

伊方発電所 3 号炉 審査資料	
資料番号	SIN3-PLM30-コンクリート

伊方発電所 3 号炉 高経年化技術評価
(コンクリート構造物および鉄骨構造物)

補足説明資料

令和 5 年 1 1 月
四国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る
事項ですので公開することはできません。

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	3
3. 代表構造物の選定	5
4. 代表構造物の技術評価	15
5. 代表構造物以外の評価	24
6. まとめ	25

別紙

別紙1. 伊方発電所 土木建築設備施設管理マニュアルにおける点検の項目、 方法および判定基準について	1-1
別紙2. 対象構造物および代表構造物の選定過程について	2-1
別紙3. 耐火能力の考え方および耐火能力が要求されている壁の位置について	3-1
別紙4. 土木建築設備に係わる保全管理の文書体系について	4-1
別紙5. 炉心領域部および原子炉容器サポート直下部の1次遮蔽壁における 温度分布解析の方法などについて	5-1
別紙6. 放射線照射量の算出方法などについて	6-1
別紙7. 中性子照射量を踏まえた耐力評価について	7-1
別紙8. 中性化の評価対象および評価点の選定過程について	8-1
別紙9. 中性化深さの推定値の算定過程および結果について	9-1
別紙10. 塩分浸透における評価点の選定過程について	10-1
別紙11. 塩分浸透の評価に用いた塩化物イオン濃度の測定位置、測定方法、 測定結果について	11-1
別紙12. 塩分浸透の評価に用いた鉄筋腐食減量の算定過程および結果について	12-1
別紙13. 機械振動の評価対象の選定過程について	13-1
別紙14. 1984年に実施した化学法および3号炉建設時（1989年～1993年） に実施したモルタルバー法の試験結果について	14-1
別紙15. 伊方3号炉周辺の地下水による劣化影響について	15-1

1. 概要

本資料は、コンクリート構造物および鉄骨構造物の高経年化に係わる技術評価の補足として、評価内容の補足資料をとりまとめたものである。

コンクリート構造物および鉄骨構造物の経年劣化事象、劣化要因は表 1 に示すとおり、多岐にわたるため、それぞれの劣化要因ごとに評価が必要である。

表1 コンクリート構造物および鉄骨構造物の経年劣化事象および劣化要因

構造物	経年劣化事象	劣化要因	
コンクリート構造物	強度低下	熱	コンクリートが熱を受けると、温度条件によってはコンクリート中の水分の逸散に伴う乾燥に起因する微細なひび割れ、あるいは水分の移動に起因する空隙の拡大などにより強度が低下する可能性がある。
		放射線照射	コンクリートは、中性子照射やガンマ線照射に起因する内部発熱によるコンクリート中の水分の逸散などにより、強度が低下する可能性がある。
		中性化	コンクリートは空気中の二酸化炭素の作用を受けると、徐々にそのアルカリ性を失い中性化する。 中性化がコンクリートの内部に進行しアルカリ性が失われると鉄筋周囲に生成されていた不動態被膜も失われ、鉄筋はコンクリート中の水分、酸素の作用により腐食し始める。さらに、鉄筋の腐食が進行すると酸化生成物による体積膨張からコンクリートにひび割れや剥離が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。
		塩分浸透	コンクリート中に塩化物イオンが浸透して鉄筋位置まで達すると、鉄筋表面の不動態被膜が破壊されるため、鉄筋はコンクリート中の水分、酸素の作用により腐食し始める。腐食が進行すると酸化生成物による体積膨張からコンクリートにひび割れや剥離が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。
		機械振動	機械振動により、コンクリート構造物が長期間にわたって繰返し荷重を受けると、ひび割れの発生、ひいては損傷に至る可能性がある。
		アルカリ骨材反応	コンクリート中の反応性シリカを含む骨材と、セメントなどに含まれるアルカリ（ナトリウムイオンやカリウムイオン）が、水の存在下で反応してアルカリ珪酸塩を生成し、この膨張作用によりコンクリートにひび割れが生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。
		凍結融解	コンクリート中の水分が凍結し、それが気温の上昇や日射を受けることなどにより融解する凍結融解を繰り返すことでコンクリートにひび割れが生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。
	遮蔽能力低下	熱	コンクリートは、周辺環境からの伝達熱および放射線照射に起因する内部発熱により、コンクリート中の水分が逸散し、放射線に対する遮蔽能力が低下する可能性がある。
	耐火能力低下	火災時などの熱	コンクリート構造物は、断面厚により耐火能力を確保する設計であるが、火災時に熱により剥落が生じ、部分的な断面厚の減少に伴う耐火能力の低下によりコンクリートの健全性が損なわれる可能性がある。
鉄骨構造物	強度低下	腐食	鉄は一般に大気中の酸素、水分と化学反応を起こして腐食し、海塩粒子などにより、さらに腐食が促進される。腐食が進行すると鉄骨の断面欠損に至り、鉄骨の強度低下につながる可能性がある。
		風などによる疲労	繰返し荷重が継続的に鉄骨構造物にかかることにより、疲労による損傷が蓄積され、鉄骨の強度低下につながる可能性がある。

2. 基本方針

コンクリート構造物および鉄骨構造物の経年劣化事象および劣化要因に対する評価の基本方針は、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド」および「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」の記載事項（以下、「審査ガイド等記載事項」という。）を踏まえ、対象構造物について、表1の経年劣化事象の発生の可能性について評価し、その可能性が将来にわたって発生することが否定できない場合は、運転開始後60年経過時点までの期間において、高経年化に関する技術評価を適切に実施し、その結果に基づき長期施設管理方針を適切に策定していることを確認することである。

コンクリート構造物および鉄骨構造物評価についての審査ガイド等記載事項を表2に整理する。

表2 コンクリート構造物および鉄骨構造物評価についての審査ガイド等記載事項

ガイド	記載事項
実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド	3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点 (1) 高経年化技術評価の審査 ⑫健全性の評価 実施ガイド3. 1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生又は進展に係る健全性を評価していることを審査する。 ⑬現状保全の評価 健全性評価結果から現状の保全策の妥当性が評価されていることを審査する。 ⑭追加保全策の抽出 現状保全の評価結果から、現状保全に追加する必要がある新たな保全策が抽出されていることを審査する。 (2) 長期施設管理方針の審査 ①長期施設管理方針の策定 すべての追加保全策について長期施設管理方針として策定されているかを審査する。
実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド	3. 1 高経年化技術評価の実施及び見直し 高経年化技術評価の実施及び見直しに当たっては、以下の要求事項を満たすこと。 ⑤抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、以下に規定する期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の施設管理に追加すべき保全策（以下、「追加保全策」という。）を抽出すること。 イ 実用炉規則第82条第1項の規定に基づく高経年化技術評価プラントの運転を開始した日から60年間（ただし、⑧ただし書の規定に該当する場合にはプラントの運転を開始した日から40年間とする。） 3. 2 長期施設管理方針の策定及び変更 長期施設管理方針の策定及び変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。 ①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、施設管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期施設管理方針を策定すること。 なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたものの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期施設管理方針を策定すること。

3. 代表構造物の選定

3.1 代表構造物の選定手順

コンクリート構造物の強度低下、遮蔽能力低下、耐火能力低下および鉄骨構造物の強度低下が想定される構造物は多数存在するため、高経年化技術評価では、評価対象となる構造物の中から代表構造物を選定して評価を行う。評価対象構造物、代表構造物などは、以下の手順にて選定する。

3.1.1 評価対象構造物の選定とグループ化

多数の構造物の中から、「重要度指針におけるクラス1、2に該当する構造物または該当する機器を支持する構造物」「重要度指針におけるクラス3に該当する高温・高圧の環境下にある機器を支持する構造物」「浸水防護施設に属する構造物」「常設重大事故等対処設備および常設重大事故等対処設備を支持する構造物」に該当する構造物を選定し、コンクリート構造物と鉄骨構造物にグループ化した。なお、選定した対象構造物には、火災防護設備に属する構造物を含む。評価対象構造物の選定とグループ化の結果を表3に示す。

3.1.2 代表構造物の選定

グループ化した評価対象構造物について、使用条件などを考慮して代表構造物を選定した。コンクリート構造物の選定結果を表4に、鉄骨構造物の選定結果を表5にそれぞれ示す。

3.1.3 劣化要因ごとの評価対象部位などの選定

代表構造物について、劣化要因ごとに使用環境などを考慮して評価対象部位、評価点を選定した。

表 3 評価対象構造物のグループ化

対象構造物	重要度分類など	コンクリート 構造物	鉄骨構造物
外部遮蔽壁	クラス 1 設備	○	—
内部コンクリート	クラス 1 設備支持	○	○ (鉄骨部)
原子炉格納施設基礎	クラス 1 設備支持	○	—
原子炉建屋	クラス 1 設備支持	○	○ (鉄骨部)
原子炉補助建屋	クラス 1 設備支持	○	○ (漏えい防止堰)
焼却炉建家	クラス 3 設備支持	○	—
タービン建屋	クラス 3 設備支持	○	○ (鉄骨部)
雑固体処理建屋	クラス 3 設備支持	○	—
緊急時対策所 (EL. 32m)	常設重大事故等 対処設備	○	—
海水ピット	クラス 1 設備支持	○	—
海水路	クラス 1 設備	○	—
海水管ダクト	クラス 1 設備支持	○	—
D/G 燃料タンク基礎	クラス 1 設備支持	○	—
D/G 燃料タンク配管ダクト	クラス 1 設備支持	○	—
重油タンク基礎	クラス 1 設備支持	○	—
重油移送配管基礎	クラス 1 設備支持	○	—
軽油タンク基礎	常設重大事故等 対処設備支持	○	—
空冷式非常用発電装置基礎	常設重大事故等 対処設備支持	○	—
非常用ガスタービン発電機建屋	常設重大事故等 対処設備支持	○	—
非常用ガスタービン 発電機給電用電路基礎	常設重大事故等 対処設備支持	○	—
海水ピット堰	浸水防護施設	—	○
海水ポンプエリア水密ハッチ	浸水防護施設	—	○
海水ポンプエリア水密扉	浸水防護施設	—	○
原子炉建屋水密扉	浸水防護施設	—	○
原子炉補助建屋水密扉	浸水防護施設	—	○

表 4 コンクリート構造物における代表構造物選定結果

対象構造物 (コンクリート構造物)	重要度分類など	運転開始後 経過年数*	高温部の 有無	放射線の 有無	振動の 有無	使 用 条 件 な ど			供給塩化物量	耐火要求 の有無	選定	選定理由
						設置環境		屋 内				
①	外部遮断壁	28	◇	◇	—	一部 仕上無し	仕上有り		◇	—	◎	屋内で仕上げ無し
②	内部コンクリート	28	○ (1が適建)	○ (1が適建)	—	仕上有り			—	◎	高温部、放射線の影響	
③	原子炉格納施設基礎	28	—	◇	—	仕上有り	埋設*	◇		◎	代表構造物を支持する構造物	
④	原子炉建屋	28	—	◇	—	一部 仕上無し	仕上有り	◇	—	◎	屋内で仕上げ無し	
⑤	原子炉補助建屋	28	—	◇	◇ (非常用「イベル 発電機基礎」)	一部 仕上無し	仕上有り	◇	—	◎	振動の影響、 屋内で仕上げ無し	
⑥	焼却炉建家	40	—	◇	—	一部 仕上無し	仕上有り	◇	—	◎	屋内で仕上げ無し	
⑦	タービン建屋	28	—	—	○ (「イベル」梁台)	一部 仕上無し	仕上有り	◇		◎	振動の影響、 屋内で仕上げ無し	
⑧	雑固体処理建屋	13	—	◇	—	一部 仕上無し	仕上有り	◇	—			
⑨	緊急時対策所 (EL. 32m)	7	—	—	—	一部 仕上無し	仕上有り	◇	—			
⑩	海水ピット	28	—	—	—		一部 仕上無し	○ (海水と接触)	—	◎	供給塩化物量、 屋外で仕上げ無し	
⑪	海水路	28	—	—	—		仕上無し	○ ⁵ (海水と接触)				
⑫	海水管ダクト	28	—	—	—		仕上無し	◇	—			
⑬	D/G 燃料タンク基礎	28	—	—	—		仕上無し	◇	—			
⑭	D/G 燃料タンク配管ダクト	28	—	—	—		仕上無し	◇	—			
⑮	重油タンク基礎	9	—	—	—		仕上無し	◇				
⑯	重油移送配管基礎	8	—	—	—		仕上無し	◇				
⑰	軽油タンク基礎	9	—	—	—		埋設*	◇	—			
⑱	空冷式非常用発電装置基礎	6	—	—	—		仕上無し	◇				
⑲	非常用ガスタービン発電機建屋	2	—	—	—	一部 仕上無し	仕上有り	◇	—			
⑳	非常用ガスタービン発電機給電用 電路基礎	2	—	—	—		仕上無し	◇				

【凡例】
○：影響大
◇：影響小
-：影響極小、または無し

*1：運転開始後経過年数は、2023年5月時点の年数としている。
*2：他の屋内で仕上がない構造物で代表させる。
*3：他の屋外で仕上がない構造物で代表させる。
*4：環境条件の区分として、埋設部より気中部分の方が保守的であることから、他の屋外で仕上がない構造物で代表させる。
*5：常時海水中に没していることから、常時海水と接触し飛沫の影響が大きく、酸素の供給がある海水ピットで代表させる。

表 5 鉄骨構造物における代表構造物選定結果

対象構造物 (鉄骨構造物)	重要度分類など	使 用 条 件			選定	選定理由
		運転開始後 経過年数 ^{*1}	屋 内	屋 外		
① 内部コンクリート (鉄骨部)	クラス 1 設備支持	28	仕上げ有り		◎	運転開始後経過年数
② 原子炉建屋 (鉄骨部)	クラス 1 設備支持	28	仕上げ有り		◎	運転開始後経過年数
③ タービン建屋 (鉄骨部)	クラス 3 設備支持	28	仕上げ有り		◎	運転開始後経過年数
④ 原子炉補助建屋 (漏えい防止堰)	常設重大事故等対処設備	7	仕上げ有り			
⑤ 海水ピット堰	浸水防護施設	9		仕上げ有り		
⑥ 海水ポンプエリア水密ハッチ	浸水防護施設	9		仕上げ有り		
⑦ 海水ポンプエリア水密扉	浸水防護施設	10		仕上げ有り		
⑧ 原子炉建屋水密扉	浸水防護施設	10	仕上げ有り			
⑨ 原子炉補助建屋水密扉	浸水防護施設	10	仕上げ有り			

*1：運転開始後経過年数は、2023 年 5 月時点の年数としている。

3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を表6に示す。表1に示した経年劣化事象のうち、後述する①と②以外について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出した。

表6 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

構造物	経年劣化事象	劣化要因
コンクリート 構造物	強度低下	熱
		放射線照射
		中性化
		塩分浸透
		機械振動
	遮蔽能力低下	熱

① 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）

表7に示す経年劣化事象については、想定した劣化傾向などに基づき適切な保全活動を行っていることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象と判断した。なお、コンクリート構造物および鉄骨構造物の保全活動は、「伊方発電所土木建築設備施設管理マニュアル」（以下、「施設管理マニュアル」という。）に基づき実施している。

具体的な点検および補修の実績を表8に示す。また、施設管理マニュアルにおける点検の項目、方法および判定基準を別紙1に示す。

表7 日常劣化管理事象

構造物	経年劣化事象	劣化要因	理由
コンクリート構造物	強度低下	アルカリ骨材反応	使用している骨材については、試験によりコンクリート構造物の健全性に影響を与えるような反応性がないことを確認しており、また、定期的に施設管理マニュアルに基づく目視確認を行っており、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認められていない。
		凍結融解	日本建築学会「建築工事標準仕様書・同解説 JASS5 鉄筋コンクリート工事」（2022）に示される凍害危険度の分布図によると伊方3号炉の周辺地域は「ごく軽微」よりも危険度が低く、また、定期的に施設管理マニュアルに基づく目視確認を行っており、凍結融解に起因すると判断されるひび割れなどは認められていない。
	耐火能力低下	火災時などの熱	コンクリート構造物は通常の使用環境において、コンクリート構造物の断面厚が減少することはなく、また、定期的に施設管理マニュアルに基づく目視確認を行っており、火災時などの熱に起因すると判断される断面厚の減少は認められていない。
鉄骨構造物	強度低下	腐食	定期的に施設管理マニュアルに基づく目視確認を実施しており、強度に支障をきたす可能性のあるような鋼材の腐食は認められていない。また、鉄骨の強度に支障をきたす可能性があるような鋼材の腐食に影響する塗装の劣化などが認められた場合には、その部分の塗替えなどを行うこととしている。

表 8 日常劣化管理事象に関する点検および補修の実績

構造物	経年劣化事象	劣化要因	代表構造物	点検方法	点検頻度	点検結果	補修実績
コンクリート構造物	強度低下	アルカリ骨材反応	外部遮蔽壁 内部コンクリート	目視	1回／年※1	アルカリ骨材反応に起因すると判断されるひび割れは認められていない	補修実績なし
		凍結融解	原子炉格納施設基礎 原子炉建屋 原子炉補助建屋 焼却炉建家	目視	1回／年※1	凍結融解に起因すると判断されるひび割れは認められていない	補修実績なし
	耐火能力低下	火災時などの熱	タービン建屋 海水ピット	目視	1回／年※1	火災時などの熱に起因すると判断される断面厚の減少は認められていない	補修実績なし
鉄骨構造物	強度低下	腐食	内部コンクリート（鉄骨部） 原子炉建屋（鉄骨部） タービン建屋（鉄骨部）	目視	1回／年※1	強度に支障をきたす可能性のあるような腐食は認められていない	補修実績なし

※1 外部遮蔽壁、内部コンクリート、原子炉格納施設基礎、タービン架台、海水ピット（水中部）の点検頻度は、1回/1定検サイクル
タービン建屋の点検頻度は、1回/2年

② 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）

表 9 に示す経年劣化事象については、今後も経年劣化事象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ことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象と判断した。

表 9 日常劣化管理事象以外

構造物	経年劣化事象	劣化要因	理由
鉄骨	強度低下	風などによる疲労	煙突などの形状の構造物は、比較的アスペクト比（高さの幅に対する比）が大きく、風の直交方向に振動が発生する恐れがある（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」（2015））。日本建築学会「建築物荷重指針・同解説」（2015）において、アスペクト比が4以上の構造物は風による振動の検討が必要とされているが、鉄骨構造物にアスペクト比が4以上の構造物はない。

3.3 劣化要因ごとの評価対象部位の選定結果

経年劣化事象に対する劣化要因ごとの評価対象部位について、選定した結果を表 10 に示す。

表 10 伊方 3 号炉 コンクリート構造物および鉄骨構造物に想定される経年劣化事象と評価対象とする構造物

構 造 種 別	コンクリート構造物										鉄骨構造物	
	強度低下										耐火能力低下	
経年劣化事象	要 因	熱	放射線 照射	中性化	塩分 浸透	機械 振動	アルカリ 骨材反応	凍結融解	遮蔽能力低下	熱	腐食	風などに よる疲労
代 表 構 造 物	外部遮蔽壁			屋内面* ○			△	△				
	内部 コンクリート	1 次 遮蔽壁* ○	1 次 遮蔽壁* ○				△	△	1 次 遮蔽壁* ○		鉄骨部 △	鉄骨部 ▲
	原子炉格納 施設基礎						△	△				
	原子炉建屋						△	△			鉄骨部 △	鉄骨部 ▲
	原子炉補助建屋						△	△				
	焼却炉建家			屋内面* ○			△	△				
	タービン建屋					タービン 架台* ○	△	△			鉄骨部 △	鉄骨部 ▲
	海水ピット			気中帯* ○	○		△	△				

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（表中の○に対応する代表構造物：評価対象とする構造物）

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理対象事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理対象事象以外）

*：評価対象部位

4. 代表構造物の技術評価

4.1 コンクリートの強度低下

4.1.1 熱による強度低下

(1) 評価の概要

評価対象部位は、代表構造物のうち、運転時に最も高温状態となる内部コンクリート（1次遮蔽壁）とした。

評価点は、ガンマ発熱の影響の最も大きい炉心領域部および原子炉容器サポート（RVサポート）直下部とした。1次遮蔽壁の概要を図1に示す。

評価については、コンクリートの温度制限値と温度分布解析の結果を比較して行った。

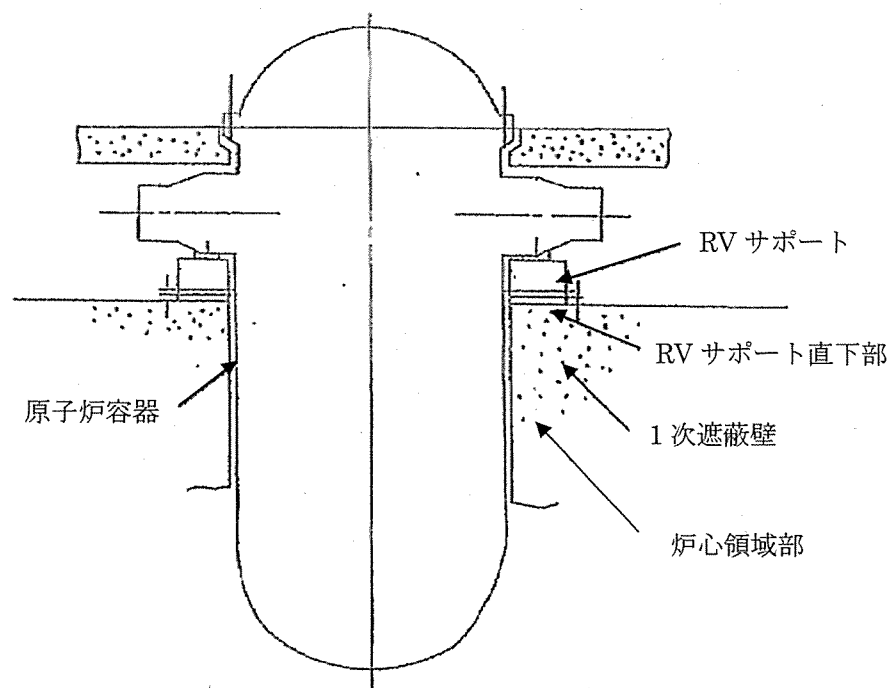


図1 1次遮蔽壁の概要

(2) 評価結果

解析の結果、コンクリートの最高温度は約55.0℃であり、制限値¹⁾である65℃以下であるため、長期健全性評価上問題とはならない。

4.1.2 放射線による強度低下

(1) 評価の概要

評価対象部位は内部コンクリートの1次遮蔽壁とし、評価点を中性子およびガンマ線照射量が最大となる1次遮蔽壁炉心側コンクリートとした。

評価については、評価点における運転開始後60年経過時点で予想される中性子照射量およびガンマ線照射量を解析により算出し、既往の知見によりコンクリート強度の低下が確認されている中性子照射量およびガンマ線照射量の閾値と比較して行った。

(2) 評価結果

a) 中性子照射量

中性子照射量と強度の関係に関しては、従来、Hilsdorf 他²⁾の文献における「中性子照射したコンクリートの圧縮強度 (f_{cu}) と照射しないコンクリートの圧縮強度 (f_{cu0}) の変化」を参照していた。一方、小嶋ほか³⁾の試験結果を踏まえた最新知見によると、コンクリートの圧縮強度は、 $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ の中性子照射量 ($E > 0.1 \text{ MeV}$) から低下する可能性があることが確認されている。

伊方3号炉の運転開始後60年経過時点における中性子照射量 ($E > 0.098 \text{ MeV}$) は約 $5.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ で、照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲は、深さ方向に最大でも12cm程度であり、1次遮蔽壁の厚さ（最小壁厚279cm）に比べて十分小さい。また、照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲を除いた構造体の耐力が地震時の鉛直荷重などの設計荷重を上回ること、日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601-1987）」に基づく内部コンクリートの最大せん断ひずみ評価に対して影響がないことを確認している。

b) ガンマ線照射量

ガンマ線照射量とコンクリート強度の関係に関する Hilsdorf 他²⁾によると、少なくとも $2 \times 10^8 \text{ Gy}$ ($2 \times 10^{10} \text{ rad}$) 程度のガンマ線照射量では有意な強度低下はみられない。

伊方3号炉の運転開始後60年経過時点におけるガンマ線照射量は約 $1.6 \times 10^8 \text{ Gy}$ (約 $1.6 \times 10^{10} \text{ rad}$) で、 $2 \times 10^8 \text{ Gy}$ ($2 \times 10^{10} \text{ rad}$) を下回っていることから、内部コンクリート（1次遮蔽壁）の強度への影響はないものと考えられる。

以上から、放射線照射による強度低下に対しては、長期健全性評価上問題とはならない。

4.1.3 中性化による強度低下

(1) 評価の概要

評価対象部位の候補としては、代表構造物全て（外部遮蔽壁、内部コンクリート、原子炉格納施設基礎、原子炉建屋、原子炉補助建屋、焼却炉建家、タービン建屋、海水ピット）が該当する。

このうち、評価対象部位および評価点として、空気環境の違いが中性化の進展に影響を与えることを踏まえ、屋内については空気環境の実測値を踏まえた中性化への影響度が最も大きい外部遮蔽壁の屋内面、運転開始後経過年数が長い焼却炉建家の屋内面、屋外については空気環境に大きな違いが生じないため、空気との接触時間が長い海水ピットの気中帯を選定した。

評価については、以下の手順にて実施した。

a) 中性化深さの推定

中性化深さを推定する式（中性化深さの実測値、空気環境値などを入力）により、運転開始後60年経過時点の中性化深さを算出（岸谷式⁴⁾、森永式⁵⁾および実測値に基づく $\sqrt{t}$ 式⁶⁾）

b) 最大中性化深さ推定値の抽出

中性化深さを推定する式により得られる中性化深さのうち、最大値となる中性化深さを抽出

c) 鉄筋が腐食し始める時の中性化深さの算出

鉄筋が腐食し始める時の中性化深さとして、屋内はかぶり厚さに2cmを加えた値、屋外はかぶり厚さの値をそれぞれ算出

d) 運転開始後60年経過時点の中性化深さの評価

b) と c) の中性化深さを比較

(2) 評価結果

表11に示すとおり、運転開始後60年経過時点における中性化深さが最大となる評価点において、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さを下回っていることから、長期健全性評価上問題とはならない。

表 11 運転開始後 60 年経過時点と鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さの比較

	調査時点の中性化深さ			3号炉運転開始後 60年経過時点の 中性化深さ* ² (cm) (推定式)	鉄筋が腐食 し始める時の 中性化深さ (cm)
	経過年数	実測値 (cm)	推定値 (cm) (推定式)		
外部遮蔽壁 (屋内面)	26年	0.4	3.2 (森永式)	4.8 (森永式)	7.0
焼却炉建家 (屋内面)	38年* ¹	1.5	3.0 (岸谷式)	4.1* ³ (岸谷式)	7.0
海水ピット (気中帯)	26年	0.3	1.5 (岸谷式)	2.2 (岸谷式)	8.5

* 1 : 焼却炉建家運用開始後の経過年数を示す。3号炉運転開始後の経過年数は26年

* 2 : 岸谷式、森永式および実測値に基づく $\sqrt{t}$ 式による評価結果のうち最大値を記載

* 3 : 焼却炉建家運用開始後の経過年数（72年）での値を記載

4.1.4 塩分浸透による強度低下

(1) 評価の概要

評価対象部位については、海水に接触するため供給塩分量が多い海水ピットを選定した。評価点については、潮位により環境条件の異なる気中帯、干満帯および海中帯を選定した。気中帯、干満帯および海中帯の区分は、朔望平均潮位に基づき、設定した。

評価については、以下の手順にて実施した。

a) 運転開始後60年経過時点における鉄筋腐食減量の算出

①調査における塩化物イオン濃度の測定結果をもとに、拡散方程式の解を回帰

②拡散方程式の解を用いて、運転開始後60年経過時点までの鉄筋位置における塩化物イオン濃度を算定

③森永式⁵⁾と運転開始後60年経過時点までの鉄筋位置における塩化物イオン濃度を用いて、運転開始後60年経過時点までに累積する鉄筋腐食減量を算定

b) かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点における鉄筋腐食減量の算出

森永式と鉄筋径およびかぶり厚さを用いて、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点における鉄筋腐食減量を算定

c) 運転開始後60年経過時点における鉄筋腐食減量の評価

a) と b) の鉄筋腐食減量を比較

(2) 評価結果

表12に示すとおり、運転開始後60年経過時点における鉄筋腐食減量は、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量を下回っていることから、長期健全性評価上問題とはならない。

表12 運転開始後60年経過時点と
かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量の比較

	経過年数	鉄筋位置での 塩化物イオン 濃度および量 (測定結果) 上段 (%) 下段 (kg/m ³)	鉄筋の腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)		
			調査時点	運転開始後 60年経過 時点	かぶりコンクリート にひび割れが発生す る時点
海水ピット (気中帯)	26年	0.01 (0.20)	3.0 (森永式)	7.3 (森永式)	90.1 (森永式)
海水ピット (干満帯)	26年	0.01 (0.15)	2.9 (森永式)	6.7 (森永式)	120.0 (森永式)
海水ピット (海中帯)	26年	0.01 (0.18)	0.0 (森永式)	0.0 (森永式)	120.0 (森永式)

4.1.5 機械振動による強度低下

(1) 評価の概要

評価対象部位の候補としては、代表構造物のうち原子炉補助建屋（非常用ディーゼル発電機基礎）およびタービン建屋（タービン架台）が該当する。

このうち、より振動の影響を受けるタービン建屋（タービン架台）を評価対象部位とし、評価点として、局部的に影響を受ける可能性がある基礎ボルト周辺のコンクリートを選定した。

(2) 評価結果

60年間の供用を想定すると、基礎ボルト周辺に機械振動によるひび割れが発生し強度低下が生じる可能性は否定できないものの、機械振動により機器のコンクリート基礎への定着部の支持力が失われるような場合、機械の異常振動や定着部周辺コンクリート表面に有意なひび割れが発生するものと考えられるため、目視確認でひび割れの発生が検知可能である。

また、定期的に目視確認を実施しており、機械振動に起因する有意なひび割れなどは認められていない。

以上から、機械振動による強度低下に対しては、長期健全性評価上問題とはならない。

4.1.6 コンクリートの強度試験結果

コンクリート構造物における現状のコンクリート強度は、代表構造物から試料を採取し、圧縮強度試験により確認した。その結果を表13に示す。

各代表構造物の平均圧縮強度が設計基準強度を上回っていることを確認した。

表13 コンクリートの強度試験結果

代表構造物	実施時期 (運転開始後 経過年数)	平均圧縮強度 (N/mm ²)	設計基準強度 (N/mm ²)
外部遮蔽壁	2021年 (26年)	41.2	26.5
内部コンクリート	2021年 (26年)	44.6	26.5
原子炉格納施設基礎	2021年 (26年)	41.1	26.5
原子炉建屋	2021年 (26年) 2023年 (28年)	37.3	26.5
原子炉補助建屋	2021年 (26年)	35.1	26.5
焼却炉建家	2021年 (38年)	34.1	20.6
タービン建屋	2021年 (26年)	43.8	20.6
海水ピット	2021年 (26年) 2023年 (28年)	51.5	23.5

4.2 コンクリートの遮蔽能力低下

(1) 評価の概要

評価対象部位は内部コンクリート（1次遮蔽壁）とし、評価点は運転時に最も高温となる炉心領域部および原子炉容器サポート（R Vサポート）直下部を選定した。評価については、制限値と温度分布解析の結果を比較して行った。

(2) 評価結果

解析の結果、コンクリートの最高温度は炉心領域部で約55.0℃であり、中性子遮蔽の88℃、ガンマ線遮蔽の177℃の制限値⁷⁾以下であることから、長期健全性評価上問題とはならない。

4.3 現状保全

コンクリートの強度低下については、定期的に見視確認を実施し、強度に支障をきたす可能性のあるような有意な欠陥がないことを確認し、必要に応じて塗装の塗替えなどの補修を実施している。あわせて、強度に急激な経年劣化が生じていないことを、非破壊試験による点検において、定期的を確認している。

コンクリートの遮蔽能力低下については、定期的に見視確認を実施し、遮蔽能力に支障をきたす可能性があるひび割れなどの有意な欠陥がないことを確認している。

4.4 総合評価

コンクリートの強度低下については、現状において設計基準強度を上回っており、強度低下が急激に発生する可能性は極めて小さいと考えられる。また、ひび割れなどについては見視確認で検知可能であり、必要に応じて塗装の塗替えなどの補修を実施していることから、保全方法は適切であり、現状保全を継続することにより健全性の維持は可能である。

コンクリートの遮蔽能力低下については、遮蔽能力の低下の可能性はないと考えられる。また、ひび割れなどについては見視確認で検知可能であり、保全方法は適切であり、現状保全を継続することにより、健全性の維持は可能である。

4.5 高経年化への対応

今後も現状の保全方法により健全性を確認していくものとし、現状保全項目に、高経年化対策の観点から追加すべきものはない。

5. 代表構造物以外の評価

5.1 グループ内全構造物への展開

コンクリート構造物および鉄骨構造物の技術評価については、代表構造物について、各経年劣化事象に影響を及ぼす要因ごとに使用条件などを考慮して実施しており、グループ内構造物の使用条件は代表構造物の使用条件に包含されているため、技術評価結果も代表構造物の評価結果に包含された結果となる。

6. まとめ

6.1 審査ガイド等に対する確認結果

「2. 基本方針」で示した審査ガイド等記載事項に対して高経年化に関する技術評価を適切に実施していることを確認した。コンクリート構造物および鉄骨構造物についての審査ガイド等記載事項との対比を表 14 に示す。

表 14 コンクリート構造物および鉄骨構造物についての審査ガイド等記載事項との対比

ガイド	記載事項	技術評価結果
実用発電用 原子炉施設 における高 経年化対策 審査ガイド	3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点 (1) 高経年化技術評価の審査 ⑫健全性の評価 実施ガイド3.1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生又は進展に係る健全性を評価していることを審査する。	「4. 代表構造物の技術評価」に示すとおり、代表構造物について運転開始後 60 年経過時点を想定した健全性評価を実施した。
	⑬現状保全の評価 健全性評価結果から現状の保全策の妥当性が評価されていることを審査する。	「4.3 現状保全」に示すとおり、健全性評価結果から、現状の保全策が妥当であることを確認した。
	⑭追加保全策の抽出 現状保全の評価結果から、現状保全に追加する必要がある新たな保全策が抽出されていることを審査する。	「4.5 高経年化への対応」に示すとおり、現状保全項目に、高経年化対策の観点から追加すべき新たな保全策はなかった。
	(2) 長期施設管理方針の審査 ①長期施設管理方針の策定 すべての追加保全策について長期施設管理方針として策定されているかを審査する。	「4.5 高経年化への対応」に示すとおり、現状保全項目に、高経年化対策の観点から追加すべきものはないと判断した。 「6.2 施設管理に関する方針として策定する事項」に示すとおり、長期施設管理方針として策定する事項は抽出されなかった。
実用発電用 原子炉施設 における高 経年化対策 実施ガイド	3. 1 高経年化技術評価の実施及び見直し 高経年化技術評価の実施及び見直しに当たっては、以下の要求事項を満たすこと。 ⑤抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、以下に規定する期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の施設管理に追加すべき保全策（以下、「追加保全策」という。）を抽出すること。 イ. 実用炉規則第 82 条第 1 項の規定に基づく高経年化技術評価プラントの運転を開始した日から 60 年間（ただし、⑧ただし書の規定に該当する場合にはプラントの運転を開始した日から 40 年間とする。）	「4.5 高経年化への対応」に示すとおり、現状保全項目に、高経年化対策の観点から追加する新たな保全策はなかった。
	3. 2 長期施設管理方針の策定及び変更 長期施設管理方針の策定及び変更にあたっては、以下の要求事項を満たすこと。 ①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたもの全て。）について、発電用原子炉ごとに、施設管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期施設管理方針を策定すること。 なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたものの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期施設管理方針を策定すること。	「4.5 高経年化への対応」に示すとおり、現状保全項目に、高経年化対策の観点から追加すべきものはないと判断した。 「6.2 施設管理に関する方針として策定する事項」に示すとおり、長期施設管理方針として策定する事項は抽出されなかった。

6.2 長期施設管理方針として策定する事項

コンクリート構造物および鉄骨構造物に関する評価について、長期施設管理方針として策定する事項は抽出されなかった。

【参考文献】

- 1) 日本建築学会「原子炉建屋構造設計指針・同解説」(1988)
- 2) Hilsdorf、Kropp、and Koch、「The Effects of Nuclear Radiation on the Mechanical Properties of Concrete」、American Concrete Institute Publication、SP 55-10. 1978
- 3) 小嶋他、NTEC-2019-1001「中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響」(2019)
- 4) 日本建築学会「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針(案)・同解説」(1991)
- 5) 森永繁「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究—東京大学学位論文」(1986)
- 6) 土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編」(2022)
- 7) 「コンクリート遮蔽体設計規準」(R.G.Jaeger et al. 「Engineering Compendium on Radiation Shielding(ECRS) VOL.2」)(1975)

タイトル	伊方発電所 土木建築設備施設管理マニュアルにおける点検の項目、方法および判定基準について
説明	伊方発電所 土木建築設備施設管理マニュアルに基づき定期的に実施する点検の項目、方法および判定基準を以下に示す。 添付 1 定期点検一覧表 添付 2 健全度評価基準 添付 3 点検・調査結果判定基準表 添付 4 コンクリート構造部および鉄骨構造部点検要領

定期点検一覧表

	外観点検	非破壊調査
コンクリート構造物	1 回／1 年※ ¹	1 回／5 年
鉄骨構造物	1 回／1 年※ ¹	—

※ 1 外部遮蔽壁、内部コンクリート、原子炉格納施設基礎、タービン架台および海水ピット
(水中部) の点検頻度は、1 回／1 定検サイクル

タービン建屋の点検頻度は、1 回／2 年

健全度評価基準

添付資料-4

健全度評価基準

健全度	評価基準	対応
A	・健全	・必要に応じて、過去の点検データならびに材料、設置環境、使用頻度等から劣化発生の有無や進展速度を考慮の上、点検・調査項目・頻度の変更について検討する
B	・劣化・損傷等の異常は軽微だが、継続的に進行状態を観察する必要がある	・原則として補修等の対応は必要ないが、その状況を記録にとどめておき、次の点検時において劣化、損傷の進行度合いを確認する
C	・劣化・損傷等があり、計画的に補修する必要がある ・放置しておくとは将来的に機能喪失につながると予想される	・原則として早急に補修を実施する必要があるが、他の補修計画を考慮した上で弾力的に対応する
D	・劣化・損傷等の異常が著しく、速やかに補修する必要がある ・放置しておくとは至近に機能喪失につながると予想される	・可能な限り早急に補修を講ずることを原則とする
E	・機能喪失状態にあり、緊急に対策の必要がある	・緊急に補修を実施すべきであり、実施できない場合は少なくとも応急的な処置を行い、当面の安全策を講ずる
Q	・劣化・損傷等の発生原因が不明な場合などで、定期点検では適切な判断が困難な場合がある ・柱、梁、耐震壁等構造上重要な躯体の不具合事象に進展性が見られる	・重要度等に応じて詳細調査を計画・実施する

※廃止措置段階の設備において、性能維持施設および法律等により保全が定められているもの以外については「事後保全」とする

点検・調査結果判定基準表

1. 土木設備

対象部位・機器	分類 ^{#1}	要求機能	点検・調査項目	点検・調査内容	健全度					備考
					A	B	C	D	E	Q
配電設備	①	安全上特に重要な関連機器(原子炉補機冷却海水系)	非破壊調査	材料強度	指定値が設計基準強度以上	-	-	-	-	指定値が設計基準強度未満
	①	電源供給設備(循環水系)		ひび割れ	前回値と比較して進行がない 0.2mm≦幅≦0.4mm	-	-	-	機械摩耗に等しい損傷が認められる	前回値と比較して進行性がある
	①	緊急時の対策上重要なもの及び異常状態の把握機能(雨水系)	外観点検	剥離・剥落	剥離・剥落が認められない	-	剥離・剥落が認められる	剥離・剥落により、鉄筋が露出している	機械摩耗に等しい損傷が認められる	-
	①	支持機能		変形腐食	錆付が認められない	-	錆付が認められる	-	機械摩耗に等しい損傷が認められる	-
	②	地震による損傷の防止		ひび割れ ^{#2}	ひび割れが認められない	-	ひび割れが認められる	-	機械摩耗に等しい損傷が認められる	-
	②	外部からの衝撃による損傷の防止(電巻)	実地測定	ジョイント部の変位	変位が認められない	-	前回値と比較して進行性がある	前回値と比較して大きく進行性がある	通水を阻害する変位が認められる	前回値と比較して進行性がある
	②	火災による損傷の防止(貯蔵槽)		剥離・剥落	剥離・剥落が認められない	-	-	剥離・剥落が認められる (要求厚≧欠損断面厚)	剥離・剥落が認められる (要求厚≧欠損断面厚)	-
	②	原子炉制御室等(居住性)	外観点検	ひび割れ	ひび割れ(使用性)の判定基準に準じる	-	-	-	劣へい・変形・損傷に等しい損傷が認められる	-
	②	放射線物質による汚染の防止								
	-	その他自ら定める設備								
水密扉	①	緊急時の対策上重要なもの及び異常状態の把握機能(消防系)	形状(型取)	剥離・剥落	剥離・剥落が認められない	剥離・剥落が認められる (要求厚≧欠損断面厚)	-	剥離・剥落が認められる (要求厚≧欠損断面厚)	剥離・剥落が認められる (要求厚≧欠損断面厚)	-
	②	火災による損傷の防止(火災区域・区画構造物)								
	②	地震による損傷の防止		損傷変形腐食他	外観に異常が認められない (機械上問題なし)	-	-	外観に異常が認められる (機械摩耗に等しい損傷有り)	止水性が維持できない	-
	②	外部からの衝撃による損傷の防止(電巻)	外観点検	動作状態	閉まる	-	-	閉まらぬ	閉まらぬ	-
	②	津波による損傷の防止		密着性	光が漏れない	-	-	-	光が漏れる	-
	②	高電圧原子炉施設内における海水等による損傷の防止								

点検・調査結果判定基準表

対象部位・機器		要求機能 分類別	要求機能担の ための管理項目	点検・調査 項目	点検・調査 内容	健全度					備考
						A	B	C	D	E	Q
躯体	RC造	躯体全般	—	外観点検	屋外 ひび割れ (使用性)	幅<0.3mm	0.3mm<幅<0.8mm	—	0.8mm<幅	—	—
				外観点検	屋内 剥離・剥落(使用性)	幅<0.4mm	0.4mm<幅<1.0mm	—	1.0mm<幅	—	—
		柱、壁、床、基礎 等 (強度が要求される部位)	① 支持機能 ② 地震による損傷の防止 ③ 外部からの衝撃による損傷の防止(衝撃) ④ 外部からの衝撃による損傷の防止(火山) ⑤ 特定重大事故等対処施設	非破壊調査	材料強度	指定値が 設計基準強度以上	—	—	—	—	指定値が 設計基準強度未満
				外観点検	ひび割れ (構造安全性)	構造的安全性に影響を及ぼす ひび割れは認められない	—	—	構造的安全性に影響を及ぼす ひび割れは認められる	強度低下に繋がる深い損傷が 認められる	—
				外観点検	剥離・剥落	剥離・剥落は認められない	—	—	剥離・剥落は認められる	強度低下に繋がる深い損傷が 認められる	—
				外観点検	剥離・剥落	剥離・剥落は認められない	—	—	剥離・剥落は認められる	強度低下に繋がる深い損傷が 認められる	—
		壁、床、天井 (管理区域境界を構成する部位)	① 立ち上りの防止 ② 性能維持機能(放射性物質の漏えい防止機能) ③ 緊急時対策上重要なるもの及び異常状態の記 録機能(閉鎖系)	外観点検	外観	区域で定めている (閉鎖・漏えい防止等)を遵守している	—	—	—	区域で定めている (閉鎖・漏えい防止等)を遵守している	—
				外観点検	剥離・剥落	剥離・剥落は認められない	—	—	剥離・剥落は認められる	剥離・剥落が認められる (密封等<次損断面積)	—
				外観点検	外観	設計通りであること (必要時を有している)	—	—	—	設計通りであること (必要時を有している)	—
				外観点検	剥離・剥落	剥離・剥落は認められない	—	—	剥離・剥落は認められる	剥離・剥落が認められる (密封等<次損断面積)	—
設備	RC造	躯体全般	—	外観点検	屋外 ひび割れ (使用性)	幅<0.3mm	0.3mm<幅<0.8mm	—	0.8mm<幅	—	—
				外観点検	屋内 剥離・剥落(使用性)	幅<0.4mm	0.4mm<幅<1.0mm	—	1.0mm<幅	—	—
		柱、壁、床、基礎 等 (強度が要求される部位)	① 支持機能 ② 地震による損傷の防止 ③ 外部からの衝撃による損傷の防止(衝撃) ④ 外部からの衝撃による損傷の防止(火山) ⑤ 特定重大事故等対処施設	非破壊調査	材料強度	指定値が 設計基準強度以上	—	—	—	—	指定値が 設計基準強度未満
				外観点検	ひび割れ (構造安全性)	構造的安全性に影響を及ぼす ひび割れは認められない	—	—	構造的安全性に影響を及ぼす ひび割れは認められる	強度低下に繋がる深い損傷が 認められる	—
				外観点検	剥離・剥落	剥離・剥落は認められない	—	—	剥離・剥落は認められる	強度低下に繋がる深い損傷が 認められる	—
				外観点検	剥離・剥落	剥離・剥落は認められない	—	—	剥離・剥落は認められる	強度低下に繋がる深い損傷が 認められる	—
		壁、床、天井 (管理区域境界を構成する部位)	① 立ち上りの防止 ② 性能維持機能(放射性物質の漏えい防止機能) ③ 緊急時対策上重要なるもの及び異常状態の記 録機能(閉鎖系)	外観点検	外観	区域で定めている (閉鎖・漏えい防止等)を遵守している	—	—	—	区域で定めている (閉鎖・漏えい防止等)を遵守している	—
				外観点検	剥離・剥落	剥離・剥落は認められない	—	—	剥離・剥落は認められる	剥離・剥落が認められる (密封等<次損断面積)	—
				外観点検	外観	設計通りであること (必要時を有している)	—	—	—	設計通りであること (必要時を有している)	—
				外観点検	剥離・剥落	剥離・剥落は認められない	—	—	剥離・剥落は認められる	剥離・剥落が認められる (密封等<次損断面積)	—
器具	RC造	躯体全般	—	外観点検	屋外 ひび割れ (使用性)	幅<0.3mm	0.3mm<幅<0.8mm	—	0.8mm<幅	—	—
				外観点検	屋内 剥離・剥落(使用性)	幅<0.4mm	0.4mm<幅<1.0mm	—	1.0mm<幅	—	—
		柱、壁、床、基礎 等 (強度が要求される部位)	① 支持機能 ② 地震による損傷の防止 ③ 外部からの衝撃による損傷の防止(衝撃) ④ 外部からの衝撃による損傷の防止(火山) ⑤ 特定重大事故等対処施設	非破壊調査	材料強度	指定値が 設計基準強度以上	—	—	—	—	指定値が 設計基準強度未満
				外観点検	ひび割れ (構造安全性)	構造的安全性に影響を及ぼす ひび割れは認められない	—	—	構造的安全性に影響を及ぼす ひび割れは認められる	強度低下に繋がる深い損傷が 認められる	—
				外観点検	剥離・剥落	剥離・剥落は認められない	—	—	剥離・剥落は認められる	強度低下に繋がる深い損傷が 認められる	—
				外観点検	剥離・剥落	剥離・剥落は認められない	—	—	剥離・剥落は認められる	強度低下に繋がる深い損傷が 認められる	—
		壁、床、天井 (管理区域境界を構成する部位)	① 立ち上りの防止 ② 性能維持機能(放射性物質の漏えい防止機能) ③ 緊急時対策上重要なるもの及び異常状態の記 録機能(閉鎖系)	外観点検	外観	区域で定めている (閉鎖・漏えい防止等)を遵守している	—	—	—	区域で定めている (閉鎖・漏えい防止等)を遵守している	—
				外観点検	剥離・剥落	剥離・剥落は認められない	—	—	剥離・剥落は認められる	剥離・剥落が認められる (密封等<次損断面積)	—
				外観点検	外観	設計通りであること (必要時を有している)	—	—	—	設計通りであること (必要時を有している)	—
				外観点検	剥離・剥落	剥離・剥落は認められない	—	—	剥離・剥落は認められる	剥離・剥落が認められる (密封等<次損断面積)	—

コンクリート構造部および鉄骨構造部点検要領

(別冊-1)

コンクリート構造部および鉄骨構造部点検要領

1. 適用範囲

この点検要領は、土木建築設備の躯体および機器支持部におけるコンクリート構造部および鉄骨構造部に適用する。

2. 点検要領

土木設備におけるコンクリート構造部の点検要領を別表-1に、建築設備におけるコンクリート構造部および鉄骨構造部の点検要領を別表-2示す。

また、コンクリート構造部および鉄骨構造部に劣化が認められた場合は、別表-3（コンクリート構造部 劣化原因推定項目）、別表-4（鉄骨構造部 劣化原因推定項目）等を参考に劣化原因を推定し、記録する。

3. その他

この点検要領に記載なき事項については、「土木建築設備施設管理マニュアル」の本文による。

別表-1 (土木設備) コンクリート構造部の点検要領

点検・調査項目	点検・調査内容	記録方法
外観点検 気中部※ 水中部※ 被水可 被水不可	目視にて、ひび割れの有無・範囲を確認し、ひび割れスケール等を用いて、ひび割れの幅・長さ・位置を計測する。 ハンマー等を用いて、剥離・剥落の有無・範囲を確認する。 目視にて、鉄筋腐食、漏水等の有無を確認する。 目地部等で変状がある場合は、変位量を計測する。 潜水作業によるビデオ・写真撮影または水中テレビロボットによるビデオ撮影により、ひび割れ、剥離・剥落や鉄筋腐食等の有無・範囲を確認する。	管理番号を付与し、写真、図面等を用いて、確認・計測結果を記録する。
移動測定	測量器具を用いて、発電所構内に設置している基準点の健全性を確認した後、構造物の水平移動量を測定する。 なお、精度は基準点測量の3級相当以上とする。	構造物の挙動が把握できるよう、測量結果の表およびグラフ等を作成する。
沈下測定	測量器具を用いて、発電所構内に設置している水準点の健全性を確認した後、構造物の沈下量を測定する。 なお、精度は水準点測量の3級相当以上とする。	構造物の挙動が把握できるよう、測量結果の表およびグラフ等を作成する。
内部調査	コンクリート蓋を開放した上でダクト内部等を対象に、外観点検と同様の点検・調査内容にて実施する。	管理番号を付与し、写真、図面等を用いて、計測・確認結果を記録する。
非破壊調査	リバウンドハンマーによりコンクリート反発硬度の測定を実施する。測定方法については、JIS A 1155「コンクリートの反発度の測定方法」に基づき実施する。	写真、図面を用いて、調査位置、測定結果を記録する。 反発硬度を基に圧縮強度の推定値を算出する。推定にあたっては、材料学会式の評価値を材齢補正係数により補正する。

※取放水設備（取水ビット・取水路・放水ビット・放水路・海水ビット・海水路）に適用する。

別表-2 (建築設備) コンクリート構造部および鉄骨構造部の点検要領

点検・調査項目		点検・調査内容	記録方法
コンクリート構造部	外観点検	・目視にて、ひび割れの有無・パターンを確認し、ひび割れスケール等を用いて、ひび割れの幅・長さ・位置を計測する。 ・ハンマー等を用いて、剥離・剥落の有無・範囲を確認する。 ・目視にて、鉄筋腐食（錆汁）、鉄筋露出、漏水等の有無を確認する。	管理番号を付与し、写真、図面を用いて、確認・計測結果を記録する。
	非破壊調査	リバウンドハンマーによりコンクリート反発硬度の測定を実施する。測定方法については、JIS A 1155「コンクリートの反発度の測定方法」に基づき実施する。	写真、図面を用いて、調査位置、測定結果を記録する。反発硬度を基に圧縮強度の推定値を算出する。推定にあたっては、材料学会式の評価値を材齢補正係数により補正する。
鉄骨構造部	外観点検	・目視にて、塗膜・皮膜の異常の有無、過大な変形の有無を確認する。 ・部材表面の錆の状態、塗膜・皮膜劣化の有無、鋼材の腐食による断面積の減少の有無を確認する。 ・目視にて、接合部のすべり・き裂・破断、ボルトのゆるみ・破断に関連する塗膜の異常の有無を確認する。	写真、図面を用いて、劣化箇所毎に状態を記録する。

別表-3 コンクリート構造部 劣化原因推定項目

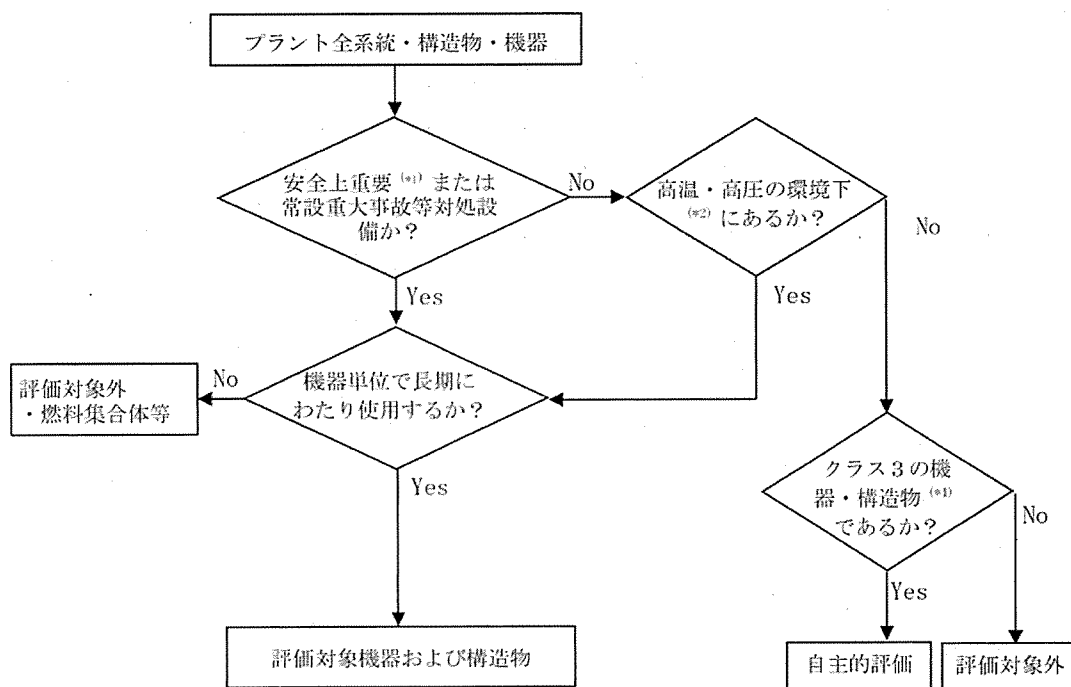
項 目	中性化	塩分浸透	アルカリ 骨材反応	その他
ひび割れの進行性かどうか	○	○	○	○
アルカリ骨材反応に由来する特徴的なひび割れ (亀甲状等)は発生しているか	—	—	○	—
ひび割れが主筋方向に沿って直線的であるか	○	○	○	○
剥離・剥落の有無	○	○	○	○
変色の有無	—	—	○	○
ひび割れからの漏水の有無	○	○	○	○
ひび割れからの錆汁の有無	○	○	○	○
ひび割れからの遊離石灰 (エフロレッセンス) の有無	○	○	○	○
雨水等の水分が供給される環境にある	—	○	○	○
白色のゲル状物質の析出	—	—	○	—
海水の影響を受ける設備か否か	—	○	—	—
CO ₂ の供給量が多い (屋内・屋外)	○	—	—	—
保護塗膜の劣化の有無	—	—	—	○
常に機器等の振動を受ける	—	—	—	○
空調等により強制乾燥されている	—	—	—	○
ひび割れ発生個所が断面の大と小の境界部である	—	—	—	○
隅角部の応力集中	—	—	—	○
ひび割れ発生個所が打継目・コールドジョイント である	—	—	—	○
不等沈下によるひび割れ	—	—	—	○
地震・火災後発生したひび割れである	—	—	—	○
常時運転時において高温に曝されている	—	—	—	○
放射線の照射を長期間にわたって受けている	—	—	—	○

別表-4 鉄骨構造部 劣化原因推定項目

項 目	塗膜劣化	皮膜劣化 〔亜鉛めっき 皮膜消失〕	その他	
			地震・台風 などの荷重	火災による 熱
塗膜・皮膜の異常の有無	○	○	—	—
鋼材の腐食（発錆・断面欠損）の有無	○	○	—	—
鋼材の降伏・座屈・きれつ・破断・過大変形 の有無	—	—	○	○
接合部のすべり・きれつ・破断の有無	—	—	○	○
ボルトのゆるみ・破断の有無	—	—	○	○
熱による鋼材の強度低下の有無	—	—	—	○

タイトル	対象構造物および代表構造物の選定過程について
説明	伊方3号炉におけるコンクリート構造物および鉄骨構造物の技術評価について、対象構造物および代表構造物の選定過程を以下に示す。 1. 対象構造物の選定 対象構造物は、安全重要度分類審査指針^{※1}およびこれを踏まえ具体的な分類を示した日本電気協会「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針」（JEAG4612-2010）に基づき識別した色塗系統図等により抽出される機器・構造物を対象とし、該当する構造物、または該当する機器を支持する構造物を選定した。 評価対象の抽出フローを添付1に示す。 ※1：発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定） 2. 代表構造物の選定 対象構造物の使用条件（高温部の有無、放射線の有無など）の影響の大きさに基づき、代表構造物を選定した。 添付1 評価対象の抽出フロー

評価対象の抽出フロー



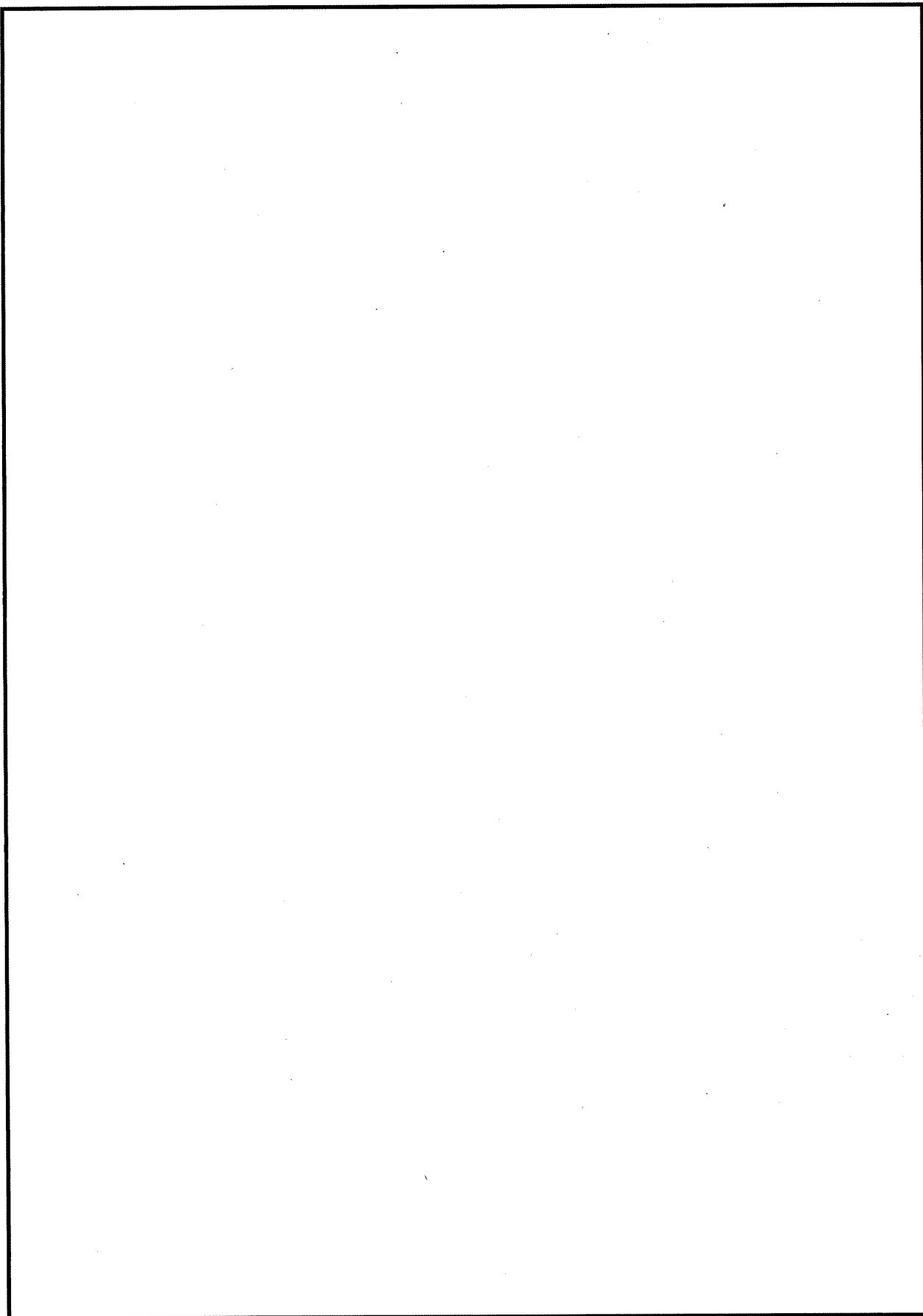
*1 重要度分類クラス1および2^(※3) (耐津波安全性評価が必要な浸水防護施設に属する機器および構造物を含む。)

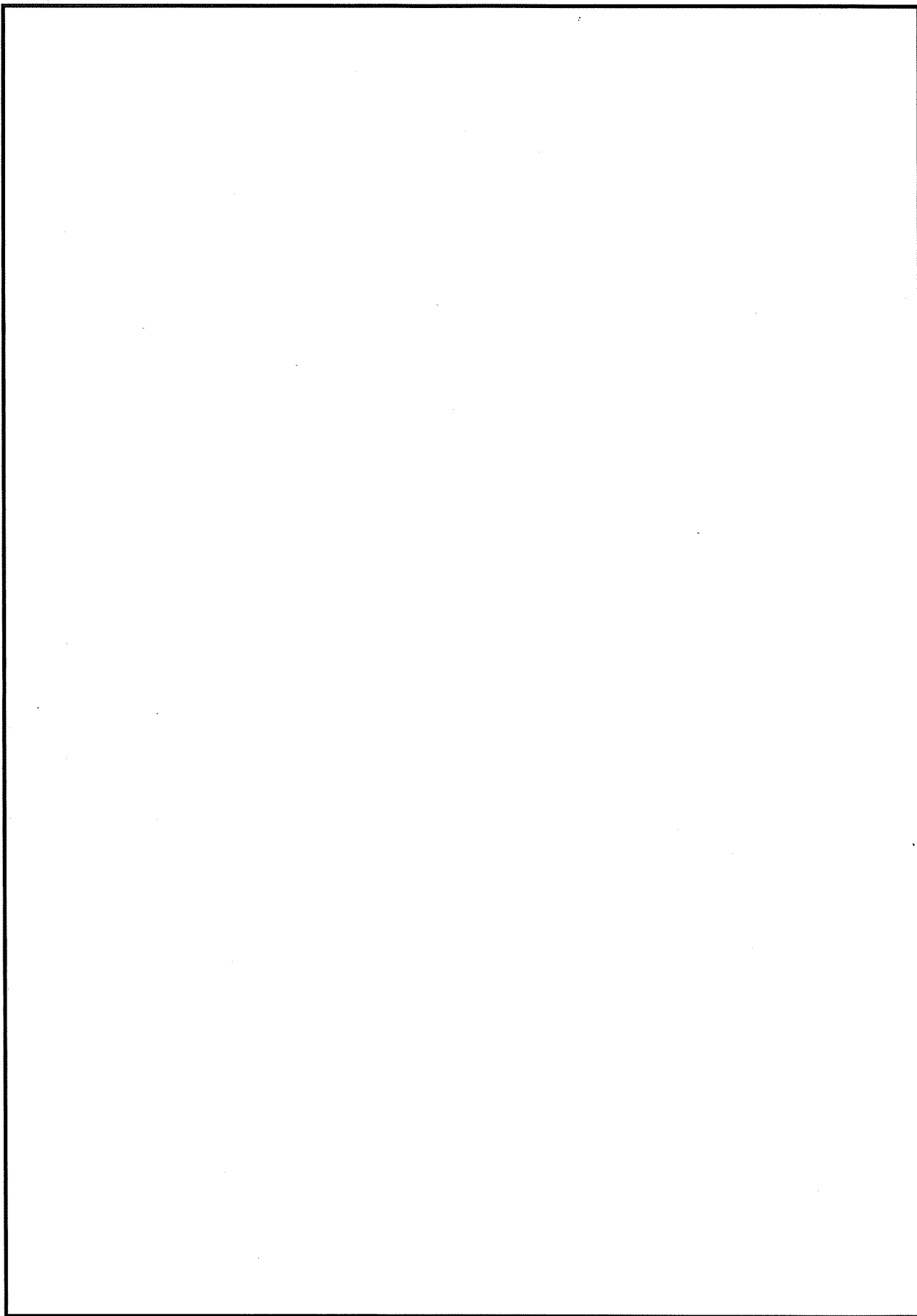
*2 重要度分類クラス3のうち、最高使用温度が95℃を超え、または最高使用圧力が1900kPaを超える環境下にある機器 (原子炉格納容器外にあるものに限る)

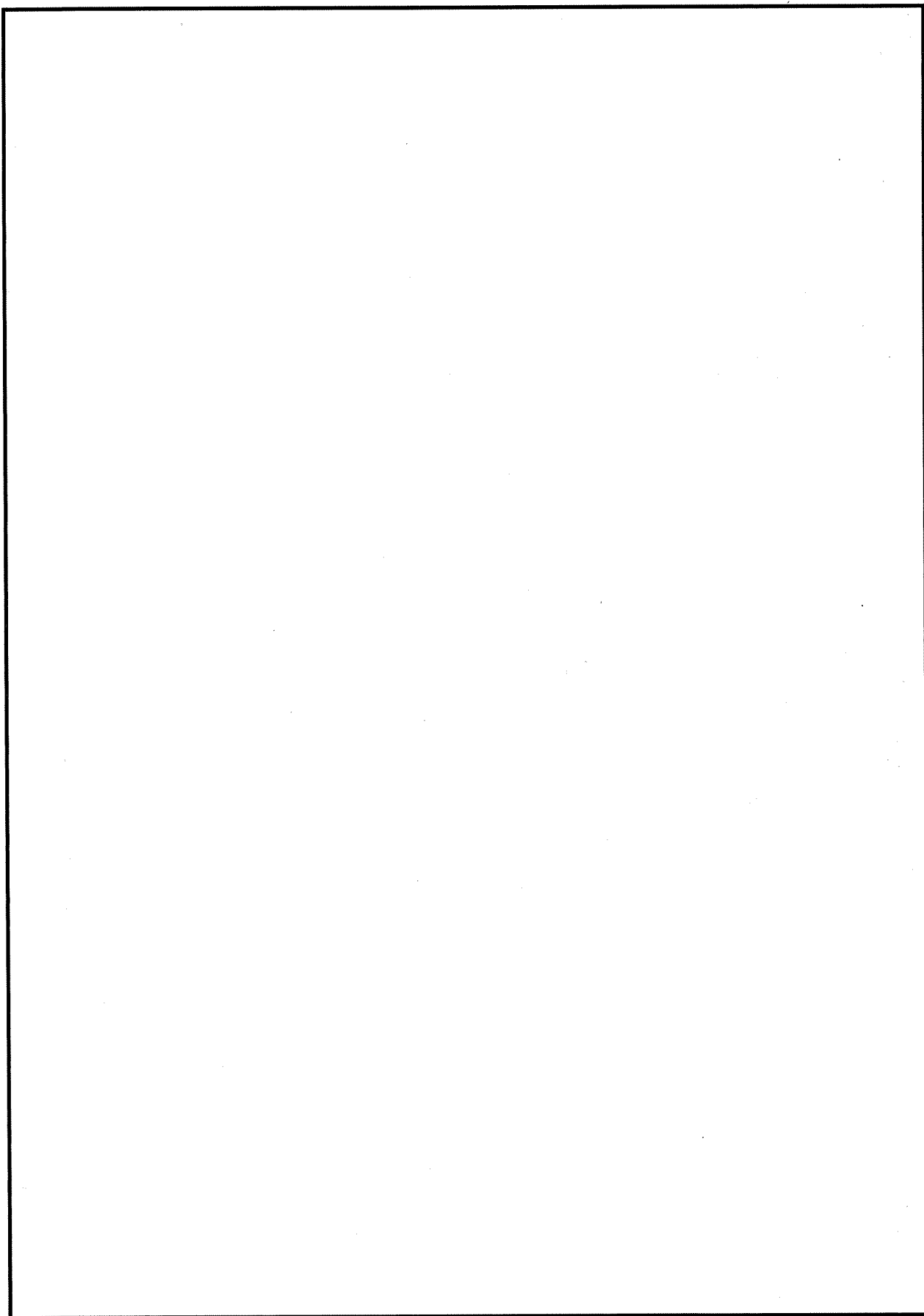
*3 「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定の重要度分類)

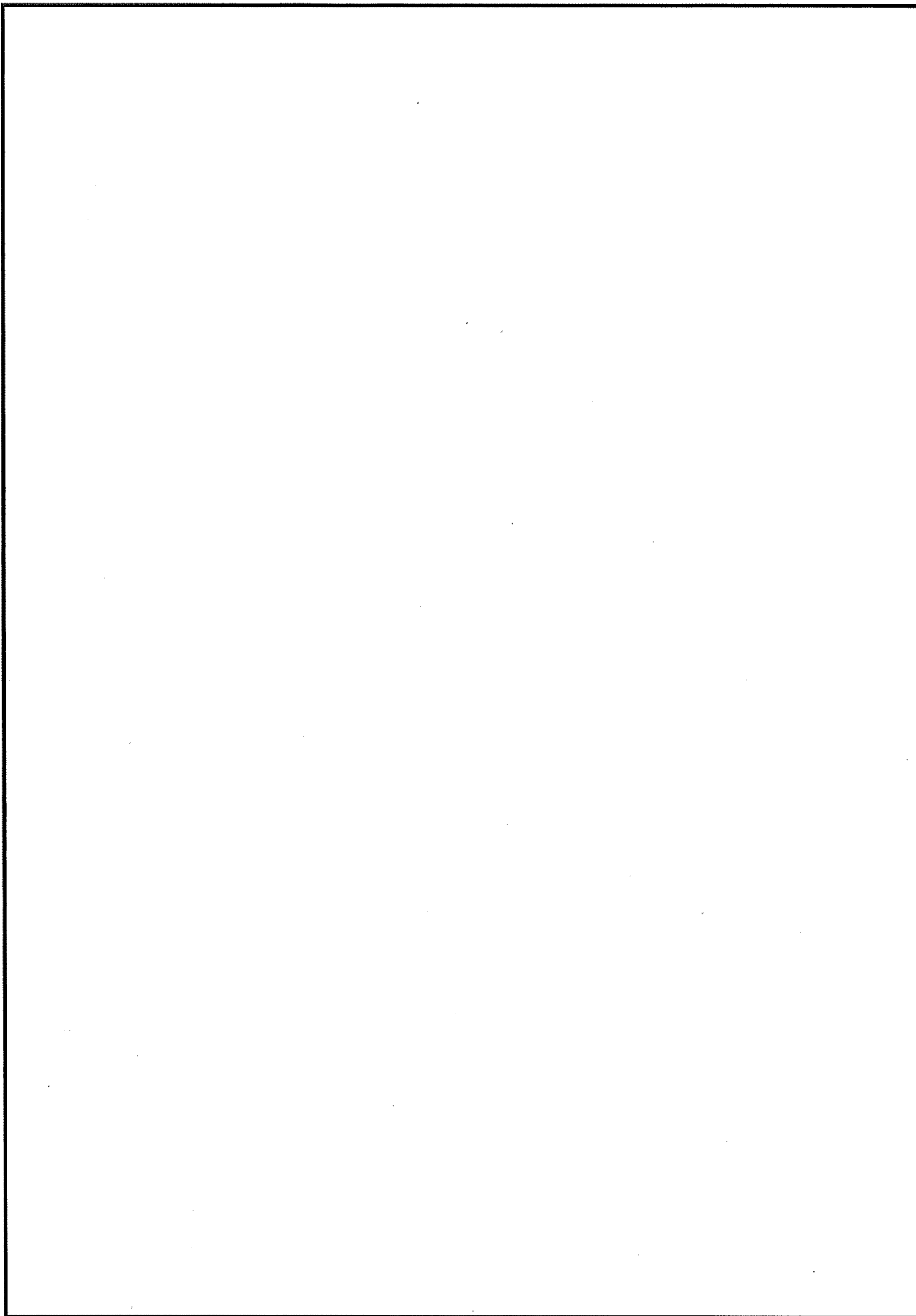
*4 浸水防護施設に属する機器および構造物を含む。

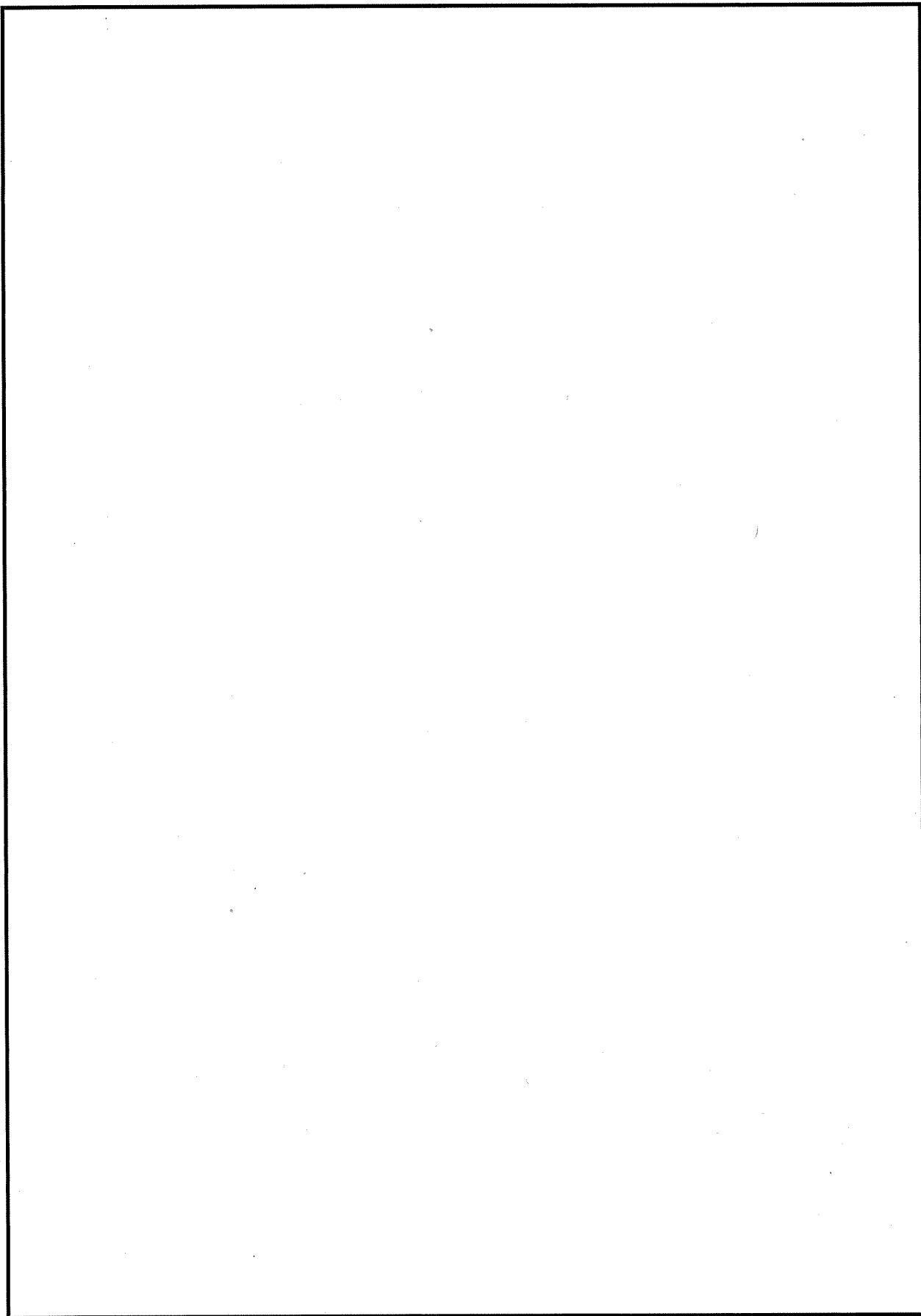
タイトル	耐火能力の考え方および耐火能力が要求されている壁の位置について
説明	コンクリート構造物の耐火能力は、コンクリートの断面厚により確保する設計としている。耐火能力が要求されている壁の位置については、「伊方発電所3号機工事計画認可申請書（原子力発第13122号 平成28年3月23日認可）」、「伊方発電所3号機工事計画認可申請書（原子力発第18295号 令和2年3月26日認可）」および「伊方発電所3号機工事計画認可申請書（原子力発第22157号 令和5年8月4日認可）」に示すとおりである（添付1参照）。 添付1 火災区域などの位置図

