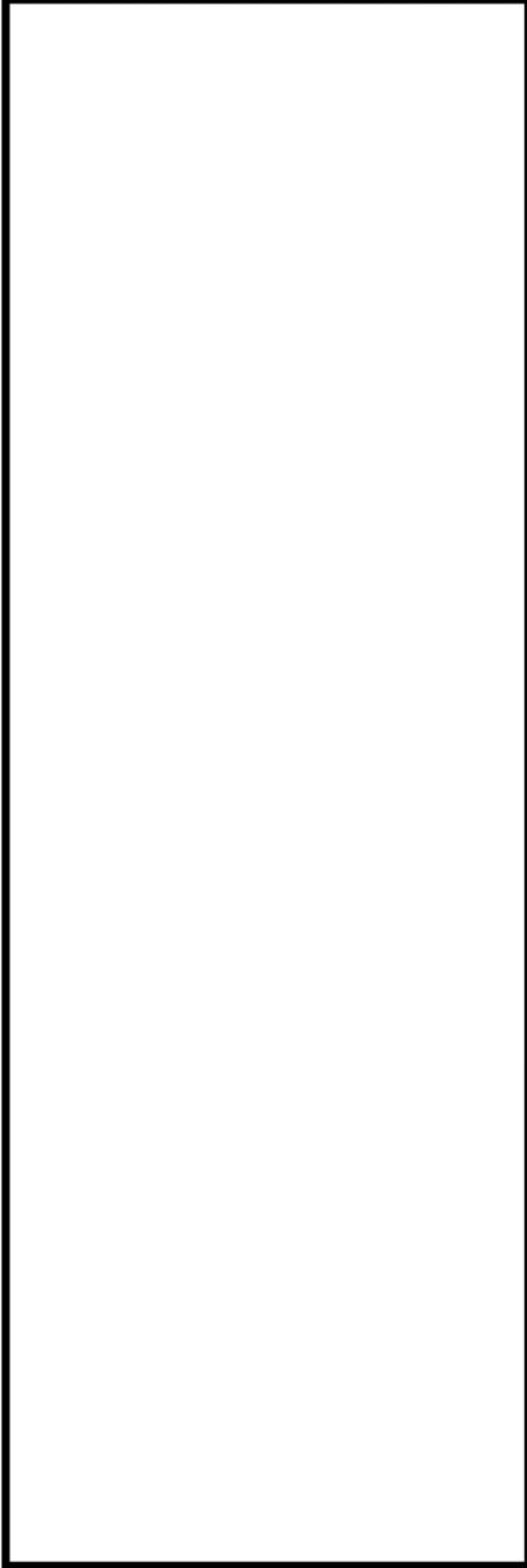


d. 過渡 2G1,2I1



内は商業機密に属しますので公開できません

e. 過渡 2I2,2I1



内は商業機密に属しますので公開できません

高浜1～4号炉 一次冷却材ポンプケーシング疲労評価結果の比較

下表に高浜1～4号炉の一次冷却材ポンプケーシングの疲労評価結果を示します。環境疲労評価手法による解析結果を比較すると、高浜1・2号炉のケーシング脚部、ケーシング吐出ノズルの環境UFが3・4号機の環境UFに比べて小さくなっています。これは支持脚取付位置の相違等により、1・2号機の一次冷却材ポンプ吐出ノズルにかかる熱膨張による外荷重が、3・4号機に比べて小さいためであると考えています。高浜1号と高浜3号を例にして説明します。

高浜1～4号炉 一次冷却材ポンプケーシング疲労評価結果の比較

高浜1号炉 評価対象部位	疲労累積係数（許容値：1以下）	
	設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
ケーシング脚部	0.235	0.130
ケーシング吐出ノズル	0.022	0.337
ケーシング吸込ノズル	0.001	0.001

高浜2号炉 評価対象部位	疲労累積係数（許容値：1以下）	
	設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
ケーシング脚部	0.185	0.104
ケーシング吐出ノズル	0.018	0.267
ケーシング吸込ノズル	0.001	0.001

高浜3号炉 評価対象部位	疲労累積係数（許容値：1以下）	
	設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
ケーシング脚部	0.099	0.753
ケーシング吐出ノズル	0.098	0.752
ケーシング吸込ノズル	0.001	0.001

高浜4号炉 評価対象部位	疲労累積係数（許容値：1以下）	
	設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
ケーシング脚部	0.097	0.731
ケーシング吐出ノズル	0.095	0.731
ケーシング吸込ノズル	0.001	0.001

高浜 1 号炉、3 号炉の環境疲労累積係数の比較

1 号炉 吐出ノズル

Ke 係数と環境疲労パラメータ (吐出ノズル 評価点 6003) (詳細評価手法)

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: 0.33620

→環境UF : 0.337

3 号炉 吐出ノズル

Ke 係数と環境疲労パラメータ (吐出ノズル 評価点 HA04I) (詳細評価手法)

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: 0.75195

→環境UF : 0.752

1 号炉、3 号炉ともに最大環境 UF に対して支配的になる過渡の組合せは、1B1-1A1 (停止&起動) であり、ピーク応力強さの差が環境 UF の差となって現れていると考えられる。

1号炉 支持脚 (吐出ノズル付近)

K e 係数と環境疲労パラメータ (支持脚 評価点 59737) (詳細評価手法)

過渡条件 記号		一次+二次+ ピーク応力強さ		割り増し 係数 KE	繰返しピーク 応力強さ		実過渡 回数 n	許容繰返し 回数 n*	疲労累積係数 u	環境効果 補正係数 fen	環境効果を考慮した 疲労累積係数 uen
A	B	smax	smin		補正前 salt	補正後 salt'					
[Redacted]											

合計: 0.12994

→環境UF : 0.130

3号炉 支持脚 (吐出ノズル付近)

K e 係数と環境疲労パラメータ (支持脚 評価点 A202I) (詳細評価手法)

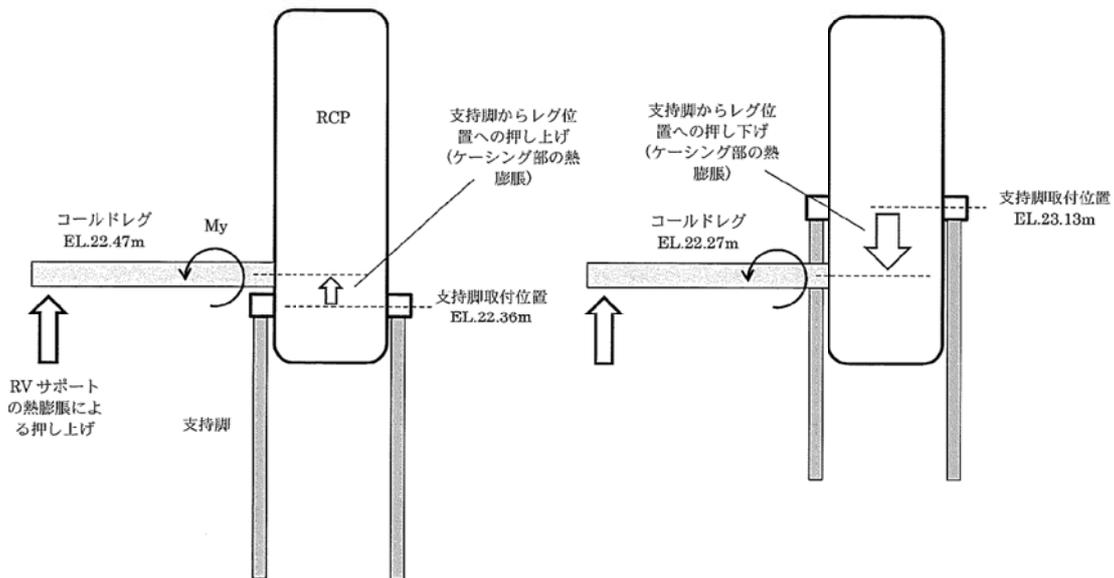
過渡条件 記号		一次+二次+ ピーク応力強さ		割り増し 係数 KE	繰返しピーク 応力強さ		実過渡 回数 n	許容繰返し 回数 n*	疲労累積係数 u	環境効果 補正係数 fen	環境効果を考慮した 疲労累積係数 uen
A	B	smax	smin		補正前 salt	補正後 salt'					
[Redacted]											