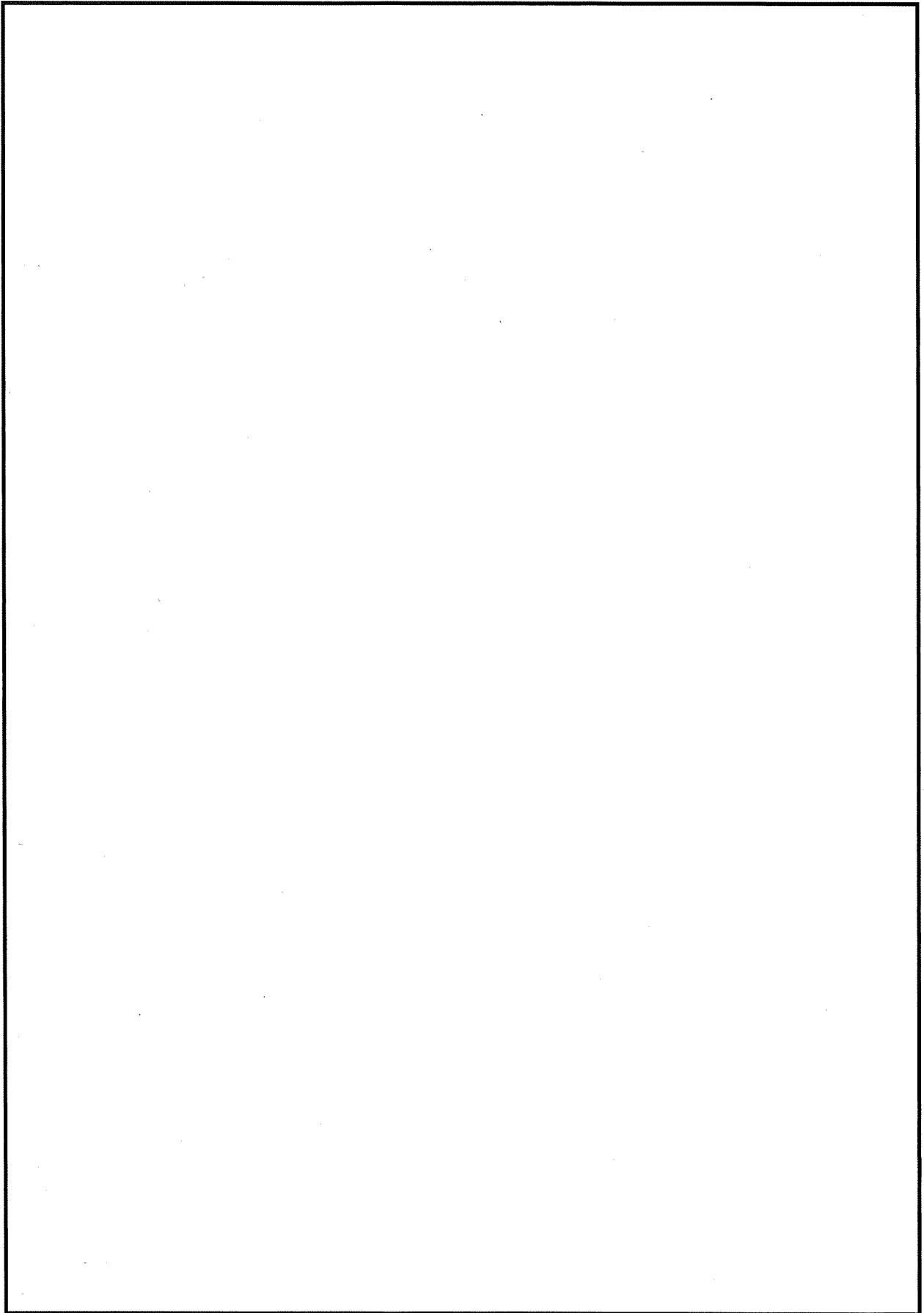


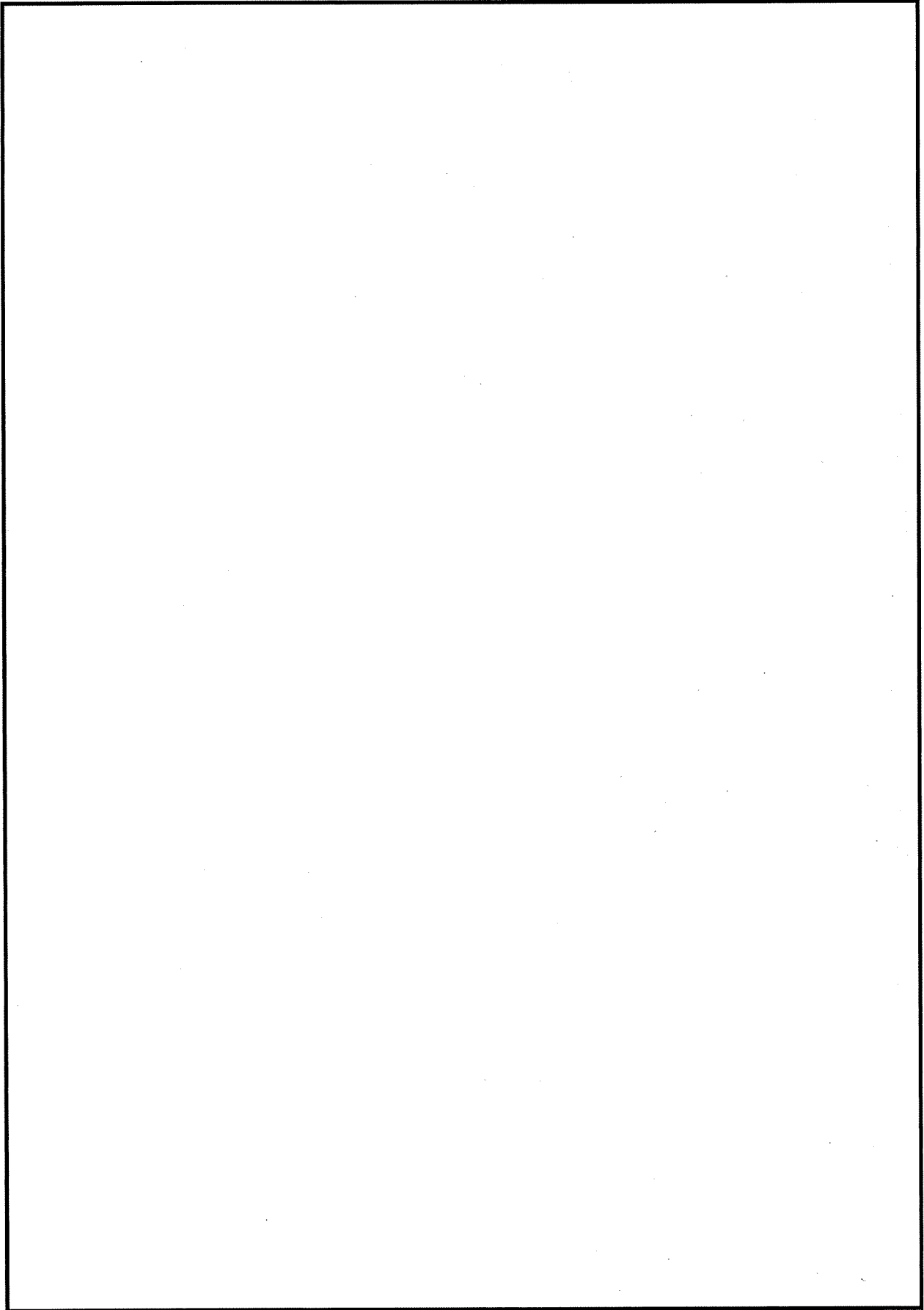


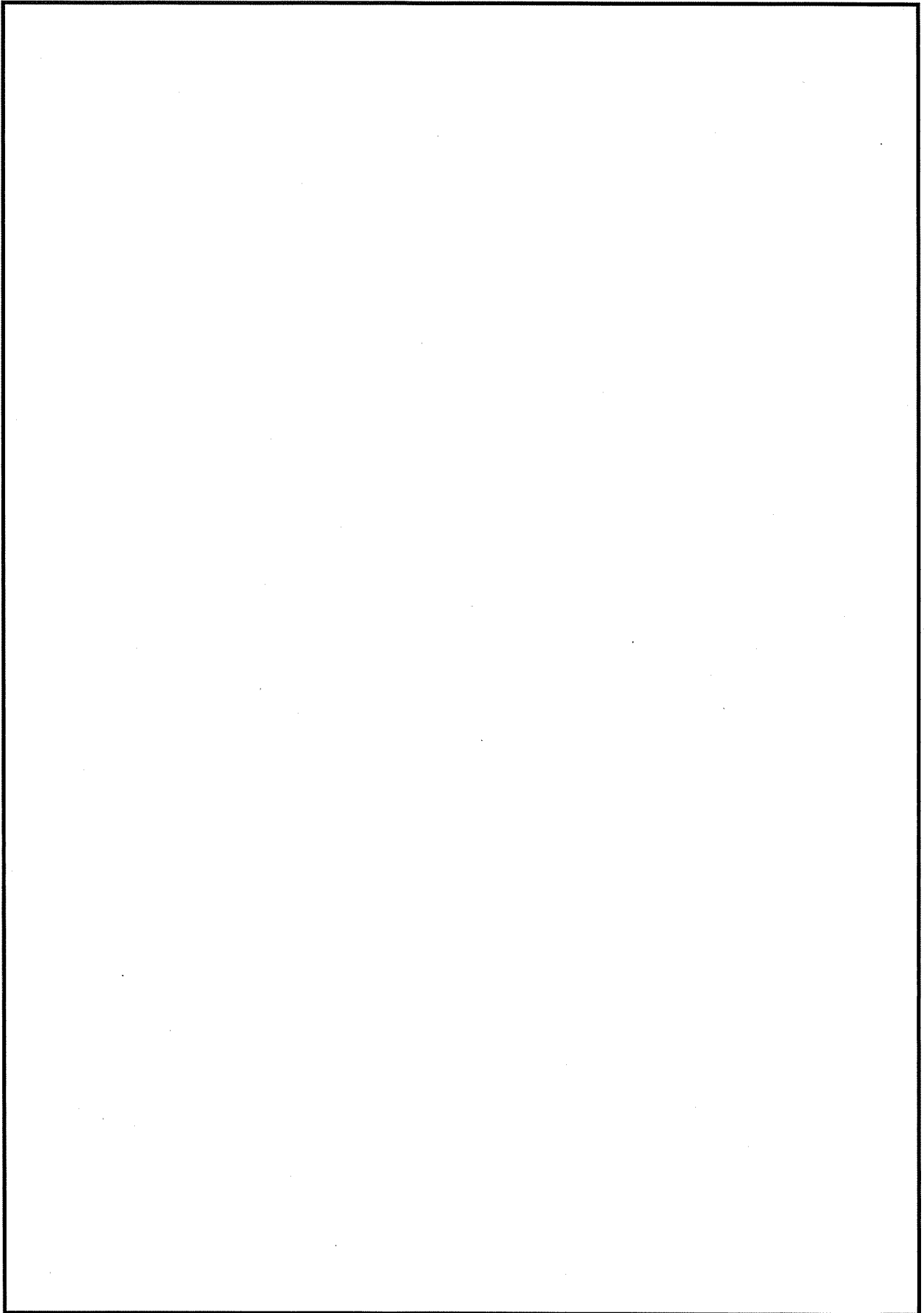


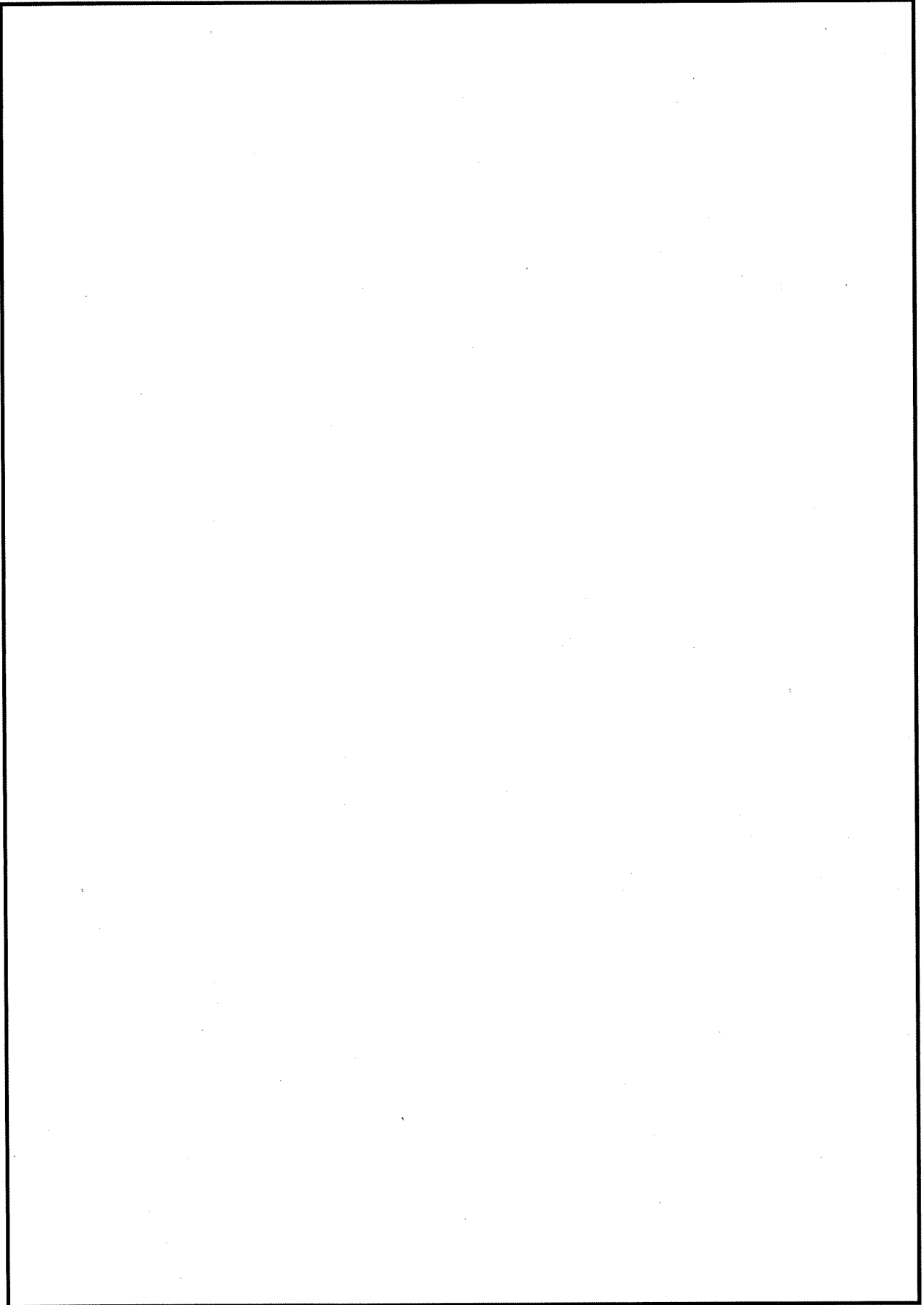


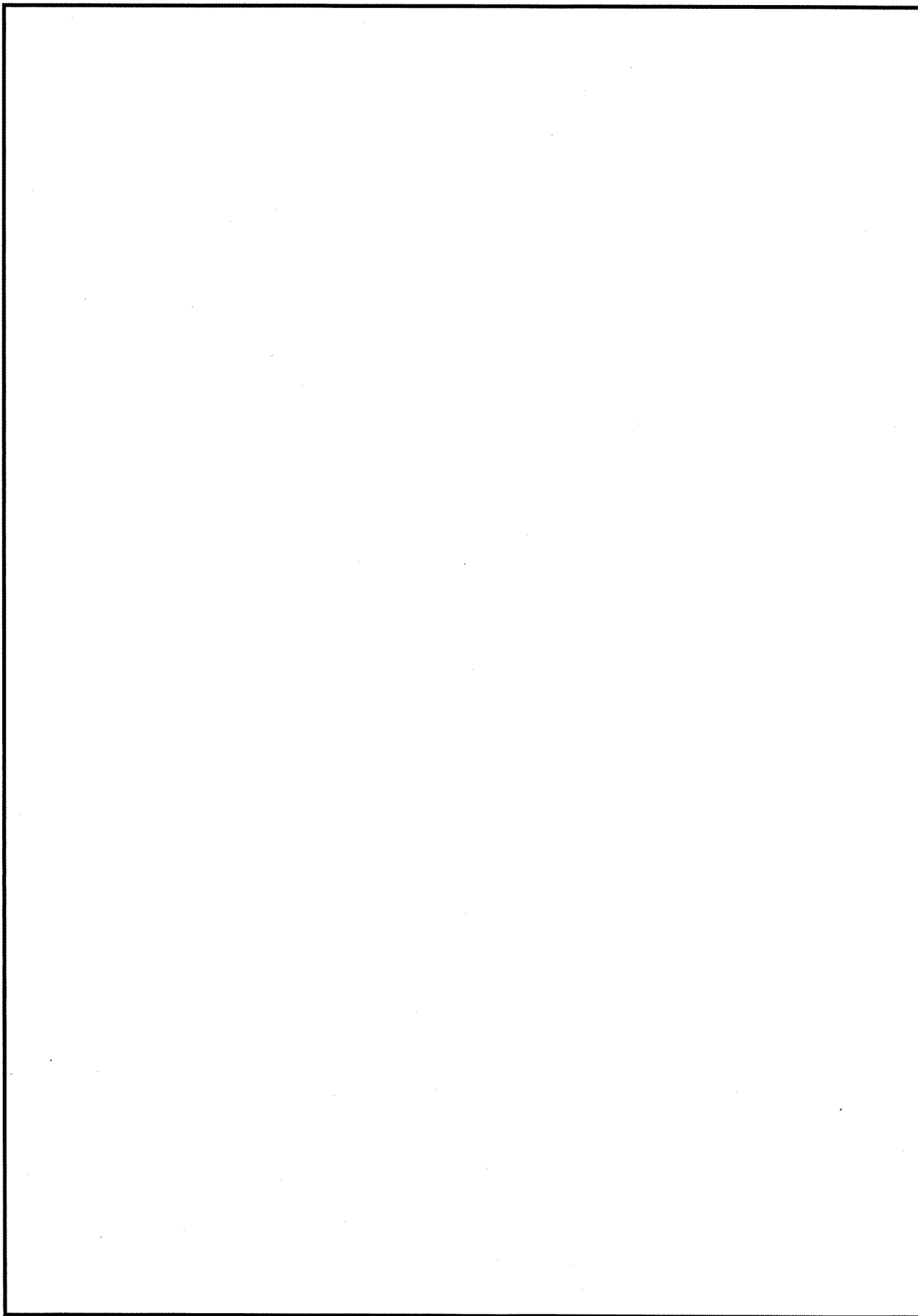


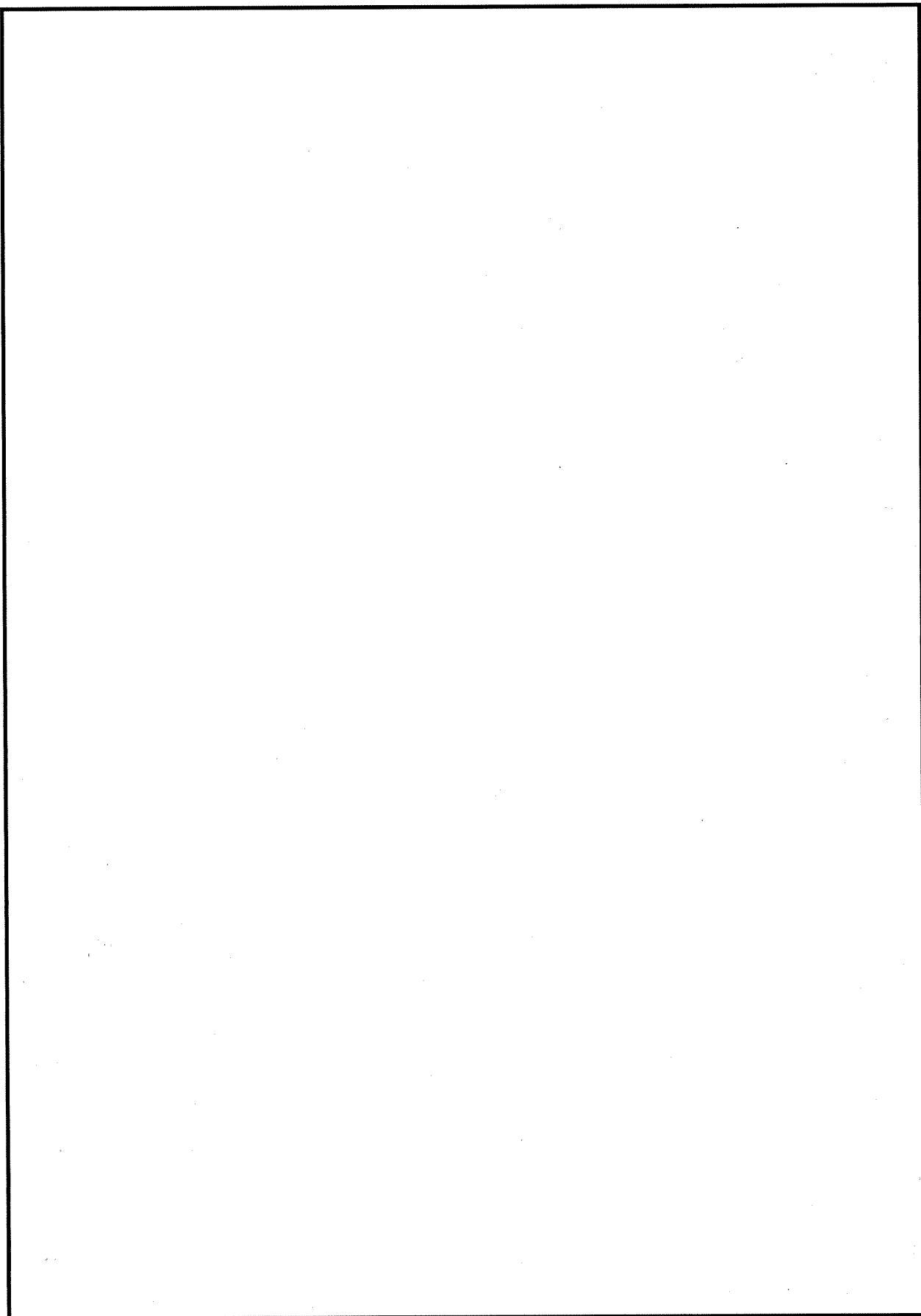


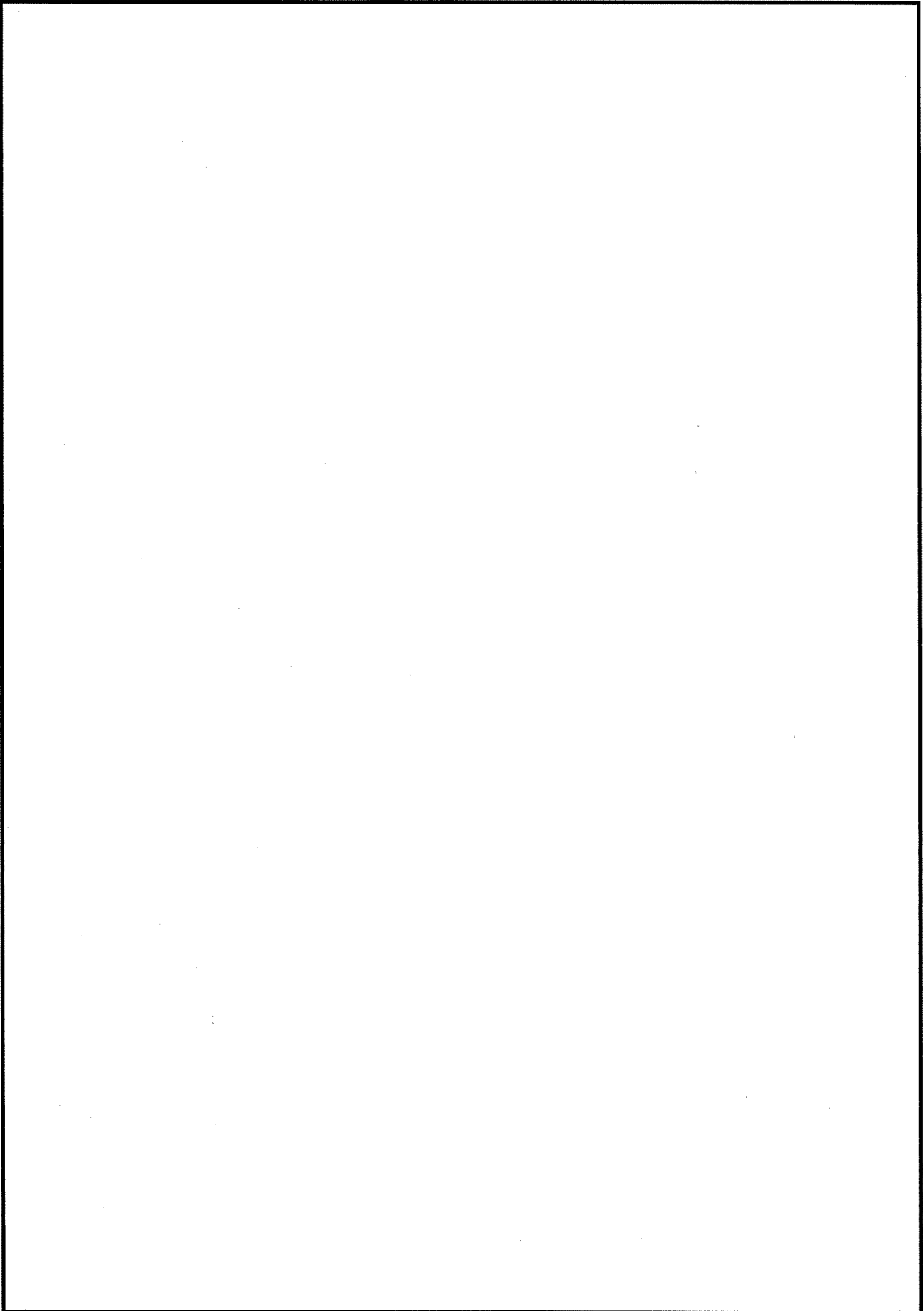


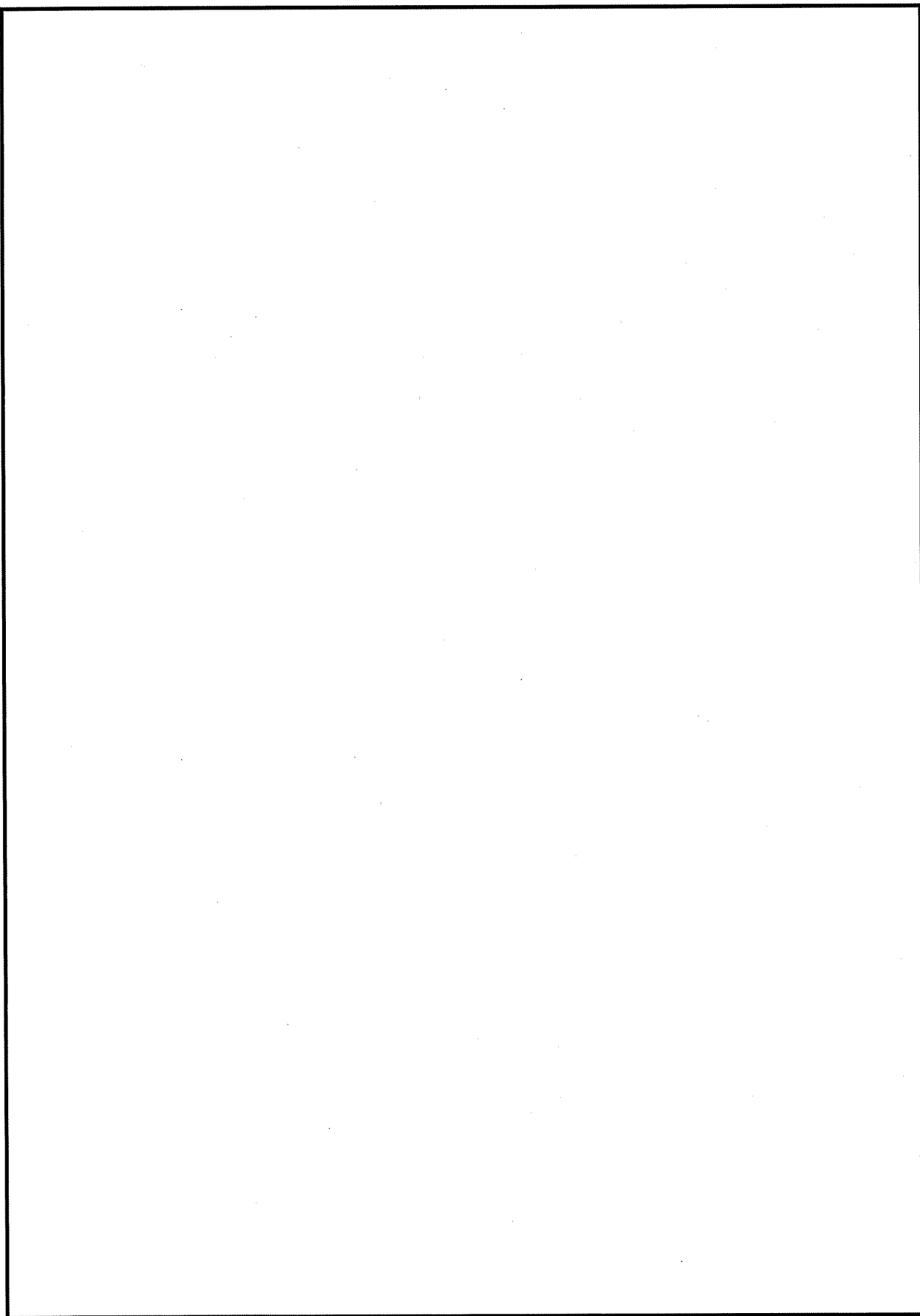


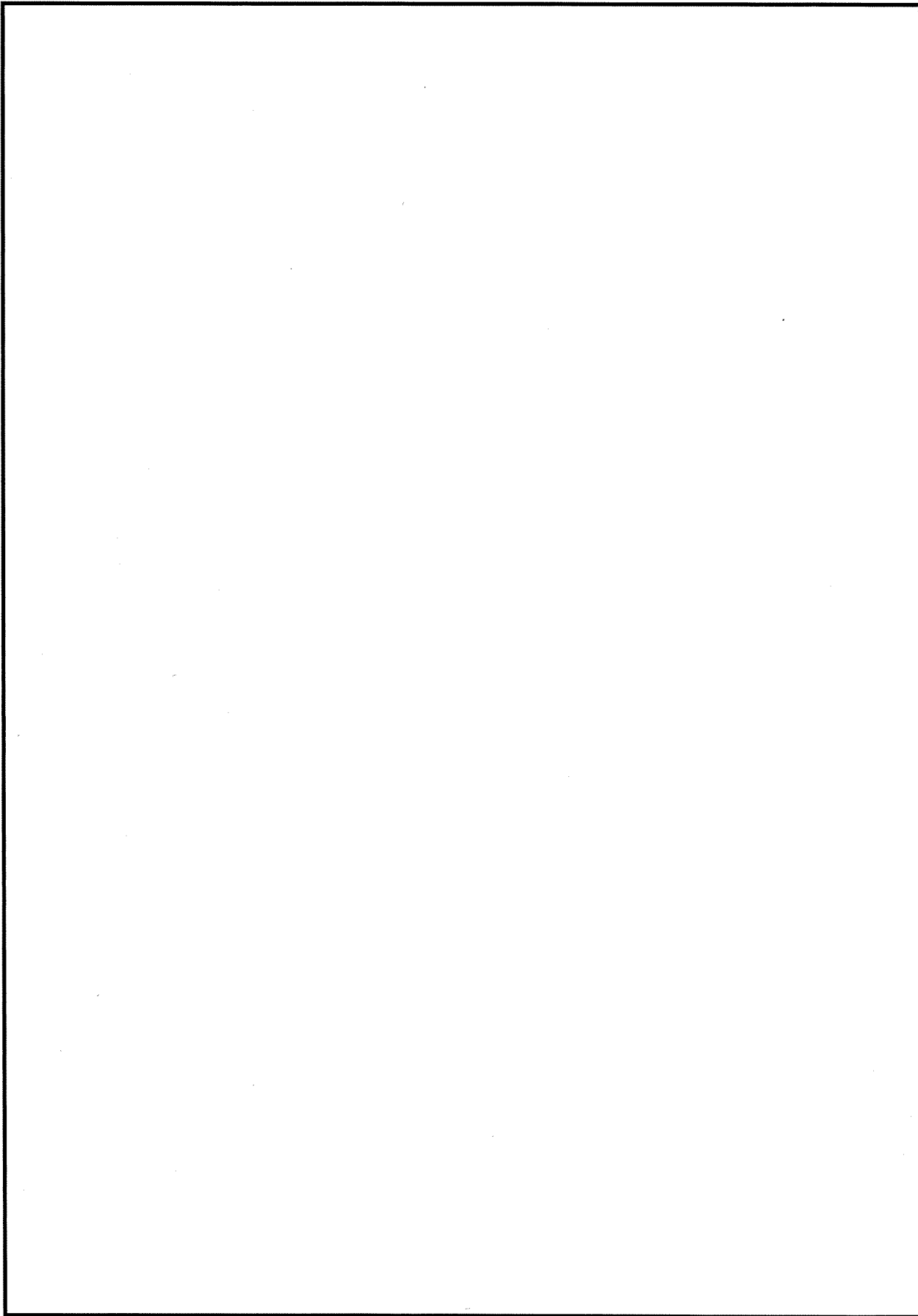


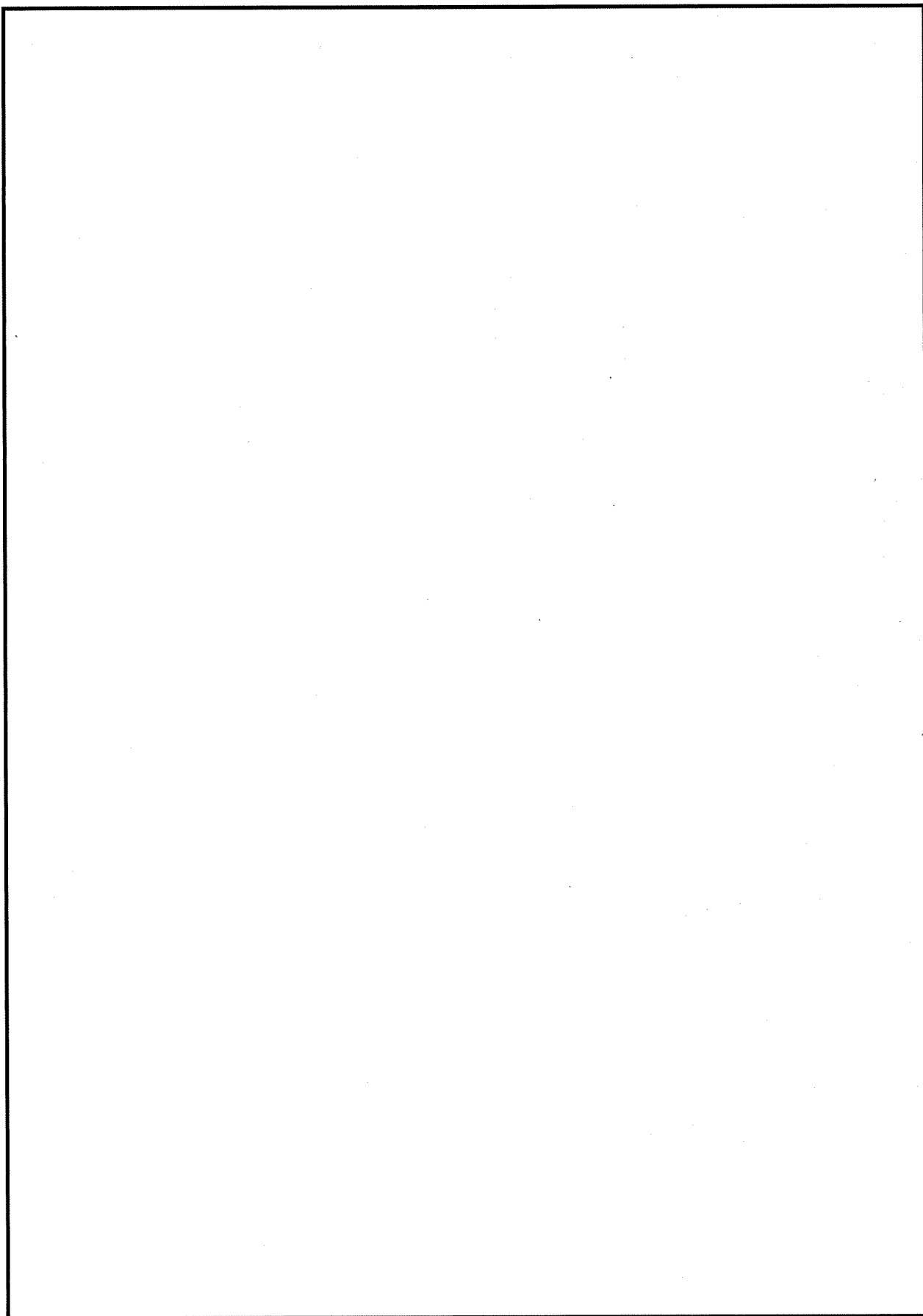


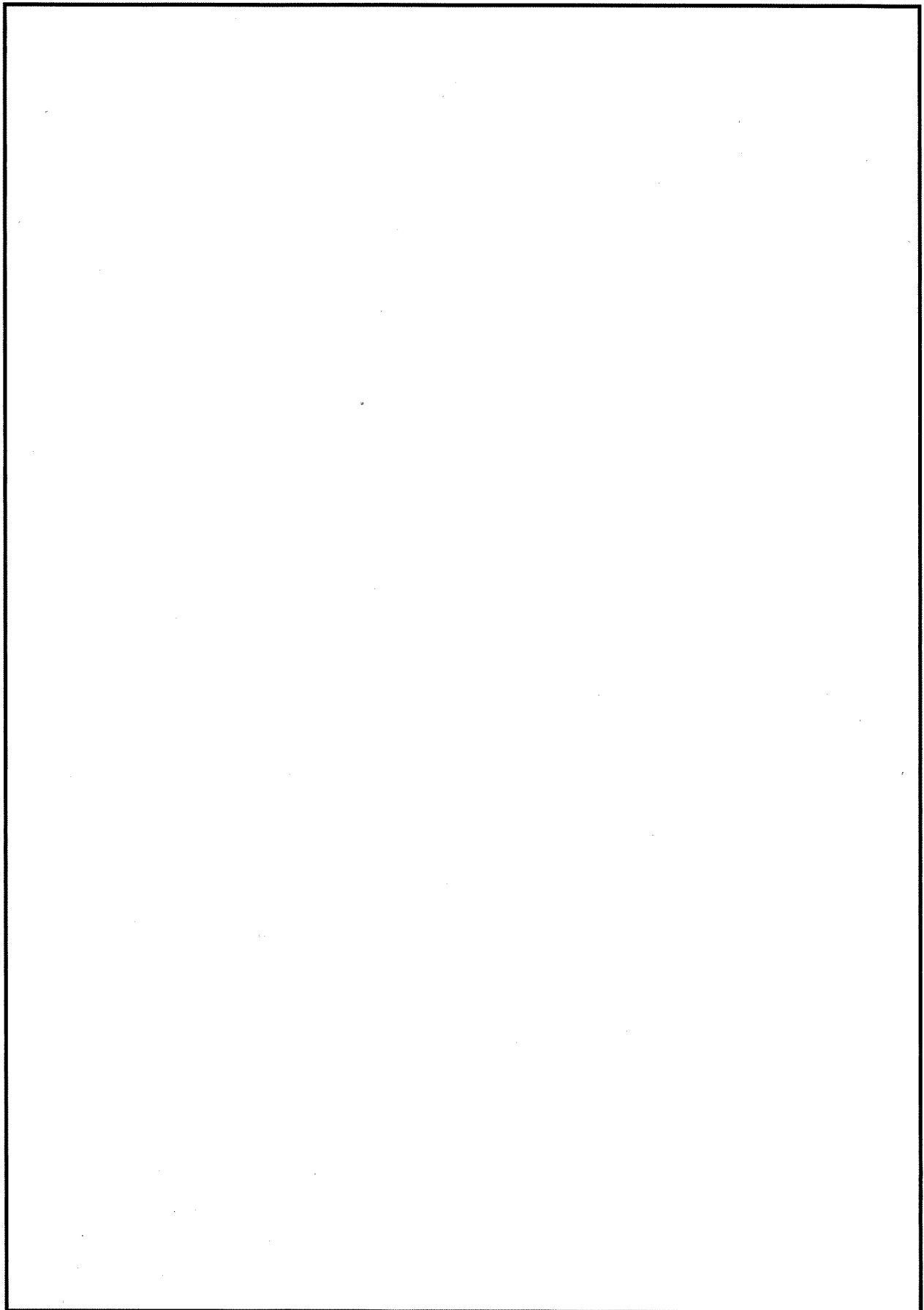


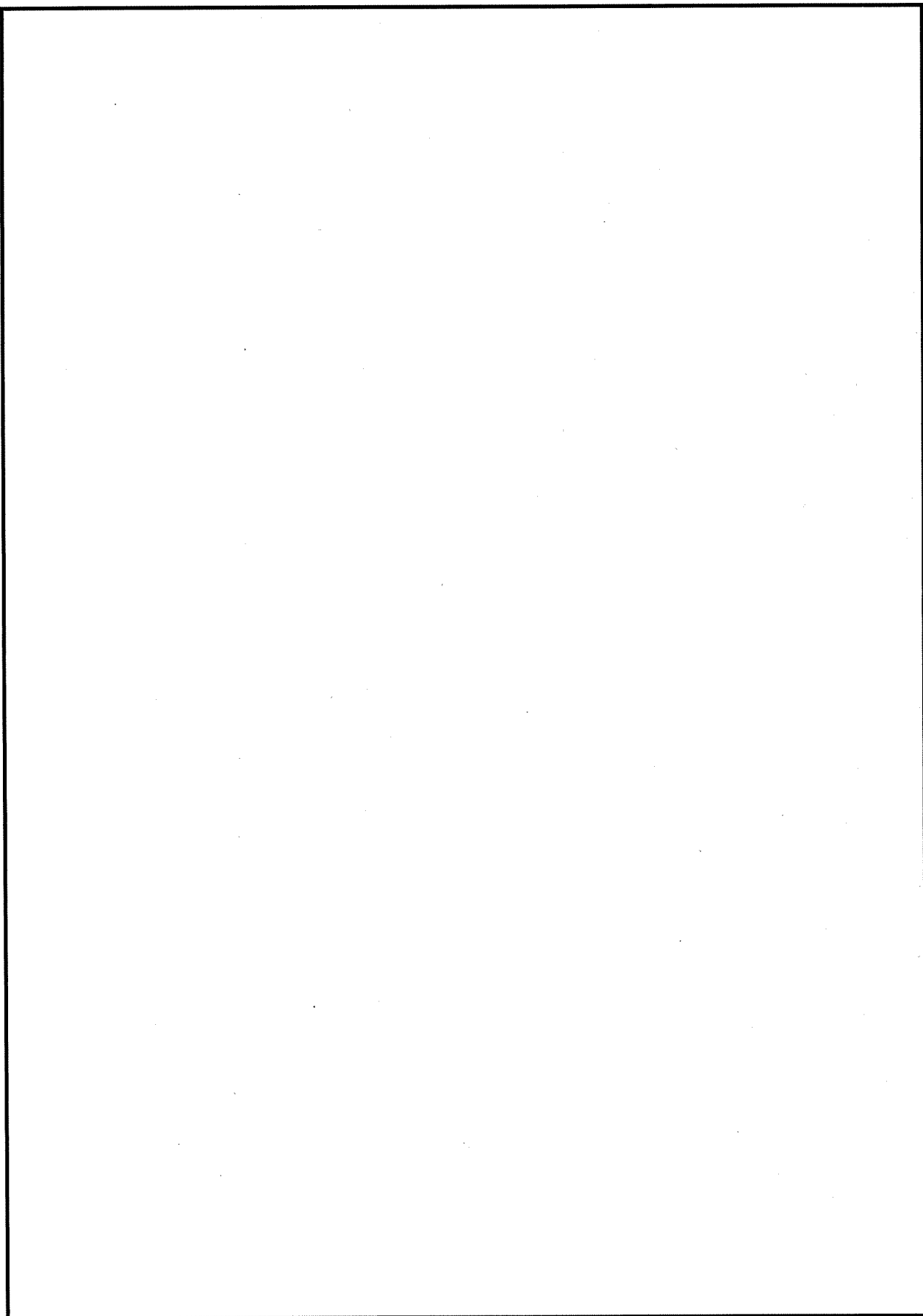


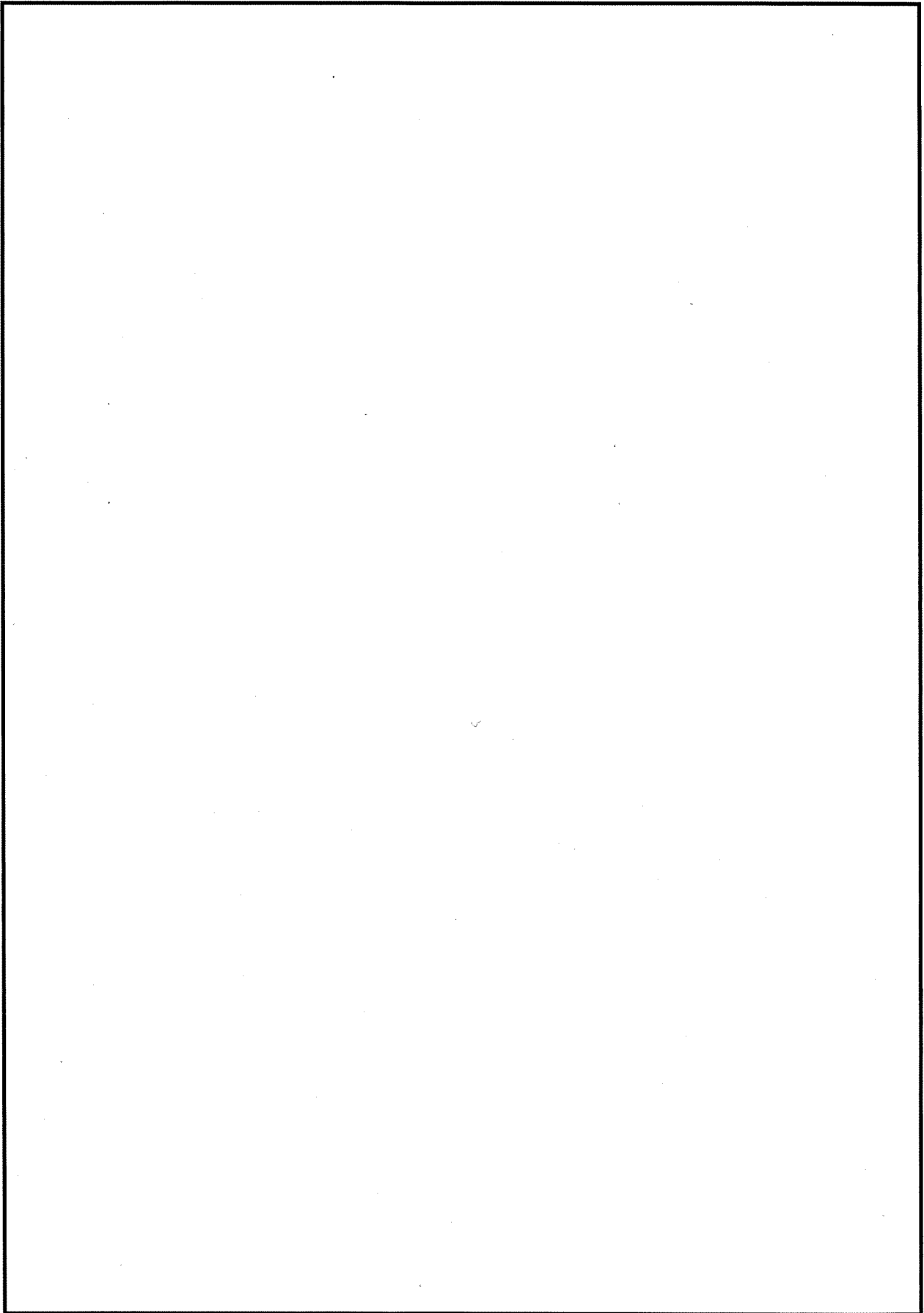


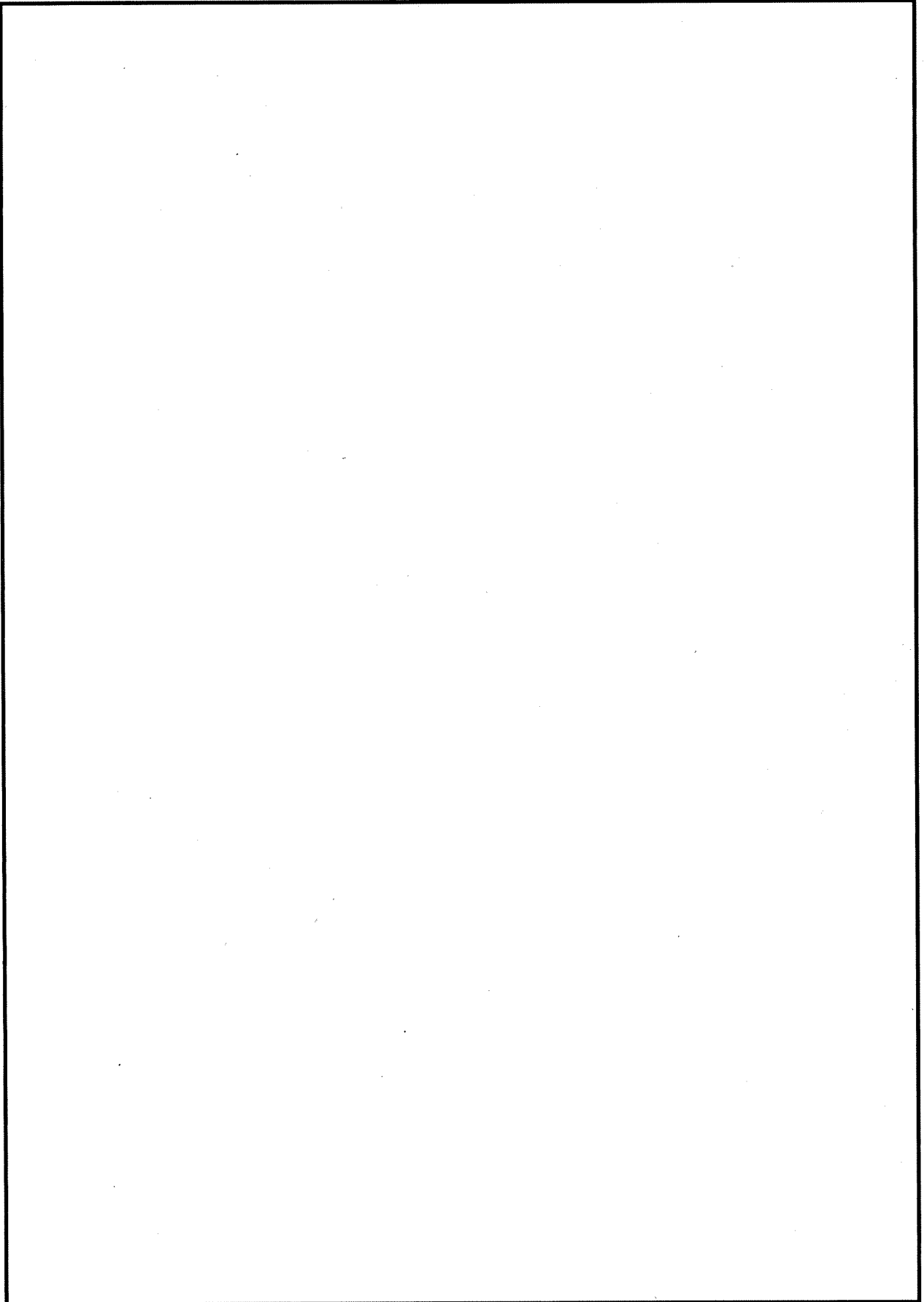


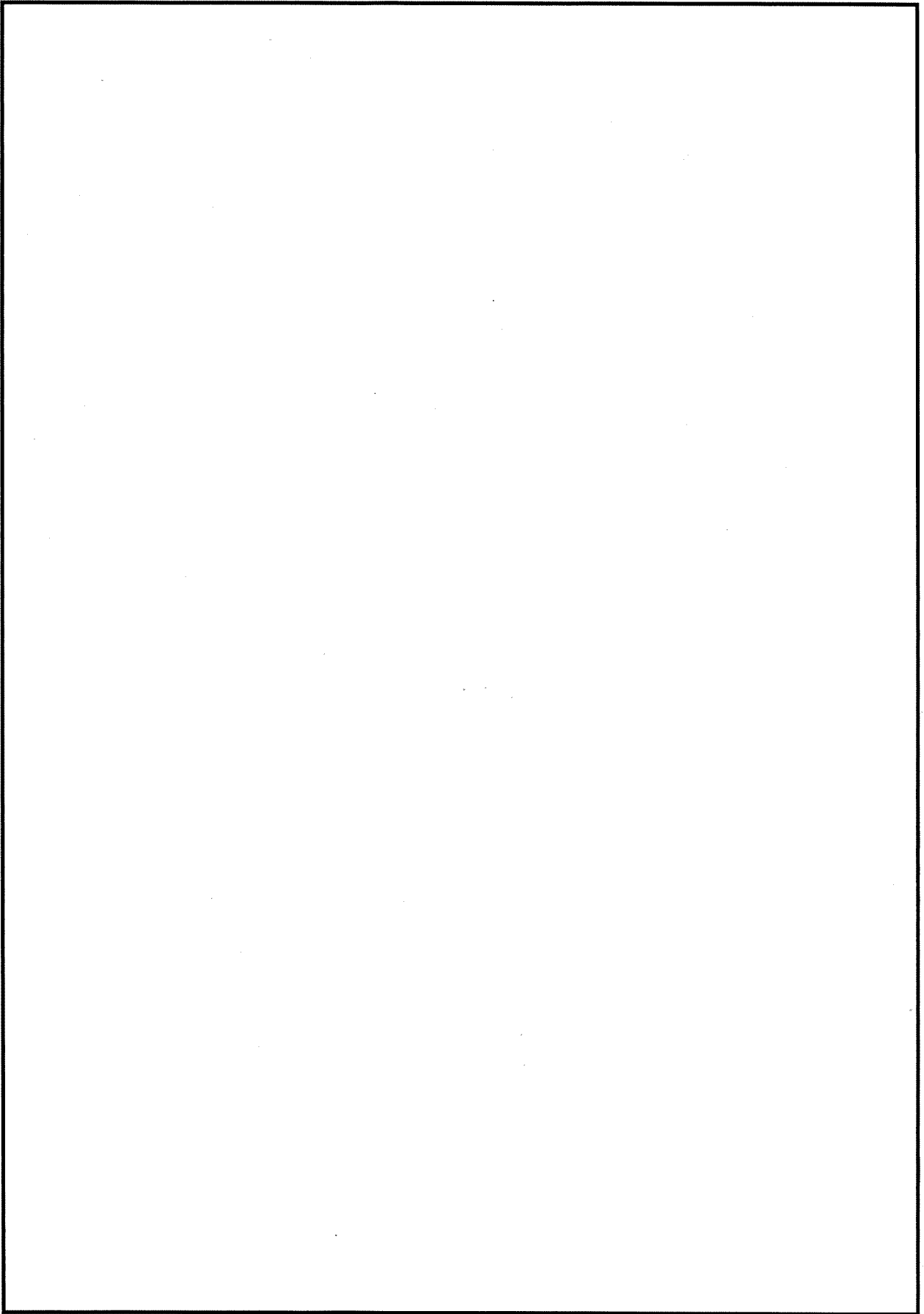


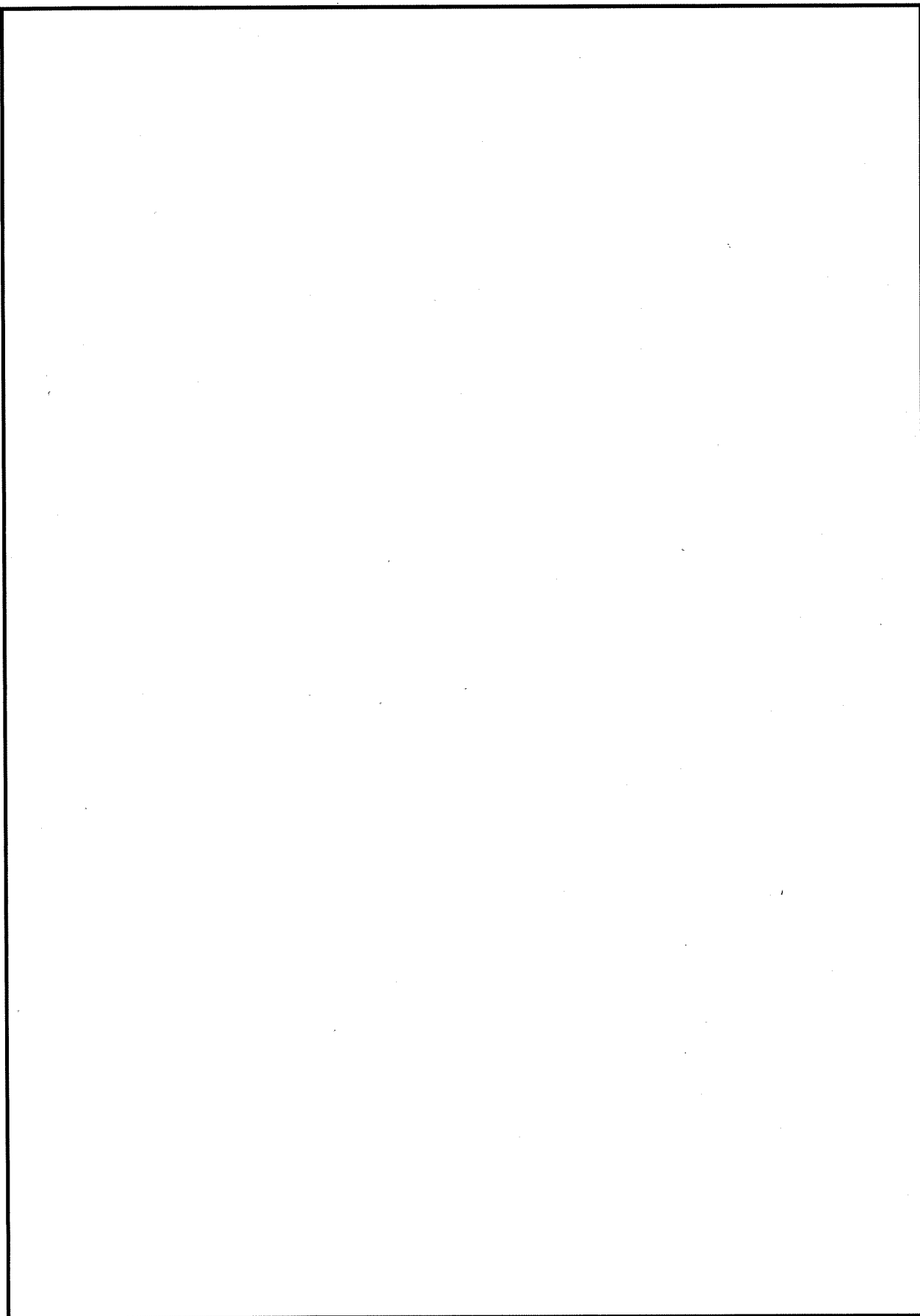


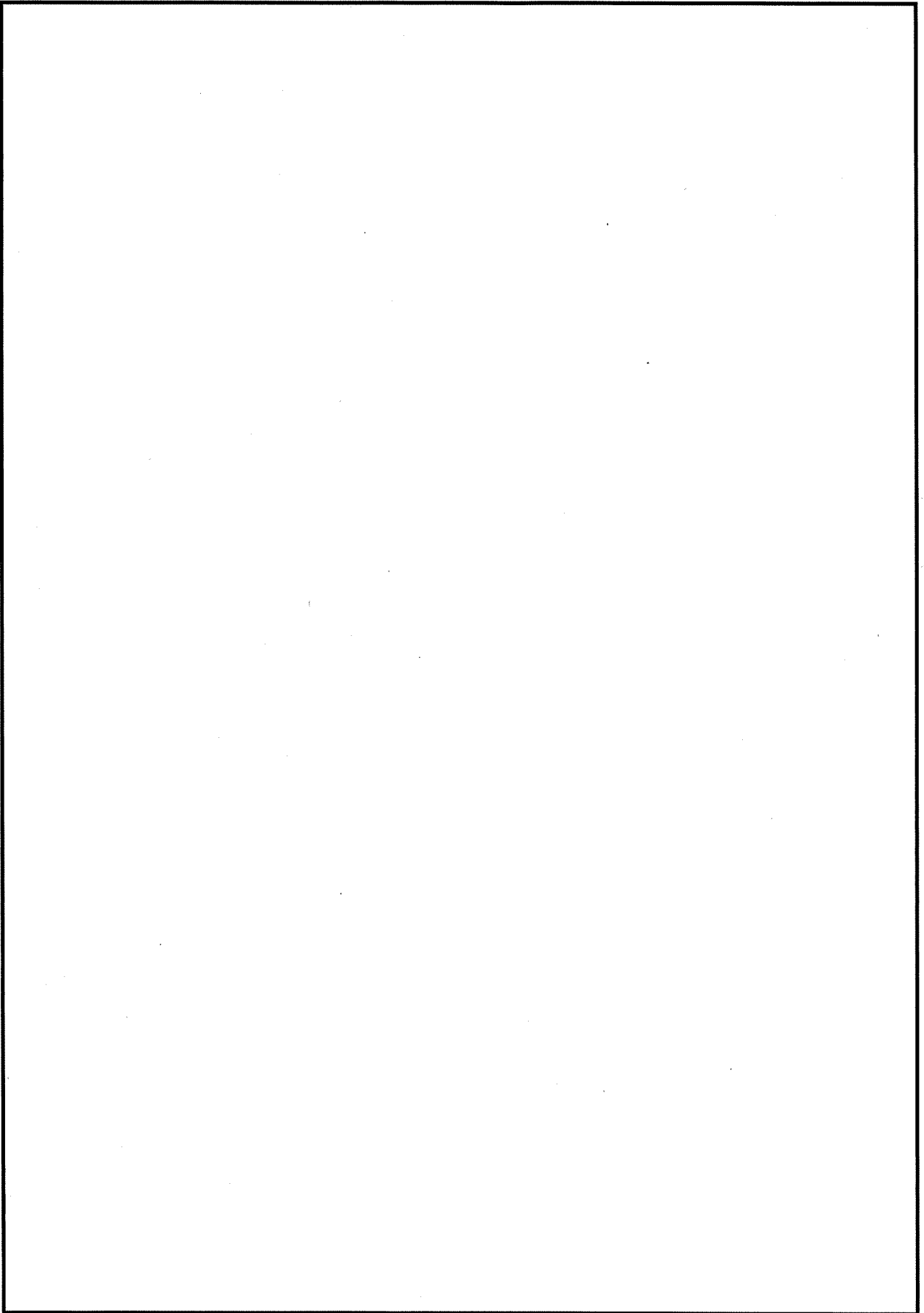


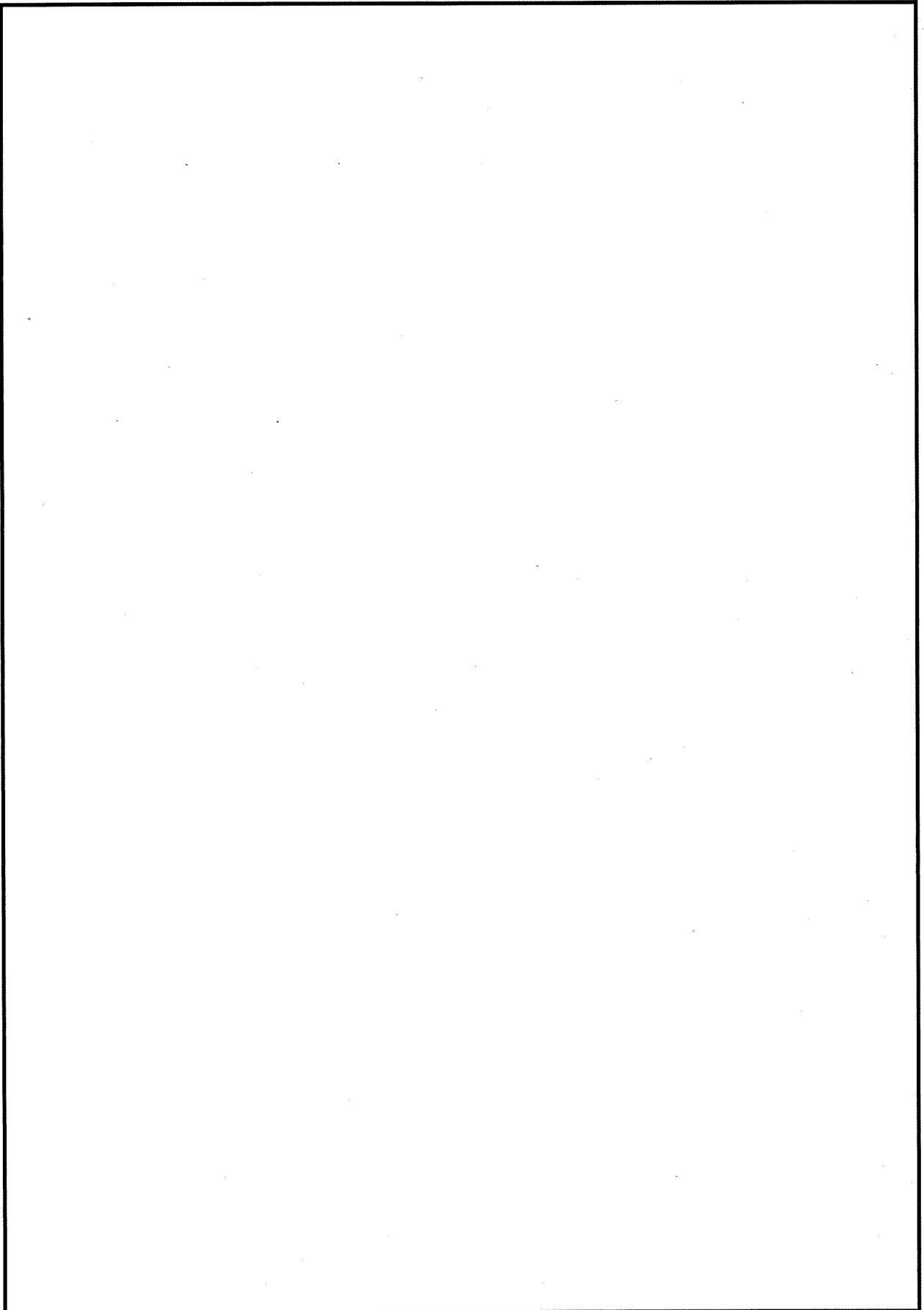




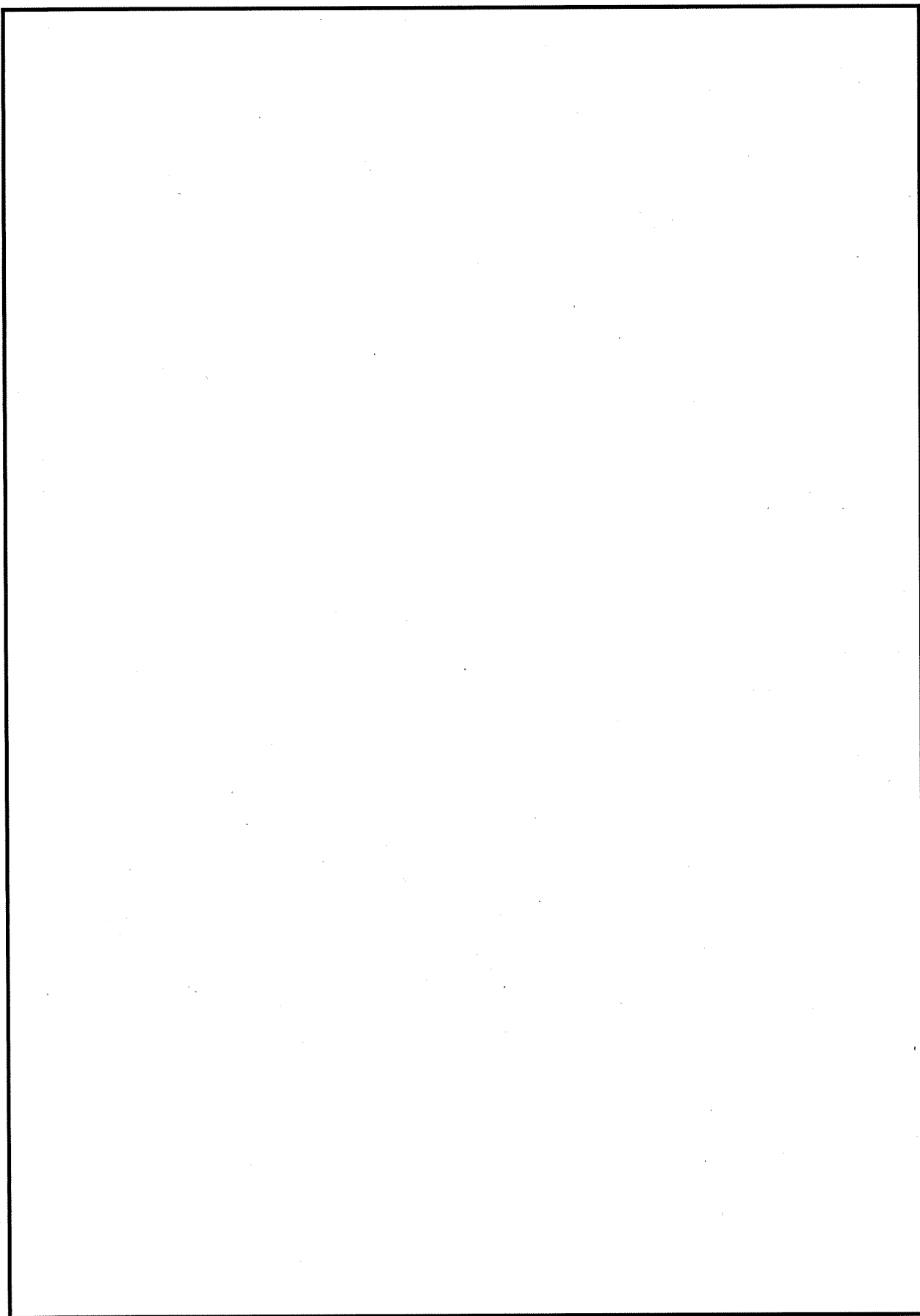


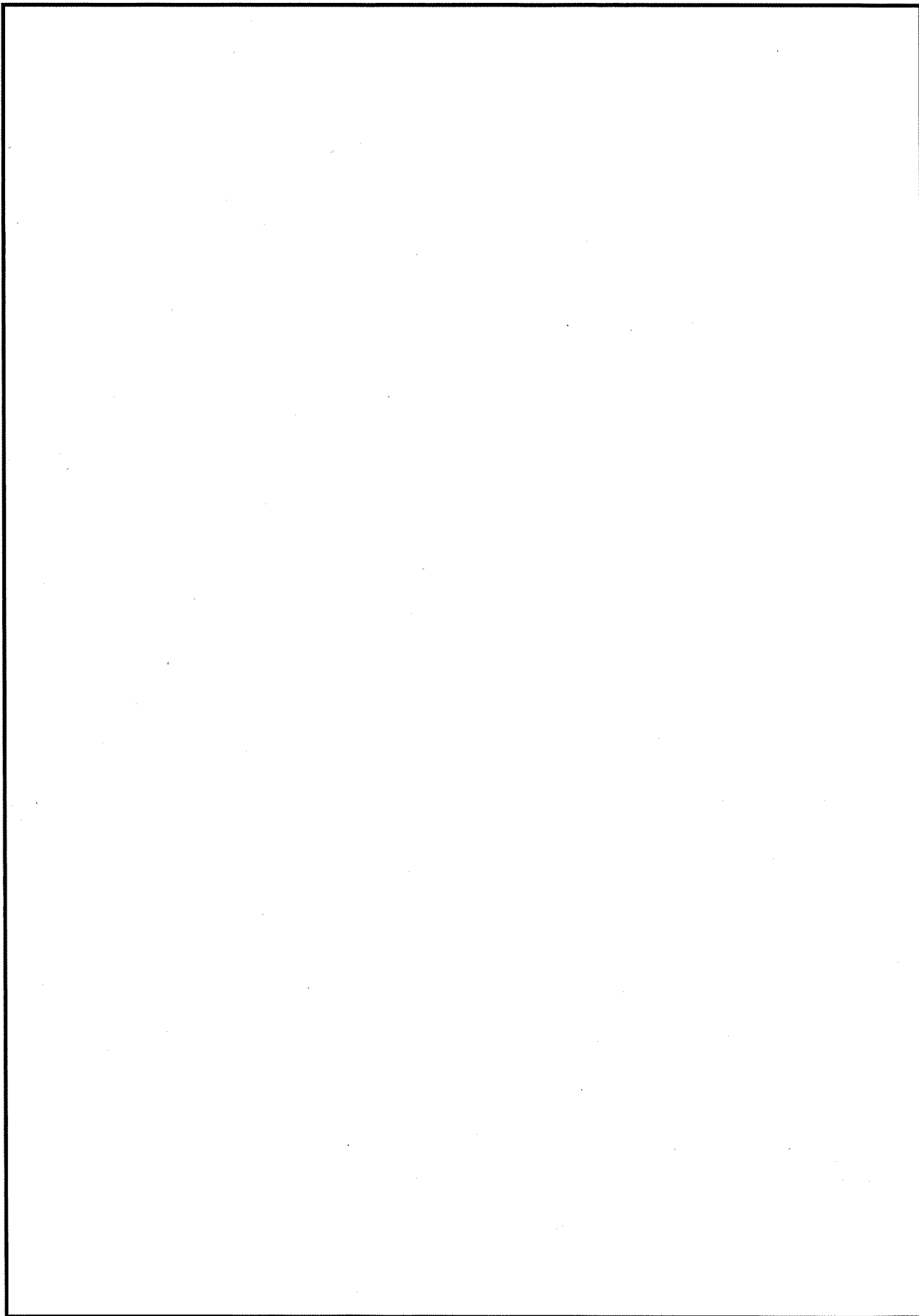


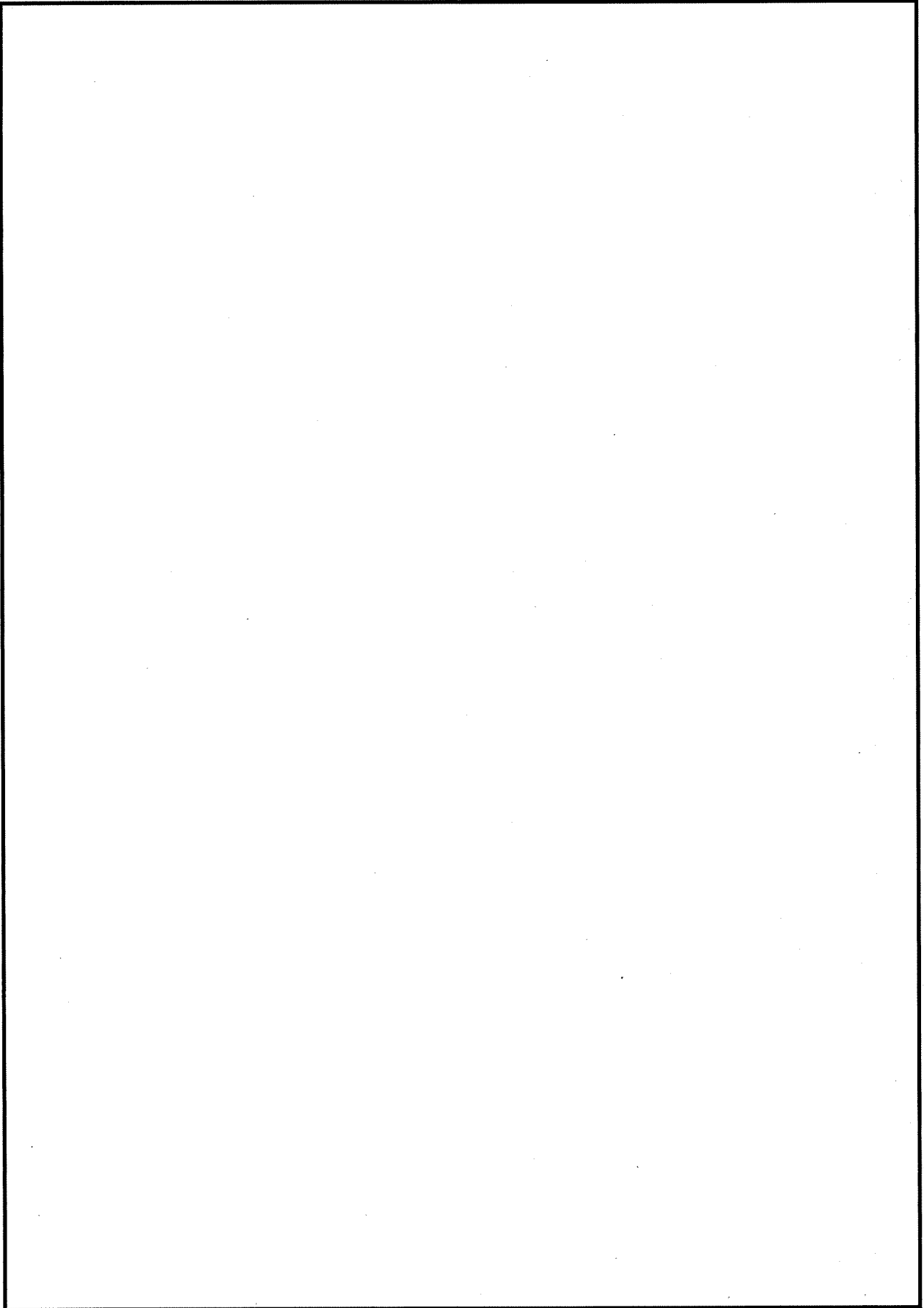


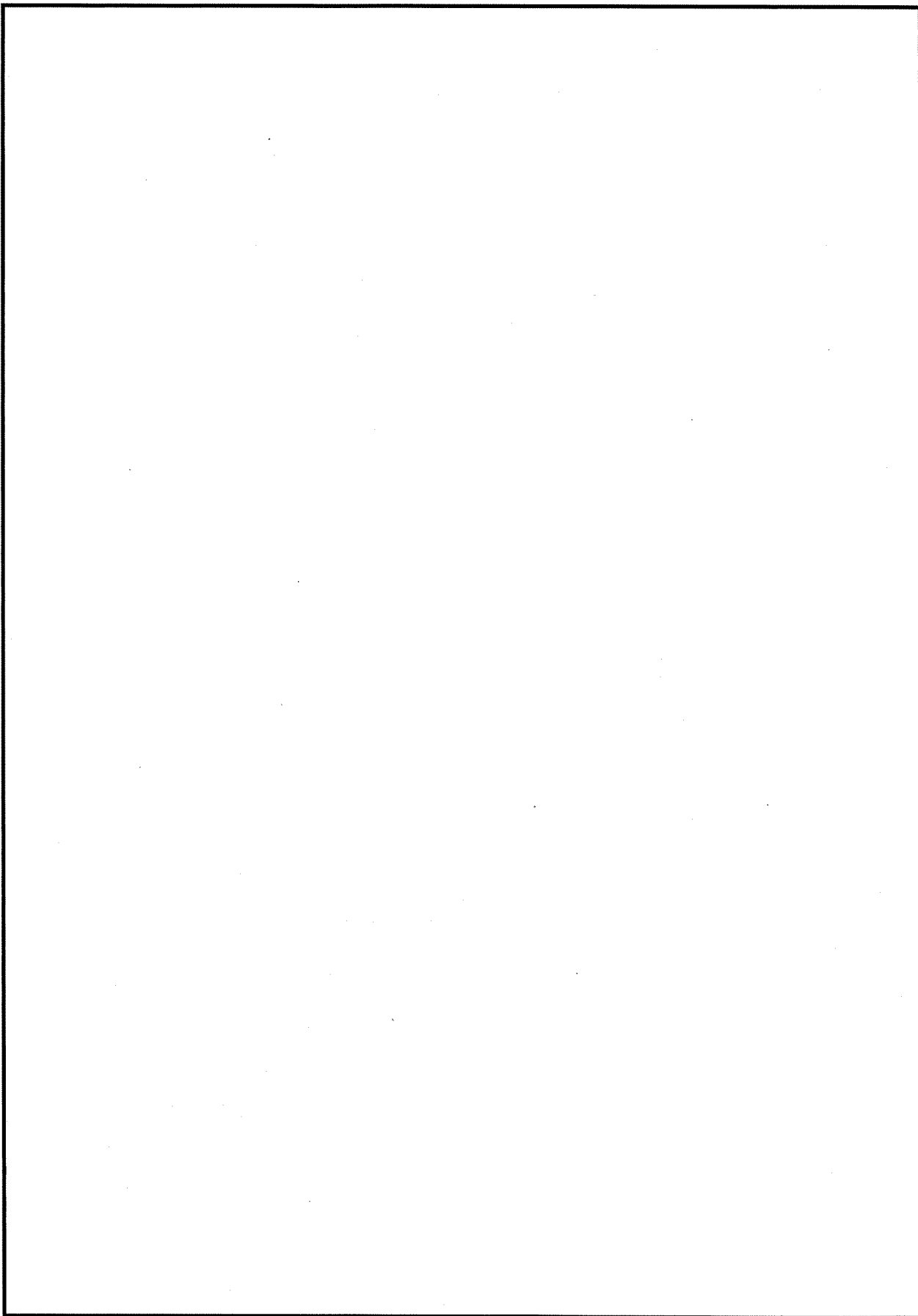


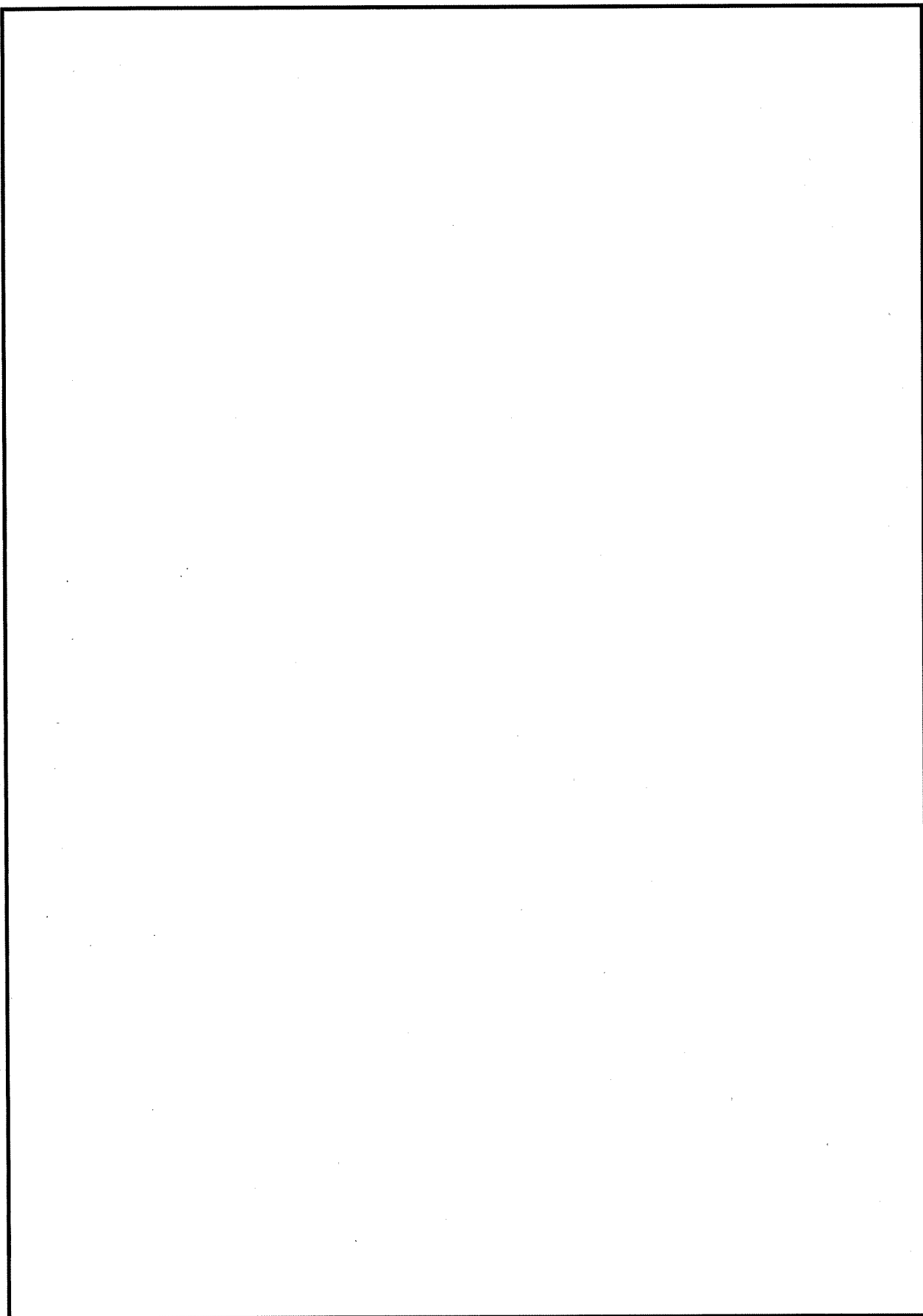












タイトル	土木建築設備に係わる保全管理の文書体系について
説明	土木建築設備に係わる保全管理の文書体系は以下のとおりである。 <pre>graph TD; A["伊方発電所 原子炉施設保安規定"] --> B["原子力発電所 品質保証規程"]; B --> C["原子力発電所 品質保証基準"]; C --> D["施設管理内規"]; D --> E["細則―1 点検計画細則"]; E --> F["伊方発電所 土木建築設備施設管理マニュアル"]; E --> G["伊方発電所 ASR発生コンクリート構造物維持管理マニュアル"];</pre> The flowchart illustrates the document system for civil building equipment maintenance management at Iwata Nuclear Power Plant. It starts with the 'Iwata Nuclear Power Plant Reactor Facility Security Regulations' at the top, followed by the 'Nuclear Power Plant Quality Assurance Regulations' and 'Nuclear Power Plant Quality Assurance Standards'. These lead to the 'Facility Management Internal Regulations', which then branch into 'Rule 1: Inspection Plan Details'. From here, the system branches into two manuals: the 'Iwata Nuclear Power Plant Civil Building Equipment Facility Management Manual' and the 'Iwata Nuclear Power Plant ASR-Induced Concrete Structure Maintenance Management Manual'.

タイトル	炉心領域部および原子炉容器サポート直下部の1次遮蔽壁における温度分布解析の方法などについて
説明	炉心領域部および原子炉容器サポート（以下、「RVサポート」という。）直下部の1次遮蔽壁（コンクリート）における温度分布解析の方法などについて、以下に示す。 1. 炉心領域部の温度分布解析 1.1 温度分布解析の方法 炉心領域部の1次遮蔽壁内におけるガンマ発熱による温度分布は、2次元輸送計算コード DORT (Ver. 3.2) を用いて算出したガンマ線束に、エネルギー吸収係数を乗じて1次遮蔽壁内のガンマ発熱量分布を算出した後、熱伝導方程式を解いて温度分布を求めている。 (1) 解析モデル 炉心、炉内構造物、原子炉容器および1次遮蔽壁（コンクリート）を2次元形状（水平断面）でモデル化している。具体的な解析モデルは添付1に示す。 (2) 入力条件 DORT コードは、米国のオークリッジ国立研究所で開発された中性子輸送方程式を数値的に解くコードであり、入力パラメータは、以下のとおりである。 <pre> graph LR A[①物性値(密度、組成)] --- J(()) B[②原子炉、1次遮蔽形状] --- J C[③原子炉出力分布※1] --- J D[④核分裂により発生する 中性子スペクトル※2] --- J J --- E[DORTコード] E --> F[ガンマ線束] F --> G[ガンマ発熱量 (kcal/(cm³・h))] H[エネルギー吸収係数] --> F </pre> ※1 これまでの運転サイクルにおける原子炉出力分布の平均値を用いて原子炉熱出力に相当する分のエネルギー（中性子発生個数）を入力 ※2 燃料の核分裂により発生する中性子発生個数とエネルギー（物性値）を入力 1.2 解析結果 1次遮蔽壁内のガンマ発熱量分布の計算結果を添付1に示す。添付1をもとに、円筒形状に対する熱伝導方程式を解いて温度分布を算出した結果、1次遮蔽壁内での最高温度は、1次遮蔽壁内面から約49 cmの位置に現れ、約55.0℃であり、強度上の熱に対するコンクリートの温度制限値（一般部65℃、局部90℃）を下回る結果であった。1次遮蔽壁内の温度分布を添付2に示す。

2. RVサポート直下部の温度分布解析

2.1 温度分布解析の方法

RVサポート廻りコンクリート部の温度分布解析は、対象範囲を3次元ソリッド要素でモデル化し、熱流動解析を実施している。熱流動解析では、冷却空気の流れから、熱伝達面に沿った流速分布、冷却空気温度を解析で求めることにより各部材温度を算出している。解析コードは ANSYS (Ver. 18.0) を使用している。

(1) 解析モデル

解析モデルの対象範囲は、温度条件の厳しいRV出口ノズル部廻りとし、以下の要素から構成している。具体的な対象範囲と解析モデルは添付3に示す。

- ・ RV
- ・ 1次冷却材管 (ホットレグ)
- ・ 保温材
- ・ RVサポート
- ・ 1次冷却材管貫通部
- ・ 1次遮蔽壁 (コンクリート)

(2) 入力条件

入力条件は定格出力運転時を前提として以下のとおりとしている。

- ・ 1次冷却材温度 (RV内面) T_c : °C
- ・ 1次冷却材温度 (RV出口管台及び1次冷却材管内面) T_h : °C
- ・ RV冷却ファン出口冷却空気流量: m³/min
- ・ RV冷却ファン出口冷却空気温度: °C
- ・ ガンマ発熱: 添付1 図2のガンマ発熱量分布
- ・ 材料物性値 (熱伝導率): 文献、使用材料に基づき設定 (添付4)

2.2 解析結果

RVサポート直下は伝熱により温度が上昇する。しかし、温度分布解析の結果は、約52.5°Cであり強度上の熱に対するコンクリートの温度制限値 (一般部65°C、局部90°C) を下回る結果であった (添付5)。また、RVサポートの外側コンクリートにおいて、1次冷却材管保温材からの輻射による影響から53.4°Cを示す箇所があるが、RVサポートからの荷重を直接支持する部位ではない。

なお、コンクリート内部におけるRVサポート直下部近傍の実測温度は約34~41°Cであり、実測温度の測定箇所における解析結果 (約52.5°C) よりも十分に低い値であることから、保守的な評価が行われていると判断している (添付6)。

	添付 1 炉心領域部の 1 次遮蔽壁（コンクリート）におけるガンマ発熱量分布の計算モデルおよび計算結果 添付 2 炉心領域部の 1 次遮蔽壁（コンクリート）内の温度分布 添付 3 R V サポート直下部の解析対象範囲および解析モデル 添付 4 材料物性値（熱伝導率） 添付 5 R V サポート直下部の 1 次遮蔽壁（コンクリート）の温度分布 添付 6 R V サポート直下部近傍の解析値と実測温度の比較
--	--

炉心領域部の1次遮蔽壁（コンクリート）における
ガンマ発熱量分布の計算モデルおよび計算結果

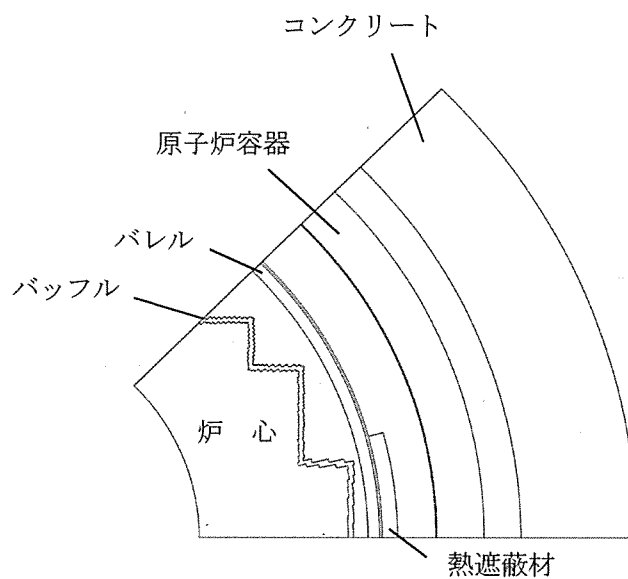


図1 計算モデル

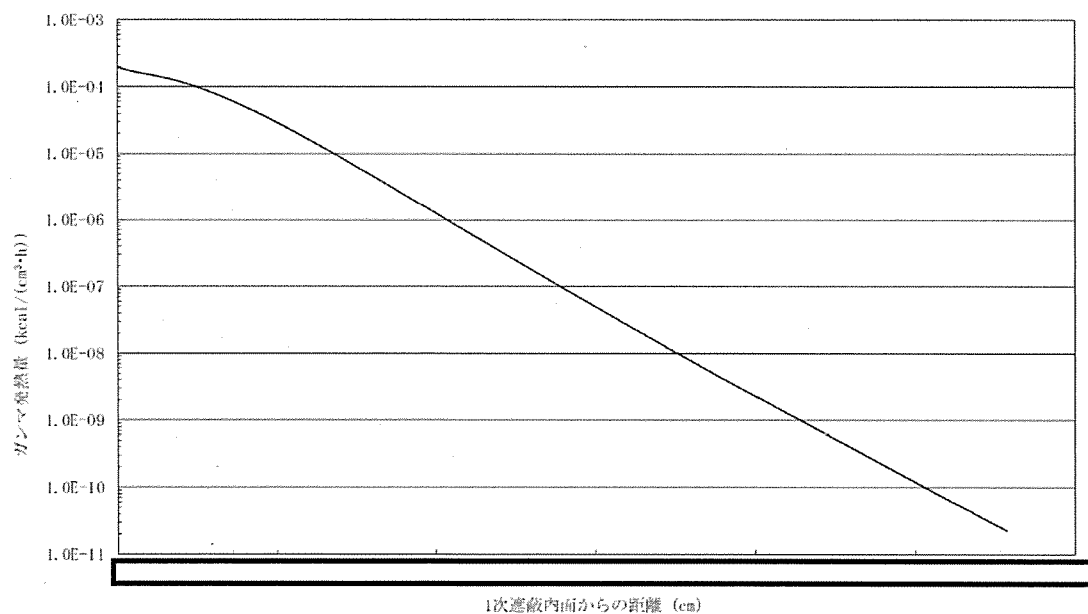


図2 1次遮蔽壁（コンクリート）内のガンマ発熱量分布

炉心領域部の 1 次遮蔽壁（コンクリート）内の温度分布

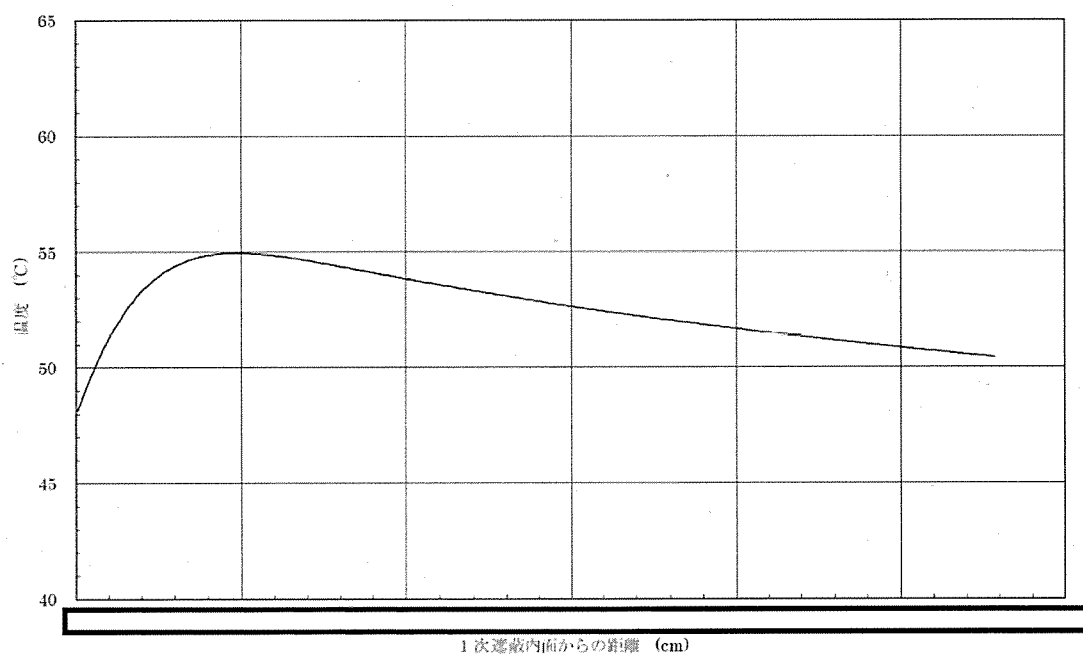


図 3 1 次遮蔽壁（コンクリート）内の温度分布

RVサポート直下部の解析対象範囲および解析モデル

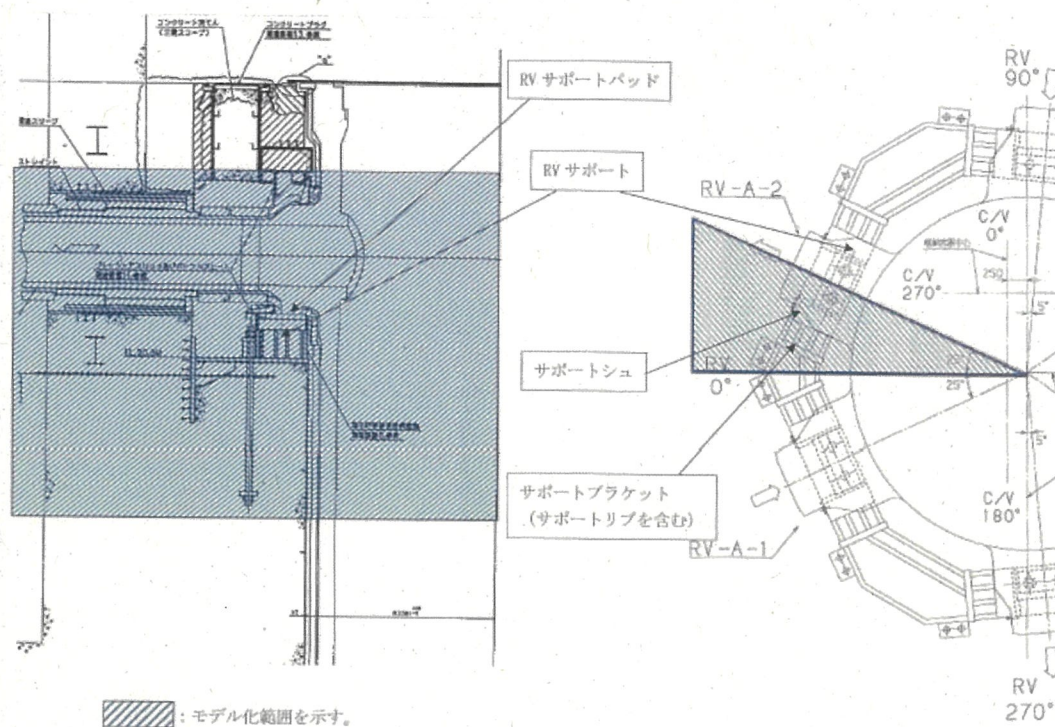


図 4 解析対象範囲

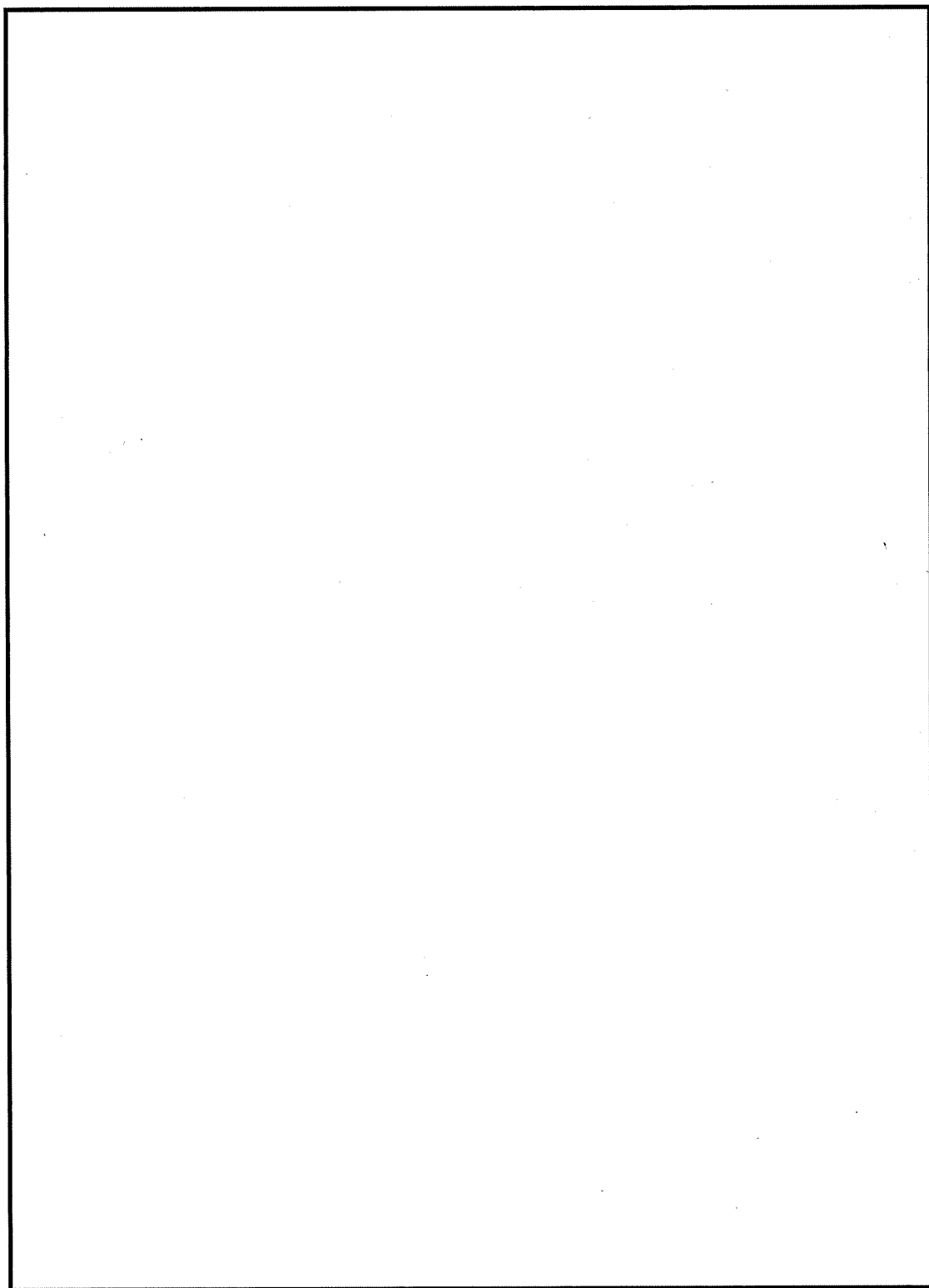


図5 解析モデル（全体）

材料物性値（熱伝導率）

表 1 各部位の材質と熱伝導率

部位		材質	熱伝導率 (W/(m・K)) ※1
空気		—	0.02572 (20℃) 0.03145 (100℃) 0.03803 (200℃) 0.04708 (350℃)
R V	上部胴、冷却材出口管台	SFVQ1A	51.2 (300K) 46.1 (500K) 36.9 (800K)
	下部胴	SFVQ1A	
1次冷却材管	ホットレグ	SCS14A	24.3 (300K)
R Vサポート	シムプレート	AISI A10相当 (工具鋼相当)	45.1 (300K) 39.2 (600K) 29.9 (1000K)
	サポートシュ	SFVQ1A	51.2 (300K) 46.1 (500K) 36.9 (800K)
	サポートブラケット及び ベースプレート	SM50B (SM490B)	51.6 (300K) 47.8 (500K) 38.2 (800K)
外周プレート		SM50B (SM490B)	
リングフレーム、プレッシャデフレクタ、 バッフルプレート		SS41 (SS400)	51.6 (300K) 47.8 (500K) 38.2 (800K)
コンクリート		普通コンクリート (珪岩質骨材コン クリート)	1.5 (293K) 1.1 (600K)
保温材	R V保温材	—	
	1次冷却材管保温材	—	

※1 (出典) 日本機械学会「伝熱工学資料 改訂第5版」(保温材は保温材スペック)
熱伝導率は記載の値(記載の値は一例)を定義し、その間の温度では解析コード内
で線形補完した値を設定している

R Vサポート直下部の1次遮蔽壁（コンクリート）の温度分布

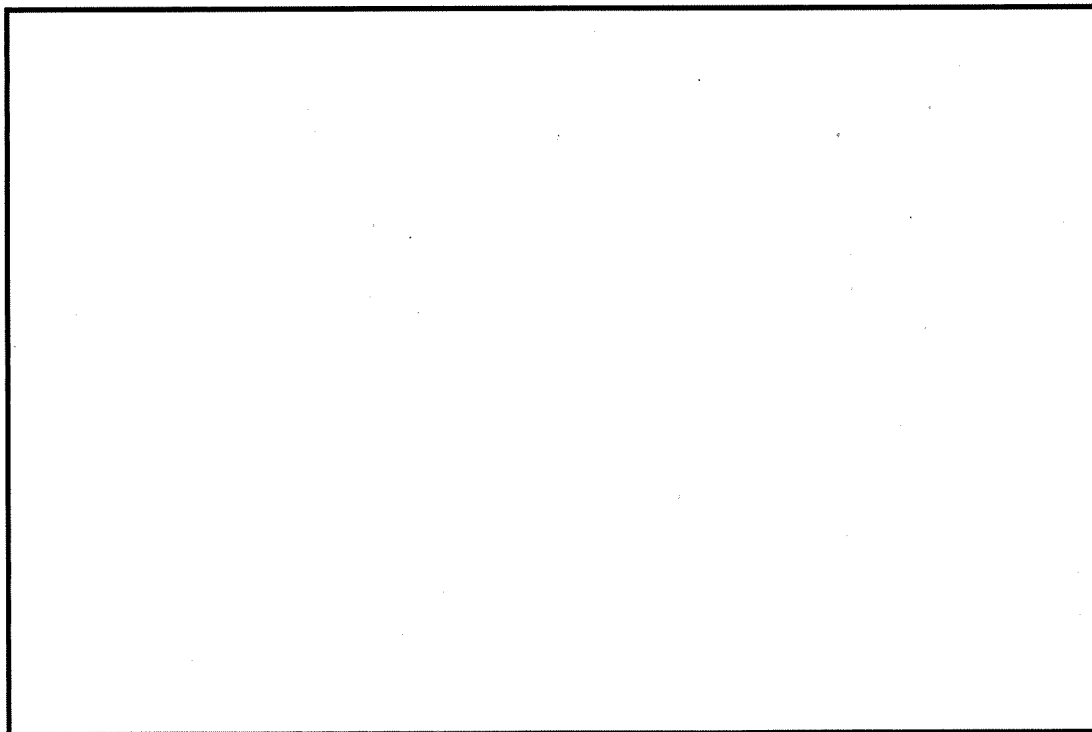


図 6 解析モデル全体の温度分布

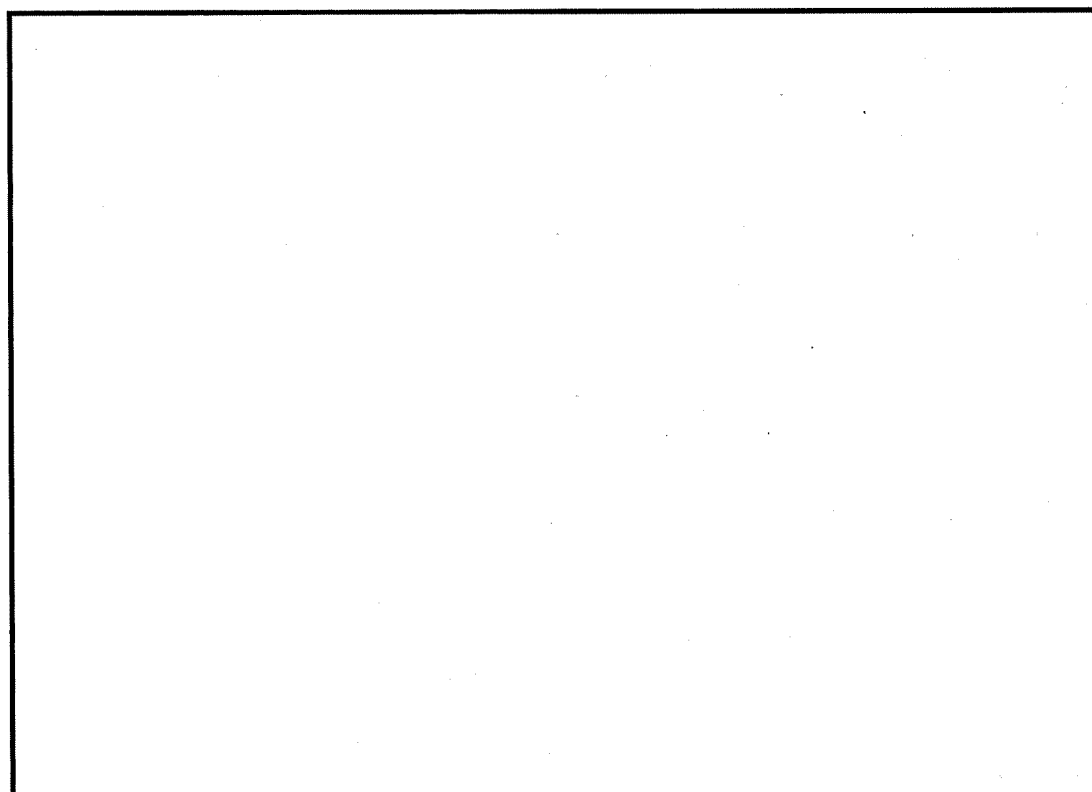


図 7 R Vサポート廻りのコンクリートの温度分布

R Vサポート直下部近傍の解析値と実測温度の比較

表 2 解析値と実測温度の比較

解析値※	実測値	備考
約52.5℃	約34～41℃	実測値の測定は、2022年2月1日～ 2023年1月31日（1年間）

※ 解析値は、実測温度の測定箇所における値

タイトル	放射線照射量の算出方法などについて
説明	1次遮蔽の放射線照射量は、1次遮蔽における中性子束 ($E > 0.098$ MeV) およびガンマ線量率を2次元輸送計算コードDORTにより算出し、運転時間を掛けることで中性子、ガンマ線照射量を求めている。 DORTコードは、米国のオークリッジ国立研究所で開発された中性子輸送方程式を数値的に解くコードであり、入力パラメータは以下のとおりである。 <pre> graph LR A[①物性値 (密度、組成)] --> DORT[DORTコード] B[②原子炉、1次遮蔽形状] --> DORT C[③原子炉出力分布※1] --> DORT D[④核分裂により発生する 中性子スペクトル※2] --> DORT DORT --> E[中性子束 (n/(cm²・s)) ガンマ線量率 (rad/h)] </pre> ※1 これまでの運転サイクルにおける原子炉出力分布の平均値を用いて原子炉熱出力に相当する分のエネルギー（中性子発生個数）を入力 ※2 燃料の核分裂により発生する中性子発生個数とエネルギー（物性値）を入力 1次遮蔽内の中性子束およびガンマ線量率は、炉心の水平断面形状 (R, θ 計算) を用いて、1次遮蔽の照射量が最大となる高さ位置の中性子束およびガンマ線量率を各々算出する。 また、中性子束およびガンマ線量率の軸方向分布 ($\phi(z)$) は、水平断面形状 (R, θ 計算) で算出した中性子束およびガンマ線量率の最大値 ($\phi_{\max}$) を垂直断面形状 (R, Z 計算) より算出した軸方向の補正係数 (fz) を用いて補正することで算出する。 $\phi(z) = \phi_{\max} \times fz$ $\phi(z)$: 中性子束およびガンマ線量率の軸方向分布 $\phi_{\max}$: 中性子束およびガンマ線量率の最大値 fz : 軸方向の補正係数 1次遮蔽内の水平断面形状 (R, θ 計算) の評価では、図1に示すような形状を入力して、1次遮蔽の最大高さ位置の中性子束およびガンマ線量率を算出している。

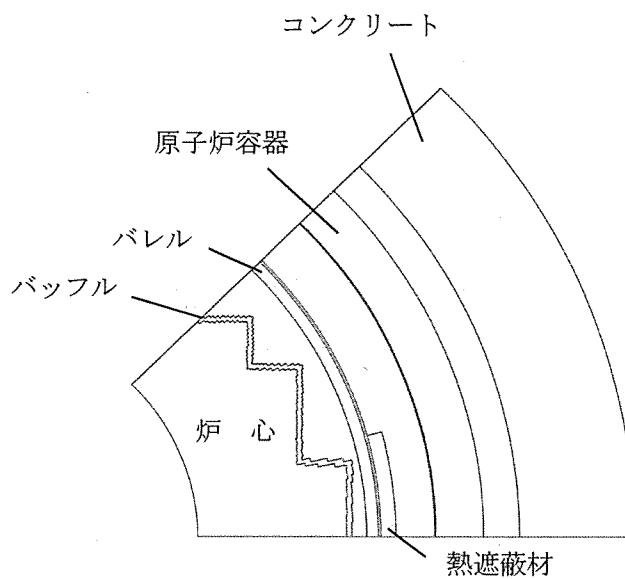


図1 計算モデル図 $[(R, \theta)$ 形状]

また、1次遮蔽内の垂直断面形状 (R, Z) 計算の評価では、図2に示すような形状を入力して、軸方向の補正係数 (f_z) を算出している。

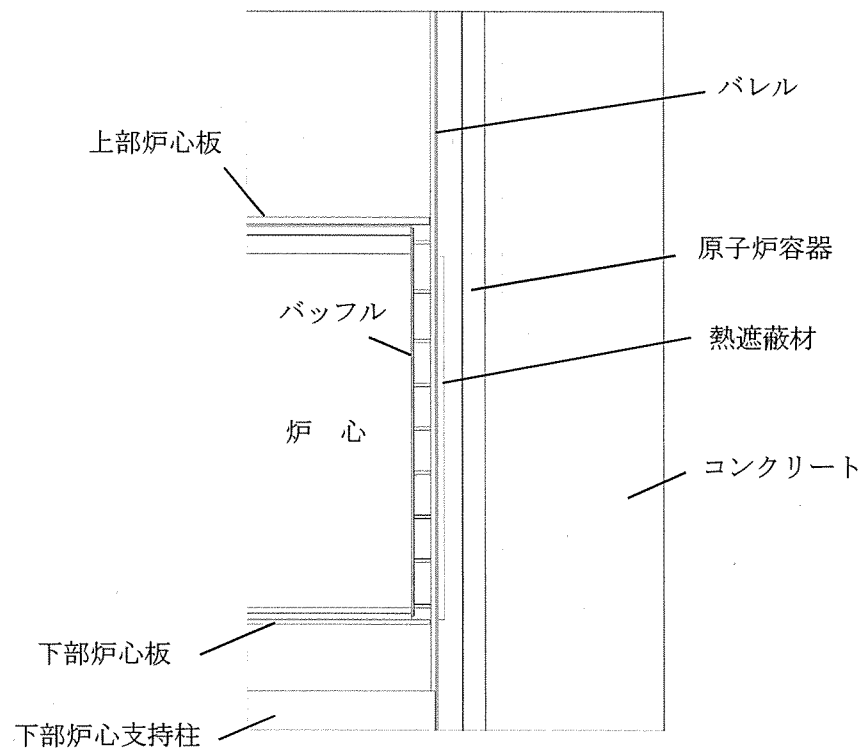


図2 計算モデル図 $[(R, Z)$ 形状]

以上により算出した1次遮蔽内の中性子束およびガンマ線量率に対し、運転開始後60年経過時点における定格負荷運転年数（51.7EFPY*）を乗じ、1次遮蔽壁コンクリート炉心側が受ける照射量を算出した結果を表1に示す。

表1 1次遮蔽壁コンクリート炉心側が受ける照射量の最大値

項 目	解析結果	備 考
中性子照射量	$5.2 \times 10^{19} \text{ (n/cm}^2\text{)}$	E>0.098MeV
ガンマ線照射量	$1.6 \times 10^{10} \text{ (rad)}$	

運転開始後60年経過時点における定格負荷運転年数については、2020年3月末までは運転実績（17.0EFPY、設備利用率67.2%）を用い、2020年4月以降は設備利用率を100%と仮定して計算している。将来の運転年数は、過去の設備利用率を踏まえて保守的に設定しており、実際の照射量は解析で算出した照射量よりも小さくなると判断している。

*運転開始後60年経過時点における定格負荷運転年数の予測値

タイトル	中性子照射量を踏まえた構造体の耐力評価について																								
説 明	中性子照射量を踏まえた構造体の耐力評価は、以下のとおり行った。 中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲を添付 1 に示す。 中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲は、炉心中心部で最も大きくなり、深さ方向に最大約 12 cm である。 この範囲は、炉心中心部の 1 次遮蔽壁の断面において m^2 であり、断面積全体(約 m^2) の約 %である。 原子炉容器の鉛直方向荷重は、シムプレート、サポートシュおよびサポートリブを、接線方向荷重は、上記に加えてベースプレート、外周プレートおよび埋込補強材(スタッド)を経て 1 次遮蔽壁に伝わるが、添付 2 に示すとおり、荷重に対する耐力評価は既工認にて実施している。 中性子照射の影響を考慮した鉛直方向荷重および接線方向荷重に対する耐力評価を説明する。 (1) 鉛直方向荷重に対する評価 中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲は炉心中心部で最も大きくなり、炉心中心部の $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲を荷重負担部の 1 次遮蔽壁上端から下端まで欠損させた状態を保守的に想定する。(添付 3) 基準地震動 S_s による荷重に対する耐力評価を行った結果、以下のとおり圧縮耐力は地震時の荷重を十分上回っていることを確認した。 表 1 原子炉容器支持構造物コンクリート 鉛直方向荷重による圧縮評価 <table><tr><th>欠損想定</th><th>荷重 (kN)</th><th>耐力 (kN)</th><th>耐震裕度</th></tr><tr><td>欠損無</td><td> </td><td> </td><td>2. 1 5</td></tr><tr><td>欠損有</td><td> </td><td> </td><td>2. 1 4</td></tr></table> (2) 接線方向荷重に対する評価 接線方向荷重によるベースプレートの浮き上がり防止のために基礎ボルトが設置されており、基礎ボルトによるコンクリートのコーン状破壊面の有効投影面積から中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲を欠損させた状態を想定して耐力評価を行った。欠損範囲については 1 次遮蔽壁の炉心側表面から $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲とし、1 次遮蔽壁上端から下端までを欠損させた状態を保守的に想定する。(添付 4) 基準地震動 S_s による荷重に対する耐力評価を行った結果、以下のとおり引張耐力は地震時の荷重を十分上回っていることを確認した。 表 2 原子炉容器支持構造物コンクリート 接線方向荷重による引張評価 <table><tr><th>欠損想定</th><th>荷重 (kN)</th><th>耐力 (kN)</th><th>耐震裕度</th></tr><tr><td>欠損無</td><td> </td><td> </td><td>2. 6 4</td></tr><tr><td>欠損有</td><td> </td><td> </td><td>2. 5 9</td></tr></table>	欠損想定	荷重 (kN)	耐力 (kN)	耐震裕度	欠損無			2. 1 5	欠損有			2. 1 4	欠損想定	荷重 (kN)	耐力 (kN)	耐震裕度	欠損無			2. 6 4	欠損有			2. 5 9
欠損想定	荷重 (kN)	耐力 (kN)	耐震裕度																						
欠損無			2. 1 5																						
欠損有			2. 1 4																						
欠損想定	荷重 (kN)	耐力 (kN)	耐震裕度																						
欠損無			2. 6 4																						
欠損有			2. 5 9																						

地震時の構造体の耐力と設計荷重との関係を示す指標の一つとして、基準地震動 S_s による地震力を負担する断面に対するせん断ひずみによる評価がある。現状の基準地震動 S_s に対する最大せん断ひずみと評価基準値は以下に示すとおりであり、評価基準値に対して余裕があることが確認できる。中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲を考慮しても健全性に影響を及ぼすものではないと判断できる（添付 5）。

表 3 内部コンクリート 基準地震動 S_s に対する最大せん断ひずみ評価

内部コンクリート（1次遮蔽壁）における 基準地震動 S_s に対する最大せん断ひずみ	評価基準値※1
約 0.27×10^{-3} ※2	2.0×10^{-3}

※1 （社）日本電気協会 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601-1987）

※2 伊方発電所第3号機 工事計画認可申請書 資料13-16-4
内部コンクリートの耐震計算書（H28.3.23認可）

以上を踏まえ、保守的に内部コンクリート（1次遮蔽壁）からこの範囲を除いても、構造体の耐力が地震時の鉛直荷重などの設計荷重を上回ること、地震時のせん断ひずみへの影響が極めて軽微であることを確認していることから、内部コンクリート（1次遮蔽壁）の強度への影響はないと考えられる。

添付 1 中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲

添付 2 原子炉本体の基礎に関する説明書（工事計画認可申請書
H28.3.23認可）

添付 3 中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲と原子炉容器支持
構造物の支圧面との比較

添付 4 コーン状破壊面の有効投影面積と接線方向荷重による引張評価に
おいてコンクリートの欠損を想定する範囲との比較

添付 5 中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲を考慮した基準地
震動に対する最大せん断ひずみの確認

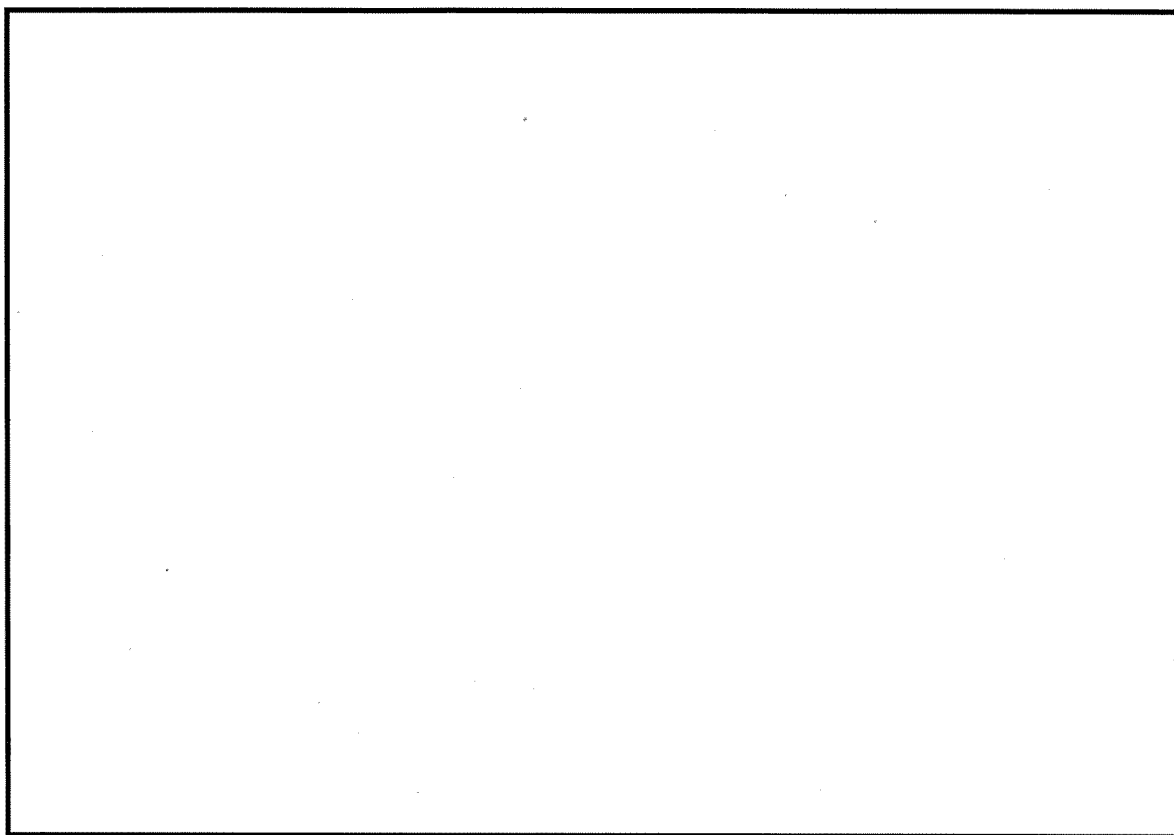


図1-1 炉心中心部での中性子照射線量当量分布解析結果

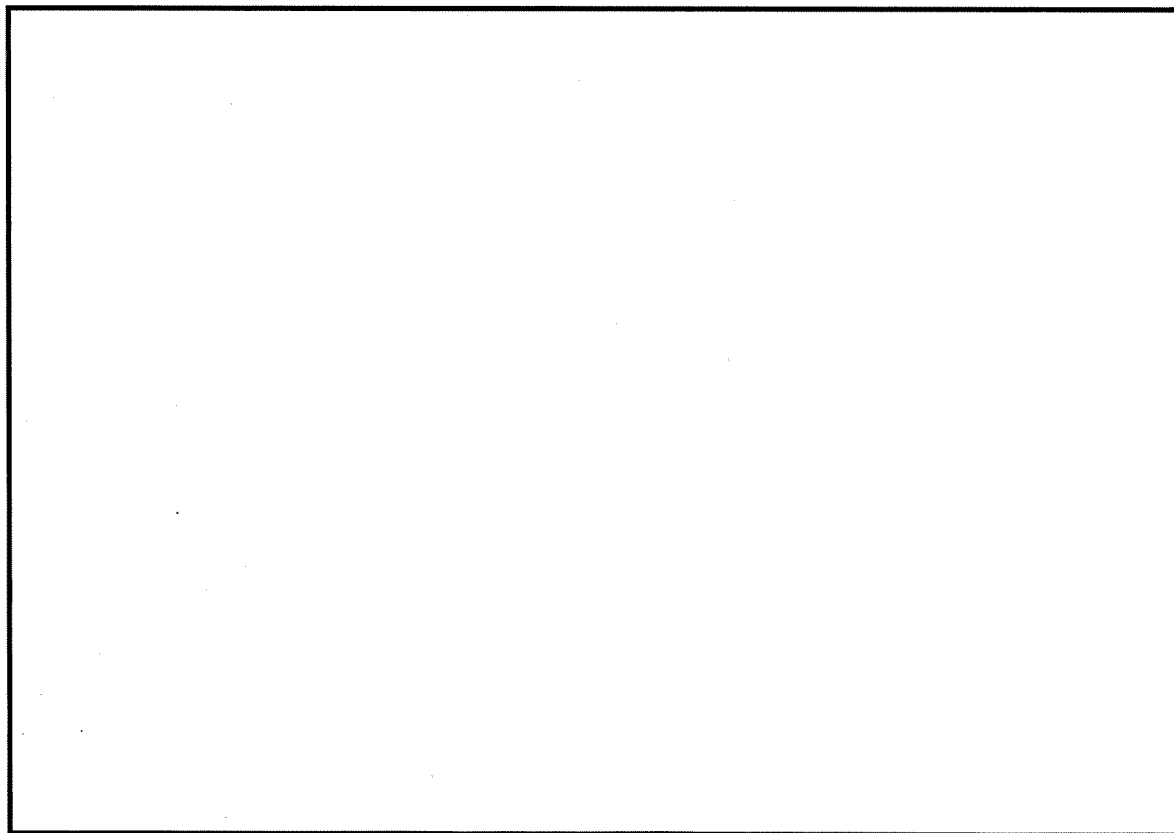


図1-2 中性子照射線量当量分布解析結果（解析モデル全体）

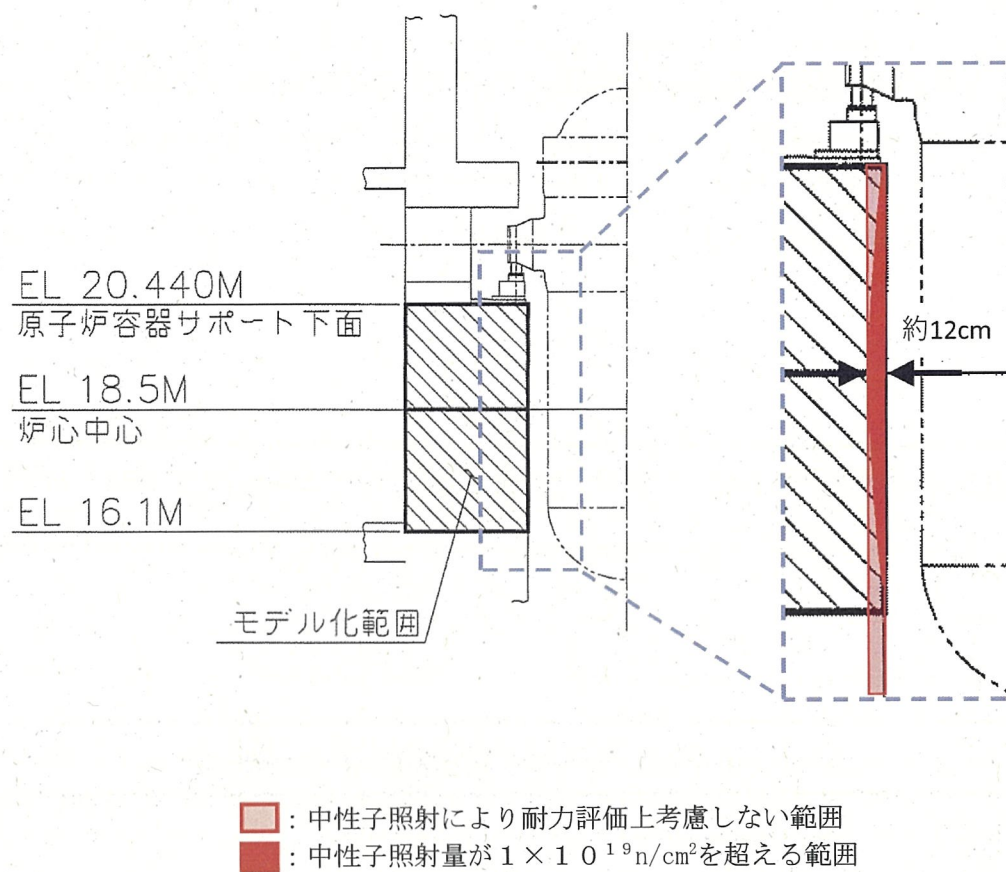
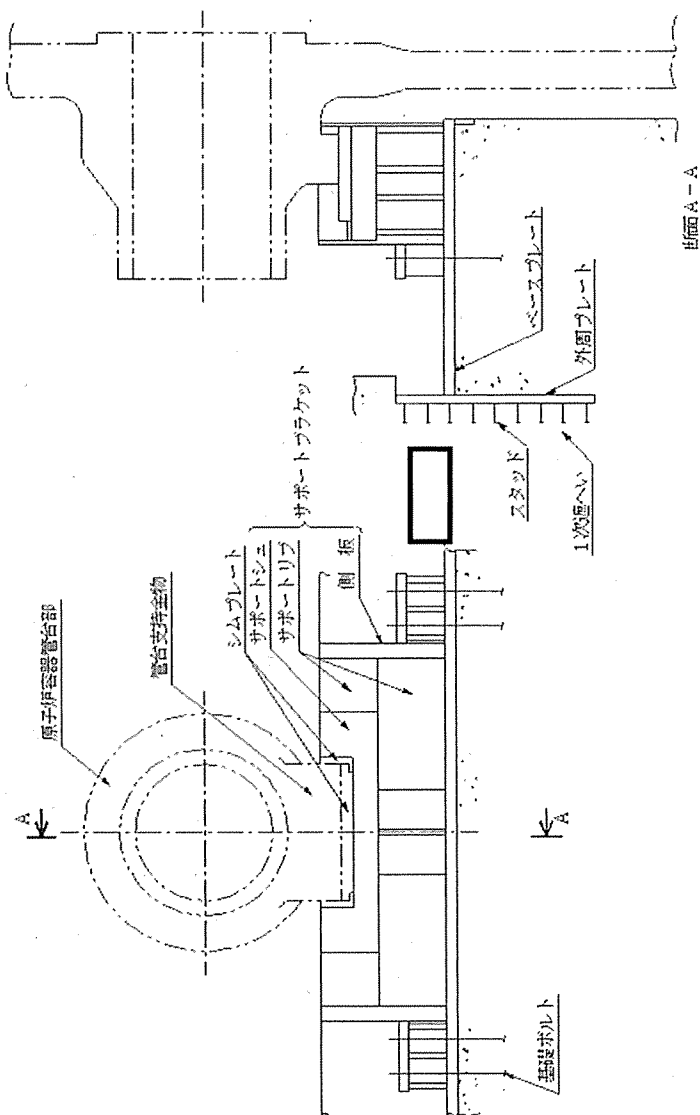


図1-3 中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲のイメージ図 (断面)

原子炉本体の基礎に関する説明書

工事計画認可申請 資料 15

伊方発電所第 3 号機



第1-1図 原子炉容器支持構造物概略図

- 資15-2 -

(3) まとめ
第2-2表に示すとおり、コンクリートの圧縮耐力及び引張耐力は、いずれも地震時の荷重を上回っている。

第2-2表 コンクリートの耐力 (注1) (注2)

(単位: kN)

		Sd地震時		Ss地震時	
		荷重 (注3)	耐力	荷重 (注3)	耐力
圧 縮					
圧縮荷重 の内訳	自重		—		—
	熱膨張荷重		—		—
	地震荷重		—		—
引 張					

- (注1) 荷重は、鉛直上向きを正とする。
(注2) 保守的になるように十の位を端数処理しているため、必ずしも合計は一致しない。
(注3) 資料13-17-3-21「1次冷却材管の耐震計算書」に示すループ荷重の値を使用する。

2.4 1次遮蔽コンクリート（間接支持構造物）の強度評価
1次遮蔽コンクリートの強度評価については、資料13-16-4「内部コンクリートの耐震計算書」に示すとおり十分な強度を有している。

中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲と原子炉容器支持構造物の支圧面との比較

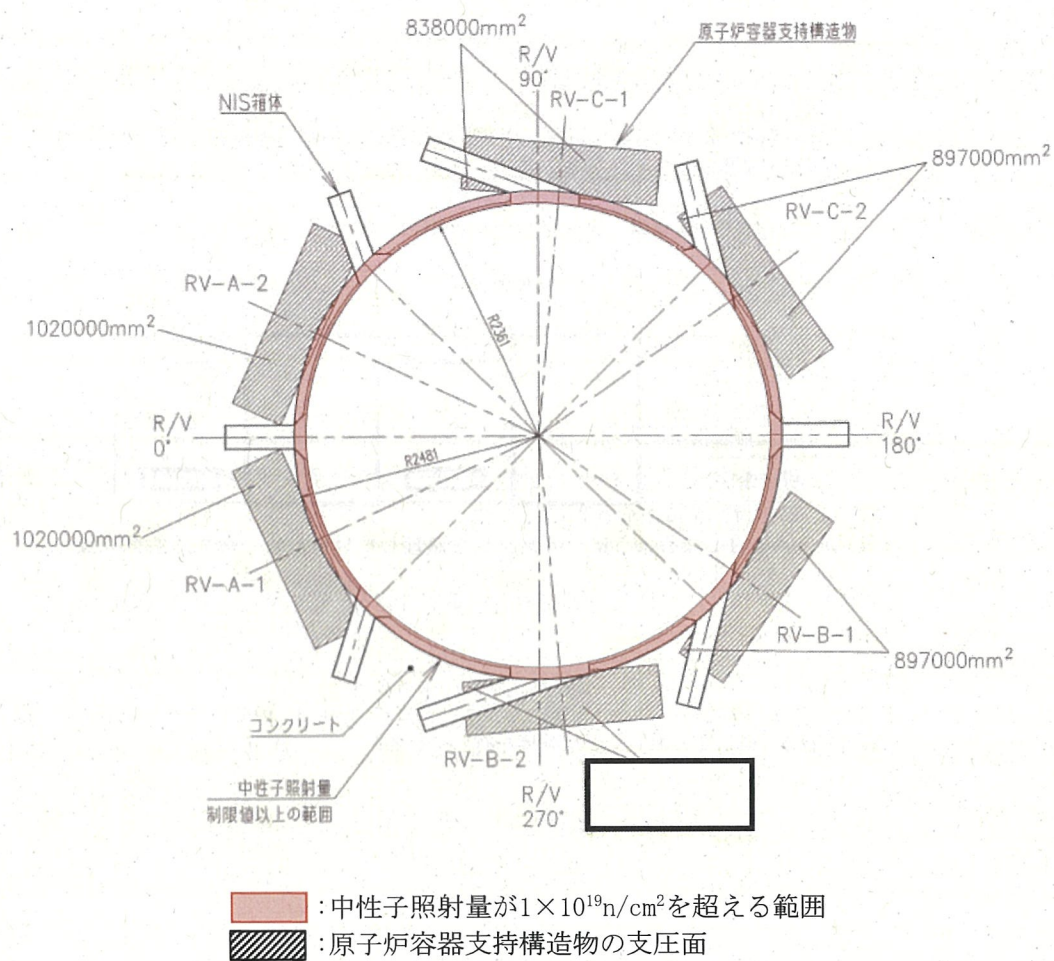


図3-1 中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲と原子炉容器支持構造物の支圧面との比較

中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲を考慮すると、支圧面積最小部位においては、欠損無の支圧面積 mm² が mm² となる。

コーン状破壊面の有効投影面積と接線方向荷重による引張評価において
コンクリートの欠損を想定する範囲との比較

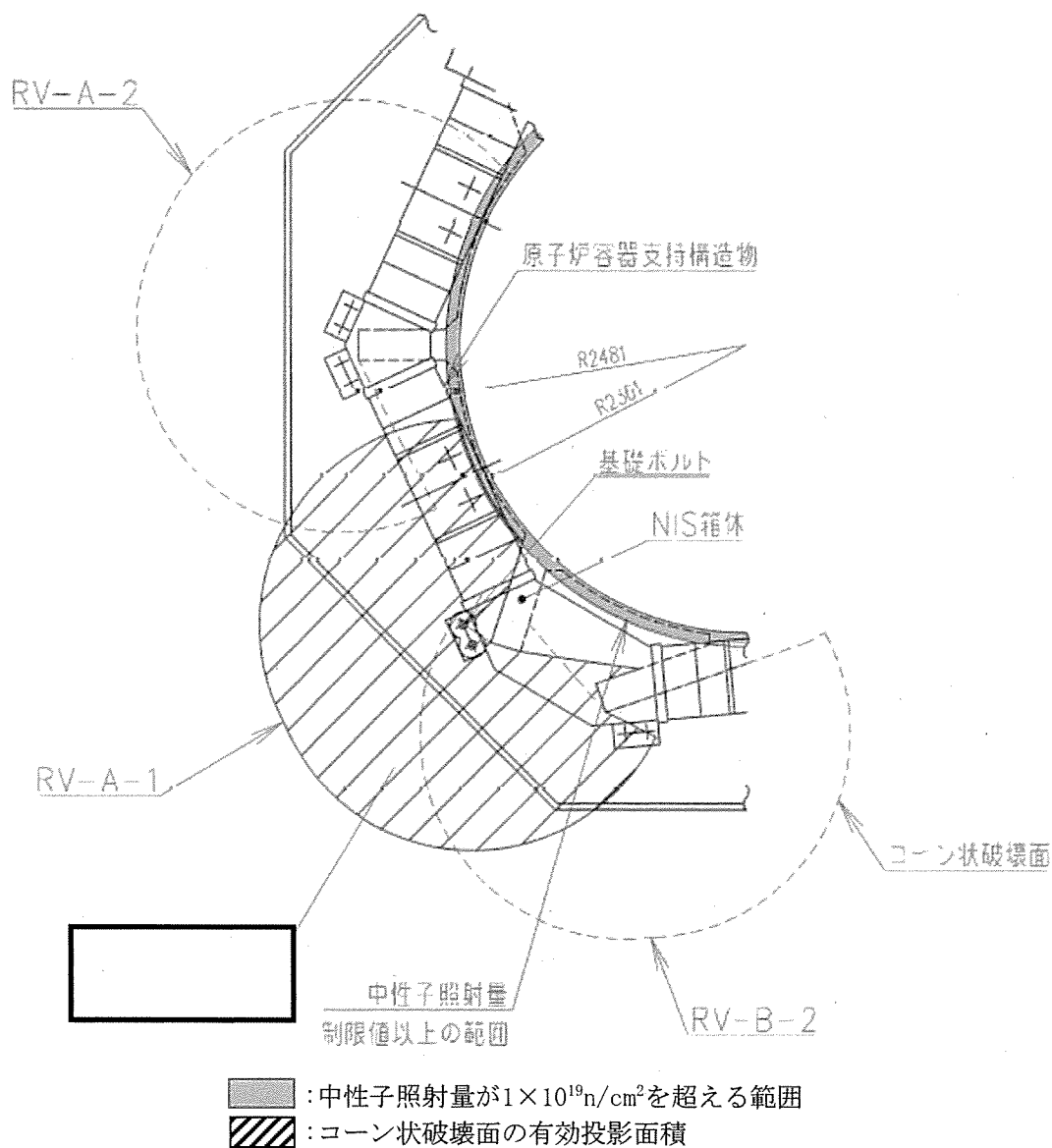


図4-1 コーン状破壊面の有効投影面積と接線方向荷重による引張評価においてコンクリートの欠損を想定する範囲との比較

一部の有効投影面積に中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲を考慮すると、欠損無の有効投影面積 mm^2 が mm^2 となる。

中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲を考慮した
基準地震動 S_s に対する最大せん断ひずみの確認

伊方 3 号炉の 1 次遮蔽壁において、中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲のコンクリートが欠損したと仮定し、その範囲のコンクリート強度を期待しない場合の最大せん断ひずみについて検討を実施した。

(1) 中性子照射を考慮しない場合の最大せん断ひずみ

伊方 3 号炉の内部コンクリート（1 次遮蔽壁含む）における、基準地震動 S_s に対する最大せん断ひずみは、 0.27×10^{-3} である。

(出典：伊方電所第 3 号機 工事計画認可申請書 資料 13-16-4

内部コンクリートの耐震計算書)

(2) 中性子照射を考慮した場合の最大せん断ひずみ

せん断ひずみ γ は、以下の式で算出される。

$$\gamma = \tau / G$$

τ : せん断応力

G : せん断弾性係数

ここで、 τ : せん断応力については、中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲のコンクリートが欠損したと仮定すると、断面積の比に反比例して増加する。

一方、 G : せん断弾性係数は、コンクリートの物性値であることから、中性子照射の影響がない範囲の値は照射後においても変化がないといえる。

よって、中性子照射を考慮した場合の最大せん断ひずみは、せん断断面積の比率で検討することができる。

仮に中性子照射を考慮した場合の最大せん断ひずみについて、安全側に 1 次遮蔽壁のみの断面積比率で検討した場合、以下のとおりとなる。断面積の比率でみても約 % 程度の影響であり、最大せん断ひずみの評価に影響を及ぼすものではないことが確認できる。

$$\begin{aligned}
 & 0.27 \times 10^{-3} \times \left(\frac{\text{断面積の比率}}{\text{断面積の比率}} \right) \\
 = & \text{断面積の比率} \\
 \Rightarrow & \text{断面積の比率}
 \end{aligned}$$

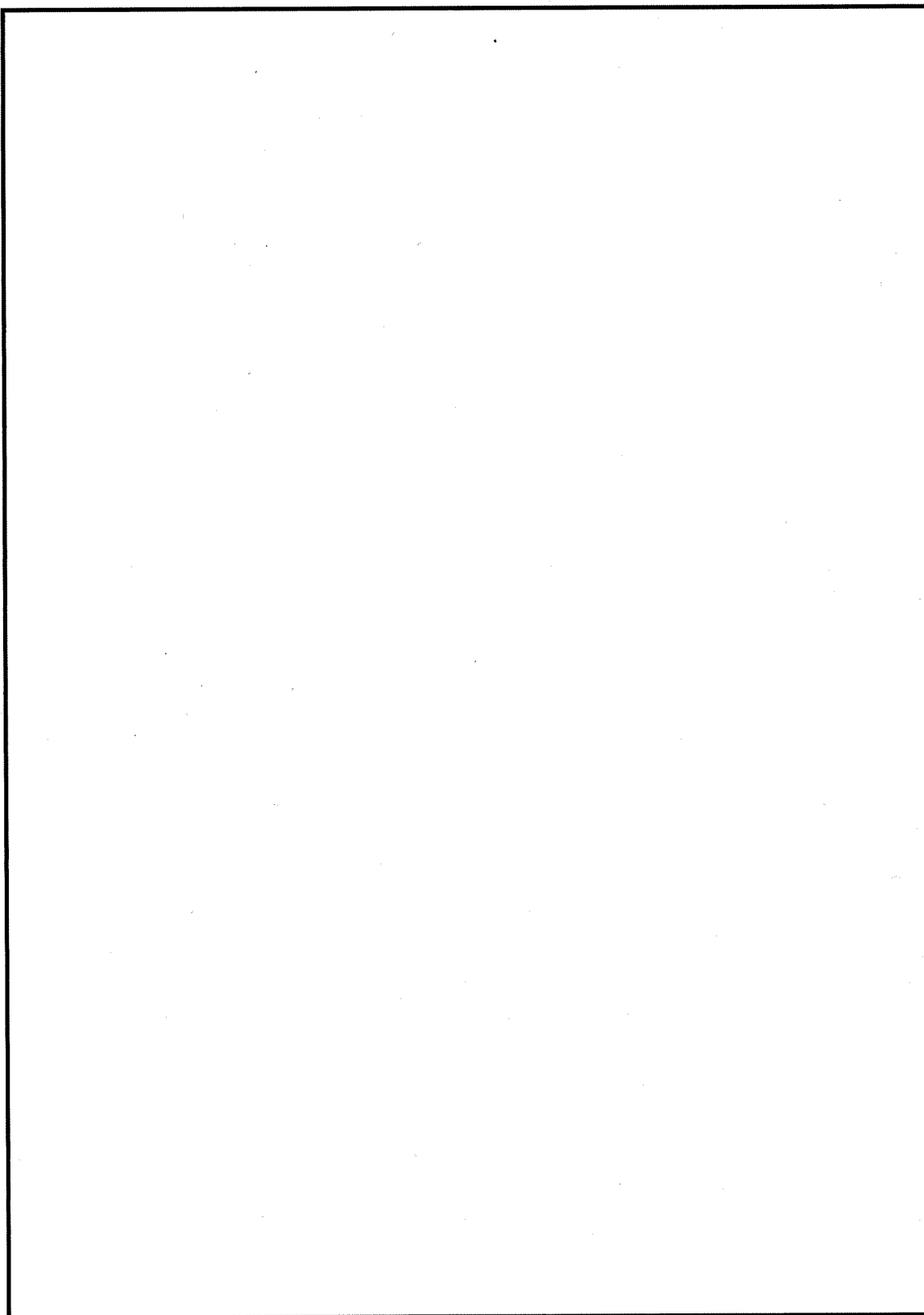
タイトル	中性化の評価対象および評価点の選定過程について
説明	中性化の評価対象および評価点の選定過程を以下に示す。 1. 環境測定 中性化の進展度合いは、空気環境条件（二酸化炭素濃度、温度および相対湿度）の影響を受けることから、2022年から2023年にかけて環境測定を実施した。 1.1 測定方法 環境測定に使用した機器を添付1「環境測定 使用機器」に示す。温度および相対湿度は、2022年2月1日から2023年1月31日の期間で、1時間間隔で測定を行った。二酸化炭素濃度は、温湿度と同期間にて、1回/月の頻度で測定を行った。 1.2 測定位置 二酸化炭素濃度、温度および相対湿度とも、建屋内外で計119箇所にて測定を実施した。測定位置を添付2「環境測定 測定位置図」に示す。 2. 評価対象の選定過程 中性化の評価対象は、空気環境の影響を遮断する仕上げの状況、上記の環境測定の結果などに基づく中性化に及ぼす影響度の大きさ、運転開始後経過年数を踏まえ、以下のとおり選定した。 2.1 仕上げ状況 代表構造物のうち、仕上げが施されていない部位がある構造物を選定し、設置環境を屋内と屋外に分類する。屋外については、対象となる構造物が海水ピットのみであることから、海水ピットを評価対象として選定し、屋内については、2.2および2.3を踏まえて選定した。 2.2 中性化に及ぼす影響度の大きさ 仕上げが施されていない部位がある代表構造物のうち、屋内については、環境測定の測定結果などに基づく中性化に及ぼす影響度が最も大きくなった外部遮蔽壁の屋内面を選定した。なお、中性化に及ぼす影響度については、空気環境条件（二酸化炭素濃度、温度および相対湿度）が入力値となる森永式を引用し、環境条件による係数によって算出した。影響度の算出結果のうち、代表構造物ごとの影響度の最大値を添付3「環境条件による影響度」に示す。 2.3 運転開始後経過年数の長さ 仕上げが施されていない部位がある代表構造物のうち、運転開始後経過年数が長く、中性化が進展していると思われる構造物として焼却炉建家の屋内面を選定した。

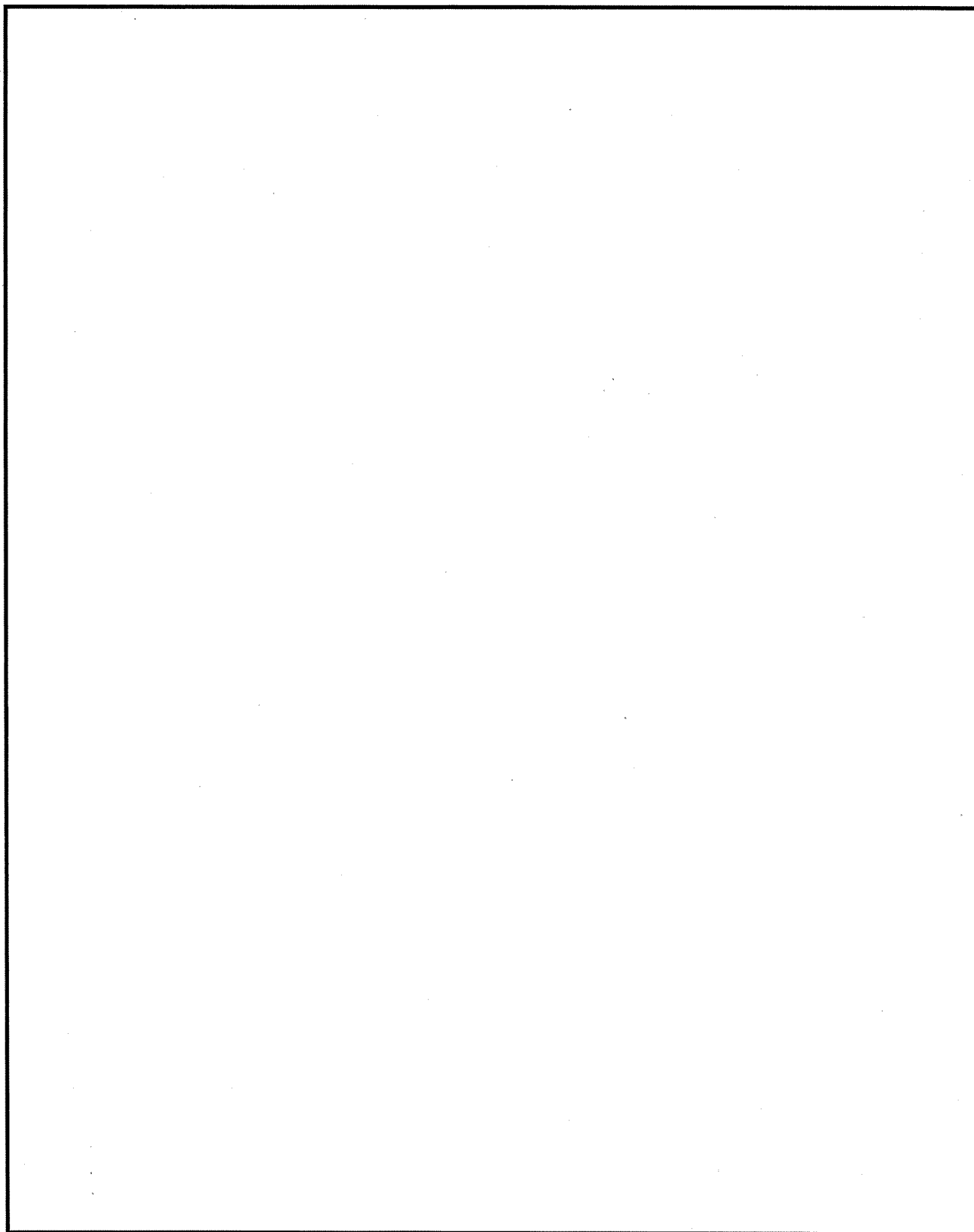
	3. 評価点の選定過程 屋内の評価点は、外部遮蔽壁、焼却炉建家のうち塗装等のコンクリート表面仕上げが無い屋内面の壁を選定した。 屋外の評価点は、海水ピットのうち塗装等のコンクリート表面仕上げが無い気中帯を選定した。 添付1 環境測定 使用機器 添付2 環境測定 測定位置図 添付3 環境条件による影響度
--	---

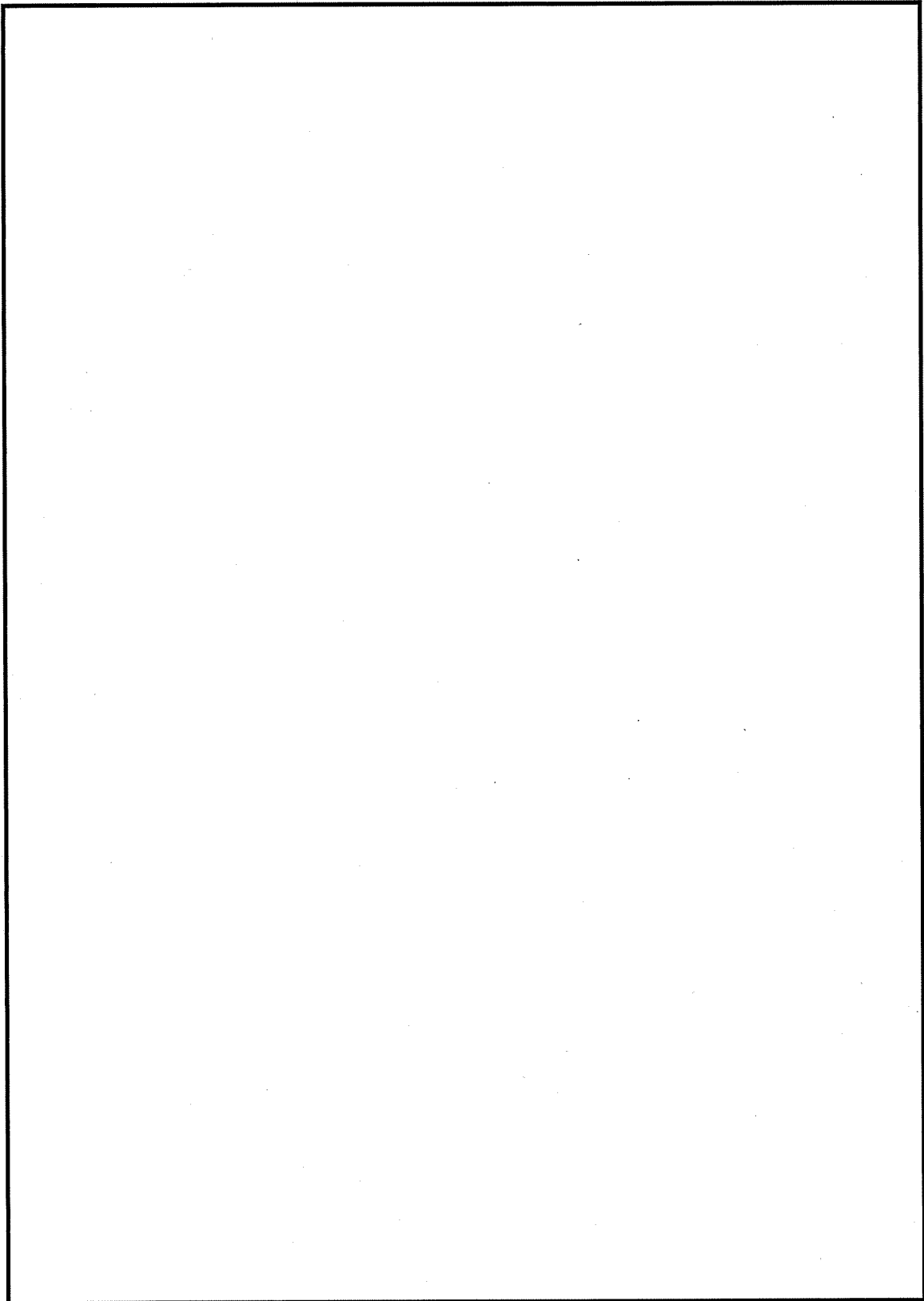
環境測定 使用機器

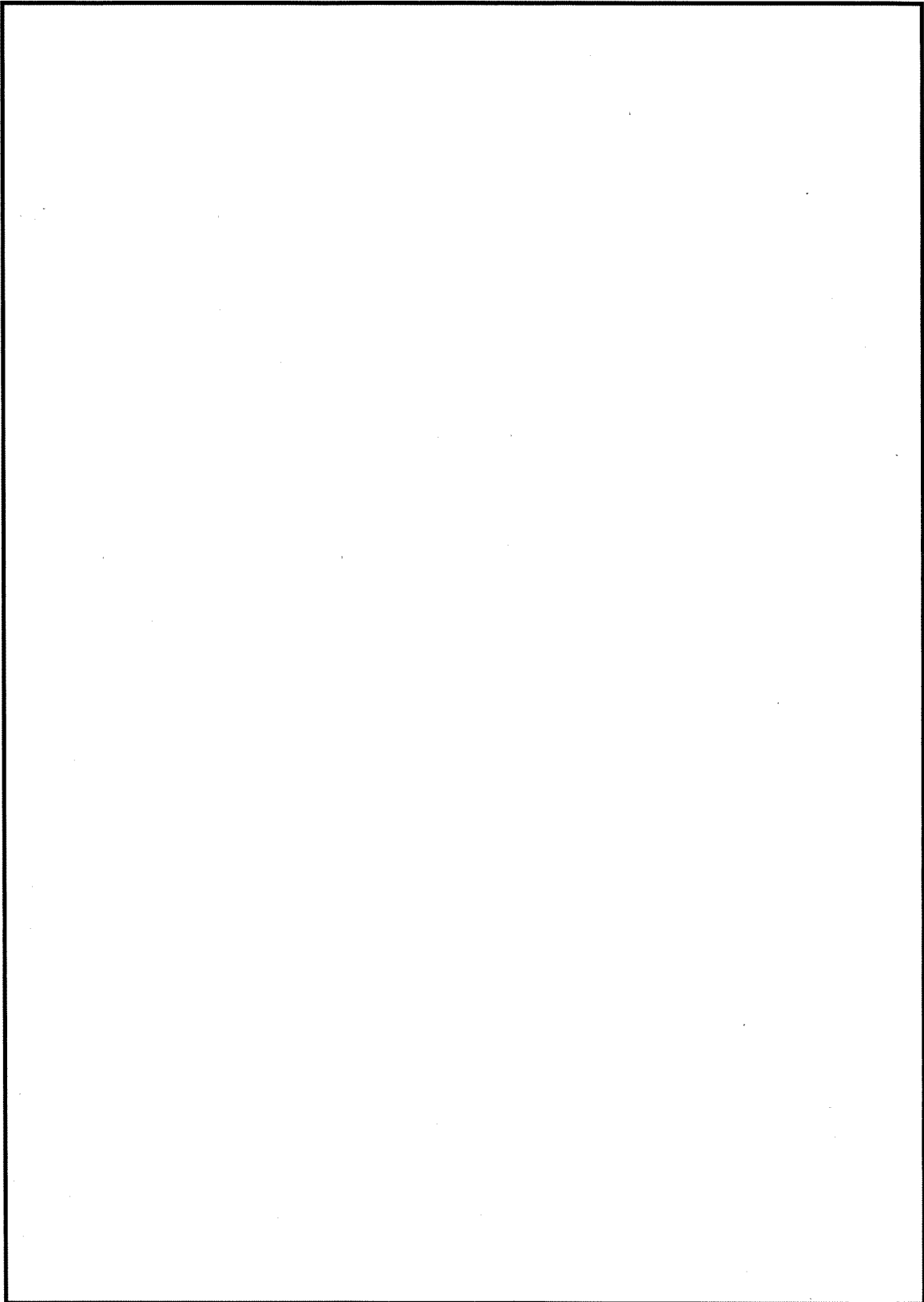
測定場所	測定項目	使用機器
構内各所	温度	温湿度計
	相对湿度	
	二酸化炭素濃度	二酸化炭素濃度計

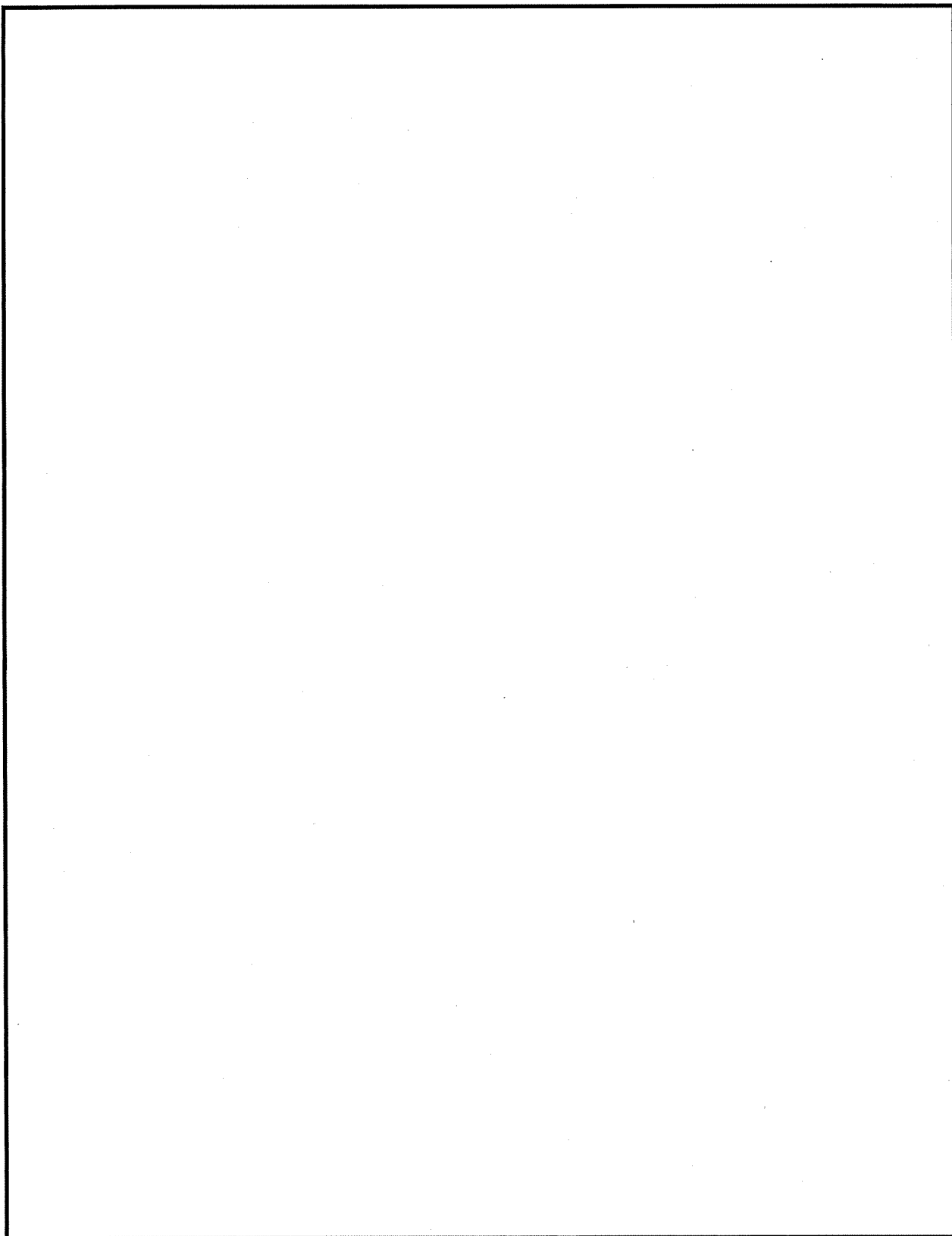
環境測定 測定位置図

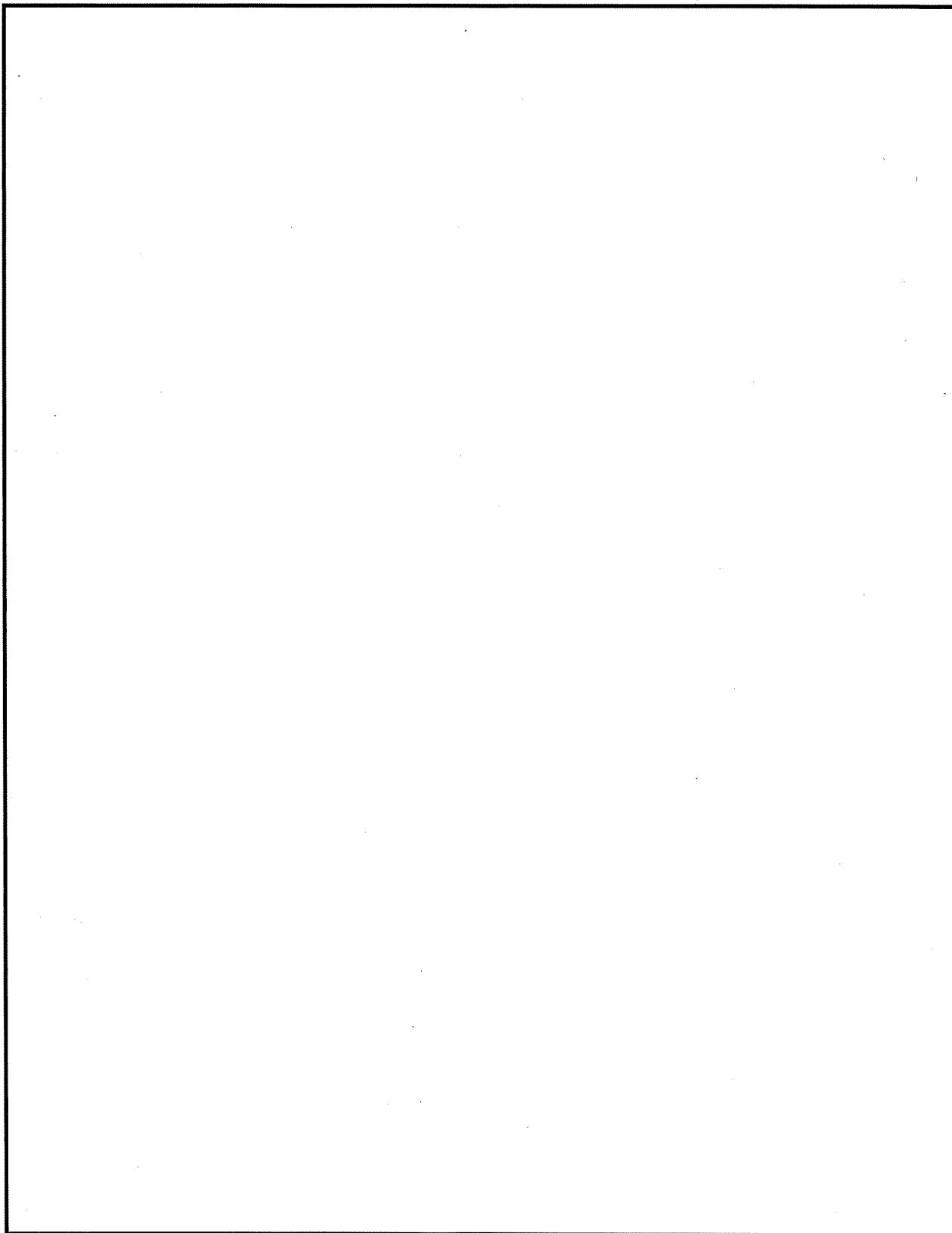


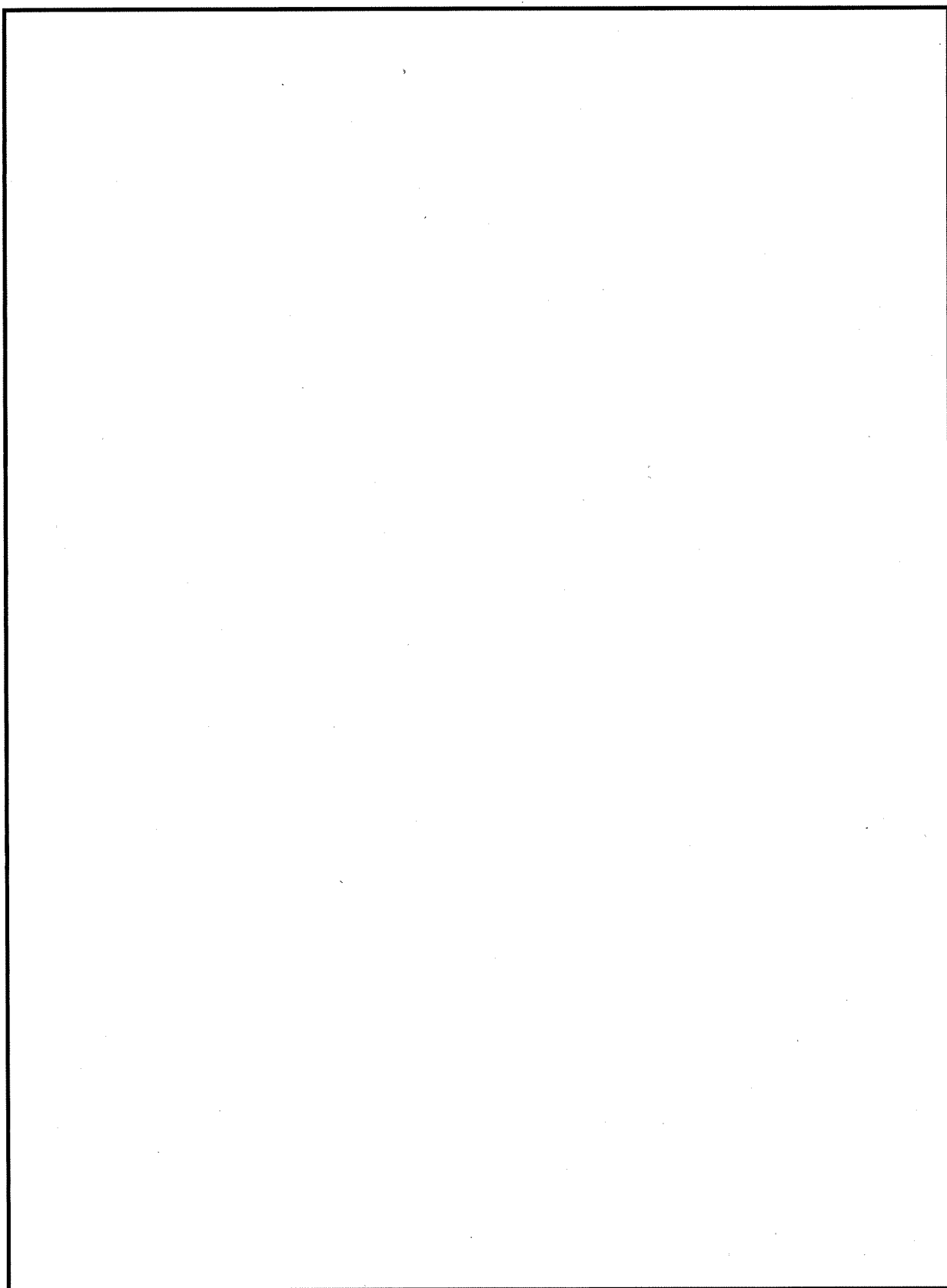


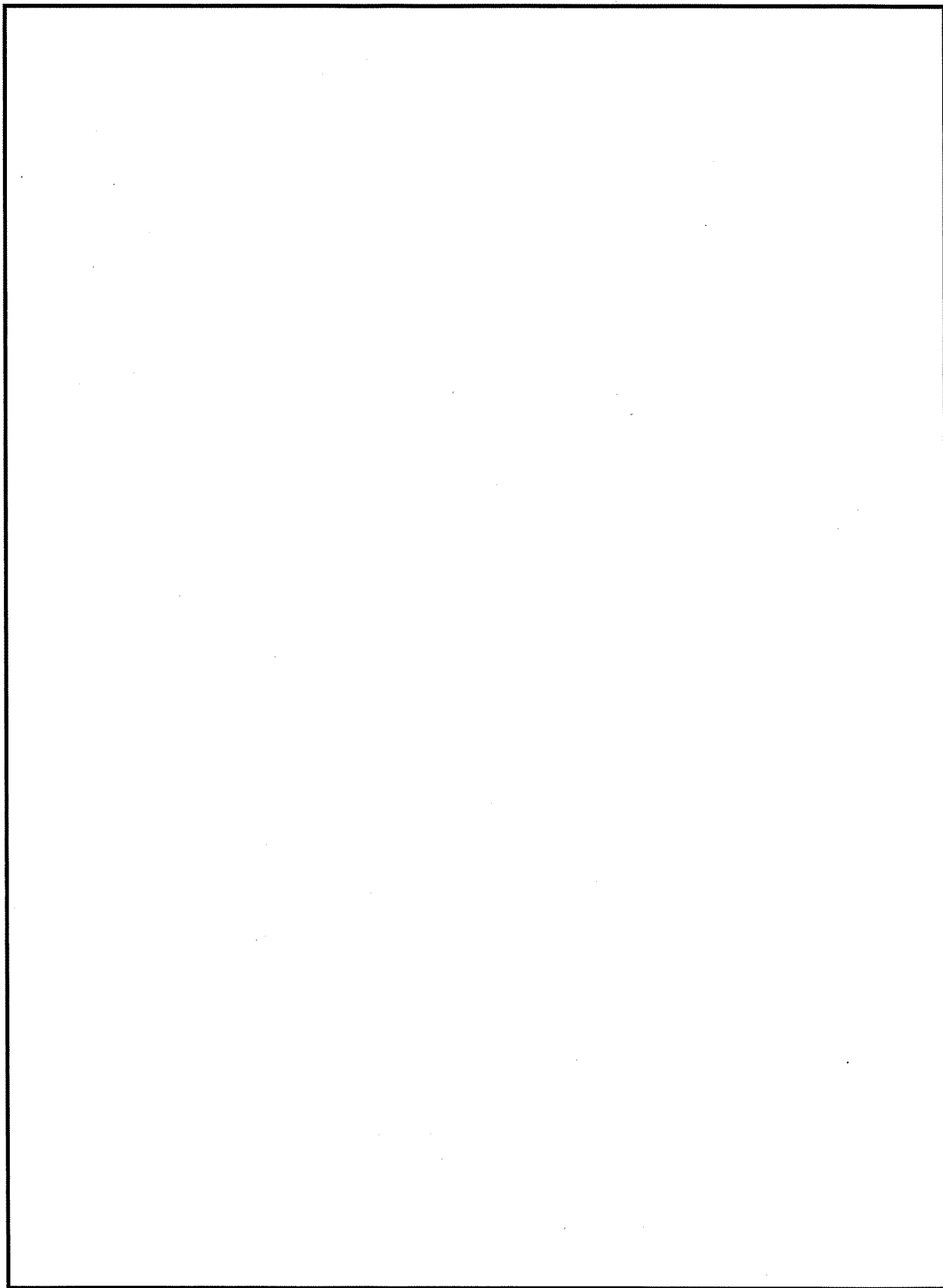


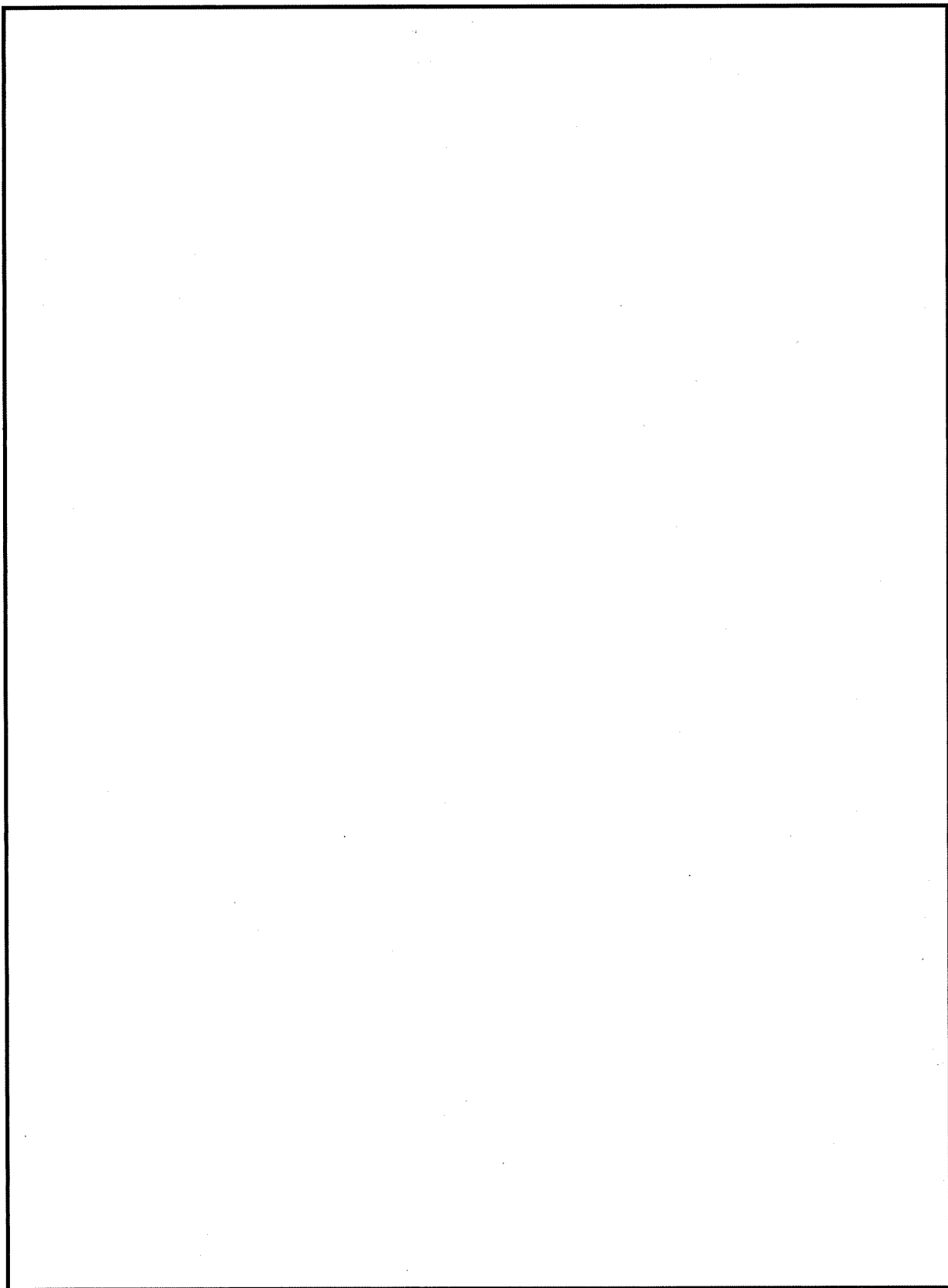


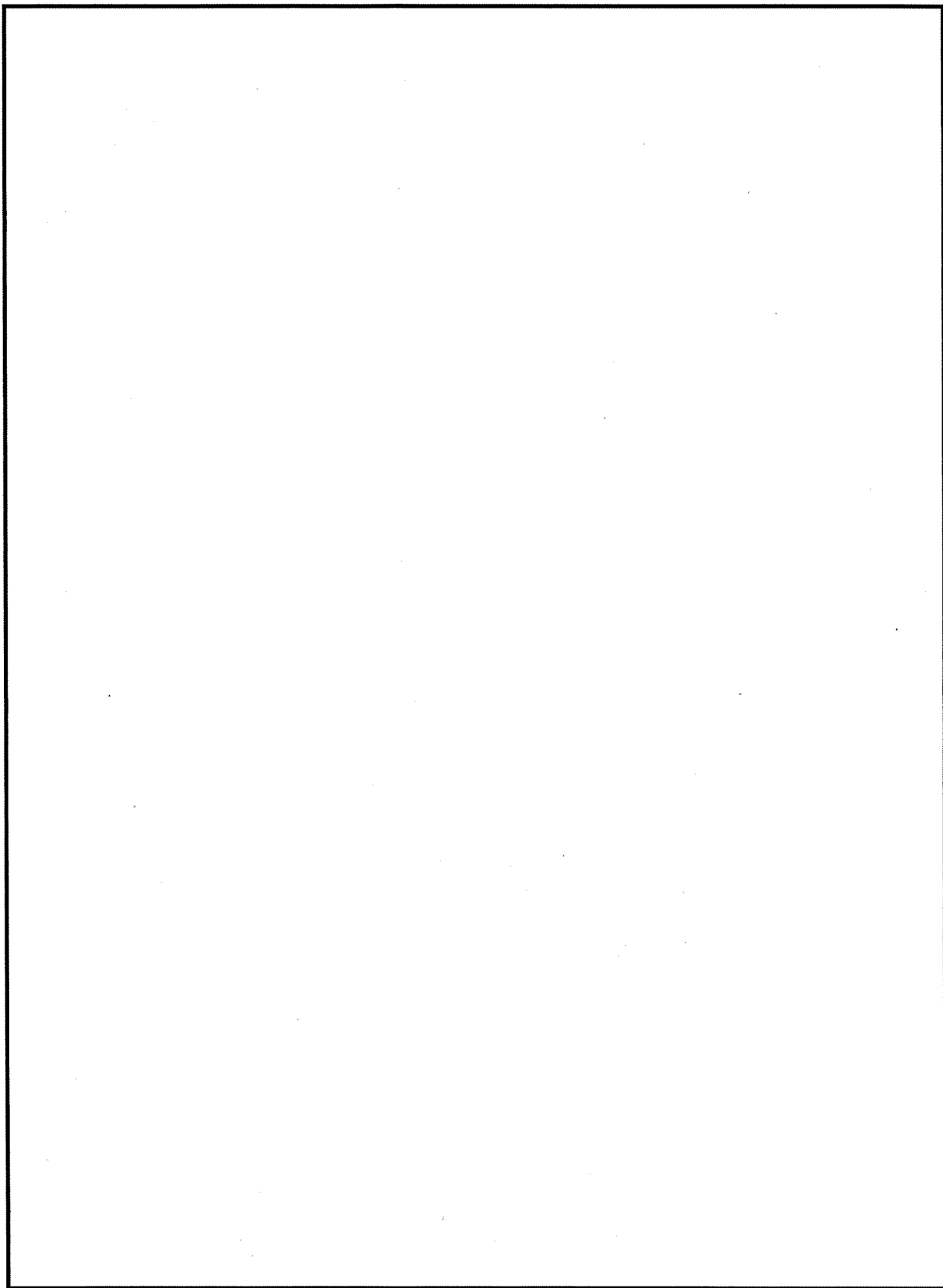


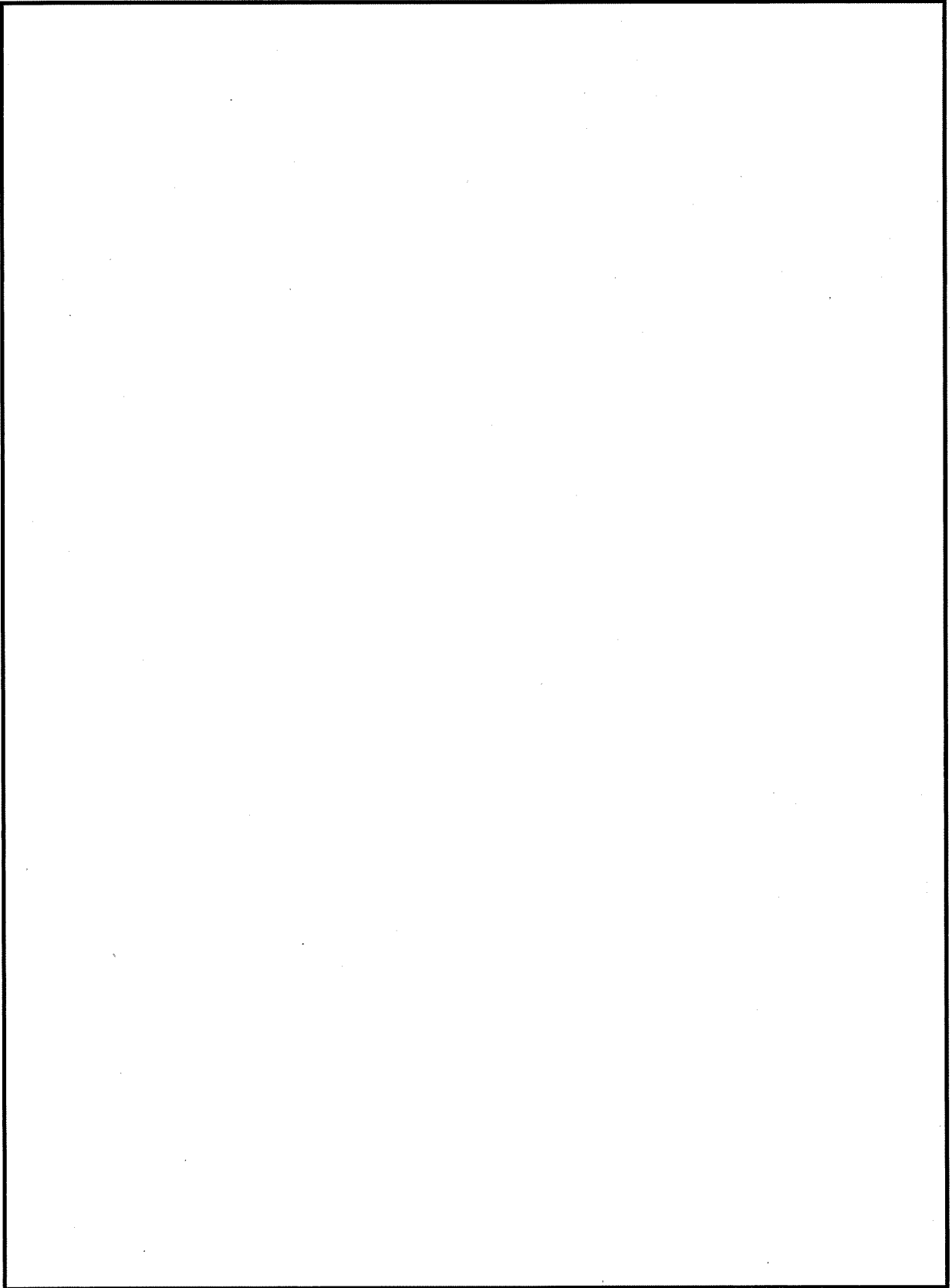


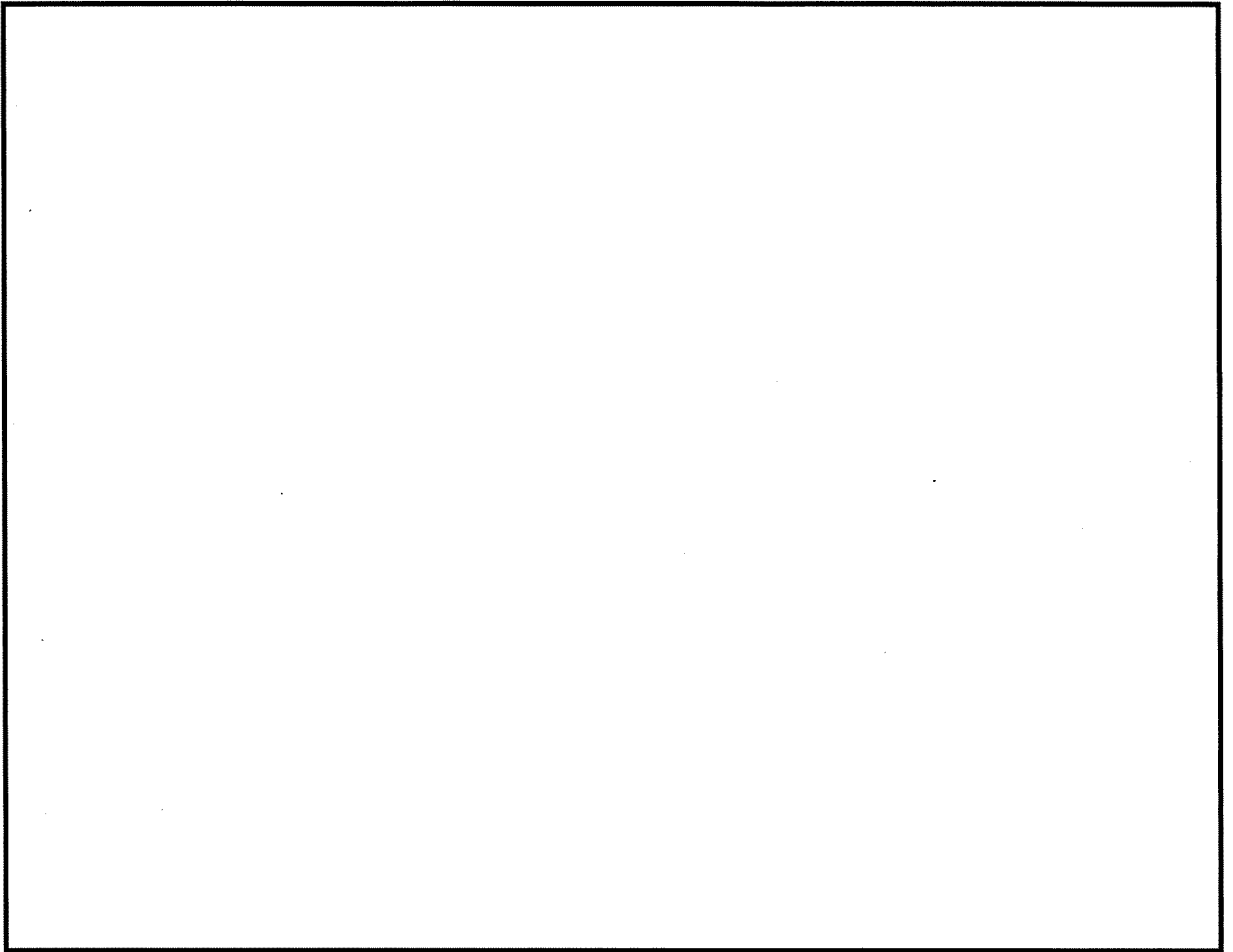












環境条件による影響度

代表構造物	温度 [℃]	相対湿度 [%]	CO ₂ 濃度 [ppm]	環境条件による 影響度 [－]
外部遮蔽壁	36.4	26.9	493	0.385
内部コンクリート	37.3	36.2	380	0.311
原子炉格納施設基礎	31.1	37.2	525	0.331
原子炉建屋	36.7	20.5	388	0.364
原子炉補助建屋	28.6	35.1	520	0.325
焼却炉建家	21.9	54.4	525	0.217
タービン建屋	25.9	41.8	405	0.252

- ・ 測定期間：2022年2月1日～2023年1月31日
- ・ 代表構造物ごとに影響度が最も大きくなったものを示す
- ・ 森永式における環境条件による係数（下記赤下線部）から算出
- ・ 環境条件による影響度の算出に用いている環境データは、実測値に基づく。

$$x = \sqrt{C} \cdot (1.391 - 0.017 \cdot RH + 0.022T) \cdot \frac{1}{\sqrt{5}} \cdot 2.44 \cdot R \cdot (4.6 \cdot w/c/100 - 1.76) \cdot \sqrt{t}$$

x ：中性化深さ（mm）

RH ：湿度（%）

T ：温度（℃）

w/c ：水セメント比（%）

t ：材齢（日）

R ：中性化比率

C ：炭酸ガス濃度（%）
（1%=10,000ppm）

タイトル	中性化深さの推定値の算定過程および結果について																															
説明	調査時点および運転開始後 60 年経過時点の中性化深さの推定値の算定過程（推定式、条件、パラメータ）および結果を以下に示す。 1. 推定式、条件、パラメータ 以下の中性化深さを推定する式を用いて評価を実施した。推定式の詳細、条件およびパラメータは、添付 1「中性化深さの推定値の算定過程および結果」に示す。 ・岸谷式 ・森永式 ・中性化深さの実測値に基づく$\sqrt{t}$式 2. 結果 運転開始後 60 年経過時点の中性化深さの推定値が、鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さを下回っていることを確認した。 中性化深さを評価した結果を以下に示す。なお、添付 2 に示すとおり、実測値は測定値の平均値である。 伊方 3 号炉 コンクリートの中性化深さ <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th><th colspan="3">調査時点の中性化深さ</th><th rowspan="2">3 号炉運転開始後 60 年経過時点の中性化深さ*2 (cm) (推定式)</th><th rowspan="2">鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ (cm)</th></tr> <tr> <th>経過年数</th><th>実測値 (cm)</th><th>推定値 (cm) (推定式)</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部遮蔽壁 (屋内面)</td><td>26 年</td><td>0.4</td><td>3.2 (森永式)</td><td>4.8 (森永式)</td><td>7.0</td></tr> <tr> <td>焼却炉建家 (屋内面)</td><td>38 年*1</td><td>1.5</td><td>3.0 (岸谷式)</td><td>4.1*3 (岸谷式)</td><td>7.0</td></tr> <tr> <td>海水ピット (気中帯)</td><td>26 年</td><td>0.3</td><td>1.5 (岸谷式)</td><td>2.2 (岸谷式)</td><td>8.5</td></tr> </tbody> </table> *1 焼却炉建家の運用開始後の経過年数を示す。3 号炉運転開始後の経過年数は 26 年 *2 岸谷式、森永式および実測値に基づく$\sqrt{t}$式による評価結果のうち最大値を記載 *3 焼却炉建家運用開始後の経過年数（72 年）での値を記載 添付 1 中性化深さの推定値の算定過程および結果 添付 2 中性化深さの実測値の元となる測定値						調査時点の中性化深さ			3 号炉運転開始後 60 年経過時点の中性化深さ*2 (cm) (推定式)	鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ (cm)	経過年数	実測値 (cm)	推定値 (cm) (推定式)	外部遮蔽壁 (屋内面)	26 年	0.4	3.2 (森永式)	4.8 (森永式)	7.0	焼却炉建家 (屋内面)	38 年*1	1.5	3.0 (岸谷式)	4.1*3 (岸谷式)	7.0	海水ピット (気中帯)	26 年	0.3	1.5 (岸谷式)	2.2 (岸谷式)	8.5
	調査時点の中性化深さ			3 号炉運転開始後 60 年経過時点の中性化深さ*2 (cm) (推定式)	鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ (cm)																											
	経過年数	実測値 (cm)	推定値 (cm) (推定式)																													
外部遮蔽壁 (屋内面)	26 年	0.4	3.2 (森永式)	4.8 (森永式)	7.0																											
焼却炉建家 (屋内面)	38 年*1	1.5	3.0 (岸谷式)	4.1*3 (岸谷式)	7.0																											
海水ピット (気中帯)	26 年	0.3	1.5 (岸谷式)	2.2 (岸谷式)	8.5																											

中性化深さの推定値の算定過程および結果

 : 中性化深さの推定に必要なパラメータ

 : 推定結果

1. 岸谷式

	外部遮蔽壁（屋内面） 屋内仕上り無	焼却炉建家（屋内面） 屋内仕上り無	海水ビット（気中帯） 屋外仕上り無	備考
W : 水セメント比 (%)	55.0	55.0	50.0	
α : 劣化外力係数	1.3	1.3	1.0	外部遮蔽壁: 実測値に基づく補正值 焼却炉建家: 実測値に基づく補正值 海水ビット: 屋外
β : 仕上り材による係数	1.0	1.0	1.0	仕上り無
γ : セメントによる係数	1.4	1.2	1.4	外部遮蔽壁: フライアッシュセメント同等 焼却炉建家: 中麻熟セメント 海水ビット: フライアッシュセメント同等
調査時点の推定値 (cm) (経過年数)	2.7 (26年)	3.0 (38年)	1.5 (26年)	
運転開始後60年経過 時点の推定値 (cm)	4.1	4.1 (72年)	2.2	

$$\text{岸谷式} \quad t = \frac{7.2}{R^2 \cdot (4.6 \cdot w - 1.76)^2} \cdot x^2$$

t : 深さ x までの中性化する期間(年) α : 劣化外力の区分による係数
 x : 中性化深さ (mm) β : 仕上り材による係数
 w : 水セメント比 (%) γ : セメントによる係数
 R : 中性化比率 ($R = \alpha \times \beta \times \gamma$)

岸谷式の外部遮蔽壁（屋内面）および焼却炉建家（屋内面）に用いた劣化外力係数の算出に当たっては、「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針（案）・同解説（1991）（日本建築学会）」を参照し、岸谷式の根拠となっている屋外二酸化炭素濃度データの最低値である 300ppm を基準として、当該部位での二酸化炭素濃度の実測値を屋外二酸化炭素濃度データの最低値（300ppm）で除した値の平方根で算出している。

・ 外部遮蔽壁（屋内面）

$$\text{劣化外力係数 } \alpha = \sqrt{C / C_0} = 1.28 \rightarrow 1.3$$

C_0 : 屋外二酸化炭素濃度データの最低値 (300ppm)

C : 外部遮蔽壁（屋内面）における二酸化炭素濃度の実測値 (493ppm)

・ 焼却炉建家（屋内面）

$$\text{劣化外力係数 } \alpha = \sqrt{C / C_0} = 1.27 \rightarrow 1.3$$

C_0 : 屋外二酸化炭素濃度データの最低値 (300ppm)

C : 焼却炉建家（屋内面）における二酸化炭素濃度の実測値 (485ppm)

：中性化深さの推定に必要なパラメータ
：推定結果

2. 森永式

	外部遮断壁（屋内面） 屋内仕上げ無	焼却炉建家（屋内面） 屋内仕上げ無	海水ビット（気中帯） 屋外仕上げ無	備考
W/C：水セメント比（%）	55.0	55.0	50.0	
R：仕上げ材の中性化比率	1.0	1.0	1.0	打ち放し仕上げ：1.0
C：二酸化炭素濃度（%）	0.049	0.053	0.040	外部遮断壁：実測値 焼却炉建家：実測値 海水ビット：実測値
T：温度（℃）	36.4	21.9	16.9	外部遮断壁：実測値 焼却炉建家：実測値 海水ビット：発電所構内の温度の観測値（2022年2月～2023年1月の12カ月平均）
RH：湿度（%）	26.9	54.4	79.2	外部遮断壁：実測値 焼却炉建家：実測値 海水ビット：発電所構内の湿度の観測値（2022年2月～2023年1月の12カ月平均）
調査時点の推定値（cm） （経過年数）	3.2 （26年）	2.2 （38年）	0.5 （26年）	
運転開始後60年経過 時点の推定値（cm）	4.8	3.0 （72年）	0.8	

森永式
$$x = \sqrt{\frac{C}{5}} \cdot 2.44 \cdot R \cdot (1.391 - 0.017 \cdot RH + 0.022 \cdot T) \cdot (4.6 \cdot w/c/100 - 1.76) \cdot \sqrt{t}$$

x：中性化深さ（mm）
R：中性化比率
w/c：水セメント比（%）
t：材齢（日）
C：二酸化炭素濃度（%）
RH：相対湿度（%）
T：温度（℃）

：中性化深さの推定に必要なパラメータ
：推定結果

3. 実測値に基づく√t式

	外部遮断壁（屋内面） 屋内仕上げ無	焼却炉建家（屋内面） 屋内仕上げ無	海水ビット（気中帯） 屋外仕上げ無	備考
中性化深さの実測値（cm）	0.4 （26年）	1.5 （38年）	0.3 （26年）	
運転開始後60年経過 時点の推定値（cm）	0.6	2.1 （72年）	0.4	

√t式
$$x = A \cdot \sqrt{t}$$

x：中性化深さ（mm）
t：中性化期間（年）
A：中性化速度係数（中性化深さの実測値と中性化期間により算出）

中性化深さの実測値の元となる測定値

中性化深さの実測値に基づく $\sqrt{t}$ 式に用いる実測値は、評価点における3つの測定値を平均して算出している。

	測定値 1 (mm)	測定値 2 (mm)	測定値 3 (mm)	実測値 (平均値)
外部遮蔽壁 (屋内面)	4. 8	3. 6	2. 4	3. 6 mm ⇒ 0. 4 cm
焼却炉建家 (屋内面)	11. 7	20. 0	13. 4	15. 0 mm ⇒ 1. 5 cm
海水ピット (気中帯)	1. 7	1. 5	3. 0	2. 1 mm ⇒ 0. 3 cm

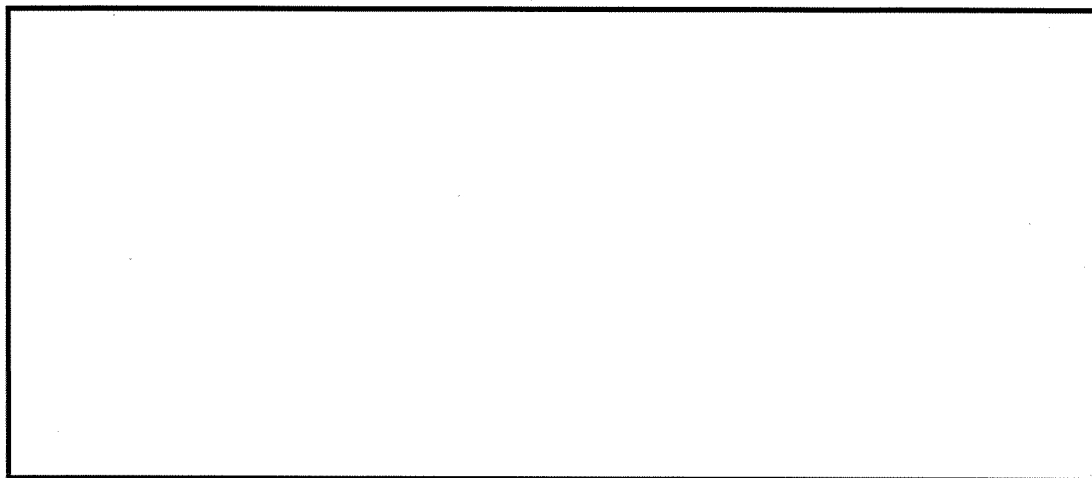
タイトル	塩分浸透における評価点の選定過程について						
説明	塩分浸透における代表構造物である海水ピットの評価点の選定過程について以下に示す。 評価点は、高経年化技術評価審査マニュアル（JNES-RE-2013-9012）に基づき、潮位により環境条件（酸素供給量、塩化物イオン供給量、乾湿繰り返し頻度）が異なる気中帯、干満帯および海中帯を選定した。 気中帯、干満帯、海中帯の区分は、伊方発電所原子炉設置変更許可申請書にて示している朔望平均潮位に基づき、表1のとおり設定した。 表1 朔望平均潮位に基づく、気中帯、干満帯、海中帯の区分 <table> <tr> <td>気中帯</td><td>朔望平均満潮位 (T. P. +1.62m) より上部 (飛沫の影響を受ける範囲)</td></tr> <tr> <td>干満帯</td><td>朔望平均満潮位 (T. P. +1.62m) 以下かつ朔望平均干潮位 (T. P. -1.69m) より上部 (乾湿繰り返し状態となる範囲)</td></tr> <tr> <td>海中帯</td><td>朔望平均干潮位 (T. P. -1.69m) 以下 (海水に常時接している範囲)</td></tr> </table>	気中帯	朔望平均満潮位 (T. P. +1.62m) より上部 (飛沫の影響を受ける範囲)	干満帯	朔望平均満潮位 (T. P. +1.62m) 以下かつ朔望平均干潮位 (T. P. -1.69m) より上部 (乾湿繰り返し状態となる範囲)	海中帯	朔望平均干潮位 (T. P. -1.69m) 以下 (海水に常時接している範囲)
気中帯	朔望平均満潮位 (T. P. +1.62m) より上部 (飛沫の影響を受ける範囲)						
干満帯	朔望平均満潮位 (T. P. +1.62m) 以下かつ朔望平均干潮位 (T. P. -1.69m) より上部 (乾湿繰り返し状態となる範囲)						
海中帯	朔望平均干潮位 (T. P. -1.69m) 以下 (海水に常時接している範囲)						

タイトル	塩分浸透の評価に用いた塩化物イオン濃度の測定位置、測定方法、測定結果について
説明	塩分浸透の評価に用いた塩化物イオン濃度の測定位置、測定方法、測定結果を以下に示す。 1. 測定位置 塩化物イオン濃度の測定位置を添付 1 「塩化物イオン濃度の測定位置図」に示す。 2. 測定方法 塩化物イオン濃度の測定は、JIS A 1154「硬化コンクリート中に含まれる塩化物イオン濃度の試験方法」に基づき実施した。 3. 測定結果 塩化物イオン濃度の測定結果を添付 2 「塩化物イオン濃度の測定結果」に示す。 添付 1 塩化物イオン濃度の測定位置図 添付 2 塩化物イオン濃度の測定結果

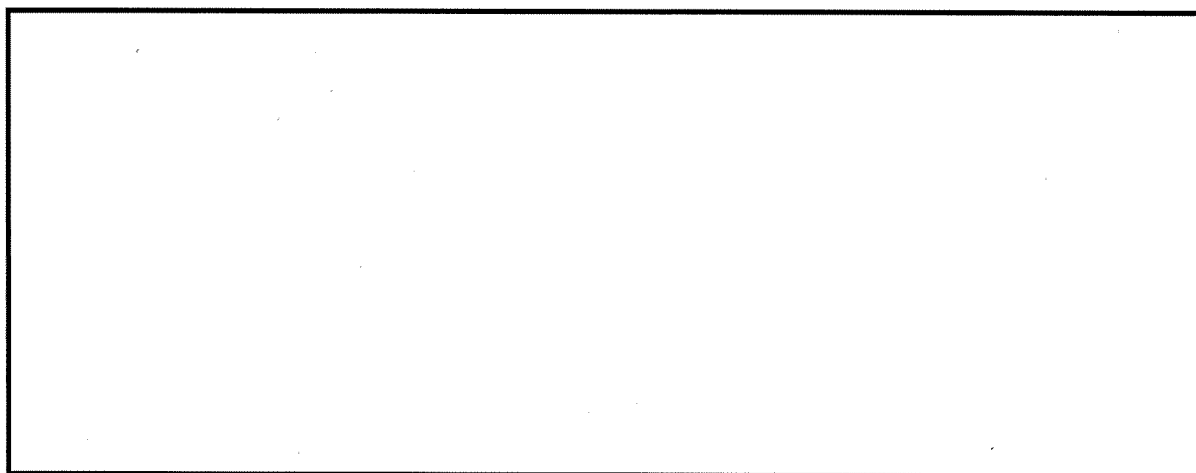
塩化物イオン濃度の測定位置図

凡例

▼：塩化物イオン濃度測定位置 [実施時期]



海水ピット（平面図）



海水ピット（断面図）

塩化物イオン濃度の測定結果

評価点ごとの塩化物イオン濃度の測定結果

評価点	試料	部位	実施時期 (年)	塩化物イオン濃度								
				コンクリート表面からの深さ								
				0～2 cm	2～4 cm	4～6 cm	6～8 cm	8～10 cm	10～12 cm	12～14 cm	14～16 cm	
気中帯	No. 1	壁面	2021	%	0.096	0.093	0.014	0.008	0.008	0.008	0.008	0.008
				kg/m ³	2.352	2.279	0.343	0.196	0.196	0.196	0.196	
	No. 2			%	0.239	0.197	0.015	0.007	0.008	0.008	0.008	
				kg/m ³	5.856	4.827	0.368	0.172	0.196	0.196	0.172	
	No. 3			%	0.110	0.023	0.007	0.008	0.007	0.007	0.007	
干満帯	平均値			kg/m ³	2.695	0.564	0.172	0.196	0.172	0.172	0.172	0.196
	No. 1	壁面	2021	%	0.148	0.104	0.012	0.008	0.008	0.008	0.008	0.008
				kg/m ³	3.626	2.548	0.294	0.196	0.196	0.196	0.196	
	No. 2			%	0.015	0.008	0.006	0.006	0.007	0.007	0.006	
				kg/m ³	0.375	0.200	0.150	0.150	0.175	0.175	0.150	
No. 3	%			0.010	0.007	0.007	0.006	0.007	0.006	0.006		
海中帯	平均値			kg/m ³	0.250	0.175	0.175	0.150	0.175	0.150	0.150	0.150
	No. 1	壁面	2021	%	0.017	0.007	0.006	0.006	0.006	0.006	0.006	0.007
				kg/m ³	0.425	0.175	0.150	0.150	0.150	0.150	0.175	
	No. 2			%	0.014	0.007	0.006	0.006	0.007	0.006	0.006	
				kg/m ³	0.350	0.175	0.150	0.150	0.175	0.150	0.150	
No. 3	%			0.021	0.007	0.007	0.007	0.007	0.007	0.007	0.006	
	平均値			kg/m ³	0.533	0.178	0.178	0.178	0.178	0.178	0.178	0.152
	No. 1	壁面	2021	%	0.024	0.007	0.006	0.008	0.008	0.007	0.007	0.007
				kg/m ³	0.610	0.178	0.152	0.203	0.203	0.178	0.178	
	No. 2			%	0.018	0.008	0.008	0.007	0.007	0.007	0.008	
				kg/m ³	0.457	0.203	0.203	0.178	0.178	0.203	0.203	
No. 3	%			0.021	0.007	0.007	0.007	0.007	0.007	0.007	0.007	
	平均値			kg/m ³	0.533	0.178	0.178	0.178	0.178	0.178	0.178	0.178