合計: 0.75208

→環境UF : 0.753

支持脚においても、吐出ノズルの傾向と同様である。

これは、下に示すイメージ図のとおり、支持脚取付位置の相違により RCP ケーシングの熱膨張による荷重がノズル部に作用する方向に違いがあることが要因と考えられる。



高浜 1号機

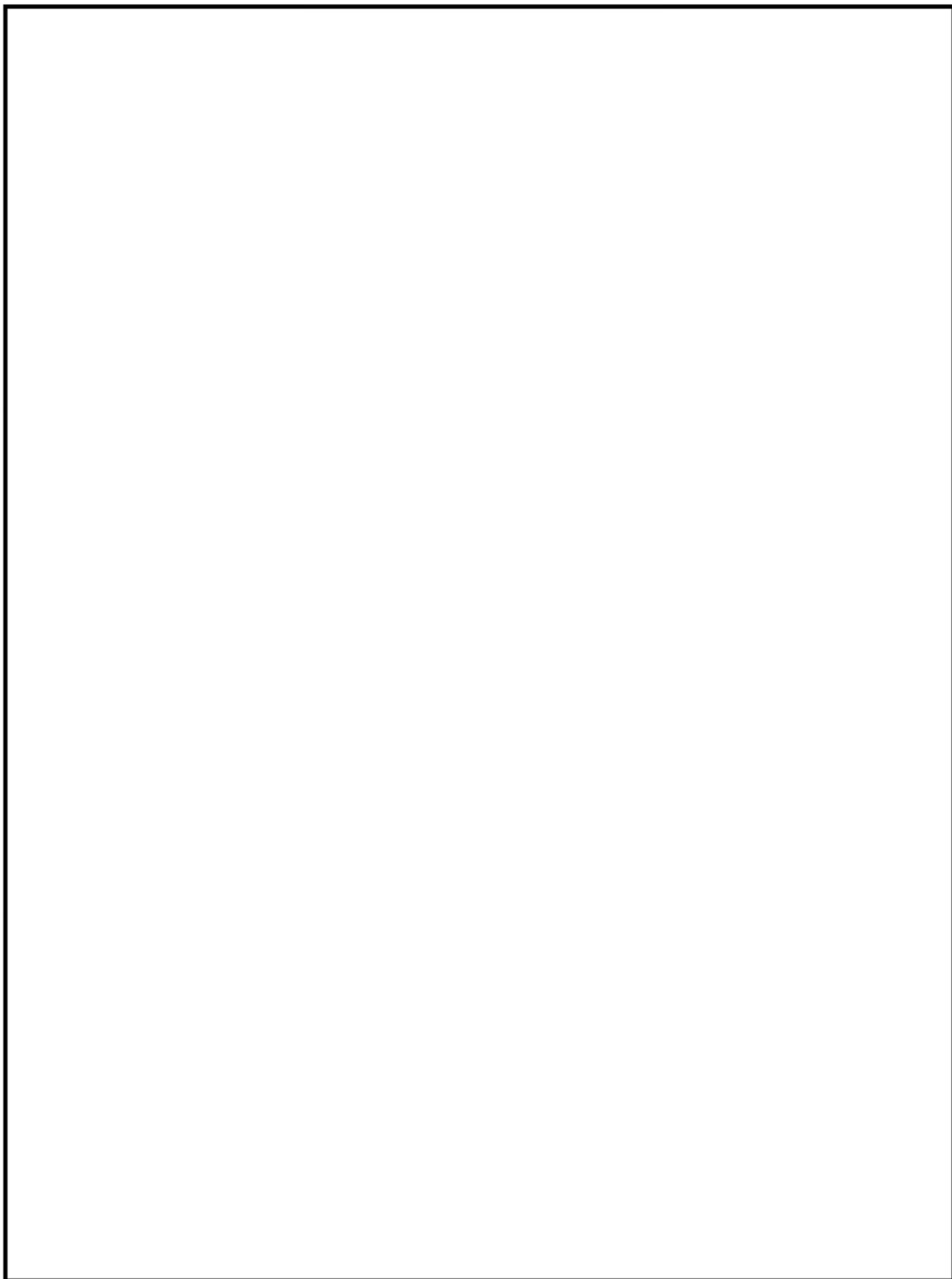
高浜 3号機

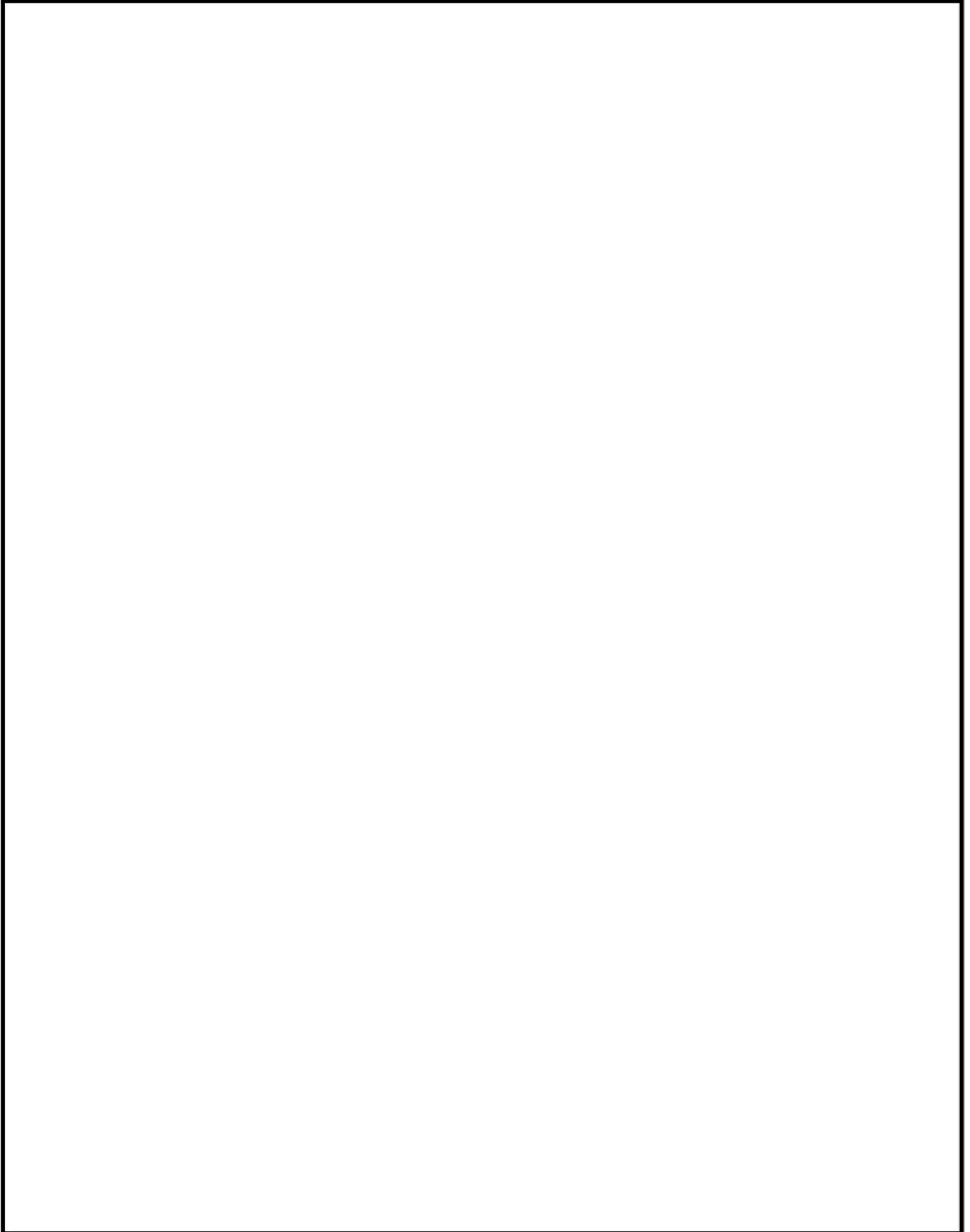
1号炉と3号炉の構造の違い (イメージ)

内は商業機密に属しますので公開できません

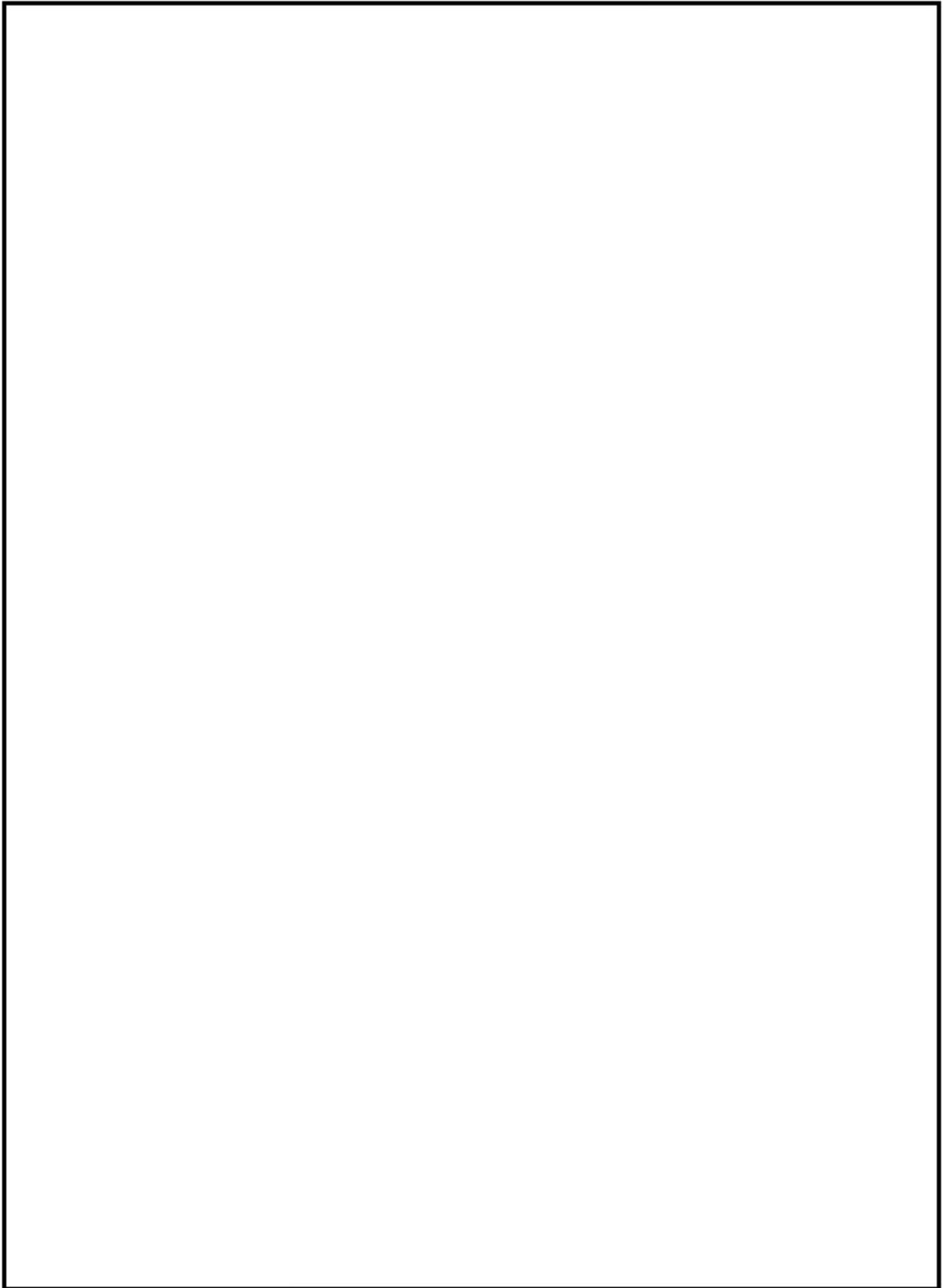
No.	高浜1-コンクリート鉄骨-4	事象：アルカリ骨材
質 問	<p>(別冊-11コンクリート構造物-14頁)</p> <p>2014年に実施した相対湿度の測定位置並びに測定結果及びアルカリ骨材反応の評価対象の選定過程を提示すること。</p> <p>アルカリ骨材反応による強度低下を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象とする理由を提示すること。</p>	
回 答	<p>2014年に実施した相対湿度の測定位置（213箇所）並びに測定結果及びアルカリ骨材反応の評価対象の選定過程は以下のとおりです。</p> <p>なお、アルカリ骨材反応による強度低下については、中性化等の劣化事象と同様に特別点検を実施したことを踏まえ、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象としましたが、結果として、これまで高経年化対策上着目すべき劣化事象でない事象として評価していたことの妥当性を示すことができたため、今後の補正により、高経年化対策上着目すべき劣化事象でない事象に見直しを実施いたします。</p> <p>1. 測定位置 添付-1「相対湿度の測定位置図」に示すとおり。</p> <p>2. 測定結果 添付-2「測定結果およびアルカリ骨材反応の評価対象の選定」に示すとおり。</p> <p>3. アルカリ骨材反応の評価対象の選定過程 アルカリ骨材反応の評価対象は、外部からのアルカリ供給および相対湿度の測定結果等から選定しています。</p> <p>(1) 外部からのアルカリ供給 外部からのアルカリ供給としての海水作用の影響を受ける取水構造物（海中帯）および非常用海水路を選定しました。</p> <p>(2) 相対湿度の測定結果 相対湿度の測定結果等より、最も大きい値が測定されたタービン建屋（基礎マット）を評価対象に選定しました。その選定結果は添付-2に示すとおりです。</p> <p>添付-1 相対湿度の測定位置図 添付-2 測定結果およびアルカリ骨材反応の評価対象の選定</p>	