: 鉄筋位置付近の塩化物イオン濃度

タイトル	塩分浸透の評価に用いた鉄筋腐食減量の算定過程および結果について
説明	海水ピットにおける塩分浸透の評価では、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量に対し、運転開始後 60 年経過時点の鉄筋腐食減量が下回ることにより健全性を確認している。これらの鉄筋腐食減量の算定過程および結果を以下に示す。 1. 運転開始後 60 年経過時点の鉄筋腐食減量Q_{60}の算定過程および結果 評価点ごとの運転開始後 60 年経過時点の鉄筋腐食減量Q_{60}は、以下の手順により算定した。 (1) 塩化物イオン濃度の測定結果を用いて、拡散方程式の解を回帰 (2) 拡散方程式の解を用いて、運転開始後 60 年経過時点までの鉄筋位置における塩化物イオン濃度C_dを算定 (3) 森永式と運転開始後 60 年経過時点までの鉄筋位置の塩化物イオン濃度C_dを用いて、運転開始後 60 年経過時点までに累積する鉄筋腐食減量Q_{60}を算定 具体的な算定過程および結果を以下に示す。 (1) 拡散方程式の解の回帰 コンクリート中への塩分浸透は、時間的に変化する塩化物イオン濃度分布の拡散現象である。本現象は拡散方程式に基づくため、拡散方程式の解（式 1）を用いて回帰分析を実施した。 拡散方程式の解 $C(x,t) = C_i + C_0 \left\{ 1 - \operatorname{erf} \left(\frac{x}{2\sqrt{Dt}} \right) \right\} \quad \dots \text{（式 1）}$ $C(x,t)$: コンクリート表面からの距離xにおける材齢tでの塩化物イオン濃度 (%) C_i: 初期含有塩化物イオン濃度 (%) C_0: コンクリート表面における塩化物イオン濃度 (%) erf: 誤差関数 $\operatorname{erf}(x) = \frac{2}{\sqrt{\pi}} \int_0^x e^{-t^2} dt$ x: かぶり厚さ (cm) D: コンクリートの見かけの拡散係数 (cm^2/s) t: 材齢 (s)

回帰分析に用いた測定結果を表1に示す。また、土木学会規準「実構造物におけるコンクリート中の全塩化物イオン分布の測定方法（案）（JSCE-G 573-2018）」（以下、「土木学会規準（案）」と言う。）を参考に、以下のように測定結果を取り扱った。

- ・初期含有塩化物イオン濃度 C_i は、原則、構造物表面からの塩分浸透の影響を受けていないと考えられるコア最深部の測定結果とする※1
ただし、最深部より小さい測定結果がある場合は、小さい測定結果の方を初期含有塩化物イオン濃度 C_i として扱う
- ・中性化などの影響を考慮し、コンクリート表面に近い領域（0～2 cm）の測定結果を用いる場合と用いない場合の双方を検討する※2

以上の測定結果を用いて、コンクリート表面の塩化物イオン濃度 C_0 と見かけの拡散係数 D を回帰係数として回帰した。

運転開始後60年経過時点の鉄筋腐食減量 Q_{60} が最大となったケースの回帰結果を図1に、全ケースの回帰結果を添付1に示す。

※1 初期含有塩化物イオン濃度 C_i の設定について、土木学会基準（案）の以下の記載を参考とした。

「初期含有全塩化物イオン濃度が不明な場合には、十分に深く構造物表面からの塩分浸透の影響を受けていないと考えられる位置から採取された試料の全塩化物イオン濃度で代用する。」

※2 中性化などの影響がある領域の取り扱いについては、土木学会基準（案）に以下の通り記載されており、検討ケースの参考とした。

「（前略）中性化した領域およびそこから10mm以内の深部で採取された試料から得られた結果は、回帰分析を行う際には用いないほうがよい。全く中性化が生じていない場合においても、構造物表面から深さ10mm以内で採取された試料から得られた結果は、回帰分析を行う際には用いないほうがよい。（後略）」

表 1 塩化物イオン濃度の測定結果

評価点	試料	塩化物イオン濃度								
		コンクリート表面からの深さ								
		0～2 cm	2～4 cm	4～6 cm	6～8 cm	8～10 cm	10～12 cm	12～14 cm	14～16 cm	
気中帯	No. 1	%	0.096	0.093	0.014	0.008	0.008	0.008	0.008	0.008
		kg/m ³	2.352	2.279	0.343	0.196	0.196	0.196	0.196	0.196
	No. 2	%	0.239	0.197	0.015	0.007	0.008	0.008	0.008	0.007
		kg/m ³	5.856	4.827	0.368	0.172	0.196	0.196	0.196	0.172
	No. 3	%	0.110	0.023	0.007	0.008	0.007	0.007	0.007	0.008
		kg/m ³	2.695	0.564	0.172	0.196	0.172	0.172	0.172	0.196
	平均値	%	0.148	0.104	0.012	0.008	0.008	0.008	0.008	0.008
		kg/m ³	3.626	2.548	0.294	0.196	0.196	0.196	0.196	0.196
干満帯	No. 1	%	0.015	0.008	0.006	0.006	0.007	0.007	0.006	0.006
		kg/m ³	0.375	0.200	0.150	0.150	0.175	0.175	0.150	0.150
	No. 2	%	0.010	0.007	0.007	0.006	0.007	0.006	0.006	0.006
		kg/m ³	0.250	0.175	0.175	0.150	0.175	0.150	0.150	0.150
	No. 3	%	0.017	0.007	0.006	0.006	0.006	0.006	0.006	0.007
		kg/m ³	0.425	0.175	0.150	0.150	0.150	0.150	0.150	0.175
	平均値	%	0.014	0.007	0.006	0.006	0.007	0.006	0.006	0.006
		kg/m ³	0.350	0.175	0.150	0.150	0.175	0.150	0.150	0.150
海中帯	No. 1	%	0.021	0.007	0.007	0.007	0.007	0.007	0.007	0.006
		kg/m ³	0.533	0.178	0.178	0.178	0.178	0.178	0.178	0.152
	No. 2	%	0.024	0.007	0.006	0.008	0.008	0.007	0.007	0.007
		kg/m ³	0.610	0.178	0.152	0.203	0.203	0.178	0.178	0.178
	No. 3	%	0.018	0.008	0.008	0.007	0.007	0.007	0.008	0.008
		kg/m ³	0.457	0.203	0.203	0.178	0.178	0.178	0.203	0.203
	平均値	%	0.021	0.007	0.007	0.007	0.007	0.007	0.007	0.007
		kg/m ³	0.533	0.178	0.178	0.178	0.178	0.178	0.178	0.178

赤字：中性化などの影響が考えられる測定結果

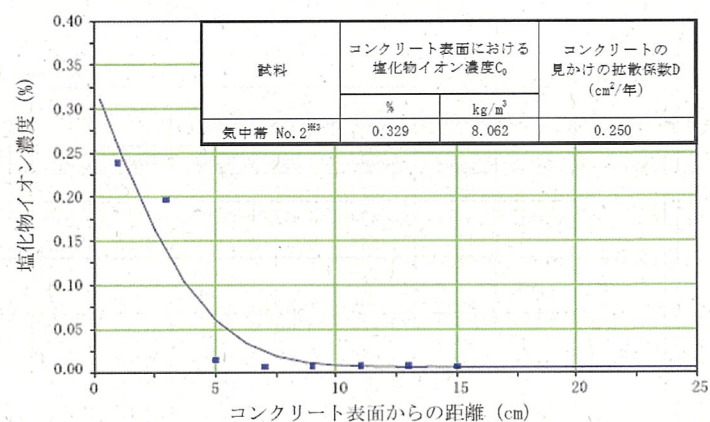


図 1-1 気中帯での拡散方程式の解の回帰結果 (Q_{60} 最大のケース)

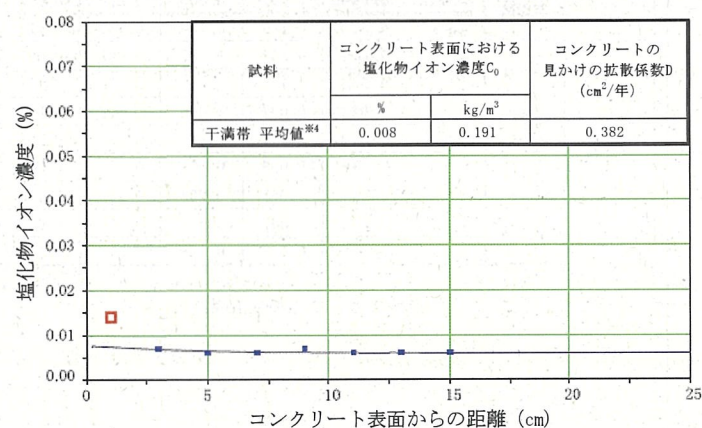


図 1-2 干満帯での拡散方程式の解の回帰結果 (Q_{60} 最大のケース)
($\square$: 回帰分析に用いない測定結果)

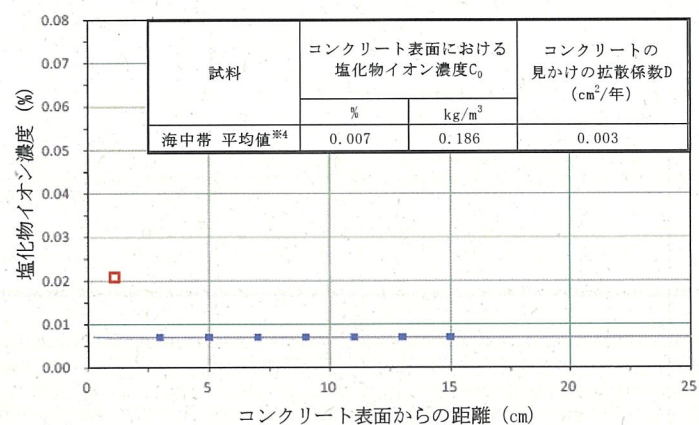


図 1-3 海中帯^{※5}での拡散方程式の解の回帰結果 (Q_{60} 最大のケース)
($\square$: 回帰分析に用いない測定結果)

	※3 コンクリート表面に近い領域（0～2cm）の測定結果を用いる場合 ※4 中性化などの影響を考慮し、コンクリート表面に近い領域（0～2cm）の測定結果を用いない場合 ※5 海中帯については全8ケースでQ_{60}が0となった。そこで、代表として「中性化などの影響を考慮しコンクリート表面に近い領域（0～2cm）の測定結果を用いない場合」における3本のコアの平均値を用いた回帰結果を示している
--	--

(2) 運転開始後60年経過時点までの鉄筋位置の塩化物イオン濃度 C_d の算定

鉄筋位置の塩化物イオン濃度 C_d は、回帰した拡散方程式の解により経過年ごとに算定し、運転開始後60年経過時点まで求めた。

運転開始後60年経過時点の鉄筋腐食減量 Q_{60} が最大となったケースの算定結果を表2に、全ケースの算定結果を添付2に示す。

表2 運転開始後60年経過時点までの鉄筋位置の塩化物イオン濃度 C_d の算定結果 (Q_{60} 最大のケース)

評価点	試料	鉄筋位置の塩化物イオン濃度 C_d (kg/m^3)
気中帯	No. 2 ^{※6}	0.172~1.107
干満帯	平均値 ^{※7}	0.150~0.153
海中帯	平均値 ^{※7、※8}	0.178

※6 コンクリート表面に近い領域 (0~2cm) の測定結果を用いる場合

※7 中性化などの影響を考慮し、コンクリート表面に近い領域 (0~2cm) の測定結果を用いない場合

※8 海中帯については全8ケースで Q_{60} が0となった。そこで、代表として「中性化などの影響を考慮しコンクリート表面に近い領域 (0~2cm) の測定結果を用いない場合」における3本のコアの平均値を用いた算定結果を示している

(3) 運転開始後 60 年経過時点の鉄筋腐食減量 Q_{60} の算定

運転開始後 60 年経過時点の鉄筋腐食減量 Q_{60} は、以下の手順で算定した。

- ・ 経過年ごとに、鉄筋位置の塩化物イオン濃度 C_d を森永式 (式 2) に与え鉄筋腐食速度 q を算定し、経過年ごとの鉄筋腐食減量を算出
- ・ 経過年ごとの鉄筋腐食減量を運転開始後 60 年経過時点まで累積することで Q_{60} を算定

最大となったケースのパラメータと算定結果を表 3 に、全ケースの算定結果を添付 3 に示す。

森永式

$$q = q_1 \frac{q_2}{q_2'} \quad \dots \text{(式 2)}$$

$$q_1 = \frac{d}{c^2} \left\{ -0.51 - 7.60N + 44.97(W/C)^2 + 67.95N(W/C)^2 \right\}$$

$$q_2 = 2.59 - 0.05T - 6.89H - 22.87O - 0.99N + 0.14TH \\ + 0.51TO + 0.01TN + 60.81HO + 3.36HN + 7.32ON$$

$$q_2' = 0.56528 + 1.4304N$$

q : 鉄筋腐食速度 ($10^{-4}\text{g}/\text{cm}^2/\text{年}$)

q_1 : 塩分環境下での鉄筋腐食速度 ($10^{-4}\text{g}/\text{cm}^2/\text{年}$)

q_2 : 寿命予測対象部位における塩分環境下での鉄筋腐食速度 ($10^{-4}\text{g}/\text{cm}^2/\text{年}$)

q_2' : 寿命予測対象部位における標準環境下 (温度 15°C 、湿度 69% 、酸素濃度 20%) での鉄筋腐食速度 ($10^{-4}\text{g}/\text{cm}^2/\text{年}$)

c : かぶり厚さ (mm)

d : 鉄筋径 (mm)

W/C : 水セメント比 ($\%/100$)

T : 温度 ($^\circ\text{C}$)

H : 湿度に関する項 [$H = (RH - 45) / 100$]

RH : 相対湿度 (%)

O : 酸素濃度 ($\%/100$)

N : 練り混ぜ水の塩分濃度 (%)

[$1.648 \times \text{鉄筋位置の塩化物イオン濃度 } C_d \text{ (kg/m}^3\text{) } / W \times 100$]

W : 単位水量 (kg/m^3)

表3 運転開始後60年経過時点の鉄筋腐食減量 Q_{60} の算定に使用したパラメータと算定結果（最大のケース）

	評価点			備考
	気中帯(No. 2) ※9	干満帯(平均値) ※10	海中帯(平均値) ※10, 11	
かぶり厚さc (mm)	85.5	125.5	125.5	
鉄筋径d (mm)	29	29	29	
単位水量 γ (kg/m ³)	170	170	170	
水セメント比W/C (%)	50.0	50.0	50.0	
温度T (°C)	16.9	18.7	18.7	気中帯：発電所構内の温度の観測値 (2022年2月～2023年1月の12カ月平均) 干満帯、海中帯：発電所構内の海水温度の 観測値 (2022年2月～2023年1月の12カ月平均)
相対湿度RH (%)	79.2	100	100	気中帯：発電所構内の湿度の観測値 (2022年2月～2023年1月の12カ月平均) 海中帯：海水との接触により100%とする 干満帯：乾湿繰り返し状態となるため、相対湿度が 気中帯よりも高くなると想定し、海中帯と同様の 100%とする
酸素濃度O (%)	21	21	0.6	気中帯：理科年表 海中帯：森永氏の鉄筋腐食に関する研究論文引用 干満帯：乾湿繰り返し状態となるため、酸素濃度が 海中帯よりも高くなると想定し、気中帯と同様の21% とする
練り混ぜ水の塩分濃度N (%)	0.167～1.073	0.145～0.148	0.173	運転開始後60年経過時点までの各年の推定値
運転開始後60年経過時点の鉄筋 腐食減量 Q_{60} (10 ⁻⁴ g/cm ²)	7.3	6.7	0.0	

※9 コンクリート表面に近い領域（0～2cm）の測定結果を用いる場合

※10 中性化などの影響を考慮し、コンクリート表面に近い領域（0～2cm）の測定結果を用いない場合

※11 海中帯については全8ケースで Q_{60} が0となった。そこで、代表として「中性化などの影響を考慮しコンクリート表面に近い領域（0～2cm）の測定結果を用いない場合」における3本のコアの平均値を用いた算定結果を示している

2. かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量 Q_{CR} の算定過程および結果

かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量 Q_{CR} は、以下の森永式（式3）を用いて算定した。パラメータと算定結果を表4に示す。

森永式

$$Q_{CR} = 0.602 \left(1 + \frac{2c}{d}\right)^{0.85} d \quad \dots \text{（式3）}$$

Q_{CR} : かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量
(10^{-4}g/cm^2)

c : かぶり厚さ (mm)

d : 鉄筋径 (mm)

表4 かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量 Q_{CR} の算定に使用したパラメータと算定結果

	評価点		
	気中帯	干満帯	海中帯
かぶり厚さ c (mm)	85.5	125.5	125.5
鉄筋径 d (mm)	29	29	29
かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋の腐食減量 Q_{CR} (10^{-4}g/cm^2)	90.1	120.0	120.0

3. 運転開始後60年経過時点の鉄筋腐食減量 Q_{60} とかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量 Q_{CR} の比較結果
- 運転開始後60年経過時点の鉄筋腐食減量 Q_{60} とかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量 Q_{CR} の比較結果を表5に示す。また、参考として、調査時点（26年経過時点）、運転開始後60年経過時点およびかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点のそれぞれ前後5年の鉄筋腐食減量の算定結果を添付4に示す。
- かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量 Q_{CR} に対し、運転開始後60年経過時点の鉄筋腐食減量 Q_{60} が下回っていることを確認した。

表5 運転開始後60年経過時点の鉄筋腐食減量 Q_{60} とかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量 Q_{CR} の比較結果

評価点	運転開始後60年経過 時点の鉄筋腐食減量 Q_{60} (10^{-4}g/cm^2)	かぶりコンクリートにひび 割れが発生する時点の鉄筋 腐食減量 Q_{CR} (10^{-4}g/cm^2)
気中帯	7.3 (森永式)	90.1 (森永式)
干満帯	6.7 (森永式)	120.0 (森永式)
海中帯	0.0 (森永式)	120.0 (森永式)

- 添付1 拡散方程式の解の回帰結果
- 添付2 運転開始後60年経過時点までの鉄筋位置の塩化物イオン濃度 C_d の算定結果
- 添付3 運転開始後60年経過時点の鉄筋腐食減量 Q_{60} の算定結果
- 添付4 調査時点（26年経過時点）、運転開始後60年経過時点およびかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点のそれぞれ前後5年の鉄筋腐食減量の算定結果

拡散方程式の解の回帰結果

以下の各ケースにおける拡散方程式の解の回帰結果を示す。

表 6 拡散方程式の解の回帰ケース

評価点	コンクリート表面に近い領域 (0~2cm) の取り扱い	試料
気中帯	用いる場合	No. 1
		No. 2
		No. 3
		平均値
	中性化などの影響を考慮し、 用いない場合	No. 1
		No. 2
		No. 3
		平均値
干満帯	用いる場合	No. 1
		No. 2
		No. 3
		平均値
	中性化などの影響を考慮し、 用いない場合	No. 1
		No. 2
		No. 3
		平均値
海中帯	用いる場合	No. 1
		No. 2
		No. 3
		平均値
	中性化などの影響を考慮し、 用いない場合	No. 1
		No. 2
		No. 3
		平均値

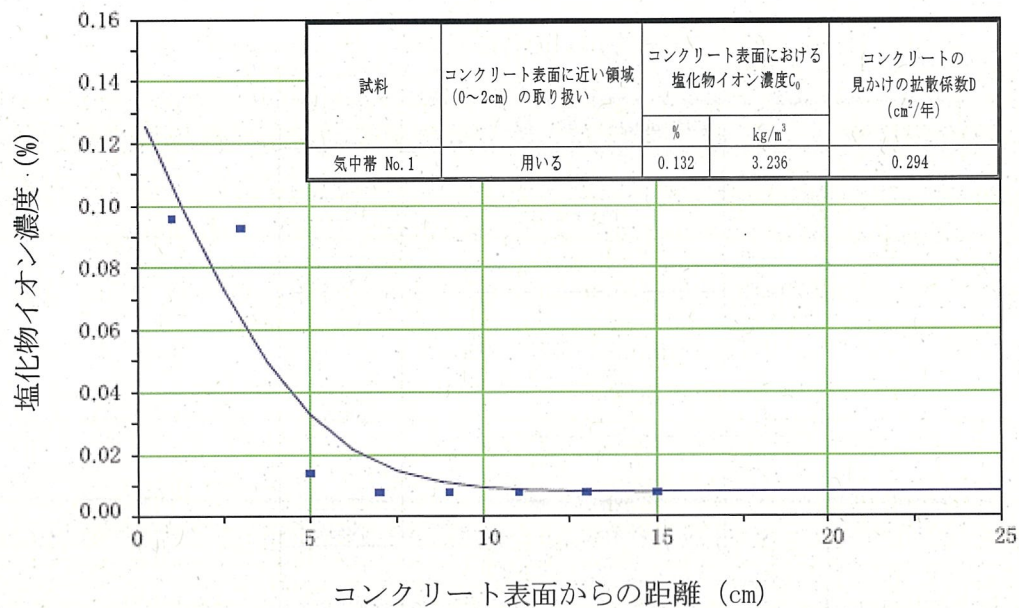


図 2-1 気中帯での拡散方程式の解の回帰結果

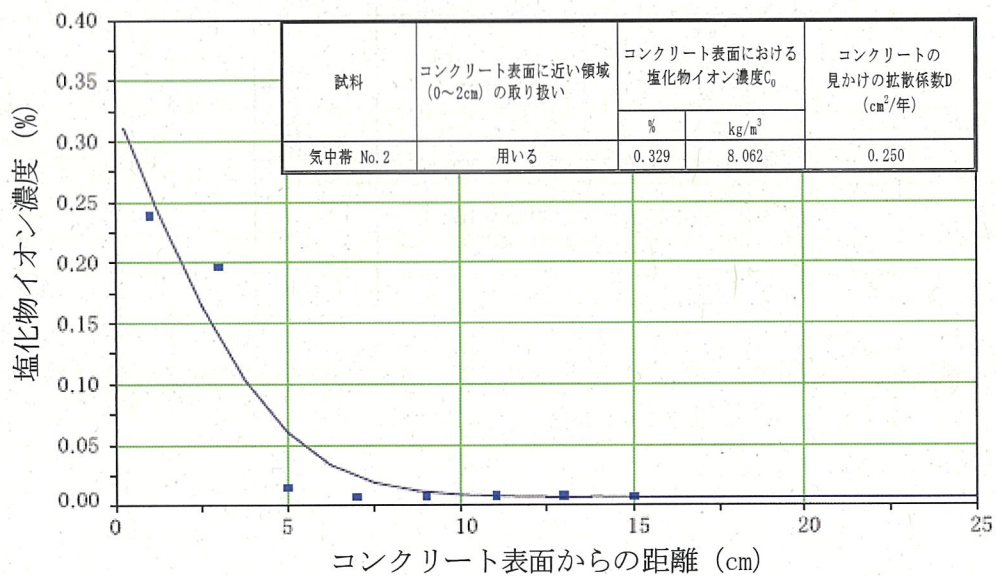


図 2-2 気中帯での拡散方程式の解の回帰結果

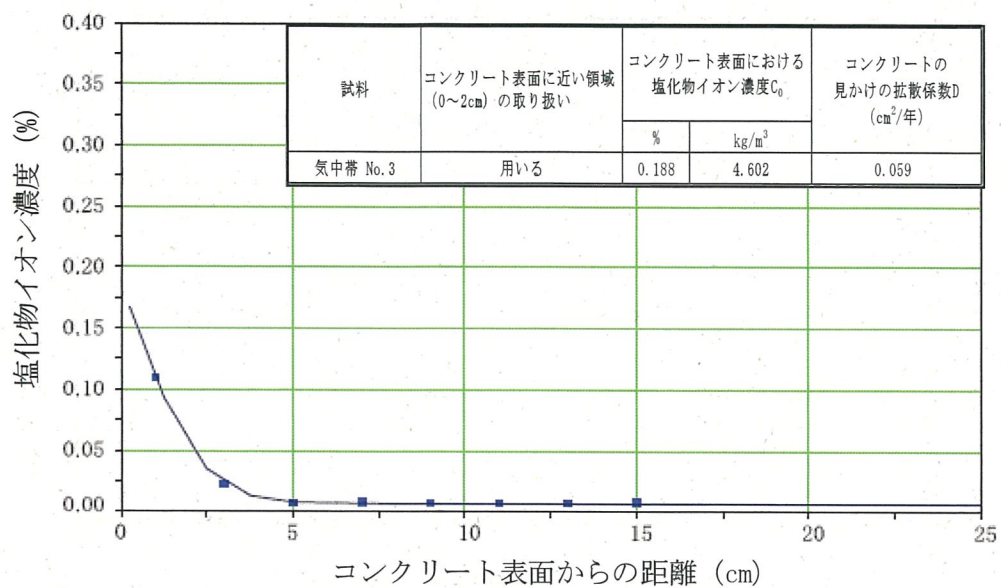


図 2-3 気中帯での拡散方程式の解の回帰結果

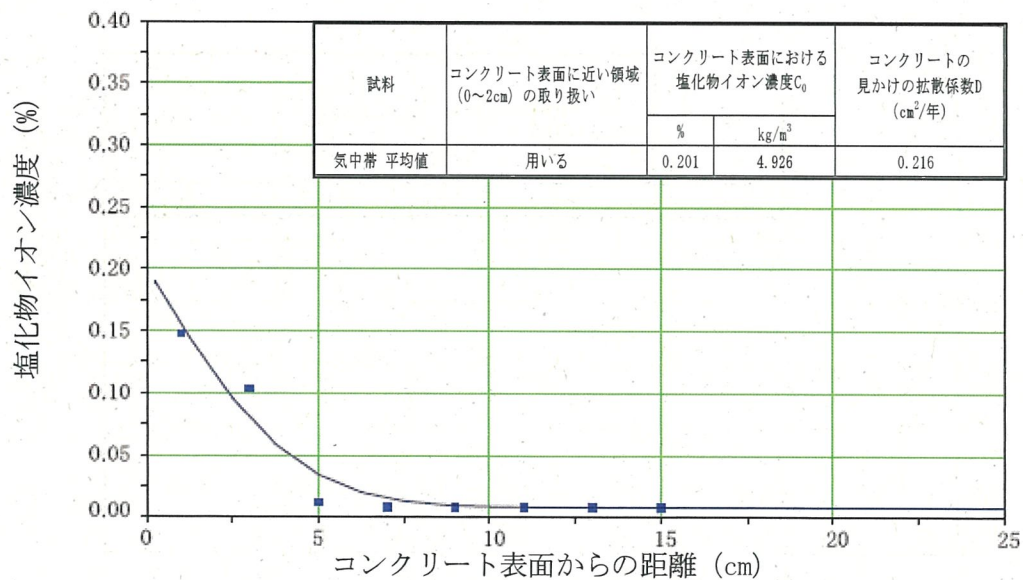


図 2-4 気中帯での拡散方程式の解の回帰結果

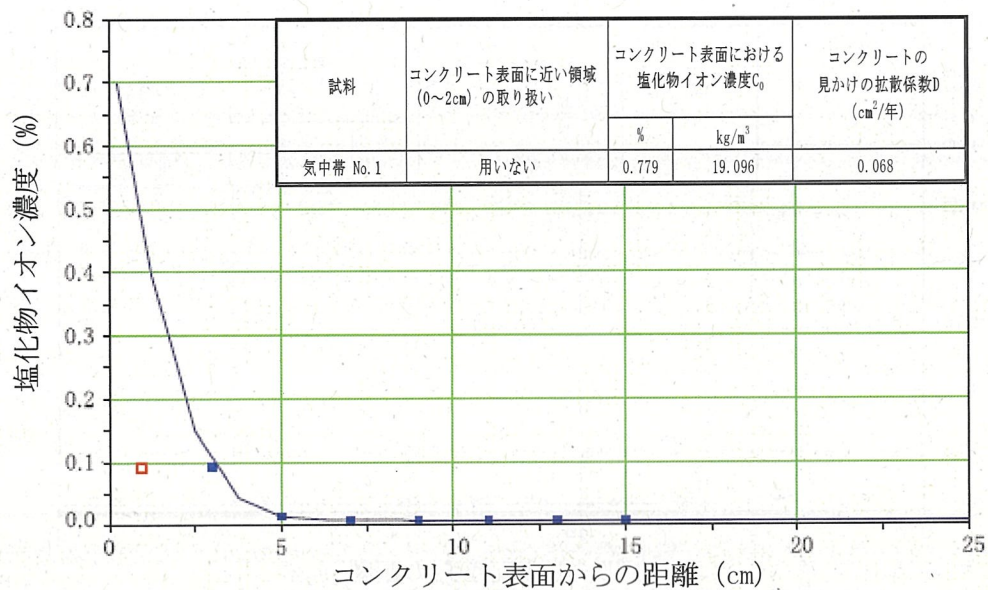


図 2-5 気中帯での拡散方程式の解の回帰結果
(□ : 回帰分析に用いない測定結果)

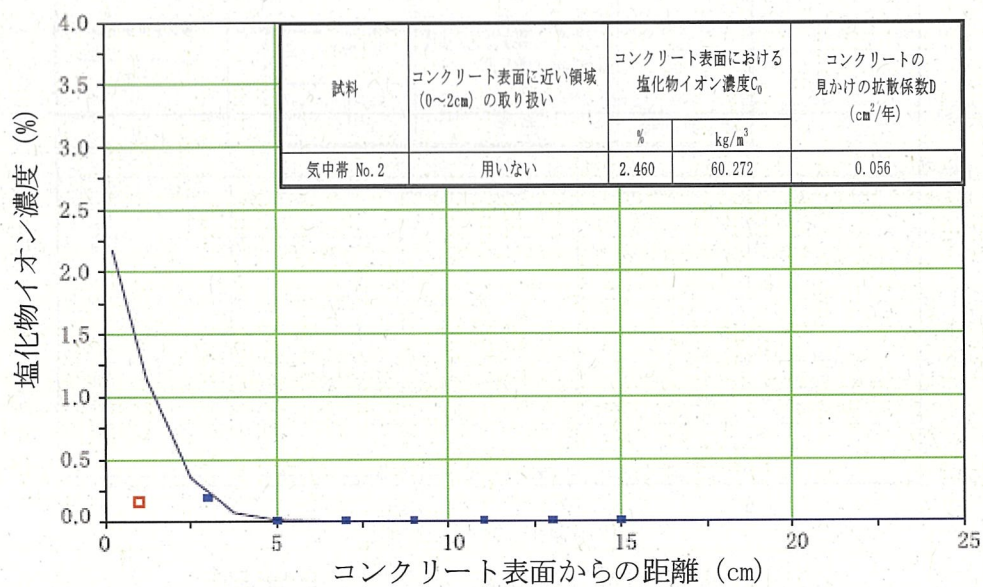


図 2-6 気中帯での拡散方程式の解の回帰結果
(□ : 回帰分析に用いない測定結果)

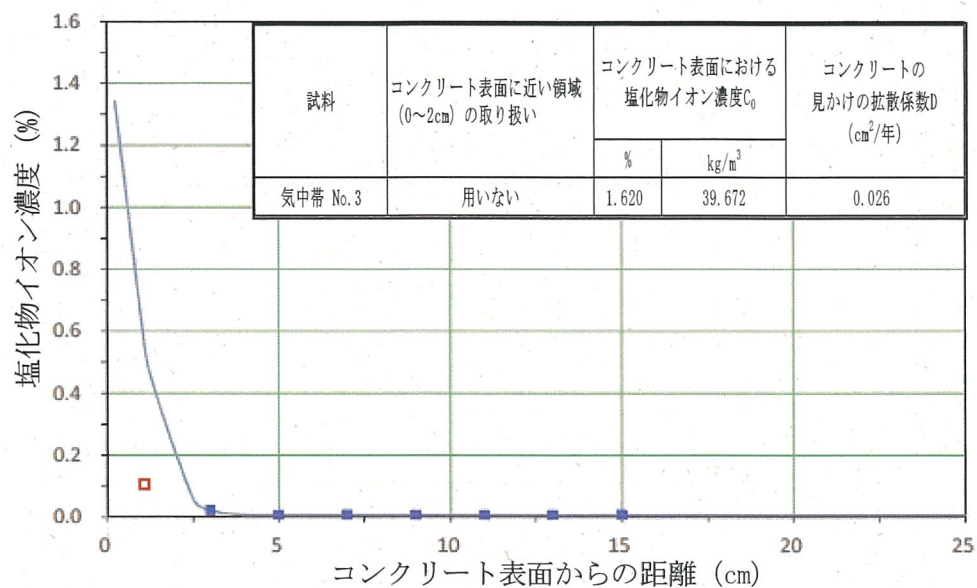


図 2-7 気中帯での拡散方程式の解の回帰結果
(□ : 回帰分析に用いない測定結果)

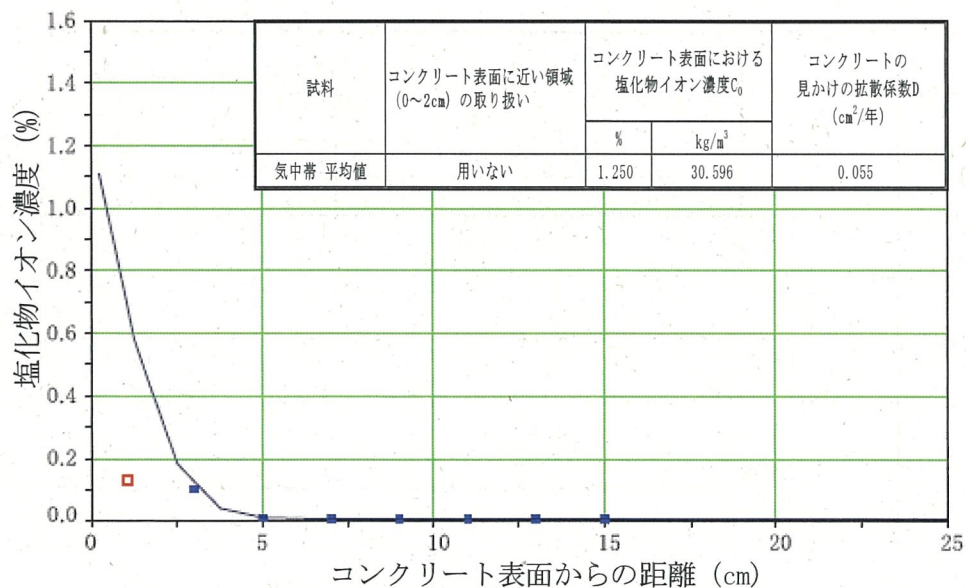


図 2-8 気中帯での拡散方程式の解の回帰結果
(□ : 回帰分析に用いない測定結果)

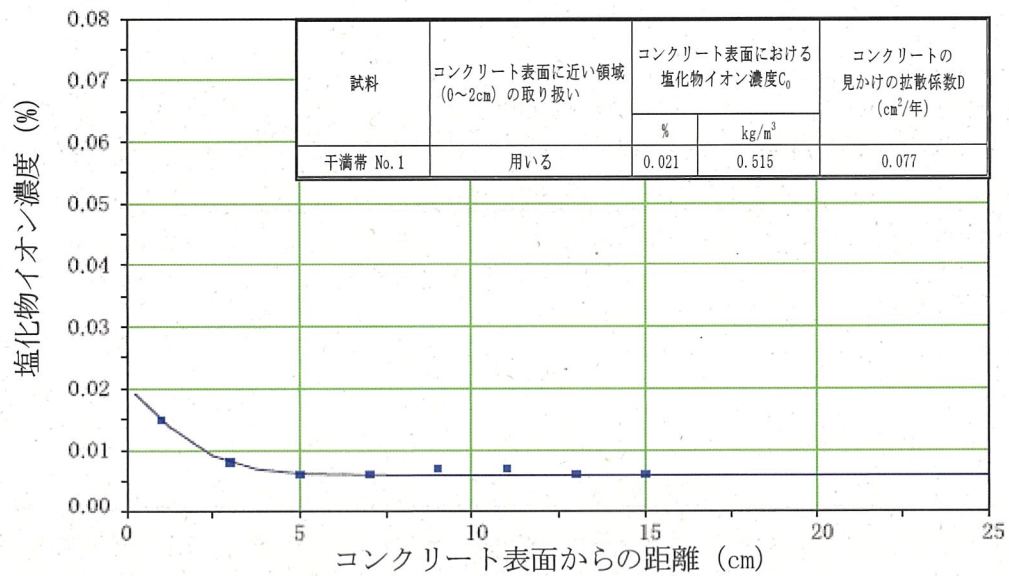


図 3-1 干満帯での拡散方程式の解の回帰結果

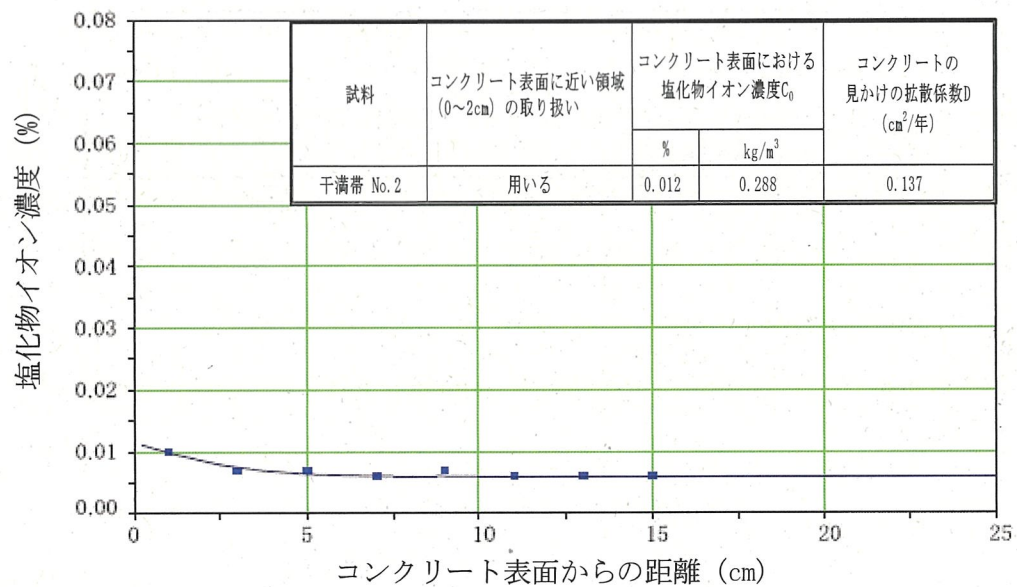


図 3-2 干満帯での拡散方程式の解の回帰結果

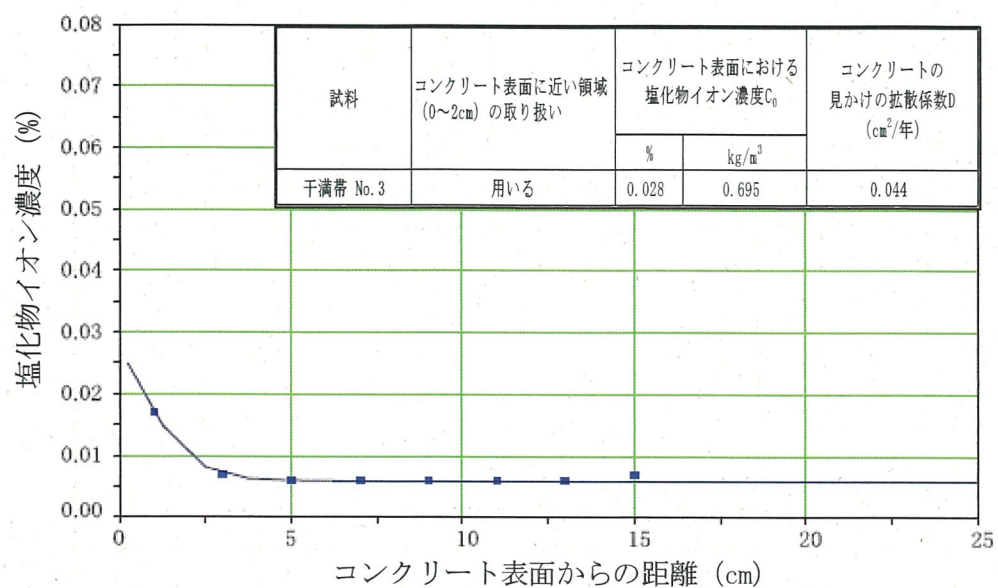


図 3-3 干満帯での拡散方程式の解の回帰結果

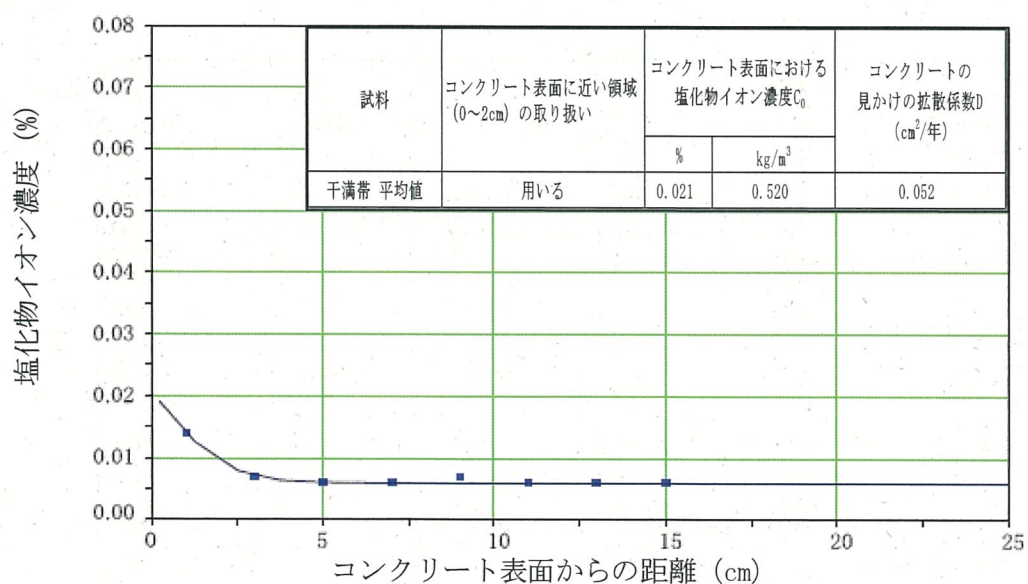


図 3-4 干満帯での拡散方程式の解の回帰結果

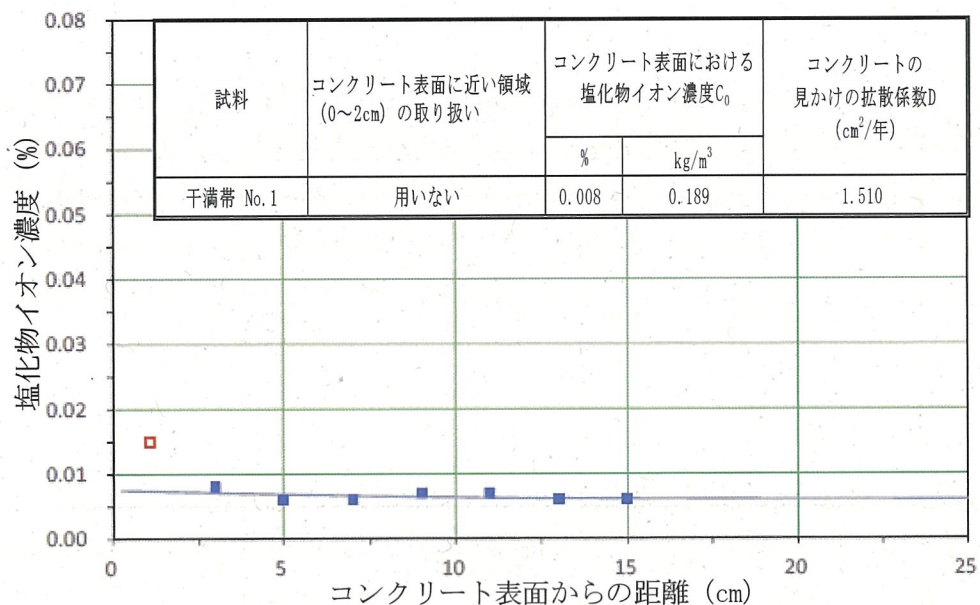


図 3-5 干満帯での拡散方程式の解の回帰結果
(□ : 回帰分析に用いない測定結果)

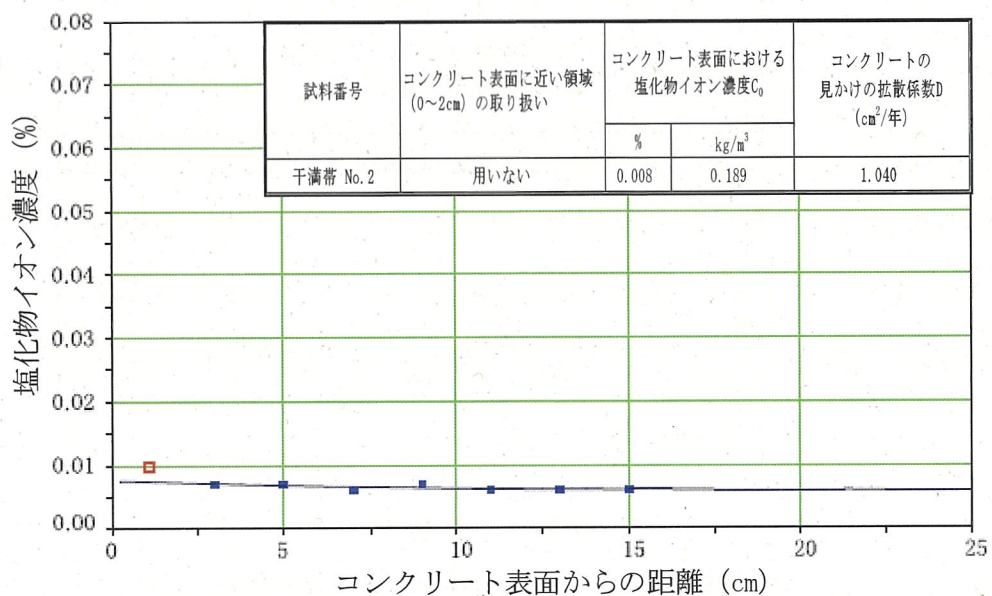


図 3-6 干満帯での拡散方程式の解の回帰結果
(□ : 回帰分析に用いない測定結果)

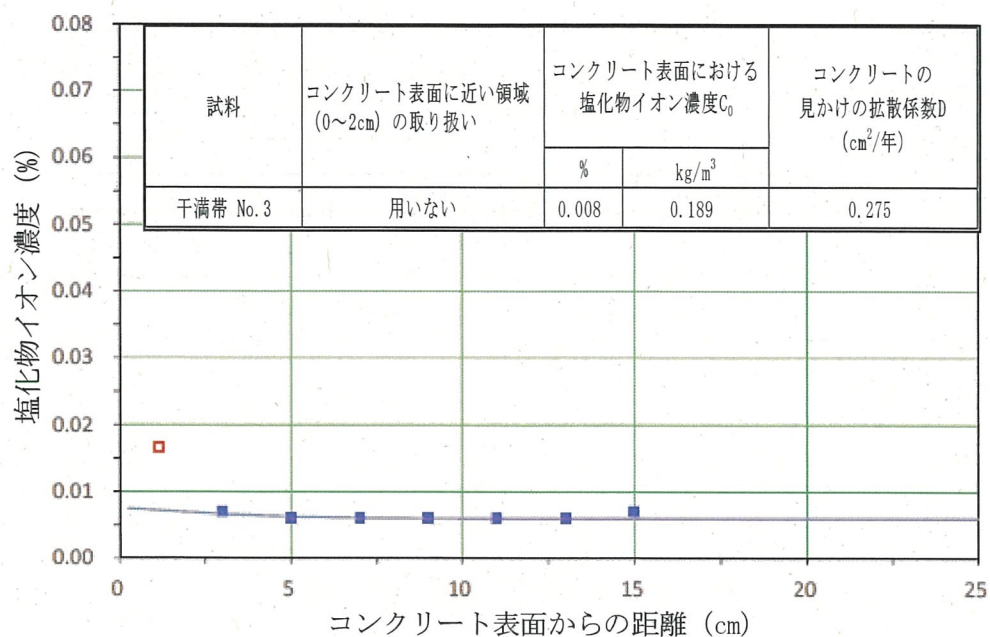


図 3-7 干満帯での拡散方程式の解の回帰結果
(□：回帰分析に用いない測定結果)

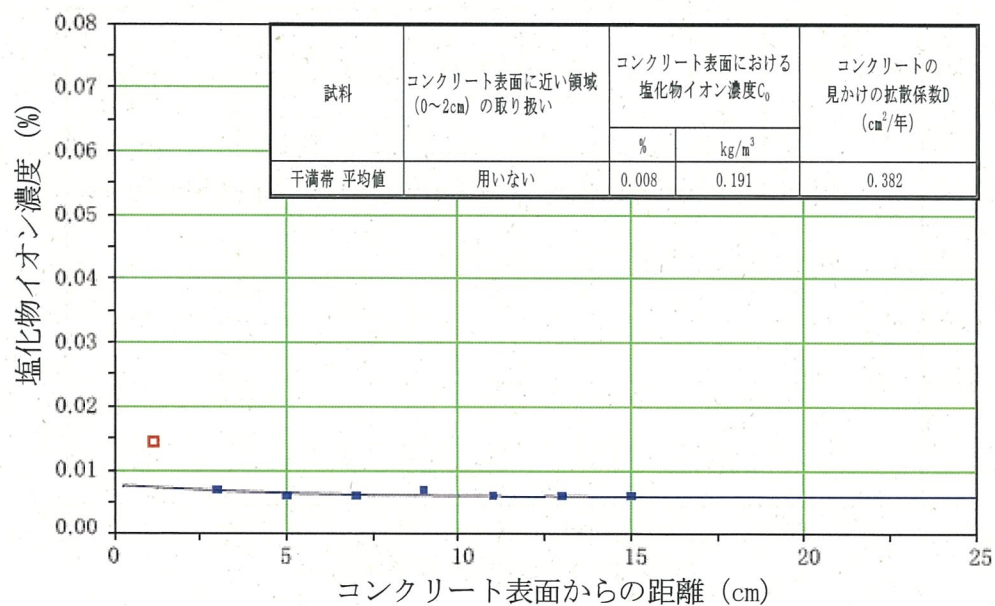


図 3-8 干満帯での拡散方程式の解の回帰結果
(□：回帰分析に用いない測定結果)

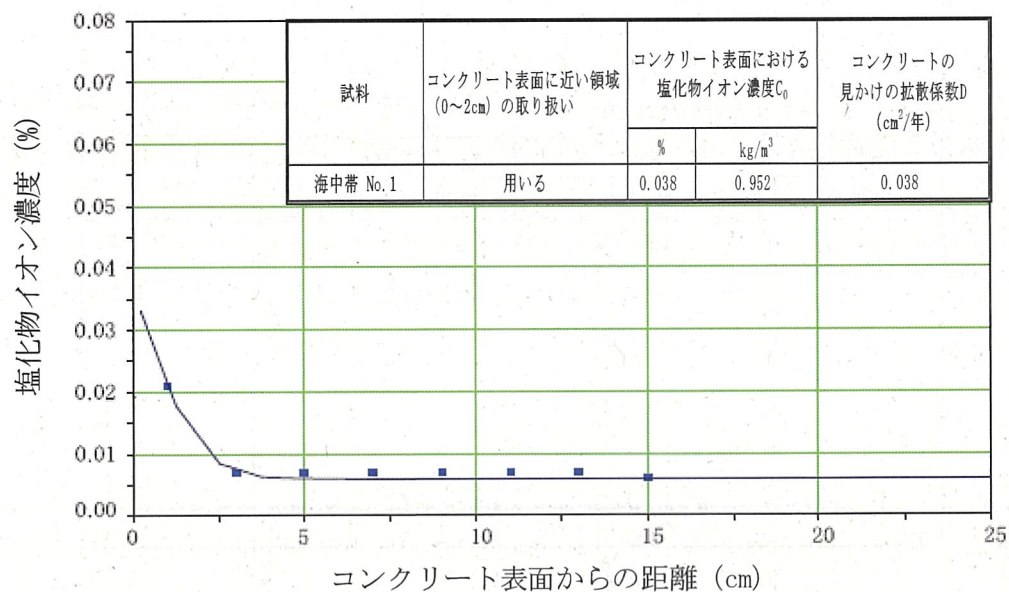


図 4-1 海中帯での拡散方程式の解の回帰結果

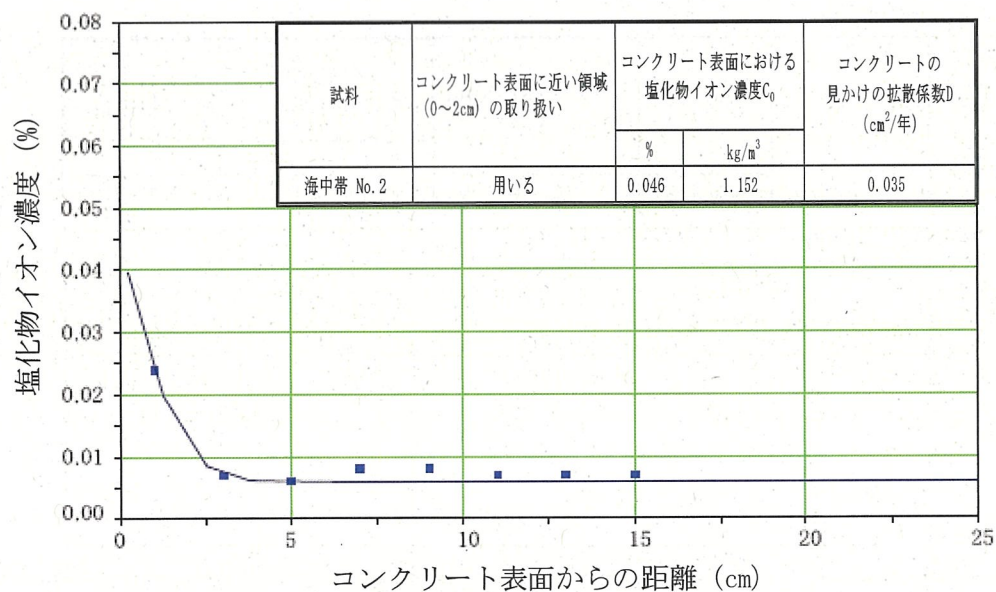


図 4-2 海中帯での拡散方程式の解の回帰結果

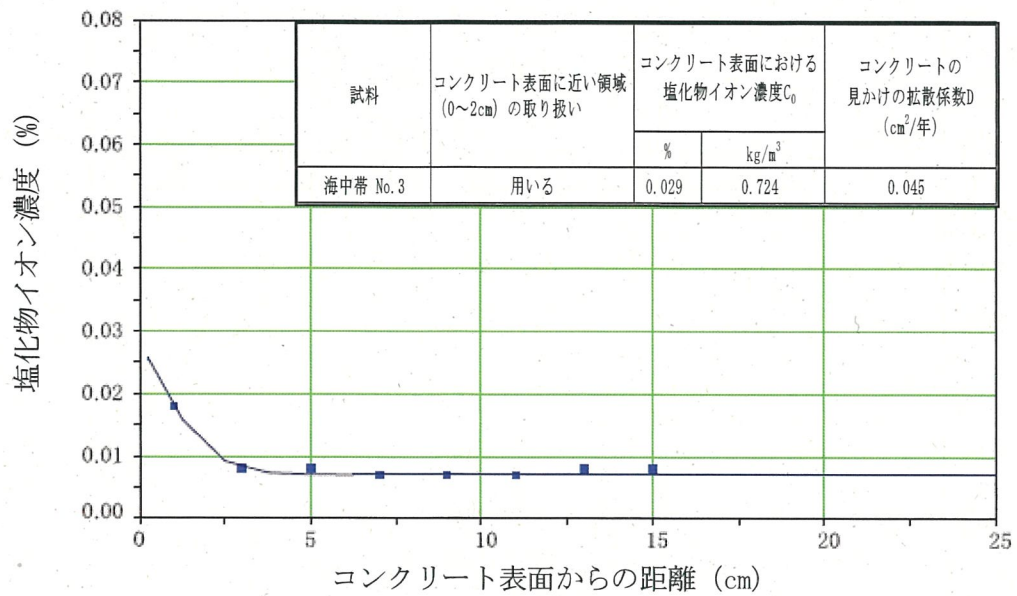


図 4-3 海中帯での拡散方程式の解の回帰結果

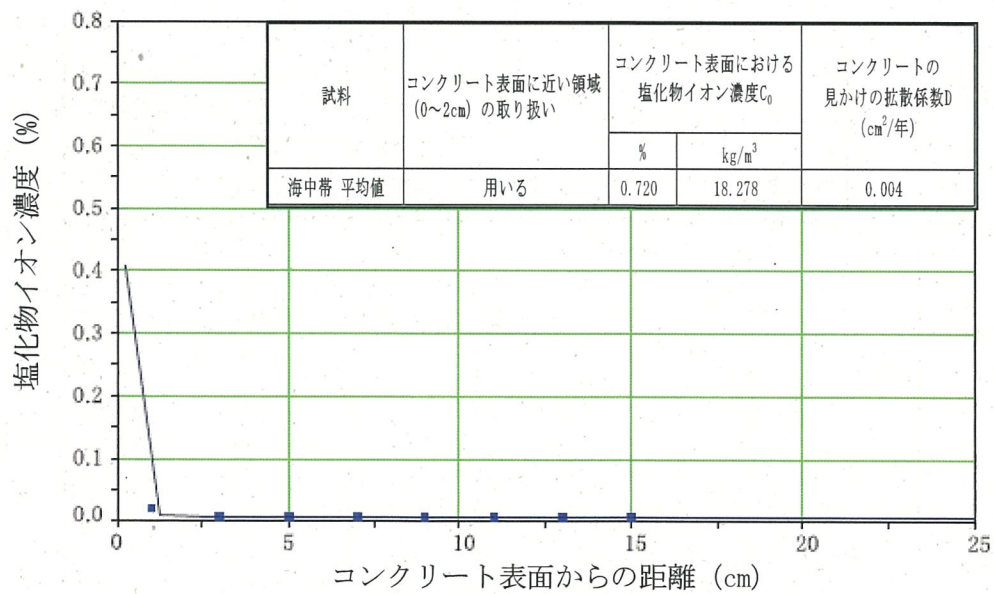


図 4-4 海中帯での拡散方程式の解の回帰結果

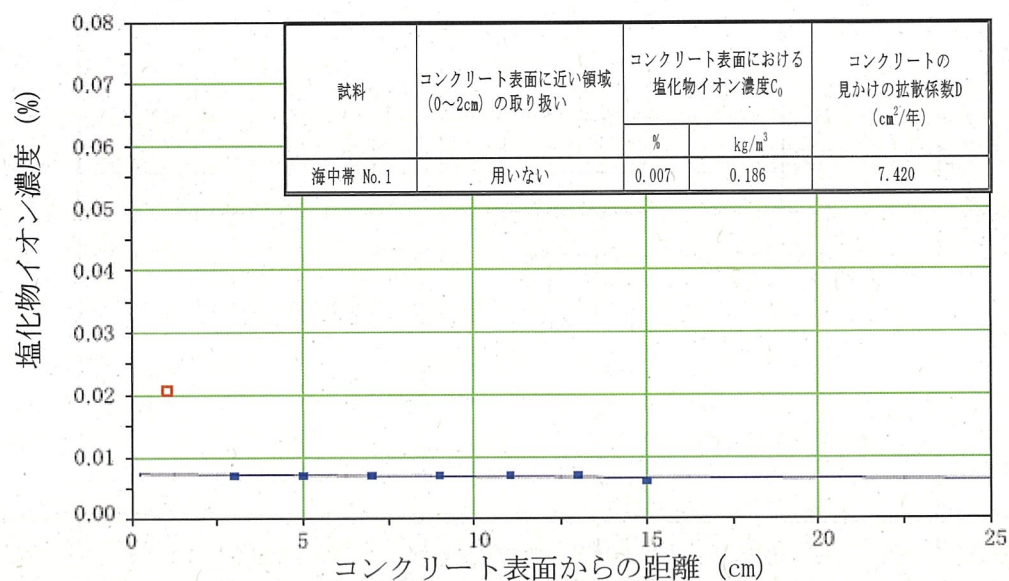


図 4-5 海中帯での拡散方程式の解の回帰結果
($\square$: 回帰分析に用いない測定結果)

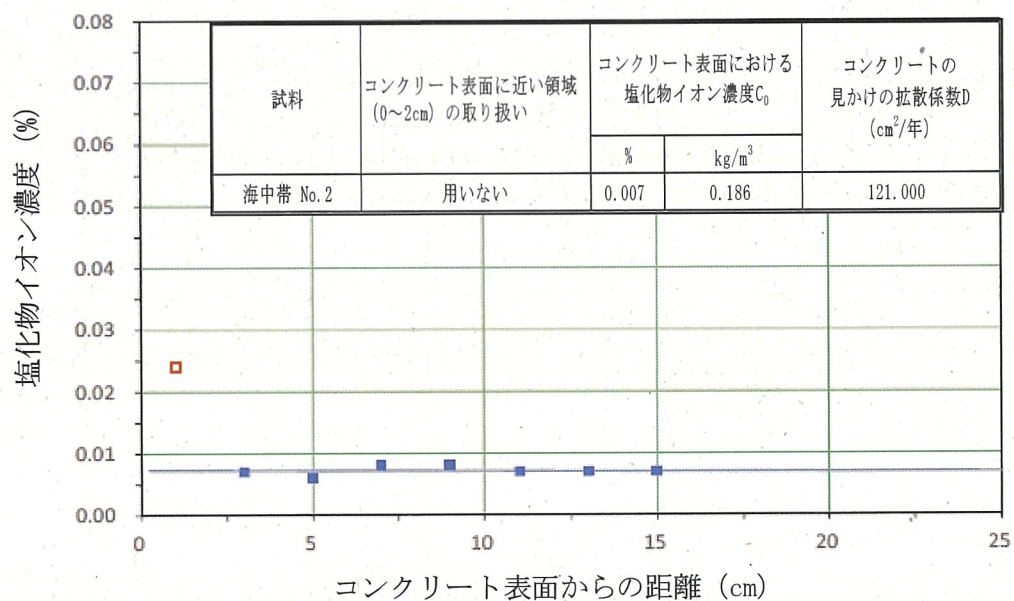


図 4-6 海中帯での拡散方程式の解の回帰結果
($\square$: 回帰分析に用いない測定結果)

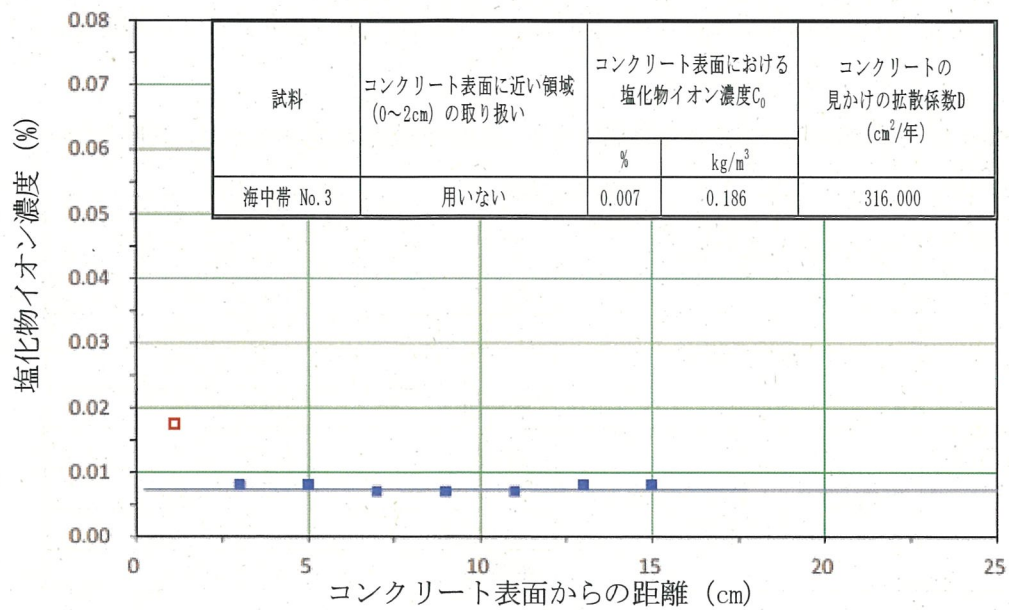


図 4-7 海中帯での拡散方程式の解の回帰結果
(□ : 回帰分析に用いない測定結果)

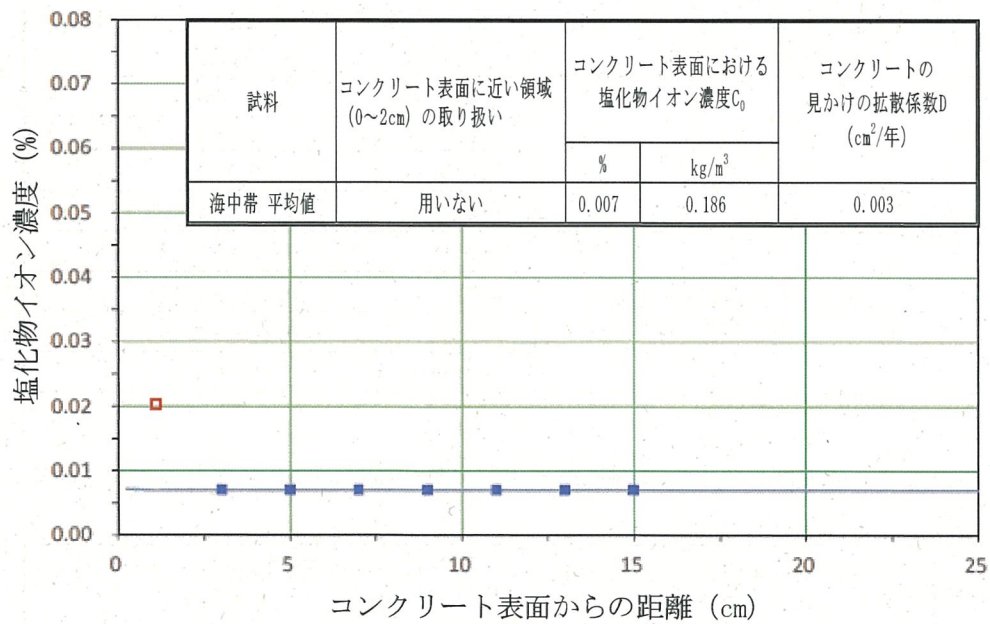


図 4-8 海中帯での拡散方程式の解の回帰結果
(□ : 回帰分析に用いない測定結果)

運転開始後 60 年経過時点までの鉄筋位置の塩化物イオン濃度 C_d の算定結果

各ケースにおける運転開始後 60 年経過時点までの鉄筋位置の塩化物イオン濃度 C_d を示す。

表 7 気中帯での運転開始後 60 年経過時点までの鉄筋位置の塩化物イオン濃度 C_d の算定結果

評価点	コンクリート表面に近い領域 (0~2cm) の取り扱い	試料	鉄筋位置の塩化物イオン濃度 C_d (kg/m^3)
気中帯	用いる場合	No. 1	0.196~0.652
		No. 2	0.172~1.107
		No. 3	0.172~0.178
		平均値	0.196~0.636
	中性化などの影響を考慮し、 用いない場合	No. 1	0.196~0.247
		No. 2	0.172~0.227
		No. 3	0.172
		平均値	0.196~0.223

表 8 干満帯での運転開始後 60 年経過時点までの鉄筋位置の塩化物イオン濃度 C_d の算定結果

評価点	コンクリート表面に近い領域 (0~2cm) の取り扱い	試料	鉄筋位置の塩化物イオン濃度 C_d (kg/m^3)
干満帯	用いる場合	No. 1	0.150
		No. 2	0.150
		No. 3	0.150
		平均値	0.150
	中性化などの影響を考慮し、 用いない場合	No. 1	0.150~0.164
		No. 2	0.150~0.160
		No. 3	0.150~0.151
		平均値	0.150~0.153

表 9 海中帯での運転開始後 60 年経過時点までの鉄筋位置の塩化物イオン濃度 C_d の算定結果

評価点	コンクリート表面に近い領域 (0~2cm) の取り扱い	試料	鉄筋位置の塩化物イオン濃度 C_d (kg/m^3)
海中帯	用いる場合	No. 1	0.152
		No. 2	0.152
		No. 3	0.178
		平均値	0.178
	中性化などの影響を考慮し、 用いない場合	No. 1	0.152~0.175
		No. 2	0.166~0.183
		No. 3	0.183~0.186
		平均値	0.178

運転開始後 60 年経過時点の鉄筋腐食減量 Q_{60} の算定結果

各ケースにおける運転開始後 60 年経過時点の鉄筋腐食減量 Q_{60} を示す。

表 10 気中帯での運転開始後 60 年経過時点の鉄筋腐食減量 Q_{60} の算定結果

評価点	コンクリート表面に近い領域 (0~2cm) の取り扱い	試料	運転開始後60年経過時点の 鉄筋腐食減量 Q_{60} (10^{-4}g/cm^2)
気中帯	用いる場合	No. 1	7.0
		No. 2	7.3
		No. 3	6.9
		平均値	7.0
	中性化などの影響を考慮し、 用いない場合	No. 1	6.9
		No. 2	6.9
		No. 3	6.9
		平均値	6.9

 : Q_{60} 最大のケース

表 11 干満帯での運転開始後 60 年経過時点の鉄筋腐食減量 Q_{60} の算定結果

評価点	コンクリート表面に近い領域 (0~2cm) の取り扱い	試料	運転開始後60年経過時点の 鉄筋腐食減量 Q_{60} (10^{-4}g/cm^2)
干満帯	用いる場合	No. 1	6.7
		No. 2	6.7
		No. 3	6.7
		平均値	6.7
	中性化などの影響を考慮し、 用いない場合	No. 1	6.6
		No. 2	6.6
		No. 3	6.7
		平均値	6.7

 : Q_{60} 最大のケース

表 12 海中帯での運転開始後 60 年経過時点の鉄筋腐食減量 Q_{60} の算定結果

評価点	コンクリート表面に近い領域 (0~2cm) の取り扱い	試料	運転開始後60年経過時点の 鉄筋腐食減量 Q_{60} (10^{-4}g/cm^2)
海中帯	用いる場合	No. 1	0.0
		No. 2	0.0
		No. 3	0.0
		平均値	0.0
	中性化などの影響を考慮し、 用いない場合	No. 1	0.0
		No. 2	0.0
		No. 3	0.0
		平均値	0.0

 : Q_{60} 最大のケース (海中帯については全8ケースで Q_{60} が0となった。そこで、代表として「中性化などの影響を考慮しコンクリート表面に近い領域 (0~2 cm) の測定結果を用いない場合」における3本のコアの平均値を用いた算定結果としている)

調査時点（26年経過時点）、運転開始後60年経過時点およびかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点のそれぞれ前後5年の鉄筋腐食減量の算定結果

各ケースにおける調査時点（26年経過時点）、運転開始後60年経過時点およびかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点のそれぞれ前後5年の鉄筋腐食減量の算定結果を示す。

表 1 3 気中帯での鉄筋腐食減量の算定結果（0～2cmの測定結果を用いる場合）

No. 1		No. 2		No. 3		平均値	
運転開始後 経過年数 (年)	鉄筋腐食減量 (10^{-4} g/cm 2)	運転開始後 経過年数 (年)	鉄筋腐食減量 (10^{-4} g/cm 2)	運転開始後 経過年数 (年)	鉄筋腐食減量 (10^{-4} g/cm 2)	運転開始後 経過年数 (年)	鉄筋腐食減量 (10^{-4} g/cm 2)
21	2.4	21	2.4	21	2.4	21	2.4
22	2.5	22	2.5	22	2.5	22	2.5
23	2.6	23	2.6	23	2.6	23	2.6
24	2.8	24	2.8	24	2.8	24	2.8
25	2.9	25	2.9	25	2.9	25	2.9
26 (調査時点)	3.0	26 (調査時点)	3.0	26 (調査時点)	3.0	26 (調査時点)	3.0
27	3.1	27	3.1	27	3.1	27	3.1
28	3.2	28	3.2	28	3.2	28	3.2
29	3.3	29	3.3	29	3.3	29	3.3
30	3.4	30	3.5	30	3.5	30	3.4
31	3.6	31	3.6	31	3.6	31	3.6
55	6.4	55	6.6	55	6.3	55	6.4
56	6.5	56	6.7	56	6.4	56	6.5
57	6.7	57	6.9	57	6.6	57	6.6
58	6.8	58	7.0	58	6.7	58	6.7
59	6.9	59	7.1	59	6.8	59	6.9
運転開始後 60年経過時点	7.0	運転開始後 60年経過時点	7.3	運転開始後 60年経過時点	6.9	運転開始後 60年経過時点	7.0
61	7.2	61	7.4	61	7.0	61	7.1
62	7.3	62	7.6	62	7.1	62	7.2
63	7.4	63	7.7	63	7.2	63	7.4
64	7.5	64	7.8	64	7.4	64	7.5
65	7.7	65	8.0	65	7.5	65	7.6
559	89.3	402	88.7	663	89.4	506	89.1
560	89.5	403	89.0	664	89.6	507	89.3
561	89.7	404	89.3	665	89.8	508	89.6
562	89.9	405	89.6	666	89.9	509	89.8
563	90.1	406	89.9	667	90.1	510	90.0
564 ^{※1}	90.2	407 ^{※1}	90.2	668 ^{※1}	90.2	511 ^{※1}	90.2
565	90.4	408	90.5	669	90.4	512	90.4
566	90.6	409	90.8	670	90.6	513	90.6
567	90.8	410	91.1	671	90.7	514	90.9
568	91.0	411	91.4	672	90.9	515	91.1
569	91.2	412	91.7	673	91.1	516	91.3

※1 かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点

 : Q₆₀最大のケース

表 1 4 気中帯での鉄筋腐食減量の算定結果 (0～2cmの測定結果を用いない場合)

No. 1		No. 2		No. 3		平均値	
運転開始後 経過年数 (年)	鉄筋腐食減量 (10^{-4} g/cm ²)	運転開始後 経過年数 (年)	鉄筋腐食減量 (10^{-4} g/cm ²)	運転開始後 経過年数 (年)	鉄筋腐食減量 (10^{-4} g/cm ²)	運転開始後 経過年数 (年)	鉄筋腐食減量 (10^{-4} g/cm ²)
21	2.4	21	2.4	21	2.4	21	2.4
22	2.5	22	2.5	22	2.5	22	2.5
23	2.6	23	2.6	23	2.6	23	2.6
24	2.8	24	2.8	24	2.8	24	2.8
25	2.9	25	2.9	25	2.9	25	2.9
26 (調査時点)	3.0	26 (調査時点)	3.0	26 (調査時点)	3.0	26 (調査時点)	3.0
27	3.1	27	3.1	27	3.1	27	3.1
28	3.2	28	3.2	28	3.2	28	3.2
29	3.3	29	3.3	29	3.3	29	3.3
30	3.5	30	3.5	30	3.5	30	3.5
31	3.6	31	3.6	31	3.6	31	3.6
55	6.3	55	6.3	55	6.3	55	6.3
56	6.4	56	6.4	56	6.4	56	6.4
57	6.5	57	6.5	57	6.6	57	6.5
58	6.7	58	6.7	58	6.7	58	6.7
59	6.8	59	6.8	59	6.8	59	6.8
運転開始後 60年経過時点	6.9	運転開始後 60年経過時点	6.9	運転開始後 60年経過時点	6.9	運転開始後 60年経過時点	6.9
61	7.0	61	7.0	61	7.0	61	7.0
62	7.1	62	7.1	62	7.1	62	7.1
63	7.2	63	7.2	63	7.2	63	7.2
64	7.3	64	7.3	64	7.4	64	7.4
65	7.5	65	7.5	65	7.5	65	7.5
438	88.5	335	87.9	541	88.7	413	88.6
439	88.8	336	88.4	542	89.0	414	89.0
440	89.1	337	88.9	543	89.3	415	89.3
441	89.5	338	89.5	544	89.6	416	89.7
442	89.8	339	90.0	545	89.9	417	90.1
443※1	90.1	340※1	90.6	546※1	90.2	418※1	90.5
444	90.5	341	91.1	547	90.4	419	90.9
445	90.8	342	91.7	548	90.7	420	91.3
446	91.1	343	92.3	549	91.0	421	91.7
447	91.5	344	92.8	550	91.3	422	92.0
448	91.8	345	93.4	551	91.6	423	92.4

※1 かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点

表 1 5 干満帯での鉄筋腐食減量の算定結果 (0~2cmの測定結果を用いる場合)

No. 1		No. 2		No. 3		平均値	
運転開始後 経過年数 (年)	鉄筋腐食減量 (10^{-4} g/cm ²)	運転開始後 経過年数 (年)	鉄筋腐食減量 (10^{-4} g/cm ²)	運転開始後 経過年数 (年)	鉄筋腐食減量 (10^{-4} g/cm ²)	運転開始後 経過年数 (年)	鉄筋腐食減量 (10^{-4} g/cm ²)
21	2.3	21	2.3	21	2.3	21	2.3
22	2.4	22	2.4	22	2.4	22	2.4
23	2.6	23	2.6	23	2.6	23	2.6
24	2.7	24	2.7	24	2.7	24	2.7
25	2.8	25	2.8	25	2.8	25	2.8
26 (調査時点)	2.9	26 (調査時点)	2.9	26 (調査時点)	2.9	26 (調査時点)	2.9
27	3.0	27	3.0	27	3.0	27	3.0
28	3.1	28	3.1	28	3.1	28	3.1
29	3.2	29	3.2	29	3.2	29	3.2
30	3.3	30	3.3	30	3.3	30	3.3
31	3.4	31	3.4	31	3.4	31	3.4
55	6.1	55	6.1	55	6.1	55	6.1
56	6.2	56	6.2	56	6.2	56	6.2
57	6.3	57	6.3	57	6.3	57	6.3
58	6.4	58	6.4	58	6.4	58	6.4
59	6.5	59	6.5	59	6.5	59	6.5
運転開始後 60年経過時点	6.7	運転開始後 60年経過時点	6.7	運転開始後 60年経過時点	6.7	運転開始後 60年経過時点	6.7
61	6.8	61	6.8	61	6.8	61	6.8
62	6.9	62	6.9	62	6.9	62	6.9
63	7.0	63	7.0	63	7.0	63	7.0
64	7.1	64	7.1	64	7.1	64	7.1
65	7.2	65	7.2	65	7.2	65	7.2
1085	119.5	1080	119.5	1079	119.4	1078	119.4
1086	119.6	1081	119.6	1080	119.5	1079	119.6
1087	119.7	1082	119.7	1081	119.6	1080	119.7
1088	119.8	1083	119.8	1082	119.8	1081	119.8
1089	120.0	1084	119.9	1083	119.9	1082	119.9
1090 ^{※1}	120.1	1085 ^{※1}	120.0	1084 ^{※1}	120.0	1083 ^{※1}	120.0
1091	120.2	1086	120.2	1085	120.1	1084	120.1
1092	120.3	1087	120.3	1086	120.2	1085	120.2
1093	120.4	1088	120.4	1087	120.3	1086	120.3
1094	120.5	1089	120.5	1088	120.4	1087	120.4
1095	120.6	1090	120.6	1089	120.5	1088	120.5

※1 : かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点

表 1 6 干満帯での鉄筋腐食減量の算定結果 (0~2cmの測定結果を用いない場合)

No. 1		No. 2		No. 3		平均値	
運転開始後 経過年数 (年)	鉄筋腐食減量 (10^{-4}g/cm^2)	運転開始後 経過年数 (年)	鉄筋腐食減量 (10^{-4}g/cm^2)	運転開始後 経過年数 (年)	鉄筋腐食減量 (10^{-4}g/cm^2)	運転開始後 経過年数 (年)	鉄筋腐食減量 (10^{-4}g/cm^2)
21	2.3	21	2.3	21	2.3	21	2.3
22	2.4	22	2.4	22	2.4	22	2.4
23	2.6	23	2.6	23	2.6	23	2.6
24	2.7	24	2.7	24	2.7	24	2.7
25	2.8	25	2.8	25	2.8	25	2.8
26 (調査時点)	2.9	26 (調査時点)	2.9	26 (調査時点)	2.9	26 (調査時点)	2.9
27	3.0	27	3.0	27	3.0	27	3.0
28	3.1	28	3.1	28	3.1	28	3.1
29	3.2	29	3.2	29	3.2	29	3.2
30	3.3	30	3.3	30	3.3	30	3.3
31	3.4	31	3.4	31	3.4	31	3.4
55	6.1	55	6.1	55	6.1	55	6.1
56	6.2	56	6.2	56	6.2	56	6.2
57	6.3	57	6.3	57	6.3	57	6.3
58	6.4	58	6.4	58	6.4	58	6.4
59	6.5	59	6.5	59	6.5	59	6.5
運転開始後 60年経過時点	6.6	運転開始後 60年経過時点	6.6	運転開始後 60年経過時点	6.7	運転開始後 60年経過時点	6.7
61	6.7	61	6.7	61	6.8	61	6.8
62	6.8	62	6.9	62	6.9	62	6.9
63	7.0	63	7.0	63	7.0	63	7.0
64	7.1	64	7.1	64	7.1	64	7.1
65	7.2	65	7.2	65	7.2	65	7.2
1064	119.5	1063	119.5	1061	119.4	1060	119.4
1065	119.6	1064	119.6	1062	119.5	1061	119.5
1066	119.7	1065	119.7	1063	119.6	1062	119.7
1067	119.8	1066	119.8	1064	119.7	1063	119.8
1068	119.9	1067	119.9	1065	119.8	1064	119.9
1069 ^{※1}	120.0	1068 ^{※1}	120.0	1066 ^{※1}	120.0	1065 ^{※1}	120.0
1070	120.1	1069	120.1	1067	120.1	1066	120.1
1071	120.2	1070	120.3	1068	120.2	1067	120.2
1072	120.3	1071	120.4	1069	120.3	1068	120.3
1073	120.5	1072	120.5	1070	120.4	1069	120.4
1074	120.6	1073	120.6	1071	120.5	1070	120.6

※1 : かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点

 : Q_{60} 最大のケース

表17 海中帯での鉄筋腐食減量の算定結果 (0~2cmの測定結果を用いる場合)

[illegible]

表18 海中帯での鉄筋腐食減量の算定結果 (0~2cmの測定結果を用いない場合)

[illegible]

□: Q_{60} 最大のケース（海中帯については全8ケースで Q_{60} が0となった。
 そこで、代表として「中性化などの影響を考慮しコンクリート表面
 に近い領域（0～2cm）の測定結果を用いない場合」における3本
 のコアの平均値を用いた算定結果としている）

タイトル	機械振動の評価対象の選定過程について																																																	
説明	機械振動の評価対象については、「日本原子力学会標準 原子力発電所の高経年化対策実施基準：2022（追補1） 付属書C 添付資料－4 経年劣化メカニズムまとめ表-PWR」を踏まえ、タービン架台および非常用ディーゼル発電機基礎を選定し、このうち非常用ディーゼル発電機については定例試験等における一時的な運転のみであり、タービン（高圧、低圧）と比較してその振動の大きさ、頻度の影響が非常に小さいといえるため、機械振動によるコンクリートの経年劣化への影響は小さいと判断し、タービン架台を評価対象部位とした。 評価点は、機械振動荷重を直接受ける機器支持部とした。 主要な機器の定格出力および重量を表1に示す。 表1 主要な機器の定格出力および重量 <table><tr><th>機器名称</th><th>運転状態</th><th>定格出力 (kW)</th><th>重量 (kg)</th></tr><tr><td>高圧タービン</td><td>連続</td><td>890,000</td><td>272,000</td></tr><tr><td>低圧タービン</td><td>連続</td><td>890,000</td><td>1,463,500</td></tr><tr><td>海水ポンプモータ</td><td>連続</td><td>380</td><td>17,150</td></tr><tr><td>格納容器 スプレイポンプモータ</td><td>一時</td><td>720</td><td>14,450</td></tr><tr><td rowspan="2">余熱除去ポンプモータ</td><td>連続 (余熱除去時)</td><td rowspan="2">250</td><td rowspan="2">10,050</td></tr><tr><td>一時 (低圧注入時)</td></tr><tr><td>非常用ディーゼル発電機</td><td>一時</td><td>6,200</td><td>156,000</td></tr><tr><td>電動 補助給水ポンプモータ</td><td>一時</td><td>420</td><td>4,520</td></tr><tr><td>高圧注入ポンプモータ</td><td>一時</td><td>1,220</td><td>20,300</td></tr><tr><td>充てんポンプモータ</td><td>連続</td><td>720</td><td>17,990</td></tr><tr><td>タービン動 主給水ポンプタービン</td><td>連続</td><td>5,600</td><td>34,200</td></tr><tr><td>タービン動 補助給水ポンプタービン</td><td>一時</td><td>860</td><td>4,900</td></tr></table>	機器名称	運転状態	定格出力 (kW)	重量 (kg)	高圧タービン	連続	890,000	272,000	低圧タービン	連続	890,000	1,463,500	海水ポンプモータ	連続	380	17,150	格納容器 スプレイポンプモータ	一時	720	14,450	余熱除去ポンプモータ	連続 (余熱除去時)	250	10,050	一時 (低圧注入時)	非常用ディーゼル発電機	一時	6,200	156,000	電動 補助給水ポンプモータ	一時	420	4,520	高圧注入ポンプモータ	一時	1,220	20,300	充てんポンプモータ	連続	720	17,990	タービン動 主給水ポンプタービン	連続	5,600	34,200	タービン動 補助給水ポンプタービン	一時	860	4,900
機器名称	運転状態	定格出力 (kW)	重量 (kg)																																															
高圧タービン	連続	890,000	272,000																																															
低圧タービン	連続	890,000	1,463,500																																															
海水ポンプモータ	連続	380	17,150																																															
格納容器 スプレイポンプモータ	一時	720	14,450																																															
余熱除去ポンプモータ	連続 (余熱除去時)	250	10,050																																															
	一時 (低圧注入時)																																																	
非常用ディーゼル発電機	一時	6,200	156,000																																															
電動 補助給水ポンプモータ	一時	420	4,520																																															
高圧注入ポンプモータ	一時	1,220	20,300																																															
充てんポンプモータ	連続	720	17,990																																															
タービン動 主給水ポンプタービン	連続	5,600	34,200																																															
タービン動 補助給水ポンプタービン	一時	860	4,900																																															

タイトル	1984年に実施した化学法および3号炉建設時（1989年～1993年）に実施したモルタルバー法の試験結果について																																																							
説明	1984年に実施した化学法の試験結果を表1、図1に示す。3号炉建設時（1989年～1993年）に実施したモルタルバー法の試験結果を表2に示す。 化学法は、ASTM C 289 骨材の潜在反応性試験（化学法）による。 モルタルバー法は、JIS A 5308（レディーミクストコンクリート）の付属書8「骨材のアルカリシリカ反応性試験方法（モルタルバー法）」による。 表1 化学法の試験結果 <table><tr><th>対象構造物</th><th>試験方法 (試験実施年)</th><th colspan="2">骨材</th><th colspan="2">測定値</th><th>判定基準</th><th>結果</th></tr><tr><td rowspan="6">焼却炉建家</td><td rowspan="6">化学法 (1984)</td><td rowspan="2">粗骨材</td><td rowspan="2">大洲産</td><td>アルカリ濃度減少量 (Re) mmol/L</td><td>45</td><td rowspan="6">Re、Scの関係から ASTM規格曲線より判定</td><td rowspan="6">無害</td></tr><tr><td>溶解シリカ量 (Sc) mmol/L</td><td>35</td></tr><tr><td rowspan="2">細骨材</td><td rowspan="2">鶴崎産</td><td>アルカリ濃度減少量 (Re) mmol/L</td><td>175</td></tr><tr><td>溶解シリカ量 (Sc) mmol/L</td><td>140</td></tr><tr><td rowspan="2">細骨材</td><td rowspan="2">志摩産</td><td>アルカリ濃度減少量 (Re) mmol/L</td><td>90</td></tr><tr><td>溶解シリカ量 (Sc) mmol/L</td><td>38</td></tr></table> 図1 ASTM C 289の判定区分による判定結果 表2 モルタルバー法の試験結果 <table><tr><th>対象構造物</th><th>試験方法 (試験実施年)</th><th colspan="2">骨材</th><th>測定値 (6ヵ月) 【%】</th><th>判定基準</th><th>結果</th></tr><tr><td rowspan="3">外部遮蔽壁ほか</td><td rowspan="3">モルタルバー法 (1989～1993)</td><td>粗骨材</td><td>三瓶産</td><td>0.028</td><td rowspan="3">膨張率が6ヶ月で 0.1%未満が無害</td><td rowspan="3">無害</td></tr><tr><td>細骨材</td><td>長浜産</td><td>0.086</td></tr><tr><td>細骨材</td><td>長浜産＋三瓶産</td><td>0.077</td></tr></table>						対象構造物	試験方法 (試験実施年)	骨材		測定値		判定基準	結果	焼却炉建家	化学法 (1984)	粗骨材	大洲産	アルカリ濃度減少量 (Re) mmol/L	45	Re、Scの関係から ASTM規格曲線より判定	無害	溶解シリカ量 (Sc) mmol/L	35	細骨材	鶴崎産	アルカリ濃度減少量 (Re) mmol/L	175	溶解シリカ量 (Sc) mmol/L	140	細骨材	志摩産	アルカリ濃度減少量 (Re) mmol/L	90	溶解シリカ量 (Sc) mmol/L	38	対象構造物	試験方法 (試験実施年)	骨材		測定値 (6ヵ月) 【%】	判定基準	結果	外部遮蔽壁ほか	モルタルバー法 (1989～1993)	粗骨材	三瓶産	0.028	膨張率が6ヶ月で 0.1%未満が無害	無害	細骨材	長浜産	0.086	細骨材	長浜産＋三瓶産	0.077
対象構造物	試験方法 (試験実施年)	骨材		測定値		判定基準	結果																																																	
焼却炉建家	化学法 (1984)	粗骨材	大洲産	アルカリ濃度減少量 (Re) mmol/L	45	Re、Scの関係から ASTM規格曲線より判定	無害																																																	
				溶解シリカ量 (Sc) mmol/L	35																																																			
		細骨材	鶴崎産	アルカリ濃度減少量 (Re) mmol/L	175																																																			
				溶解シリカ量 (Sc) mmol/L	140																																																			
		細骨材	志摩産	アルカリ濃度減少量 (Re) mmol/L	90																																																			
				溶解シリカ量 (Sc) mmol/L	38																																																			
対象構造物	試験方法 (試験実施年)	骨材		測定値 (6ヵ月) 【%】	判定基準	結果																																																		
外部遮蔽壁ほか	モルタルバー法 (1989～1993)	粗骨材	三瓶産	0.028	膨張率が6ヶ月で 0.1%未満が無害	無害																																																		
		細骨材	長浜産	0.086																																																				
		細骨材	長浜産＋三瓶産	0.077																																																				

タイトル	伊方3号炉周辺の地下水による劣化影響について								
説明	1. はじめに 伊方3号炉のコンクリート構造物うち、原子炉格納施設基礎、海水ピットなどの一部は地下に埋設されているため、これらの構造物に対する地下水による経年劣化影響について検討を行った。 コンクリートの強度低下に影響を及ぼすと想定される地下水に起因する経年劣化要因を抽出するとともに、それらが伊方3号炉の地下埋設部コンクリートにおいて発生し、進展する可能性について評価を行った。 2. 経年劣化影響評価 2.1 地下水に起因する経年劣化要因の抽出 地下水に起因するコンクリートの経年劣化要因とその概要を表1に示す。 表1 地下水に起因する経年劣化要因 <table border="1"> <tr> <th>経年劣化要因</th><th>概要</th></tr> <tr> <td>塩分浸透</td><td>コンクリート中に塩化物イオンが浸透して鉄筋位置まで達すると、鉄筋表面の不動態被膜が破壊されるため、鉄筋はコンクリート中の水分、酸素の作用により腐食し始める。腐食が進行すると酸化生成物による体積膨張からコンクリートにひび割れや剥離が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。</td></tr> <tr> <td>アルカリ骨材反応</td><td>コンクリート中の反応性シリカを含む骨材と、セメントなどに含まれるアルカリ（ナトリウムイオンやカリウムイオン）が、水の存在下で反応してアルカリ珪酸塩を生成し、この膨張作用によりコンクリートにひび割れが生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。</td></tr> <tr> <td>化学的侵食</td><td>水分中の酸や硫酸塩等の塩類とセメント水和物の化学反応により、セメントペーストの溶解（酸）や、コンクリート表層の剥離・剥落（塩類）が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。</td></tr> </table> 2.2 地下水に起因するコンクリートの経年劣化評価 コンクリートの経年劣化要因のうち、塩分浸透、アルカリ骨材反応、化学的侵食が伊方3号炉の地下埋設部コンクリートにおいて発生し、進展する可能性について、伊方3号炉の環境条件に基づき評価を行った。 2.2.1 塩分浸透 コンクリート中に塩化物イオンが浸透して鉄筋位置まで達すると、鉄筋表面の不動態被膜が破壊されるため、鉄筋はコンクリート中の水分および酸素の作用により腐食し始める。腐食が進行すると酸化生成物による体積膨張からコンクリートにひび割れや剥離が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。 伊方3号炉の対象構造物においては塩分浸透を生じる可能性があるため、経年劣化に対する評価を実施している。	経年劣化要因	概要	塩分浸透	コンクリート中に塩化物イオンが浸透して鉄筋位置まで達すると、鉄筋表面の不動態被膜が破壊されるため、鉄筋はコンクリート中の水分、酸素の作用により腐食し始める。腐食が進行すると酸化生成物による体積膨張からコンクリートにひび割れや剥離が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。	アルカリ骨材反応	コンクリート中の反応性シリカを含む骨材と、セメントなどに含まれるアルカリ（ナトリウムイオンやカリウムイオン）が、水の存在下で反応してアルカリ珪酸塩を生成し、この膨張作用によりコンクリートにひび割れが生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。	化学的侵食	水分中の酸や硫酸塩等の塩類とセメント水和物の化学反応により、セメントペーストの溶解（酸）や、コンクリート表層の剥離・剥落（塩類）が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。
経年劣化要因	概要								
塩分浸透	コンクリート中に塩化物イオンが浸透して鉄筋位置まで達すると、鉄筋表面の不動態被膜が破壊されるため、鉄筋はコンクリート中の水分、酸素の作用により腐食し始める。腐食が進行すると酸化生成物による体積膨張からコンクリートにひび割れや剥離が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。								
アルカリ骨材反応	コンクリート中の反応性シリカを含む骨材と、セメントなどに含まれるアルカリ（ナトリウムイオンやカリウムイオン）が、水の存在下で反応してアルカリ珪酸塩を生成し、この膨張作用によりコンクリートにひび割れが生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。								
化学的侵食	水分中の酸や硫酸塩等の塩類とセメント水和物の化学反応により、セメントペーストの溶解（酸）や、コンクリート表層の剥離・剥落（塩類）が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。								