相対湿度の測定位置図

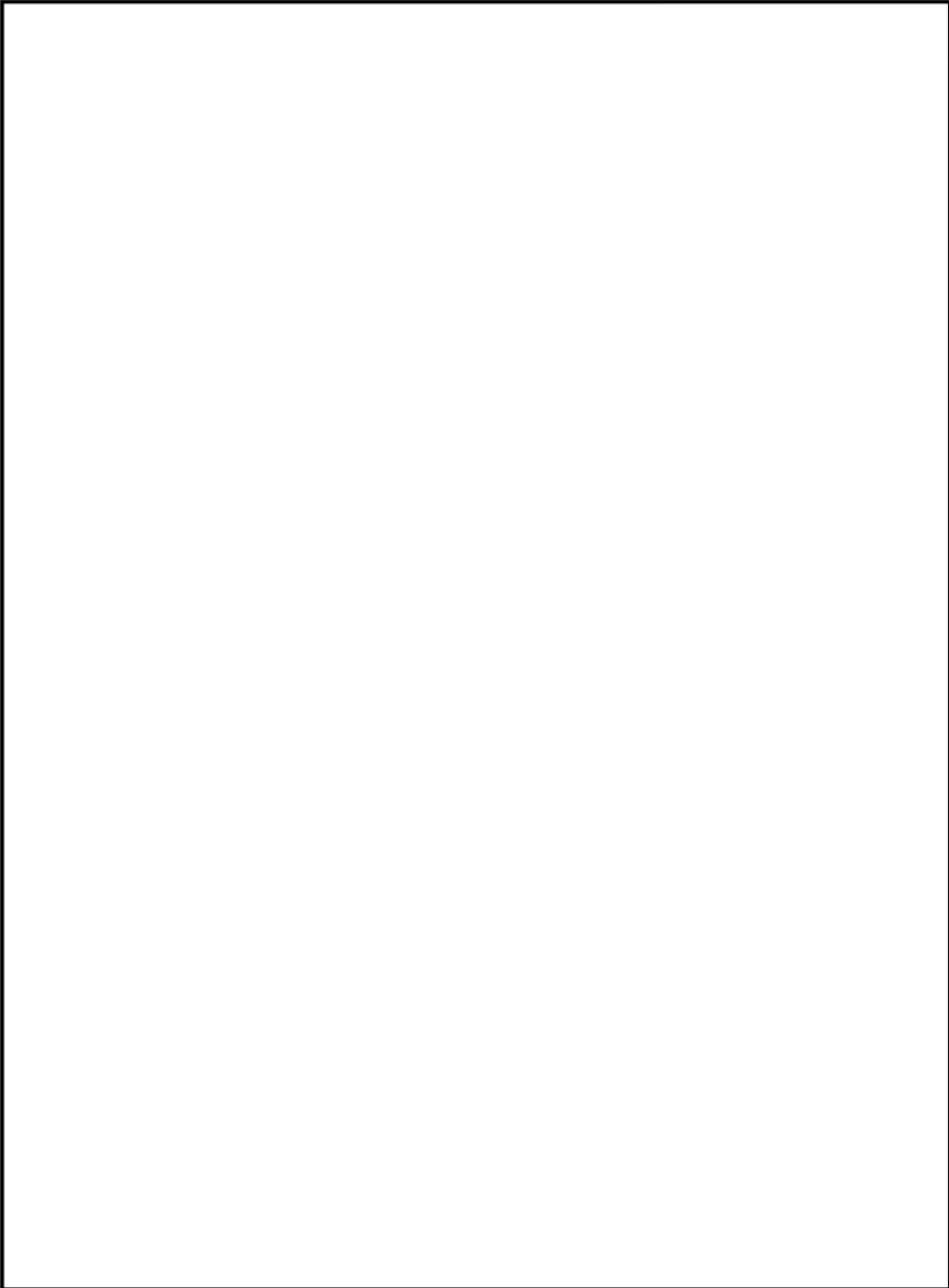


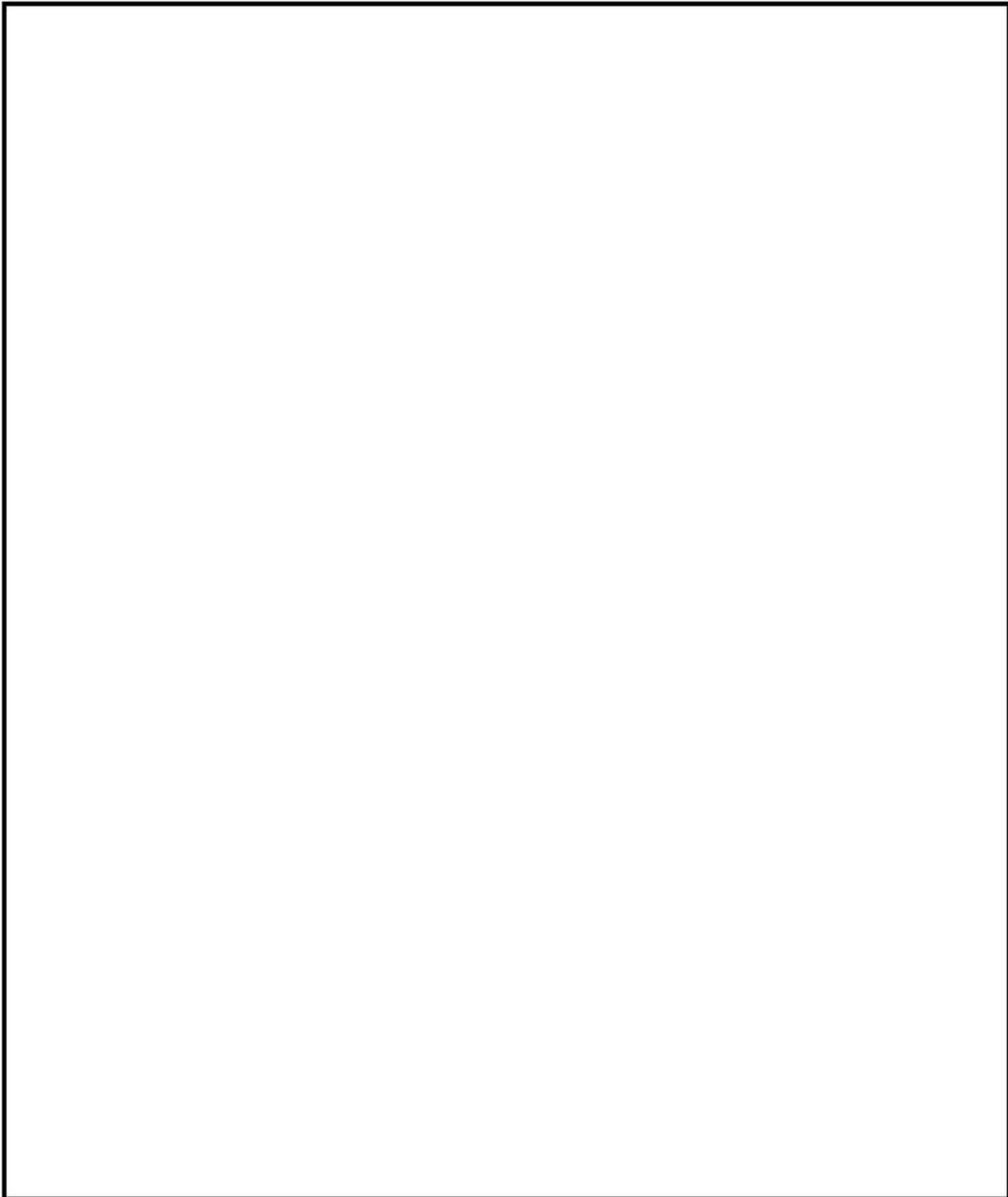


内は防護情報に属するため公開できません



内は防護情報に属するため公開できません





 内は防護情報に属するため公開できません

測定結果およびアルカリ骨材反応の評価対象の選定

対象のコンクリート構造物	対象の部位	測定結果 (対象の部位毎 の最大値)	備考
		相対湿度(%)	
原子炉格納施設等	外部遮蔽壁		補正実施
	内部コンクリート		
	基礎マット		
原子炉補助建屋	外壁		
	内壁及び床		
	使用済み燃料プール		
	基礎マット		
タービン建屋	内壁及び床		
	基礎マット		
安全機能を有する系統及び機器 又は常設重大事故等対処設備に 属する機器を支持する構造物	タービン架台		補正実施

測定期間：平成26年6月16日～9月10日

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	高浜 1 - コンクリート鉄骨 - 6	事象：腐食
質 問	(別冊-11コンクリート構造物-18頁) 溢水防護扉のパッキンの取替計画を提示すること。	
回 答	溢水防護扉のパッキンについては、1回／3年での取替を計画しています。今後、実機のパッキンの状態を点検等で確認したうえで、必要に応じ取替計画の見直しを検討していきたいと考えています。	

No.	高浜 1 -コンクリート鉄骨- 1 3	事象：機械振動
質 問	<p>(別冊-11コンクリート構造物-33頁) 「これまでこのようなひび割れなどの異常は確認されていない。」とする根拠を提示すること。</p>	
回 答	<p>「原子力発電所建築設備点検要綱指針」に基づき、定期的に点検を実施した結果、コンクリート表面に有害なひび割れは確認されておりません。点検結果を、添付-1「平成26年度 高浜発電所 建物点検報告書(抜粋)」に示します。</p> <p>添付-1 平成26年度 高浜発電所 建物点検報告書(抜粋)</p>	

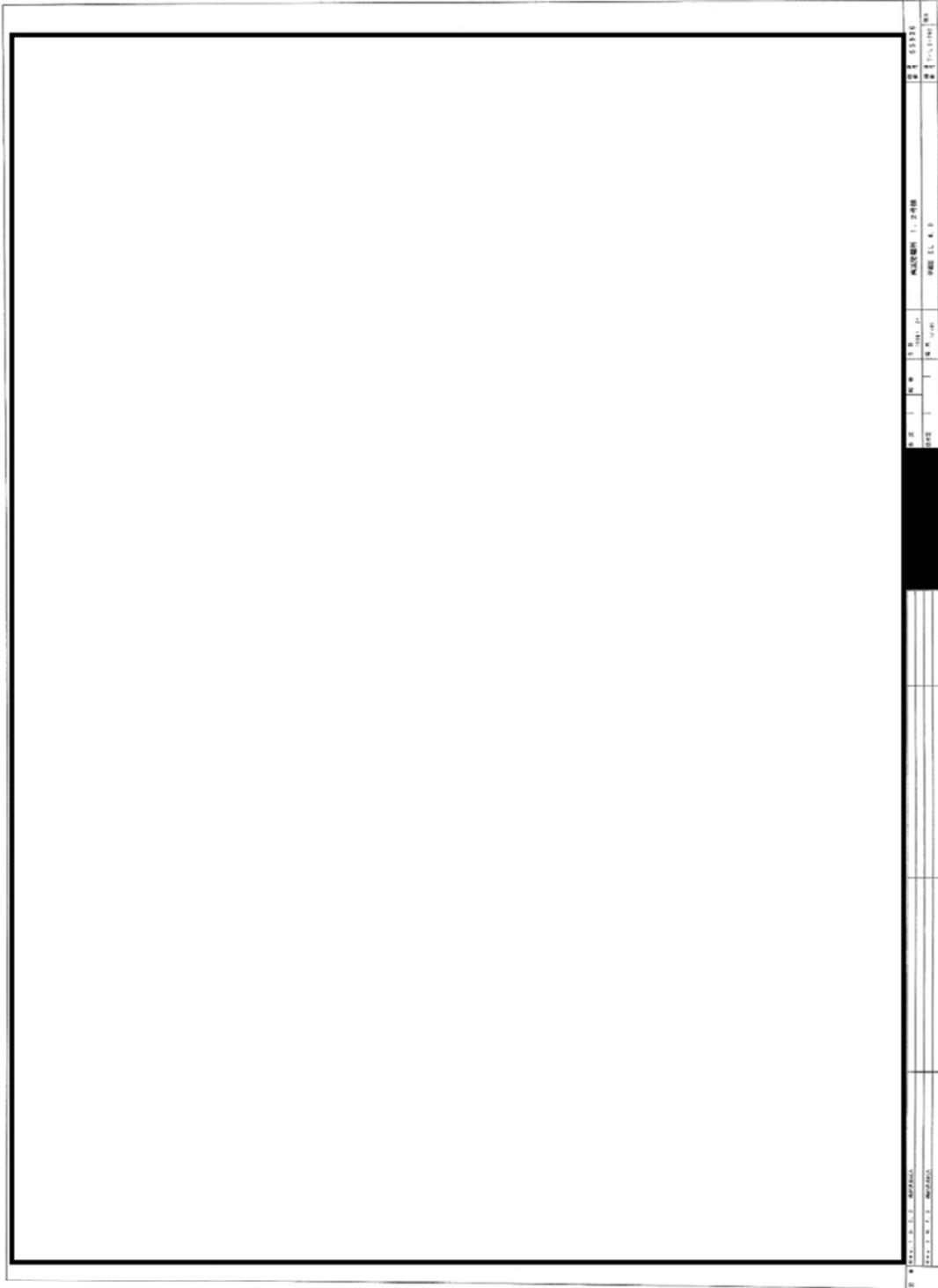
点検調査記録用紙(特式B-1)		点検調査記録用紙 (Aクラス建物)							
発電所名称	高浜発電所	1号機	履歴名称 (履歴番号)	1号機中間冷却器(2次系) (17)	Aクラス	点検年月日	平成26年11月1日	点検者	関西電力㈱



内は商業機密に属しますので公開できません

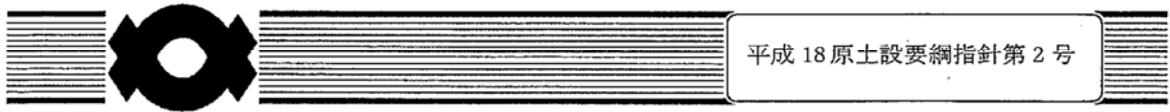
点検調査記録用紙(様式9)		点検調査記録用紙 (Bクラス建物)				点検者		点検者	
発電所名称	高浜発電所 1号機	建屋名称 (建屋番号)	1号機タービン建屋 (21)	B クラス	点検年月日	平成 26 年 7 月 / 日	点検者	点検者	監査者力源

内は商業機密に属しますので公開できません



内は防護情報に属するため公開できません

No.	高浜 1 - コンクリート鉄骨 - 1 4	事象：アルカリ骨材
質 問	<p>(別冊-11コンクリート構造物-35頁) 「アルカリ骨材反応に起因すると判断されるひび割れなどは発見されていない。」とする根拠を提示すること。</p>	
回 答	<p>「原子力発電所建築設備点検要綱指針」および「原子力発電所土木設備点検要綱指針」に基づき、定期的に点検を実施した結果、アルカリ骨材反応に起因する事象は確認されておりません。点検結果を、添付-3「平成26年度 高浜発電所 建物点検報告書(抜粋)」、添付-4「高浜発電所 土木設備点検 高浜発電所1号機 報告書(抜粋)」に示します。</p> <p>【参考】 アルカリ骨材反応に起因するひび割れは、鉄筋による拘束が小さい場合には互いに120°の角度で発生する網目状のひび割れとなり、鉄筋による拘束が大きい部材では、鉄筋方向が卓越したひび割れとなる。ひび割れ以外の表面変状として、ゲルの浸出、ポップアウトが生じる場合もある。</p> <p>出典：日本建築学会 原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説 2008</p> <p>添付-1 原子力発電所建築設備点検要綱指針(抜粋) 添付-2 原子力発電所土木設備点検要綱指針(抜粋) 添付-3 平成26年度 高浜発電所 建物点検報告書(抜粋) 添付-4 高浜発電所 土木設備点検 高浜発電所1号機 報告書(抜粋)</p>	