その結果、各評価部位における鉄筋の腐食減量は、運転開始後60年経過時点の想定においてもかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点での鉄筋の腐食減量を十分に下回っている。

また、定期的な建屋内部からの目視確認の結果、塩分浸透による鉄筋腐食に起因するひび割れは確認されていない。さらにコンクリート躯体が直接海水に接触する海水ピットにおいても、塩分浸透による鉄筋腐食に起因するひび割れは確認されていない。

したがって、塩分浸透の評価結果、目視確認の結果および最も厳しい環境条件にある海水ピットの現状に鑑み、その他の地下埋設部コンクリートにおいても、塩分浸透によるコンクリートの経年劣化が進展し、伊方3号炉の供用期間中にコンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性は極めて低いと考えられる。

2.2.2 アルカリ骨材反応

アルカリ骨材反応は、コンクリート中に存在するアルカリ溶液と骨材中に含まれる反応性シリカ鉱物の化学反応である。このとき生成されたアルカリシリカゲルが周囲の水を吸収して膨張するため、コンクリート表面にひび割れが生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。

ただし、伊方3号炉で使用している骨材については、別紙14に示すとおり、1984年に化学法（ASTM C 289）による反応性試験を実施し、反応性骨材でないこと、および1989年から1993年にモルタルバー法（JIS A 5308 附属書8）による反応性試験を実施し、その結果得られた膨張率は「材齢6ヶ月で0.1%」の判定基準に対し無害と判定されている。

また、定期的な建屋内部からの目視確認の結果、アルカリ骨材反応に起因するひび割れは確認されていない。さらに絶えず海水が供給される環境下にある海水ピットにおいても、アルカリ骨材反応に起因するひび割れは確認されていない。

したがって、使用骨材の反応性試験結果、目視確認の結果および最も厳しい環境条件にある海水ピットの現状を鑑み、その他の地下埋設部コンクリートにおいても、アルカリ骨材反応によるコンクリートの経年劣化が生じる可能性は極めて低いと考えられる。

2.2.3 化学的侵食

コンクリートの化学的侵食は、コンクリートが外部からの化学作用によってセメント硬化体を構成する水和生成物が、変質や分解により結合能力を失っていく事象である。化学的侵食はその劣化機構によって、1) セメント水和物との化学反応による溶解、2) セメント水和物との化学反応による膨張に大別される。

1) セメント水和物との化学反応による溶解

コンクリート中のセメント水和物との化学反応により、本来、水に溶解しにくいセメント水和物を可溶性物質に変質させ、コンクリートが多孔質化する、あるいは分解することで骨材の露出や脱落などが生じる。

2) セメント水和物との化学反応による膨張

コンクリート中のセメント水和物との化学反応により、新たな化合物が生成され、膨張する際の膨張圧がコンクリートにひび割れや剥離を生じさせる。

一般的な環境においては、化学的侵食が発生することはほとんどなく、温泉地帯、酸性河川流域、酸性・硫酸塩土壌等に建造された構造物等が化学的侵食の影響を受けるとされている。

そこで、伊方3号炉における地下水の水質試験結果に基づき、化学的侵食が発生し、進展する可能性について評価を行った。

- (1) 伊方3号炉地下水水質試験における地下水採取位置および試験結果
原子炉補助建屋内ピット（図1）において採取した地下水について実施した地下水水質試験結果を表2に示す。

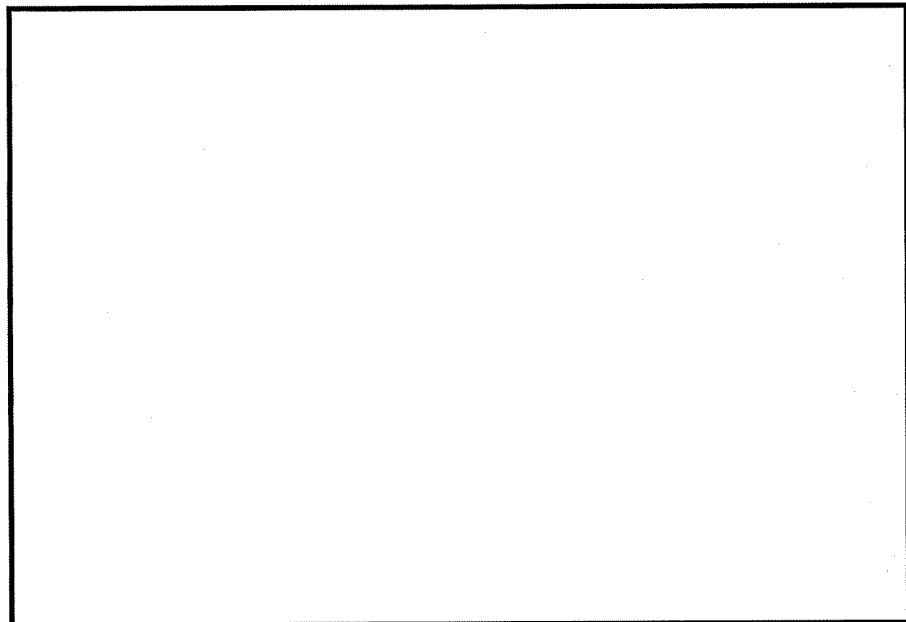


図1 伊方3号炉地下水採取位置

表2 伊方3号炉における地下水水質試験結果

pH	硫酸塩 (mg/l)	マグネ シウム (mg/l)	アンモ ニウム (mg/l)	侵食性 遊離炭酸 (mg/l)
7.9	11.4	8.5	0.1未満	2.1

(2) 地下水水質試験結果の分析

伊方3号炉における地下水水質試験結果（pH、硫酸塩、マグネシウム、アンモニウム、侵食性遊離炭酸）をEN206¹⁾の地下水の環境区分と対比した結果を表3に示す。

表3 伊方3号炉における試験結果とEN206の環境区分(地下水)の対比

環境区分	XA1	XA2	XA3	伊方 3号炉	
	弱い 化学的侵食	標準的な 化学的侵食	強い 化学的侵食		
pH [-]	$6.5 \geq X \geq 5.5$	$5.5 > X \geq 4.5$	$4.5 > X \geq 4.0$	7.9	該当区分 なし
硫酸塩 [mg/l]	$200 \leq X \leq 600$	$600 < X \leq 3000$	$3000 < X \leq 6000$	11.4	該当区分 なし
マグネ シウム [mg/l]	$300 \leq X \leq 1000$	$1000 < X \leq 3000$	$3000 < X$	8.5	該当区分 なし
アンモ ニウム [mg/l]	$15 \leq X \leq 30$	$30 < X \leq 60$	$60 < X \leq 100$	0.1 未満	該当区分 なし
侵食性 遊離炭酸塩 [mg/l]	$15 \leq X \leq 40$	$40 < X \leq 100$	$100 < X$	2.1	該当区分 なし

(a) pH

EN206のいずれの環境区分にも該当しないことを確認した。

(b) 硫酸塩

EN206のいずれの環境区分にも該当しないことを確認した。

(c) マグネシウム

EN206のいずれの環境区分にも該当しないことを確認した。

(d) アンモニウム

EN206のいずれの環境区分にも該当しないことを確認した。

(e) 侵食性遊離炭酸塩

EN206のいずれの環境区分にも該当しないことを確認した。

1) BSI, BS ES 206 : Concrete - Specification, performance, production and conformity (2013)

(3) 化学的侵食に関する経年劣化評価

伊方3号炉の地下水の水質試験結果に基づき地下水成分の分析を行った結果、酸や硫酸塩に起因するコンクリートの経年劣化が進展する可能性は低いと考えられる。

また、対象構造物のうち海洋環境の影響を直接受ける海水ピットにおいては、化学的侵食に特有の劣化兆候は見られない。

したがって、地下水の水質分析結果に加え、海水由来の侵食性物質に対して最も厳しい環境下にある海水ピットの現状に鑑み、その他の地下埋設部コンクリートにおいても、化学的侵食によるコンクリートの経年劣化が生じる可能性は極めて低いと考えられる。

2.3 地下水に起因するコンクリートの経年劣化評価に関するまとめ

地下水に起因するコンクリートの経年劣化要因が伊方3号炉の地下埋設部コンクリートにおいて発生し進展する可能性について、伊方3号炉の環境条件に基づき評価を行った。結果を表4に示す。

以上より、塩分浸透に関しては発生の可能性は否定できないものの、表4にあげた各経年劣化要因が伊方3号炉の地下埋設部コンクリートにおいて進展する可能性は極めて低いことを確認した。

表4 地下水に起因するコンクリートの経年劣化要因に係る発生および進展の可能性

経年劣化 要因	経年劣化要因のスクリーニング結果		
	発生の 可能性	進展の 可能性	環境条件・根拠等
塩分浸透	○	×	地下水から塩化物イオンが供給されるため発生の可能性は否定できないものの、塩分浸透による鉄筋腐食に起因するひび割れは建屋内部からの目視確認において確認されていない。 また、海水の影響を受ける海水ピットから採取したコアサンプルによって塩分浸透に対して健全性を有していることを確認している。
アルカリ 骨材反応	×	×	コンクリートに使用している骨材について化学法およびモルタルバー法による反応性試験を実施した結果、無害と判定された。 また、アルカリ骨材反応が起きた場合に発生する膨張性のひび割れは、建屋内部からの目視確認において確認されていない。 さらに、絶えず海水が供給される環境下にある海水ピットにおいても、アルカリ骨材反応に起因する膨張性のひび割れは確認されていない。
化学的 侵食	×	×	伊方3号炉は土壌や地下水に侵食性物質が多く含まれる温泉地帯や酸性河川流域等の付近には建設されていない。 また、地下水成分の分析の結果、酸や硫酸塩に起因するコンクリート劣化の可能性は極めて低いことを確認している。

伊方発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SIN3-PLM30-耐震

伊方発電所 3 号炉 高経年化技術評価 (耐震安全性評価)

補足説明資料

令和 5 年 1 1 月
四国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る
事項ですので公開することはできません。

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価対象と評価手法	4
3.1 評価対象	4
3.1.1 耐震安全性評価対象機器	4
3.1.2 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出	4
3.2 評価手法	7
3.2.1 主な適用規格	7
3.2.2 耐震安全性評価の評価手法	8
3.3 評価用地震力	12
3.4 評価用地震動	13
3.5 代表の選定	16
4. 代表の耐震安全性評価	18
4.1 耐震安全性評価	18
4.1.1 低サイクル疲労	18
4.1.2 高サイクル熱疲労	19
4.1.3 中性子照射脆化	19
4.1.4 熱時効	19
4.1.5 中性子照射による靱性低下	20
4.1.6 中性子およびγ線照射脆化	20
4.1.7 応力腐食割れ	21
4.1.8 摩耗	21
4.1.9 流れ加速型腐食	22
4.1.10 全面腐食	23
4.1.11 動的機能維持に係る耐震安全性評価	24
4.1.12 制御棒挿入性に係る耐震安全性評価	25
4.1.13 照射誘起型応力腐食割れ	25
4.1.14 浸水防護施設の耐震安全性評価	25
4.2 現状保全	26
4.3 総合評価	26
5. まとめ	27
5.1 審査ガイド適合性	27
5.2 長期施設管理方針として策定する事項	31

別紙 1. 建設後の耐震補強の実績について……………	1-1
別紙 2. 耐震安全性評価に用いる現行の JEAG4601 以外の値を適用したケースに について……………	2-1
別紙 3. 機器・配管に係る比率で示された耐震安全性評価結果 (疲労累積係数を除く) について……………	3-1
別紙 4. 炉心支持構造物(下部炉心支持柱)の疲労割れに対する耐震安全性評価 について……………	4-1
別紙 5. アンカーサポート取付部(余熱除去系統配管)の疲労割れに対する 耐震安全性評価について……………	5-1
別紙 6. 余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れに対する耐震安全性評価に について……………	6-1
別紙 7. 原子炉容器の中性子照射脆化に対する耐震安全性評価について……………	7-1
別紙 8. 炉心槽の中性子照射による靱性低下に対する耐震安全性評価について…	8-1
別紙 9. 原子炉容器サポート(サポートブラケット(サポートリブ))の 中性子およびγ線照射脆化に対する耐震安全性評価について……………	9-1
別紙 10. 廃液蒸発装置(蒸発器胴板)の応力腐食割れに対する耐震安全性評価に について……………	10-1
別紙 11. 蒸気発生器支持脚(ヒンジ摺動部)の摩耗に対する耐震安全性評価に について……………	11-1
別紙 12. 配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 について……………	12-1
別紙 13. 原子炉補機冷却水冷却器(伝熱管)の内面腐食(流れ加速型腐食)に 対する耐震安全性評価について……………	13-1
別紙 14. 基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価について……………	14-1
別紙 15. 主蒸気逃がし弁他に接続する配管の流れ加速型腐食に対する動的機能 維持評価について……………	15-1
別紙 16. 制御棒クラス被覆管および案内管の摩耗に対する制御棒挿入性評価に について……………	16-1
別紙 17. 浸水防護施設の耐震安全性評価について……………	17-1
別紙 18. 新規制基準適合に係る工事計画認可等における審査内容の反映に について……………	18-1
別紙 19. 各設備の耐震安全性評価に用いた地震力について……………	19-1

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第82条第1項の規定に基づき実施した高経年化技術評価のうち、耐震安全性評価の評価結果について、補足説明するものである。

なお、高経年化対策に関する各機器・構造物の技術評価（以下、「技術評価」という。）については高経年化技術評価書に取りまとめている。

高経年化技術評価における耐震安全性評価とは、耐震安全性に影響する可能性がある経年劣化事象について、評価対象機器の経年劣化を加味して耐震重要度分類に応じた地震力を用いた評価を行い、評価対象機器の機能維持に対する経年劣化事象の影響を評価することをいう。

2. 基本方針

各機器・構造物の材質、環境条件等を考慮し、発生し得る経年劣化事象に対して「技術評価」を行った結果、保全対策を講じることによっても管理ができないという経年劣化事象は抽出されていない。

したがって、耐震性を考慮した場合にも、耐震性に影響を与える経年劣化事象を保全対策により適切に管理することで、耐震安全性の確保が可能であると考えられる。

しかしながら、高経年プラントの耐震性については、上記経年劣化事象の管理の観点からも、技術的評価を実施して安全性を確認しておく必要があると考えられることから、高経年化技術評価において耐震安全性の評価を実施するものである。

耐震安全性評価の基本方針は、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド」および「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」の記載事項（以下、「審査ガイド等記載事項」という。）を踏まえ、評価対象機器について発生し得る運転開始後60年時点までの期間における経年劣化事象に対して、高経年化に関する耐震安全性評価を適切に実施し、その結果に基づき長期施設管理方針を適切に策定していることを確認することである。

耐震安全性評価についての審査ガイド等記載事項を表1に整理する。

表 1 (1/2) 耐震安全性評価についての審査ガイド等記載事項

ガイド	記載事項
実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド	3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点 (1) 高経年化技術評価の審査 ⑥ 動的機器（部位）の抽出 動的機器（部位）を評価対象外としている場合、発電用原子炉設置者の施設管理活動において、材料等の経年劣化の影響から生じる性能低下の状況が的確に把握され、高経年化技術評価の開始時期以降もこれらが適切に行われることを保証しているかを、施設管理要領等の文書及び保守管理実績等により審査する。 ⑬-1 耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象の抽出 経年劣化の進展評価結果に基づき、耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象を抽出していることを審査する。 ⑭-1 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出 耐震安全上着目すべき経年劣化事象を抽出していることを審査する。 ⑯-1 耐震安全性の評価 実施ガイド3.1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、経年劣化事象の発生又は進展に伴う機器・構造物の耐震安全性を評価しているかを審査する。 ⑰-1 耐震安全上の現状保全の評価 耐震安全性に対する現状の保全策の妥当性を評価しているかを審査する。 ⑱-1 耐震安全上の追加保全策の策定 想定した経年劣化事象に対し、耐震安全性が確保されない場合に、現状保全に追加する必要がある新たな保全策を適切に策定しているかを審査する。 (2) 長期施設管理方針の審査 ① 長期施設管理方針の策定 すべての追加保全策について長期施設管理方針として策定されているかを審査する。

表 1 (2/2) 耐震安全性評価についての審査ガイド等記載事項

ガイド	記載事項
実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド	3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し ⑥耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価を行い、必要に応じ追加保全策を抽出すること。 実用炉規則第 8 2 条第 1 項から第 3 項までの規定による高経年化技術評価に係る耐震安全性評価は、規制基準（当該評価を行う時点後の直近の運転開始以後30年、40年又は50年を経過する日において適用されているものに限る。）の要求を満たすことが確認された確定した基準地震動及び弾性設計用地震動を用いた評価を行うこと。当該高経年化技術評価後に、当該評価に用いた基準地震動及び弾性設計用地震動が見直された場合には、高経年化技術評価を速やかに見直すこと。 ⑥を行うに当たっては、PLM 基準 2008 版の 6.3.4 耐震安全性評価を用いることができる。 3.2 長期施設管理方針の策定及び変更 長期施設管理方針の策定及び変更にあたっては、以下の要求事項を満たすこと。 ①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、施設管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期施設管理方針を策定すること。 なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたものの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期施設管理方針を策定すること。

3. 評価対象と評価手法

3.1 評価対象

3.1.1 耐震安全性評価対象機器

評価対象機器は、「技術評価」における評価対象機器と同じとする。

上記の評価対象機器のうち、以下の機器を耐震安全性評価における評価対象機器とする。

- ・各高経年化技術評価書で行った機器のグループ化における「同一グループ内での代表機器」
- ・「同一グループ内での代表機器」より耐震重要度が上位の機器

耐震安全性評価の各経年劣化事象における評価対象機器は表2に示す機器とし、「4. 代表の耐震安全性評価」にて評価を実施する。

なお、評価対象機器に対して建設後に実施した耐震補強の実績については別紙1に示す。

3.1.2 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出

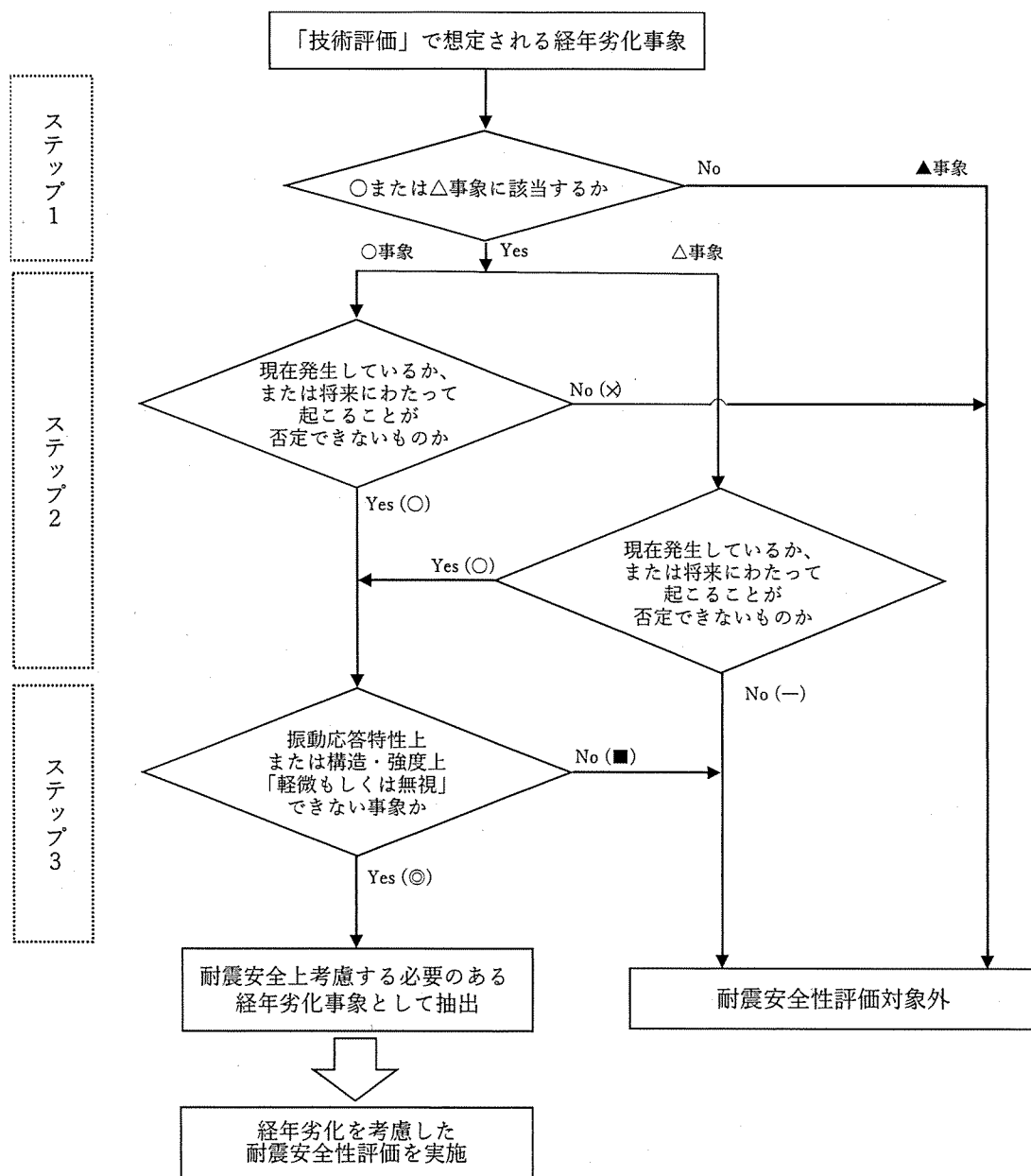
3.1.1項にて抽出された耐震安全性評価対象機器において、各高経年化技術評価書で評価対象機器・部位ごとに想定される経年劣化については、以下のとおり分類される。

- (1) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（○事象）
- (2) 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）（△事象）
- (3) 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）（▲事象）

このうち、耐震安全性評価対象機器として、(1)および(2)のうち「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」でかつ「振動応答特性上、または構造・強度上「軽微もしくは無視」できる事象ではない経年劣化事象」について、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象として抽出し、経年劣化を考慮した耐震安全性評価を実施する。

耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出フローを図1に示す。

浸水防護施設についても、表2に示す機器・構造物のうち弁、コンクリート構造物および鉄骨構造物、計測制御設備に分類されており、それぞれの機器に対して耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象を抽出する。



【凡例】

○：評価対象として抽出

—：評価対象から除外

×：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がある経年劣化事象として抽出

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（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）

Yes/No () 内の記号は耐震評価の分類を示す

図 1 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出フロー

表 2 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象一覧

機器・ 構造物	耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象													
	疲労割れ		中性子照射脆化	照射誘起型応力腐食割れ	熱時効	中性子照射による靱性低下	中性子およびγ線照射脆化	応力腐食割れ	気密性低下	伝送光量減少	摩耗	腐食		コンクリートの強度・遮蔽能力低下
	低サイクル疲労	高サイクル熱疲労										流れ加速型腐食	全面腐食	
ポンプ	◎	－	－	－	◎	－	－	－	－	－	－	－	－	－
熱交換器	◎	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	◎	－	－
ポンプモータ	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
容器	◎	－	◎、×*1	－	－	－	－	－	×	－	－	－	－	－
配管	◎	◎	－	－	◎	－	－	－	－	－	－	◎	－	－
弁	◎	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
炉内構造物	◎	－	－	×	－	◎	－	－	－	－	◎	－	－	－
ケーブル	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
電気設備	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
タービン設備	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	◎	－	－
コンクリート構 造物および鉄骨 構造物	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	×*2
計測制御設備	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
空調設備	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	◎	◎	－
機械設備	◎	－	－	－	－	－	◎	◎	－	－	◎	－	◎	－
電源設備	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	◎	－	－

* 1 : 関連温度の上昇が◎、上部棚吸収エネルギーの低下が×

* 2 : 運転開始後 60 年時点のコンクリートの予測中性子照射量が、強度低下がみられはじめるとされる ($1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$) を超える範囲のコンクリート強度を全く期待せず「原子炉容器支持構造物コンクリートの耐力（圧縮・引張）」「内部コンクリート（1 次遮蔽壁）の最大せん断ひずみ」を評価し、いずれも影響がないとの結果が得られている（補足説明資料（コンクリート構造物および鉄骨構造物）別紙 7 参照）。以上より「×」とした。

【凡例】

- ◎：「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」かつ「振動応答特性上または構造・強度上「軽微もしくは無視」できない事象」
- ×：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
- ：日常劣化管理事象のうち、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（図 1 のステップ 3 にて耐震安全性評価対象外とした事象を含む）

3.2 評価手法

3.2.1 主な適用規格

耐震安全性評価に用いた規格を以下に示す。

- ・日本機械学会「設計・建設規格 2005年版(2007年追補版を含む) JSME S NC1-2005(2007)」(以下、「設計・建設規格」という。)
- ・日本機械学会「維持規格 2008年版 JSME S NA1-2008」(以下、「維持規格」という。)
- ・日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 JEAG4613-1998」
- ・日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 JEAC4206-2007」(以下、「JEAC4206」という。)
- ・日本機械学会「加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NG1-2006」
- ・日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601-補-1984」(以下、「JEAG4601」という。)
- ・日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」(以下、「JEAG4601」という。)
- ・日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」(以下、「JEAG4601」という。)
- ・日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」(以下、「JEAC4601」という。)

なお、現行のJEAG4601以外の値を適用した耐震安全性評価を実施したケースについては、別紙2に記載する。

3.2.2 耐震安全性評価の評価手法

- (1) 低サイクル疲労（ポンプ、熱交換器、容器、配管、弁、炉内構造物、機械設備）
運転開始後60年時点までの推定過渡回数を考慮した疲労累積係数と基準地震動 S_s および弾性設計用地震動 S_d を考慮した疲労累積係数の合計値が許容値 1 以下となることを確認する。
- (2) 高サイクル熱疲労（配管）
想定亀裂に対し、地震時の当該部位における発生応力を算出し、亀裂安定限界応力を超えないことを確認する。
- (3) 中性子照射脆化（容器）
想定欠陥に対し、当該部位における地震時の応力拡大係数を算出し、運転開始後60年時点の中性子照射を受けた材料の破壊靱性値を下回ることを確認する。
- (4) 熱時効（ポンプ、配管）
想定亀裂に対し、当該部位における地震時の亀裂進展力を算出し、熱時効を考慮した材料の亀裂進展抵抗と交差し、その交点において、亀裂進展抵抗の傾きが亀裂進展力の傾きを上回っていることを確認する。
なお、技術評価「熱時効」にて地震荷重を含んだ評価を実施している。
- (5) 中性子照射による靱性低下（炉内構造物）
想定欠陥に対し、地震時の当該部位における応力拡大係数を算出し、中性子照射を受けた材料の破壊靱性値を下回ることを確認する。
なお、技術評価「中性子照射による靱性低下」にて地震荷重を含んだ評価を実施している。
- (6) 中性子および γ 線照射脆化（機械設備）
想定欠陥に対し、地震時の当該部位における応力拡大係数を算出し、運転開始後60年時点の中性子および γ 線照射を受けた材料の破壊靱性値を超えないことを確認する。
なお、技術評価「中性子および γ 線照射脆化」にて地震荷重を含んだ評価を実施している。

(7) 応力腐食割れ（機械設備）

想定亀裂に対して、地震時の当該部位における発生応力を算出し、亀裂安定限界応力を超えないことを確認する。

(8) 摩耗（炉内構造物、機械設備）

a. 炉内構造物

シングルチューブの取替基準に相当する摩耗を考慮して、当該部位における地震時の発生応力を算出し、許容応力を超えないことを確認する。

b. 機械設備

運転開始後60年時点での摩耗量の一様減肉を仮定、または制御棒被覆管肉厚までの摩耗を想定して、当該部位における地震時の発生応力を算出し、許容応力を超えないことを確認する。

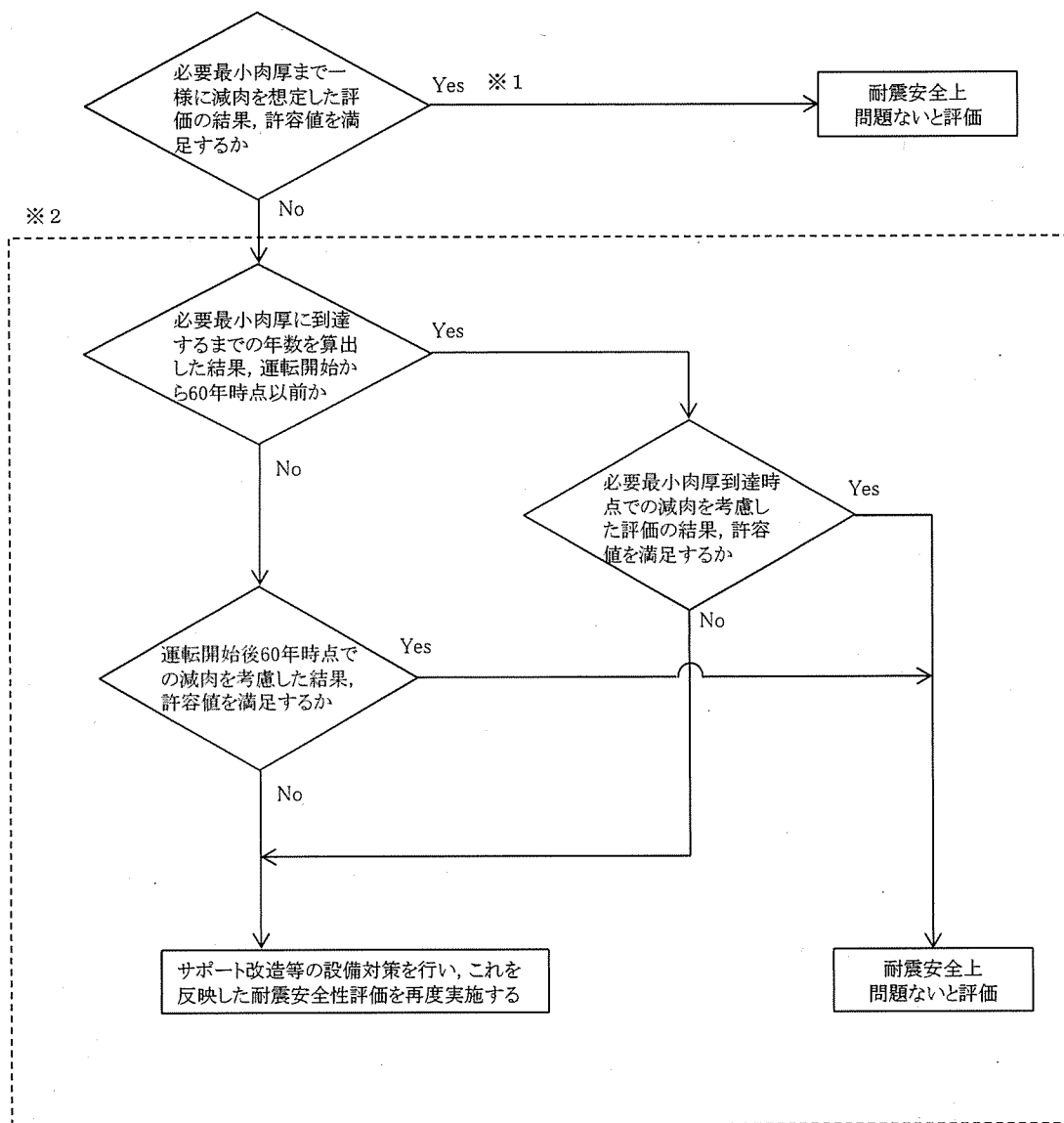
(9) 流れ加速型腐食（熱交換器、配管、タービン設備、空調設備、電源設備）

a. 熱交換器（伝熱管）、空調設備、電源設備

伝熱管の施栓基準まで一様減肉することを考慮して、地震時の発生応力を算出し、許容応力を超えないことを確認する。

b. 熱交換器（耐圧構成品等）、配管、タービン設備

必要最小肉厚までの一様減肉を考慮して地震時の発生応力を算出し、許容値を超えないことを確認する。流れ加速型腐食（配管）の耐震安全性評価フローを図2に示す。



- ※1 必要最小肉厚まで一様に減肉を想定した評価にて耐震安全上問題ないことが確認できない箇所については、サポート追設を実施して許容値を満足させた。
- ※2 今回の評価では、破線部のフローに基づく評価なし。

図2 流れ加速型腐食（配管）の耐震安全性評価フロー

(10) 全面腐食（空調設備、機械設備）

運転開始後60年時点での腐食量の一様減肉を仮定して、当該部位における地震時の発生応力を算出し、許容応力を超えないことを確認する。

(11) 動的機能維持

地震時に動的機能維持が要求される耐震安全性評価対象機器（弁、ポンプ、ファン等）について、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を整理し、振動応答特性上または構造・強度上「軽微もしくは無視」できない事象とできる事象に分類のうえ、「軽微もしくは無視」できない事象については、評価を実施し耐震安全性評価上問題のないことを確認する。

(12) 制御棒挿入性

制御棒クラスタ案内管（案内板）および被覆管に、保守的な摩耗を考慮して、地震時の制御棒挿入時間が規定値を下回っていることを確認する。

3.3 評価用地震力

耐震安全性評価に用いる評価用地震力は各機器の耐震重要度に応じて表3のとおり選定する。

表3 耐震重要度に応じた耐震安全性評価に用いる評価用地震力

耐震重要度	評価用地震力
Sクラス	基準地震動 S_s^{*1} により定まる地震力（以下、「 S_s 地震力」という。）
	弾性設計用地震動 S_d^{*2} により定まる地震力とSクラスの機器に適用される静的地震力の大きい方 ^{*3} （以下、「弾性設計用地震力」という。）
Bクラス	Bクラスの機器に適用される静的地震力 ^{*4}
Cクラス	Cクラスの機器に適用される静的地震力

*1：「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」に基づき策定した、応答スペクトルに基づく地震動評価結果による基準地震動（ S_s-1 ）、断層モデルを用いた手法による地震動評価結果による基準地震動（ $S_s-2-1 \sim S_s-2-8$ ）および震源を特定せず策定する基準地震動（ S_s-3-1 、 S_s-3-2 ）。

*2：弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトルは、基準地震動 S_s の応答スペクトルに対して係数0.53を乗じて設定している。なお、 S_d については、発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針における伊方3号炉の基準地震動 S_1 の応答スペクトルをおおむね下回らないよう配慮している。

*3： S_s 地震力および弾性設計用地震力による評価のうち、許容値が同じものについては厳しい方の数値で代表する。また、許容値が異なり S_s 地震力が弾性設計用地震力より大きく、 S_s 地震力による評価応力が弾性設計用地震力の許容応力を下回る場合は、弾性設計用地震力による評価を実施したものとみなす。

*4：共振のおそれがある施設については、弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力の1/2についても考慮する。

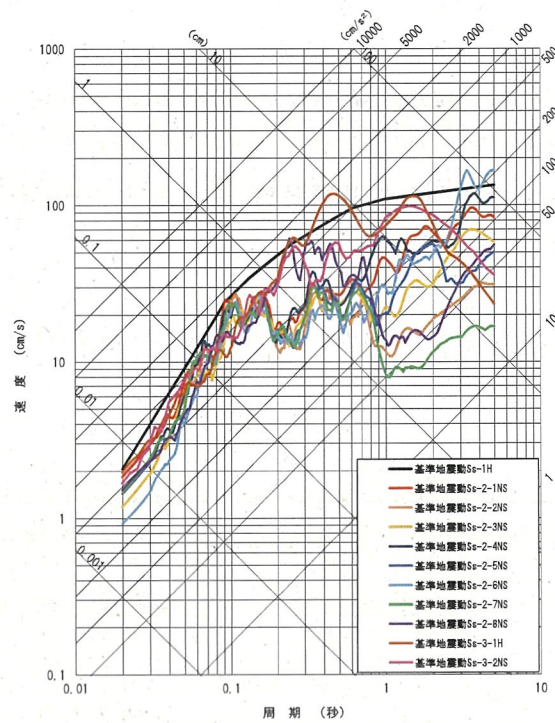
3.4 評価用地震動

伊方3号炉の高経年化技術評価における耐震安全性評価では、原子炉設置変更許可（平成27年7月）（以下、「設置変更許可」という。）にて設定されている基準地震動を用いて評価を実施する。

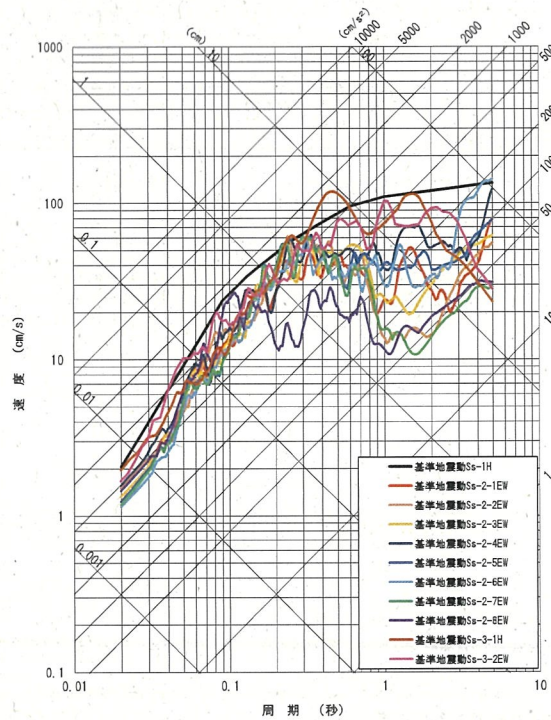
表4に基準地震動Ssの最大加速度振幅、図3に基準地震動Ssの応答スペクトル図を示す。

表4 基準地震動Ssの最大加速度振幅

基準地震動 Ss					最大加速度 振幅 (cm/s ²)	
震源を特定して策定する地震動	応答スペクトルに基づく手法による基準地震動 Ss	設計用模擬地震波		水平動	Ss-1H	650
				鉛直動	Ss-1V	377
	断層モデルを用いた手法による基準地震動 Ss	敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）	480km 連動・壇の手法・ △σ 20MPa・西破壊	水平動 NS 成分	Ss-2-1NS	579
				水平動 EW 成分	Ss-2-1EW	390
				鉛直動 UD 成分	Ss-2-1UD	210
			480km 連動・壇の手法・ △σ 20MPa・中央破壊	水平動 NS 成分	Ss-2-2NS	456
				水平動 EW 成分	Ss-2-2EW	478
				鉛直動 UD 成分	Ss-2-2UD	195
			480km 連動・壇の手法・ △σ 20MPa・第17スベリティ 西破壊	水平動 NS 成分	Ss-2-3NS	371
				水平動 EW 成分	Ss-2-3EW	418
				鉛直動 UD 成分	Ss-2-3UD	263
			480km 連動・F&M の手法・ △σ 1.5 倍・西破壊	水平動 NS 成分	Ss-2-4NS	452
				水平動 EW 成分	Ss-2-4EW	494
				鉛直動 UD 成分	Ss-2-4UD	280
			480km 連動・F&M の手法・ △σ 1.5 倍・中央破壊	水平動 NS 成分	Ss-2-5NS	452
				水平動 EW 成分	Ss-2-5EW	388
				鉛直動 UD 成分	Ss-2-5UD	199
			480km 連動・F&M の手法・ △σ 1.5 倍・東破壊	水平動 NS 成分	Ss-2-6NS	291
				水平動 EW 成分	Ss-2-6EW	360
				鉛直動 UD 成分	Ss-2-6UD	201
			54km・入倉・三宅の手法・ △σ 1.5 倍・中央破壊	水平動 NS 成分	Ss-2-7NS	458
				水平動 EW 成分	Ss-2-7EW	371
				鉛直動 UD 成分	Ss-2-7UD	178
			480km 連動・壇の手法・ △σ 20MPa・中央破壊・ 入れ替え	水平動 NS 成分	Ss-2-8NS	478
				水平動 EW 成分	Ss-2-8EW	456
				鉛直動 UD 成分	Ss-2-8UD	195
震源を特定せず 策定する地震動	2004 年北海道留萌支庁南部地震 を考慮した地震動		水平動	Ss-3-1H	620	
			鉛直動	Ss-3-1V	320	
	2000 年鳥取県西部地震 賀祥ダムの観測記録		水平動 NS 成分	Ss-3-2NS	528	
			水平動 EW 成分	Ss-3-2EW	531	
			鉛直動 UD 成分	Ss-3-2UD	485	

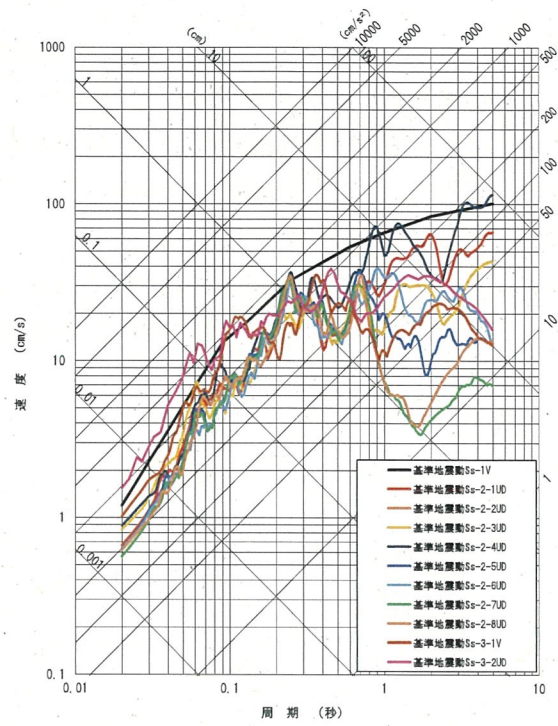


<水平方向(NS 方向)>



<水平方向(EW 方向)>

図3 (1/2) 基準地震動 S_s の応答スペクトル図 (水平方向)



<鉛直方向>

図3 (2/2) 基準地震動Ssの応答スペクトル図(鉛直方向)

3.5 代表の選定

耐震安全性評価においては「技術評価」における評価対象機器全てを対象として耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象を抽出し、経年劣化を考慮した耐震安全性評価を実施することにより、耐震安全性に問題ないことを確認している。

補足説明資料では、耐震安全性評価を実施する機器のうち、表5に示すとおり代表を選定し、詳細な評価内容について記載する。

なお、耐震安全性評価書において比率で示された評価結果（疲労累積係数を除く）について、各々の分子と分母の値を単位とともに記載した表を別紙3に示す。

表5 補足説明資料における代表の選定

評価項目	詳細評価内容を記載する 機器・部位	選定理由
低サイクル疲労	炉心支持構造物 (下部炉心支持柱)	基準地震動 S_s または弾性設計用地震動 S_d による疲労累積係数が最も大きい機器
	アンカーサポート取付部 (余熱除去系統配管)	発生応力と許容応力の比にて評価を実施した機器
高サイクル熱疲労	ステンレス鋼配管 (余熱除去系統配管)	高サイクル熱疲労を考慮した評価が必要となる機器
中性子照射脆化	原子炉容器胴部 (炉心領域部)	中性子照射脆化を考慮した評価が必要となる機器
熱時効	1次冷却材管	熱時効を考慮する必要がある機器のうち、機器に作用する応力が最大の機器
中性子照射による靱性低下	炉心槽	中性子照射による靱性低下を考慮した評価が必要となる機器
中性子および γ 線照射脆化	原子炉容器サポート (サポートブラケット(サポートリブ))	中性子および γ 線照射脆化を考慮した評価が必要となる機器
応力腐食割れ	廃液蒸発装置蒸発器胴板	応力腐食割れを考慮した評価の結果、発生応力と亀裂安定限界応力の比が最も大きい部位
摩耗	蒸気発生器サポート (支持脚(ヒンジ摺動部))	摩耗を考慮した耐震評価の結果、発生応力と許容応力の比が最も大きい機器
流れ加速型腐食	炭素鋼配管 (蒸気発生器ブローダウン系統配管)	耐震重要度が高く、配管の流れ加速型腐食による配管減肉を考慮した耐震評価の結果、発生応力と許容応力の比が最大である箇所
	原子炉補機冷却水冷却器 (伝熱管)	耐震重要度が高く、内部流体が海水であり、伝熱管の腐食(流れ加速型腐食)の耐震評価の結果、発生応力と許容応力の比が最も大きい機器
全面腐食	機器基礎ボルト (軽油タンク)	腐食(全面腐食)を考慮した評価の結果、発生応力と許容応力の比が最大である機器
動的機能維持	主蒸気安全弁	機器の応答加速度に影響を与える経年劣化事象である、配管の流れ加速型腐食による減肉を考慮した耐震評価対象範囲に設置される動的機能維持対象機器
制御棒挿入性	制御棒クラスター案内管(案内板)および被覆管	制御棒挿入性を考慮した評価が必要となる機器

4. 代表の耐震安全性評価

4.1 耐震安全性評価

4.1.1 低サイクル疲労

(1) 炉心支持構造物（下部炉心支持柱）

炉心支持構造物（下部炉心支持柱）について、運転開始後60年までの推定過渡回数を考慮して算出した疲労累積係数と、基準地震動 S_s または弾性設計用地震動 S_d を考慮した地震時の疲労累積係数の合計が許容値 1 以下となることから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表 6 に、算出過程を別紙 4 にそれぞれ示す。

表 6 炉心支持構造物（下部炉心支持柱）の低サイクル疲労に対する耐震安全性評価結果

対象機器	耐震重要度		運転実績回数*2 に基づく 疲労累積係数	地震動による 疲労累積係数 (基準地震動 S_s)	合計 (許容値 1 以下)
炉心支持構造物 (下部炉心支持柱)	S	S_s^{*1}	0.025	0.197	0.222

*1: S_s 地震力が S_d 地震力および S クラスの機器に適用される静的地震力より大きく、 S_s 地震動および S_d 地震動の評価用等価繰返し回数が同じであるため S_d 地震力および静的地震力による評価を省略した。

*2: 過渡実績を踏まえ、運転開始後60年までの運転過渡を想定した疲労累積係数

(2) アンカーサポート取付部（余熱除去系統配管）

アンカーサポート取付部（余熱除去系統配管）について、地震時の発生応力を評価した結果、地震時の発生応力は許容応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表 7 に、算出過程を別紙 5 にそれぞれ示す。

表 7 アンカーサポート取付部（余熱除去系統配管）の低サイクル疲労に対する耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度		許容応力 状態	応力種別	応力比	発生応力 (MPa)	許容応力*2 (MPa)
配管とパッド の溶接部	S	S_s^{*1}	IV_S	一次応力	0.30	34	115
				一次+二次応力	0.37	43	115
パッドとラグ の溶接部	S	S_s^{*1}	IV_S	一次応力	0.20	23	115
				一次+二次応力	0.28	28	99
ラグとプレート の溶接部	S	S_s^{*1}	IV_S	一次応力	0.18	21	120
				一次+二次応力	0.25	25	99

*1: S_s 地震力が S_d 地震力および S クラスの機器に適用される静的地震力より大きく、 S_s 地震力による評価応力が S_d 地震力および S クラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、 S_d 地震力および静的地震力による評価を省略した。

*2: 設計・建設規格付録材料図表Part5表 8 および表 9 より求まる値

4.1.2 高サイクル熱疲労

余熱除去系統配管のうち、余熱除去冷却器出口配管とバイパスラインの合流部（高低温水合流部）について、貫通亀裂を想定し地震時に発生する応力を算出した結果、亀裂安定限界応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表 8 に、算出過程を別紙 6 に示す。

表 8 余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れに対する耐震安全性評価結果

対象機器	耐震重要度		応力比	地震時 発生応力 (MPa)	亀裂安定 限界応力 (MPa)
余熱除去 系統配管	S	S _s	0.36	105	289

4.1.3 中性子照射脆化

原子炉容器胴部について、想定欠陥に P T S 事象時の荷重と S_s 地震時の荷重を考慮した応力拡大係数 K_I と、原子炉容器の劣化が進展すると仮定した場合の運転開始後 60 年時点における破壊靱性値 K_{Ic} 下限包絡曲線を評価した結果、K_{Ic} > K_I を満足することから、耐震安全性評価上問題ない。

算出過程を別紙 7 に示す。

4.1.4 熱時効

1 次冷却材管について、運転開始後 60 年時点での疲労進展を仮定した場合の亀裂長さを貫通亀裂と仮定し、評価用荷重条件としては通常運転状態で働く荷重に加え、S_s 地震発生時の荷重を考慮し配管の健全性を確認した。

具体的には、評価対象部位の熱時効後の亀裂進展抵抗 (J_{mat}) と構造系に作用する応力から算出される亀裂進展力 (J_{app}) を求めて比較を行った。

図 4 に 1 次冷却材管の亀裂安定性評価の例として、応力が最も大きいホットレグ直管の結果を示す。

結果は、運転期間 60 年での疲労亀裂を想定しても、J_{mat} と J_{app} の交点において、J_{mat} の傾きが J_{app} の傾きを上回っていることから、配管は不安定破壊することなく、耐震安全性評価上問題ない。

なお、算出過程は、「技術評価」2 相ステンレス鋼の熱時効の補足説明資料に記載のとおりである。

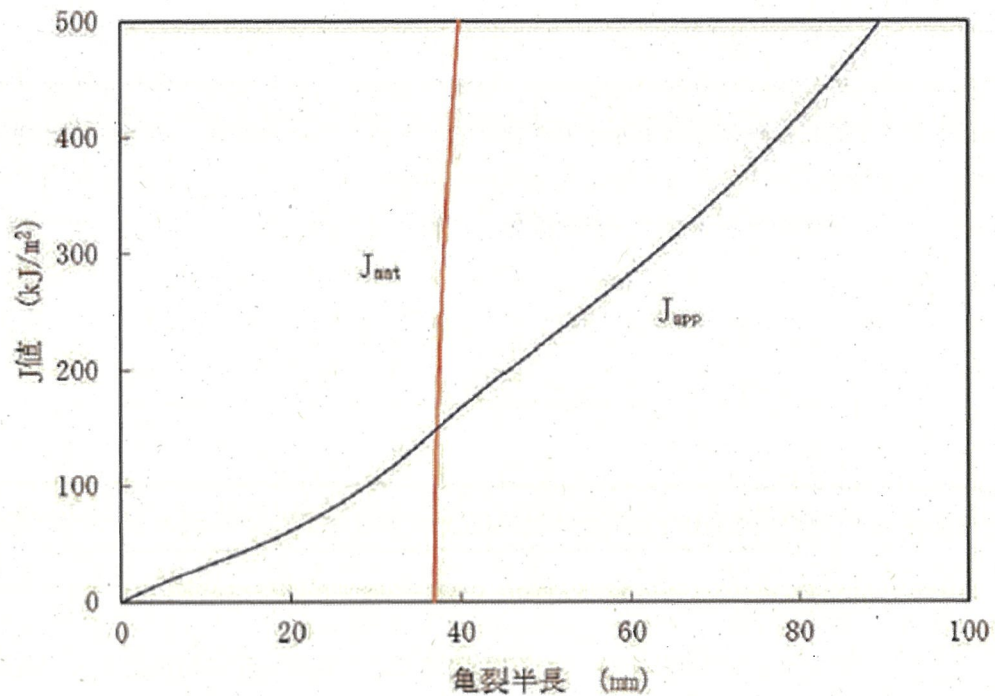


図4 1次冷却材管の亀裂安定性評価結果

4.1.5 中性子照射による靱性低下

炉心槽について、S s 地震発生時の想定欠陥における応力拡大係数 K 、破壊靱性値 K_{IC} を評価した結果、想定欠陥における応力拡大係数 $7.5\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ は、破壊靱性値 $51\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ を下回っており、不安定破壊は生じないことから、耐震安全性評価上問題ない。

算出過程を別紙8に示す。

4.1.6 中性子および γ 線照射脆化

原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））について、運転開始後60年時点におけるS s 地震発生時の想定欠陥における応力拡大係数 K_I 、破壊靱性値 K_{IR} を評価した結果、想定欠陥の応力拡大係数は、破壊靱性値を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表9に、算出過程を別紙9に示す。

表9 原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））の
中性子およびγ線照射脆化に対する耐震安全性評価結果

対象機器	耐震重要度		応力拡大係数 ／ 破壊靱性値	応力拡大 係数 (MPa√m)	破壊 靱性値 (MPa√m)
原子炉容器サポート (サポートブラケット (サポートリブ))	S	S s *1	0.19	6.5	34.1

*1：S s 地震力がS d 地震力および静的地震力より大きく、S s 地震力による評価応力が許容
応力（破壊靱性値）を下回るため、S d 地震力および静的地震力による評価を省略した。

4.1.7 応力腐食割れ

廃液蒸発装置の蒸発器胴板について、貫通亀裂を想定し地震時に発生する応
力と亀裂安定限界応力を評価した結果、地震時に発生する応力が亀裂安定限界
応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表10に、算出過程を別紙10に示す。

表10 廃液蒸発装置 蒸発器胴板の応力腐食割れに対する耐震安全性評価結果

評価対象	耐震 重要度	応力比	地震時 発生応力 (MPa)	亀裂安定 限界応力 (MPa)
廃液蒸発装置 (蒸発器胴板)	B	0.68	48	71

4.1.8 摩耗

蒸気発生器サポート（支持脚（ヒンジ摺動部））について、運転開始後60年時
点での摩耗量の一様減肉を仮定し地震時の発生応力を評価した結果、地震時の発
生応力は許容応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表11に、算出過程を別紙11に示す。

表11 蒸気発生器サポート（支持脚（ヒンジ摺動部））の摩耗に対する
耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度		許容 応力 状態	応力種別	応力比	発生 応力 (MPa)	許容 応力*2 (MPa)
蒸気発生器サポート (支持脚（ヒンジ 摺動部）)	S	S s *1	IV _s S	一次応力	0.39	70	180
				一次+二次応力	0.84	356	426

*1：S s 地震力がS d 地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S s 地
震力による評価応力がS d 地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力の許容応力
を下回るため、S d 地震力および静的地震力による評価を省略した。

*2：設計・建設規格付録材料図表Part5表9より求まる値

4.1.9 流れ加速型腐食

(1) 炭素鋼配管（蒸気発生器ブローダウン系統配管）

炭素鋼配管（蒸気発生器ブローダウン系統配管）について、配管内面に必要最小肉厚の減肉を想定し地震時の発生応力を評価した結果、一次＋二次応力は許容応力を超えるためJEAG4601「原子力発電所耐震設計技術指針」に従い疲労評価を行った結果、疲労累積係数は1以下であること、および地震時の発生応力は許容応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表12に、算出過程を別紙12に示す。

表12(1/2) 炭素鋼配管（蒸気発生器ブローダウン系統配管）の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度		許容 応力 状態	応力種別	応力比	発生応力*1 (MPa)	許容応力*2 (MPa)
炭素鋼配管 (蒸気発生器ブロー ダウン系統配管)	S	S s *3	IV _s S	一次応力	0.32	101	315
				一次+二次応力	1.02*4	323	318

*1：系統内の評価対象ライン中で最大の発生応力を示す。

*2：設計・建設規格付録材料図表Part5表8および表9より求まる値

*3：S s地震力がS d地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S s地震力による評価応力がS d地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S d地震力および静的地震力による評価を省略した。

*4：一次＋二次応力が許容応力を超えるため、表12(2/2)のとおりJEAG4601に従い疲労評価を行った。

表12(2/2) 炭素鋼配管（蒸気発生器ブローダウン系統配管）の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度		疲労累積係数 (許容値1以下)
			地震時
炭素鋼配管 (蒸気発生器ブローダウン系統配管)	S	S s *1	0.596

*1：S s地震力がS d地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S s地震動およびS d地震動の評価用等価繰り返し回数が同じであるためS d地震力および静的地震力による評価を省略した。

(2) 原子炉補機冷却水冷却器（伝熱管）

原子炉補機冷却水冷却器（伝熱管）について、伝熱管内面に施栓基準肉厚までの減肉を想定し地震時の発生応力を評価した結果、地震時の発生応力は許容応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表13に、算出過程を別紙13にそれぞれ示す。

表13 原子炉補機冷却水冷却器（伝熱管）の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度		許容 応力 状態	応力 種別	応力比	発生応力 (MPa)	許容応力*2 (MPa)
					邪魔板 ～ 邪魔板	邪魔板 ～ 邪魔板	
原子炉補機冷却 水冷却器 (伝熱管)	S	S s *1	IV _A S	一次応力	0.45		

*1：S s地震力がS d地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S s地震力による評価応力がS d地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S d地震力および静的地震力による評価を省略した。

*2：

4.1.10 全面腐食

機器基礎ボルト（軽油タンク）について、運転開始後60年時点での減肉を想定し地震時の発生応力を評価した結果、地震時の発生応力は許容応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表14に、算出過程を別紙14にそれぞれ示す。

表14 機器基礎ボルト（軽油タンク）の腐食（全面腐食）に対する耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度	許容 応力 状態	応力種別	応力比	発生 応力 (MPa)	許容 応力*2 (MPa)
軽油タンク	—*1	IV _A S	引張	0.54	245	451
			せん断	0.28	96	346

*1：常設重大事故等対処設備のうち、常設耐震重要重大事故防止設備および常設重大事故緩和設備であることから、S s地震力による評価結果を記載した。

*2：設計・建設規格付録材料図表 Part5 表 8 および表 9 より求める値

4.1.11 動的機能維持に係る耐震安全性評価

主蒸気安全弁について、接続する配管の流れ加速型腐食による振動応答特性への影響を考慮し、JEAG4601に基づきスペクトルモーダル解析から算出される弁駆動部の応答加速度、または設置床の最大応答加速度を1.2倍した値（1.2ZPA）のいずれか大きい方を動的機能維持評価に用いる加速度値として評価した結果、地震時の応答加速度が機能確認済加速度以下であることから、弁の動的機能が維持される。

また、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象に対する耐震安全性評価の実施により、機器等における動的機能維持に必要となる部位での経年劣化事象は、機器の振動応答特性への影響が「軽微もしくは無視」できる事象であることを確認した。

主蒸気安全弁の動的機能維持評価結果である機能確認済加速度との比較結果を表15に、接続する配管に流れ加速型腐食に伴う減肉により応答加速度に影響を及ぼす可能性のある動的機能維持が要求される弁の評価結果および弁以外の動的機能維持対象機器の詳細な検討結果を別紙15に示す。

表 15 主蒸気安全弁の流れ加速型腐食に対する動的機能維持評価結果

地震力		解析において考慮する振動数 (Hz)	主蒸気安全弁	
			応答加速度 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	機能確認済加速度 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)
S s	水平	50	4.2 ^{*1, 2}	13.0
	鉛直		2.9 ^{*1, 2}	3.0

*1：主蒸気安全弁の最大値（3V-MS-524B の評価値）を示す。

*2：スペクトルモーダル解析における振動数確認範囲を 50Hz まで拡大した地震応答解析により得られた値

4.1.12 制御棒挿入性に係る耐震安全性評価

制御棒挿入性に影響を与える可能性のある経年劣化事象として、制御棒クラスタ案内管（案内板）の摩耗と制御棒被覆管の摩耗を想定し地震時の制御棒挿入評価を行った結果、挿入時間は規定値を下回っており耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表16に、算出過程を別紙16にそれぞれ示す。

表 16 制御棒クラスタ案内管（案内板）の摩耗に対する
制御棒挿入性に係る耐震安全性評価結果

耐震 重要度	評価 地震力	経年劣化を想定した地震時 の挿入時間	規定値
S	S s	2.15 秒	2.2 秒

4.1.13 照射誘起型応力腐食割れ

バッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れについては、「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」と分類し、耐震安全性評価は不要と判断している。

4.1.14 浸水防護施設の耐震安全性評価

浸水防護施設については、耐震安全上考慮すべき経年劣化事象として抽出されたものはないことが確認されている。

浸水防護施設の耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出過程を別紙17に示す。

4.2 現状保全

耐震安全性評価対象機器の現状保全については、「技術評価」のとおりである。

4.3 総合評価

「技術評価」の評価対象機器の耐震安全性評価については、経年劣化事象を考慮した場合においても、審査ガイド等記載事項を満足し、耐震安全性に問題のないことを確認した。

また、耐震安全性評価対象機器の現状保全については、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化状況を考慮した耐震評価を行い、耐震安全性に問題ないことを確認しており、各設備の現状保全は適切であることから、現状保全に追加すべき新たな保全策は抽出されなかった。

5. まとめ

5.1 審査ガイド適合性

「2. 基本方針」で示す審査ガイド等記載事項に対して、高経年化に関する耐震安全性評価を適切に実施していることを確認した。耐震安全性評価についての審査ガイド等記載事項との対比および評価結果の分類を表 17 および表 18 に示す。

表17 (1/2) 耐震安全性評価についての審査ガイド等記載事項との対比

ガイド	記載事項	耐震安全性評価結果
実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド	3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点 (1) 高経年化技術評価の審査 ⑥動的機器（部位）の抽出 動的機器（部位）を評価対象外としている場合、発電用原子炉設置者の施設管理活動において、材料等の経年劣化の影響から生じる性能低下の状況が的確に把握され、高経年化技術評価の開始時期以降もこれらが適切に行われることを保証しているかを、施設管理要領等の文書及び施設管理実績等により審査する。	3.1.1、3.1.2に示すとおり、耐震安全性評価を実施する機器として、動的機器（部位）を含めて評価対象としている。
	⑩-1 耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象の抽出 経年劣化の進展評価結果に基づき、耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象を抽出していることを審査する。	3.1.1、3.1.2に示すとおり、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出フローにより、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象を抽出している。
	⑪-1 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出 耐震安全上着目すべき経年劣化事象を抽出していることを審査する。	
	⑫-1 耐震安全性の評価 実施ガイド3.1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、経年劣化事象の発生又は進展に伴う機器・構造物の耐震安全性を評価しているかを審査する。	4.1.1～4.1.14に示すとおり、運転開始後60年時点までの経年劣化を考慮した状態における耐震安全性評価を実施している。
	⑬-1 耐震安全上の現状保全の評価 耐震安全性に対する現状の保全策の妥当性を評価しているかを審査する。	4.2、4.3に示すとおり、耐震安全性評価を実施してガイドを満足していることから、耐震安全性に対する現状の保全策は妥当であると評価している。
	⑭-1 耐震安全上の追加保全策の策定 想定した経年劣化事象に対し、耐震安全性が確保されない場合に、現状保全に追加する必要がある新たな保全策を適切に策定しているかを審査する。	4.3に示すとおり、耐震安全評価を実施してガイドを満足していることから、現状保全に追加すべき新たな保全策はないと評価している。
	(2) 長期施設管理方針の審査 ①長期施設管理方針の策定 すべての追加保全策について長期施設管理方針として策定されているかを審査する。	4.3に示すとおり、追加保全策については抽出されていないため、長期施設管理方針は高経年化対策の視点から充実すべき施設管理の項目はないと評価している。

表17（2/2） 耐震安全性評価についての審査ガイド等記載事項との対比

ガイド	記載事項	耐震安全性評価結果
実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド	3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し ⑥耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価を行い、必要に応じ追加保全策を抽出すること。	4.1～4.3に示すとおり、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価を行い、ガイドを満足して耐震安全上問題のないことを確認している。また、現状の保全策についても妥当であることを確認しており、追加保全策はないと評価している。
	実用炉規則第82条第1項から第3項までの規定による高経年化技術評価に係る耐震安全性評価は、規制基準（当該評価を行う時点後の直近の運転開始以後30年、40年又は50年を経過する日において適用されているものに限る。）の要求を満たすことが確認された確定した基準地震動及び弾性設計用地震動を用いた評価を行うこと。当該高経年化技術評価後に、当該評価に用いた基準地震動及び弾性設計用地震動が見直された場合には、高経年化技術評価を速やかに見直すこと。 ⑥を行うに当たっては、PLM基準2008版の6.3.4耐震安全性評価を用いることができる。	3.4に示すとおり、設置変更許可および設計および工事計画認可にて規制基準の要求を満足する基準地震動および弾性設計用地震動を用いて評価を実施している。
	3.2 長期施設管理方針の策定及び変更 長期施設管理方針の策定及び変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。 ①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、保守管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期施設管理方針を策定すること。 なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたものの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期施設管理方針を策定すること。	4.3に示すとおり、追加保全策については抽出されないため、長期施設管理方針は高経年化対策の視点から充実すべき施設管理の項目はないと評価している。

表18 耐震安全性評価についての審査ガイド等記載事項と評価結果の分類

機器・ 構造物	耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象											動的機能維持評価	制御棒挿入性評価
	疲労割れ		中性子照射脆化	照射誘起型応力腐食割れ	熱時効	中性子照射による靱性低下	中性子およびγ線照射脆化	応力腐食割れ	摩耗	腐食			
	低サイクル疲労	高サイクル熱疲労								流れ加速型腐食	全面腐食		
ポンプ	A2	－	－	－	B2-②	－	－	－	－	－	－	C1	－
熱交換器	A2	－	－	－	－	－	－	－	－	A1	－	－	－
ポンプモータ	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	C1	－
容器	A2	－	B3-①	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
配管	A1*1、A2	B1-③	－	－	B2-②	－	－	－	－	A1、A2	－	－	－
弁	A2	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	C1、C2	－
炉内構造物	A2	－	－	－	－	B3-①	－	－	A1	－	－	C2	D
ケーブル	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
電気設備	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	C1	－
タービン設備	－	－	－	－	－	－	－	－	－	A1	－	C1	－
コンクリート 構造物および 鉄骨構造物	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
計測制御設備	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	C1	－
空調設備	－	－	－	－	－	－	－	－	－	A1	A1	C1	－
機械設備	A2	－	－	－	－	－	B3-①	B1-③	A1	－	A1	C1、C2	D
電源設備	－	－	－	－	－	－	－	－	－	A1	－	C1	－

*1：配管サポート

凡例

○経年劣化事象を考慮した評価対象機器について地震時に発生する応力および疲労累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ることを確認した事象。

[分類]

A1：応力評価により耐震設計上の許容限界を下回る評価を行った事象

A2：疲労累積係数評価により耐震設計上の許容限界を下回る評価を行った事象

○経年劣化事象を考慮した評価対象機器について地震時に発生する応力、亀裂進展力および応力拡大係数を評価した結果、想定亀裂（欠陥）に対する破壊力学評価上の許容限界を下回ることを確認した事象。

B1：応力評価により破壊力学評価上の許容限界を下回る評価を行った事象

B2：亀裂進展力評価により破壊力学評価上の許容限界を下回る評価を行った事象

B3：応力拡大係数評価により破壊力学評価上の許容限界を下回る評価を行った事象

[破壊力学評価手法の分類]

①：線形破壊力学評価法

②：弾塑性破壊力学に基づく評価

③：極限荷重評価法

○経年劣化事象を考慮した、地震時に動的機能が要求される評価対象機器の地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であることを確認した機器。

[分類]

C1：動的機能維持に必要となる部位での経年劣化事象が、機器の振動応答特性への影響が「軽微もしくは無視」できる事象であることを確認し、経年劣化事象を考慮しても、機器における地震時の応答加速度は各機器の機能確認済加速度を上回るものではないと考えられ、地震時の動的機能についても維持されると判断した機器

C2：動的機能維持に必要となる部位での経年劣化事象が、機器の振動応答特性に影響を及ぼす可能性があるが、耐震安全性評価の実施により、振動応答特性に影響を与えない経年劣化事象ではないことを確認している機器

○経年劣化事象を考慮した、地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、機能確認済相対変位以下であるかまたは、同様に制御棒挿入時間を評価した結果、安全評価上の規定時間以下であること。

[分類]

D：制御棒挿入性を評価し、安全評価上の規定時間以下であることを確認した機器

5.2 長期施設管理方針として策定する事項

耐震安全上考慮する必要がある経年劣化状況を考慮した耐震評価を行い、耐震安全性に問題ないことを確認しており、各設備の現状保全は適切であることから、現状保全に追加する必要がある新たな保全策はないと評価している。

タイトル	建設後の耐震補強の実績について									
説明	高経年技術評価に係る建設後の耐震補強の実績について以下に示す。 1. 耐震設計審査指針改訂後の耐震バックチェックに関連して実施した耐震性向上工事（以下、「耐震 BC 耐震性向上工事」という。）について表 1-1 に示す。 表 1-1 耐震 BC 耐震性向上工事の概要 <table><tr><th>種別</th><th>内容</th><th>実施時期</th></tr><tr><td>機器</td><td>蓄電池（非常用） （蓄電池用架台の補強）</td><td>・ 第 11 回定検 （2008 年度）</td></tr><tr><td>配管類</td><td>配管支持構造物の耐震性向上工事 （一次冷却材系統、安全注入系統、 化学体積制御系統、余熱除去系統、 主蒸気系統、主給水系統、補助給水 系統）</td><td>・ 第 11 回定検 （2008 年度）</td></tr></table> 第 11 回定検における耐震性向上工事について概要を添付－1 に示す。 2. 新規制基準適合申請に関連した耐震性向上工事について、添付－2 に示す。 3. 経年劣化事象の評価に関連した耐震性向上工事について、添付－3 に示す。 以 上	種別	内容	実施時期	機器	蓄電池（非常用） （蓄電池用架台の補強）	・ 第 11 回定検 （2008 年度）	配管類	配管支持構造物の耐震性向上工事 （一次冷却材系統、安全注入系統、 化学体積制御系統、余熱除去系統、 主蒸気系統、主給水系統、補助給水 系統）	・ 第 11 回定検 （2008 年度）
種別	内容	実施時期								
機器	蓄電池（非常用） （蓄電池用架台の補強）	・ 第 11 回定検 （2008 年度）								
配管類	配管支持構造物の耐震性向上工事 （一次冷却材系統、安全注入系統、 化学体積制御系統、余熱除去系統、 主蒸気系統、主給水系統、補助給水 系統）	・ 第 11 回定検 （2008 年度）								

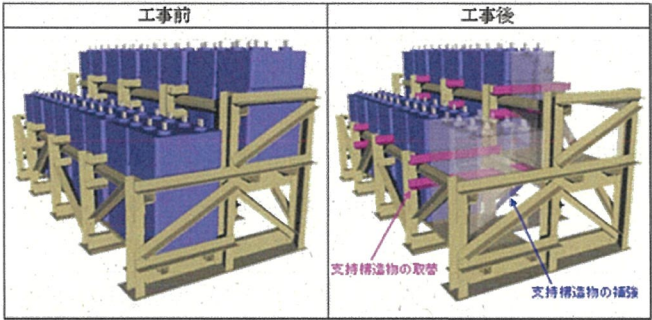
第 11 回定検 耐震性向上工事概要

【工事概要】

耐震安全性に関する信頼性を更に向上させる観点から、蓄電池（非常用）および配管の支持構造物 4 0 箇所耐震性向上工事を実施した。

○蓄電池（非常用）架台補強工事

蓄電池（非常用）について、蓄電池架台の支持構造物の取替および補強を行うことで、耐震性を向上させた。

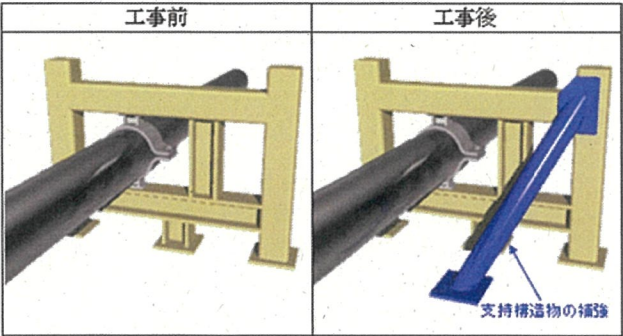


○配管支持構造物補強工事

以下に示す工事箇所について、配管支持構造物の補強を行うことで、耐震性を向上させた。

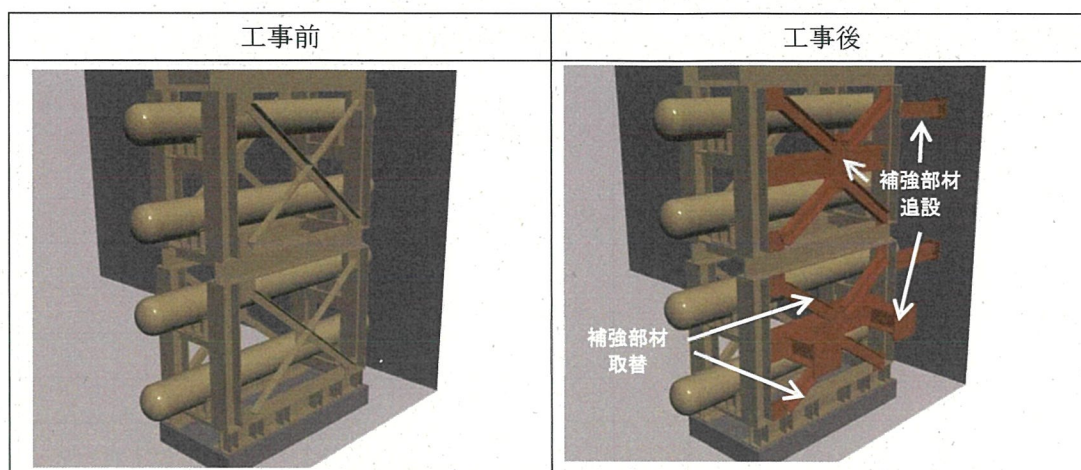
系統	工事箇所数
一次冷却材系統	1 箇所
安全注入系統	2 箇所
化学体積制御系統	1 箇所
余熱除去系統	1 2 箇所
主蒸気系統	3 箇所
主給水系統	1 箇所
補助給水系統	2 0 箇所

【工事例】

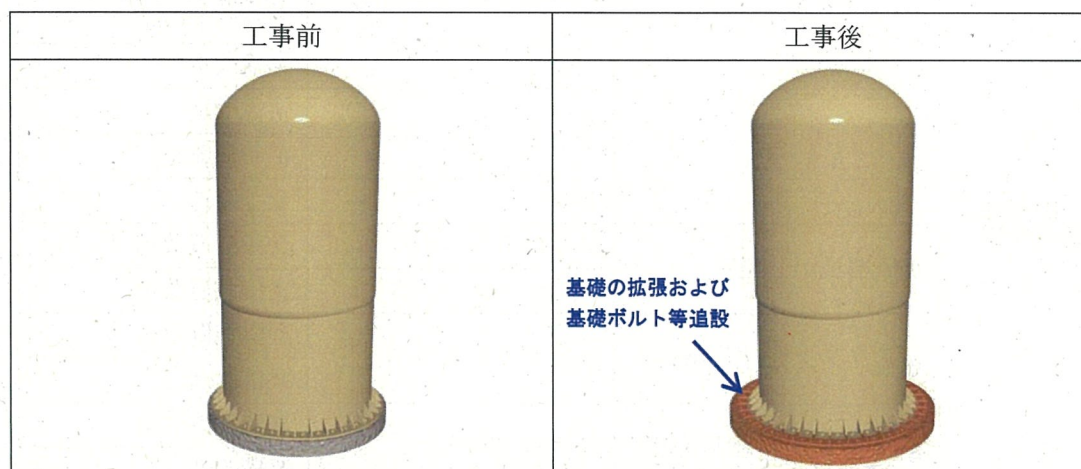


新規制基準適合申請に関連した耐震性向上工事概要（配管以外）

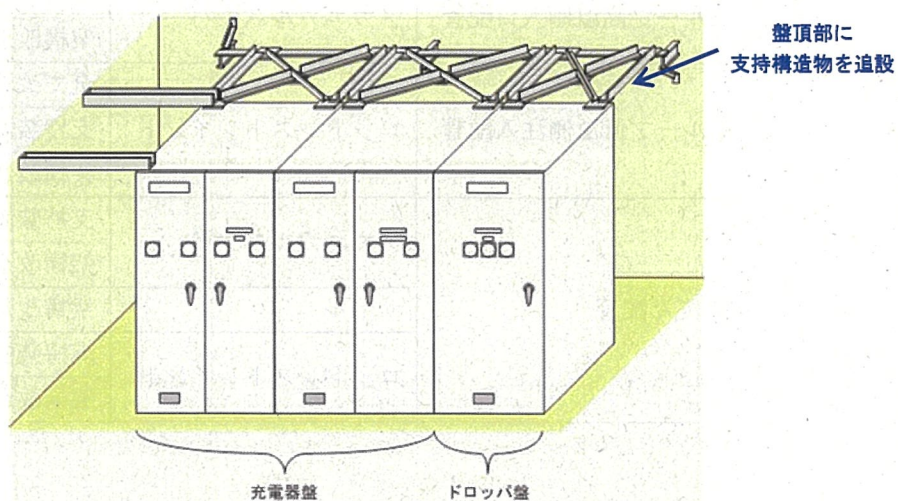
機器	工事概要
アニュラス排気 フィルタユニット	基礎ボルト 14 箇所追設 ・ 補強前 M16×18 本 (SS400) ・ 補強後 M16×32 本 (SS400)
再生熱交換器	再生熱交換器の取付架台に、補強部材の追設・取替を行った。
原子炉補機冷却水冷却器	基礎部材を追設した上で、支持脚（固定脚）を拡張し、基礎ボルトを 4 本追設した。 ・ 補強前 M48×8 本 (SS400) ・ 補強後 M48×8 本 (SS400) M48×4 本 (SNB7)
蓄圧タンク	基礎を拡張した上で、基礎ボルト等を追設した。
充電器盤・ドロップ盤	盤頂部に支持構造物を追設した。



再生熱交換器耐震性向上工事概要図



蓄圧タンク耐震性向上工事概要図



充電器盤・ドロップ盤耐震性向上工事概要図

新規制基準適合申請に関連した耐震性向上工事概要（配管）

機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容
一次冷却材 系統配管	加圧器サージ配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
			架構改造
			定着部改造
		スプリングハンガ	支持装置改造
	加圧器スプレイ配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
			架構改造
			定着部改造
		ロッドレストレイント	全て改造
			支持装置改造
			架構改造
			定着部改造
		スプリングハンガ	支持装置改造
			架構改造
		サドル	架構改造
			定着部改造
		ピン	全て改造
	加圧器逃がし配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
		スプリングハンガ	支持装置改造
	蓄圧タンク 3A 出口配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
			架構改造
	蓄圧タンク 3B 出口配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
			架構改造
	C ループ高温側入口配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
			架構改造
	C ループ低温側注入配管	ロッドレストレイント	全て改造
			支持装置改造
			架構改造
	充てん配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
			架構改造
		サドル	架構改造
		ロッドレストレイント	支持装置改造
			架構改造

機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容
主蒸気系統 配管	A ループ主蒸気配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
			架構改造
		ロッドレストレイント	全て改造
			支持装置改造
			架構改造
			支持装置改造
		サドル	架構改造
			定着部改造
		ピン	支持装置改造
			架構改造
	B ループ主蒸気配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
			架構改造
			定着部改造
		ロッドレストレイント	支持装置改造
			架構改造
		サドル	全て改造
			架構改造
		ピン	支持装置改造
			架構改造
		ガイド	支持装置改造
	C ループ主蒸気配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
			架構改造
		ロッドレストレイント	全て改造
			支持装置改造
			架構改造
		サドル	支持装置改造
			架構改造
			定着部改造
	3FWP1 駆動用蒸気配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
			架構改造
		ロッドレストレイント	支持装置改造
			架構改造
		サドル	支持装置改造
			架構改造
		ピン	支持装置改造
			架構改造
		ガイド	支持装置改造
		ビーム	架構改造

機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容
主給水系統配管	A ループ主給水配管	メカニカルスナバ	全て改造
			支持装置改造
			架構改造
		ロッドレストレイント	全て改造
			支持装置改造
		サドル	架構改造
			定着部改造
	B ループ主給水配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
			架構改造
		ロッドレストレイント	支持装置改造
			架構改造
	C ループ主給水配管	メカニカルスナバ	全て改造
			支持装置改造
			架構改造
		ロッドレストレイント	支持装置改造
			架構改造
		サドル	架構改造
			定着部改造
余熱除去系統配管	余熱除去ポンプ 3A 入口配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
			架構改造
		ロッドレストレイント	全て改造
			支持装置改造
			架構改造
		サドル	支持装置改造
			架構改造

機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容
余熱除去系 統配管	余熱除去冷却器 3A 出口 配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
			架構改造
		ロッドレストレイント	支持装置改造
			架構改造
		サドル	架構改造
		ピン	支持装置改造
			架構改造
		ラグ	架構改造
			定着部改造
	A ループ高温側注入配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
			架構改造
		オイルスナバ	架構改造
			架構改造
		ロッドレストレイント	支持装置改造
			架構改造
		サドル	架構改造
			定着部改造
		ピン	支持装置改造
		ラグ	架構改造
			定着部改造
	A ループ低温側注入配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
			架構改造
		ロッドレストレイント	支持装置改造
			架構改造
	余熱除去ポンプ 3B 入口 配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
			架構改造
		ロッドレストレイント	支持装置改造
			架構改造
		ピン	支持装置改造
		サドル	支持装置改造
			架構改造
		ラグ	架構改造
	余熱除去冷却器 3B 出口 配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
			架構改造
		ロッドレストレイント	支持装置改造
			架構改造
		ピン	支持装置改造
			架構改造

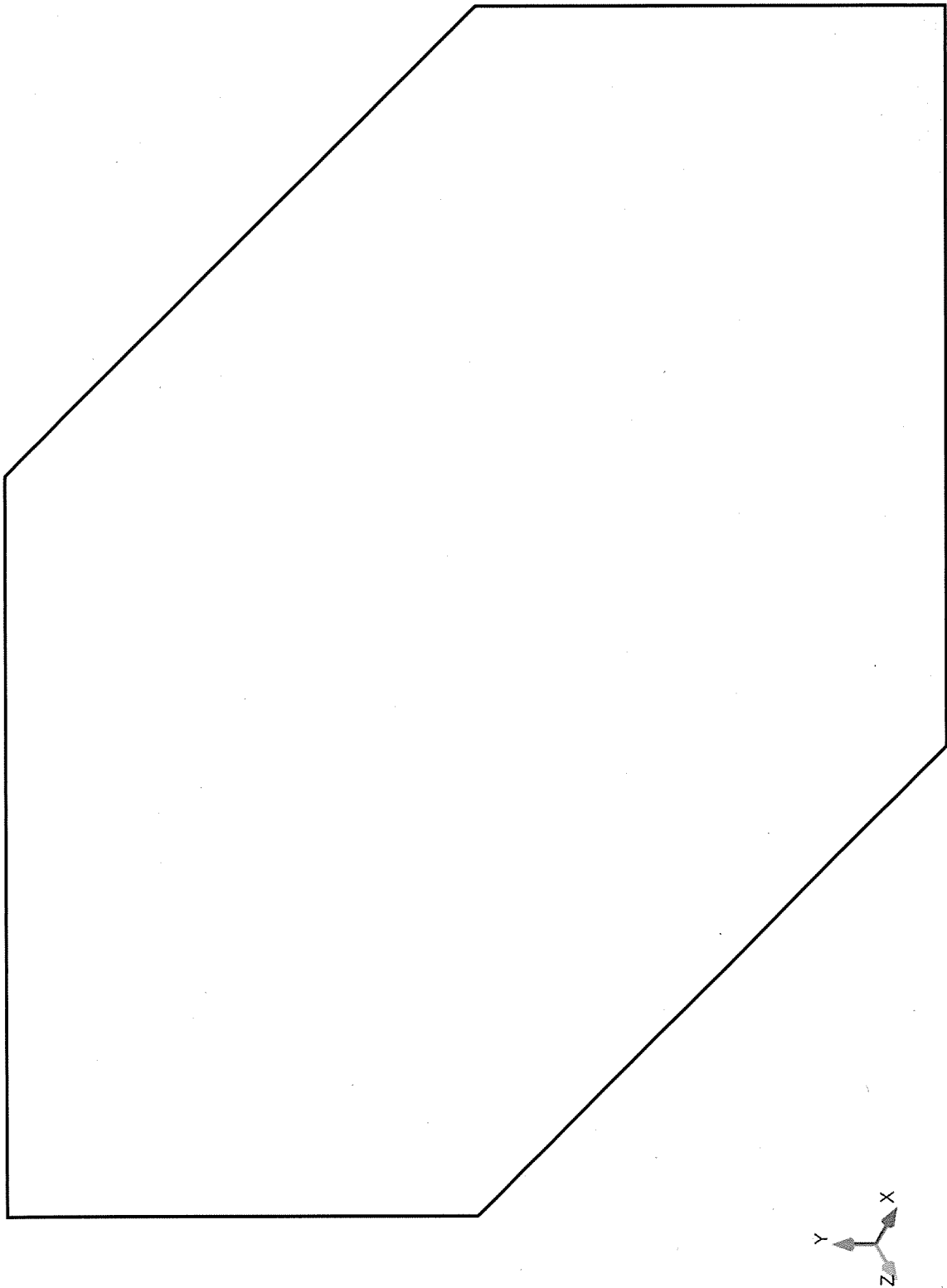
機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容
余熱除去系 系統配管	B ループ高温側戻り配管	メカニカルスナバ	全て改造
			支持装置改造
			架構改造
		ロッドレストレイント	全て改造
			支持装置改造
			架構改造
			定着部改造
		サドル	全て改造
			支持装置改造
			架構改造
	B ループ低温側注入配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
			架構改造
		ロッドレストレイント	全て改造
			支持装置改造
	C ループ高温側戻り配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
			架構改造
		ロッドレストレイント	支持装置改造
			架構改造
		サドル	支持装置改造
			架構改造
		ピン	支持装置改造
			架構改造
	C ループ低温側注入配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
			架構改造
		オイルスナバ	架構改造
		サドル	架構改造
		ロッドレストレイント	支持装置改造
			架構改造
		ピン	支持装置改造
			架構改造
		ラグ	支持装置改造
			架構改造
			定着部改造

機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容
安全注入系 統配管	蓄圧タンク 3A 出口配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
			架構改造
		ロッドレストレイント	支持装置改造
			架構改造
	蓄圧タンク 3B 出口配管	ピン	全て改造
		ガイド	支持装置改造
		メカニカルスナバ	全て改造
			支持装置改造
			架構改造
		ロッドレストレイント	全て改造
			支持装置改造
			架構改造
		サドル	架構改造
			定着部改造
	蓄圧タンク 3C 出口配管	メカニカルスナバ	全て改造
			支持装置改造
			架構改造
		ロッドレストレイント	支持装置改造
			架構改造
		サドル	架構改造
			定着部改造
		ピン	支持装置改造

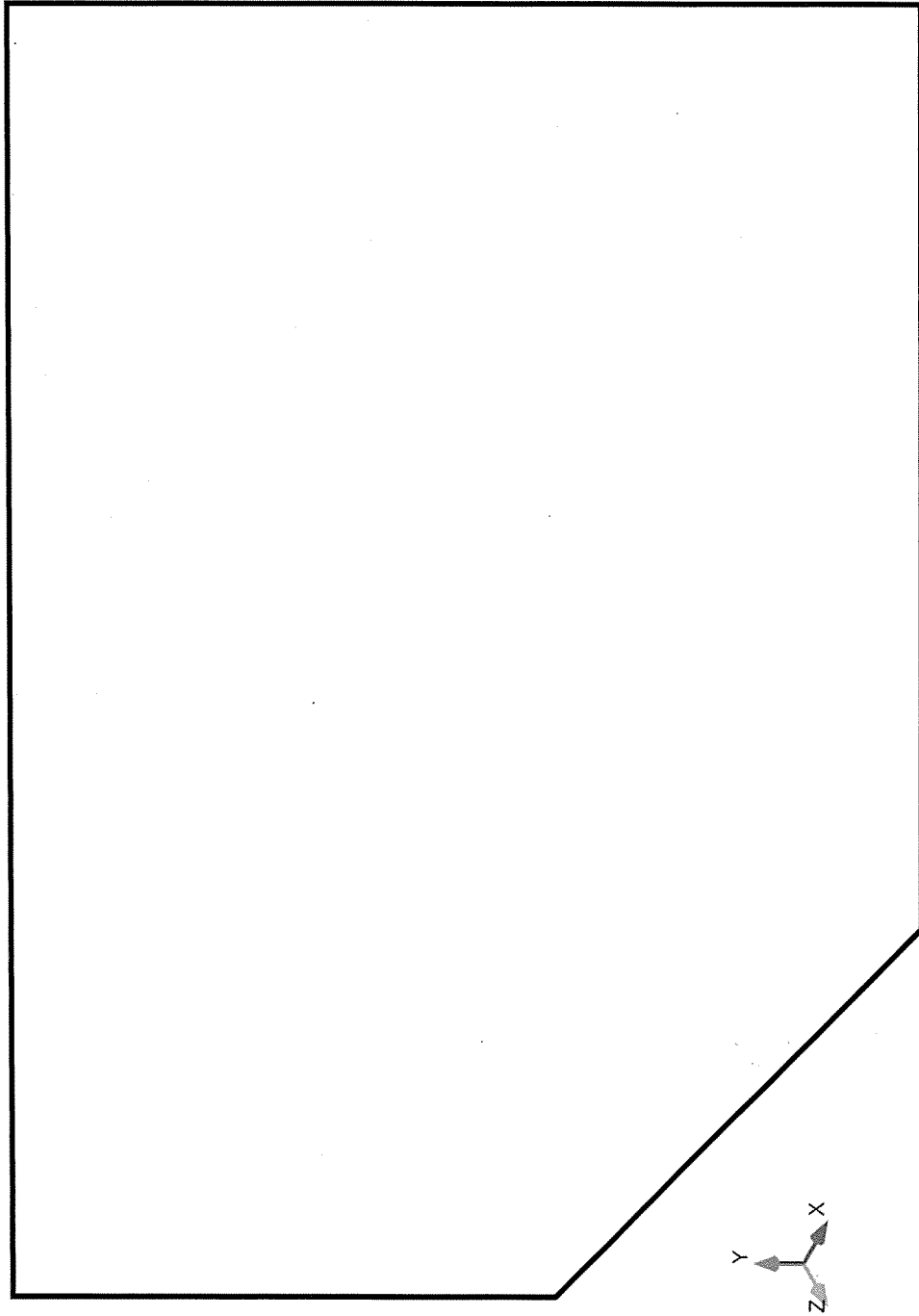
機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容
安全注入 系統配管	A ループ高温側入口配管	ロッドレストレイント	支持装置改造
			架構改造
	B ループ高温側入口配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
			架構改造
		ロッドレストレイント	全て改造
			支持装置改造
			架構改造
		サドル	支持装置改造
			架構改造
		ピン	支持装置改造
	C ループ高温側入口配管	メカニカルスナバ	支持装置改造
			架構改造
		ロッドレストレイント	支持装置改造
			架構改造
		ピン	支持装置改造
			架構改造
格納容器 スプレイ 系統配管	A スプレイリング注入配管	ロッドレストレイント	支持装置改造
			架構改造
		ビーム	架構改造
		ラグ	架構改造
	スプレイリング B 配管	ロッドレストレイント	支持装置改造
	スプレイリング C 配管	ロッドレストレイント	支持装置改造
			架構改造
	スプレイリング D 配管	ロッドレストレイント	支持装置改造
			ラグ
	B スプレイリング注入配管	ロッドレストレイント	支持装置改造
			架構改造
			ビーム

経年劣化事象（配管の流れ加速型腐食）の評価に関連する耐震性向上工事

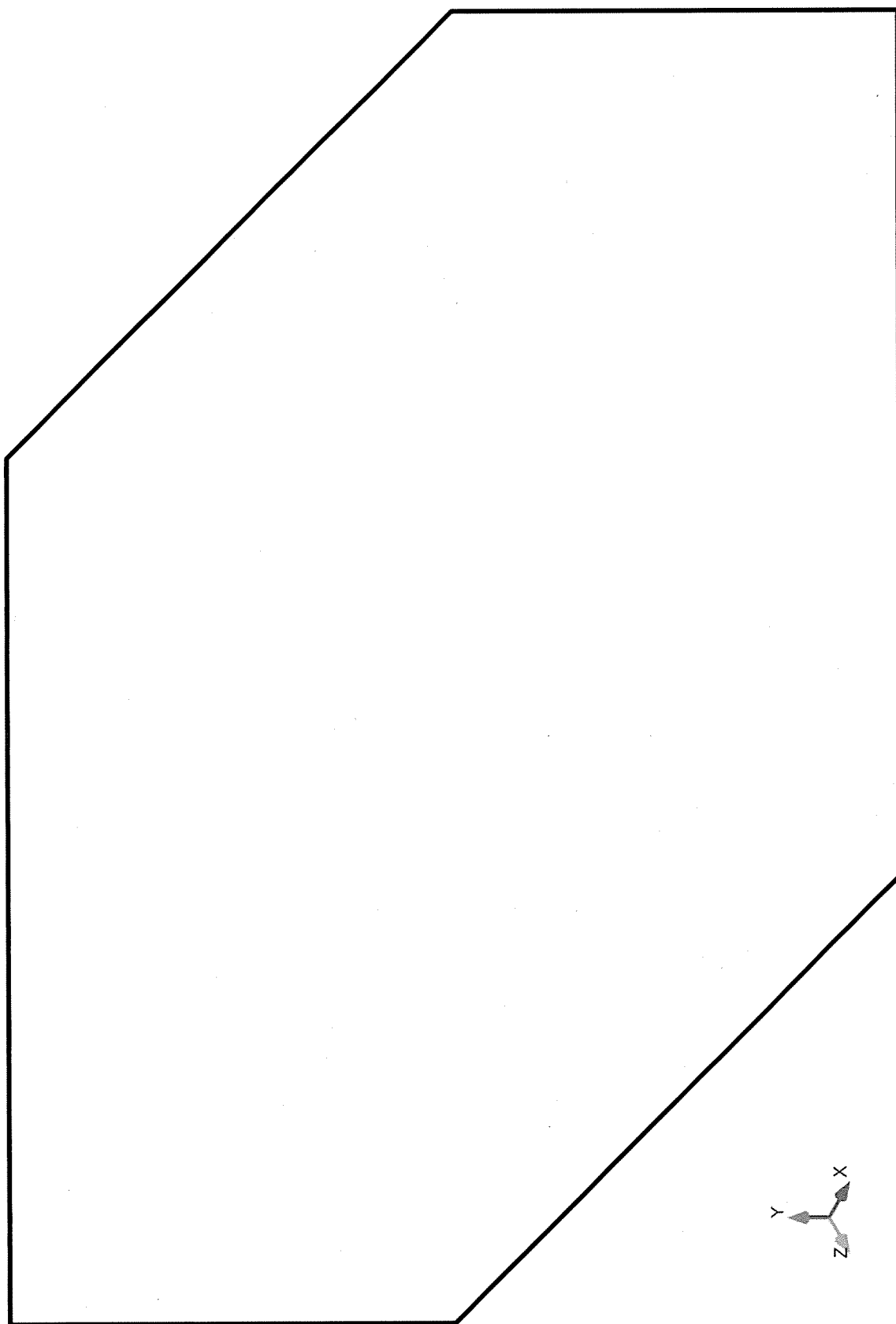
機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容
主蒸気系統	タービン動主給水ポンプ 低圧駆動蒸気管	スナバ	追設（ 2 台）
復水系統	第 4 低圧給水加熱器～ 脱気器	スナバ	追設（ 5 台）
		スプリングハンガ	追設（ 1 台）
ドレン系統	湿分分離器ドレン管 (A2)	スナバ	追設（ 1 台）
	湿分分離器ドレン管 (B2)	スナバ	追設（ 2 台）
タービングランド 蒸気系統	グランド蒸気管	スナバ	追設（ 8 台）
補助蒸気系統	補助蒸気母管	スナバ	追設（ 3 台）
蒸気発生器ブロー ダウン系統	SGBD フラッシュタンク 入口管 A 1	ロッドハンガ	追設（ 1 台）
		Uボルト	支持装置改造（ 1 台）
	SGBD フラッシュタンク 入口管 B 1	ロッドハンガ	追設（ 1 台）
		Uボルト	支持装置改造（ 1 台）
	SGBD フラッシュタンク 入口管 C 1	ロッドハンガ	追設（ 1 台）
		Uボルト	支持装置改造（ 1 台）
	SGBD 復水入口管	ロッドハンガ	追設（ 1 台）
		スナバ	追設（ 1 台）
	SGBD 復水回収管	Uボルト	追設（ 1 台）