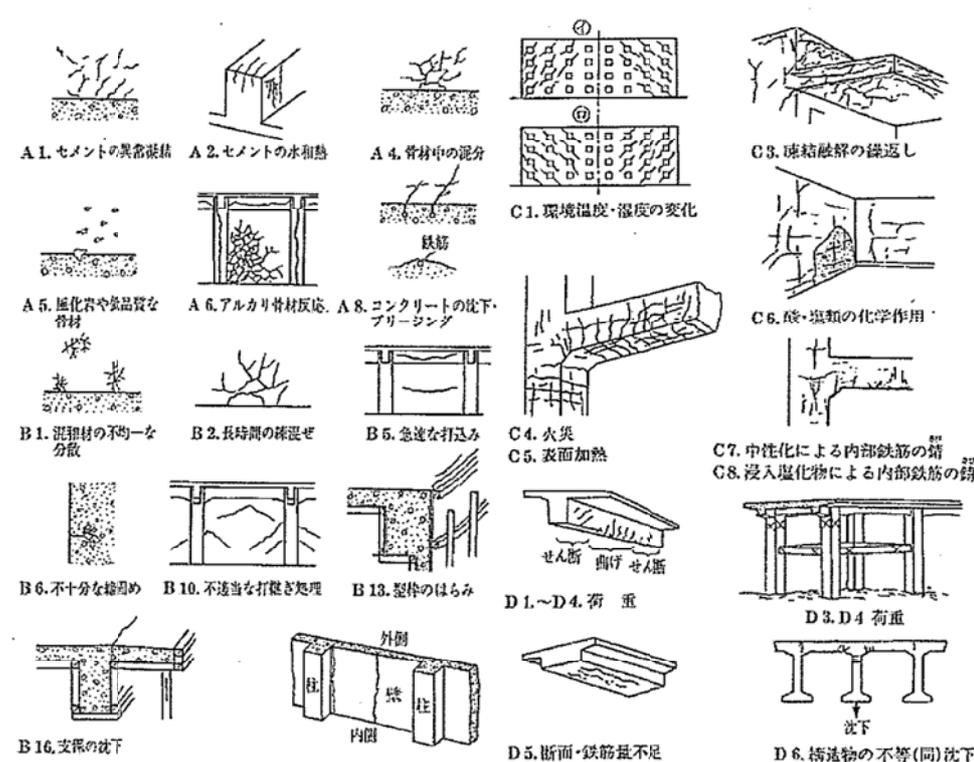
原子力発電所建築設備点検要綱指針

平成19年 2月28日 制 定

平成26年 2月24日 最終改正

目視点検によるコンクリート構造物の劣化の評価基準

別表-4

	内容
<p>評価基準</p>	<p>ひび割れ発生位置やパターン、その他の変状から、構造安全性や耐久性への影響を評価する。評価にあたっては、下記例および下欄の文献を参照する。</p>  <p>A1. セメントの異常凝結 A2. セメントの水和熱 A4. 骨材中の混分 C1. 環境温度・湿度の変化 C3. 凍結融解の繰返し</p> <p>A5. 風化岩や高品質な骨材 A6. アルカリ骨材反応 A8. コンクリートの沈下・プリージング C4. 火災 C5. 表面加熱 C6. 酸・塩類の化学作用</p> <p>B1. 混和材の不均一な分散 B2. 長時間の凍混ぜ B5. 急激な打込み C7. 中性化による内部鉄筋の錆 C8. 浸入塩化物による内部鉄筋の錆</p> <p>B6. 不十分な締固め B10. 不適当な打継ぎ処理 B13. 型枠のほらみ D1.~D4. 荷重 D3. D4 荷重</p> <p>B16. 支保の沈下 外側 内側 D5. 断面・鉄筋量不足 D6. 橋造物の不等(同)沈下</p> <p>ひび割れの発生位置・パターン例 (日本コンクリート工学協会:コンクリート診断技術 基礎編:図2.2.6-1より転載)</p>
<p>参照文献</p>	<p>日本コンクリート工学協会:コンクリートのひび割れ調査、補修・補強指針 同上:コンクリート診断技術 基礎編 日本建築学会:原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説</p>

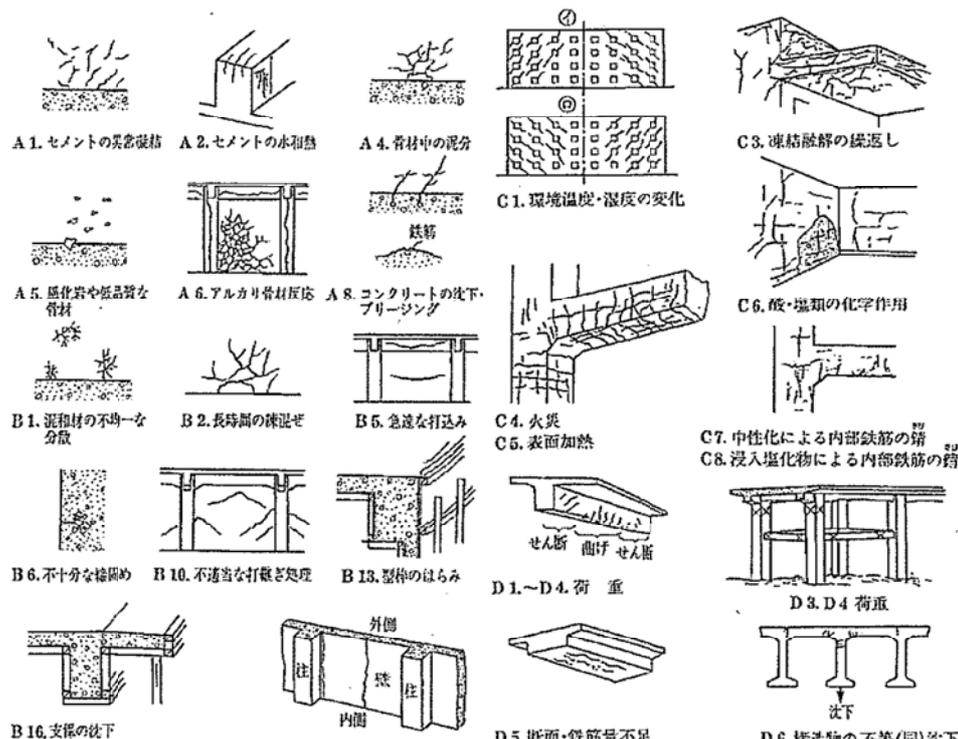


原子力発電所土木設備点検要綱指針

平成19年 2月28日 制定

平成26年 2月24日 最終改正

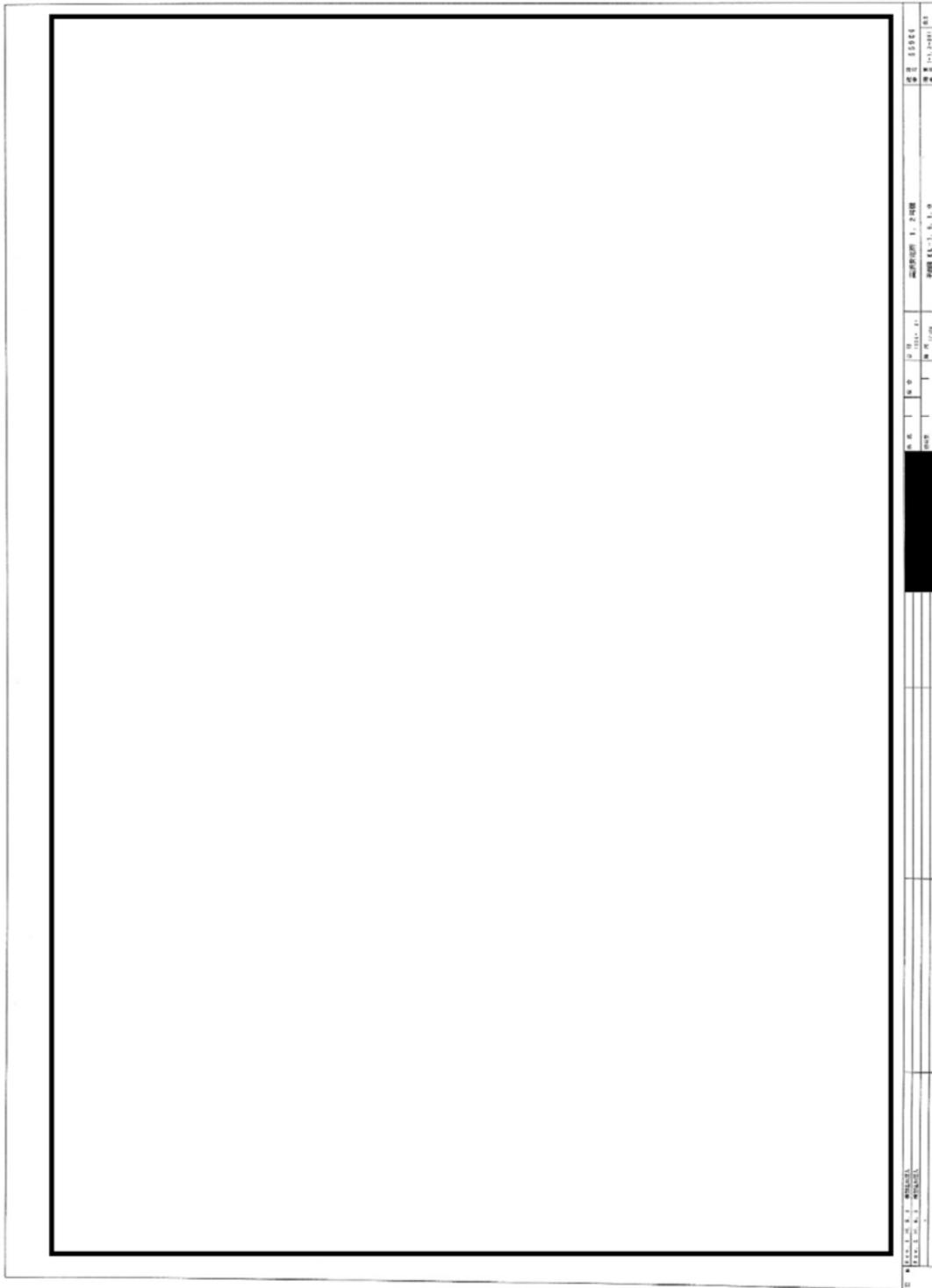
目視点検によるコンクリート構造物の劣化の評価基準

	内容
<p>評価基準</p>	<p>ひび割れの発生位置やパターン、錆汁の有無、その他の変状から、構造安全性や耐久性への影響を評価する。評価にあたっては、下記例および下欄の文献を参照する。</p>  <p>A 1.セメントの異常凝結 A 2.セメントの水和熱 A 4.骨材中の泥分 C 1.環境温度・湿度の変化 C 3.凍結融解の繰返し</p> <p>A 5.風化岩や低品質な骨材 A 6.アルカリ骨材反応 A 8.コンクリートの収下・プリージング 鉄筋 C 6.酸・塩類の化学作用</p> <p>B 1.泥和材の不均一な分散 B 2.長時間の練混ぜ B 5.急速な打込み C 4.火災 C 5.表面加熱 C 7.中性化による内部鉄筋の錆 C 8.浸入塩化物による内部鉄筋の錆</p> <p>B 6.不十分な締固め B 10.不適当な打継ぎ処理 B 13.型枠のはらみ D 1.~D 4.荷重 D 3. D 4 荷重</p> <p>B 16.支保の沈下 外側 内側 D 5.断面・鉄筋量不足 D 6.構造物の不等(同)沈下</p> <p>ひび割れの発生位置・パターン例 (日本コンクリート工学協会:コンクリート診断技術 基礎編:図 2.2.6-1 より転載)</p>
<p>参照文献</p>	<p>日本コンクリート工学協会:コンクリートのひび割れ調査、補修・補強指針 日本コンクリート工学協会:コンクリート診断技術 基礎編 土木学会:原子力発電所屋外重要土木構造物の構造健全性評価に関するガイドライン</p>

点検調査記録用紙(様式9)		点検調査記録用紙(ボクス建物)				関西電力			
発電所名称	高浜発電所	1号機	建屋名称 (建屋番号)	1号機タービン建屋 (21)	Bクラス	点検年月日	平成25年6月13日	点検者	

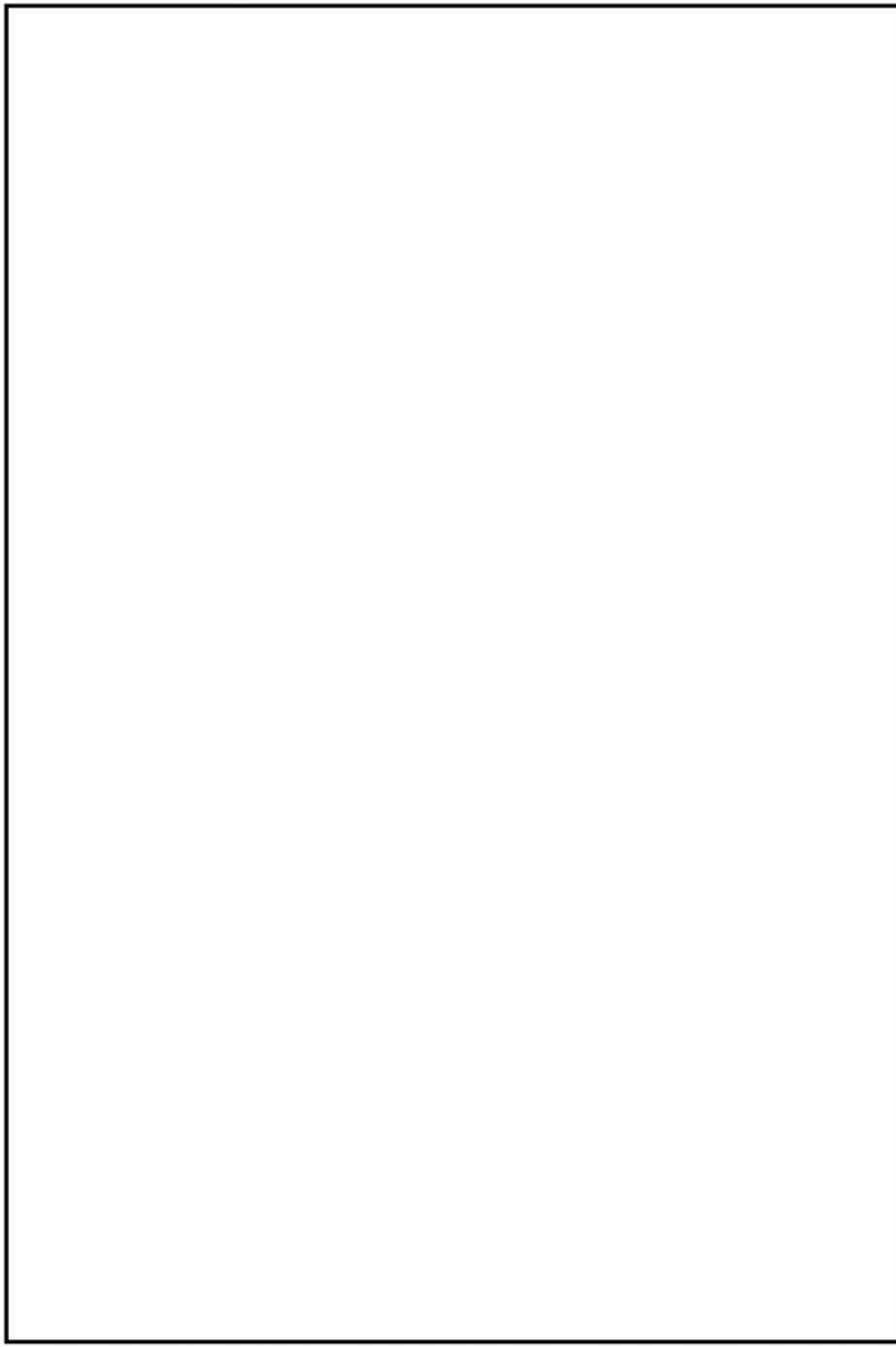


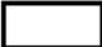
内は商業機密に属しますので公開できません

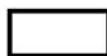
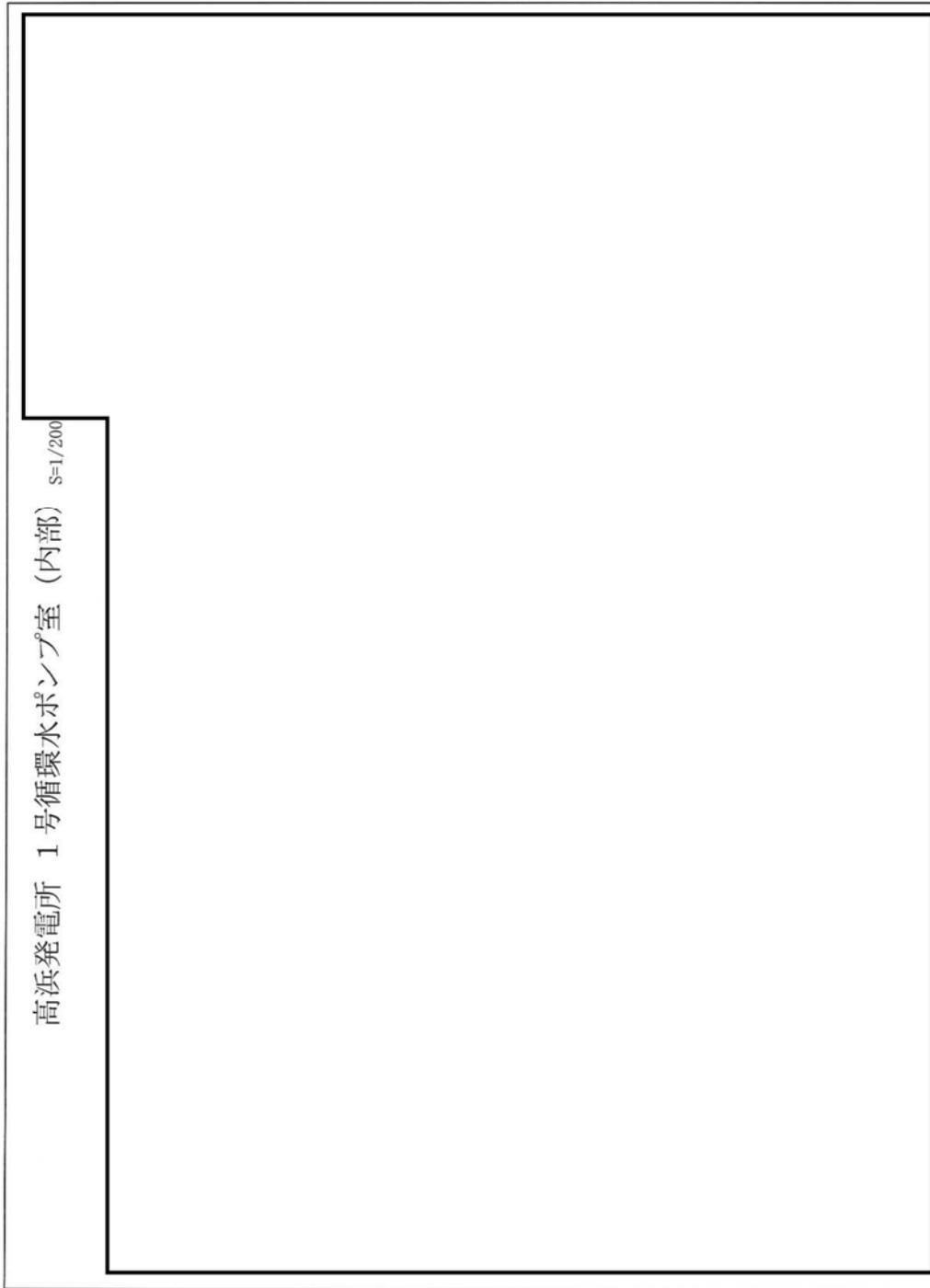


 内は防護情報に属するため公開できません

高浜発電所 1号循環水ポンプ室 (内部) S=1/200



 内は防護情報に属するため公開できません



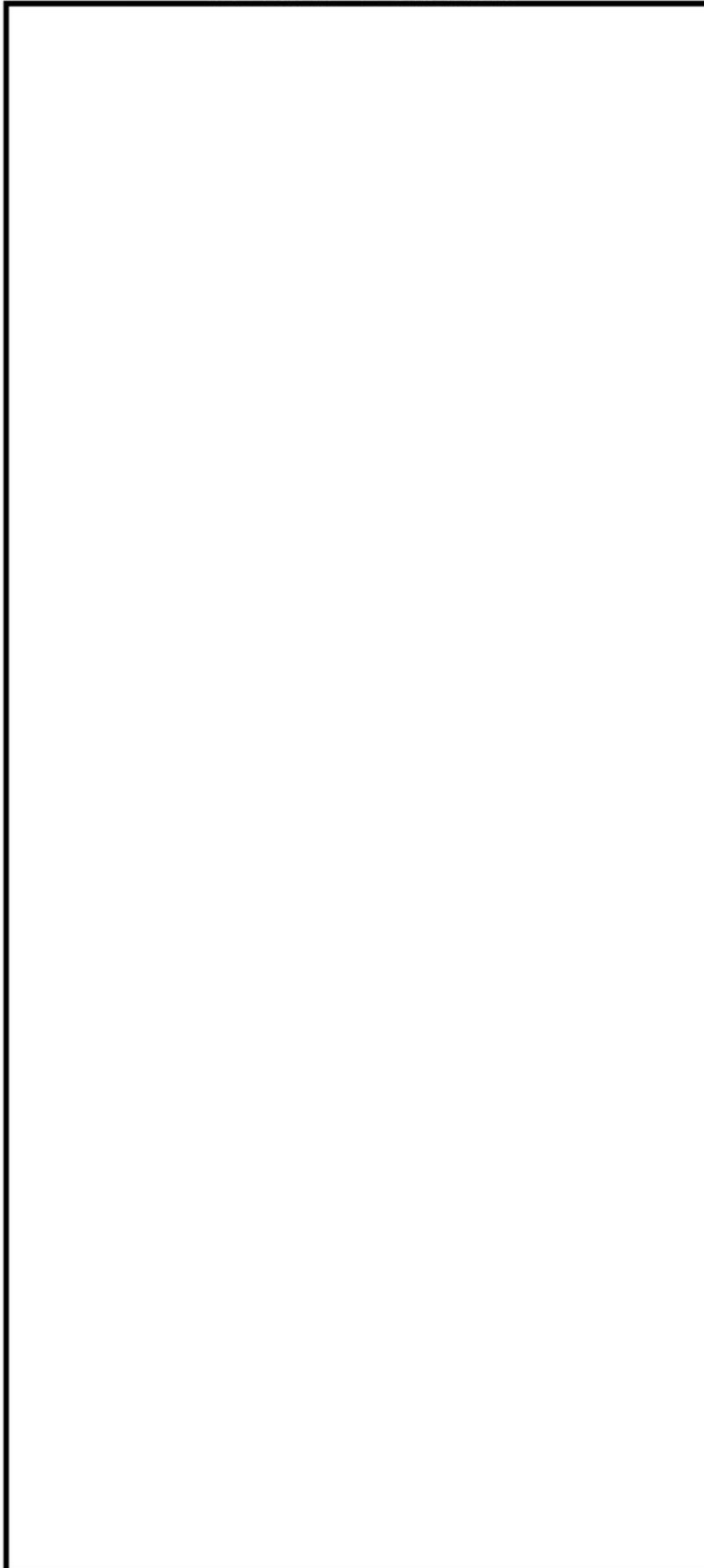
内は防護情報に属するため公開できません

地質		高浜発電所1,2#海水路トンネル点検図		5/9
水路上 状況	アーチ 側壁	インバート		
水路断面図				
修繕経歴				
写真番号				
特記事項				
(余白)				
点検状況				
左側壁				
インバート				
右側壁				
アーチ				
(余白)				
追加距離				
設備 仕度 アール	設備名称 (延長)	設備番号 (延長)		

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	高浜 1 - コンクリート鉄骨 - 1 5	事象：アルカリ骨材
質 問	(別冊-11 コンクリート構造物-35頁) 実体顕微鏡による観察結果を提示すること。	
回 答	<p>実体顕微鏡による観察結果は添付-1のとおりです。</p> <p>添付-1 実体顕微鏡による観察結果</p>	

実体顕微鏡による観察結果



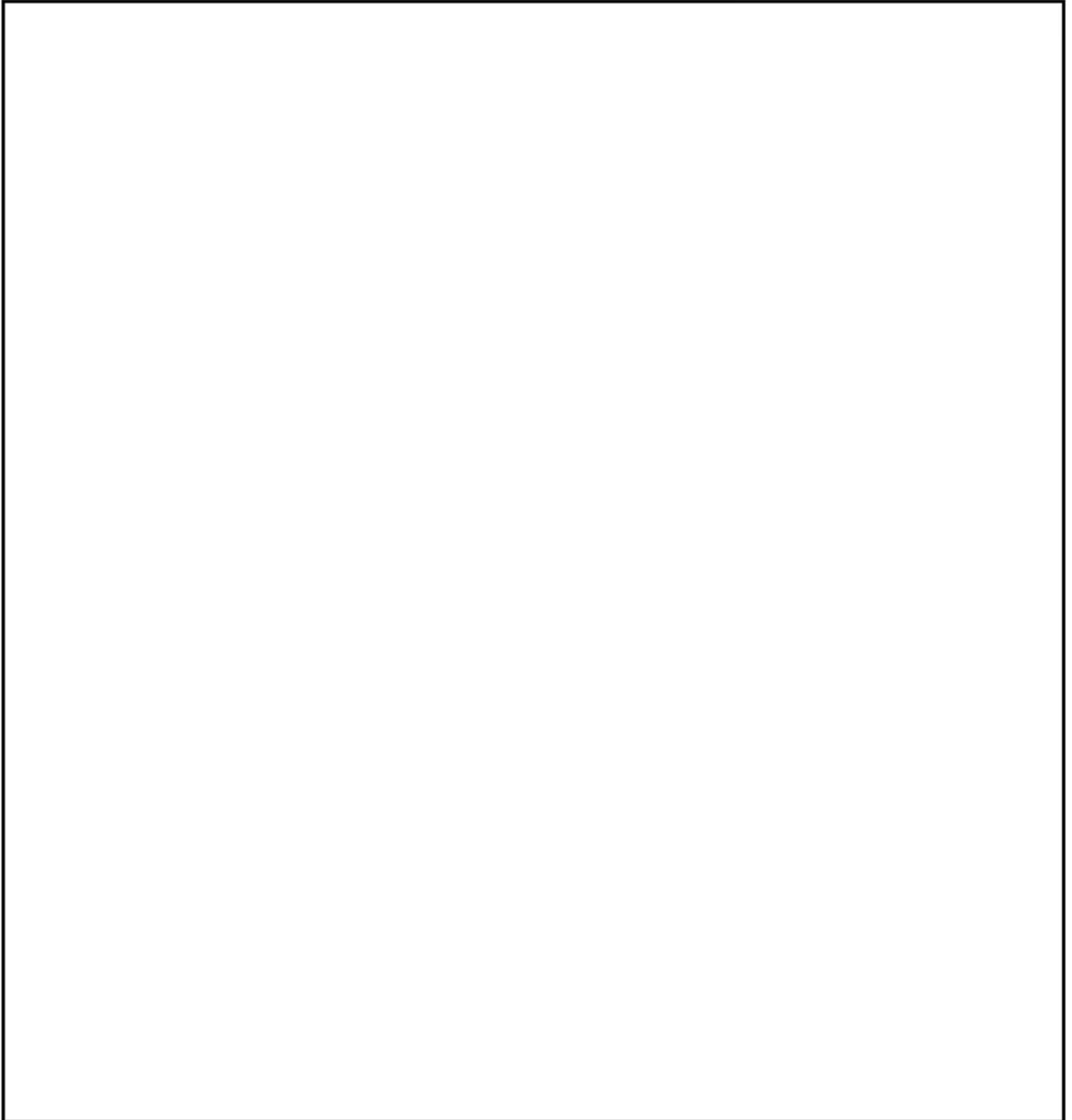
内は商業機密に属しますので公開できません

No.	高浜1-コンクリート鉄骨-16	事象：共通
質 問	<p>(別冊-11コンクリート構造物-38頁) 第23回および第27回の定期検査時に実施した非破壊試験の試験方法、試験位置、試験結果を提示すること。</p>	
回 答	<p>第23回および第27回の定期検査時に実施した非破壊試験の試験方法、試験位置、試験結果は以下のとおりです。</p> <p>1. 試験方法 JIS A 1155 「コンクリートの反発度の測定方法」による。</p> <p>2. 試験位置 添付-1 「高浜発電所1号機 非破壊試験 試験位置」に示すとおり。</p> <p>3. 試験結果 添付-2 「高浜発電所1号機 非破壊試験 試験結果」に示すとおり。</p> <p>添付-1 高浜発電所1号機 非破壊試験 試験位置 添付-2 高浜発電所1号機 非破壊試験 試験結果</p>	