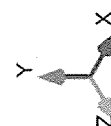
主蒸気系統（タービン動主給水ポンプ低圧駆動蒸気管）

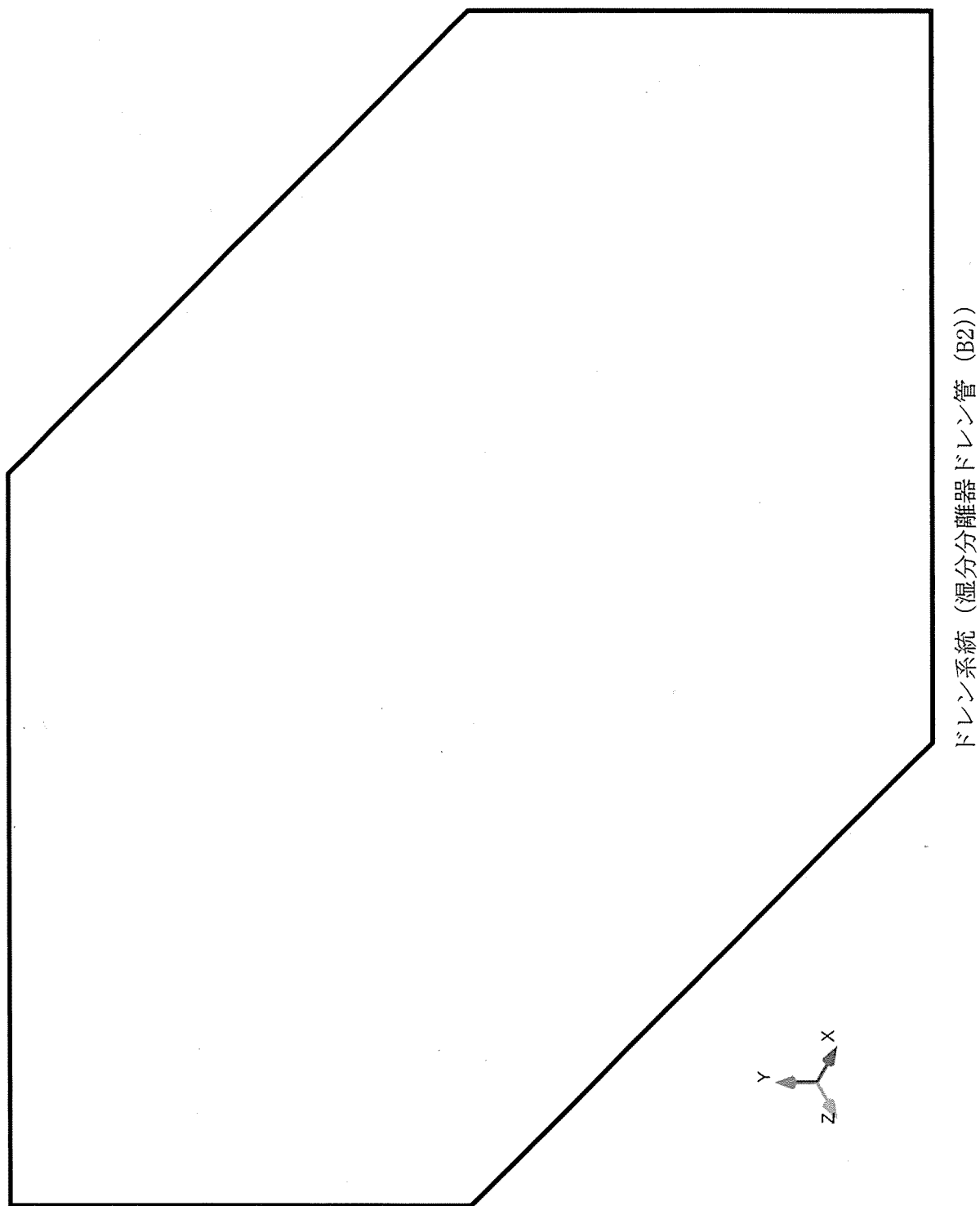


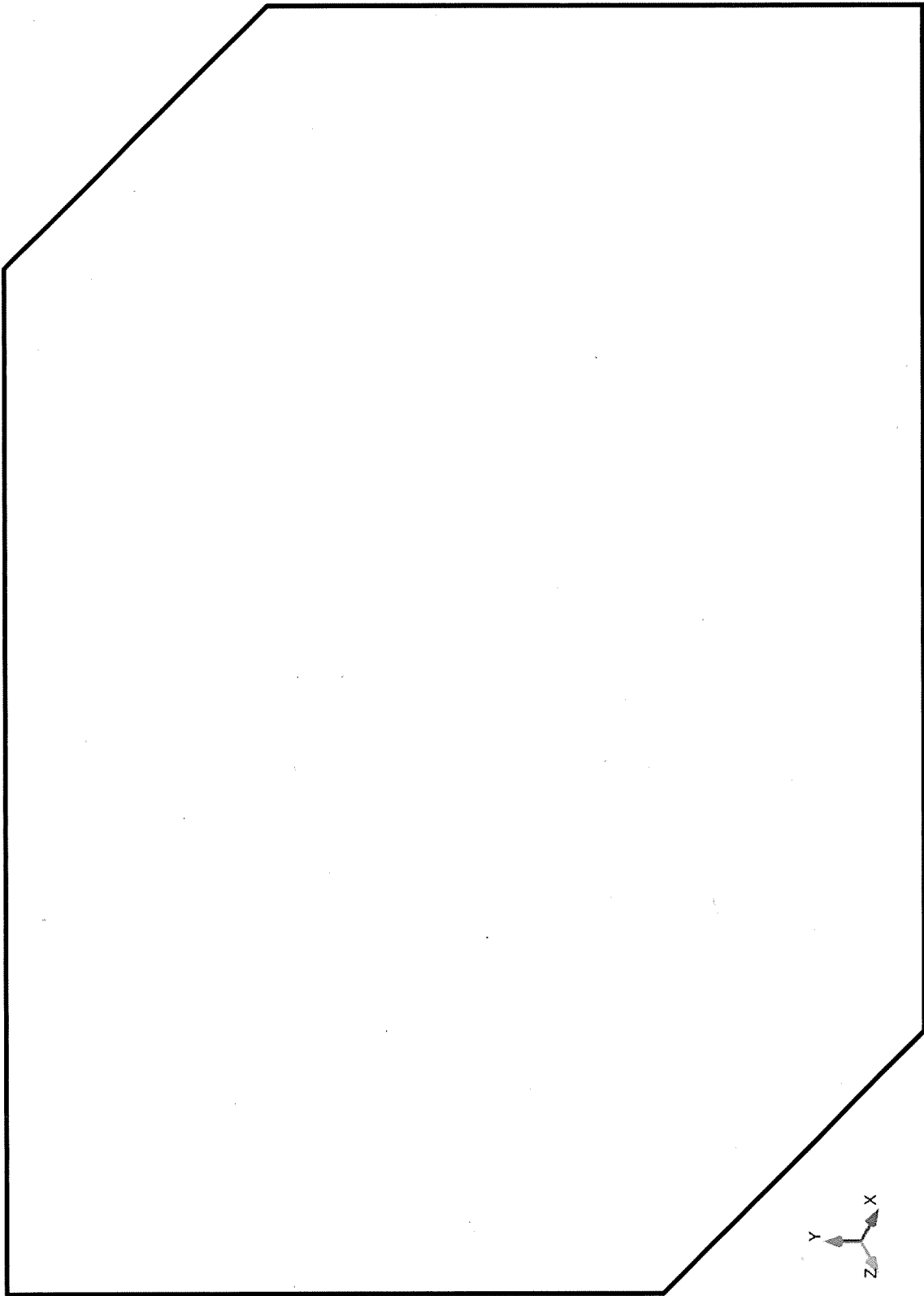
復水系統 (第4 低圧給水加熱器～脱気器)



ドレン系統 (湿分離器ドレン管 (A2))

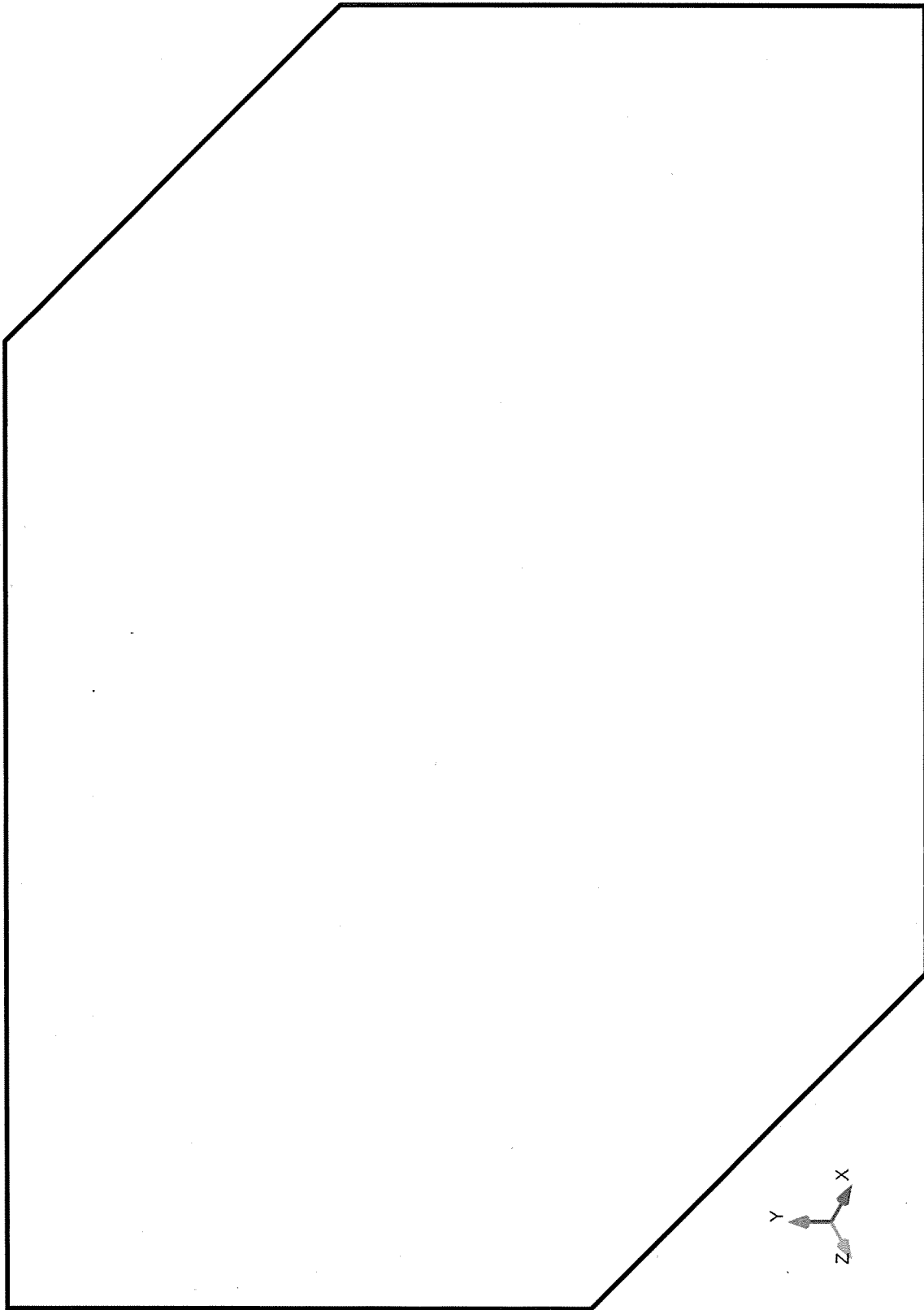




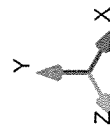


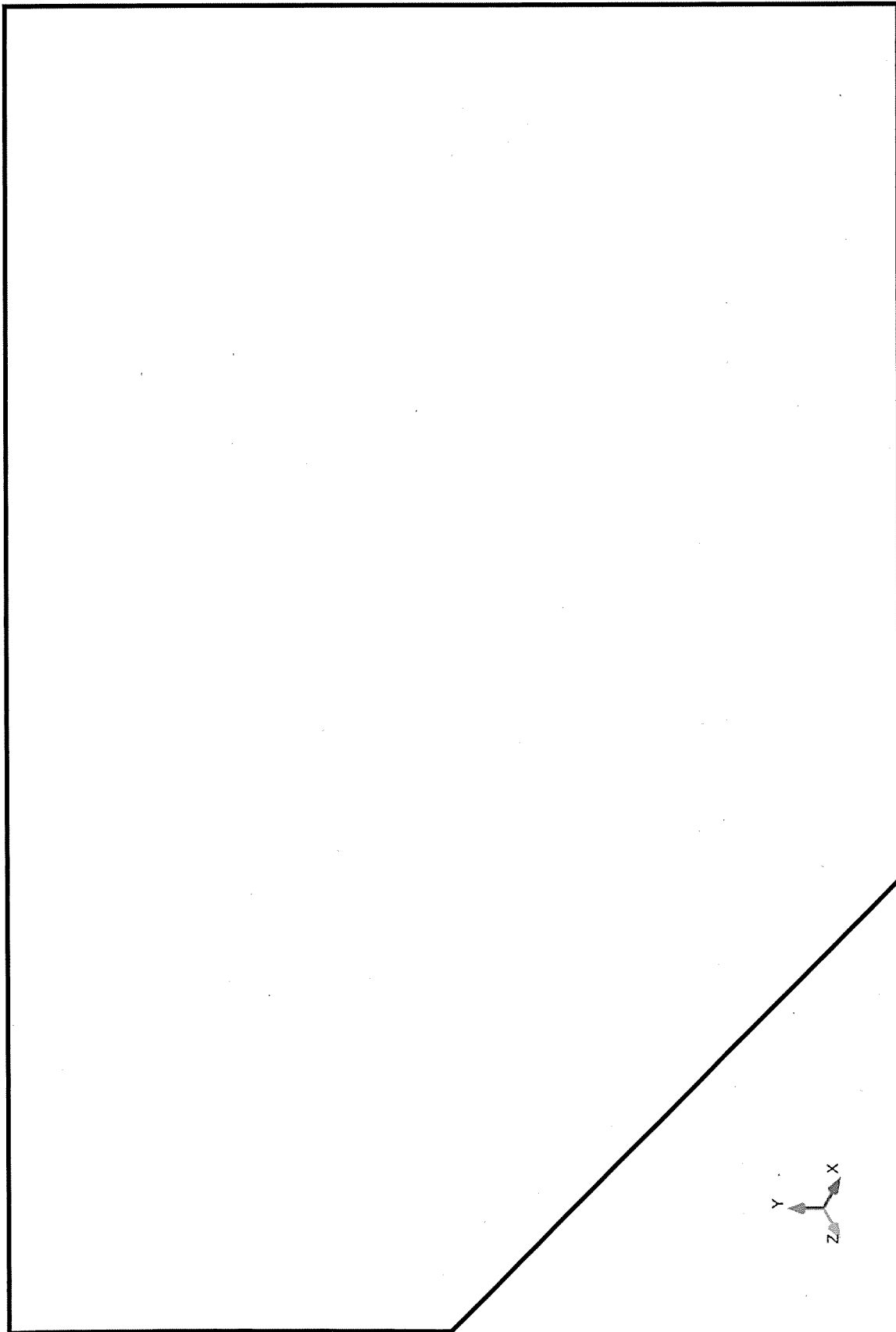
タービンダランド蒸気系統 (ダランド蒸気管)



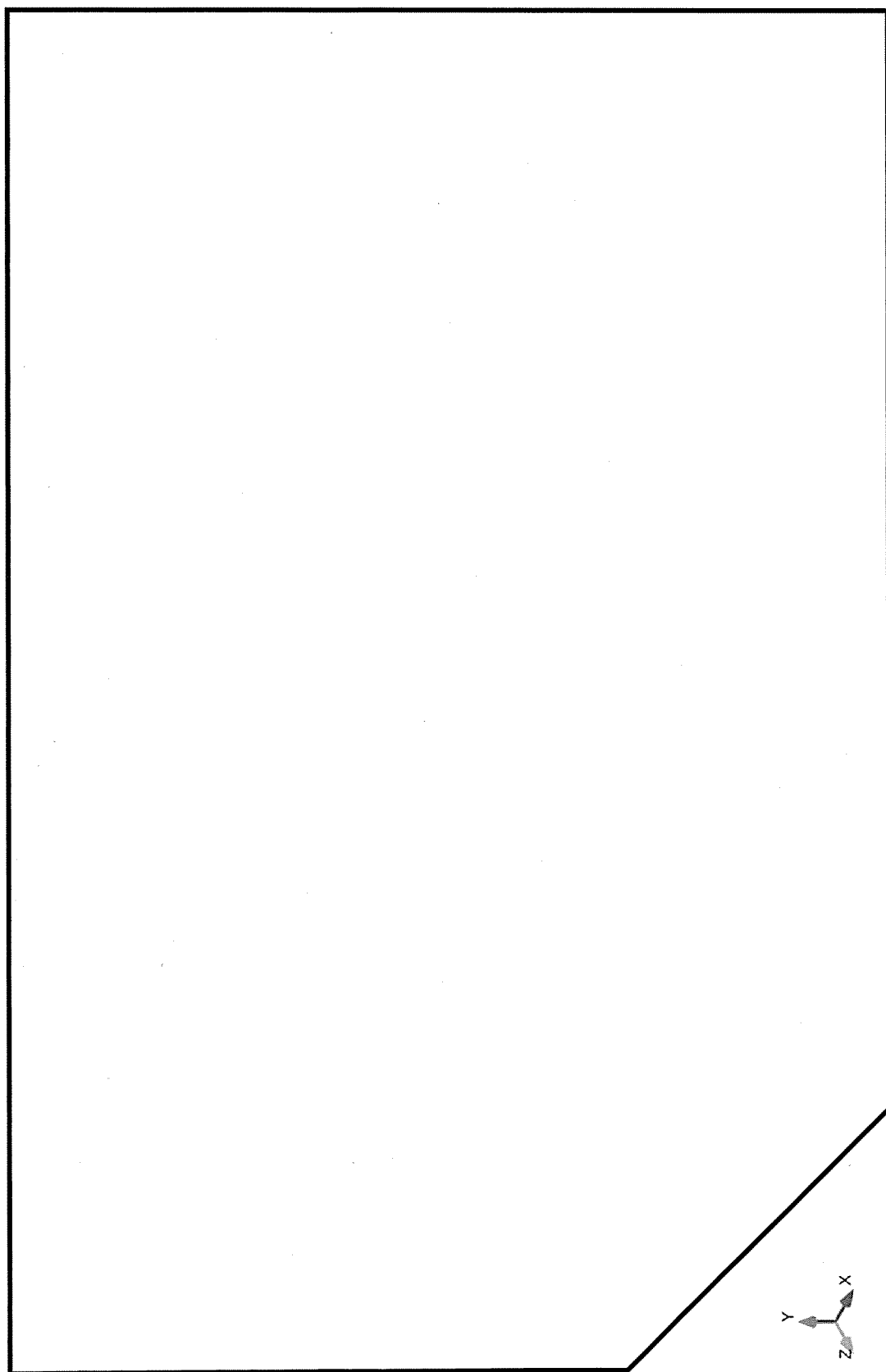


補助蒸気系統 (補助蒸気母管)

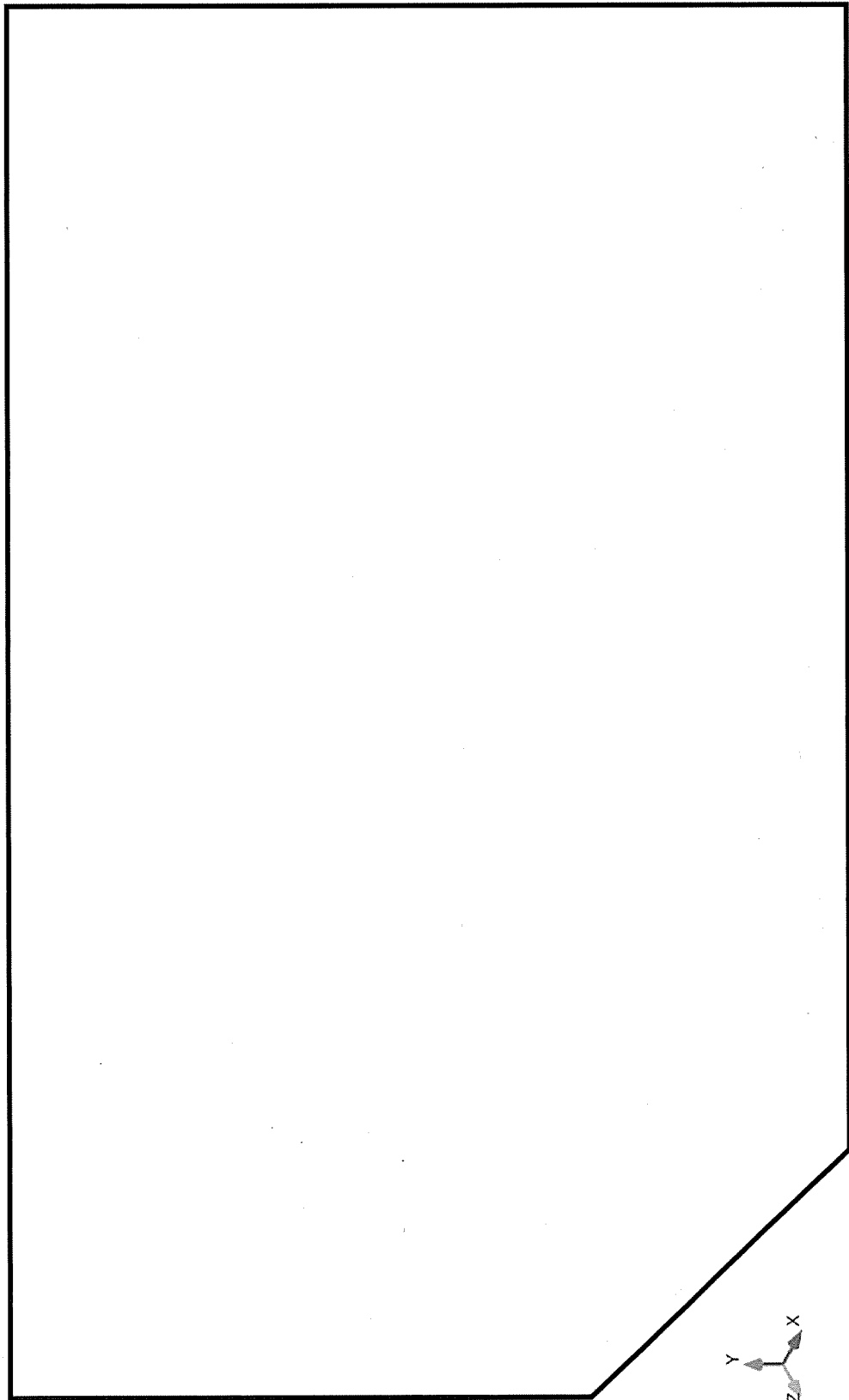




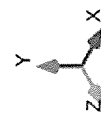
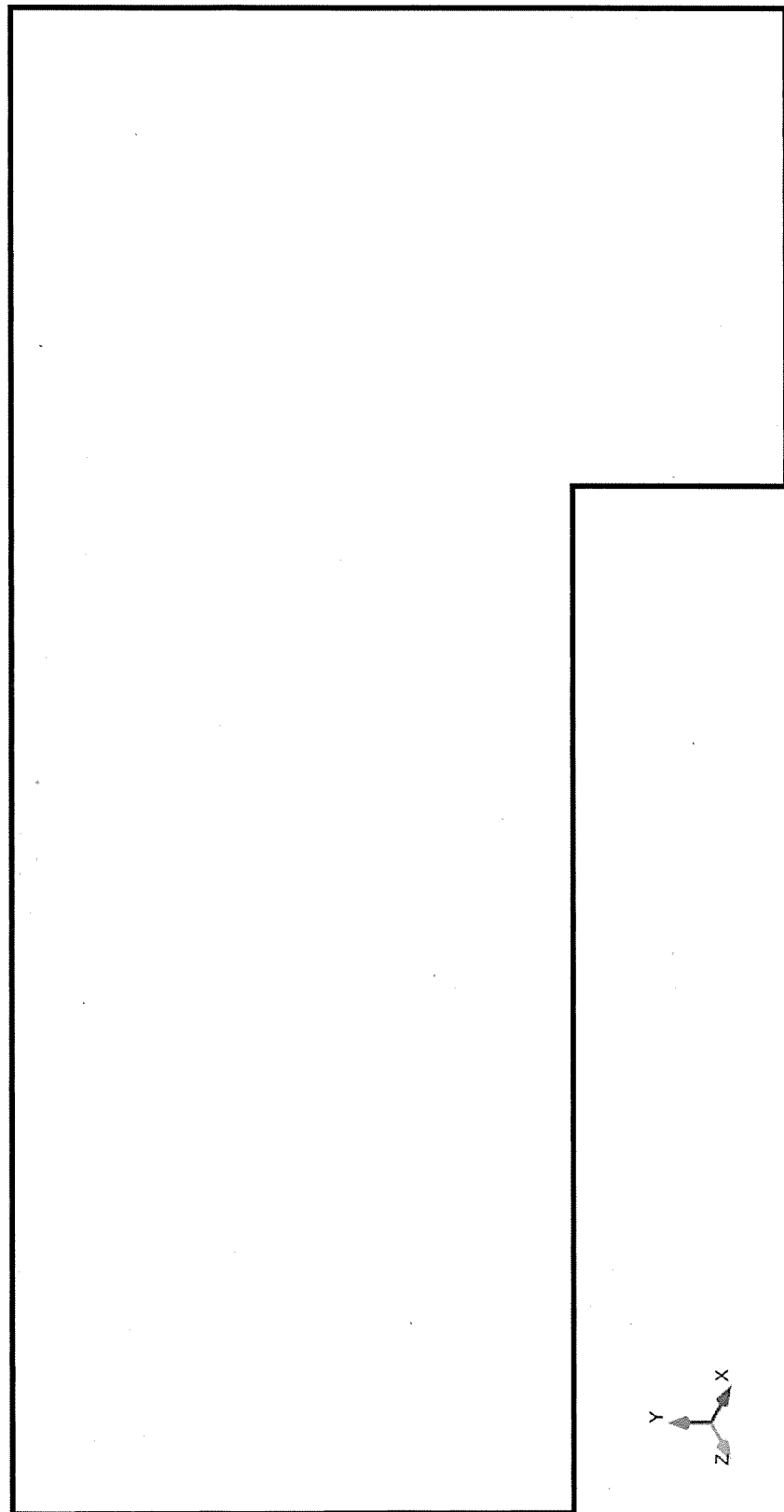
蒸気発生器ブローダウン系統 (SGBD フラッシュタンク入口管 A1)



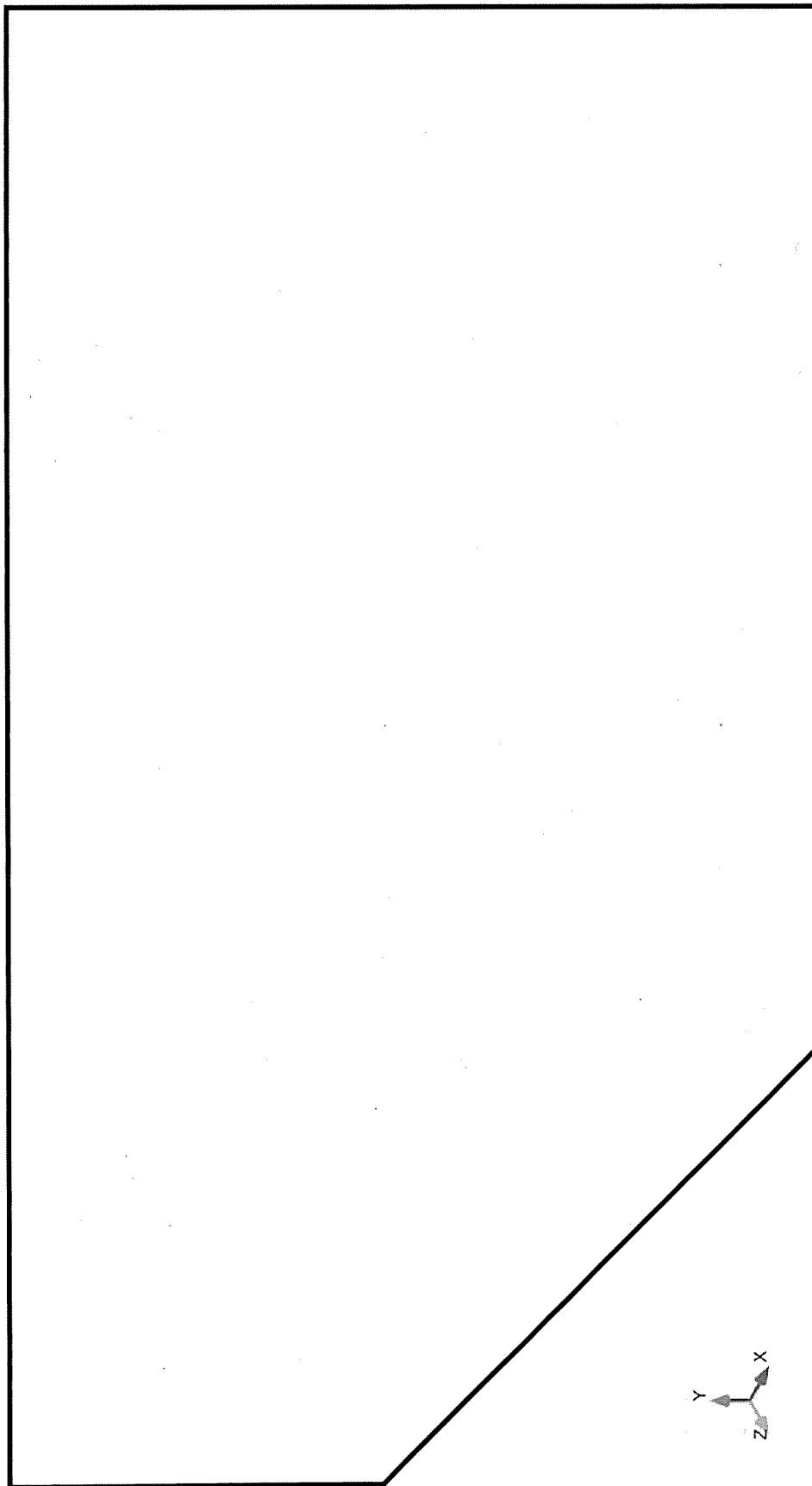
蒸気発生器ブロアダウン系統 (SGBD フラッシュタンク入口管 B1)



蒸気発生器ブローダウン系統 (SGBD フラッシュタンク入口管 C1)



蒸気発生器ブローダウン系統 (SGBD 復水入口管)



蒸気発生器ブロアダウン系統 (SGBD 復水回収管)

タイトル	耐震安全性評価に用いる現行の JEAG4601 以外の値を適用したケースについて														
説明	以下については、現行 JEAG4601 でなく、JEAC4601-2008 に定められた設計用減衰定数を用いた評価を実施している。 (1) 鉛直方向の設計用減衰定数 動的鉛直地震力を評価に用いる場合、鉛直方向の設計用減衰定数は JEAC4601-2008 で定められている値を使用している。 (2) 配管設備関連の評価 動的地震力による評価においては、設計用減衰定数は JEAC4601-2008 で定められている値を使用している。 対象配管および適用した減衰定数を表 2-1 に示す。 表 2-1 配管の動的地震力による評価に用いた減衰定数 <table border="1"> <thead> <tr> <th>対象配管</th><th>減衰定数 (%)</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1 次冷却系統配管</td><td>2.5</td></tr> <tr> <td>安全注入系統配管</td><td>2.0</td></tr> <tr> <td>余熱除去系統配管</td><td>1.5～3.0</td></tr> <tr> <td>蒸気発生器ブローダウン系統配管</td><td>0.5～2.0</td></tr> <tr> <td>主蒸気系統配管</td><td>3.0</td></tr> <tr> <td>主給水系統配管</td><td>1.5～3.0</td></tr> </tbody> </table> 以 上	対象配管	減衰定数 (%)	1 次冷却系統配管	2.5	安全注入系統配管	2.0	余熱除去系統配管	1.5～3.0	蒸気発生器ブローダウン系統配管	0.5～2.0	主蒸気系統配管	3.0	主給水系統配管	1.5～3.0
対象配管	減衰定数 (%)														
1 次冷却系統配管	2.5														
安全注入系統配管	2.0														
余熱除去系統配管	1.5～3.0														
蒸気発生器ブローダウン系統配管	0.5～2.0														
主蒸気系統配管	3.0														
主給水系統配管	1.5～3.0														

タイトル	機器・配管に係る比率で示された耐震安全性評価結果（疲労累積係数を除く）について
説明	機器・配管に係る比率で示された耐震安全性評価結果（疲労累積係数を除く）について、各々の分子と分母の値を単位とともに記載した表を添付－1に示す。 また、発生応力算出に用いた地震力の種別は以下のとおりであり、耐震安全性評価結果に合わせて添付－1に示す。 ①耐震Ｓクラス ・基準地震動 S_s^{*1} により定まる地震力（以下、「S_s 地震力」という。） ・弾性設計用地震動 S_d^{*2} により定まる地震力とＳクラスの機器に適用される静的地震力の大きい方^{*3}（以下、「弾性設計用地震力」という。） ②耐震Ｂクラス ・Ｂクラスの機器に適用される静的地震力^{*4} ③耐震Ｃクラス ・Ｃクラスの機器に適用される静的地震力 *1:「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」に基づき策定した、応答スペクトルに基づく地震動評価結果による基準地震動 (S_s-1)、断層モデルを用いた手法による地震動評価結果による基準地震動 ($S_s-2-1 \sim S_s-2-8$) および震源を特定せず策定する基準地震動 (S_s-3-1、S_s-3-2)。 *2: 弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトルは、基準地震動 S_s の応答スペクトルに対して係数 0.53 を乗じて設定している。なお、S_d については、発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針における伊方 3 号炉の基準地震動 S_1 の応答スペクトルをおおむね下回らないよう配慮している。 *3: S_s 地震力および弾性設計用地震力による評価のうち、許容値が同じものについては厳しい方の数値で代表する。また、許容値が異なり S_s 地震力が弾性設計用地震力より大きく、S_s 地震力による評価応力が弾性設計用地震力の許容応力を下回る場合は、弾性設計用地震力による評価を実施したものとみなす。 *4: 共振のおそれがある施設については、弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力の 1/2 についても考慮する。 以 上

伊方3号炉 機器・配管の耐震安全性評価結果

機種名	経年劣化事象	機器名称	耐震 重要度	発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	応力比	備考
熱交換器	伝熱管の内面腐食 (流れ加速型腐食)	原子炉補機冷却水冷却器	S			一次応力/ 許容応力	発生応力は、施設基準肉厚より算出
		湿分分離加熱器	C	79	185	一次応力/ 許容応力	
		第1低圧給水加熱器	C	27	226	一次応力/ 許容応力	
	胴側耐圧構成品等 の腐食	第2低圧給水加熱器	C	53	216	一次応力/ 許容応力	
	(流れ加速型腐食)	第3低圧給水加熱器	C	62	202	一次応力/ 許容応力	
		第4低圧給水加熱器	C	51	187	一次応力/ 許容応力	
		脱気器	C	64	206	一次応力/ 許容応力	

*1：S s 地震力が S d 地震力および S クラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S s 地震力による評価応力が S d 地震力および S クラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S d 地震力および静的地震力による評価を省略した。

伊方3号炉 機器・配管の耐震安全性評価結果

機種名	経年劣化事象	機器名称	耐震 重要度	発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	応力比	備考
配管	疲労割れ	配管サポート(余熱 除去系統配管のア ンカーサポート)	S	34	115	一次応力/ 許容応力	
			Ss ^{*1}	43	115	(一次+二次応力)/ 許容応力	
			S	23	115	一次応力/ 許容応力	
		ラグとプレート の溶接部	Ss ^{*1}	28	99	(一次+二次応力)/ 許容応力	
			S	21	120	一次応力/ 許容応力	
			Ss ^{*1}	25	99	(一次+二次応力)/ 許容応力	
	母管の高サイクル 熱疲労割れ (高低温水合流部)	余熱除去冷却 器出口配管とバ イパス配管の合 流部	S	105	289	地震時応力/ 亀裂安定限界応力	
		主蒸気系統配管	Ss	201	324	一次応力/ 許容応力	
			Ss	231	336	(一次+二次応力)/ 許容応力	
			Sd	146	168	一次応力/ 許容応力	
	母管の腐食 (流れ加速型腐食)	—	Sd	122	336	(一次+二次応力)/ 許容応力	
			C	61	182	一次応力/ 許容応力	

*1: Ss地震力がSd地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力がSd地震力より大きく、Ss地震力による評価応力がSd地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、Sd地震力および静的地震力による評価を省略した。

伊方3号炉 機器・配管の耐震安全性評価結果

機種名	経年劣化事象	機器名称	耐震 重要度	発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	応力比	備考
配管	母管の腐食 (流れ加速型 腐食)	主給水系統配管	S	184	380	0.48	一次応力/ 許容応力
			Ss ^{*1}	206	424	0.49	(一次+二次応力)/ 許容応力
		タービン・グランド蒸 気系統配管	C	156	229	0.68	一次応力/ 許容応力
			静的 地震力	156	169	0.92	一次応力/ 許容応力
		抽気系統配管	C	176	202	0.87	一次応力/ 許容応力
			静的 地震力	168	179	0.94	一次応力/ 許容応力
		補助蒸気系統配管	C	177	188	0.94	一次応力/ 許容応力
			静的 地震力	153	173	0.88	一次応力/ 許容応力
		ドレン系統配管	C	101	315	0.32	一次応力/ 許容応力
			静的 地震力	323	318	1.02	(一次+二次応力)/ 許容応力
炉内 構造物	摩耗	蒸気発生器ブロー ダウン系統配管	S	0.596		疲労累積係数	
			C	151	160	0.94	一次応力/ 許容応力
			Ss ^{*1}	12	417	0.03	一次応力/ 許容応力

*1 : S s 地震力が S d 地震力および S クラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S s 地震力による評価応力が S d 地震力および S クラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S d 地震力および静的地震力による評価を省略した。

*2 : S s 地震力が S d 地震力および S クラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S s 地震力および静的地震力による評価を省略した。

伊方3号炉 機器・配管の耐震安全性評価結果

機種名	経年劣化事象	機器名称	耐震 重要度	発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	応力比	備考
タービン 設備	腐食 (流れ加速型腐食)	高圧タービン	C	76	185	一次応力/ 許容応力	
	内面腐食 (流れ加速型腐食)	凝縮器 (空調用冷凍機)	C	22	69	一次応力/ 許容応力	発生応力は、施栓基準肉厚より算出
空調設備	腐食(全面腐食)	冷水系統 (空調用冷凍機)	C	61	140	一次応力/ 許容応力	
		空調用冷水膨張タンク(空調用冷凍機)	C	13	212	一次応力/ 許容応力	
機械設備	中性子およびγ線 照射脆化	原子炉容器 サポート	S	6.5	34.1	応力拡大係数/ 破壊靱性値 MPa $\sqrt{m}$	発生応力および許容値の単位は、 MPa $\sqrt{m}$
	摩耗	蒸気発生器 支持脚	S	70	180	一次応力/ 許容応力	
		ヒンジ摺動部	S _S ^{*1}	356	426	(一次+二次応力)/ 許容応力	
		1次冷却材ポンプ 支持脚	S	10	189	一次応力/ 許容応力	
				95	448	(一次+二次応力)/ 許容応力	
	制御用空気だめ等の 腐食(全面腐食)	制御用空気だめ	S	61	243	地震時応力/ 許容応力	
		制御用空気除湿 装置吸着塔	S	39	223	地震時応力/ 許容応力	
	被覆管の摩耗	制御棒クランプ	S			一次応力/ 許容応力	
	ステンレス鋼使用部 位の応力腐食割れ	蒸発器銅板	B	48	71	地震時応力/ 亀裂安定限界応力	
		加熱器伝熱管	B	5	68	地震時応力/ 亀裂安定限界応力	

*1: S s 地震力が S d 地震力および S クラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S s 地震力による評価応力が S d 地震力および S クラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S d 地震力および静的地震力による評価を省略した。

伊方3号炉 機器・配管の耐震安全性評価結果

機種名	経年劣化事象	機器名称	耐震 重要度	発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	応力比	備考
機械設備	腐食	補助給水タンク	S Ss ^{*1}	169 (引張)	381 (引張)	0.44 (引張)	一次応力/ 許容応力
				129 (せん断)	322 (せん断)	0.40 (せん断)	
				25 (引張)	210 (引張)	0.12 (引張)	
		海水ストレーナ	S Ss ^{*1}	8 (せん断)	160 (せん断)	0.05 (せん断)	一次応力/ 許容応力
				41 (引張)	193 (引張)	0.21 (引張)	
				22 (せん断)	148 (せん断)	0.15 (せん断)	
		燃料油貯油槽	S Ss ^{*1}	112 (引張)	451 (引張)	0.25 (引張)	一次応力/ 許容応力
				42 (せん断)	346 (せん断)	0.12 (せん断)	
				245 (引張)	451 (引張)	0.54 (引張)	
		重油タンク	S Ss ^{*1}	96 (せん断)	346 (せん断)	0.28 (せん断)	一次応力/ 許容応力
				154 (引張)	451 (引張)	0.34 (引張)	
				56 (せん断)	346 (せん断)	0.16 (せん断)	
電源設備	内面の腐食 (流れ加速型腐食)	非常用ガスタービン 発電機燃料油貯油槽	— ^{*2}	150 (引張)	210 (引張)	0.71 (引張)	一次応力/ 許容応力
				20 (せん断)	160 (せん断)	0.13 (せん断)	
						0.16 (せん断)	
		主蒸気系統配管	S Ss	150 (引張)	210 (引張)	0.71 (引張)	一次応力/ 許容応力
				20 (せん断)	160 (せん断)	0.13 (せん断)	
電源設備	内面の腐食 (流れ加速型腐食)	空気冷却器 (ディーゼル機関)	S Ss ^{*1}			0.16	発生応力は、施栓基準肉厚より算出 発生応力は、施栓基準肉厚より算出

*1：S s 地震力が S d 地震力および S クラスの機器に適用される静的地震力が S d 地震力および S クラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S d 地震力および静的地震力による評価を省略した。

*2：常設重大事故等対処設備のうち、常設耐震重要重大事故防止設備および常設重大事故緩和設備であることから、S s 地震力による評価結果を記載した。

タイトル	炉心支持構造物（下部炉心支持柱）の疲労割れに対する耐震安全性評価について																																																																		
説明	1. 記号の説明 下部炉心支持柱の疲労評価に用いる記号について、表 4-1 に示す。 表 4-1 下部炉心支持柱の疲労評価に用いる記号 <table><tr><th>記号</th><th>単位</th><th>定義</th></tr><tr><td>D_o</td><td>mm</td><td>下部炉心支持柱外径</td></tr><tr><td>D_i</td><td>mm</td><td>下部炉心支持柱内径</td></tr><tr><td>MH</td><td>N・mm</td><td>水平地震荷重による曲げモーメント</td></tr><tr><td>FH</td><td>N</td><td>水平地震荷重によるせん断力</td></tr><tr><td>A</td><td>mm²</td><td>断面積</td></tr><tr><td>Z</td><td>mm³</td><td>断面係数</td></tr><tr><td>σV_z</td><td>MPa</td><td>鉛直地震荷重による膜応力</td></tr><tr><td>σVM_x</td><td>MPa</td><td>鉛直地震荷重による X 軸回りの曲げ応力</td></tr><tr><td>σVM_y</td><td>MPa</td><td>鉛直地震荷重による Y 軸回りの曲げ応力</td></tr><tr><td>σH</td><td>MPa</td><td>水平地震荷重による軸方向応力</td></tr><tr><td>τH</td><td>MPa</td><td>水平地震荷重によるせん断応力</td></tr><tr><td>σV</td><td>MPa</td><td>鉛直地震荷重による軸方向応力</td></tr><tr><td>σ</td><td>MPa</td><td>地震荷重による軸方向応力</td></tr><tr><td>τ</td><td>MPa</td><td>地震荷重によるせん断応力</td></tr><tr><td>S</td><td>MPa</td><td>応力強さ</td></tr><tr><td>K</td><td>—</td><td>疲労強度減少係数</td></tr><tr><td>E</td><td>MPa</td><td>常温における日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2005/2007、以下「設計・建設規格」という) 付録材料図表 Part6 表 1 に規定する材料の縦弾性係数</td></tr><tr><td>E'</td><td>MPa</td><td>設計・建設規格 添付 4-2 設計疲労線図の 3. 各材料の設計疲労線図に規定する縦弾性係数</td></tr><tr><td>N</td><td>—</td><td>許容繰返し回数（地震時）</td></tr><tr><td>N_R</td><td>—</td><td>等価繰返し回数（地震時）</td></tr><tr><td>UF</td><td>—</td><td>疲労累積係数（地震時）</td></tr></table> 2. 評価部位 下部炉心支持柱の応力評価部位は、環境疲労評価において評価を実施した位置であり、これを添付－1 に示す。	記号	単位	定義	D _o	mm	下部炉心支持柱外径	D _i	mm	下部炉心支持柱内径	MH	N・mm	水平地震荷重による曲げモーメント	FH	N	水平地震荷重によるせん断力	A	mm ²	断面積	Z	mm ³	断面係数	σV _z	MPa	鉛直地震荷重による膜応力	σVM _x	MPa	鉛直地震荷重による X 軸回りの曲げ応力	σVM _y	MPa	鉛直地震荷重による Y 軸回りの曲げ応力	σH	MPa	水平地震荷重による軸方向応力	τH	MPa	水平地震荷重によるせん断応力	σV	MPa	鉛直地震荷重による軸方向応力	σ	MPa	地震荷重による軸方向応力	τ	MPa	地震荷重によるせん断応力	S	MPa	応力強さ	K	—	疲労強度減少係数	E	MPa	常温における日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2005/2007、以下「設計・建設規格」という) 付録材料図表 Part6 表 1 に規定する材料の縦弾性係数	E'	MPa	設計・建設規格 添付 4-2 設計疲労線図の 3. 各材料の設計疲労線図に規定する縦弾性係数	N	—	許容繰返し回数（地震時）	N _R	—	等価繰返し回数（地震時）	UF	—	疲労累積係数（地震時）
記号	単位	定義																																																																	
D _o	mm	下部炉心支持柱外径																																																																	
D _i	mm	下部炉心支持柱内径																																																																	
MH	N・mm	水平地震荷重による曲げモーメント																																																																	
FH	N	水平地震荷重によるせん断力																																																																	
A	mm ²	断面積																																																																	
Z	mm ³	断面係数																																																																	
σV _z	MPa	鉛直地震荷重による膜応力																																																																	
σVM _x	MPa	鉛直地震荷重による X 軸回りの曲げ応力																																																																	
σVM _y	MPa	鉛直地震荷重による Y 軸回りの曲げ応力																																																																	
σH	MPa	水平地震荷重による軸方向応力																																																																	
τH	MPa	水平地震荷重によるせん断応力																																																																	
σV	MPa	鉛直地震荷重による軸方向応力																																																																	
σ	MPa	地震荷重による軸方向応力																																																																	
τ	MPa	地震荷重によるせん断応力																																																																	
S	MPa	応力強さ																																																																	
K	—	疲労強度減少係数																																																																	
E	MPa	常温における日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2005/2007、以下「設計・建設規格」という) 付録材料図表 Part6 表 1 に規定する材料の縦弾性係数																																																																	
E'	MPa	設計・建設規格 添付 4-2 設計疲労線図の 3. 各材料の設計疲労線図に規定する縦弾性係数																																																																	
N	—	許容繰返し回数（地震時）																																																																	
N _R	—	等価繰返し回数（地震時）																																																																	
UF	—	疲労累積係数（地震時）																																																																	

3. 評価内容

(1) 下部炉心支持柱の仕様

下部炉心支持柱の仕様について表 4-2 に示す。

表 4-2 下部炉心支持柱の仕様

項目		仕様
材質	—	SUS304
下部炉心支持柱外径	mm	
下部炉心支持柱内径	mm	
設計疲労線図の縦弾性係数	$\times 10^5 \text{ N/mm}^2$	1.95
地震時の縦弾性係数 ^(注1)	$\times 10^5 \text{ N/mm}^2$	1.76
疲労強度減少係数 ^(注2)	—	5

(注1) 302.3℃ (定格運転時における1次冷却材の平均温度) における当該材料 (SUS304) の縦弾性係数

(注2) 設計・建設規格 CSS-3140 より引用

(2) 下部炉心支持柱の評価用荷重

水平方向の S s 地震による下部炉心支持柱の評価用荷重について表 4-3 に示す。

評価に用いた解析モデルを、添付ー2に示す。

表 4-3 下部炉心支持柱の評価用荷重 (S s 地震時)

評価部位	地震力	水平地震荷重	
		モーメント [N・mm]	せん断力 [N]
下部炉心支持柱	S s		

(注1) 全波包絡 FRS により算出した荷重を評価に用いている。

(3) 疲労累積係数 (UF) の算出

地震時の下部炉心支持柱の評価用荷重から発生応力を算出し、許容繰り返し回数を求め、等価繰り返し回数と許容繰り返し回数の比 (疲労累積係数) を算出する (設計・建設規格 CSS-3100 参照)。

なお、S d 地震動の地震荷重は、S s 地震動の地震荷重に包絡され、S s 地震時の等価繰り返し回数と同じであることから、本評価においては、S d 地震時の評価は省略する。

i. 下部炉心支持柱の応力

(a) 水平地震による下部炉心支持柱の応力

(2) の地震荷重を用いて手計算により、下部炉心支持柱に発生する曲げ応力 σH 、せん断応力 τH を求める。

$$\sigma H = \frac{MH}{Z}$$

$$\tau H = \frac{FH}{A}$$

$$A : \text{断面積} = \frac{\pi}{4} (D_o^2 - D_i^2)$$

$$Z : \text{断面係数} = \frac{\pi}{32} \left(\frac{D_o^4 - D_i^4}{D_o} \right)$$

D_o : 下部炉心支持柱外径

D_i : 下部炉心支持柱内径

(b) 鉛直地震による下部炉心支持柱の応力

添付-2 に示す鉛直地震応答解析モデルから得られた地震荷重を添付-1 に示す下部炉心構造物の応力解析モデルに入力することで、下部炉心支持柱の応力 σV_z 、 σVM_x 、 σVM_y を求める。これらを用いて、鉛直地震荷重による軸方向応力を下記のように計算する。

$$\sigma V = \sigma V_z + \sqrt{\sigma VM_x^2 + \sigma VM_y^2}$$

(c) 地震荷重による応力強さ

(a) (b) にて計算した応力により、水平地震および鉛直地震による軸方向応力 σ 、せん断応力 τ を下記のように計算する。

$$\sigma = \sigma H + \sigma V$$

$$\tau = \tau H$$

これらより、地震荷重による応力強さを下記のように計算する。

$$S = \sqrt{\sigma^2 + 4\tau^2}$$

ii. 下部炉心支持柱の繰り返しピーク応力強さと許容繰り返し回数

(a) 繰り返しピーク応力強さ

$$(\text{繰り返しピーク応力強さ}) = S \cdot K$$

K: 疲労強度減少係数

(b) 許容繰り返し回数

許容繰り返し回数は、設計・建設規格 添付 4-2 設計疲労線図より繰り返しピーク応力強さを用いて求める。

なお、許容繰り返し回数の算出に使用する繰り返しピーク応力強さは、(a)項で求めた繰り返しピーク応力強さに $\frac{E'}{E}$ を乗じた値とする。

(c) 疲労累積係数

$$UF = \frac{\text{等価繰り返し回数 } N_R}{\text{許容繰り返し回数 } N}$$

4. 評価結果

(1) 地震によるUF評価結果

S s 地震によるUF評価結果を、表 4-4 に示す。

表 4-4 S s 地震によるUF評価結果

評価部位	地震力	(注1) 繰り返しピーク 応力強さ [MPa]	許容 繰り返し 回数	等価 繰り返し 回数	UF
下部炉心支持柱	Ss	813	1020	200	0.197

(注1) 温度補正後の値を示す。

(2) 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 4-5 に示す。

表 4-5 S s 地震時の通常運転時UFとの組合せによる評価結果

評価部位	地震力	通常 運転時	地震時	合計	許容値	評価
下部炉心支持柱	S s	0.025	0.197	0.222	1	○

以上より、下部炉心支持柱の疲労割れに対する耐震安全性に問題はない。

以 上

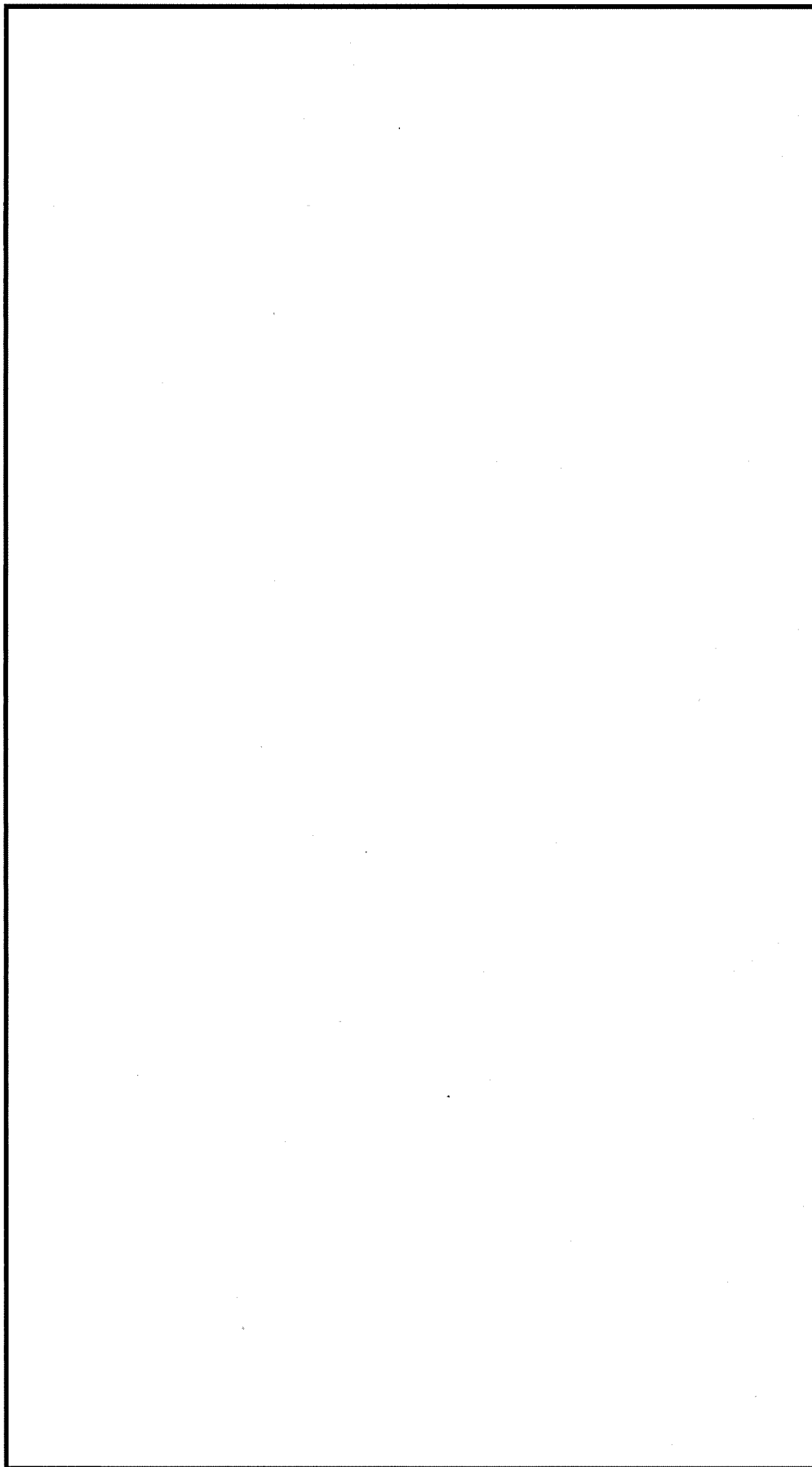


图 4-1-1 伊方 3 号炉 下部炉心支持柱 応力評価位置

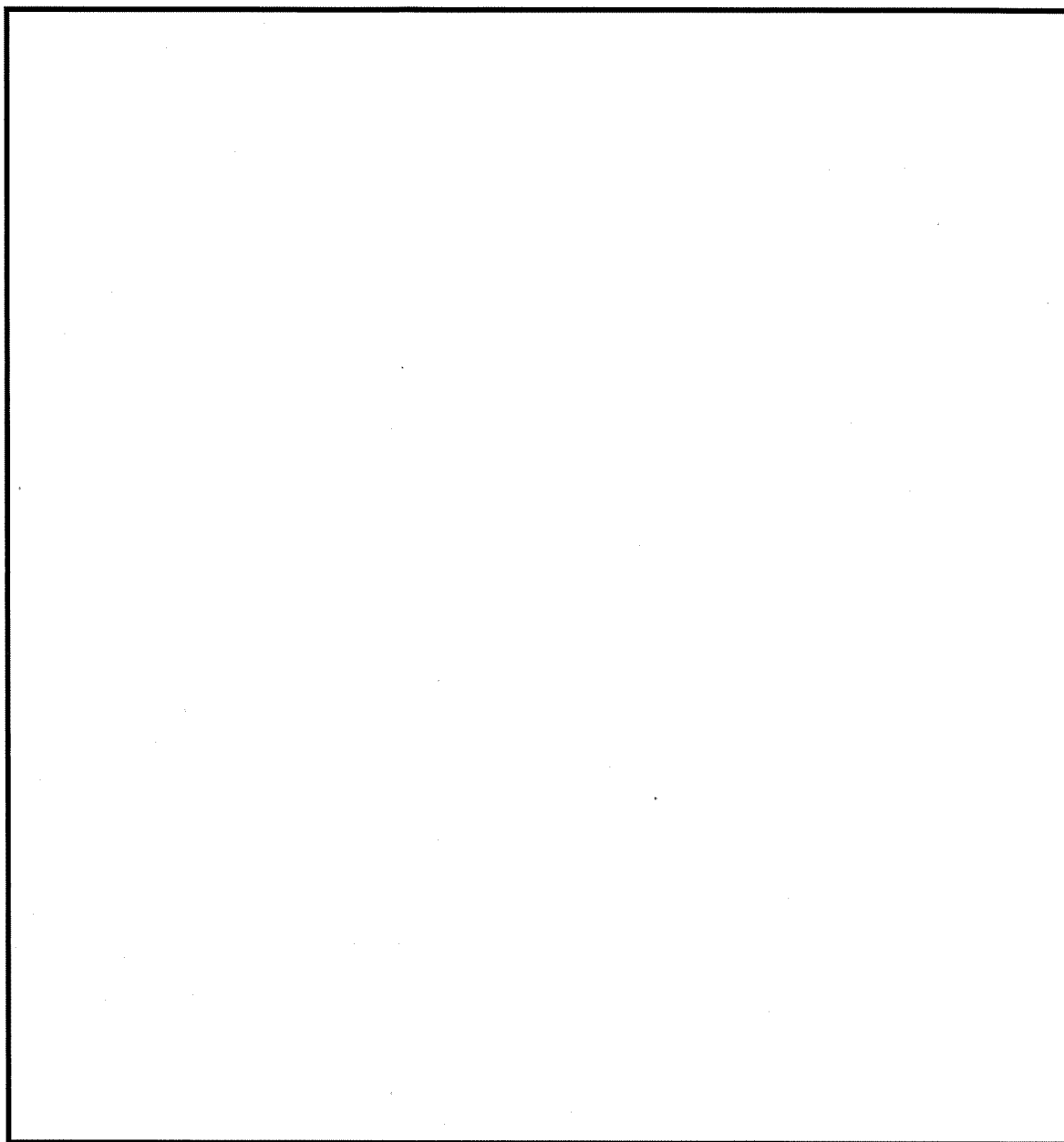


図 4-2-1 伊方 3 号炉 耐震解析モデル（水平方向）

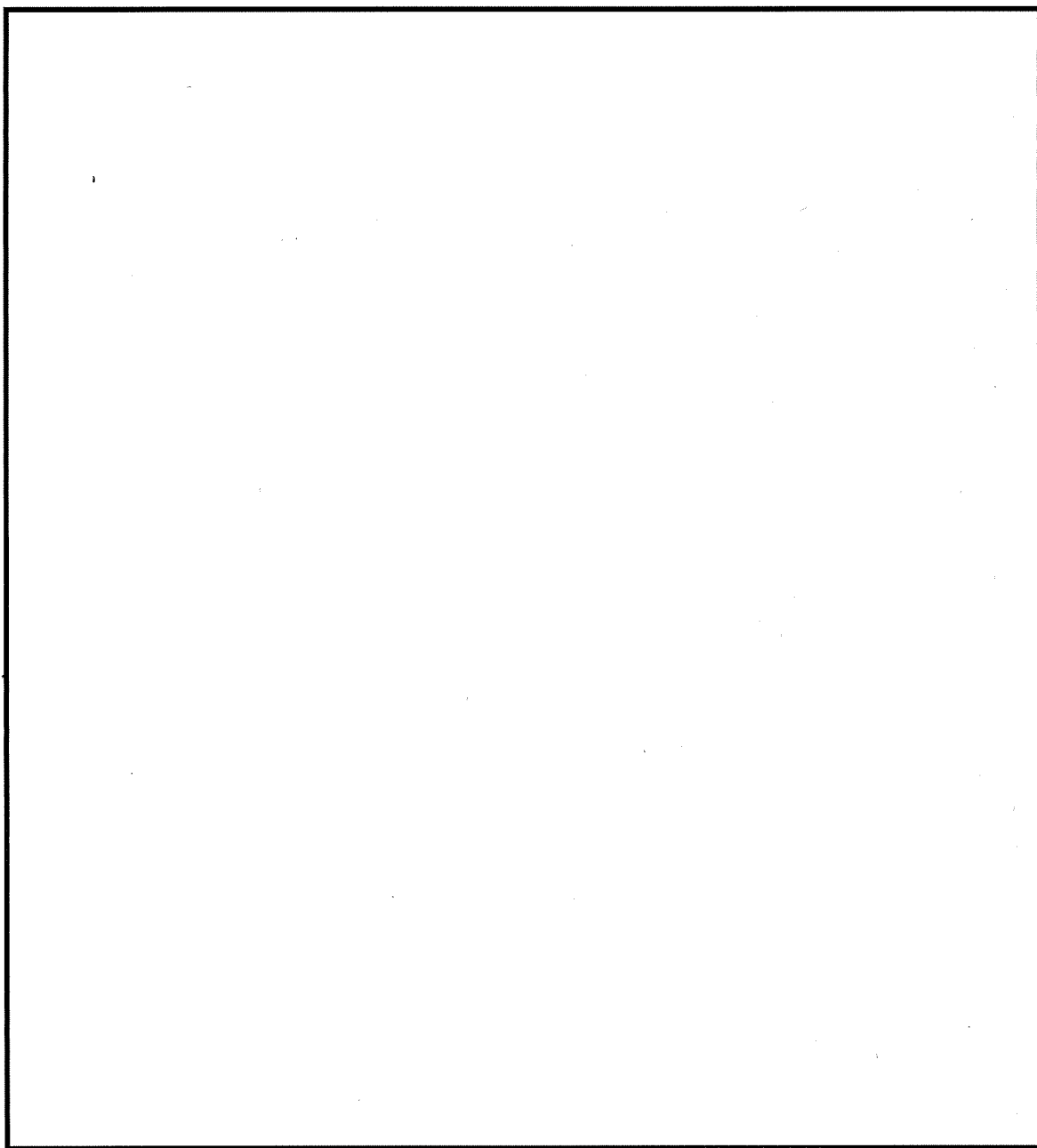


図 4-2-2 伊方 3 号炉 耐震解析モデル（鉛直方向）

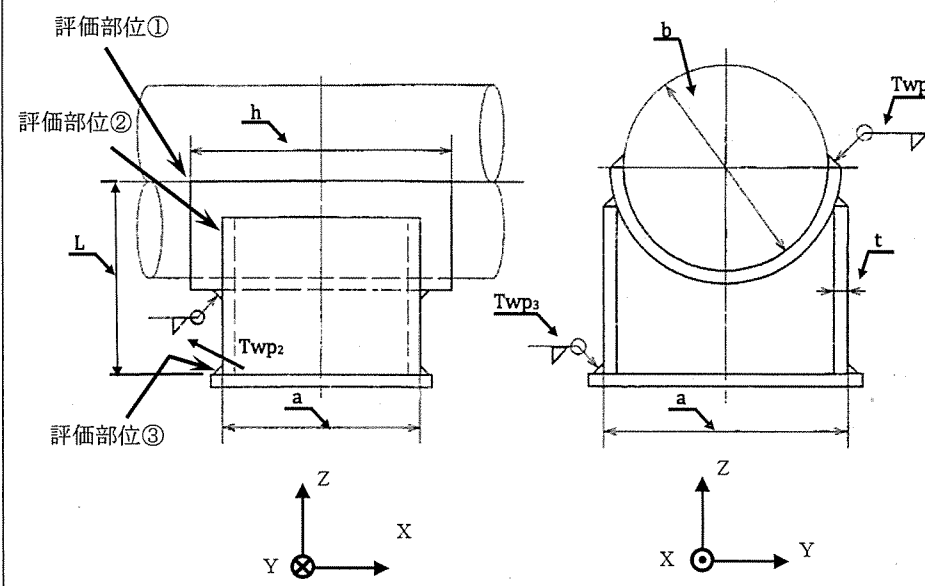
タイトル	アンカーサポート取付部（余熱除去系統配管）の疲労割れに対する耐震安全性評価について															
説明	1. 評価仕様 評価に用いたデータを図5-1および表5-1に示す。  図5-1 アンカーサポートの外形図 表5-1 諸元表（1／2）（単位：mm） <table><tr><td>パッドの幅（母管外径）</td><td>b</td><td rowspan="7"></td></tr><tr><td>パッドの長さ</td><td>h</td></tr><tr><td>配管とパッドの溶接脚長</td><td>T_{wp1}</td></tr><tr><td>パッドとラグの溶接脚長</td><td>T_{wp2}</td></tr><tr><td>ラグとプレートの溶接脚長</td><td>T_{wp3}</td></tr><tr><td>角型鋼管の大きさ</td><td>a</td></tr><tr><td>角型鋼管の厚さ</td><td>t</td></tr></table>	パッドの幅（母管外径）	b		パッドの長さ	h	配管とパッドの溶接脚長	T_{wp1}	パッドとラグの溶接脚長	T_{wp2}	ラグとプレートの溶接脚長	T_{wp3}	角型鋼管の大きさ	a	角型鋼管の厚さ	t
パッドの幅（母管外径）	b															
パッドの長さ	h															
配管とパッドの溶接脚長	T_{wp1}															
パッドとラグの溶接脚長	T_{wp2}															
ラグとプレートの溶接脚長	T_{wp3}															
角型鋼管の大きさ	a															
角型鋼管の厚さ	t															

表5-1 諸元表 (2 / 2)

評価部位	L ^(注1) (mm)	A _w (mm ²)	Z _{wx} (mm ³)	Z _{wy} (mm ³)	Z _{wp} (mm ³)
①配管とパッド の溶接部					
②パッドとラグ の溶接部					
③ラグとプレー トの溶接部					

L : 荷重作用点から評価部までの距離

A_w : 溶接部の断面積

Z_{wx}, Z_{wy}, Z_{wp} : 各方向の溶接部の断面係数

(注1) Lは安全側に配管中心からプレートまでの最長距離を一律に用いた。

2. 解析モデルおよび入力 (荷重) 条件

(1) 評価用荷重の算出

評価用荷重は、配管を3次元はりモデル化してS s地震時のアンカーサポートに作用する配管反力をスペクトルモーダル解析にて算出している。支持点解析モデル図を添付-1に示す。

評価部位はサポートラグ (固定点) であり、隣接する解析ブロックとの境界部である。このため、両ブロックの解析結果から得られた荷重を合成※し、評価用荷重としている。算出された評価用荷重を表5-2に示す。

表5-2 評価用荷重 (S s)

方向	荷重	
	一次	一次+二次
Fx (kN)		
Fy (kN)		
Fz (kN)		
Mx (kN・m)		
My (kN・m)		
Mz (kN・m)		

※荷重は、配管解析で求めた荷重を以下のとおり合成している。

自重 : 代数和、慣性力 : 絶対和、相対変位 : 絶対和

(代数和 : $\sum_{i=1}^N x_i$, 絶対和 : $\sum_{i=1}^N |x_i|$)

なお、慣性力は動的と静的の大きい方を評価用荷重としている。

(2) 発生応力の算出

溶接部に発生する応力は、下式で算出している。本評価式は、材料力学に基づく公式をもとにして設定したものであり、設計・建設規格や JEAG4601等に規定されたものではなく、応力集中係数に係る規定はない。また、支持構造物は降伏点を許容値としており、許容値を厳しくする設計体系となっていることから、発生応力の算出において応力係数を考慮する必要はないと判断している。

$$\sigma_1 = \frac{|M_x| + |F_y| \cdot L}{Z_{wx}} + \frac{|M_y| + |F_x| \cdot L}{Z_{wy}} + \frac{|F_z|}{A_w}$$

$$\sigma_2 = \sqrt{\left(\frac{F_x}{A_w}\right)^2 + \left(\frac{F_y}{A_w}\right)^2} + \frac{|M_z|}{Z_{wp}}$$

応力評価は、以下の組合せ応力を用いる。

○配管とパッド、パッドとラグ、ラグとプレートの溶接部
(すみ肉溶接部)

$$\sigma = \sqrt{\sigma_1^2 + \sigma_2^2}$$

3. 評価結果

各部位の許容応力を表5-3に、評価結果を表5-4に示す。

表5-3 許容応力※1

部位		配管、 パッド	ラグ	プレート
物性値	材質	SUS304TP	STKR41	SS41
	使用温度 (°C)	177	177	177
	F 値 (MPa) ※2	201 [201]	174 [208]	190 [228]
一次応力の許容値 (MPa)		S s	115	120
一次＋二次応力の許容値 (MPa)		S s	115	99
			120	130
			99	109

※1：許容値の算出は添付－2 参照

※2：[] 内の値は、一次応力評価の場合の F 値を示す。

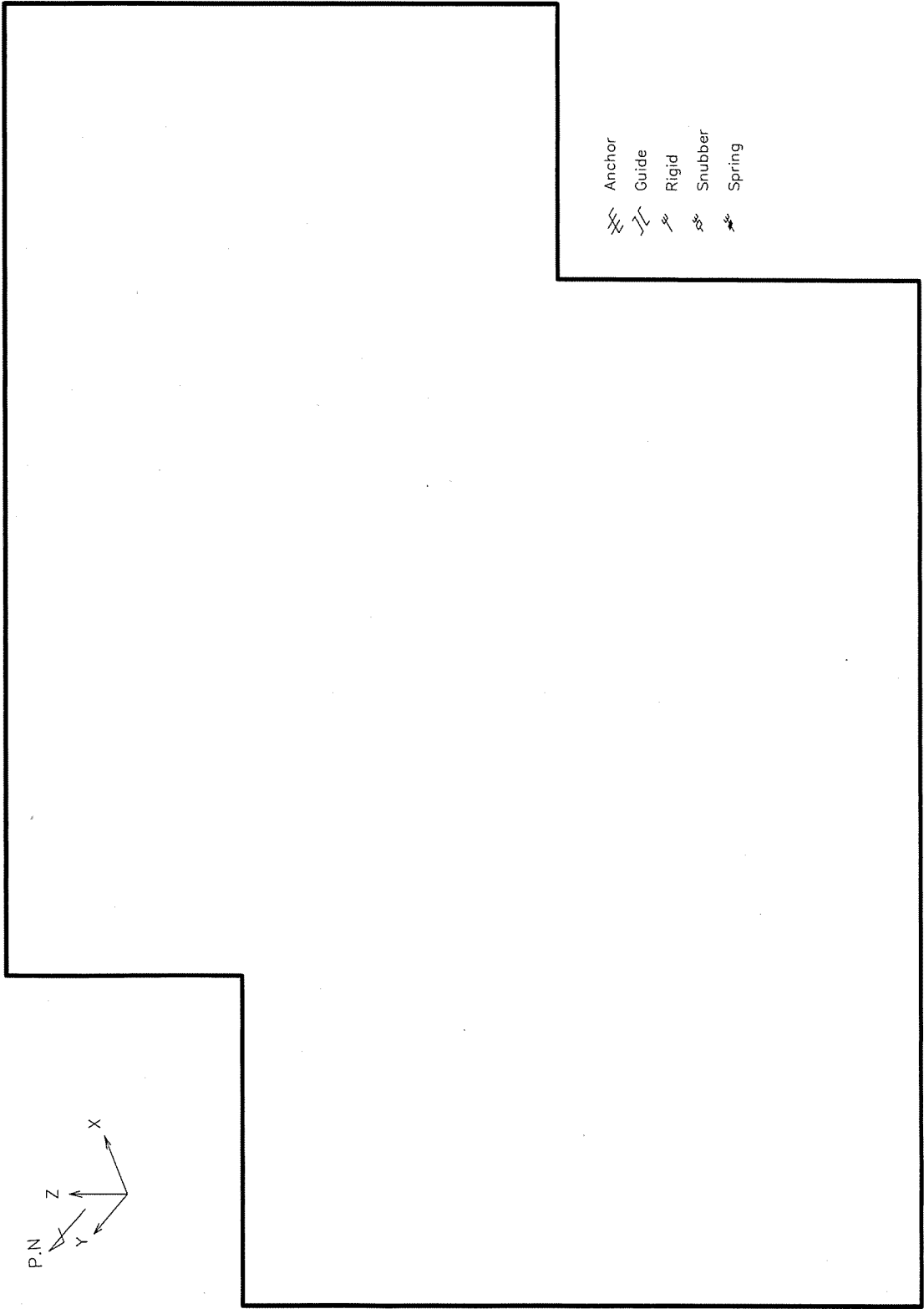
表5-4 評価結果

配管とパッド の溶接部 (評価部位①)	一次応力 評価	発生応力	34 MPa
		許容応力 (1.5fs)	115 MPa
		応力比	0.30
	一次+二次 応力評価	発生応力	43 MPa
		許容応力 (1.5fs)	115 MPa
		応力比	0.37
パッドとラグ の溶接部 (評価部位②)	一次応力 評価	発生応力	23 MPa
		許容応力 (1.5fs) ※1	115 MPa
		応力比	0.20
	一次+二次 応力評価	発生応力	28 MPa
		許容応力 (1.5fs) ※1	99 MPa
		応力比	0.28
ラグとプレート の溶接部 (評価部位③)	一次応力 評価	発生応力	21 MPa
		許容応力 (1.5fs) ※1	120 MPa
		応力比	0.18
	一次+二次 応力評価	発生応力	25 MPa
		許容応力 (1.5fs) ※1	99 MPa
		応力比	0.25

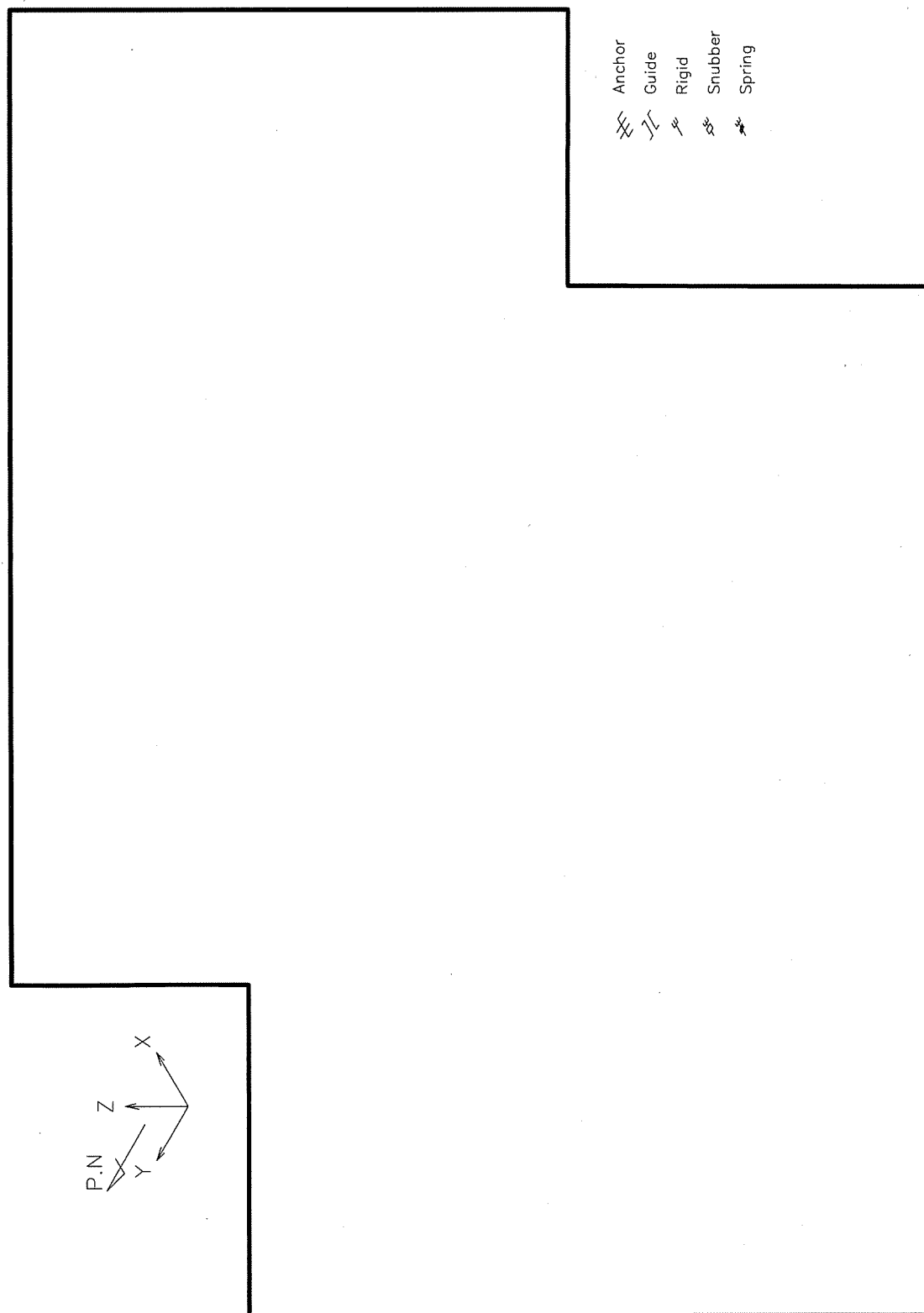
※1：許容応力は、一次応力と一次+二次応力それぞれについて、各部位の発生応力と表5-3に記載する許容応力の応力比を算出し、最も大きい値（最大応力比）となるものを採用した。

(注) 設計・建設規格（SSB-3122）のとおり、配管サポートは「一次+二次応力」をシェイクダウン限界に制限することで、有意な疲労累積が発生しないよう設計していることから、一次+二次応力の評価を行っている。

以 上



A－余熱除去ポンプ出口配管（CV外） 解析モデル（RH02）



A-余熱除去クーラ出口配管 (CV外) 解析モデル (RH03)

許容応力の算出

(単位：MPa)

アンカーサポート番号		RH-2-4A		
部位		パッド	ラグ	プレート
				$16 < t \leq 40$
物性値	材質 ^{※1}	SUS304TP	STKR41	SS41
	評価温度 (°C)	177	177	177
	① Sy (付録図表Part5表8) (at 使用温度)	149	174	190
	Su (付録図表Part5表9) (at 使用温度)	411	373	373
	② Sy (at 常温)	205	—	—
	③ 1.35Sy	201	—	—
	④ 0.7Su	287	261	261
	F=min (②, ③, ④) ^{※2}	201 (③)	—	—
	F=min (①, ④)	—	174 (①)	190 (①)
	引張許容応力 ft=F/1.5	134	116	126
	曲げ許容応力 fb=F/1.5	134	116	126
	せん断許容応力 fs=F/1.5√3	77	66	73
一次応力の許容値	引張許容応力 1.5ft ^{※3}	201	207	228
	曲げ許容応力 1.5fb ^{※3}	201	207	228
	せん断許容応力 1.5fs ^{※3}	115	120	130
一次＋二次応力の許容値	引張許容応力 3ft	402	348	378
	曲げ許容応力 3fb	402	348	378
	せん断許容応力 3fs (溶け込み) [1.5fs (すみ肉)]	231 [115]	198 [99]	219 [109]

※1：STKR41はSTKR400，SS41はSS400として評価する。

※2：使用温度が40℃を超えるオーステナイト系ステンレス鋼および高ニッケル合金の場合のみ。それ以外はF=min (①, ④)

※3：S s 地震の一次応力評価では、JEAG4601の支持構造物規定に従い①、②の値を「告示501号 別表第9 (設計・建設規格 付録図表Part5表8) に定める値の1.2倍の値」と読み替えて算出した値を使用する。

タイトル	余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れに対する耐震安全性評価について																																												
説 明	1. 評価仕様 余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れ（高低温水合流型）に対する評価は、日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針（JEAG4613-1998）」（以下、「JEAG4613」という。）を準用し、1 gpmの漏えいを生じる周方向貫通亀裂を想定して、地震発生時の亀裂の安定性を評価した。具体的な亀裂安定性評価方法およびフローを添付－1に示す。 2. 解析モデル 発生応力の算出に用いた3次元はりモデル解析のモデル図を添付－2に示す。 3. 入力条件 （1）判定応力の算出 ①判定応力の算出条件 <table><tr><th rowspan="2">項目</th><th rowspan="2">単位</th><th>評価対象配管</th></tr><tr><th>余熱除去冷却器出口配管とバイパスラインの合流部</th></tr><tr><td>配管口径</td><td>mm</td><td>267.4</td></tr><tr><td>配管肉厚</td><td>mm</td><td>9.3</td></tr><tr><td>配管材料</td><td>—</td><td>SUS304TP</td></tr><tr><td>最高使用温度</td><td>℃</td><td>200</td></tr><tr><td>最高使用圧力</td><td>MPa</td><td>4.5</td></tr><tr><td>縦弾性係数（×10⁵）</td><td>MPa</td><td>1.83</td></tr><tr><td>Sy</td><td>MPa</td><td>144</td></tr><tr><td>Su</td><td>MPa</td><td>402</td></tr><tr><td>Sm</td><td>MPa</td><td>129</td></tr><tr><td>σ f</td><td>MPa</td><td>273</td></tr></table> ②亀裂形状および判定応力の算出 <table><tr><td>臨界流量 Gc (gpm/mm²)</td><td>開口面積 A (mm²)</td><td>亀裂長さ 2c (mm)</td><td>亀裂角度 2θ (度)</td><td>判定応力 Pf (MPa)</td></tr><tr><td>0.113</td><td>8.89</td><td>103.29</td><td>45.9</td><td>289</td></tr></table>	項目	単位	評価対象配管	余熱除去冷却器出口配管とバイパスラインの合流部	配管口径	mm	267.4	配管肉厚	mm	9.3	配管材料	—	SUS304TP	最高使用温度	℃	200	最高使用圧力	MPa	4.5	縦弾性係数（×10 ⁵ ）	MPa	1.83	Sy	MPa	144	Su	MPa	402	Sm	MPa	129	σ f	MPa	273	臨界流量 Gc (gpm/mm ²)	開口面積 A (mm ²)	亀裂長さ 2c (mm)	亀裂角度 2θ (度)	判定応力 Pf (MPa)	0.113	8.89	103.29	45.9	289
項目	単位			評価対象配管																																									
		余熱除去冷却器出口配管とバイパスラインの合流部																																											
配管口径	mm	267.4																																											
配管肉厚	mm	9.3																																											
配管材料	—	SUS304TP																																											
最高使用温度	℃	200																																											
最高使用圧力	MPa	4.5																																											
縦弾性係数（×10 ⁵ ）	MPa	1.83																																											
Sy	MPa	144																																											
Su	MPa	402																																											
Sm	MPa	129																																											
σ f	MPa	273																																											
臨界流量 Gc (gpm/mm ²)	開口面積 A (mm ²)	亀裂長さ 2c (mm)	亀裂角度 2θ (度)	判定応力 Pf (MPa)																																									
0.113	8.89	103.29	45.9	289																																									

<判定応力の算出>

$$P_f = P_m + P_b'$$

P_m : 内圧によって発生する膜応力 ($=0.5S_m$ or P_r)

P_r : 設計内圧応力

P_b' : 曲げ応力 ($=2\sigma_f (2\sin\beta - \sin\theta) / \pi$)

β : $[\pi - \theta - (P_m / \sigma_f) \pi] / 2$

σ_f : 流動応力 ($= (S_y + S_u) / 2$)

θ : 貫通亀裂半角度

S_y : 設計降伏点

S_u : 設計引張強さ

S_m : 設計応力強さ

(2) 発生応力の算出

3次元はりモデルにて算出した発生応力 (P_a) を表6-1に示す。

表6-1 発生応力

地震力	P_m	P_b			P_a
	内圧 (MPa)	自重 (MPa)	熱 (MPa)	地震 (MPa)	発生応力(合計) (MPa)
Ss地震時	32.4	3.0	56.6	12.1	105

4. 評価結果

Ss地震時の亀裂安定性評価結果を表6-2に示す。

余熱除去系統配管のうち、余熱除去冷却器出口配管とバイパスラインの合流部（高低温水合流部）について、高サイクル熱疲労割れを考慮しても、地震時に発生する応力は、判定応力（亀裂安定限界応力）を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

表6-2 余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れに対する耐震安全性評価結果

地震力	発生応力 P_a (MPa)	判定応力 P_f (MPa)	応力比 P_a / P_f
Ss地震時	105	289	0.36

以 上

地震時の亀裂安定性評価方法

① 漏えい量

亀裂安定性評価に用いる亀裂開口面積および判定応力を求めるにあたって、通常の点検パトロールや漏えい検知設備等で、検知可能な漏えい量として 1gpm を想定する。

② 評価部位の決定

亀裂安定性評価の対象は、流況が複雑で疲労が蓄積する可能性がある部位（複雑流況部）を耐震上厳しい部位として選定し、これらの部位について亀裂を想定した安定性評価を実施する。

③ 亀裂評価における（Gc-Dh）の算出（計算例として⑥の交点での計算結果を記載）

配管の周方向にスリット状亀裂を想定して以下の要領で、最初に漏えい量Q、臨界流量Gc、負荷荷重0.5SmまたはPrを与えて亀裂半角度θを求める。

- a. Gcを仮定し亀裂角度を求めるための開口面積をAINとする。

$$\cdot AIN \equiv Q/Gc$$

- b. 次式のAtotal>AINとなるまで0°→θを増加させて下式のパラメータ計算を実施し、最大のθを亀裂半角度とする。

<開口面積>（曲げ0による開口面積としている）

$$A_{total} = A_t + A_b$$

$$A_t = \frac{\sigma_t}{E} (\pi R^2) I_t(\theta)$$

$$A_b = \frac{\sigma_b}{E} (\pi R^2) I_b(\theta)$$

なお、亀裂先端の塑性域を考慮し、亀裂の半角度はθに代えてθ_{eff}を次式で求める。

$$\theta_{eff} = \theta + \frac{(K_t + K_b)^2}{2\pi R \sigma_f}$$

<記号説明>

A_t : 軸力が作用した時の亀裂開口面積
 A_b : 曲げモーメントが作用した時の亀裂開口面積
 σ_t : 軸力による公称応力
 σ_b : 曲げモーメントによる公称応力
 R : 配管平均半径
 E : 縦弾性係数
 $I_t(\theta)$ 、 $I_b(\theta)$: 無次元量
 θ : 亀裂半角度
 K_t : 軸力による応力拡大係数
 K_b : 曲げモーメントによる応力拡大係数
 σ_f : 流動応力

c. 水力学的直径(D_h)

亀裂長さは次式による。また、D_hはA_{total}を亀裂長さで除したもの。

$$2c = (D - t) \frac{\theta \pi}{180}$$

$$D_h = \frac{A_{total}}{c}$$

<記号説明>

D : 管外径
 t : 板厚

④ G_c－D_h曲線

前項の a. から c. を、G_cを変えてパラメータ計算を繰り返すことにより G_c－D_h 曲線が求められる。

⑤ Henry の臨界流モデルによる $G_c - D_h$ 曲線

Henry のサブクール水モデル (図 6-1-1 参照) を用いて、配管の内外圧力差、流体性状等から、臨界流量 G_c (gpm/mm²) と水力学的直径 D_h (mm) の関係曲線を求める。

計算パラメータとしては、漏えい流体の条件 (温度、圧力、流体性状等)、外部の状態 (外圧の有無)、漏えい流路状態 (表面粗さ、流路形状) 等を考慮する。

臨界流量 G_c は下式により求める。

$$G_c^2 = \left[\frac{x v_g}{\gamma P} - (v_g - v_{\ell 0}) \frac{dx}{dP} \right]_{exit}^{-1} \quad \left(\frac{dx}{dP} \right)_{exit} = N \frac{dx_E}{dP}$$

<記号説明>

x : クオリティ (x_E : 熱平衡時のクオリティ)

v : 比容積 (m³/kg)

P : 圧力 (Pa)

γ : 断熱係数

(添字 $\dots g$: 気相, ℓ : 液相, ℓ_0 : 入口液相条件)

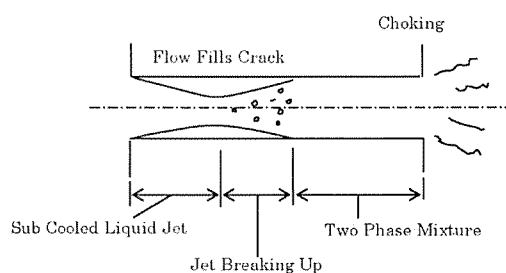


図 6-1-1 亀裂内の流れ (サブクール水)

⑥ 臨界流量 ($G_c - D_h$) の決定

上記④と⑤の $G_c - D_h$ 曲線は別々の観点から求められたものであり、図 6-1-2 の通り 2 本の曲線が描け、交点の G_c 、 D_h は両方の条件を満足する。

この時の $G_c - D_h$ の亀裂角度、開口面積を、亀裂安定性評価に用いる判定応力の算出に使用する。

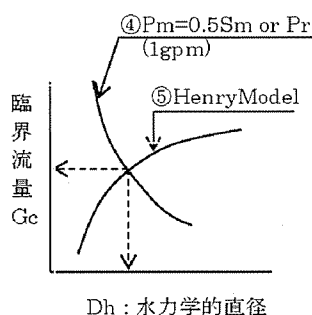


図 6-1-2 $G_c - D_h$ 曲線

⑦ 判定応力の算出（計算例として⑥の交点での計算結果を記載）

判定応力 P_f は「実断面応力基準」によって算出する。この基準は、配管周方向にスリット状開口を想定し、断面のリガメント（開口部以外）の応力が一様な流動応力 σ_f に達した時に破壊が進行すると仮定したものである。従って発生応力が流動応力以下であれば、亀裂があっても安定していると考えられる。

$$\begin{aligned} P_f &= P_m + P_b' \\ &= P_m + 2\sigma_f(2\sin\beta - \sin\theta)/\pi \end{aligned}$$

<記号説明>

P_m : 内圧によって発生する膜応力 ($= 0.5S_m$ or P_r)

P_b' : 曲げ応力 ($= 2\sigma_f(2\sin\beta - \sin\theta)/\pi$)

$\beta = [\pi - \theta - (P_m/\sigma_f)\pi]/2$

σ_f : 流動応力 ($= (S_y + S_u)/2$)