高浜発電所1号機 非破壊試験 試験位置

凡例

▼ : 非破壊試験 試験位置



原子炉格納施設等、原子炉補助建屋、タービン建屋 EL-1.7m

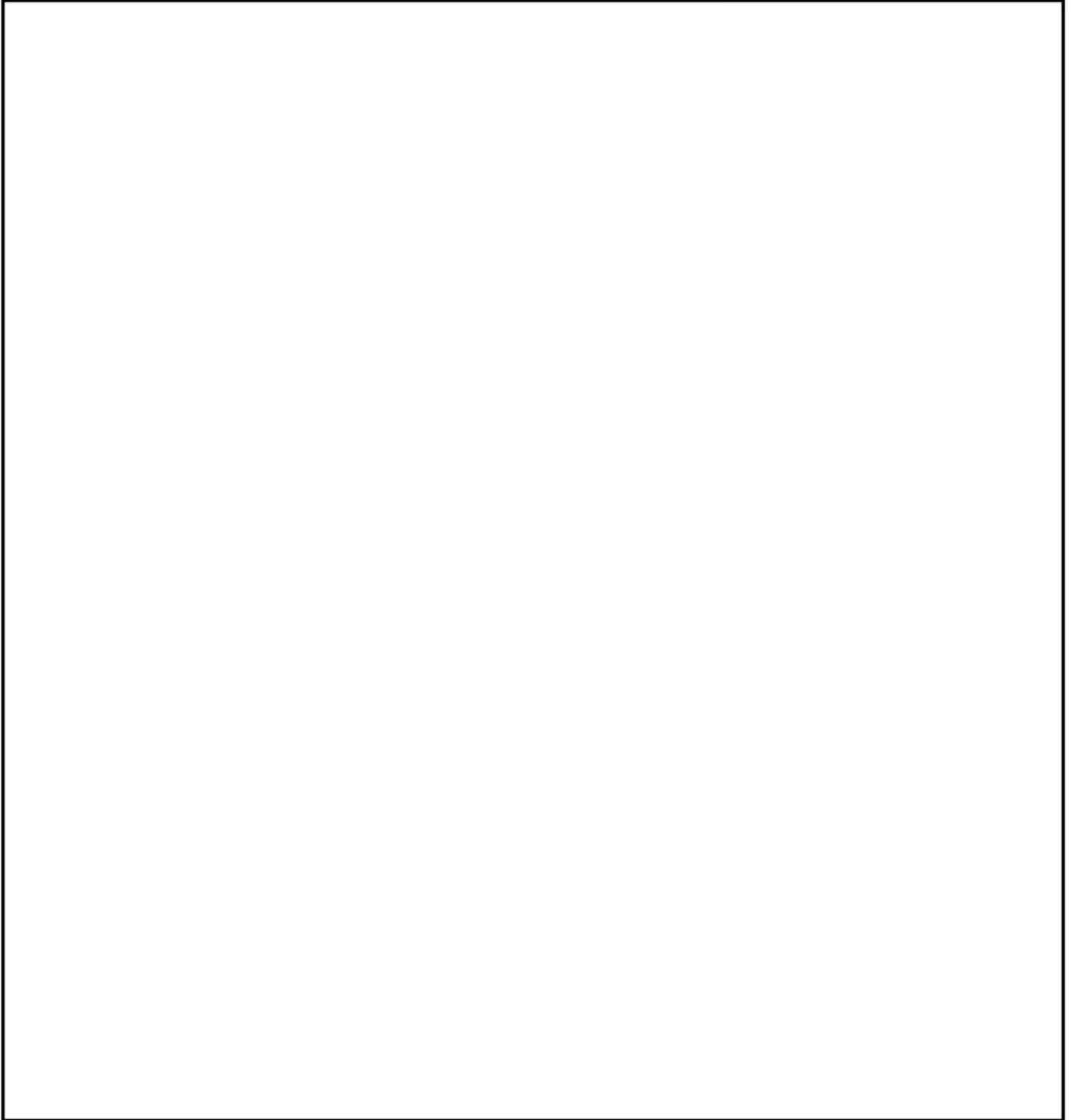


内は防護情報に属するため公開できません

高浜発電所1号機 非破壊試験 試験位置

凡例

▼ : 非破壊試験 試験位置



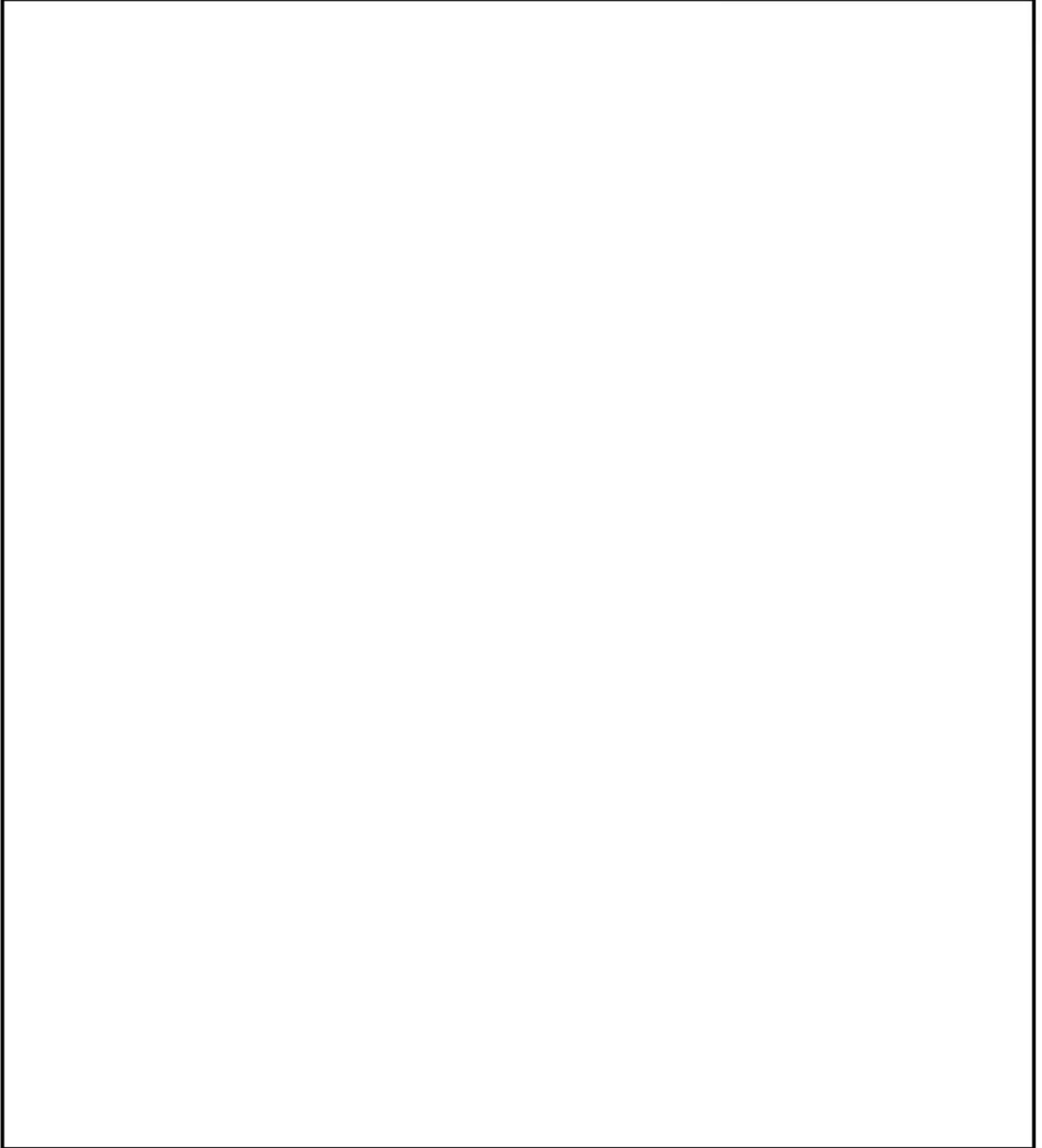
原子炉格納施設等、原子炉補助建屋、タービン建屋 EL+4.0m

 内は防護情報に属するため公開できません

高浜発電所 1 号機 非破壊試験 試験位置

凡例

▼ : 非破壊試験 試験位置



原子炉格納施設等、原子炉補助建屋、タービン建屋 EL+10.1m

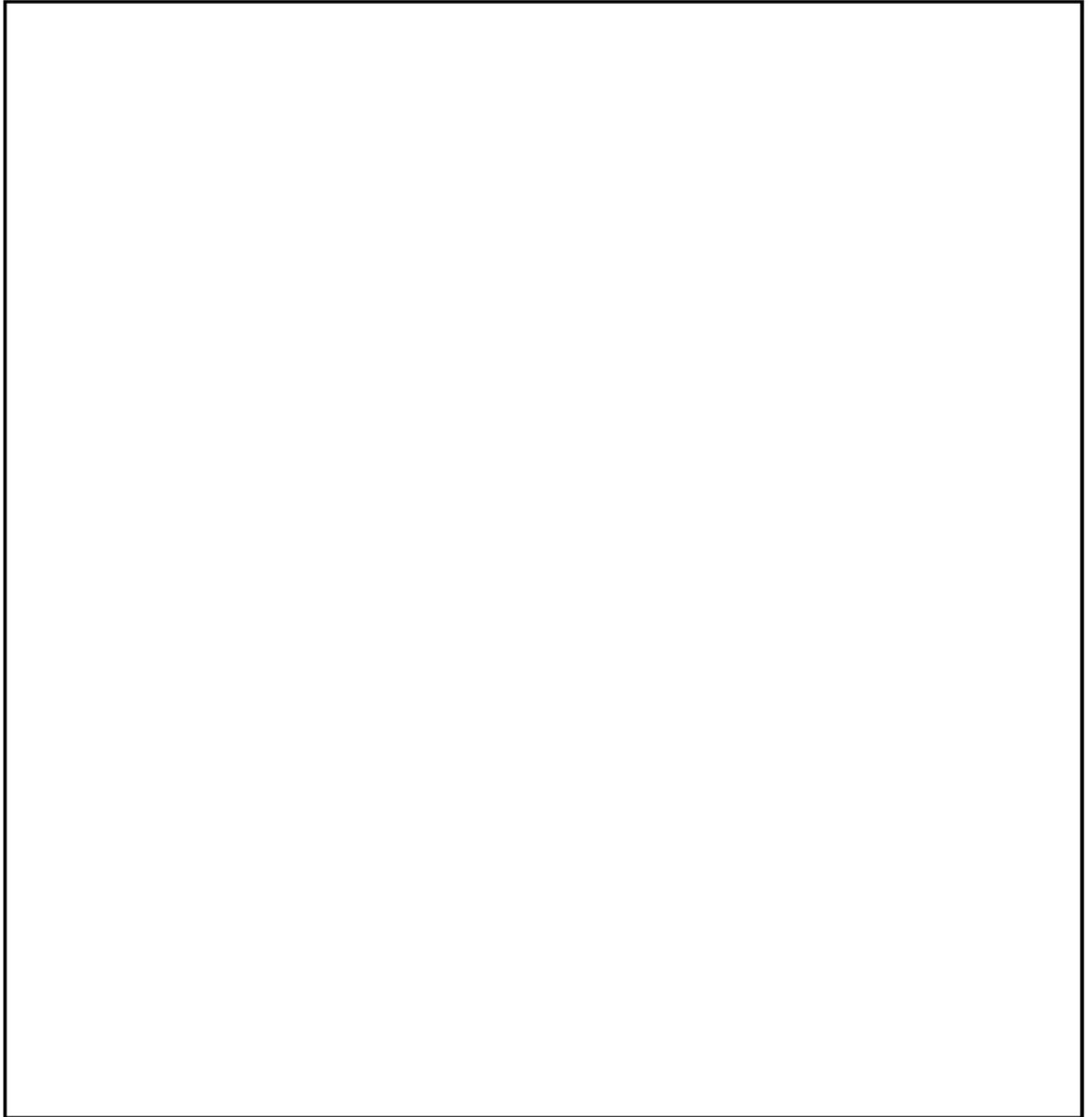


内は防護情報に属するため公開できません

高浜発電所1号機 非破壊試験 試験位置

凡例

▼ : 非破壊試験 試験位置



原子炉格納施設等、原子炉補助建屋、タービン建屋 EL+17.0m

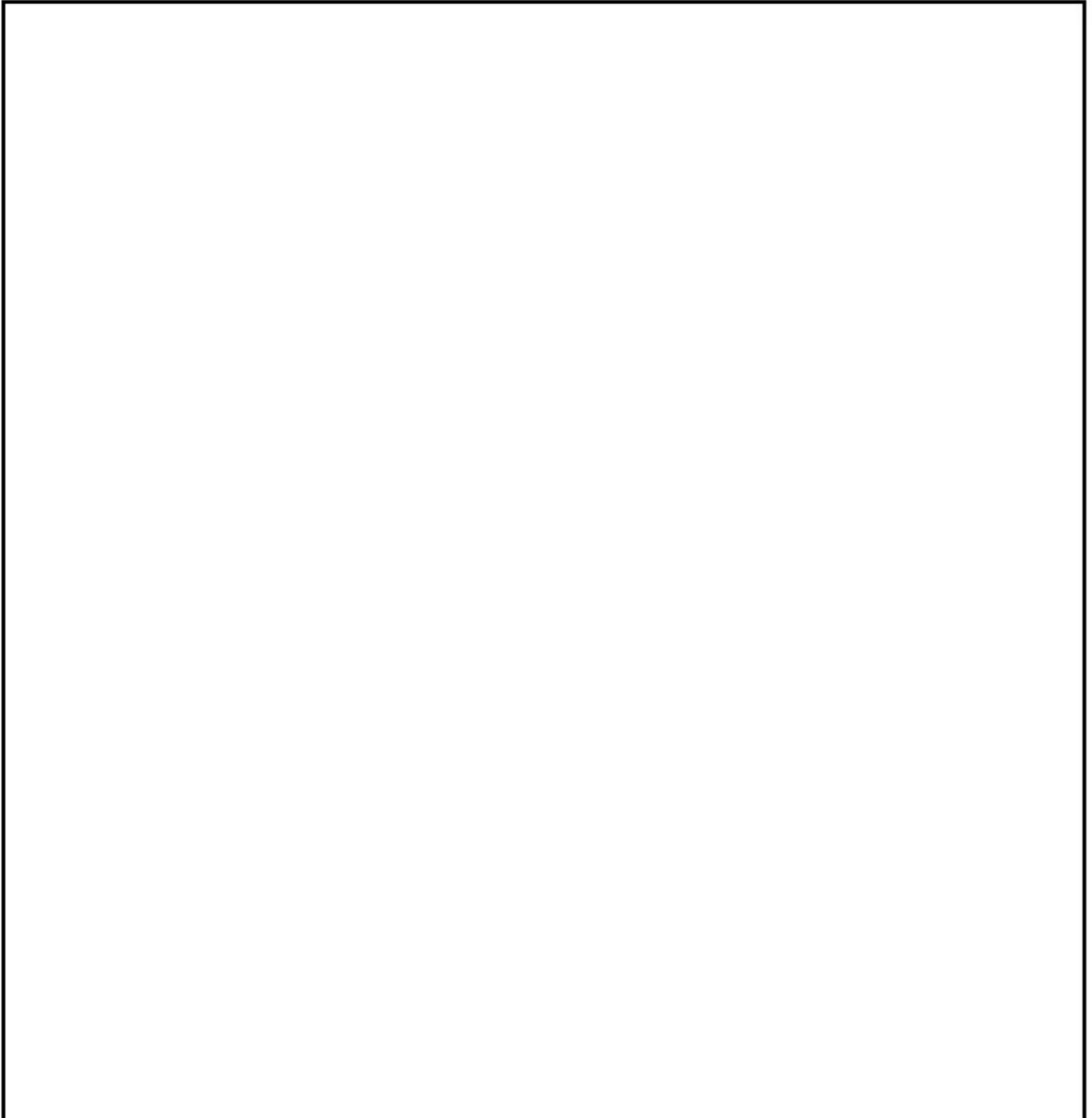


内は防護情報に属するため公開できません

高浜発電所 1号機 非破壊試験 試験位置

凡例

▼ : 非破壊試験 試験位置



原子炉格納施設等、原子炉補助建屋、タービン建屋 EL+24.0m

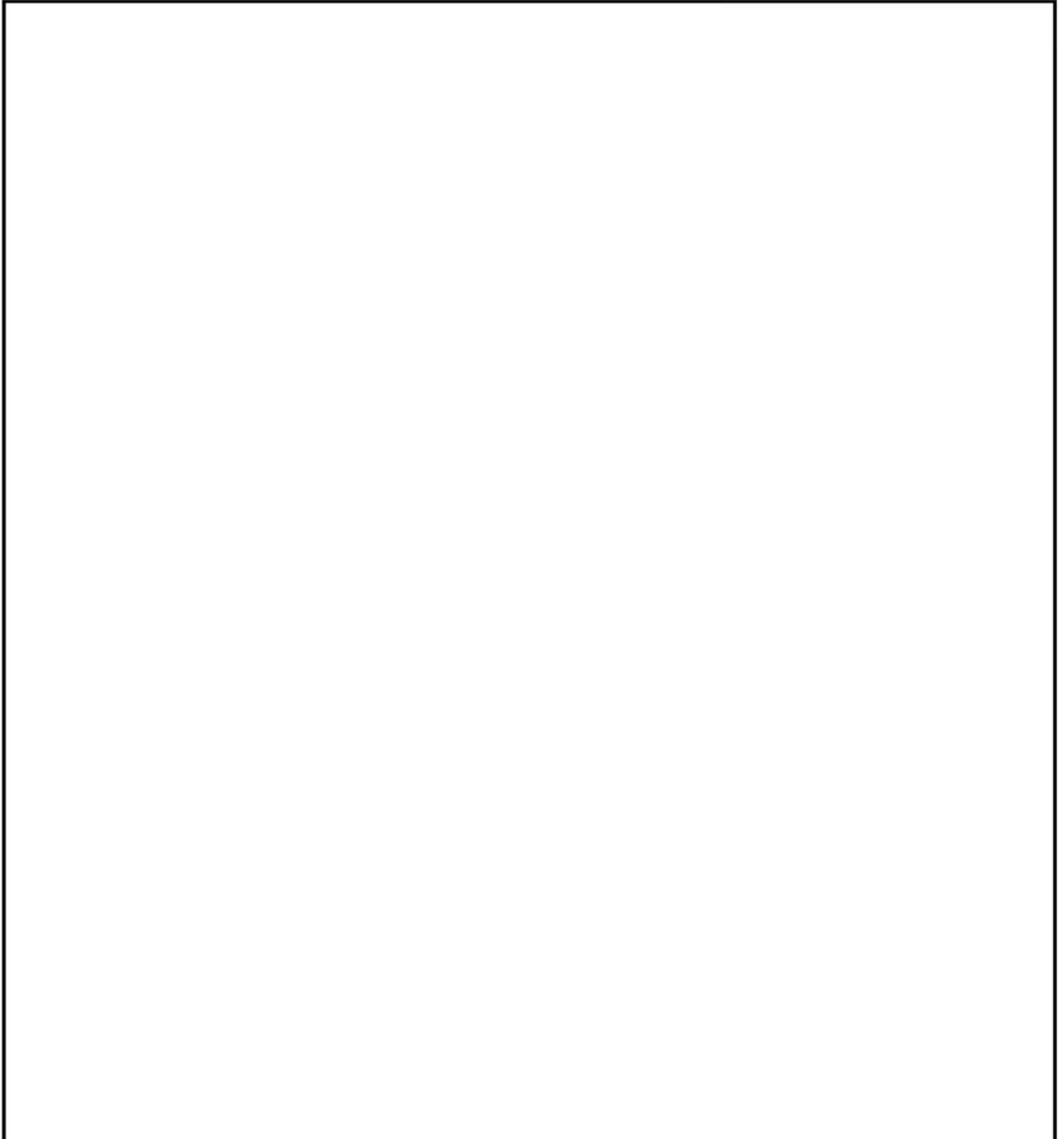


内は防護情報に属するため公開できません

高浜発電所1号機 非破壊試験 試験位置

凡例

▼ : 非破壊試験 試験位置



原子炉格納施設等、原子炉補助建屋、タービン建屋 EL+32.3m

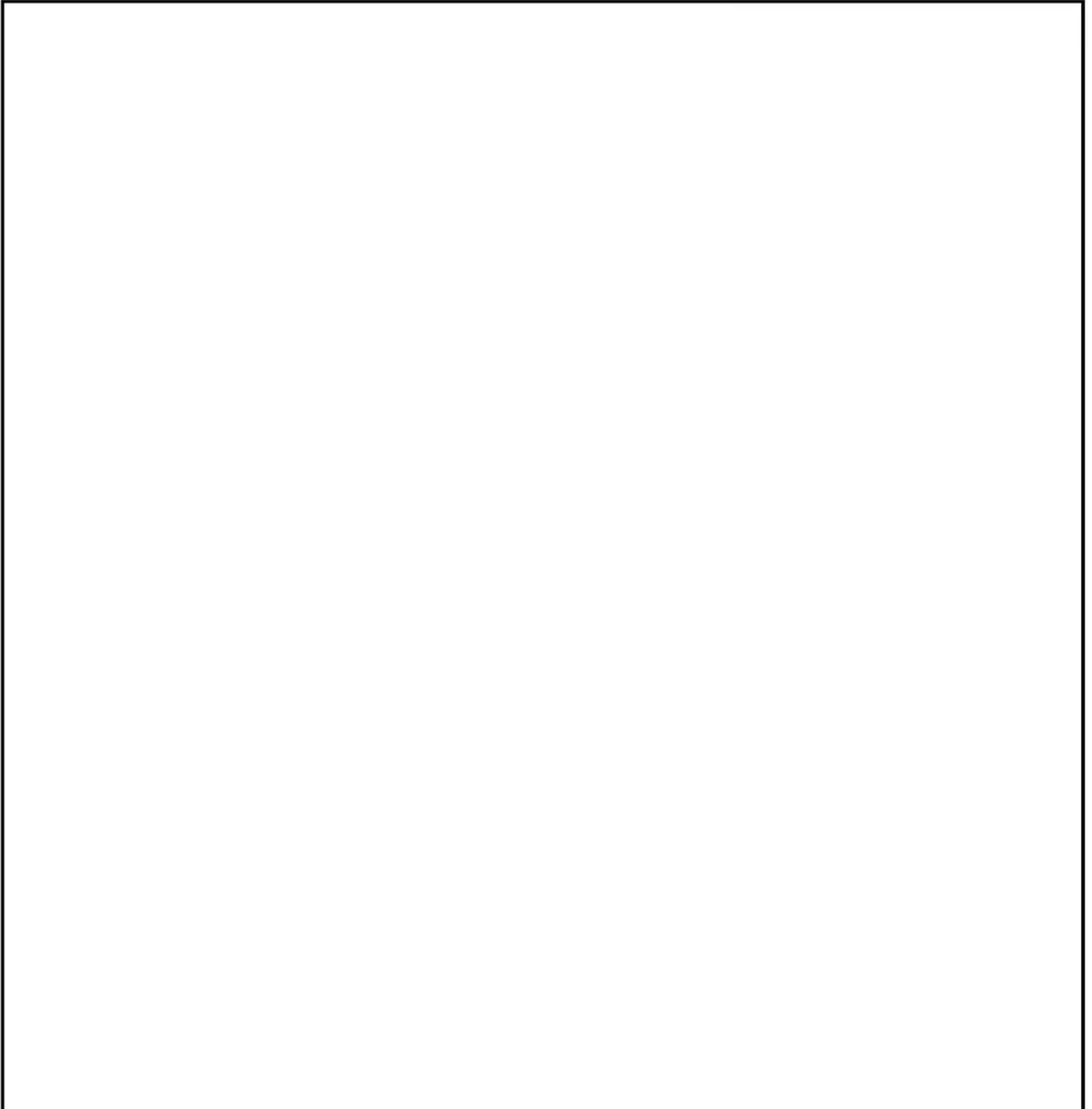


内は防護情報に属するため公開できません

高浜発電所 1号機 非破壊試験 試験位置

凡例

▼ : 非破壊試験 試験位置



取水構造物  内は防護情報に属するため公開できません
EL+3.5m

高浜発電所 1号機 非破壊試験 試験結果

定期事業者検査	実施時期	構造物(測定部位)	サンプル数	平均圧縮強度 (N/mm ²)	設計基準強度 (N/mm ²)	備考
第23回	平成17年	外部遮蔽壁				
		内部コンクリート				
		原子炉格納施設基礎				
		原子炉補助建屋				
		タービン架台				
		取水構造物				
第27回	平成23年	外部遮蔽壁				
		内部コンクリート				
		原子炉格納施設基礎				
		原子炉補助建屋				
		タービン架台				
		取水構造物				