θ : 貫通亀裂半角度

S_y : 設計降伏点

S_u : 設計引張強さ

S_m : 設計応力強さ

⑧ 発生応力

発生応力 P_a を求める時の作用荷重は JEAG4613 を準用し、次のとおり算出する。

- a. 運転状態 I、II + S s 地震の評価を実施する。

（JEAG4613 は S_1 で評価するが、本評価は S_s で評価を実施する。）

- b. 評価荷重は一次応力で実施するが、安全側に二次応力である熱膨張応力を含める。

$$P_a = P_m + P_b$$

<記号説明>

P_m : 配管の設計条件における計算値を採用（内圧応力）

P_b : 曲げ応力（自重応力+熱膨張応力+地震応力*の合計応力、ただしねじり応力は除く）

* : 地震慣性応力（片振幅）

注：発生応力は流動応力となることから応力係数は考慮しない。

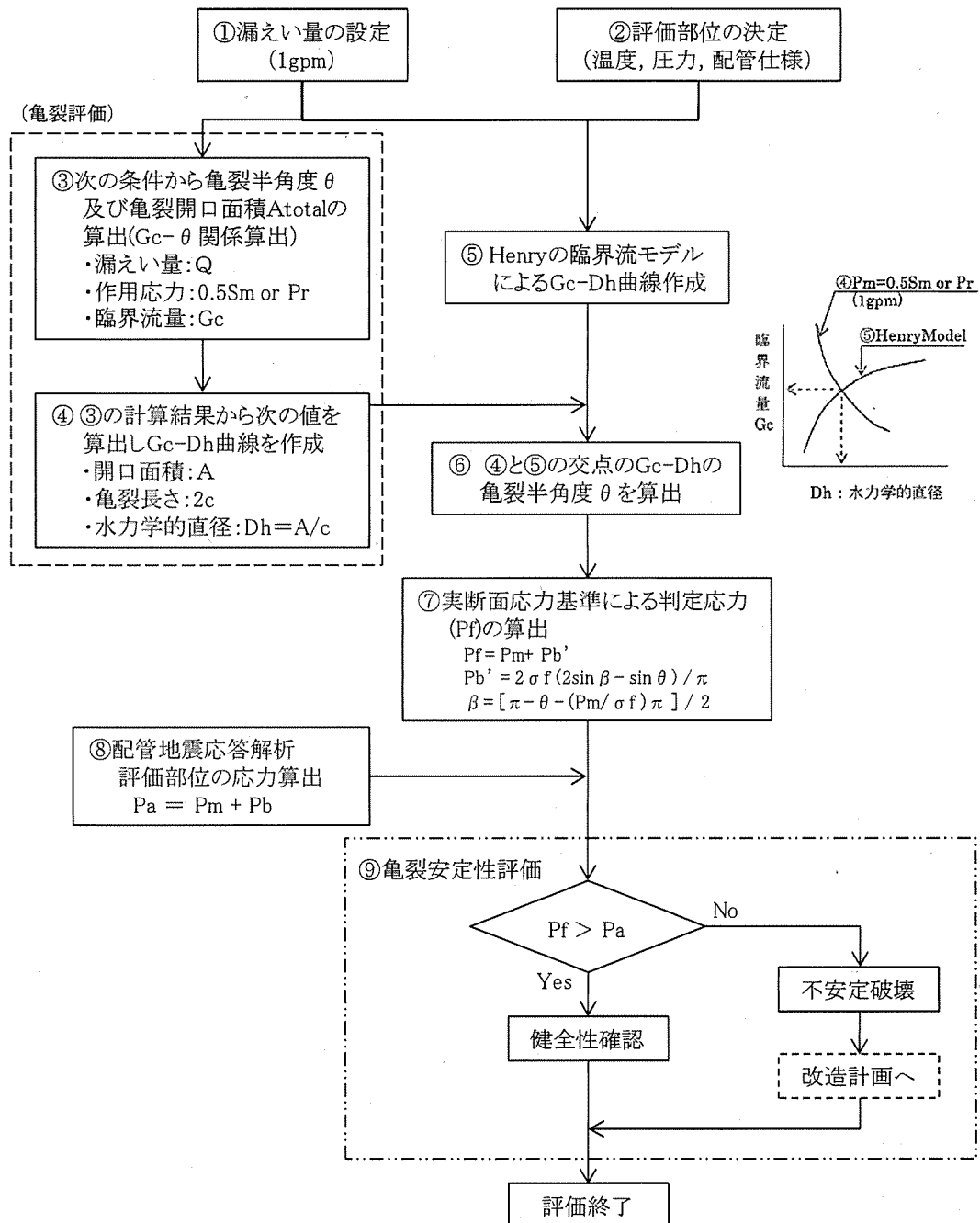
⑨ 評価

前項までの算出結果を基に以下を評価する。

$P_f > P_a$: 漏えい

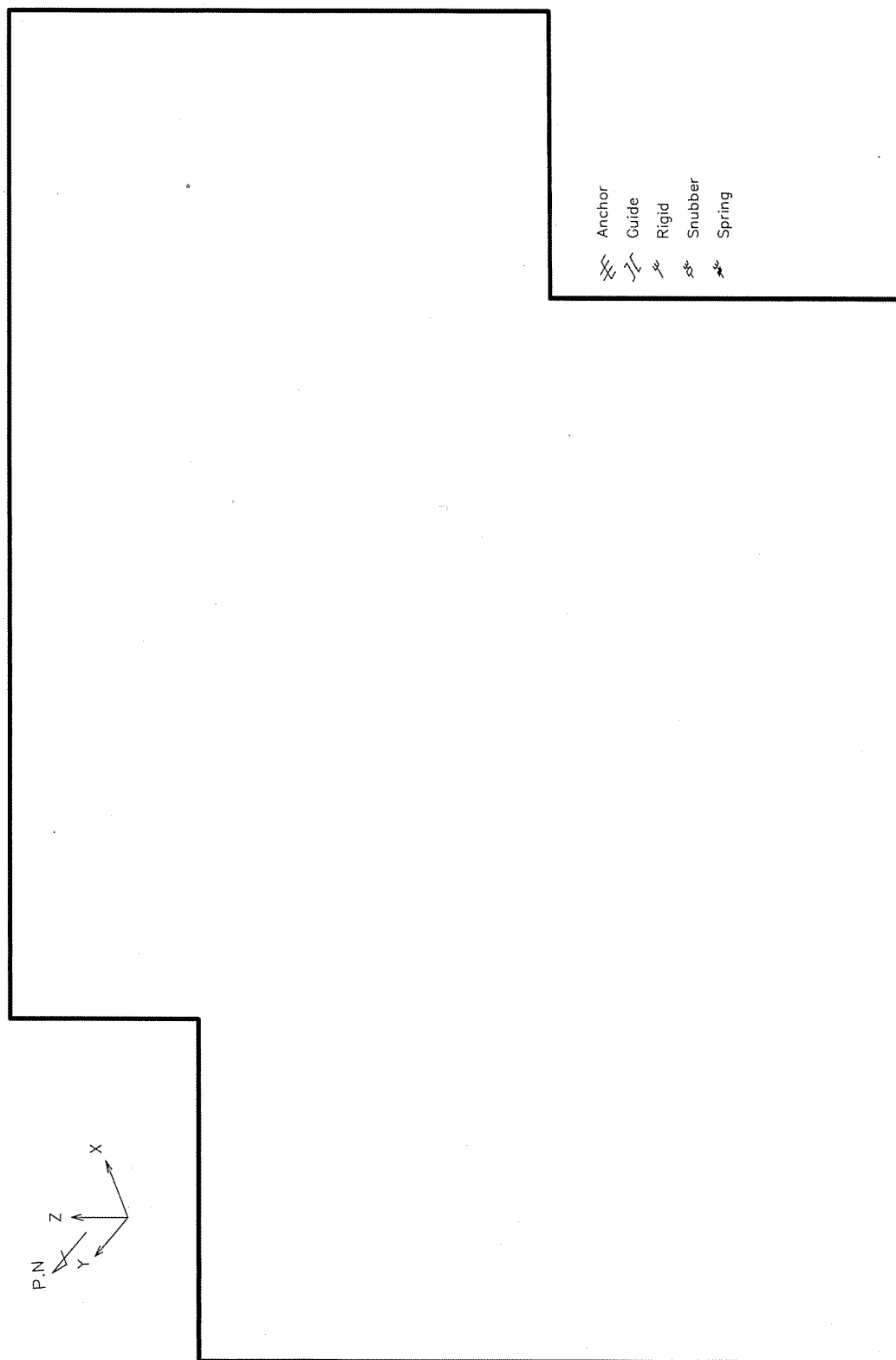
$P_f \leq P_a$: 破断

地震時の亀裂安定性評価フロー



(注記) 記号の内容は以下のとおり

- ・ G_c : 臨界流モデルによる単位面積当りの漏えい量
- ・ D_h : 水力学的直径
- ・ P_f : 判定応力
- ・ P_a : 発生応力
- ・ σ_f : 流動応力
- ・ P_r : 設計内圧応力
- ・ P_m : 内圧等による膜応力
- ・ P_b : 曲げ応力 (発生応力)
- ・ $P_{b'}$: 曲げ応力 (判定応力)



伊方3号炉 余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れ評価対象配管 (解析モデル図)

タイトル	原子炉容器の中性子照射脆化に対する耐震安全性評価について
説明	原子炉容器の中性子照射脆化に対する評価についての具体的な評価内容を以下に記す。 1. PTS での応力評価部位と応力値 PTS 事象の K_I 上限包絡曲線については、技術評価書「容器－原子炉容器」に示すとおり、小破断 1 次冷却材喪失事故（小破断 LOCA）、大破断 1 次冷却材喪失事故（大破断 LOCA）、主蒸気管破断事故および 2 次冷却系からの除熱機能喪失に対する K_I 曲線を上限包絡して示している。 JEAC4206 では、加圧熱衝撃評価を実施するにあたって深さ 10 mm の想定亀裂を設定するように定められている。したがって、K_I 値は原子炉容器胴部に想定欠陥（長さ 60 mm、深さ 10 mm の半楕円表面欠陥）を仮定し評価している。なお、「技術評価」においては軸方向の亀裂を想定しているが、軸方向欠陥には有意な地震荷重が作用しないと考えられることから、耐震安全性評価では保守的に周方向の欠陥を想定した。 2. S_s 地震の応力評価部位と応力値 S_s 地震による原子炉容器胴部に生じる曲げモーメントとして、最大となる節点（図 7-1 中①）の $5.19 \times 10^{10} \text{ N} \cdot \text{mm}$ を使用している。この曲げモーメントを断面係数（$2.60 \times 10^9 \text{ mm}^3$）で除して算出した曲げ応力値（$\sigma_b$）は 20.0 MPa となる。 図 7-1 原子炉容器 耐震解析モデル

3. K_{Ic} の算出式とその根拠

K_{Ic} は JEAC4206 の附属書 C「供用状態 C, D における加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部に対する非延性破壊防止のための評価方法」に基づき、以下の式で計算している。(技術評価書「容器—原子炉容器」参照)

$$K_{Ic} = 20.16 + 129.9 \exp\{0.0161(T - T_P)\} \text{ (MPa}\sqrt{\text{m}}\text{)}$$

4. K_I 値の評価結果

PTS 事象での K_I 上限包絡曲線 (上記 1.) に、S s 地震で生じる K_I 値を一律でかさ上げしている。S s 地震の K_I 値は、原子炉容器胴部に仮定した想定欠陥 (長さ 60 mm、深さ 10 mm の半楕円表面欠陥、母材厚さ mm) に上記 2. の荷重が作用した場合に生じる値として、JEAC4206 F-3300 ASME Sec. XI App. A の解 (作用分布応力を線形近似する場合) を用いて $6.3 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ を算出した。

PTS 事象の K_I 値は、JEAC4206 で PTS 事象の K_I 値算出に引用されている C.B. Buchalet & W.H. Bamford の応力拡大係数式 (附属図 C-2000-1 および C-2000-2 の係数を使用) を用いて算出されたものだが、S s 地震で生じる K_I 値の算出に対しては規定がないため、JEAC4206 の附属書 F「応力拡大係数」にて記載のある ASME Sec. XI App. A の解 (作用分布応力を線形近似する場合) を使用している。

応力拡大係数を計算する際の亀裂寸法は、長さ 60 mm、深さ 10 mm の半楕円表面欠陥とした。

S s 地震で生じる K_I 値: $6.7 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ の算出過程は以下のとおり。

JEAC4206 F-3300 ASME Sec. XI App. A の解 (作用分布応力を線形近似する場合) により、 K_I 値を算出する。想定欠陥のサイズは、

欠陥深さ $a = 10 \text{ mm}$
 欠陥長さ $l = 60 \text{ mm}$
 母材厚さ $t = \text{ mm}$

附属書表 F-3200-1 (1/2) 最深点 A での係数 (添付-1) において、 $a/t = 0.051$ 、 $a/l = 0.167$ より、

$$M_m = G_0 = 1.0921$$

$$G_1 = 0.6773$$

よって、

$$\begin{aligned} q_y &= [(\sigma_m \cdot M_m + A_p \cdot M_m + \sigma_b \cdot M_b) / \sigma_{ys}]^2 / 6 \\ &= [(17.16 \times 1.0921 + 20.0 \times 1.0231) / 304.9]^2 / 6 = 0.00276 \end{aligned}$$

ここで $A_p = 17.16 \text{ MPa}^*$

$$M_b = G_0 - 2(a/t) \quad G_1 = 1.0231$$

$$\sigma_{ys} = 304.9 \text{ MPa}$$

($T_c = 283.6 \text{ }^\circ\text{C}$ における設計・建設規格の値)

$$\sigma_m = 0$$

$$Q = 1 + 4.593(a/l)^{1.65} - q_y = 1.236$$

※：欠陥面にかかる内圧は、PTS 事象として考慮している小破断 LOCA、大破断 LOCA、主蒸気管破断事故および 2 次冷却系からの除熱機能喪失時の最高圧力を上回る、最高使用圧力（17.16 MPa）を評価に用いている。

以上より、

$$\begin{aligned}
 K_I &= (\sqrt{1/1000}) [(\sigma_m + A_p) \cdot M_m + \sigma_b \cdot M_b] \sqrt{\pi a/Q} \\
 &= (\sqrt{1/1000}) [17.16 \times 1.0921 + 20.0 \times 1.0231] \sqrt{\pi \times 10/1.236} \\
 &\doteq 6.3 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}
 \end{aligned}$$

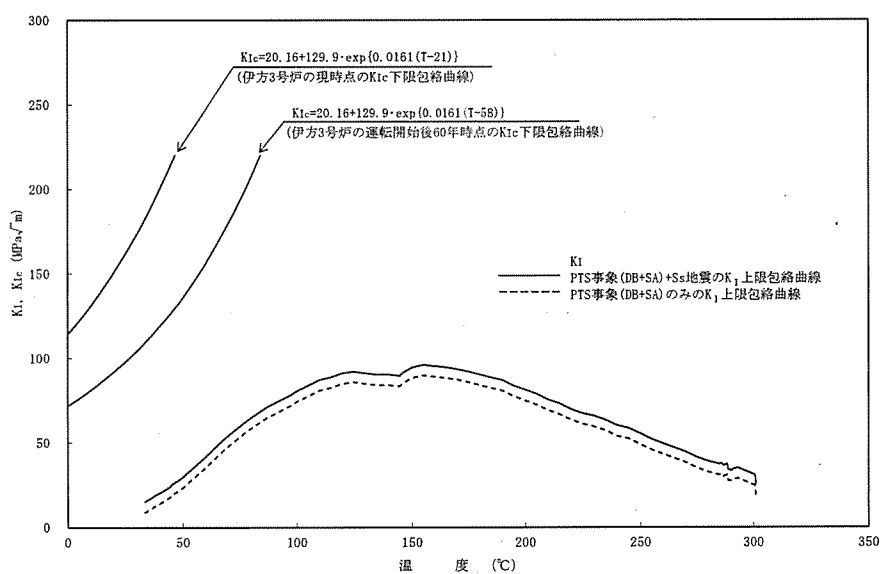


図 7-2 S s 地震を考慮した PTS 評価結果

以上の結果より、運転開始後 60 年時点での K_{IC} 下限包絡曲線と PTS 事象に S s 地震を考慮した K_I を比較すると、両曲線は交差することなく、 $K_{IC} > K_I$ は満足され、原子炉容器の中性子照射による関連温度上昇は、耐震安全性評価上問題ないことを確認している。

以 上

附属書表 F-3200-1 (1/2) 最深点 A での係数

a/t	Uniform G_0					
	a/ℓ					
	0.0	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5
0.00	1.1208	1.0969	1.0856	1.0727	1.0564	1.0366
0.05	1.1461	1.1000	1.0879	1.0740	1.0575	1.0373
0.10	1.1945	1.1152	1.0947	1.0779	1.0609	1.0396
0.15	1.2670	1.1402	1.1058	1.0842	1.0664	1.0432
0.20	1.3654	1.1744	1.1210	1.0928	1.0739	1.0482
0.25	1.4929	1.2170	1.1399	1.1035	1.0832	1.0543
0.30	1.6539	1.2670	1.1621	1.1160	1.0960	1.0614
0.40	2.1068	1.3840	1.2135	1.1448	1.1190	1.0772
0.50	2.8254	1.5128	1.2693	1.1757	1.1457	1.0931
0.60	4.0420	1.6372	1.3216	1.2039	1.1699	1.1058
0.70	6.3743	1.7373	1.3610	1.2237	1.1868	1.1112
0.80	11.991	1.7899	1.3761	1.2285	1.1902	1.1045

$a/t = 0.051$
 $a/\ell = 0.167$
 $G_0 = 1.0921$

a/t	Linear G_1					
	a/ℓ					
	0.0	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5
0.00	0.7622	0.6635	0.6826	0.7019	0.7214	0.7411
0.05	0.7624	0.6651	0.6833	0.7022	0.7216	0.7413
0.10	0.7732	0.6700	0.6855	0.7031	0.7221	0.7418
0.15	0.7945	0.6780	0.6890	0.7046	0.7230	0.7426
0.20	0.8267	0.6891	0.6939	0.7067	0.7243	0.7420
0.25	0.8706	0.7029	0.7000	0.7094	0.7260	0.7451
0.30	0.9276	0.7193	0.7073	0.7126	0.7282	0.7468
0.40	1.0907	0.7584	0.7249	0.7209	0.7338	0.7511
0.50	1.3501	0.8029	0.7454	0.7314	0.7417	0.7566
0.60	1.7863	0.8488	0.7671	0.7441	0.7520	0.7631
0.70	2.6125	0.8908	0.7882	0.7588	0.7653	0.7707
0.80	4.5727	0.9288	0.8063	0.7753	0.7822	0.7792

$a/t = 0.051$
 $a/\ell = 0.167$
 $G_1 = 0.6773$

タイトル	炉心槽の中性子照射による靱性低下に対する耐震安全性評価について						
説 明	中性子照射による材料の靱性低下が想定される炉心槽溶接部に有意な欠陥が存在すると仮定し、S s 地震発生時の荷重を考慮して求めた応力拡大係数Kと、中性子照射を受けたステンレス鋼のJ_{IC} 値から換算した破壊靱性値K_{IC} とを比較することにより耐震安全性評価を行っている。評価の具体的内容を以下に示す。 1. 解析条件 (1) 想定欠陥 想定欠陥は設計・建設規格を準用し、表 8-1 のとおりとした。 表 8-1 想定した亀裂形状 <table><tr><td>亀裂方向</td><td>亀裂長さ</td><td>亀裂深さ</td></tr><tr><td>周方向</td><td>1.5t</td><td>1/4t</td></tr></table> t : 炉心槽板厚 (= mm) 亀裂の想定部位（評価部位）は、図 8-1 に示すとおり、溶接部に亀裂が想定されることから、下部炉心槽上部胴と下部胴の溶接部とした。 なお、炉心槽の応力算出時におけるバッフル構造の変形拘束の影響については、炉心槽の板厚が約 51mm であるのに対し、炉心バッフル取付板を炉心槽に締結しているバレルフォーマボルトの径は約 13mm であることと、周方向に間隔を開けて設置されているため、十分に小さいと考えられる。	亀裂方向	亀裂長さ	亀裂深さ	周方向	1.5t	1/4t
亀裂方向	亀裂長さ	亀裂深さ					
周方向	1.5t	1/4t					

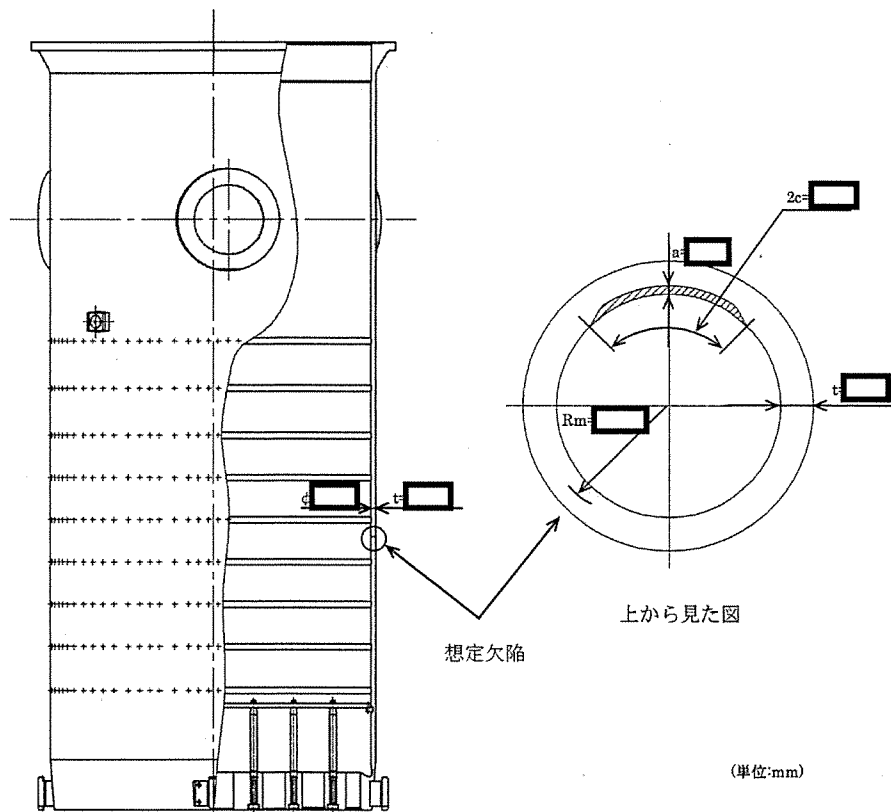


図 8-1 炉心槽における想定欠陥部位

(2) 応力条件

地震荷重は、水平方向地震荷重および鉛直方向地震荷重ともスペクトルモード解析で算出した。使用した水平方向耐震解析モデルおよび鉛直方向耐震解析モデルをそれぞれ図 8-2 および図 8-3 に示す。

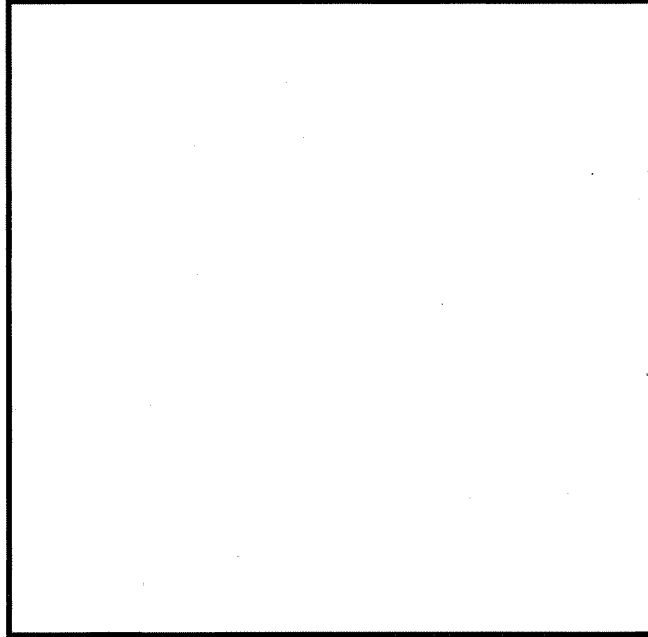


図 8-2 水平方向耐震解析モデル

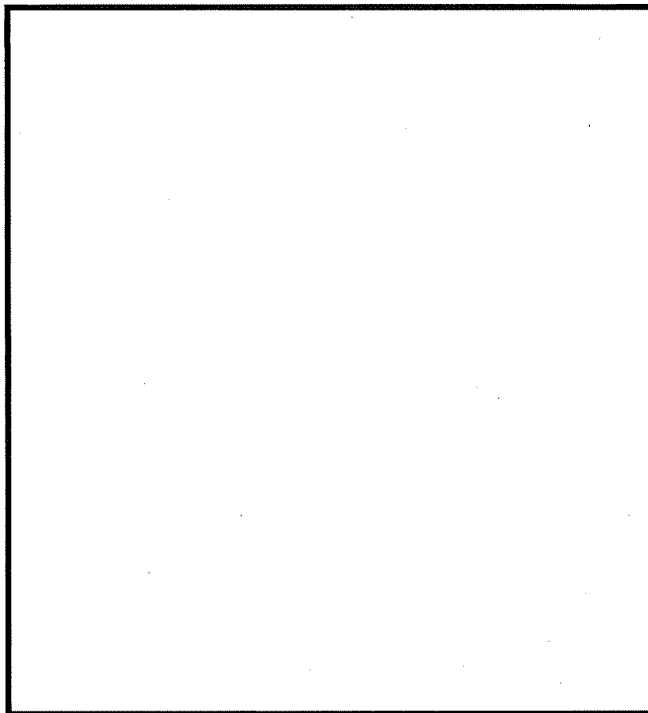


図 8-3 鉛直方向耐震解析モデル

評価位置に作用する機械荷重、熱荷重、S_s地震時の荷重による各応力の重ね合わせで評価した。評価に用いた応力条件を表 8-2 に示す。

表 8-2 応力条件 (単位：MPa)

機械荷重による応力	引張応力	7.7
	曲げ応力	0.0
熱荷重による応力	引張応力	0.0
	曲げ応力※ ¹	8.9
S _s 地震による応力	引張応力	21.8
合計	引張応力 σ_m	29.5
	曲げ応力 σ_b	8.9

※ 1：炉心槽の内外面の温度差により生じる曲げ応力

(3) 解析モデル

炉心槽の平均半径 R_m の板厚 t に対する比「 R_m/t 」は約 と大きいことから、炉心槽胴部は亀裂付き平板で近似している。図 8-4 に平板近似モデルを示す。また、表 8-3 に平板近似した想定欠陥の寸法を示す。

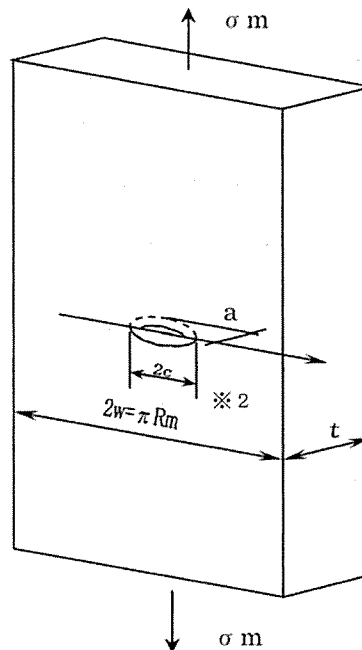


図 8-4 想定欠陥の平板近似モデル

※2 Raju-Newman の式において、板幅 w が小さいほど、平板端部の影響を受けて応力拡大係数は大きくなる。円筒形状である炉心槽を平板にて模擬するため、端部があるわけではないので、平板端部の影響を考慮する必要はないと考え、十分に大きな幅として半周分に設定している。

なお、Raju-Newman の式の適用範囲として、亀裂半長 c と板幅 w の関係が $c/w < 0.5$ ($w > 2c$) と規定されている。仮に、最も板幅が小さく、平板端部の影響を受ける $w=2c$ (mm) とした場合でも、応力拡大係数は $7.8 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ となり^(※3)、応力拡大係数に対する板幅の影響が軽微で、許容値 ($51 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$) に対して十分な裕度があることを確認している。

※3 $2w = \pi R_m$ (mm) の場合、応力拡大係数は $7.5 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$

表 8-3 想定した亀裂の寸法

	亀裂長さ 2c	亀裂深さ a	板幅 2w	板厚 t
寸法 (mm)				

2. 解析結果

(1) 中性子照射を受けたステンレス鋼の破壊靱性値 (許容値)

評価に用いるステンレス鋼の破壊靱性値 K_{IC} は、発電設備技術検査協会「平成8年度 プラント長寿命化技術開発に関する事業報告書」で得られたオーステナイト系照射ステンレス鋼の J_{IC} 試験結果を用いて、 J_{IC} 最下限値 14 kJ/m^2 から以下の換算式により算出した破壊靱性値 $K_{IC} = 51 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ とした。

$$K_{IC} = \sqrt{\frac{E}{(1-\nu^2)}} \times J_{IC}$$

E : 縦弾性係数^{*} ($173,000 \text{ MPa}$ at 350°C)

ν : ポアソン比 (0.3)

J_{IC} : 破壊靱性値の下限 (14 kJ/m^2 at 350°C)

※ : 中性子照射を受けるとステンレス鋼は硬化し降伏応力は大きくなる傾向があるが縦弾性係数に大きな変化はないことから、照射前の一定値を用いる。

(2) 地震時の応力拡大係数

応力拡大係数の算出は、以下のとおり、平板中の半楕円表面亀裂の応力拡大係数 K を求める Raju-Newman の式^{*}を用いた。

^{*} : Raju, I. S. and Newman, J. C., Jr., NASA Technical Paper 1578, 1979.

$$K = (\sigma_m + H \sigma_b) \sqrt{(\pi a/Q)} \cdot F$$

ここで、

$$Q=1+1.464(a/c)^{1.65} \quad (a/c \leq 1)$$

$$F=\{M_1+M_2(a/t)^2+M_3(a/t)^4\}(1-k^2 \cos^2 \phi)^{1/4} g \cdot f_w$$

$$M_1=1.13-0.09(a/c)$$

$$M_2=-0.54+0.89/\{0.2+(a/c)\}$$

$$M_3=0.5-1.0/\{0.65+(a/c)\}+14 \times \{1.0-(a/c)\}^{24}$$

$$g=1+\{0.1+0.35(a/t)^2\}(1-\sin \phi)^2$$

$$f_w=\left[\sec \left\{\frac{\pi c}{2W} \sqrt{(a/t)}\right\}\right]^{1/2}$$

$$k^2=1-(a/c)^2$$

$$H=H_1+(H_2-H_1) \sin^p \phi$$

$$p=0.2+(a/c)+0.6(a/t)$$

$$H_1=1-0.34(a/t)-0.11(a/c)(a/t)$$

$$H_2=1+G_1(a/t)+G_2(a/t)^2$$

$$G_1=-1.22-0.12(a/c)$$

$$G_2=0.55-1.05(a/c)^{0.75}+0.47(a/c)^{1.5}$$

<記号説明>

Q: 表面亀裂の形状補正係数

F: 応力拡大係数の補正係数

ϕ : 評価点の角度 (応力拡大係数が最大となる $\frac{\pi}{2}$ (最深点) とする)

g: 解の定式化のための係数

f_w : 有限板幅に関する補正係数

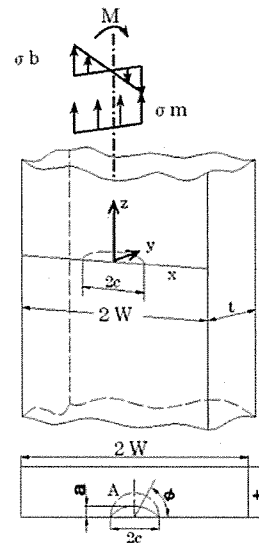
H: 曲げ応力の補正係数

$M_1, M_2, M_3, k, p, H_1, H_2, G_1, G_2$: 数式項の置き換え記号

σ_m : 引張応力

σ_b : 曲げ応力

適用範囲: $0 < a/c \leq 1.0, 0 \leq a/t \leq 1.0, c/w < 0.5, 0 \leq \phi \leq \pi$



S_s 地震時の応力拡大係数 $K=7.5\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ となり、照射ステンレス鋼の破壊靱性値 $51\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ を下回っており、不安定破壊は生じることはなく、耐震安全性評価上問題ない。

表 8-4 評価結果

地震条件	応力拡大係数K ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)	破壊靱性値 K_{Ic} ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)
S_s	7.5	51

以 上

タイトル	原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））の中性子および γ線照射脆化に対する耐震安全性評価について
説明	原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））の中性子および γ線照射脆化に対する評価についての評価内容を以下に示す。 1. サポートリブに発生するせん断応力値の算出 サポートリブに発生するせん断応力値σは、原子炉容器支持構造物に作用 する接線方向の最大荷重Tと鉛直方向の最大荷重Nを基に算出した。（詳細 は添付－１のとおり） せん断応力値$\sigma = 20 \text{ MPa}$（S s 地震時） 2. 想定欠陥 本評価では、評価対象であるサポートリブを、想定欠陥を含めモデル化し た。（詳細は添付－２のとおり） 3. 応力拡大係数の算出 応力拡大係数KをRaju-Newmanの算出式を用いて算出する。 $K = F \sigma \sqrt{\frac{\pi a / 1000}{Q}}$ $F = \left\{ M_1 + M_2 \times \left(\frac{a}{t} \right)^2 + M_3 \times \left(\frac{a}{t} \right)^4 \right\} \times g \times f_\phi \times f_w$ $Q = 1 + 1.464 \times \left(\frac{a}{c} \right)^{1.65}$ $M_1 = 1.13 - 0.09 \times \left(\frac{a}{c} \right)$ $M_2 = -0.54 + \frac{0.89}{0.2 + \frac{a}{c}}$ $M_3 = 0.5 - \frac{1}{0.65 + \frac{a}{c}} + 14 \times \left(1 - \frac{a}{c} \right)^{24}$ $f_\phi = \left\{ \left(\frac{a}{c} \right)^2 \cos^2 \phi + \sin^2 \phi \right\}^{\frac{1}{4}}$ $g = 1 + \left\{ 0.1 + 0.35 \times \left(\frac{a}{t} \right)^2 \right\} \times (1 - \sin \phi)^2$ $f_w = \left\{ \sec \left(\pi c \frac{\sqrt{\frac{a}{t}}}{2b} \right) \right\}^{\frac{1}{2}}$

<記号説明>

- a : 想定亀裂深さ (=15 (mm))
b : 平板の幅の半長 (=1,000 (mm))
c : 表面長さの半長 (=45 (mm))
t : 平板の厚さ (=60 (mm))
 ϕ : 亀裂前縁の位置を示す角度 ($=\pi/2$)
F : 応力拡大係数の補正係数 (=1.169)
Q : 表面亀裂の形状補正係数 (=1.239)
 M_1, M_2, M_3 : 数式項の置き換え記号 ($M_1=1.1, M_2=1.129, M_3=-0.516$)
 f_ϕ : 内部亀裂を表面亀裂に変換する際の補正係数 (=1)
g : 解の定式化のための係数 (=1)
 f_w : 有限板幅に関する補正係数 (=1)

なお、高経年化技術評価では、NUREG-1509「Radiation Effects on Reactor Pressure Vessel Supports」の評価手法に従い、応力拡大係数Kに安全率 $\sqrt{2}$ を乗じた値を評価に用いている。

$$\begin{aligned}\sqrt{2}K &= 1.169 \times 20 \times \sqrt{\frac{\pi \times \frac{15}{1000}}{1.239}} \times \sqrt{2} \\ &= 6.5 \text{ (MPa}\sqrt{\text{m}}\text{)}\end{aligned}$$

また、破壊靱性値について、本評価はせん断応力に対する評価であり、許容値としてはモードII（せん断）における破壊靱性値 $K_{II R}$ を使用することが最適であるが、試験法が確立していないこと等により値がないため、安全側と考えられるモードI（引張）での破壊靱性値 $K_{I R}$ を代用して評価している。許容値 $K_{I R}$ （=34.1MPa $\sqrt{\text{m}}$ ）の算出過程については添付－3に示す。

4. 評価結果

評価結果を表9-1に示す。応力拡大係数は破壊靱性値を超えることはないため、原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））の中性子および γ 線照射脆化は、耐震安全性評価上問題ない。

表9-1 原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））の中性子および γ 線照射脆化に対する耐震安全性評価結果

応力拡大係数 K_I ($=\sqrt{2} K$) (MPa $\sqrt{\text{m}}$)	破壊靱性値 $K_{I R}$ (MPa $\sqrt{\text{m}}$)	$K_I / K_{I R}$
6.5	34.1	0.19

以 上

原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））に発生するせん断応力 σ の算出について

１．原子炉容器支持構造物に作用する荷重

原子炉容器支持構造物に作用する荷重方向図を図9-1-1に、荷重を表9-1-1に示す。

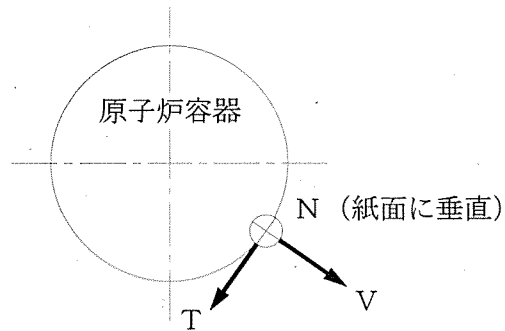


図9-1-1 荷重方向図

表9-1-1 原子炉容器支持構造物に作用する一次＋二次応力評価用荷重

（単位：kN）

	接線方向荷重 T	鉛直方向荷重 N
自 重	—	-1,396
熱 膨 張 荷 重	—	-961
地 震 荷 重	±6,254	-3,362
最 大 荷 重	±6,254	-5,719

（注１）鉛直方向荷重において負符号（－）は、鉛直下向きを示す。

（注２）Nの最大荷重は、自重と熱膨張荷重と地震荷重を加算したものである。

2. 応力の算出

2.1 原子炉容器支持構造物の応力計算

原子炉容器支持構造物の構造および評価箇所を図9-1-2に示す。評価対象とするサポートリブの①および②部におけるせん断応力を算出する。

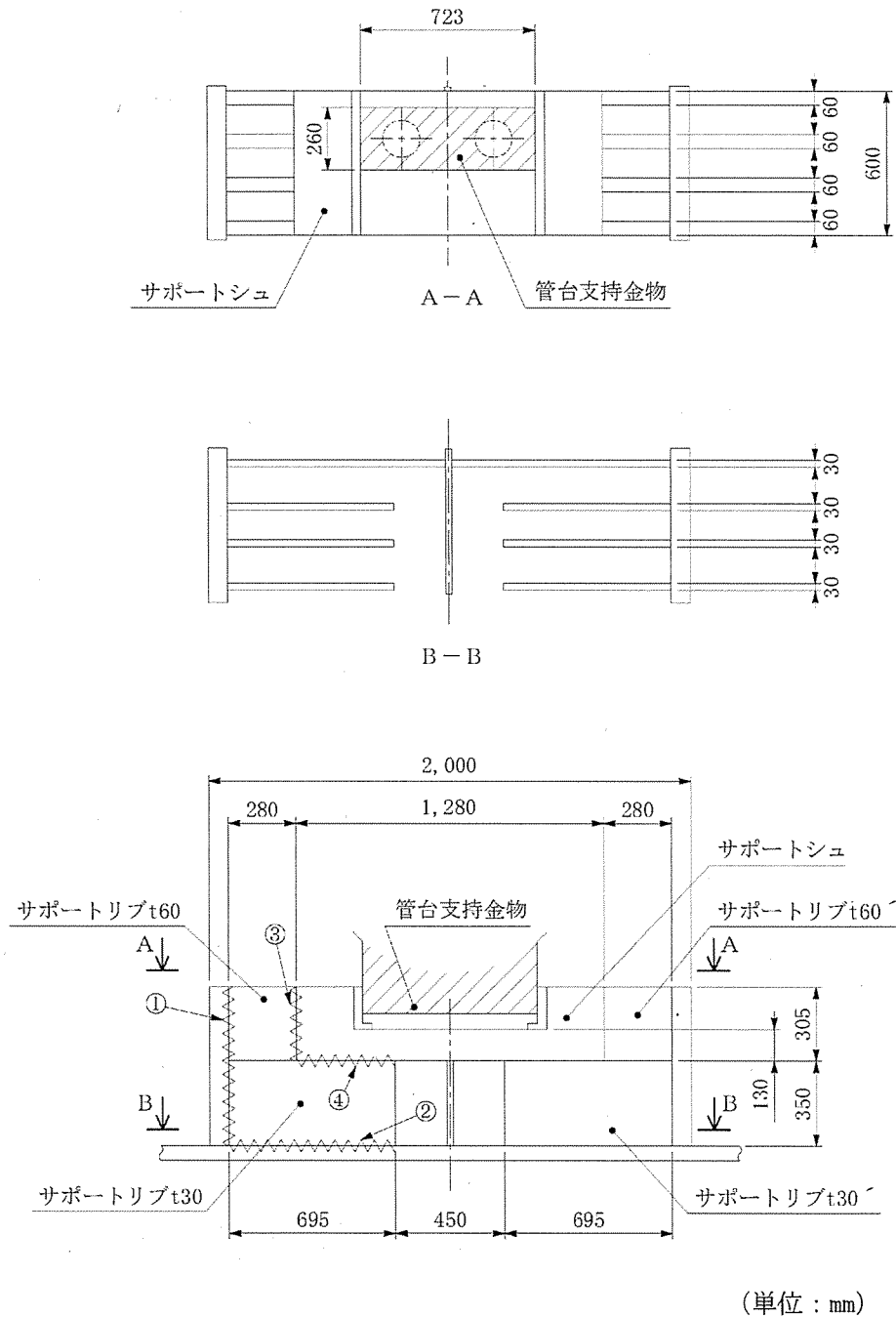


図 9-1-2 原子炉容器支持構造物の構造および評価箇所

(1) サポートシュに作用する荷重

サポートシュには図9-1-3に示すとおり荷重が作用する。

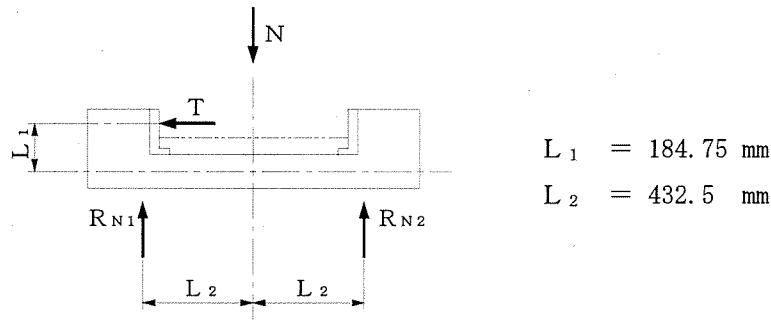


図9-1-3 サポートシュに作用する荷重

図9-1-3よりサポートリブからの反力 R_{N1} 、 R_{N2} を次式より求める。

$$R_{N1} + R_{N2} = N$$

$$R_{N1} \cdot L_2 = T \cdot L_1 + R_{N2} \cdot L_2$$

なお、 N 、 T については表9-1-1に、 L_1 、 L_2 については表9-1-2に示す。

(2) サポートリブに作用する荷重

原子炉容器支持構造物を図9-1-4のようにモデル化し、サポートリブに作用する荷重を求める。

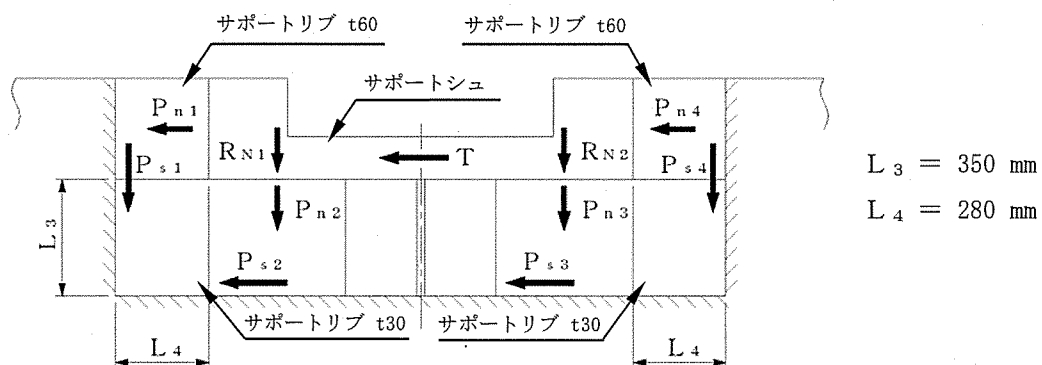


図9-1-4 サポートリブに作用する荷重

P_{n1} 、 P_{n2} 、 P_{n3} 、 P_{n4} 、 P_{s1} 、 P_{s2} 、 P_{s3} 、 P_{s4} はサポートシュより受ける荷重である。

ここでは、条件の厳しい t 60、t 30 のサポートリブについて評価するが、サポートシュは剛体であり、サポートリブとは溶接による一体構造であることから、次式が成立する。

$$P_{n1} + P_{s2} = \frac{T}{2} \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot (i)$$

$$P_{s1} + P_{n2} = R_{N1} \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot (ii)$$

サポートリブ (①部) のせん断による変位

$$D_{s1} = \frac{1}{G} \times \frac{P_{s1}}{A_{s1}} \times L_4$$

サポートリブ (②部) のせん断による変位

$$D_{s2} = \frac{1}{G} \times \frac{P_{s2}}{A_{s2}} \times L_3$$

サポートリブ (③部) の圧縮による変位

$$D_{c3} = \frac{1}{E} \times \frac{P_{n1}}{A_{c3}} \times L_4$$

サポートリブ (④部) の圧縮による変位

$$D_{c4} = \frac{1}{E} \times \frac{P_{n2}}{A_{c4}} \times L_3$$

圧縮による変位とせん断による変位の連続条件から

$$\frac{1}{E} \times \frac{P_{n1}}{A_{c3}} \times L_4 = \frac{1}{G} \times \frac{P_{s2}}{A_{s2}} \times L_3 \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot (iii)$$

$$\frac{1}{E} \times \frac{P_{n2}}{A_{c4}} \times L_3 = \frac{1}{G} \times \frac{P_{s1}}{A_{s1}} \times L_4 \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot (iv)$$

(i)、(ii)、(iii) および (iv) 式より P_{s1} および P_{s2} は次式より求められる。

$$P_{n1} = \frac{\frac{T}{2}}{1 + \frac{L_4}{E \times A_{c3}} \times \frac{G \times A_{s2}}{L_3}}$$

$$P_{n2} = \frac{R_{N1}}{1 + \frac{L_3}{E \times A_{c4}} \times \frac{G \times A_{s1}}{L_4}}$$

$$P_{s1} = \frac{L_3}{E \times A_{c4}} \times \frac{G \times A_{s1}}{L_4} \times P_{n2}$$

$$P_{s2} = \frac{L_4}{E \times A_{c3}} \times \frac{G \times A_{s2}}{L_3} \times P_{n1}$$

ここで、

P_{s1} : サポートリブ (①部) に作用するせん断荷重 (kN)

P_{s2} : サポートリブ (②部) に作用するせん断荷重 (kN)

P_{n1} : サポートリブ (③部) に作用する圧縮荷重 (kN)

P_{n2} : サポートリブ (④部) に作用する圧縮荷重 (kN)

A_{s1} : 荷重 P_{s1} を受けるサポートリブ (①部) のせん断に対する断面積 (mm^2)

A_{s2} : 荷重 P_{s2} を受けるサポートリブ (②部) のせん断に対する断面積 (mm^2)

A_{c3} : 荷重 P_{n1} を受けるサポートリブ (③部) の圧縮に対する断面積 (mm^2)

A_{c4} : 荷重 P_{n2} を受けるサポートリブ (④部) の圧縮に対する断面積 (mm^2)

なお、 T については表9-1-1に、 E 、 G 、 L_3 、 L_4 、 A_{s1} 、 A_{s2} 、 A_{c3} 、 A_{c4} については表9-1-2に示す。

2.2 原子炉容器支持構造物各部の応力計算方法

2.1項で求めた荷重より、サポートリブに発生する応力を算出する。

(1) サポートリブ

a. せん断応力 (①部)

$$\tau_1 = \frac{P_{s1}}{A_{s1}}$$

b. せん断応力 (②部)

$$\tau_2 = \frac{P_{s2}}{A_{s2}}$$

3. 応力の計算結果

3.1 計算条件

原子炉容器支持構造物の応力計算条件を表9-1-2に示す。

表9-1-2 原子炉容器支持構造物の応力計算条件

名 称	記号	単位	数値
荷重作用点までの距離	L_1	mm	184.75
荷重作用点までの距離	L_2	mm	432.5
部材の長さ	L_3	mm	350
部材の長さ	L_4	mm	280
サポートリブ（①部）のせん断に対する断面積	A_{s1}	mm ²	115,000
サポートリブ（②部）のせん断に対する断面積	A_{s2}	mm ²	83,400
サポートリブ（③部）の圧縮に対する断面積	A_{c3}	mm ²	73,200
サポートリブ（④部）の圧縮に対する断面積	A_{c4}	mm ²	49,800
サポートリブの縦弾性係数 ^{（注1）}	E	MPa	196,000
サポートリブの横弾性係数 ^{（注2）}	G	MPa	75,500
サポートリブの材質	—	—	SM50B

（注1）サポートリブの最高使用温度におけるJSME S NC1付録材料図表part6に規定する縦弾性係数。

（注2）サポートリブの最高使用温度におけるJSME S NC1付録材料図表part6に規定する縦弾性係数から求めた横弾性係数。

3.2 計算結果

2. 項で示した計算方法により求めた原子炉容器支持構造物の応力計算結果を、表9-1-3に示す。せん断応力が最も大きいS_s地震時のサポートリブ（①部）のせん断応力（ $\sigma = \tau_1 = 20\text{MPa}$ ）を評価に使用する。

表9-1-3 原子炉容器支持構造物の応力計算結果

（単位：MPa）

部材名	記号	地震時
		せん断
サポートリブ（①部）	τ_1	20
サポートリブ（②部）	τ_2	10

以 上

想定欠陥について

本評価では、評価対象であるサポートリブを、想定欠陥を含め図 9-2-1 のとおりモデル化し、せん断応力の生じる図 9-2-2 中①および②の位置を評価対象とした。想定欠陥のモデル図を図 9-2-1 に、評価対象箇所を図 9-2-2 にそれぞれ示す。

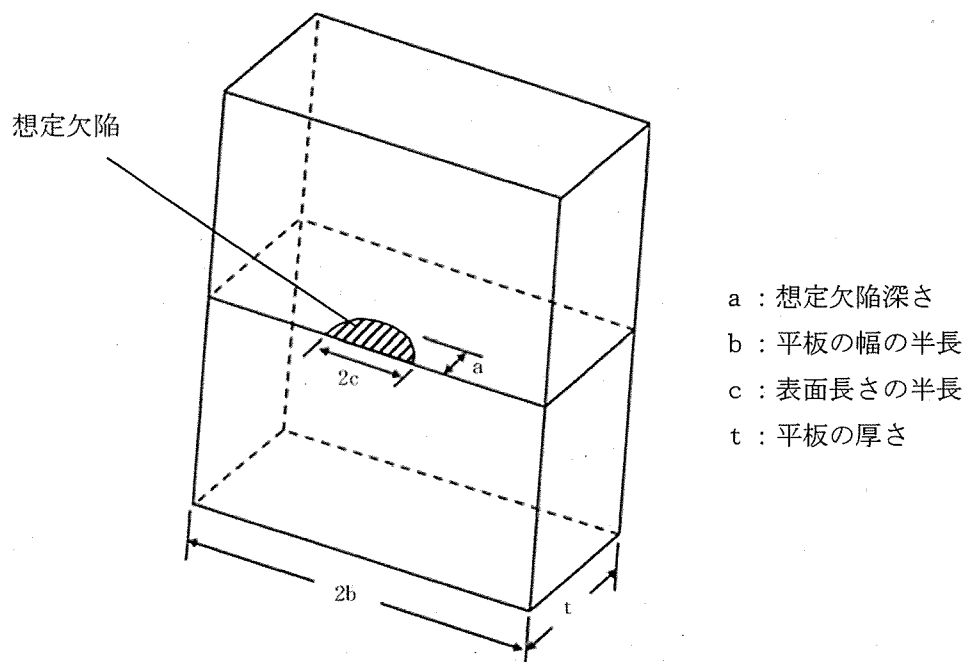


図 9-2-1 想定欠陥のモデル図

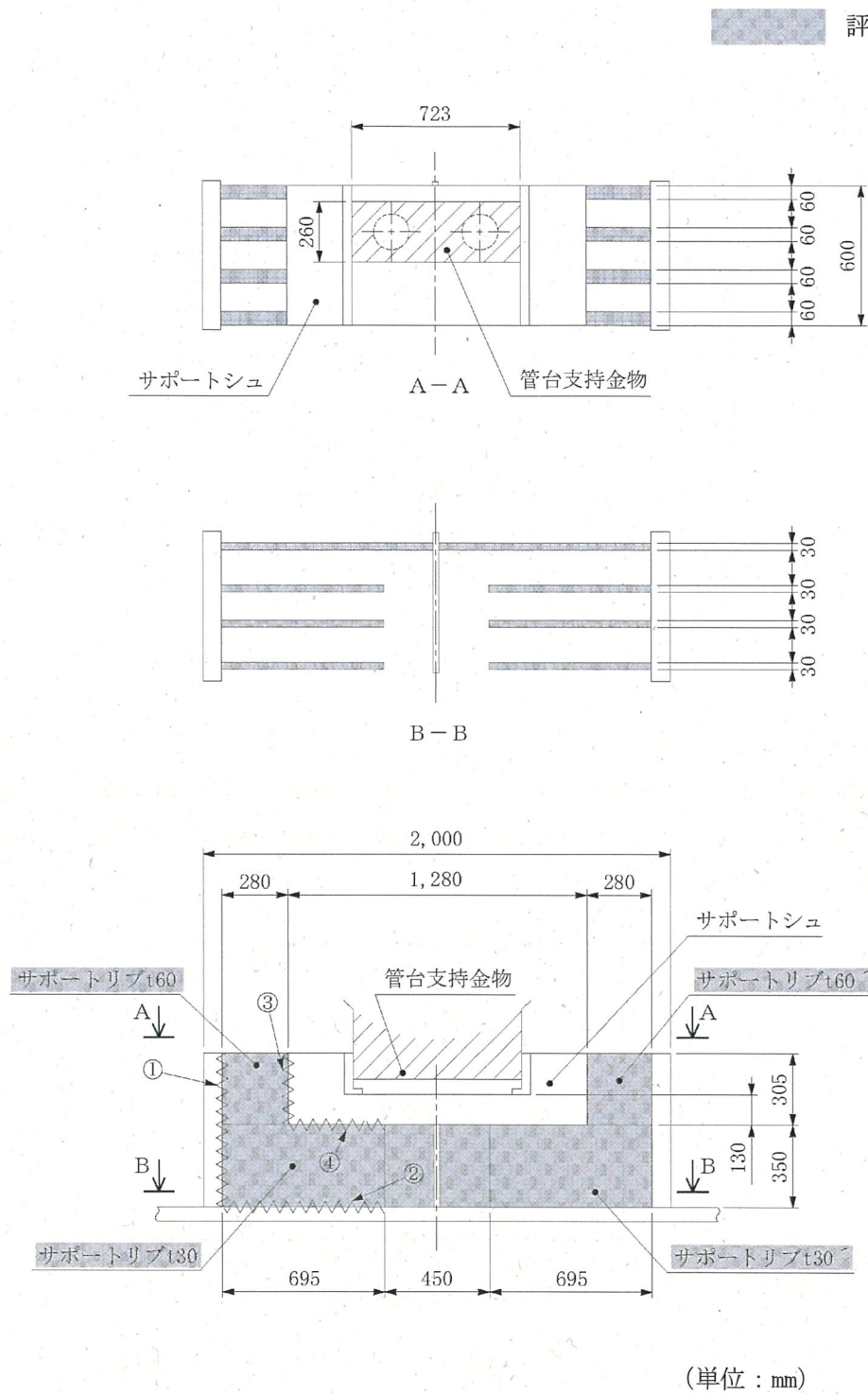


図 9-2-2 評価対象箇所

K_{IR} の算出根拠・過程について

K_{IR} については、図9-3-1に示すフローに基づき算出する。

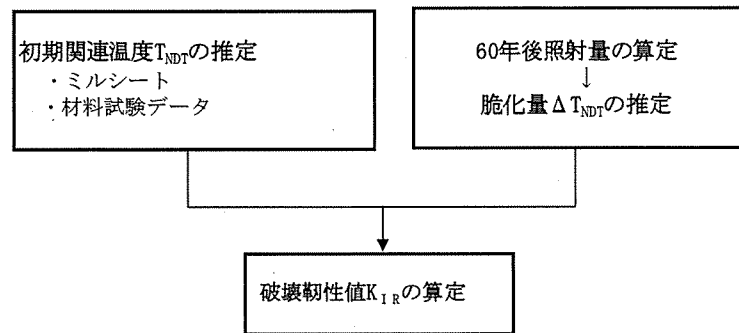


図9-3-1 K_{IR} の算定フロー

詳細については、以下のとおりである。

1. 吸収エネルギー曲線

国内PWRプラントの建設時のミルシートを基に、製作した供試材を用いた、引張試験、落重試験、シャルピー衝撃試験、破壊靱性試験結果から求めた吸収エネルギー遷移曲線を図9-3-2に示す。

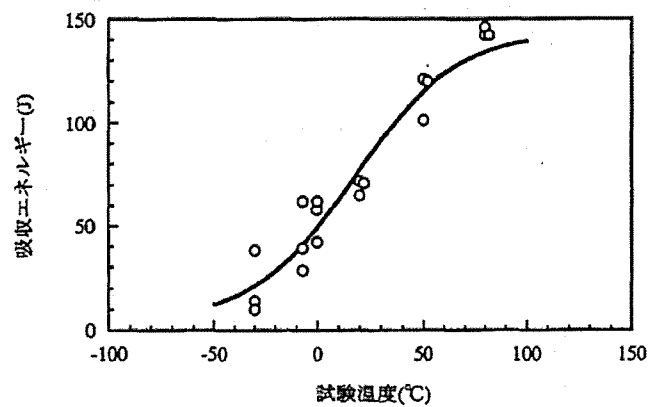


図9-3-2 リブ材(SM50B鋼)の吸収エネルギー遷移曲線

[出典：電力共同研究「原子炉容器支持構造物の照射脆化に関する研究」1999年度]

2. 初期関連温度 (T_{NDT}) の推定

図9-3-2の曲線（以下、「遷移曲線A」という。）と、国内外データ・文献データ等の吸収エネルギー遷移曲線（以下、「遷移曲線B」という。）を使い、「JSME 設計・建設規格 付録材料図表 Part5表3」および「JEAC4206 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」から求めた吸収エネルギー値（リブ材：41J）を満足する温度 T_i における吸収エネルギー $C_v(T_i)$ Aおよび $C_v(T_i)$ Bと、推定 T_{NDT} Aおよび推定 T_{NDT} Bの関係をプロットし、初期関連温度 (T_{NDT}) を推定する。

【評価結果】 -61°C

初期関連温度 (T_{NDT}) の推定の流れを、図9-3-3に示す。

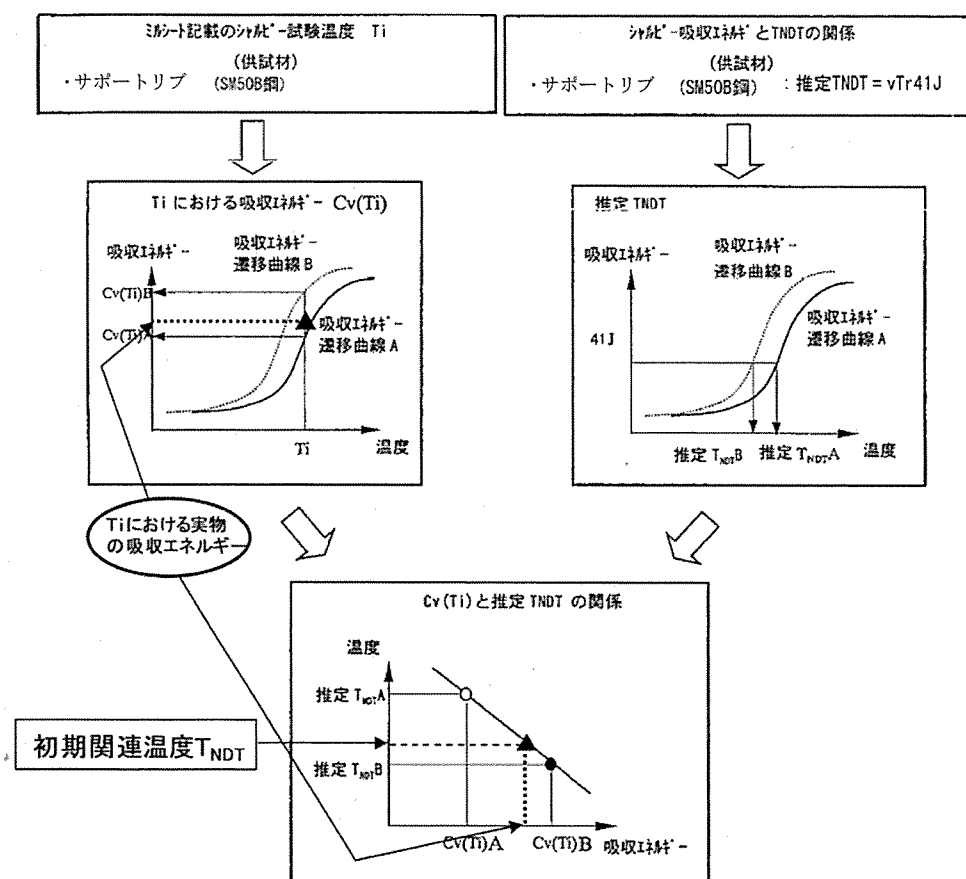


図9-3-3 シャルピー吸収エネルギー $C_v(T_i)$ と推定 T_{NDT} の関係

3. 中性子照射量の算定および脆化量 ΔT_{NDT} の推定

中性子照射量については、米国オークリッジ国立研究所で開発改良された「二次元輸送解析コード“DORT”」を用いて算定する。

【評価結果】 0.0059 dpa

この値を基に図9-3-4に示す、NUREG-1509「ORNLのHFIR炉のサーベイランスデータおよび米国 SHIPPINGPORT 炉の材料試験データ等の上限を包絡する曲線」を基にした脆化予測曲線を用いてサポートリブの脆化度（脆化量推定量（ ΔT_{NDT} ））を推定する。

【評価結果】 T_{NDT} : 61.8°C ΔT_{NDT} : 122.8°C

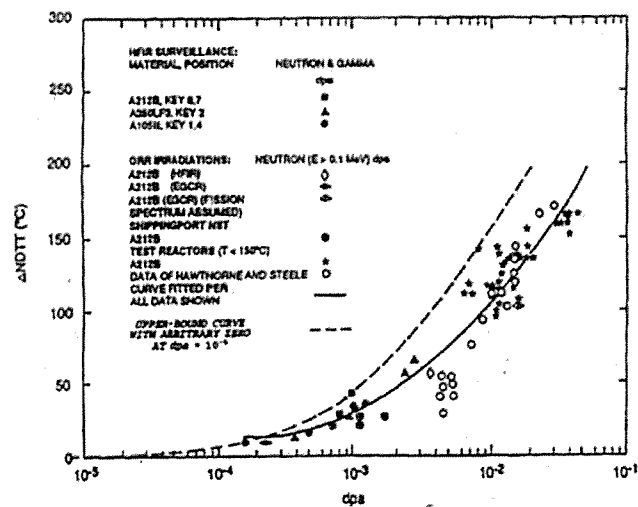


図9-3-4 RVサポートの脆化予測曲線

[出典：NUREG-1509 “Radiation Effects on Reactor Pressure Vessel Supports”

R. E. Johnson, R. E. Lipinski NRC 1996 P14]

4. 破壊靱性値 K_{IR} の推定

電力共同研究実施当時のASME Section III Appendix Gに記載されている下式により算出する。

$$K_{IR} = 29.43 + 1.344 \exp(0.0261(T - T_{NDT} + 88.9)) \quad ※1$$

K_{IR} : 破壊靱性値 (MPa $\sqrt{m}$)

T : 最低使用温度 (21℃)

T_{NDT} : 関連温度 (℃) (初期 T_{NDT} 推定値 + 脆化量推定値 (ΔT_{NDT}))

【評価結果】 K_{IR} : 34.1MPa $\sqrt{m}$

※1 K_{IR} はASME2007年版改正時に K_{IC} ($=36.5 + 22.783 \exp(0.036(T - T_{NDT}))$)へ変更されているが、 $K_{IR} < K_{IC}$ となり K_{IR} の方が保守的であることを確認している。

以 上

タイトル	廃液蒸発装置（蒸発器胴板）の応力腐食割れに対する耐震安全性評価について																																																																			
説明	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を以下に示す。 1. 評価仕様 評価仕様を表 10-1 に示す。 表 10-1 評価仕様 <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th><th>単位</th><th>記号</th><th>数値</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>板厚</td><td>mm</td><td>t</td><td></td></tr> <tr> <td>亀裂角度</td><td>rad</td><td>2θ</td><td>π</td></tr> <tr> <td>胴外径</td><td>mm</td><td>d_o</td><td rowspan="3"></td></tr> <tr> <td>胴内径</td><td>mm</td><td>d_i</td></tr> <tr> <td>胴板断面二次モーメント</td><td>mm^4</td><td>I</td></tr> <tr> <td>最高使用圧力</td><td>MPa</td><td>P</td><td>0.1</td></tr> <tr> <td>最高使用温度</td><td>℃</td><td>—</td><td>150</td></tr> <tr> <td>蒸発器質量</td><td>kg</td><td>m_0</td><td rowspan="3"></td></tr> <tr> <td rowspan="2">質点質量 (図 10-2 参照)</td><td>kg</td><td>m_1</td></tr> <tr> <td>kg</td><td>m_2</td></tr> <tr> <td>設計降伏点</td><td>MPa</td><td>S_y</td><td>130</td></tr> <tr> <td>設計引張強さ</td><td>MPa</td><td>S_u</td><td>424</td></tr> <tr> <td rowspan="2">基準点からの距離 (図 10-2 参照)</td><td>mm</td><td>H_1</td><td rowspan="2"></td></tr> <tr> <td>mm</td><td>H_2</td></tr> <tr> <td>設計地震力</td><td>—</td><td>C_H</td><td>7.42</td></tr> <tr> <td>胴板材質</td><td>—</td><td>—</td><td>SUS316L</td></tr> <tr> <td>重力加速度</td><td>m/s^2</td><td>g</td><td>9.80665</td></tr> </tbody> </table>			項目	単位	記号	数値	板厚	mm	t		亀裂角度	rad	2θ	π	胴外径	mm	d_o		胴内径	mm	d_i	胴板断面二次モーメント	mm^4	I	最高使用圧力	MPa	P	0.1	最高使用温度	℃	—	150	蒸発器質量	kg	m_0		質点質量 (図 10-2 参照)	kg	m_1	kg	m_2	設計降伏点	MPa	S_y	130	設計引張強さ	MPa	S_u	424	基準点からの距離 (図 10-2 参照)	mm	H_1		mm	H_2	設計地震力	—	C_H	7.42	胴板材質	—	—	SUS316L	重力加速度	m/s^2	g	9.80665
項目	単位	記号	数値																																																																	
板厚	mm	t																																																																		
亀裂角度	rad	2θ	π																																																																	
胴外径	mm	d_o																																																																		
胴内径	mm	d_i																																																																		
胴板断面二次モーメント	mm^4	I																																																																		
最高使用圧力	MPa	P	0.1																																																																	
最高使用温度	℃	—	150																																																																	
蒸発器質量	kg	m_0																																																																		
質点質量 (図 10-2 参照)	kg	m_1																																																																		
	kg	m_2																																																																		
設計降伏点	MPa	S_y	130																																																																	
設計引張強さ	MPa	S_u	424																																																																	
基準点からの距離 (図 10-2 参照)	mm	H_1																																																																		
	mm	H_2																																																																		
設計地震力	—	C_H	7.42																																																																	
胴板材質	—	—	SUS316L																																																																	
重力加速度	m/s^2	g	9.80665																																																																	

2. 評価モデル

評価モデルは、蒸発器胴板に地震時発生応力が最も大きくなる箇所に図 10-1 に示す通り 1 gpm (0.2271m³/h) の漏えい量以上となる半周の貫通亀裂※を想定し、図 10-2 に示す通りラグの中心を基準（固定点）とした 2 質点系のモデルにて評価している。

※メーカー試験結果(三菱重工技報 Vol. 18 NO. 4(1981-7))に基づき、亀裂幅を m と設定した場合における 1 gpm (0.2271m³/h) の漏えい亀裂角度は 105° であるが、本評価ではより安全側の半周亀裂（亀裂角度 180° = π rad）としている。

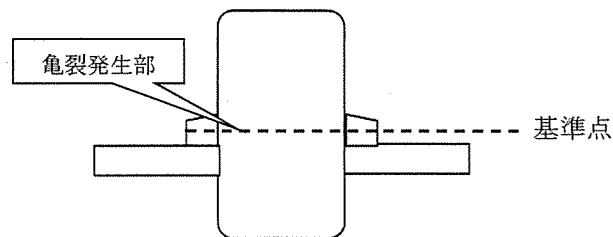


図 10-1 廃液蒸発装置蒸発器 亀裂想定箇所

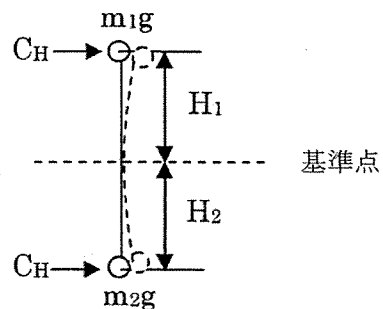


図 10-2 評価モデル

なお、亀裂想定箇所は廃液蒸発装置蒸発器の地震時応力最大点としており溶接位置とは異なっているが、溶接位置においても耐震安全性評価上問題ないことを確認している。詳細を添付-1 に示す。

3. 入力（荷重）条件

3.1 地震荷重

廃液蒸発装置は、耐震Bクラスであるため、設置エリアに対応する水平静的震度 0.501 (G※) と、1/2Sd の水平動的震度 7.42 (G) (Sd 床応答曲線のピーク値の 1/2 : 添付-2 参照) の大きい方である 7.42 (G) (=C_H) を使用する。

$$\text{※}9.80665 (\text{m/s}^2)$$

3.2 地震時発生応力

地震時の発生応力算出式を以下に示す。

$$\text{発生応力} : \sigma = \sigma_{\text{内圧}} + \sigma_{\text{自重}} + \sigma_{\text{地震}}$$

・内圧による応力

$$\sigma_{\text{内圧}} = \frac{P \times (d_i + 1.2t)}{4 \times t}$$

・自重による応力

$$\sigma_{\text{自重}} = \frac{m_0 \times g}{\pi \times t \times (d_i + t)}$$

・地震による応力

$$\sigma_{\text{地震}} = \frac{m_1 \times g \times H_1 \times (d_i + 2t) \times C_H}{2I} + \frac{m_2 \times g \times H_2 \times (d_i + 2t) \times C_H}{2I}$$

3.3 亀裂安定限界応力

日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 (JEAG 4613-1998)」3.2.3 き裂安定性評価に基づき、半周の貫通亀裂を考慮した安定限界応力 P_f を算出する。算出式を以下に示す。

$$P_f = P_m + P_b'$$

<記号説明>

P_m : 内圧によって発生する膜応力 (= P × d_o / 4t)

P_b' : 曲げ応力 (= 2σ_f (2sinβ - sinθ) / π)

β : { π - θ - (P_m / σ_f) π } / 2

σ_f : 流動応力 (= (S_y + S_u) / 2)

4. 評価結果

評価結果を表 10-2 に示す。廃液蒸発装置（蒸発器胴板）に応力腐食割れを考慮しても、地震時に発生する応力が亀裂安定限界応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題はない。

表 10-2 応力腐食割れに対する耐震安全性評価結果

想定亀裂	耐震安全性評価		
亀裂角度 (rad)	地震時応力 (MPa)	亀裂安定限界応力 (MPa)	応力比
π	48	71	0.68

以 上

廃液蒸発装置蒸発器の溶接位置における耐震安全性評価について

廃液蒸発装置蒸発器の溶接位置における評価を実施し、亀裂想定箇所による評価が耐震安全上問題のないことを以下に示す。

１．溶接位置

廃液蒸発装置蒸発器の溶接位置と亀裂想定箇所を図 10-1-1 に示す。

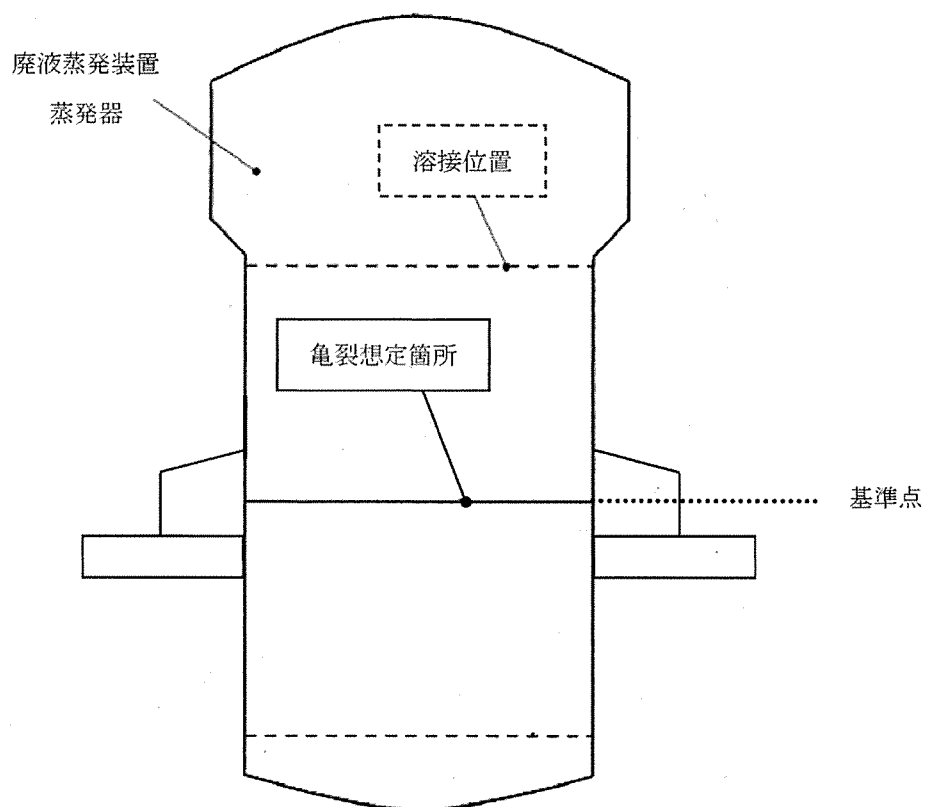


図 10-1-1 溶接位置と亀裂想定箇所

２．応力の算出

廃液蒸発装置蒸発器の溶接位置における評価は、維持規格（添付 E-9）に基づく弾塑性破壊力学評価法により、蒸発器胴板上部の周方向溶接部での応力比（曲げ応力）を算出し実施する。

２.１ 評価仕様

評価仕様を表 10-1-1 に示す。

表 10-1-1 評価仕様

項目	単位	記号	数値
板厚	mm	t	
亀裂角度	rad	2θ	π
胴外径	mm	d_o	
胴内径	mm	d_i	
最高使用圧力	MPa	P	0.1
最高使用温度	℃	—	150
蒸発器上部の質点質量	kg	m_1	
設計降伏点	MPa	S_y	130
設計引張強さ	MPa	S_u	424
基準点から蒸発器 上端までの距離	mm	L_1	
基準点から上部周方向 溶接線までの距離	mm	X_1	
設計地震力	—	C_H	7.42
胴板材質	—	—	SUS316L
重力加速度	m/s^2	g	9.80665

2.2 許容曲げ応力

周方向溶接部での許容曲げ応力 S_c の算出式^{※1}を以下に示す。

$$S_c = 1 \times (P_b' / Z) - P_m \times (1 - 1/Z)$$

= (MPa)

<記号説明>

- Z : Z 係数 (GTAW (ティグ溶接) および SMAW (被覆アーク溶接) における値)
($= 0.292 \log \{ (d_i) / 25 \} + 0.986$)
 P_b' : 曲げ応力 (半周亀裂が発生する場合) ($= 2 \sigma_f (2 \sin \beta - \sin \theta) / \pi$)
 β : $\{ \pi - \theta - (P_m / \sigma_f) \pi \} / 2$
 σ_f : 流動応力 ($= (S_y + S_u) / 2$)
 P_m : 一次一般膜応力 ($= P \times d_o / 4t$)

※1: 蒸発器胴板は拘束されていないので、熱膨張応力 P_e は考慮しない。

2.3 発生曲げ応力

周方向溶接部での発生曲げ応力 σ の算出式を以下に示す。

$$\sigma = M / Z_{断面}$$

= (MPa)

<記号説明>

- M : 上部周方向溶接部での発生モーメント ($= p \times (L_1 - X_1)^2 / 2$)
 $Z_{断面}$: 上部周方向溶接部の断面係数 ($= \pi (d_o^4 - d_i^4) / (32 \times d_o)$)
 p : 上部等分布加重 ($= (m_1 \times g \times C_H) / L_1$)

3. 評価結果

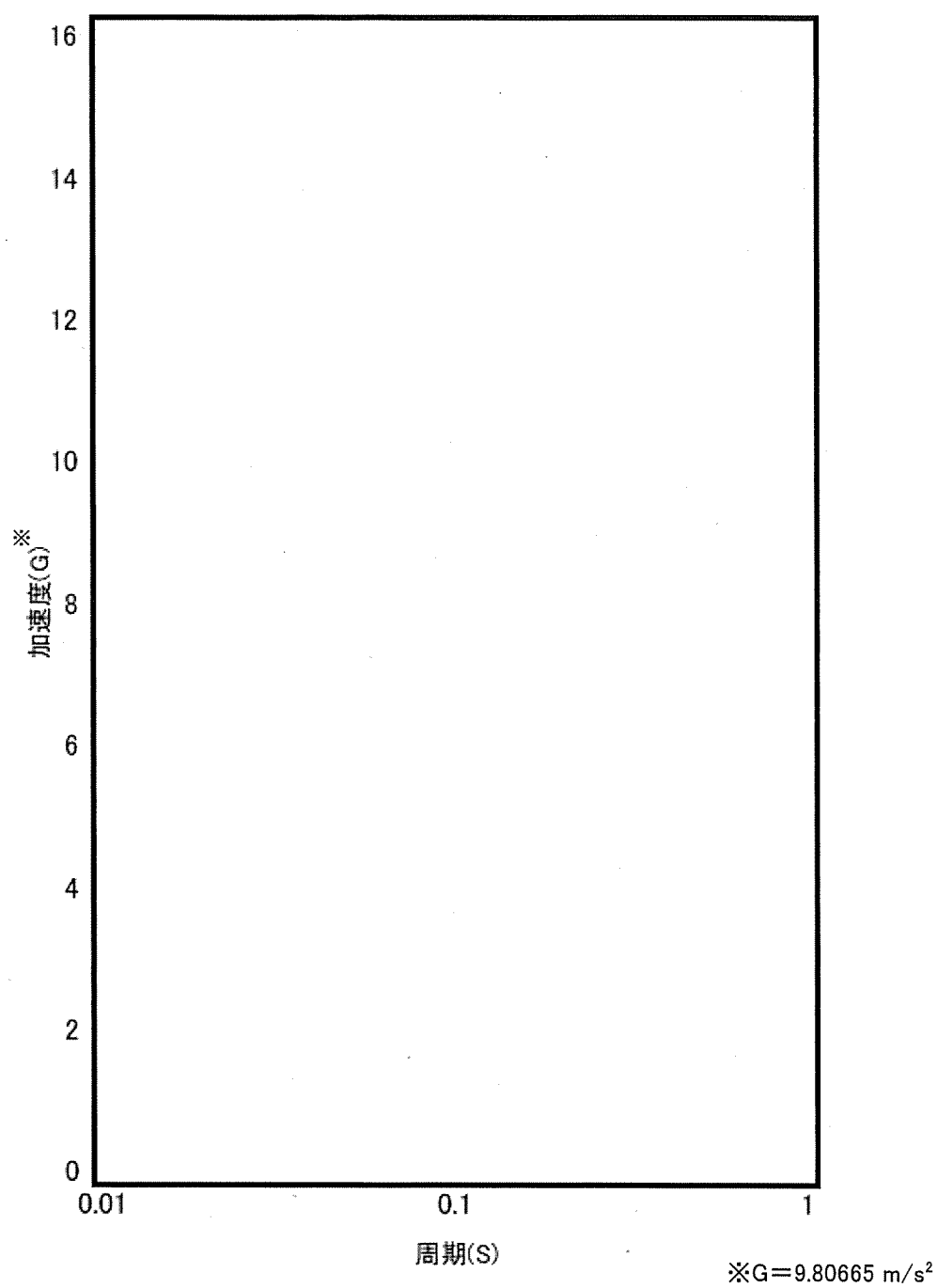
評価結果を表 10-1-2 に示す。胴板上部の周方向溶接部の評価の結果、発生曲げ応力は許容曲げ応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

なお、胴板上部の周方向溶接部の評価の結果、応力比は 0.35 であり、亀裂想定箇所による評価の応力比 0.68 と比較しても小さいことから、亀裂想定箇所による評価は安全側となる。

表 10-1-2 評価結果の比較

周方向溶接部の評価結果 応力比	亀裂想定箇所の評価結果 応力比
0.35	0.68

以 上

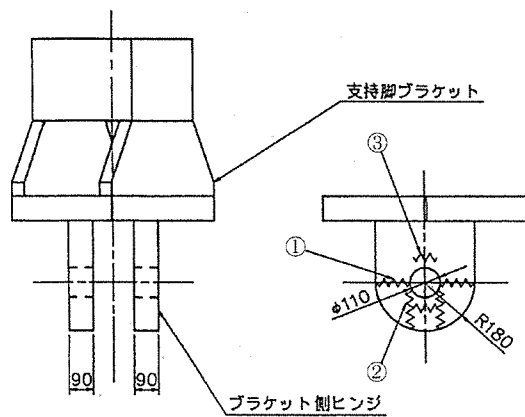


廃液蒸発装置蒸発器胴板 (原子炉補助建屋 EL. 32. 3m)

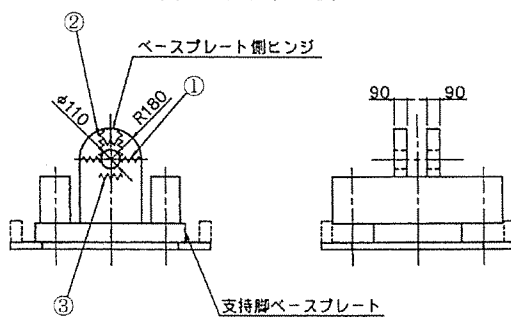
S d 地震動 水平方向床応答曲線図 (減衰 1 %)

タイトル	蒸気発生器支持脚（ヒンジ摺動部）の摩耗に対する耐震安全性評価について
説明	蒸気発生器支持脚のヒンジ摺動部の摩耗に対する評価の具体的内容について以下に示す。 1. 評価仕様 蒸気発生器支持脚ヒンジの摩耗深さは 0.03mm とする。 (摩耗深さの算定根拠は添付－1 を参照) 2. 評価モデル 蒸気発生器支持脚の概略図を図 11-1 に、評価対象箇所を図 11-2 にそれぞれ示す。

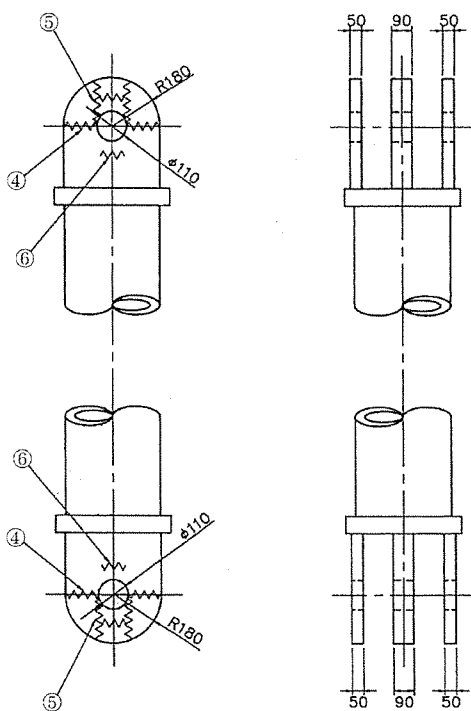
図 11-1 蒸気発生器支持脚概略図



(a) ブラケット側ヒンジ



(b) ベースプレート側ヒンジ



(c) サポートパイプ側ヒンジ

(単位 : mm)

図 11-2 評価対象箇所

3. 入力（荷重）条件

蒸気発生器支持脚に作用する一次応力および一次＋二次応力評価用荷重を以下に示す。

(1) 一次応力評価用荷重

引張荷重 $N=4,275$ (kN)

圧縮荷重 $N=6,634$ (kN)

(2) 一次＋二次応力評価用荷重

引張荷重 $N=5,047$ (kN)

圧縮荷重 $N=7,044$ (kN)

4. 許容応力

各部材の許容応力を表 11-1 に示す。

表 11-1 各部材の許容応力

機器	部位	材料	温度 (℃)	許容応力 (MPa)		
				$1.5f_t^*$	$1.5f_s^*$	$1.5f_p^*$
蒸気 発生器	ブラケット側 ヒンジ	SM490B	90	312	180	426
	ベースプレート側 ヒンジ		50	336	193	457
	サポートパイプ側 ヒンジ		80	316	183	432

f_t^* 、 f_s^* 、 f_p^* は、供用状態Ⅳ_{AS} に対する許容応力算定に用いる引張、せん断、
支圧応力

5. 評価部面積

評価部面積を以下に示す。番号については図 11-2 を参照のこと。

①部 断面積

$$A_{t1} = \{180 \times 2 - (110 + 0.03 \times 2)\} \times 90 \times 2$$

$$= 44,900 \text{ (mm}^2\text{)}$$

②部 せん断に対する断面積

$$A_{s2} = \sqrt{180^2 - \left\{ \frac{(110 + 0.03 \times 2)}{2} \right\}^2} \times 2 \times 90 \times 2$$

$$= 61,600 \text{ (mm}^2\text{)}$$

③部 支圧面積

$$A_{p3} = 110 \times 90 \times 2 = 19,800 \text{ (mm}^2\text{)}$$

④部 断面積

$$\begin{aligned} A_{t4} &= \{180 \times 2 - (110 + 0.03 \times 2)\} \times (90 + 50 \times 2) \\ &= 47,400 \text{ (mm}^2\text{)} \end{aligned}$$

⑤部 せん断に対する断面積

$$\begin{aligned} A_{s5} &= \sqrt{180^2 - \left\{ \frac{(110 + 0.03 \times 2)}{2} \right\}^2} \times 2 \times (90 + 50 \times 2) \\ &= 65,100 \text{ (mm}^2\text{)} \end{aligned}$$

⑥部 支圧面積

$$A_{p6} = 110 \times (90 + 50 \times 2) = 20,900 \text{ (mm}^2\text{)}$$

6. 発生応力および応力比の算出

①部 引張応力

$$\sigma_{t1} = \frac{N}{A_{t1}}$$

一次応力評価用荷重 $N=4,275 \text{ (kN)}$ より

$$\sigma_{t1} = 96 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $96/312 = 0.31$

②部 せん断応力

$$\tau_2 = \frac{N}{A_{s2}}$$

一次応力評価用荷重 $N=4,275 \text{ (kN)}$ より

$$\tau_2 = 70 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $70/180 = 0.39$

③部 支圧応力

$$\sigma_{p3} = \frac{N}{A_{p3}}$$

一次応力評価用荷重 $N=6,634$ (kN) より

$$\sigma_{p3} = 336 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $336/426 = 0.79$

また、一次+二次応力評価用荷重 $N=7,044$ (kN) より

$$\sigma_{p3} = 356 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $356/426 = 0.84$

④部 引張応力

$$\sigma_{t4} = \frac{N}{A_{t4}}$$

一次応力評価用荷重 $N=4,275$ (kN) より

$$\sigma_{t4} = 91 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $91/316 = 0.29$

⑤部 せん断応力

$$\tau_5 = \frac{N}{A_{s5}}$$

一次応力評価用荷重 $N=4,275$ (kN) より

$$\tau_5 = 66 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $66/183 = 0.36$

⑥部 支圧応力

$$\sigma_{p6} = \frac{N}{A_{p6}}$$

一次応力評価用荷重 $N=6,634$ (kN) より

$$\sigma_{p6} = 318 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $318/432 = 0.74$

また、一次+二次応力評価用荷重 $N=7,044$ (kN) より

$$\sigma_{p6} = 338 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $337/432 = 0.78$

7. 評価結果

最大の応力比を示した部位（一次応力は②部、一次＋二次応力は③部）の評価結果を表 11-2 に示す。地震時に発生する応力は許容応力を下回っていることから耐震安全性評価上問題ない。

表 11-2 評価結果

評価対象	耐震 重要度	許容 応力 状態	地震動	発生応力 (MPa)		許容応力 (MPa)		応力比 ^{*1}	
				一次 ^{*2}	一次 ＋二次 ^{*3}	一次	一次 ＋二次	一次	一次 ＋二次
蒸気発生器 支持脚	S	IV _A S	S _s	70	356	180	426	0.39	0.84

*1：応力比＝発生応力/許容応力

*2：③および⑥部（支圧応力）は摩耗による影響がないため、一次応力による評価は③部および⑥部を除いて応力比が最も厳しい②部を代表としている。

*3：一次＋二次応力による評価は③および⑥部（支圧部）のみであるため摩耗による影響はないが、応力比が最も厳しい③部を代表としている。

8. 工事計画認可申請における評価との比較について

工事計画認可申請における評価結果として、蒸気発生器支持脚の支圧応力（一次＋二次応力）の発生応力および許容値の記載があるので表 11-4 で比較する。

表 11-4 蒸気発生器支持脚の支圧応力（一次＋二次応力）の評価結果の比較

耐震 重要度	許容 応力 状態	地震動	発生応力 (MPa)		許容応力 (MPa)	
			高経年化 技術評価	工事計画 認可	高経年化 技術評価	工事計画 認可
S	IV _A S	S _s	356	356	426	391

工事計画認可では、SA 状態の温度 173℃を考慮して算出しているが、高経年化技術評価では、通常温度 90℃で算出しているため許容応力が異なる。

なお、SA 状態の温度を考慮した場合の、ヒンジ摺動部の摩耗に対する影響評価結果を、表 11-5 に示す。

表 11-5 SA 状態温度を考慮した場合のヒンジ摺動部の摩耗に対する影響評価結果

評価対象	耐震 重要度	許容 応力 状態	地震動	発生応力 (MPa)		許容応力 (MPa)		応力比 ^{*1}	
				一次 ^{*2}	一次 + 二次 ^{*3}	一次	一次 + 二次	一次	一次 + 二次
蒸気発生器 支持脚	S	IV _A S	S _s	70 (70)	356 (356)	165 (165)	391 (391)	0.42 (0.42)	0.91 (0.91)

()内数値：高経年化技術評価

*1：応力比＝発生応力/許容応力

*2：③および⑥部（支圧応力）は摩耗による影響がないため、一次応力による評価は③部および⑥部を除いて応力比が最も厳しい②部を代表としている。

*3：一次+二次応力による評価は③および⑥部（支圧部）のみであるため摩耗による影響はないが、応力比が最も厳しい③部を代表としている。

以 上

蒸気発生器支持脚（ヒンジ摺動部）の摩耗深さの算定根拠

蒸気発生器の自重を支えている支持脚のヒンジ摺動部について、運転開始後 60 年時点における推定摩耗量を評価した。

摩耗量については、現在定量的に評価する理論が確立されていないが、ここではホルム（Holm）の理論式（機械工学便覧（日本機械学会編））により、概略の摩耗量の推定を行った。

ホルムの式： $W = K \cdot S \cdot P / P_m$

W : 摩 耗 量 (m^3)

K : 摩耗係数(－) (7×10^{-3})

S : すべり距離 (m)

P : 荷 重 (N)

P_m : 硬 さ (N/m^2) ($18.6 \times 10^7 \times g$ (N/m^2))

g : 重力加速度 (m/s^2) (9.80665 (m/s^2))

また、摩耗深さ： $H = W / A$

H : 摩耗深さ (m)

A : 接触面積 (m^2)

なお、評価にあたっては、通常運転時における評価対象サポートに加わる荷重（約 $170 \times g$ kN）を算出した。

すべり距離（約 0.28m）については計算により求めた熱移動量を基に運転状態Ⅰおよび運転状態Ⅱの過渡条件とその回数から算出した。

摩耗係数および硬さについては J. F. Archard & W. Hirst, Proc. Roy. Soc., 236, A, (1956), 397 より使用温度での硬さの変化を考慮しても安全側の評価となるよう、実機より柔らかい材料である軟鋼－軟鋼のデータを引用した。

上記式より、運転開始後 60 年時点の推定摩耗量と、蒸気発生器支持脚の接触面積から、運転開始後 60 年時点の推定摩耗深さを求める。表 11-1-1 に各数値を示す。

表 11-1-1 評価対象部位の各数値

部位	推定摩耗量 W ($\times 10^{-6}$ (m^3))	接触面積 A ($\times 10^{-4}$ (m^2))	運転開始後 60 年時点の 推定摩耗深さ H ($\times 10^{-3}$ (m))
蒸気発生器支持脚 (ヒンジ摺動部)	1.8	639	0.03

タイトル	配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	1. 評価対象ラインの抽出について 伊方3号炉の高経年化技術評価における「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、「日本機械学会 加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格（JSME S NG1-2006）」（以下、「技術規格」という。）等を反映した社内規定「2次系配管肉厚検査計画」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。 なお、耐震重要度が高く、配管の腐食（流れ加速型腐食）（以下、「FAC」という。）による配管減肉を考慮した耐震安全性評価の結果、発生応力と許容応力の比が最大となる蒸気発生器ブローダウン系統の炭素鋼配管を代表とし、以下に評価の詳細を示す。また、蒸気発生器ブローダウン系統以外の系統の配管（主蒸気系統配管、主給水系統配管、タービンランド蒸気系統配管、抽気系統配管、補助蒸気系統配管、復水系統配管、ドレン系統配管）の評価を添付－4、5、6に示す。 2. 評価仕様 蒸気発生器ブローダウン系統配管の評価仕様を表12-1に示す。 表12-1 評価仕様 <table><tr><th>評価対象配管</th><th>ライン数</th><th>種別</th><th>技術規格との対応※1</th><th>減肉条件</th></tr><tr><td>蒸気発生器ブローダウン系統配管</td><td>18※2</td><td>FAC</td><td>あり (主要箇所)</td><td>必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)</td></tr></table> ※1（ ）内の記載は社内規定「2次系配管肉厚検査計画」に基づく管理区分を示す。 ※2 蒸気発生器ブローダウン管については、定ピッチスパンモデルによる評価を行っているため除く。 3. 解析モデル (1) 解析手法 はりモデル解析 (2) 解析モデル図 評価対象ラインのうち、高経年化技術評価書に代表で記載した応力比の厳しい箇所を含む範囲の解析モデル図を添付－1に示す。 また、定ピッチスパンモデルを使用した蒸気発生器ブローダウン系統（蒸気発生器ブローダウン管）の評価条件について添付－2に示す。	評価対象配管	ライン数	種別	技術規格との対応※1	減肉条件	蒸気発生器ブローダウン系統配管	18※2	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)
評価対象配管	ライン数	種別	技術規格との対応※1	減肉条件							
蒸気発生器ブローダウン系統配管	18※2	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)							

4. 評価結果

評価結果を添付－３に示す。

なお、耐震安全性評価書（配管）における蒸気発生器ブローダウン系統配管のFACに対する評価結果の記載内容を以下に示す。

表3.5-25 (1/2) 伊方3号炉 母管の腐食（流れ加速型腐食）に対する評価結果
（蒸気発生器ブローダウン系統配管）

評価対象	減肉評価条件	耐震重要度		応力比 ^{*1}	
				一次	一次＋二次
蒸気発生器 ブローダウン系統配管	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)	S	S s ^{*2}	0.32	1.02
		C		0.94	—

*1：応力比＝地震時応力／許容応力

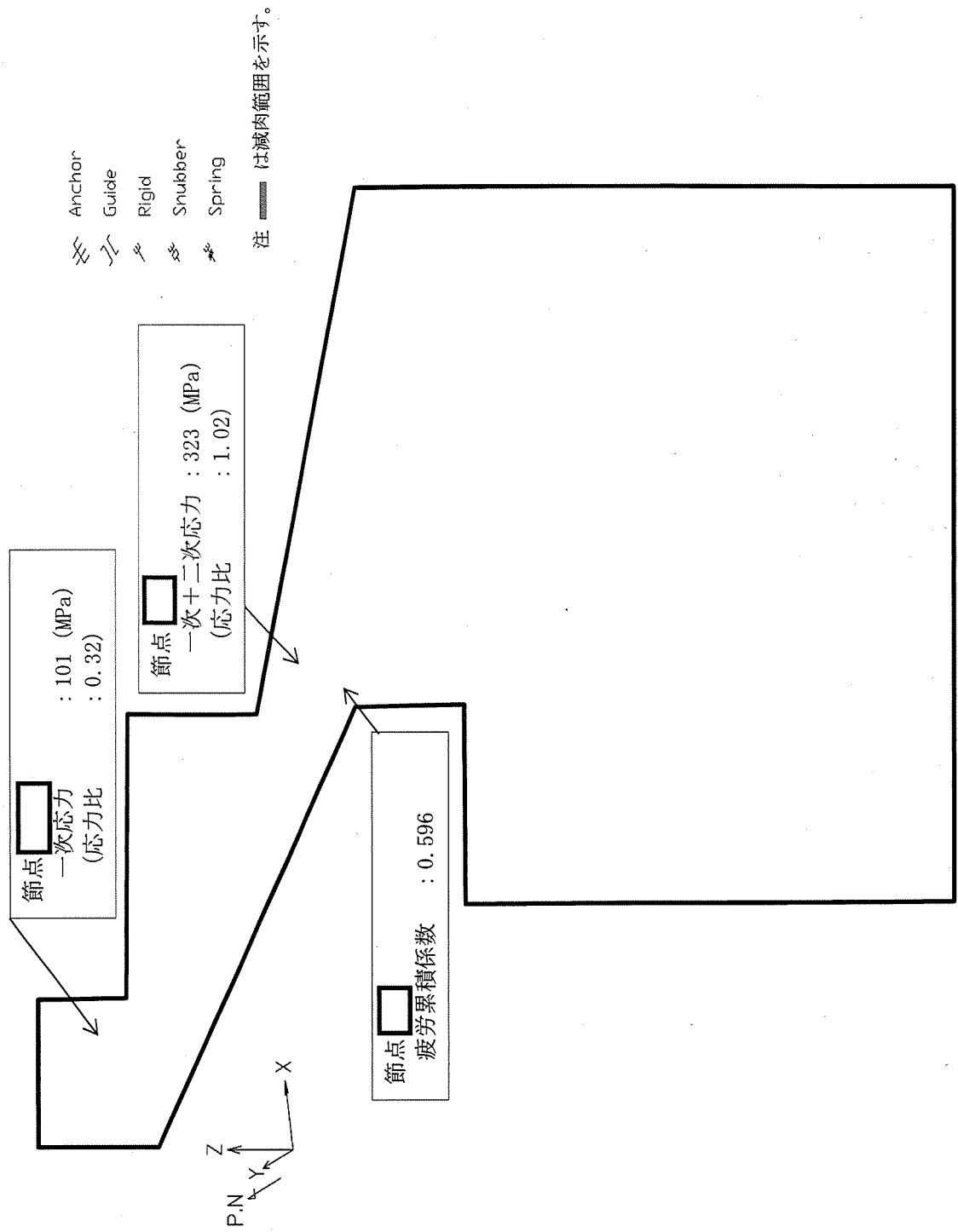
*2：S s地震力がS d地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S s地震力による評価応力がS d地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S d地震力および静的地震力による評価を省略した。