- ・反発度から材料学会式に設計基準強度(Fc)の補正係数を乗じて推定圧縮強度(kg/cm²)を算出
- ・設計基準強度ごとの補正係数 Fc=17.7= Fc=20.6= Fc=23.5=
- ・表中は、N/mm²に換算して標記

No.	高浜1-コンクリート鉄骨-17	事象：熱（遮蔽能力低下）
質 問	<p>(39頁) 乾燥単位容積質量が、必要な遮蔽能力を担保する値を上回っていると する根拠を提示すること。</p>	
回 答	<p>特別点検において確認された内部コンクリート（一次遮蔽壁）の平均乾燥単位容積質量は2.207g/cm³であり、この結果を踏まえ保守的にコンクリート密度を2.1g/cm³とし遮蔽能力を確認した結果、1次遮蔽の設計条件を満足しており、必要な遮蔽能力を有していることを確認した（添付-1）。</p> <p>なお、高浜1号機の工事計画認可申請書に記載されているコンクリート密度は、乾燥させていない、一般的な状態のコンクリートの密度（2.3g/cm³）を記載している。</p> <p>(添付資料)</p> <p>添付-1 遮蔽計算結果</p> <p>参考-1 高浜1号機建設工認46公第13351号（昭和46年9月28日）「生体しゃへい装置の放射線のしゃへいおよび熱除去についての計算書」抜粋</p>	

遮蔽計算結果

1. 内部コンクリート（1次遮蔽壁）の遮蔽能力の確認方法について

内部コンクリート（1次遮蔽壁）のコンクリート密度を2.1g/cm³とし、1次遮蔽の設計条件を満足することを確認した。

2. 設計条件

1次遮蔽は、原子炉容器を直接取り囲む主要厚さ [] のコンクリート構造物で、炉心からの中性子とガンマ線を減衰させるものである。

1次遮蔽は、次の条件を満足するように設計されている¹⁾。

(1)

(2)

(3) 1次遮蔽外表面でのガンマ線量率を炉停止時において0.15mSv/hr以下とすること

設計条件(3)について、炉停止時の線源は、核分裂生成物の崩壊によるガンマ線と遮蔽材及び機器・配管の誘導放射能からのガンマ線があるが、核分裂生成物の崩壊によるガンマ線と遮蔽材の誘導放射能からのガンマ線による線量率は、機器・配管の誘導放射能からのガンマ線量率に比べて5桁程度小さなものであるため、ここでは後者について検討する。

後者のクライテリアは(1)の設計条件そのものであるため、 [] であれば、設計条件(3)を満足する。したがって、(1)及び(2)の設計条件を満足していれば、遮蔽能力を有していることになる。

3. 評価方法

中性子束及びガンマ線量率はANISNコード²⁾で計算する。ANISNコードは、(1)式で示されるボルツマンの輸送方程式をDiscrete Ordinates Sn法に基づいて1次元で数値的に解くものである。

$$\Omega \cdot \nabla \phi(r, E, \Omega) + \Sigma_t \phi(r, E, \Omega) = \iint \phi(r, E', \Omega') \Sigma_s(r, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega) dE' \cdot d\Omega' + S(r, E, \Omega) \dots \dots \dots (1)$$

ここで、

- $\phi(r, E, \Omega)$: 角度分布束 (位置 r で単位ベクトル Ω 方向の単位立体角当りに進む Ω に垂直な面を単位時間に通過する粒子の数)
- Σ_t : マクロ全断面積
- $\Sigma_s(r, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega)$: マクロ散乱断面積あるいは中性子による二次ガンマ線のマクロ生成断面積
- $S(r, E, \Omega)$: 線源

[] については、商業機密を含むため公開できません。

4. 評価結果

1次遮蔽外表面（コンクリート厚さ \square ）に対してマイナス側許容差5mmを考慮）における中性子束及びガンマ線量率を算出した結果、それぞれ $4 \times 10^1 \text{n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{sec})$ 、 0.2mSv/hr となった。

5. 結論

以上の結果により、内部コンクリート（1次遮蔽壁）のコンクリート密度を $2.1 \text{g}/\text{cm}^3$ とした場合においても、1次遮蔽の設計条件を満足し、放射線障害を防止するために必要な遮蔽能力を有していることを確認した。これらの評価結果を第1表にまとめている。

第1表 評価値と設計条件の比較

設 計 条 件		評 価 結 果
(1)	\square	$4 \times 10^1 \text{n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{sec})$
(2)		0.2mSv/hr

6. 参考文献

- 1) 高浜1号機建設工認46公第13351号（昭和46年9月28日）「生体しゃへい装置の放射線のしゃへいおよび熱除去についての計算書」より引用（参考-1参照）
- 2) Engle W. W. Jr : "ANISN, A One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering," Report K-1693 (March 1967). RSICC Computer Code Collection, CCC-82/ANISN.

\square については、商業機密を含むため公開できません。

資料 2 生体しゃへい装置の放射線のしゃへい
および熱除去についての計算書

3. 減衰計算

3.1 1次しゃへい

1次しゃへいコンクリートの内径は [] であり、その厚みは炉心中心面上で [] である。

コンクリート密度は 2.3 g/cm^3 で計算されている。

しゃへい計算は中性子束分布、運転中および炉停止時のガンマ線束分布および線量率、誘導放射能などの計算から成るので、以下に順に検討する。

a) 中性子束分布

1次遮蔽内の中性子束分布は2.1で述べたP1MGコードにより求める。この中性子束はb)で述べるコンクリート中での捕獲 γ 線計算に使用される。

第7図は求められた中性子束分布のうち、1次しゃへいコンクリート内部のものを示したもので、55組のエネルギースペクトルを ϕ_1 は1組～9組、 ϕ_2 は10組～25組、 ϕ_3 は26組～54組、 ϕ_{th} は55組を1組にまとめたものである。含まれるエネルギー範囲は第7図に示してある。

[] については、商業機密を含むため公開できません。

- ii) 1次しゃへい外部に置かれた機器，配管の中性子照射による誘導放射能からの線量率がその区域の基準線量率（第Ⅲ区分では15 mrem/hr以下）を満足する程度まで漏洩中性子束の強度を抑える必要がある。

b)



運転中では1次しゃへい外部の蒸気発生器室のガンマ線量率は1次しゃへいから漏洩するものと冷却材中の ^{16}O （存在比99.59%）が炉心を通過中に1.02 MeV以上の炉心中性子をうけて（n, p）反応で生成する ^{16}N （半減期7.4秒）が β 崩壊に続いて放出する6.3 MeV程度のガンマ線によるものの2つがある。

この ^{16}N による蒸気発生器室での線量率は，後述するよう

に  であるので 

 であ

c)



炉停止時の区分は，第1図，第2図および第3図から明らかのように，蒸気発生器室では第Ⅳ区分，それ以外では第Ⅲ区分になつている。したがつて，上に示した条件は第Ⅲ区分に対するもので蒸気発生器室では，安全側のものとなつている。

炉停止時の線源は燃料内にある核分裂生成物崩壊ガンマ線と，しゃへい材が運転中，中性子の照射をうけて帯び

 については，商業機密を含むため公開できません。

る誘導放射能からのガンマ線がある。

d)



炉心およびしゃへい内で発生したガンマ線はしゃへい材で吸収されて熱を発生する。この核加熱によるしゃへい内の温度の温度上昇はコンクリートの脱水化による中性子しゃへい性能の低下を招き、過度の温度勾配はクラック発生の原因となる。

4.1.1 1次しゃへい内の線量率分布

第7図および第9図に示した中性子束およびガンマ線束分布から線量換算係数を用いて、次の式で線量率を計算する。

$$D_{\gamma} = 1.13 \times 10^{-3} \phi_1 + 1.54 \times 10^{-3} \phi_2 + 2.00 \times 10^{-3} \phi_3$$

$$D_n = 0.25 \phi_1 + 0.125 \phi_2 + 7.5 \times 10^{-3} \phi_3 + 3.75 \times 10^{-3} \phi_{th}$$

ここで、 D_{γ} 、 D_n ：ガンマ線および中性子による線量率 (mrem/hr)

ϕ_1 、 ϕ_2 、 ϕ_3 、 ϕ_{th} ：第9図および第7図参照

結果は第15図に示してある。

については、商業機密を含むため公開できません。

すなわち，中性子束の漏洩についての条件は満足されている。

4. 1. 3 運転中の 1 次しゃへい表面のガンマ線量率

運転中冷却系機器配管内には半減期 7. 4 秒の ^{16}N を生じ，6. 3 Mev のガンマ線を放出するので 2 次しゃへいのための支配的な線源となる。

冷却系機器配管内に分布した ^{16}N 崩壊ガンマ線による線量率は ^{17}N の場合の中性子と同様に 2 次しゃへい計算コードである POLLUX を用いて行われ，蒸気発生器や冷却材ポンプの附近で 10^4 mrem/hr 程度の線量率を得ている。

この値は第 15 図による 1 次しゃへい表面での線量率の 500 mrem/hr に比べて 20 倍程度大きい，中性子束による線量率に対しては 10 倍程度大きいだけであつて 1 次しゃへいがとくに厚すぎることはない。

4. 1. 4 炉停止時の 1 次しゃへい表面のガンマ線量率

炉停止とともに，炉心内での核分裂は止まるので，炉停止後の主要な放射線源としては燃料内の核分裂生成物の崩壊ガンマ線と 2. 4 a) で述べたように運転中に中性子照射をうけて原子炉容器や熱しゃへいが持つようになった誘導放射能の崩壊ガンマ線がある。

a) 核分裂生成物崩壊ガンマ線

1 次しゃへい内での線量率は 3. 2. b) で述べた点減

衰核積分コードの SPAN を用いて行われる。

1 次しゃへいコンクリート表面における線量率は第 6 表の 3 種の炉停止後の時間に対して

4 時間後	3.2×10^{-7} mrem/hr
24 時間後	1.9×10^{-7} mrem/hr
7 日後	1.1×10^{-7} mrem/hr

となる。

b) しゃへい材の誘導放射能によるガンマ線

しゃへい材の中性子照射による誘導放射能のうち、問題になるのは、高い中性子束に照射される原子炉容器とその内部の鋼材である。鋼材による誘導放射能は 2.4 a) で検討しましたように炉停止直後で、単位強さの中性子束に照射されたとして、 $2 \sim 3 \times 10^{-2}$ Mev/cm²sec であり、これらは ⁶⁰Co, ⁵⁶Mn, ⁵⁹Fe, ⁵⁴Mn によるものである。

この誘導放射能のしゃへい材内の分布は運転中のそのしゃへい材内の中性子束分布に比例する(比例係数が上で示した $2 \sim 3 \times 10^{-2}$ Mev/cm²sec) から、この誘導放射能による線量率は、3.1 の b) において第(19)式で示した運転中の 2 次的なガンマ線源による線量率の計算式を用いて計算する。中性子束分布として、3.1 で計算したものを使用して、炉停止直後で 6×10^{-5} mrem/hr であり、24 時間後には ⁵⁶Mn は減衰にってしまうので、 4×10^{-5} mrem/hr になる。

すなわち，1次しゃへい内側の線源によるしゃへい外部の線量率は上で考えた2つの線源によるものを加えても 6×10^{-5} mrem/hr 程度であり，第Ⅲ区分の基準線量率である 1.5 mrem/hr より十分小さい。このことから炉停止後の1次しゃへい外側の線量率は4.1のc)で求めた機器配管の誘導放射能によるものが支配的であり，8 mrem/hr 程度になつている。

4.1.5 原子炉容器上・下面での線量率

原子炉容器上・下面での線量率は半径方向の場合と同様，炉心内で発生した1次ガンマ線と，炉心上・下部の構造物などの2次ガンマ線によるもののほかに，原子炉容器内にある冷却材の ^{16}N からの線量がある。

前2者のガンマ線束と中性子束については3.で述べた方法を用いて計算できる。

一方 ^{16}N からの線束は原子炉容器の厚さを t ， ^{16}N の線源強度を S_v で一様と仮定すると第(19)式において

$$\left. \begin{aligned} \nu \sigma N \phi_0 &= S_v \\ K &= 0 \\ T &= \infty \end{aligned} \right\} \quad (27)$$

とにおいて

$$\phi_p = \frac{S_v}{2\mu_s} \sum_{n=1}^{\infty} \frac{A_n}{1+\alpha_n} E_1(b(1+\alpha_n)) \quad (28)$$

となる。

以上の方法で求めた計算値は次のようになる。