表3.5-25 (2/2) 伊方3号炉 母管の腐食（流れ加速型腐食）に対する評価結果
（蒸気発生器ブローダウン系統配管）

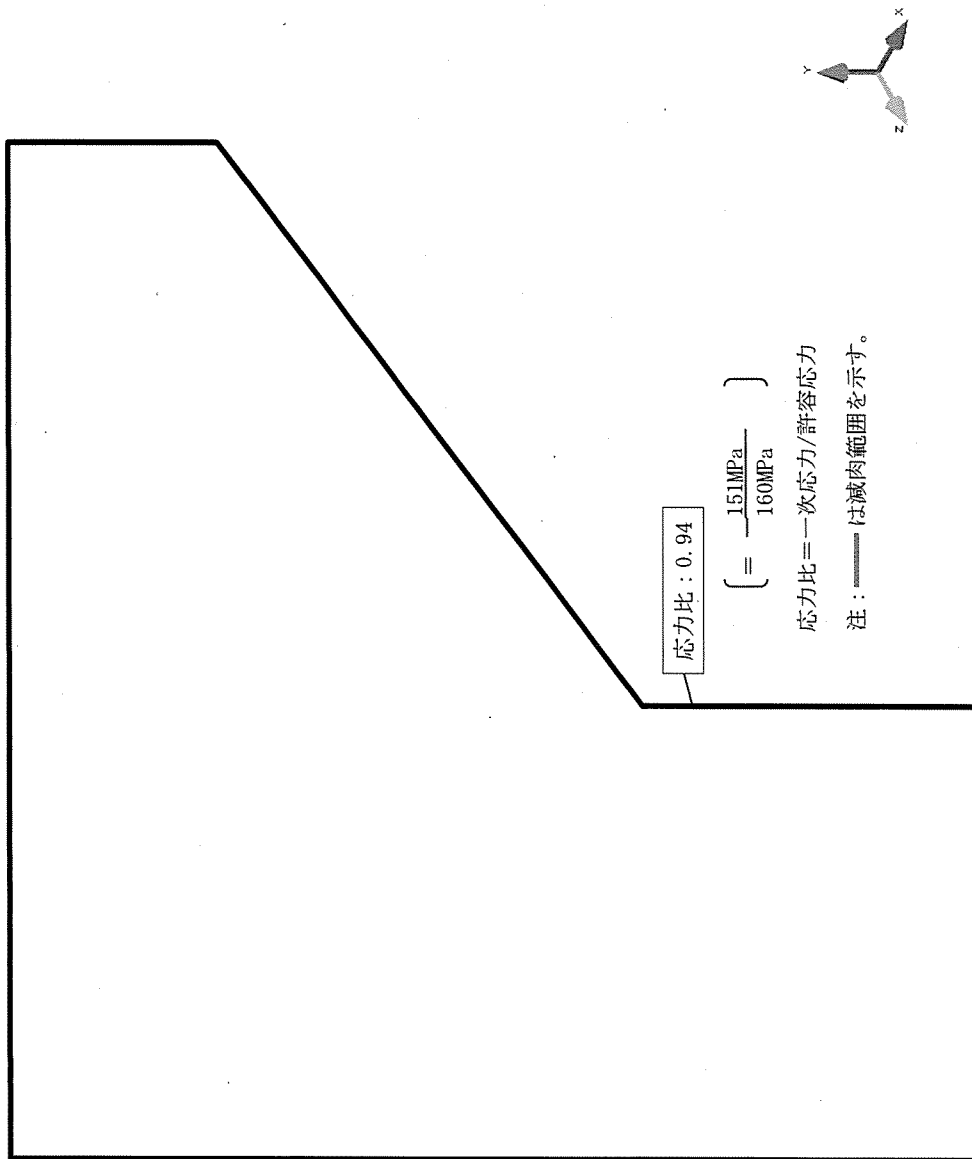
評価対象	耐震重要度		疲労累積係数 (許容値1以下)
			地震時
蒸気発生器 ブローダウン系統配管	S	S s ^{*1}	0.596

*1：S s地震力がS d地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S s地震動およびS d地震動の評価用等価繰り返し回数が同じであるためS d地震力および静的地震力による評価を省略した。

以 上



蒸気発生器ブロアダウン系統配管 A-蒸気発生器ブロアダウン系統配管
PEN#313(CV外) CVBD内 【S 地震】



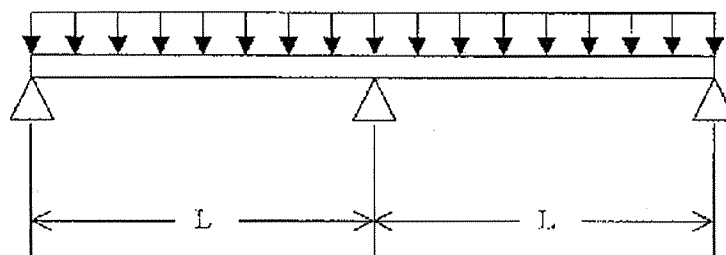
蒸気発生器ブローダウン系統配管（Cクラス） SGBDフラッシュタンク入口管A2

蒸気発生器ブローダウン系統配管の定ピッチスパンモデル評価条件

耐震重要度Cクラスの配管のうち、蒸気発生器ブローダウン系統配管（蒸気発生器ブローダウン管）については、建設時に応力制限を設定し余裕のある最大支持間隔を定め、これに基づきサポートの設置を行っていることから、減肉を考慮した定ピッチスパンモデルによる評価が可能である。蒸気発生器ブローダウン系統配管（蒸気発生器ブローダウン管）の定ピッチスパン評価に用いた評価方法、および結果は以下のとおりである。

１．評価方法

- （１）蒸気発生器ブローダウン系統配管（蒸気発生器ブローダウン管）に使用される炭素鋼配管を、口径・肉厚毎に分類し、最も厳しくなる圧力・温度を評価条件として設定する。
- （２）配管サイズ（口径・肉厚）毎に、最大支持間隔 L （設計値）の２スパン３点支持の等分布質量の連続梁モデル化し、地震荷重を負荷する。配管肉厚は全長を必要最小肉厚とし、配管全周を必要最小肉厚まで減肉させた状態の断面係数を用いる（ただし配管重量は安全側に公称肉厚における重量とする）。支持点の拘束方向は軸直方向のみとし、軸方向および回転に対しては自由とする。



２スパン３点支持の等分布質量の連続梁モデル

- （３）自重、内圧、地震による発生応力を合計し、許容応力と比較する。

２．評価結果

- （１）配管サイズ毎の評価結果は下表のとおりであり、配管に必要最小肉厚までの減肉を考慮しても、地震時に発生する応力が許容応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

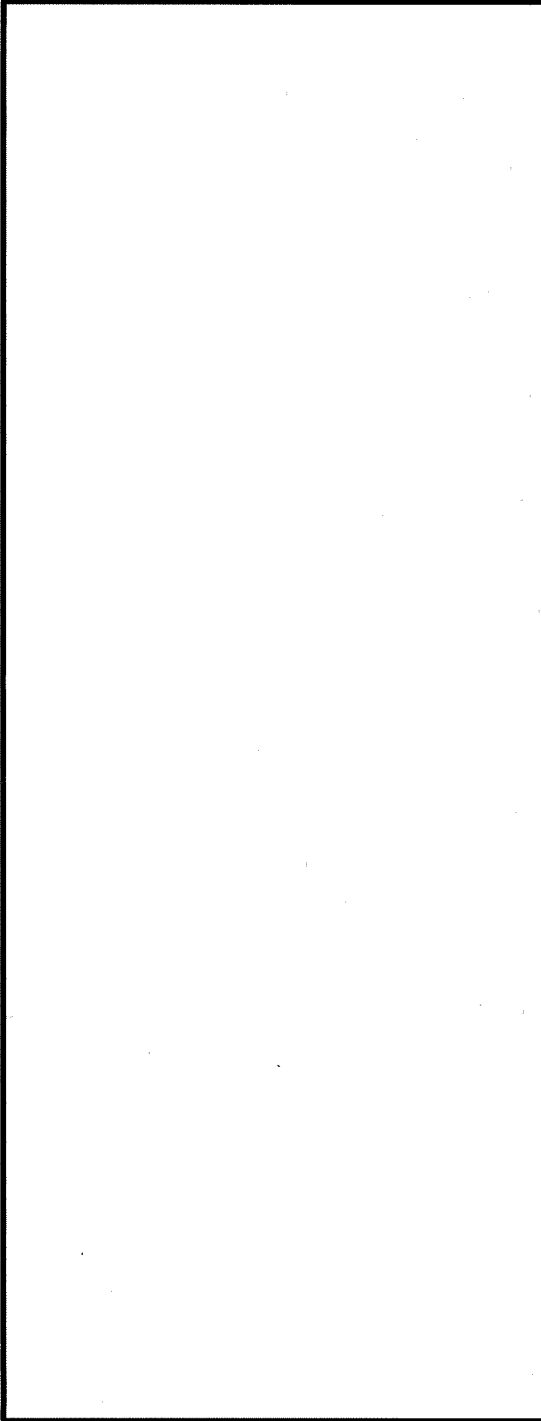
配管サイズ	減肉 考慮	一次応力 (MPa)			許容応力 (MPa)	応力比
		内圧	自重＋地震	合計		
3B sch40	あり	47.6	29.9	78	160	0.49
	なし	30.3	20.4	51		0.32

- （２）添付－３の蒸気発生器ブローダウン系統配管（蒸気発生器ブローダウン管）に、上記の結果を記載している。

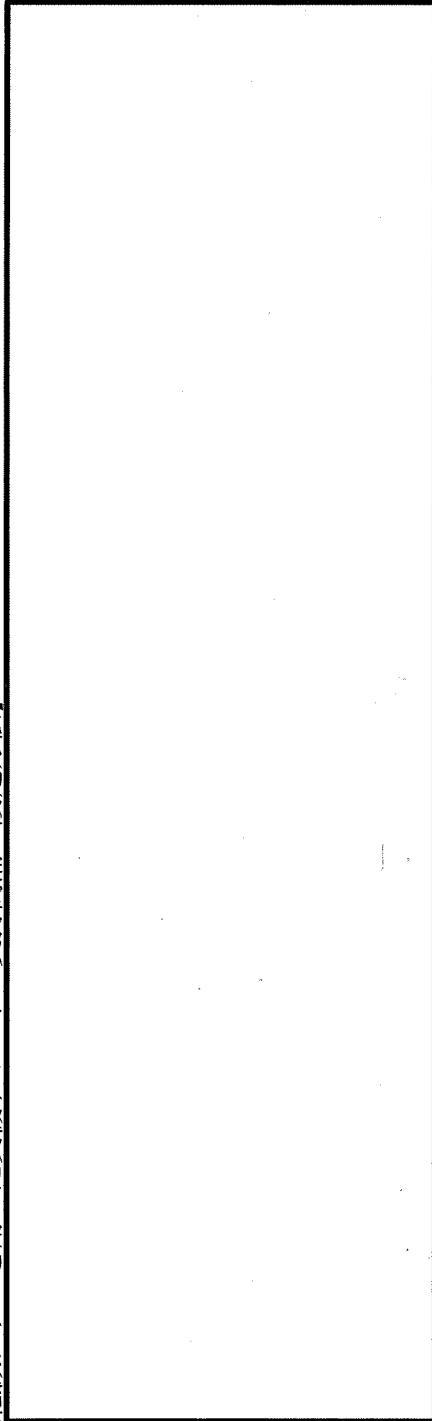
３．曲がり部、分岐部、集中質点部の支持間隔について

配管の流れ加速型腐食が想定される、曲がり部、分岐部等については、直管部の最大支持間隔 L （以下、「直管部支持間隔 L_0 」という。）を元として、直管部と同程度の応力となるよう支持間隔を短くする設計としていることから、曲がり部、分岐部等についても発生応力は、「１．評価方法」「２．評価結果」で示した直管の２スパン３点支持の梁モデルの結果に置換えることが可能である。

【各要素の支持間隔低減グラフ】



【支持間隔低減グラフを用いた実機サポートの支持間隔の設定方法】



伊方 3 号炉 蒸気発生器ブローダウン系統配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結果一覧

系統分類	代表機器名称	耐震 重要度		応力種別	全箇所必要最小肉厚条件モデル			
					はりモデル評価			
					発生応力/ 許容応力※1	応力比	評価	
蒸気発生器 ブローダウ ン系統	A－蒸気発生器ブローダウン系統 配管 PEN#313(CV 外) CVBD 内	S	S s ※2	一次	101/315	0.32	○	
				一次＋二次	323/318	1.02	×	
					疲労累積係数：0.596		○	
	A－蒸気発生器ブローダウン系統 配管 PEN#313(CV 外) CVBD 外	C ※3		一次	79/315	0.25	○	
				一次＋二次	34/318	0.11	○	
	B－蒸気発生器ブローダウン系統 配管 PEN#312(CV 外) CVBD 内	S	S s ※2	一次	78/315	0.25	○	
				一次＋二次	298/318	0.94	○	
	B－蒸気発生器ブローダウン系統 配管 PEN#312(CV 外) CVBD 外	C ※3		一次	82/315	0.26	○	
				一次＋二次	37/318	0.12	○	
	C－蒸気発生器ブローダウン系統 配管 PEN#311(CV 外) CVBD 内	S	S s ※2	一次	73/315	0.23	○	
				一次＋二次	222/318	0.70	○	
	C－蒸気発生器ブローダウン系統 配管 PEN#311(CV 外) CVBD 外	C ※3		一次	186/315	0.59	○	
				一次＋二次	266/318	0.84	○	
	蒸気発生器ブローダウン管	C		一次	78/160	0.49	○	
	蒸気発生器ブロー回収管 1	C		一次	135/160	0.84	○	
	蒸気発生器ブロー回収管 2	C		一次	132/160	0.83	○	
	SGBD フラッシュタンク入口管 A 1	C		一次	137/160	0.86	○	
	SGBD フラッシュタンク入口管 A 2	C		一次	151/160	0.94	○	
	SGBD フラッシュタンク入口管 B 1	C		一次	140/160	0.88	○	
	SGBD フラッシュタンク入口管 B 2	C		一次	127/160	0.79	○	
	SGBD フラッシュタンク入口管 C 1	C		一次	145/160	0.91	○	
	SGBD フラッシュタンク入口管 C 2	C		一次	133/160	0.83	○	
	SGBD 復水入口管	C		一次	150/179	0.84	○	
	SGBD 復水回収管	C		一次	134/147	0.91	○	
	SGBD 復水加熱器 連結管(胴側)	C		一次	25/147	0.17	○	
	SGBD 復水加熱器 連結管(管側)	C		一次	46/147	0.31	○	

※1 発生応力および許容応力の単位はMPa

※2 S s地震力がS d地震力およびS クラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S s地震力による評価応力がS d地震力およびS クラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S d地震力および静的地震力による評価を省略した。

※3 S クラス範囲と同じモデルで評価しているため、保守的にS クラスと同等の評価を行った結果を示す。

評価書に記載した評価結果

蒸気発生器ブローダウン系統配管以外の内面からの腐食（流れ加速型腐食）
に対する耐震安全性評価について

１．評価仕様

蒸気発生器ブローダウン系統配管以外の評価仕様を下表に示す。

表 評価仕様

評価対象配管	ライン数	種別	技術規格 との対応※１	減肉条件
主蒸気系統配管	17	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)
主給水系統配管	18	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)
タービンブランド 蒸気系統配管	1	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)
抽気系統配管	2	FAC	なし (知見拡充箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)
補助蒸気系統配管	11	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)
復水系統配管	9	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)
ドレン系統配管	34	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)

※１（ ）内の記載は社内規定「２次系配管肉厚検査計画」に基づく管理区分を示す。

２．解析モデル

（１）解析手法

３次元はりモデル解析、ＦＥＭ解析

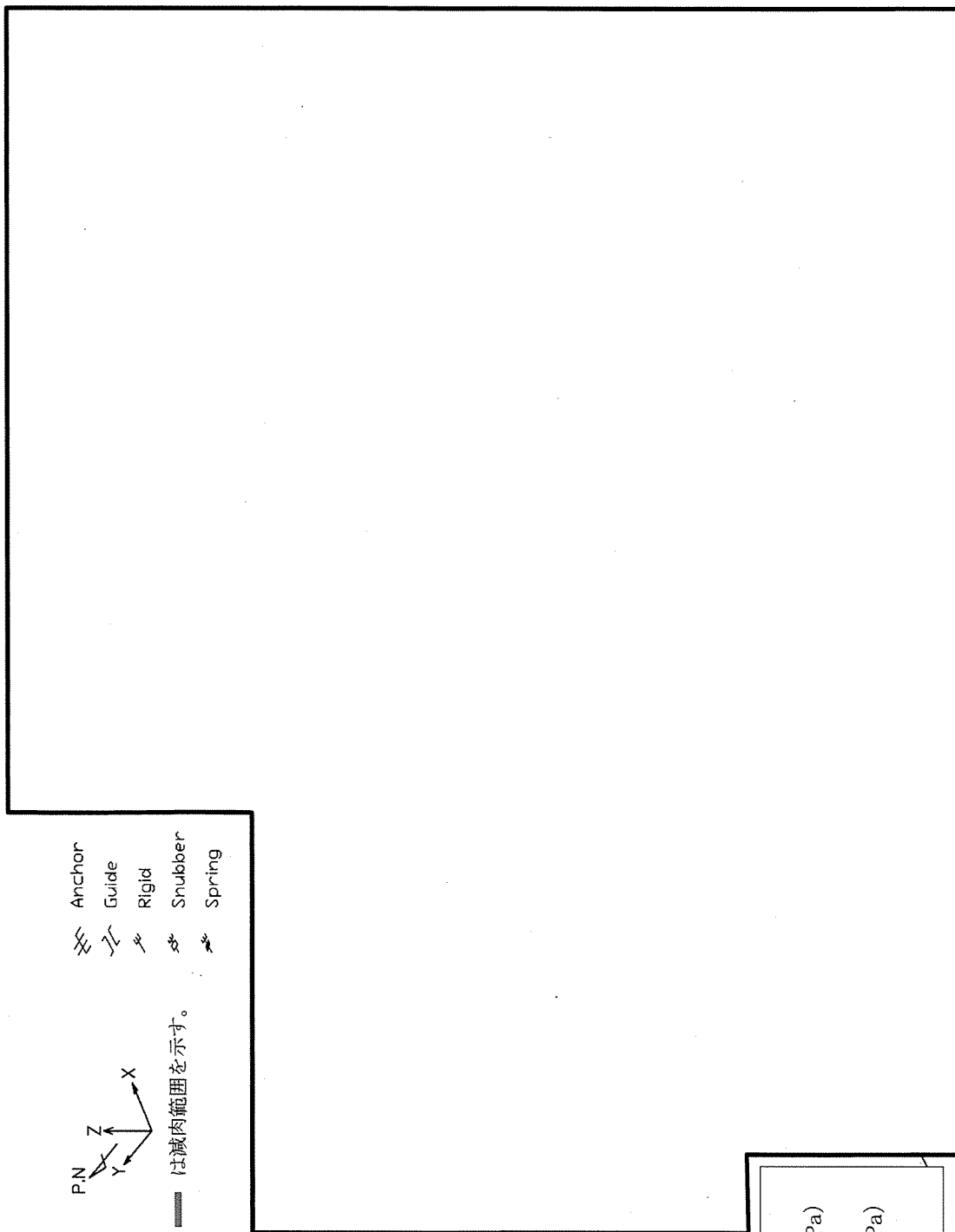
（２）解析モデル図

評価対象ラインのうち、高経年化技術評価書に代表で記載した応力比の厳しい箇所を含む範囲の解析モデル図を次頁以降に示す。

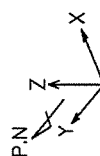
また、ＦＥＭ解析を行ったラインのドレン系統配管の第１段湿分分離加熱器ドレンタンクドレン管（A1）におけるＦＥＭ解析について添付－５に示す。

３．評価結果

評価結果を添付－６に示す。



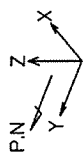
-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring



注  は減肉範囲を示す。

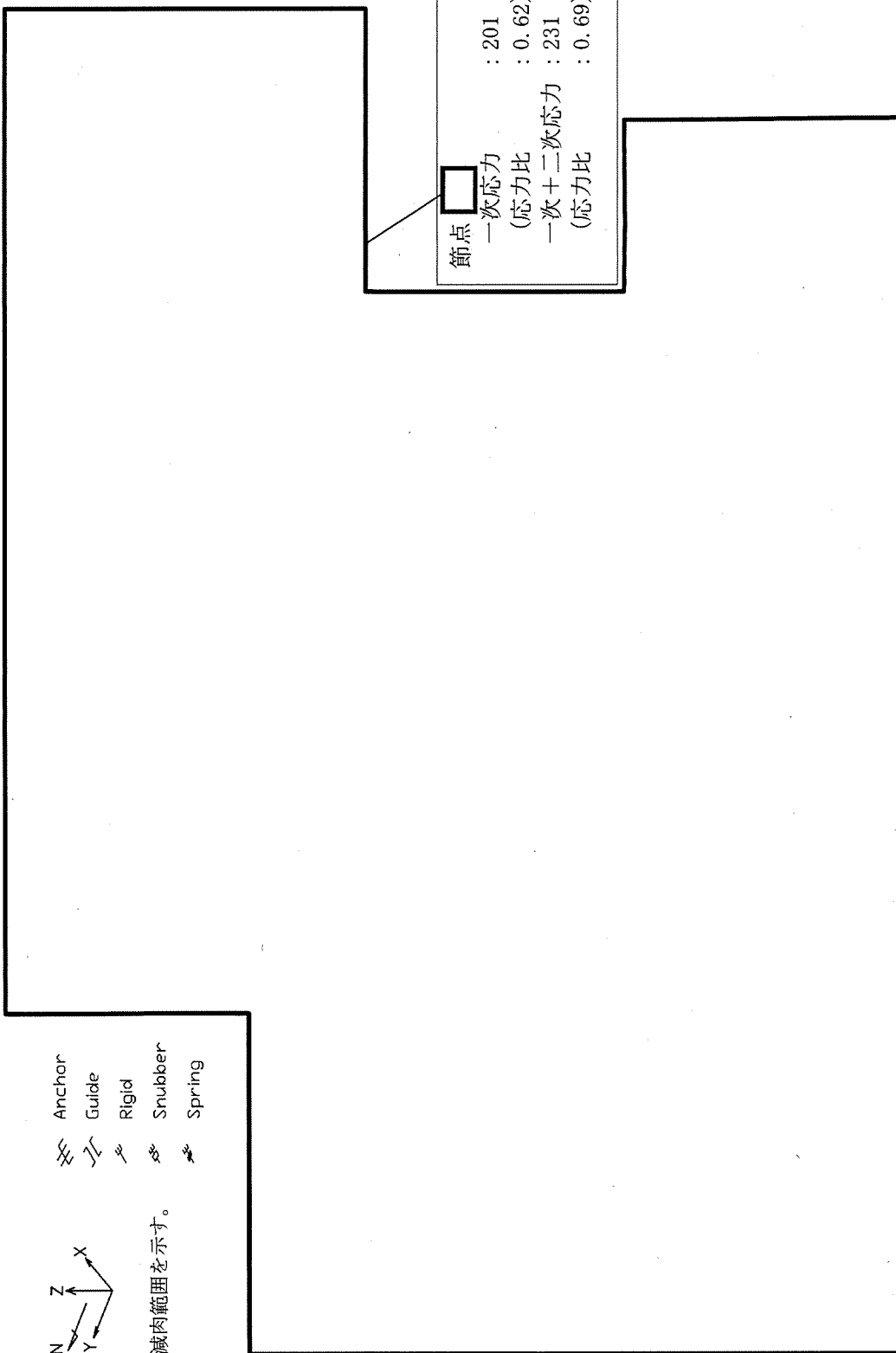
節点	
一次応力	: 146 (MPa)
(応力比	: 0.87)
一次+二次応力	: 122 (MPa)
(応力比	: 0.36)

主蒸気系統配管 B-主蒸気配管 (CV外) 【S d 地震】



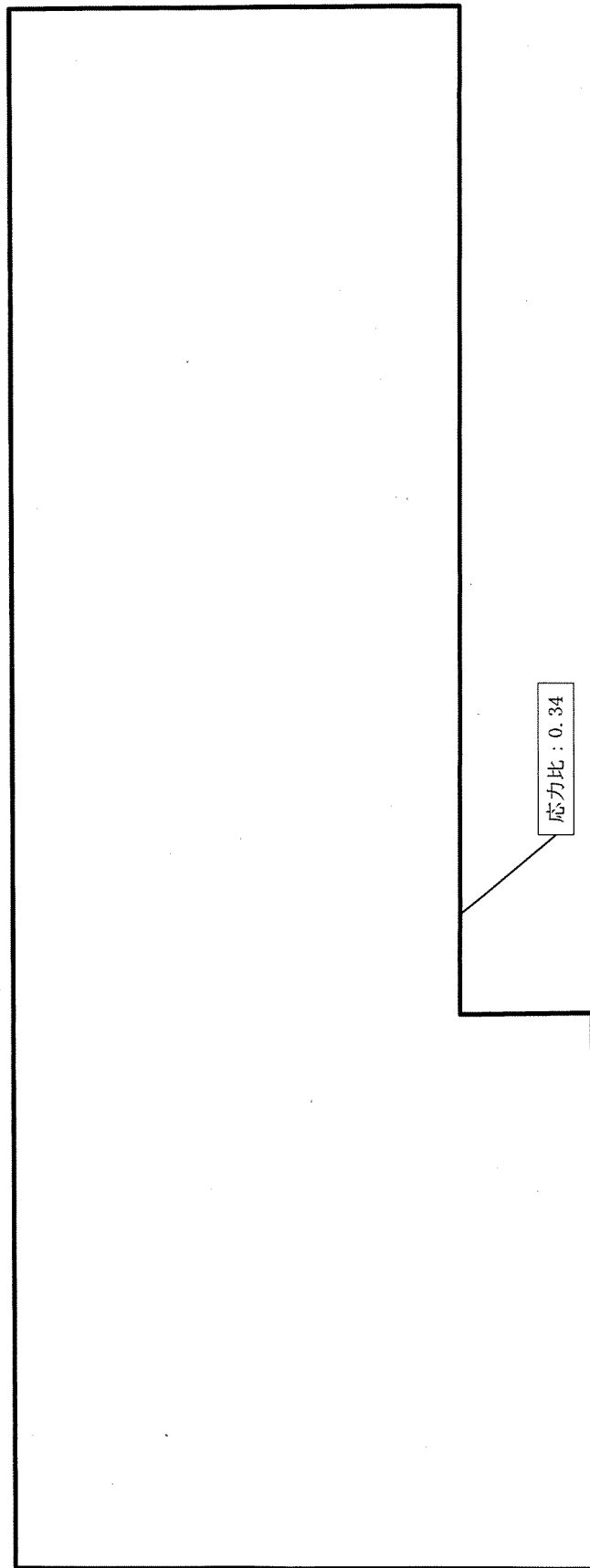
-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring

注  は減肉範囲を示す。



節点

- 一次応力 : 201 (MPa)
- (応力比 : 0.62)
- 一次+二次応力 : 231 (MPa)
- (応力比 : 0.69)

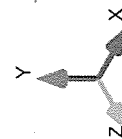


応力比 : 0.34

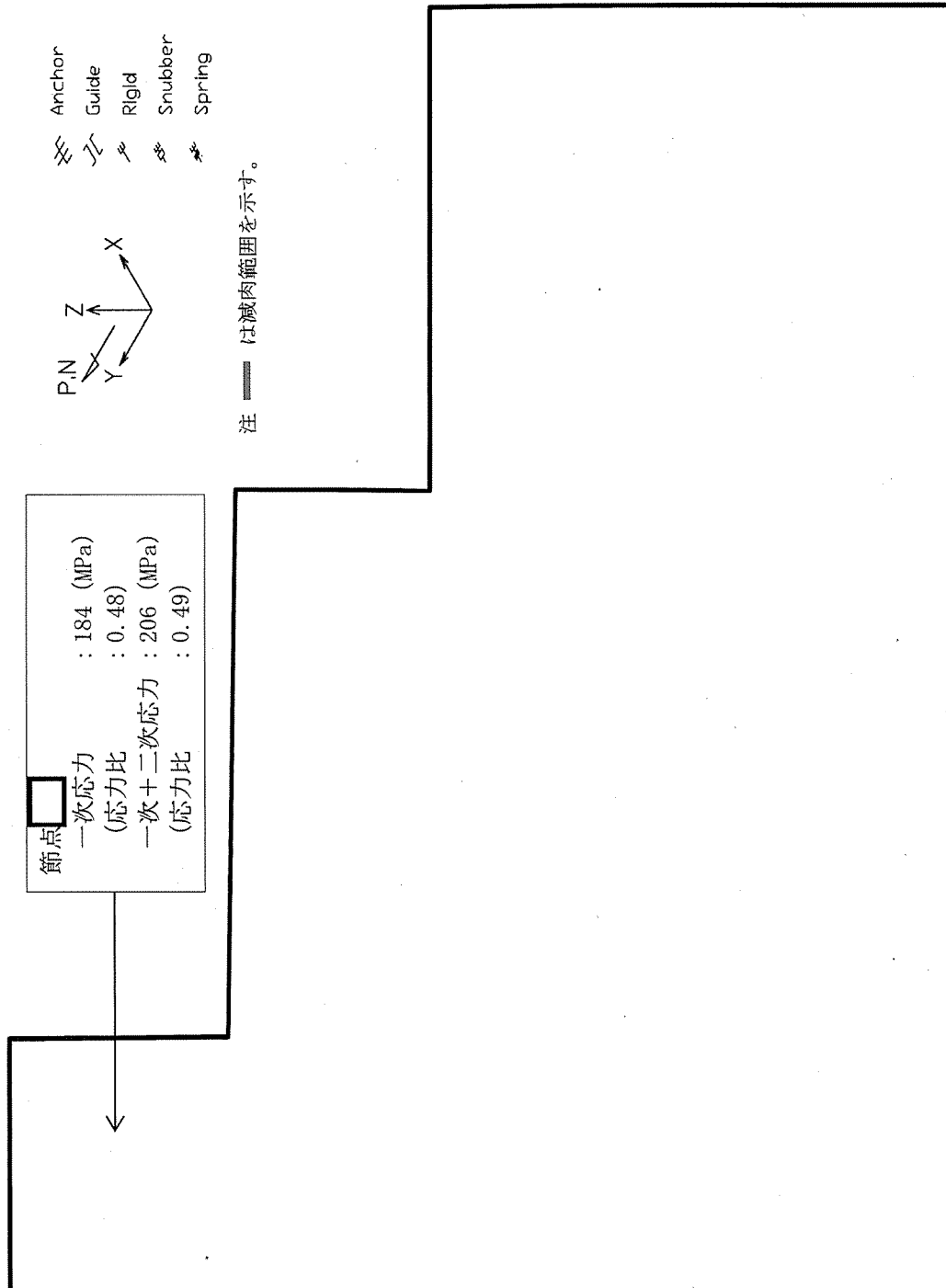
$$\left(= \frac{61\text{MPa}}{182\text{MPa}} \right)$$

応力比=一次応力/許容応力

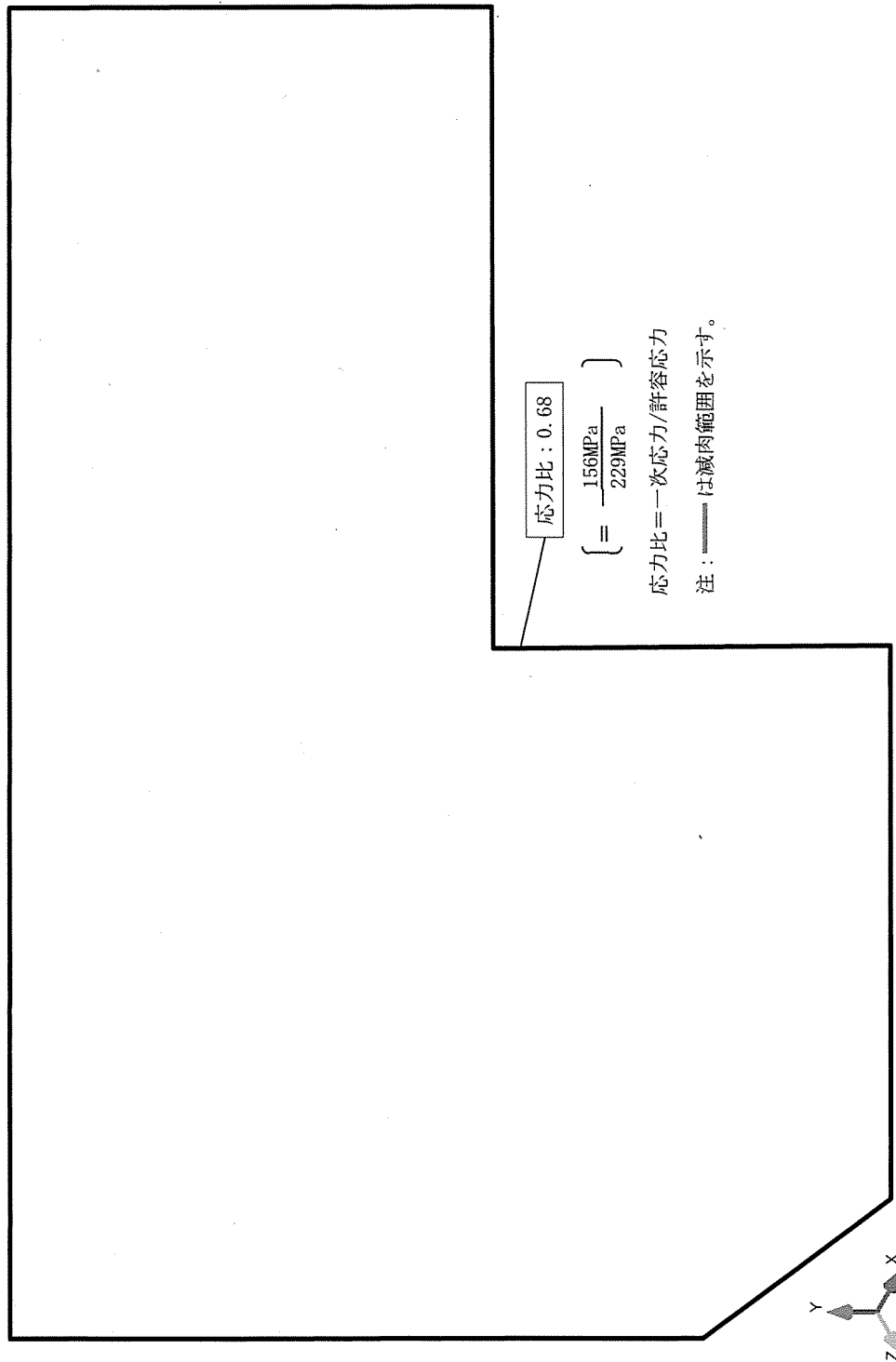
注: — は減肉範囲を示す。



主蒸気系統配管 (Cクラス) 主蒸気ダンブ管



主給水系統配管 A-主給水配管 (CV外) 【S s 地震】



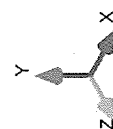
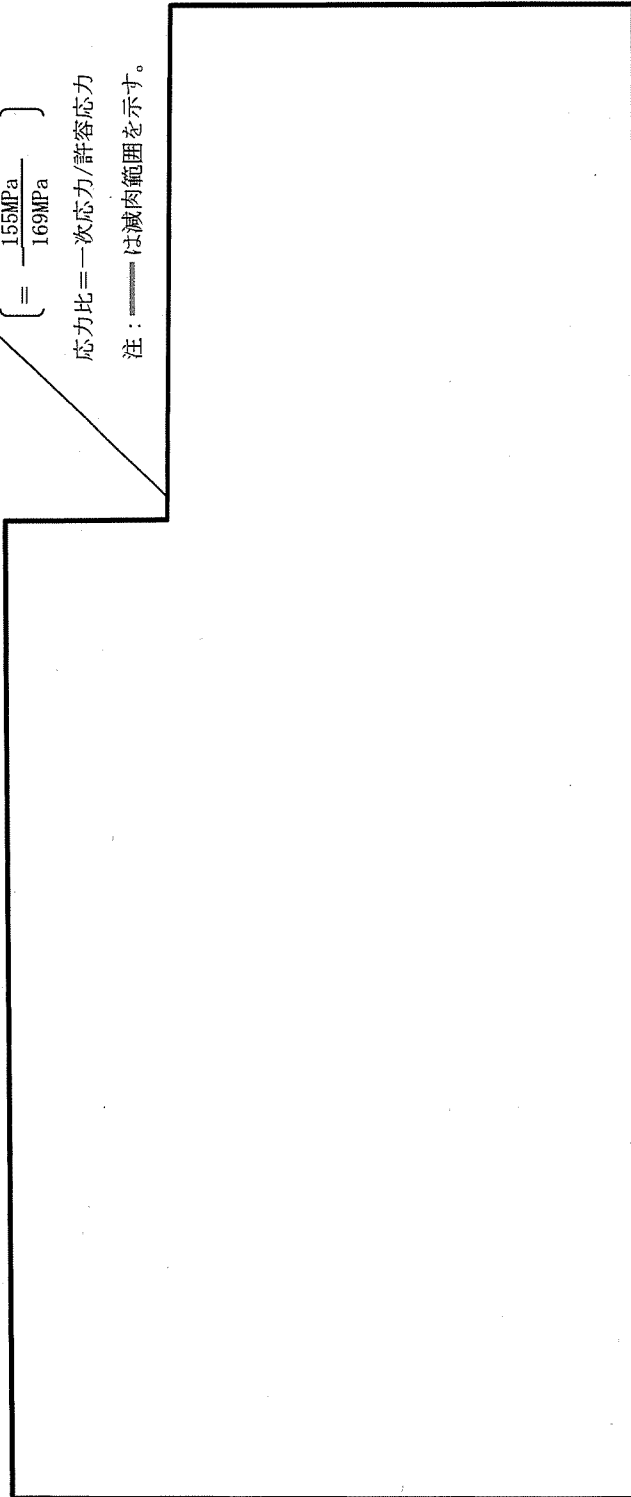
主給水系統配管（Cクラス） 高圧第6 給水加熱器～タービン建屋

応力比 : 0.92

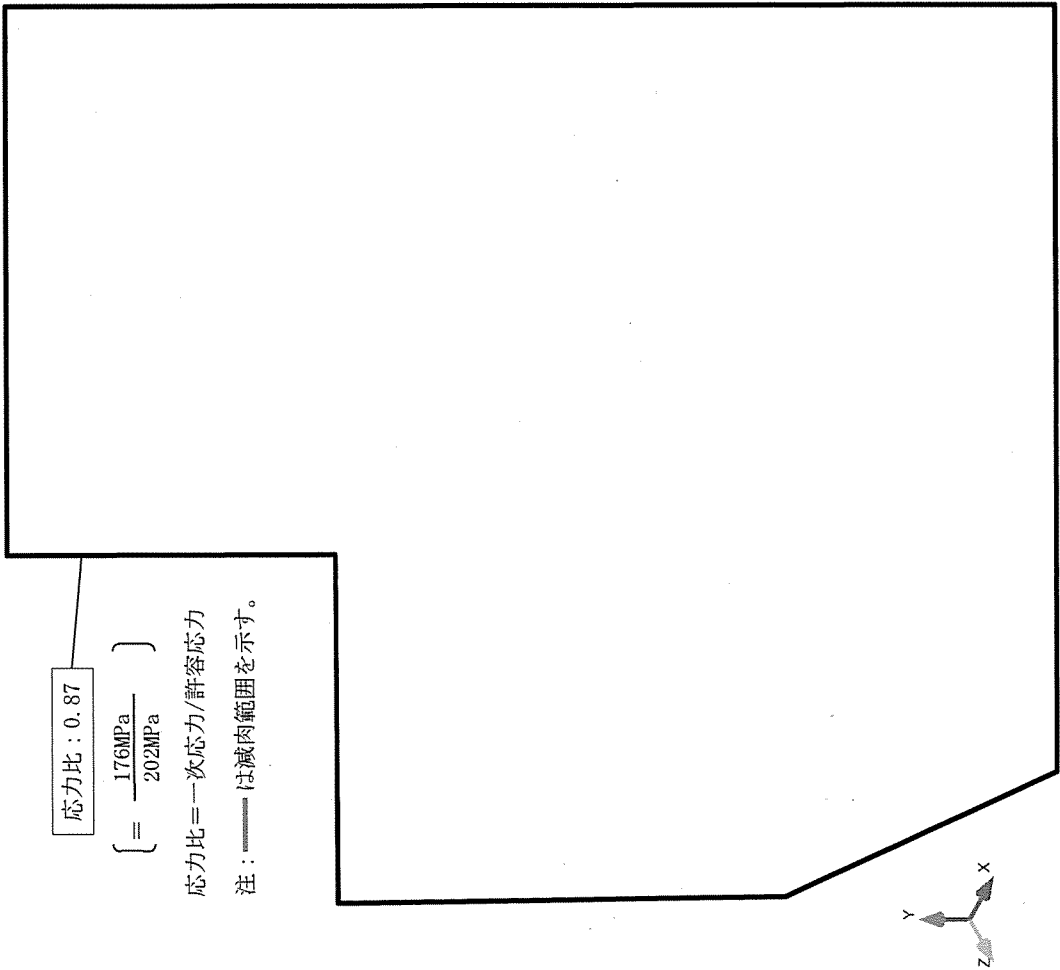
$$\left[= \frac{155\text{MPa}}{169\text{MPa}} \right]$$

応力比=一次応力/許容応力

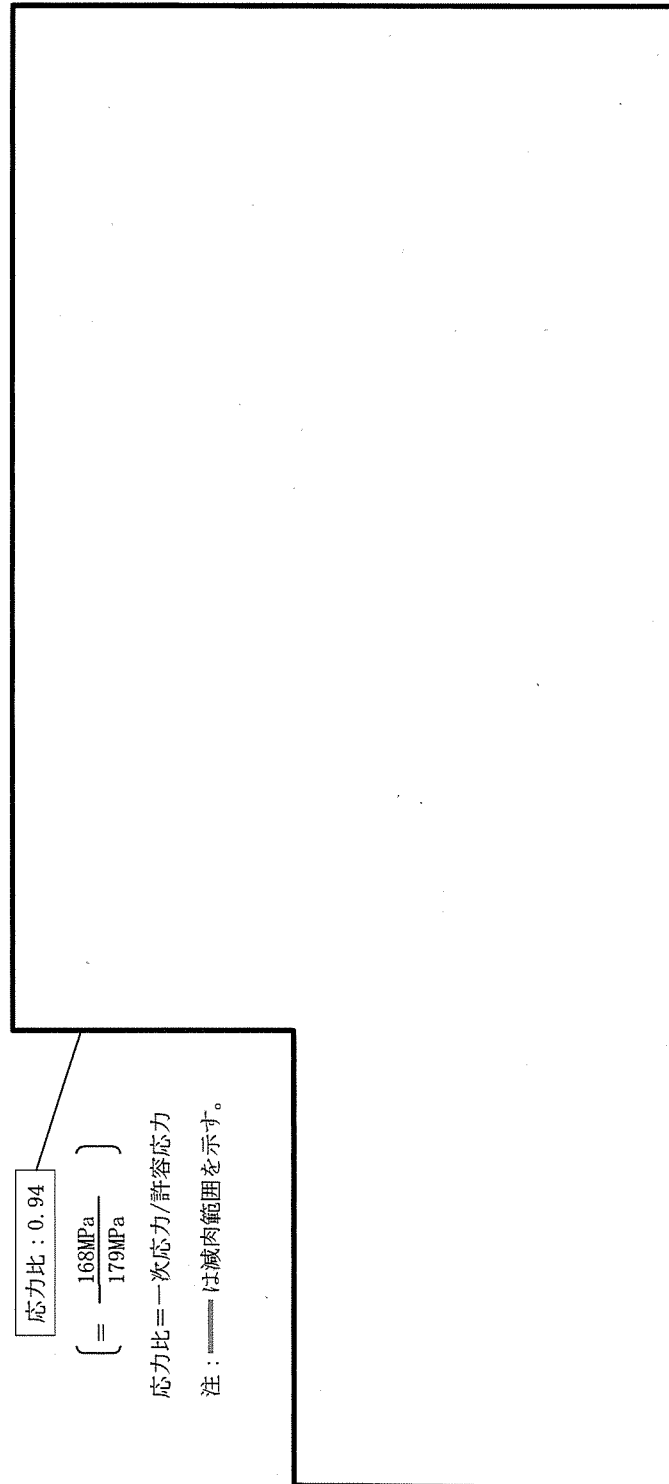
注 : は減肉範囲を示す。



タービングラウンド蒸気系統配管 グラウンド蒸気管



抽気系統配管 第3 抽気管

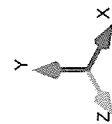


応力比 : 0.94

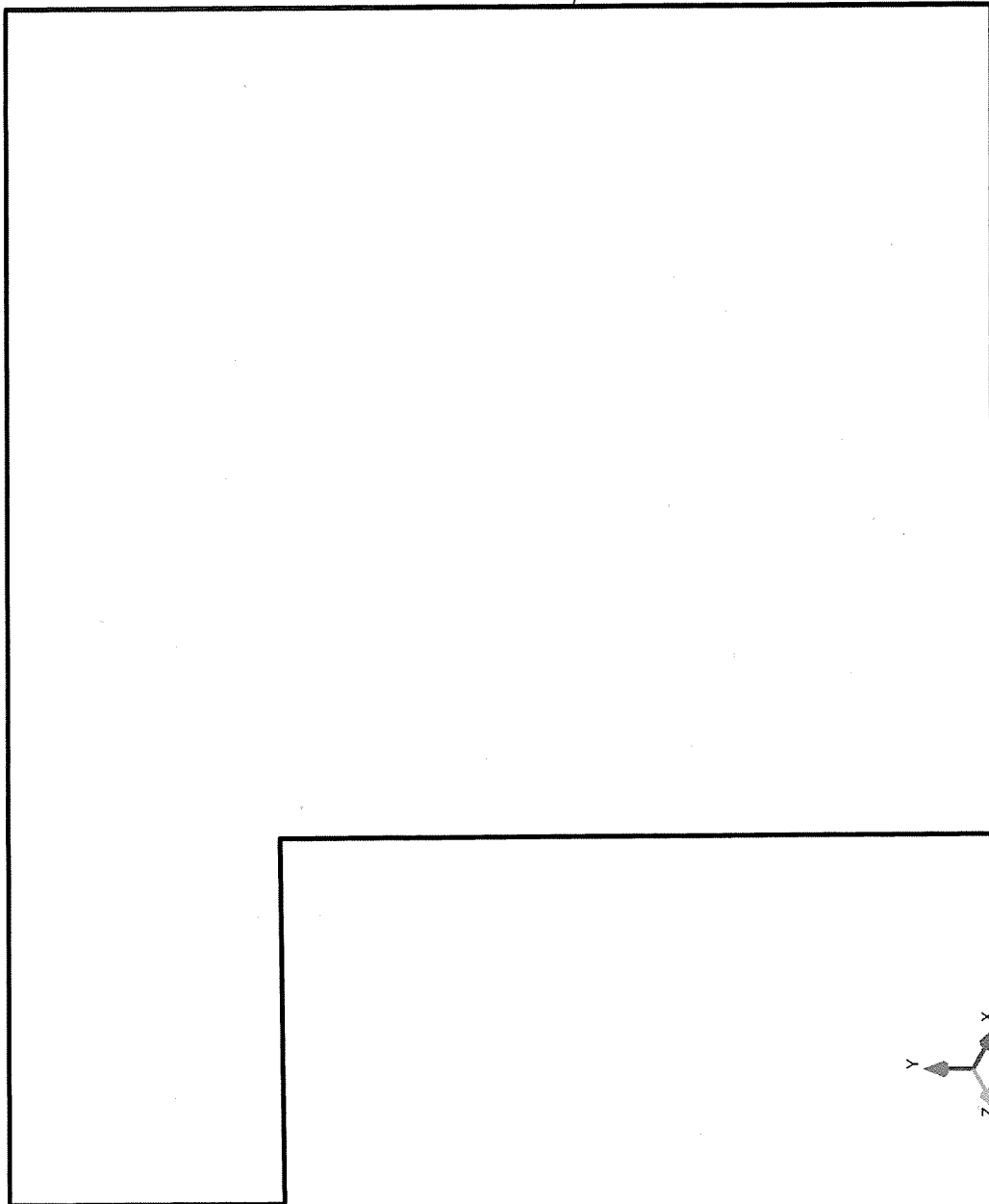
$$\left[= \frac{168\text{MPa}}{179\text{MPa}} \right]$$

応力比＝一次応力/許容応力

注：—— は減肉範囲を示す。



補助蒸気系統配管 補助蒸気連絡管



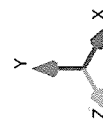
応力比 : 0.94

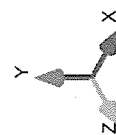
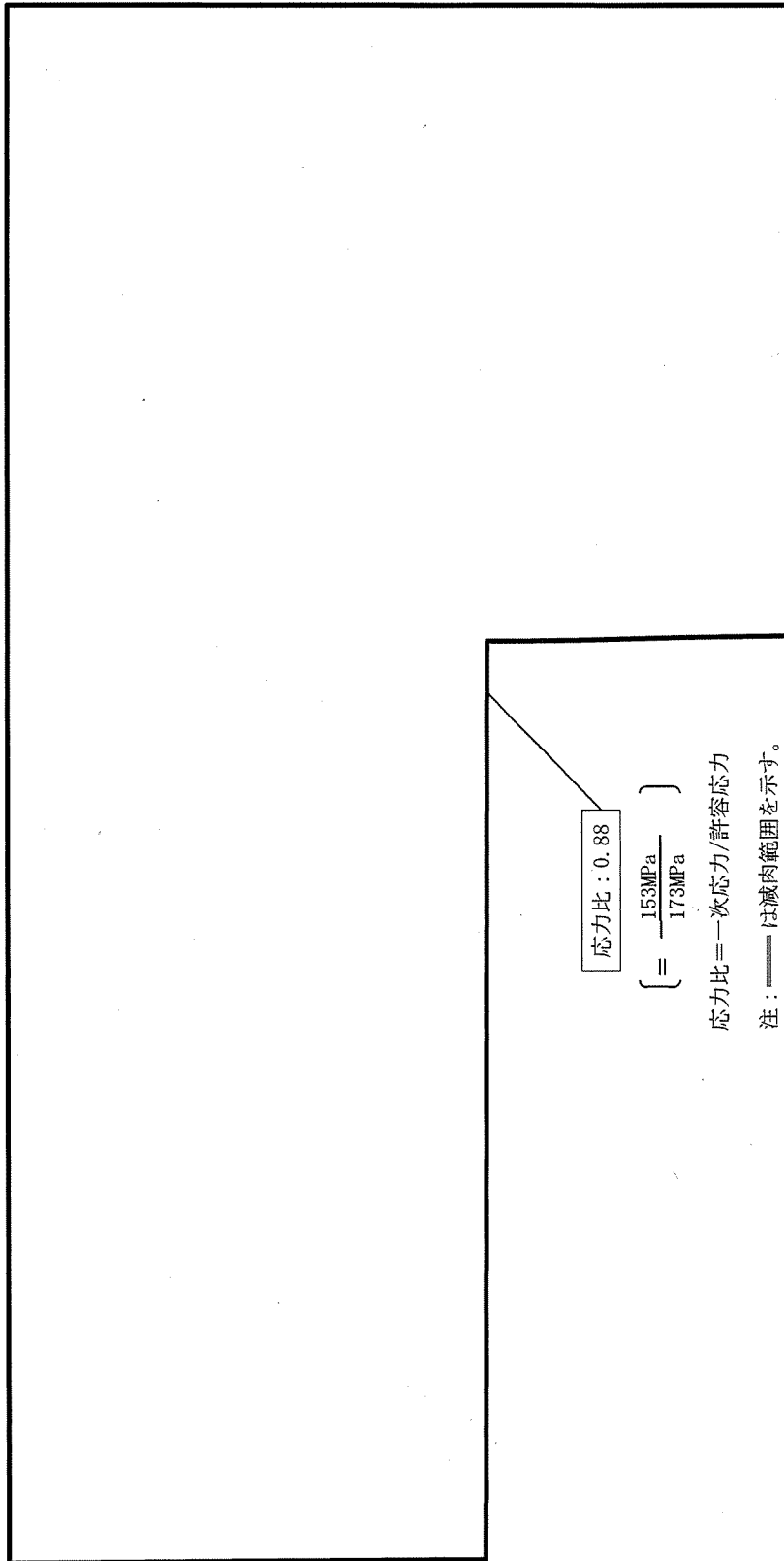
$$\left[= \frac{177\text{MPa}}{188\text{MPa}} \right]$$

応力比=一次応力/許容応力

注: ——— は減肉範囲を示す。

復水系統配管 第4低圧給水加熱器～脱気器





ドレン系統配管 第1段湿分離加熱器ドレンタンクドレン管 (A1)

ドレン系統配管に対するFEM解析について

ドレン系統配管（第１段湿分分離加熱器ドレンタンクドレン管（A1））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次元はり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一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。

【第1段湿分分離加熱器ドレンタンクドレン管（A1）】

【FEM入力荷重】

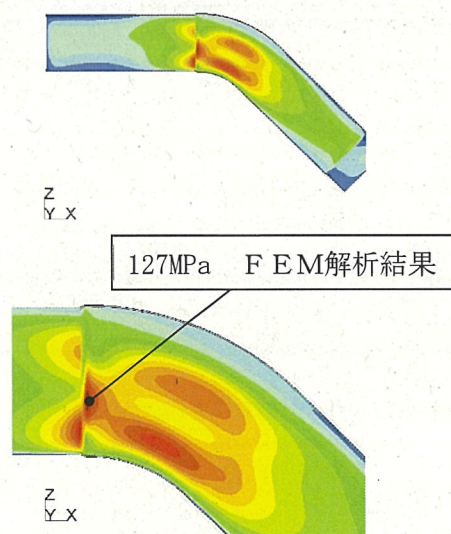
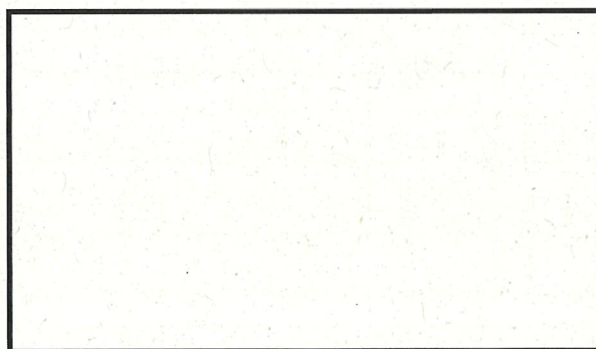
3次元はりモデル解析で得られたA点の荷重を、FEMモデルに入力する。

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)						
	(-X)						
自重+地震	(+X)						
	(-X)						

梁モデル解析結果

FEM入力荷重

【FEM解析モデルおよび結果】



地震方向	発生応力 (MP a)			許容応力 S _y (MP a)	応力比
	内圧	自重+地震	合計		
		(F E M解析結果)			
+ X	26	127 (35)	153 (61)	173	0.88 (0.35)

+X方向の発生応力が大きいのでこれを評価結果とする。()内は-X方向の結果を示す。

伊方3号炉 蒸気発生器ブローダウン系統配管以外の内面からの腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価結果一覧

系統分類	代表機器名称	耐震 重要度		応力種別	全箇所必要最小肉厚条件モデル					
					はりモデル評価			FEM評価		
					発生応力 / 許容応力※1	応力比	評価	発生応力 / 許容応力※1	応力比	評価
主蒸気系統	A-主蒸気配管（CV内）	S	S s※2	一次	126/324	0.39	○	-	-	-
				一次+二次	136/336	0.40	○	-	-	-
	B-主蒸気配管（CV内）	S	S s※2	一次	125/324	0.39	○	-	-	-
				一次+二次	134/336	0.40	○	-	-	-
	C-主蒸気配管（CV内）	S	S s※2	一次	117/324	0.36	○	-	-	-
				一次+二次	121/336	0.36	○	-	-	-
	A-主蒸気配管（CV外）	S※3	S s	一次	176/315	0.56	○	-	-	-
				一次+二次	226/336	0.67	○	-	-	-
			S d	一次	133/159	0.84	○	-	-	-
				一次+二次	119/336	0.35	○	-	-	-
	B-主蒸気配管（CV外）	S※3	S s	一次	200/324	0.62	○	-	-	-
				一次+二次	229/336	0.68	○	-	-	-
			S d	一次	146/168	0.87	○	-	-	-
				一次+二次	122/336	0.36	○	-	-	-
	C-主蒸気配管（CV外）	S※3	S s	一次	201/324	0.62	○	-	-	-
				一次+二次	231/336	0.69	○	-	-	-
			S d	一次	141/168	0.84	○	-	-	-
				一次+二次	111/336	0.33	○	-	-	-
	T/B 主蒸気系統配管	C		一次	70/168	0.42	○	-	-	-
	第2段湿分分離加熱器加熱蒸気管	C		一次	121/160	0.76	○	-	-	-
	湿分分離加熱器逃し弁母管（A）	C		一次	67/169	0.40	○	-	-	-
	湿分分離加熱器逃し弁母管（B）	C		一次	66/169	0.39	○	-	-	-
	タービン動主給水ポンプ低圧駆動蒸気管	C		一次	133/160	0.83	○	-	-	-
	脱気器加熱蒸気管	C		一次	146/160	0.91	○	-	-	-
	主蒸気ポンプ管	C		一次	192/182	1.05	×	61/182	0.34	○
	復水器タービン第2抽気管（A）	C		一次	49/216	0.23	○	-	-	-
	復水器タービン第2抽気管（B）	C		一次	49/216	0.23	○	-	-	-
	脱気器連絡蒸気管	C		一次	62/188	0.33	○	-	-	-
	低温再熱蒸気管	C		一次	36/143	0.25	○	-	-	-

※1 発生応力および許容応力の単位はMPa

※2 S s地震力がS d地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S s地震力による評価応力がS d地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S d地震力および静的地震力による評価を省略した。

※3 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。

評価書に記載した評価結果

系統分類	代表機器名称	耐震 重要度		応力種別	全箇所必要最小肉厚条件モデル						
					はりモデル評価			FEM評価			
					発生応力 / 許容応力※1	応力比	評価	発生応力 / 許容応力※1	応力比	評価	
主給水系統	Aー主給水配管（CV内）	S	S s※2	一次	128/380	0.34	○	-			
				一次＋二次	151/424	0.36	○	-			
	Bー主給水配管（CV内）	S	S s※2	一次	136/380	0.36	○	-			
				一次＋二次	164/424	0.39	○	-			
	Cー主給水配管（CV内）	S	S s※2	一次	148/380	0.39	○	-			
				一次＋二次	204/424	0.48	○	-			
	Aー主給水配管（CV外）	S※3	S s※2	一次	184/380	0.48	○	-			
				一次＋二次	206/424	0.49	○	-			
	Bー主給水配管（CV外）	S※3	S s※2	一次	123/380	0.32	○	-			
				一次＋二次	103/424	0.24	○	-			
	Cー主給水配管（CV外）	S※3	S s※2	一次	122/380	0.32	○	-			
				一次＋二次	96/424	0.23	○	-			
	T/B 主給水系統配管		C		一次	83/229	0.36	○	-		
	給水ブースタポンプ吸込管（A）		C		一次	63/188	0.34	○	-		
	給水ブースタポンプ吸込管（B）		C		一次	63/188	0.34	○	-		
	給水ブースタポンプ吸込管（C）		C		一次	63/188	0.34	○	-		
	給水ブースタポンプ吐出管（A）		C		一次	45/143	0.31	○	-		
	給水ブースタポンプ吐出管（B）		C		一次	69/188	0.37	○	-		
給水ブースタポンプ吐出管（C）		C		一次	63/188	0.34	○	-			
主給水ポンプ～高圧第6給水加熱器		C		一次	129/235	0.55	○	-			
高圧第6給水加熱器～タービン建屋		C		一次	156/229	0.68	○	-			
主給水ポンプミニマフロー管（タービン動-A）		C		一次	140/235	0.60	○	-			
主給水ポンプミニマフロー管（タービン動-B）		C		一次	145/235	0.62	○	-			
主給水ポンプミニマフロー管（電動）		C		一次	122/235	0.52	○	-			

※1 発生応力および許容応力の単位はMPa。

※2 Ss地震力がSd地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、Ss地震力による評価応力がSd地震力およびSクラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、Sd地震力および静的地震力による評価を省略した。

※3 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。

評価書に記載した評価結果

系統分類	代表機器名称	耐震 重要度	応力種別	全箇所必要最小肉厚条件モデル					
				はりモデル評価			FEM評価		
				発生応力 / 許容応力※1	応力比	評価	発生応力 / 許容応力※1	応力比	評価
タービンランド 蒸気系統	ランド蒸気管	C	一次	155/169	0.92	○	-	-	-
抽気系統	第3抽気管	C	一次	176/202	0.87	○	-	-	-
	第4抽気管	C	一次	155/187	0.83	○	-	-	-
補助蒸気系統	スチームコンベータ加熱蒸気管	C	一次	149/160	0.93	○	-	-	-
	スチームコンベータ給水ポンプ吐出管	C	一次	35/179	0.20	○	-	-	-
	スチームコンベータ配管1	C	一次	64/172	0.37	○	-	-	-
	スチームコンベータ給水ポンプ吸込管 (A)	C	一次	39/187	0.21	○	-	-	-
	スチームコンベータ給水ポンプ吸込管 (B)	C	一次	56/187	0.30	○	-	-	-
	補助発生蒸気管	C	一次	54/179	0.30	○	-	-	-
	補助蒸気母管	C	一次	125/179	0.70	○	-	-	-
	スチームコンベータ発生蒸気管	C	一次	91/179	0.51	○	-	-	-
	スチームコンベータ配管2	C	一次	31/140	0.22	○	-	-	-
	補助蒸気出口管	C	一次	120/179	0.67	○	-	-	-
	補助蒸気連絡管	C	一次	168/179	0.94	○	-	-	-
復水系統	復水ポンプ吸込管～ 第1低圧給水加熱器	C	一次	76/179	0.42	○	-	-	-
	第1低圧給水加熱器～ 第2低圧給水加熱器 (A)	C	一次	64/205	0.31	○	-	-	-
	第1低圧給水加熱器～ 第2低圧給水加熱器 (B)	C	一次	64/205	0.31	○	-	-	-
	第2低圧給水加熱器～ 第3低圧給水加熱器 (A)	C	一次	80/199	0.40	○	-	-	-
	第2低圧給水加熱器～ 第3低圧給水加熱器 (B)	C	一次	106/199	0.53	○	-	-	-
	第3低圧給水加熱器～ 第4低圧給水加熱器 (A)	C	一次	42/128	0.33	○	-	-	-
	第3低圧給水加熱器～ 第4低圧給水加熱器 (B)	C	一次	42/128	0.33	○	-	-	-
	第4低圧給水加熱器～脱気器	C	一次	177/188	0.94	○	-	-	-
	復水再循環水管	C	一次	70/192	0.36	○	-	-	-

※1 発生応力および許容応力の単位はMPa

評価書に記載した評価結果

系統分類	代表機器名称	耐震 重要度	応力種別	全箇所必要最小肉厚条件モデル					
				はりモデル評価			FEM評価		
				発生応力 / 許容応力 ^{※1}	応力比	評価	発生応力 / 許容応力 ^{※1}	応力比	評価
ドレン系統	第6高压給水加熱器ドレン管 (A)	C	一次	159/173	0.92	○	-		
	第6高压給水加熱器ドレン管 (B)	C	一次	149/173	0.86	○	-		
	第4低压給水加熱器ドレン管 (A)	C	一次	99/182	0.54	○	-		
	第4低压給水加熱器ドレン管 (B)	C	一次	99/182	0.54	○	-		
	第3低压給水加熱器ドレン管 (A)	C	一次	120/184	0.65	○	-		
	第3低压給水加熱器ドレン管 (B)	C	一次	81/184	0.44	○	-		
	第2低压給水加熱器ドレン管 (A)	C	一次	199/185	1.08	×	83/185	0.45	○
	第2低压給水加熱器ドレン管 (B)	C	一次	198/185	1.07	×	68/185	0.37	○
	低压給水加熱器ドレン管 吐出管 (A)	C	一次	87/177	0.49	○	-		
	低压給水加熱器ドレン管 吐出管 (B)	C	一次	88/177	0.50	○	-		
	第1段湿分分離加熱器ドレン管 (A1)	C	一次	48/173	0.28	○	-		
	第1段湿分分離加熱器ドレン管 (A2)	C	一次	82/173	0.47	○	-		
	第1段湿分分離加熱器ドレン管 (B1)	C	一次	48/173	0.28	○	-		
	第1段湿分分離加熱器ドレン管 (B2)	C	一次	80/173	0.46	○	-		
	第1段湿分分離加熱器 ドレン管 (A1)	C	一次	184/173	1.06	×	153/173	0.88	○
	第1段湿分分離加熱器 ドレン管 (A2)	C	一次	188/173	1.09	×	110/173	0.64	○
	第1段湿分分離加熱器 ドレン管 (B1)	C	一次	170/173	0.98	○	-		
	第1段湿分分離加熱器 ドレン管 (B2)	C	一次	151/173	0.87	○	-		
	第2段湿分分離加熱器 ドレン管 (A1)	C	一次	76/160	0.48	○	-		
	第2段湿分分離加熱器 ドレン管 (A2)	C	一次	70/160	0.44	○	-		
	第2段湿分分離加熱器 ドレン管 (B1)	C	一次	77/160	0.48	○	-		
	第2段湿分分離加熱器 ドレン管 (B2)	C	一次	70/160	0.44	○	-		
	第2段湿分分離加熱器 ドレン管 (A1)	C	一次	126/160	0.79	○	-		
	第2段湿分分離加熱器 ドレン管 (A2)	C	一次	115/160	0.72	○	-		
	第2段湿分分離加熱器 ドレン管 (B1)	C	一次	110/160	0.69	○	-		
	第2段湿分分離加熱器 ドレン管 (B2)	C	一次	109/160	0.68	○	-		
	湿分分離器ドレン管 (A1)	C	一次	132/177	0.75	○	-		
	湿分分離器ドレン管 (A2)	C	一次	100/147	0.68	○	-		
	湿分分離器ドレン管 (B1)	C	一次	133/177	0.75	○	-		
	湿分分離器ドレン管 (B2)	C	一次	164/177	0.93	○	-		
	湿分分離器ドレン管 吸込管 (A)	C	一次	62/147	0.42	○	-		
	湿分分離器ドレン管 吸込管 (B)	C	一次	82/177	0.46	○	-		
	湿分分離器ドレン管 吐出管 (A)	C	一次	68/177	0.38	○	-		
	湿分分離器ドレン管 吐出管 (B)	C	一次	70/147	0.48	○	-		

※1 発生応力および許容応力の単位はMPa

評価書に記載した評価結果

タイトル	原子炉補機冷却水冷却器（伝熱管）の内面腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価について																																									
説 明	原子炉補機冷却水冷却器（伝熱管）の内面腐食（流れ加速型腐食）に対する評価の具体的内容を以下に示す。 1. 評価仕様 評価仕様を表 13-1 に示す。 表 13-1 評価仕様 <table><tr><th>項目</th><th>単位</th><th>記号</th><th>数値</th></tr><tr><td>最高使用圧力</td><td>MPa</td><td>P_m</td><td>0.7</td></tr><tr><td>最高使用温度</td><td>℃</td><td>—</td><td>95</td></tr><tr><td>伝熱管外径</td><td>mm</td><td>D_o</td><td rowspan="5"></td></tr><tr><td>伝熱管厚さ</td><td>mm</td><td>—</td></tr><tr><td>伝熱管減肉後厚さ※¹</td><td>mm</td><td>t'</td></tr><tr><td>伝熱管評価質量</td><td>kg/m</td><td>m_e</td></tr><tr><td>断面二次モーメント</td><td>m^4</td><td>I</td></tr><tr><td>伝熱管材質</td><td>—</td><td>—</td><td>C6871T</td></tr><tr><td>伝熱管支持間距離※² （管板－邪魔板）</td><td>mm</td><td rowspan="2">L</td><td rowspan="2"></td></tr><tr><td>伝熱管支持間距離※² （邪魔板－邪魔板）</td><td>mm</td></tr></table> ※ 1：伝熱管内面に施栓基準である mm %減肉）まで一様減肉が生じたと仮定する。 ※ 2：支持間距離は各々最大支持間隔を用いる。 2. 解析モデル 解析モデルは、減肉後の伝熱管を、支持条件に対し以下の通りモデル化している。 ・管板－邪魔板間：片端固定－片端支持はりモデル ・邪魔板－邪魔板間：両端支持はりモデル 管板－邪魔板間 （固定－支持条件） 邪魔板－邪魔板間 （支持－支持条件）				項目	単位	記号	数値	最高使用圧力	MPa	P_m	0.7	最高使用温度	℃	—	95	伝熱管外径	mm	D_o		伝熱管厚さ	mm	—	伝熱管減肉後厚さ※ ¹	mm	t'	伝熱管評価質量	kg/m	m_e	断面二次モーメント	m^4	I	伝熱管材質	—	—	C6871T	伝熱管支持間距離※ ² （管板－邪魔板）	mm	L		伝熱管支持間距離※ ² （邪魔板－邪魔板）	mm
項目	単位	記号	数値																																							
最高使用圧力	MPa	P_m	0.7																																							
最高使用温度	℃	—	95																																							
伝熱管外径	mm	D_o																																								
伝熱管厚さ	mm	—																																								
伝熱管減肉後厚さ※ ¹	mm	t'																																								
伝熱管評価質量	kg/m	m_e																																								
断面二次モーメント	m^4	I																																								
伝熱管材質	—	—	C6871T																																							
伝熱管支持間距離※ ² （管板－邪魔板）	mm	L																																								
伝熱管支持間距離※ ² （邪魔板－邪魔板）	mm																																									

3. 入力（荷重）条件

地震荷重は、原子炉補機冷却水冷却器の耐震重要度に応じたSクラス地震荷重を適用する。

入力（荷重）条件を以下に示す。

(1) 固有振動数の算出

$$f = \lambda \cdot \sqrt{\frac{E \cdot I}{m_e \cdot L^4}}$$

F : 伝熱管の固有振動数 (Hz)

λ : 管の支持方法による係数

(管板－邪魔板 : 2.454、邪魔板－邪魔板 : 1.571)

E : 管の縦弾性係数 (N/m²)

(= (MPa) = (N/m²))

I : 断面二次モーメント (m⁴)

m_e : 伝熱管評価質量 (kg/m)

L : 支持間隔 (m)

(2) モーメントの算出

① 管板－邪魔板（固定－支持条件）の場合

$$M = \frac{3WL}{16}$$

② 邪魔板－邪魔板（支持－支持条件）の場合

$$M = \frac{WL}{4}$$

W : はりの中心に作用する集中荷重 (N)

M_a (自重による最大曲げモーメント) 算出時

$$W = m_e \cdot L \cdot g$$

M_b (地震荷重による最大曲げモーメント) 算出時

$$W = m_e \cdot L \cdot g \cdot C$$

ここで、

C=合成地震力 (G) とし、以下の式により算出する。

$$C = \sqrt{C_H^2 + C_V^2}$$

C_H : 水平地震力

C_V : 鉛直地震力

g : 重力加速度 (= 9.80665 (m/s²))

(3) 発生応力の算出

地震時の伝熱管に発生する応力は、以下の計算式により求める。

$$S = \frac{P_m \cdot D_o}{4t'} + \frac{0.75i_1(M_a + M_b)}{Z}$$

S : 発生応力 (MPa)

P_m : 伝熱管内の最高使用圧力 (MPa)

D_o : 伝熱管の外径 (mm)

t' : 伝熱管減肉後厚さ (mm)

i_1 : 応力係数 (=1.33)

M_a : 自重による最大曲げモーメント (N・mm)

M_b : 地震荷重による最大曲げモーメント (N・mm)

Z : 伝熱管の断面係数 (mm³)

4. 算出過程

① 管板—邪魔板の場合

$$f = \lambda \cdot \sqrt{\frac{E \cdot I}{m_e \cdot L^4}} = \boxed{} \text{ (Hz)}$$

固有周期 T は、

$$T = \frac{1}{f} = \boxed{} \text{ (s)}$$

水平方向地震力 C_H は、

$$C_H = \boxed{} \text{ (G)}$$

鉛直方向地震力 C_V は、

$$C_V = \boxed{} \text{ (G)}$$

(添付 - 1 参照)

自重による最大曲げモーメント M_a は、

$$W = m_e \cdot L \cdot g = \boxed{} \text{ (N)}$$

$$M_a = \frac{3WL}{16} = \boxed{} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

地震荷重による最大曲げモーメント M_b は、

$$W = m_e \cdot L \cdot g \cdot C = \boxed{} \text{ (N)}$$

$$M_b = \frac{3WL}{16} = \boxed{} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

$$M_a = \boxed{} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

$$M_b = \boxed{} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

伝熱管に発生する応力は、以下により算出される。

断面係数

$$Z = \frac{\pi}{32} \times \frac{\boxed{} - \boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ (mm}^3\text{)}$$

$$\text{伝熱管外径 } D_o = \boxed{} \text{ (mm)}$$

$$\text{伝熱管減肉後厚さ } t' = \boxed{} \text{ (mm)}$$

$$\text{伝熱管内径 } D_i = D_o - 2t' = \boxed{} \text{ (mm)}$$

以上より、発生応力 S は、

$$S = \frac{P_m \cdot D_o}{4t'} + \frac{0.75i_1(M_a + M_b)}{Z}$$
$$= \boxed{} \text{ (MPa)}$$

②邪魔板—邪魔板の場合

$$f = \lambda \cdot \sqrt{\frac{E \cdot I}{m_e \cdot L^4}} = \boxed{} \text{ (Hz)}$$

固有周期 T は、

$$T = \frac{1}{f} = \boxed{} \text{ (s)}$$

水平方向地震力 C_H は、

$$C_H = \boxed{} \text{ (G)}$$

鉛直方向地震力 C_V は、

$$C_V = \boxed{} \text{ (G)}$$

(添付－ 1 参照)

自重による最大曲げモーメント M_a は、

$$W = m_e \cdot L \cdot g = \boxed{} \text{ (N)}$$

$$M_a = \frac{WL}{4} = \boxed{} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

地震荷重による最大曲げモーメント M_b は、

$$W = m_e \cdot L \cdot g \cdot C = \boxed{} \text{ (N)}$$

$$M_b = \frac{WL}{4} = \boxed{} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

$$M_a = \boxed{} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

$$M_b = \boxed{} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

以上より、発生応力 S は、

$$S = \frac{P_m \cdot D_o}{4t'} + \frac{0.75i_1(M_a + M_b)}{Z}$$

$$= \boxed{} \text{ (MPa)}$$

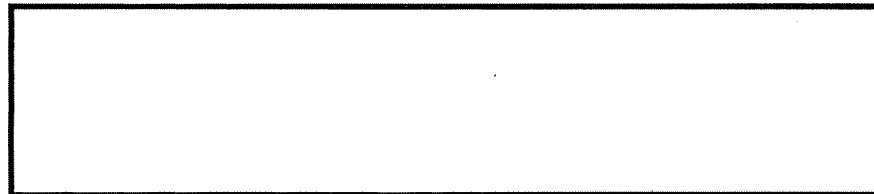
以上より、発生応力の大きい邪魔板—邪魔板の場合の $\boxed{}$ (MPa) を発生応力値とした。

5. 評価結果

評価結果を表 13-2 に示す。伝熱管に減肉を考慮しても地震時の伝熱管の発生応力は許容応力を超えることはなく、耐震安全性評価上問題ない。

表 13-2 伊方 3 号炉 原子炉補機冷却水冷却器（伝熱管）の内面腐食（流れ加速型腐食）に対する評価結果

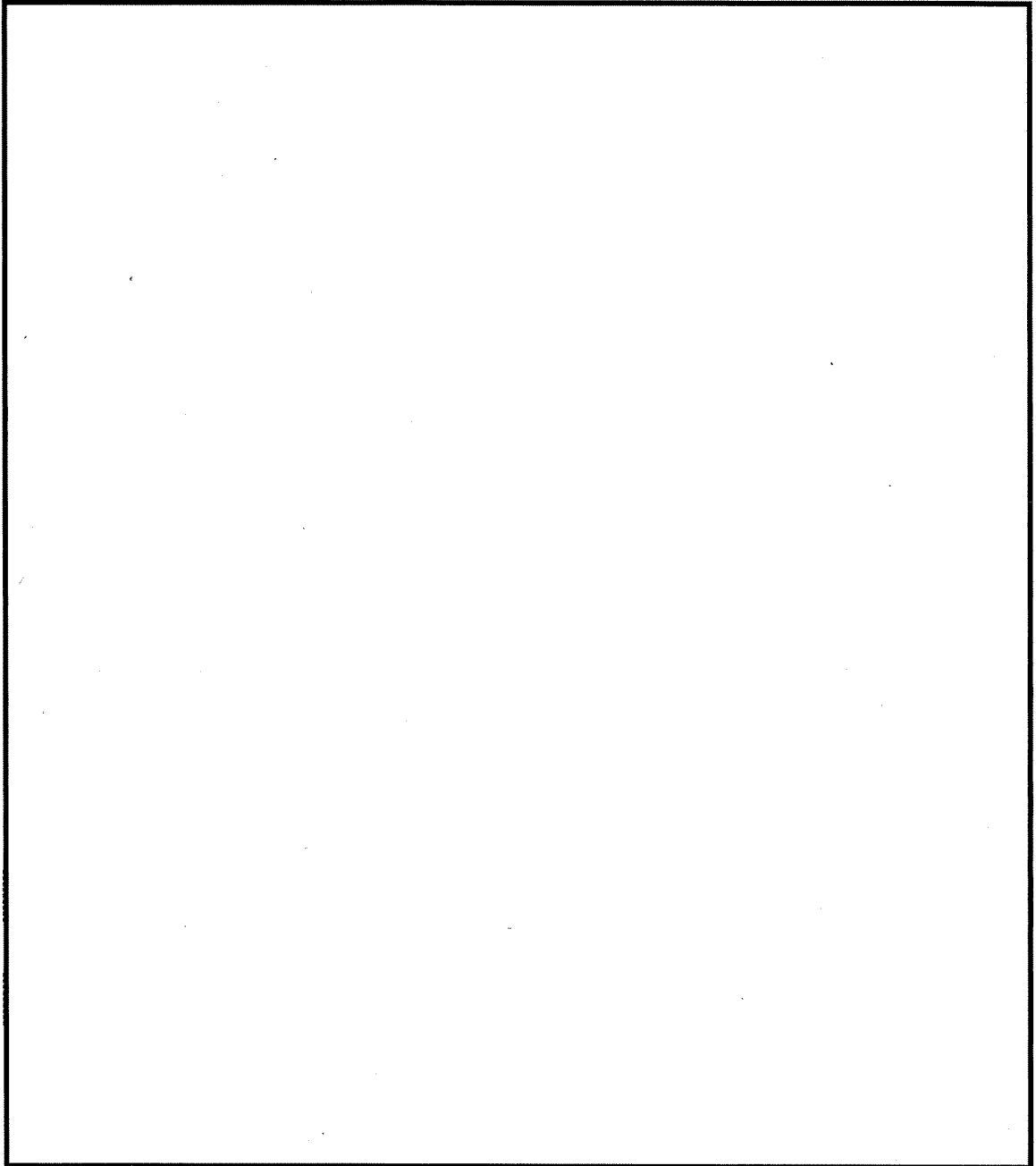
評価部位	地震時の発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比
原子炉補機冷却水 冷却器伝熱管			0.45



以 上

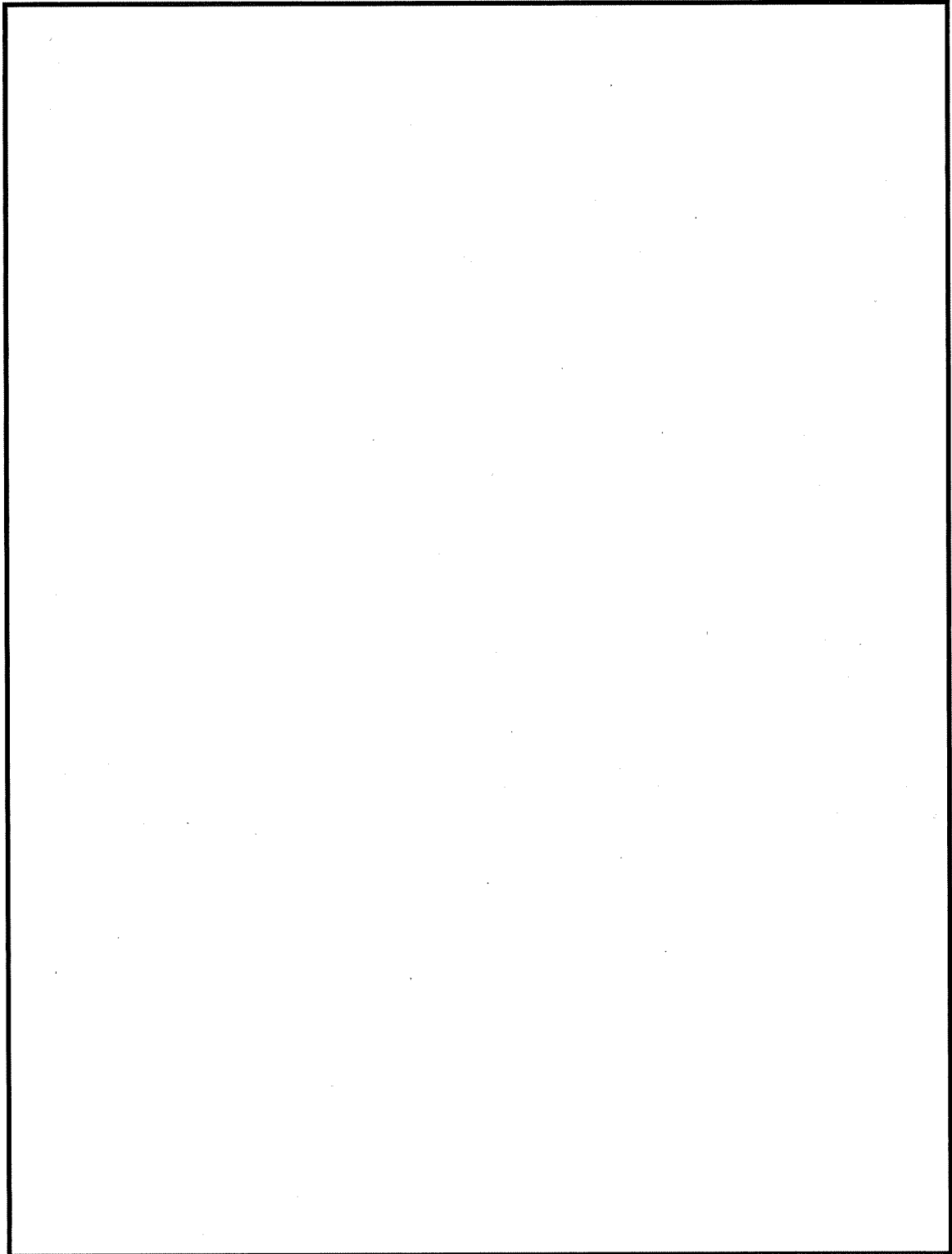
原子炉補機冷却水冷却器 （原子炉補助建屋 EL. 1. 12m）

S s 地震動 水平方向床応答曲線図（減衰 1 %）



原子炉補機冷却水冷却器 （原子炉補助建屋 EL. 1. 12m）

S s 地震動 鉛直方向床応答曲線図（減衰 1 %）



タイトル	基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価について
説明	軽油タンクの機器基礎ボルトの腐食に対する評価の具体的内容について添付－1に示す。 設計及び工事計画認可申請にて認可された工事計画（以下、「工事計画」という。）における後打ちアンカ評価設備であるメカニカルアンカ使用設備およびケミカルアンカ使用設備について、それぞれに対し、減肉による影響を考慮した耐震評価結果例を添付－2に示す。 主蒸気系統配管用基礎ボルトの腐食に対する評価の具体的内容を添付－3に示す。 以 上

軽油タンクの機器基礎ボルトの腐食に対する評価

<評価仕様>

表 1 評価に必要な諸元

名称	記号	単位	値
最高使用圧力	—	—	大気圧
最高使用温度	—	℃	40
基礎から胴の中心までの高さ	h_1	mm	
容器の有効運転質量	m_0	kg	
脚 1 本当たりの質量	m_s	kg	
脚に作用する荷重	R	N	
縦弾性係数比	S	—	
基礎ボルト本数	n	—	
引張を受ける基礎ボルト本数	n_1	—	
脚底板の長手方向幅	a	mm	
脚底板の横方向幅	b	mm	
基礎ボルト呼び径	d	—	
脚底板端面から基礎ボルト 中心までの横方向の距離	d_1	mm	
基礎ボルト腐食量	—	mm	0.3（直径0.6）
基礎ボルト材質	—	—	SNB7
評価用加速度（水平）：図 2 参照	C_H	G	
評価用加速度（鉛直）：図 3 参照	C_V	G	

<解析モデル>

JEAG4601-1987の横置円筒形容器の１質点系モデルを参考とし、横置円筒形容器の重心位置に地震荷重が作用するものとして評価を行った。解析モデルを図１に示す。

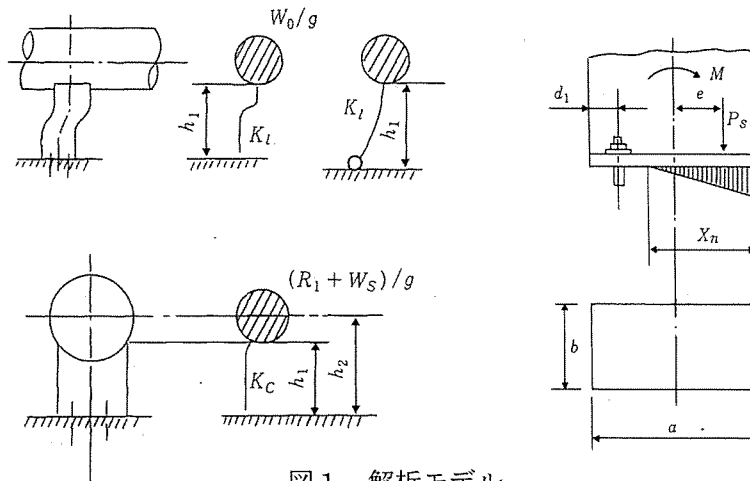


図１ 解析モデル

<入力（荷重）条件>

【水平方向】

軽油タンク床応答曲線※（水平方向）より加速度を算出した。（図２参照）

水平方向は剛領域であることから、地震力として床加速度（ZPA）の1.2倍を用いる。

$$1.2ZPA : \boxed{} \times 1.2 = \boxed{} (G) \quad (1G=9.80665m/s^2)$$

$$a_H = \boxed{} \times 9.80665 = \boxed{} (m/s^2)$$

$$\approx \boxed{} (m/s^2)$$

【鉛直方向】

軽油タンク床応答曲線※（鉛直方向）より加速度を算出した。（図３参照）

鉛直方向は剛領域であることから、地震力として床加速度（ZPA）の1.2倍を用いる。

$$1.2ZPA : \boxed{} \times 1.2 = \boxed{} (G) \quad (1G=9.80665m/s^2)$$

$$a_v = \boxed{} \times 9.80665 = \boxed{} (m/s^2)$$

$$\approx \boxed{} (m/s^2)$$

※ S s - 1 ～ S s - 3 - 2 包絡 F R S により応答加速度を算出している。

<評価結果>

1. 基礎ボルトの応力

(1) 引張

脚底面に働くモーメント

$$M = \left(\frac{R}{g} + m_s \right) a_H h_1$$

$$= \left(\frac{\boxed{}}{9.80665} + \boxed{} \right) \times \boxed{} = \boxed{}$$

鉛直荷重

$$P_s = \left(\frac{R}{g} + m_s \right) (g - a_v)$$

$$= \left(\frac{\boxed{}}{9.80665} + \boxed{} \right) \times (9.80665 - \boxed{}) = \boxed{}$$

モーメントと圧縮荷重の比

$$e = \frac{M}{P_s} = \boxed{} = \boxed{}$$

ボルトに生じる引張応力

中立軸X

$$X^3 + 3 \left(e - \frac{b}{2} \right) X^2 - \frac{6sA_b n_1}{a} \left(e + \frac{b}{2} - d_1 \right) (b - d_1 - X) = 0$$

$$X = \boxed{}$$

$$\text{ここで、} A_b = \frac{\pi}{4} \times d^2 = \frac{\pi}{4} \times \boxed{} = \boxed{}$$

引張荷重 F_b

$$F_b = \frac{P_s \left(e - \frac{b}{2} + \frac{X}{3} \right)}{b - d_1 - \frac{X}{3}} = \boxed{}$$

$$= \boxed{}$$

引張応力 σ_b

$$\sigma_b = \frac{F_b}{n_1 A_b} = \boxed{} = \boxed{}$$

(2) せん断

せん断応力 τ_b

$$\tau_b = \frac{C_H m_0 g}{n A_b} = \boxed{} = \boxed{}$$

２．評価結果

以上の結果をまとめると以下の表２のとおりであり、耐震安全性評価上問題ない。

表２ 評価結果

応力	減肉前			減肉後		
	発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	応力比	発生応力* (MPa)	許容値 (MPa)	応力比
引張	235	451	0.52	245	451	0.54
せん断	92	346	0.27	96	346	0.28

*減肉後の発生応力については、次式より求める。

$$\text{減肉前の発生応力} \times \frac{\text{基礎ボルトの減肉前の断面積}}{\text{基礎ボルトの減肉後の断面積}}$$

$$= \text{減肉前の発生応力} \times \frac{\frac{\pi}{4} \times \square}{\frac{\pi}{4} \times (\square - 0.3 \times 2)^2}$$

○許容応力の算出

材料の評価温度(40℃)における設計降伏点 (S_y)、設計引張強さ (S_u) より、

$$1.2S_y = 1.2 \times 725 = 870 \text{ (MPa)}$$

$$0.7S_u = 0.7 \times 860 = 602 \text{ (MPa)}$$

$$F^* = \min(1.2S_y, 0.7S_u) = \min(870, 602) = 602 \text{ (MPa)}$$

ここで、 F^* : 材料の許容応力を決定する場合の基準値

・ 引張応力の算出

$$f_t^* = F^*/2 = 602/2 = 301 \text{ (MPa)}$$

よって、引張許容応力は、

$$1.5f_t^* = 1.5 \times 301 = 451.5 \div 451 \text{ (MPa)}$$

・ せん断応力の算出

$$f_s^* = F^*/1.5\sqrt{3} = 602/1.5\sqrt{3} = 231.7 \div 231 \text{ (MPa)}$$

よって、せん断許容応力は、

$$1.5 f_s^* = 1.5 \times 231 = 346.5 \div 346 \text{ (MPa)}$$

・ せん断応力と引張応力の組合せ許容応力

引張許容応力について、せん断応力を組み合わせた場合の許容値を算出した。

S_s によるせん断応力 $\tau = 96 \text{ (MPa)}$

$$1.4 \times 1.5f_t^* - 1.6 \tau = 1.4 \times 451 - 1.6 \times 96 = 477.8 \div 477 \text{ (MPa)}$$

よって、組合せを考慮した引張許容応力は、

$$\min(1.5f_t^*, 1.4 \times 1.5f_t^* - 1.6 \tau) = \min(451, 477) = 451 \text{ (MPa)}$$

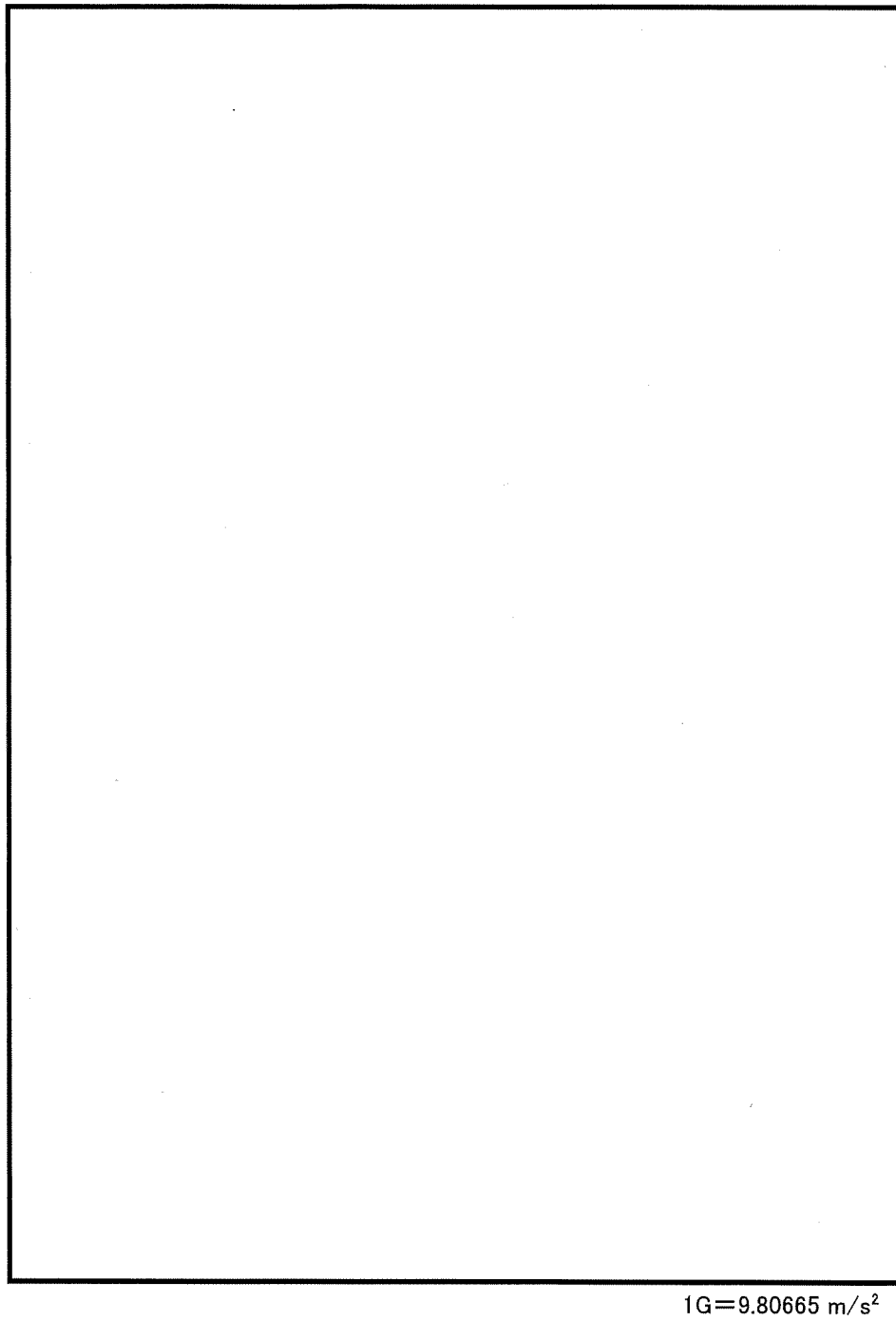


図2 軽油タンク 床応答曲線（水平方向 減衰1.0%）

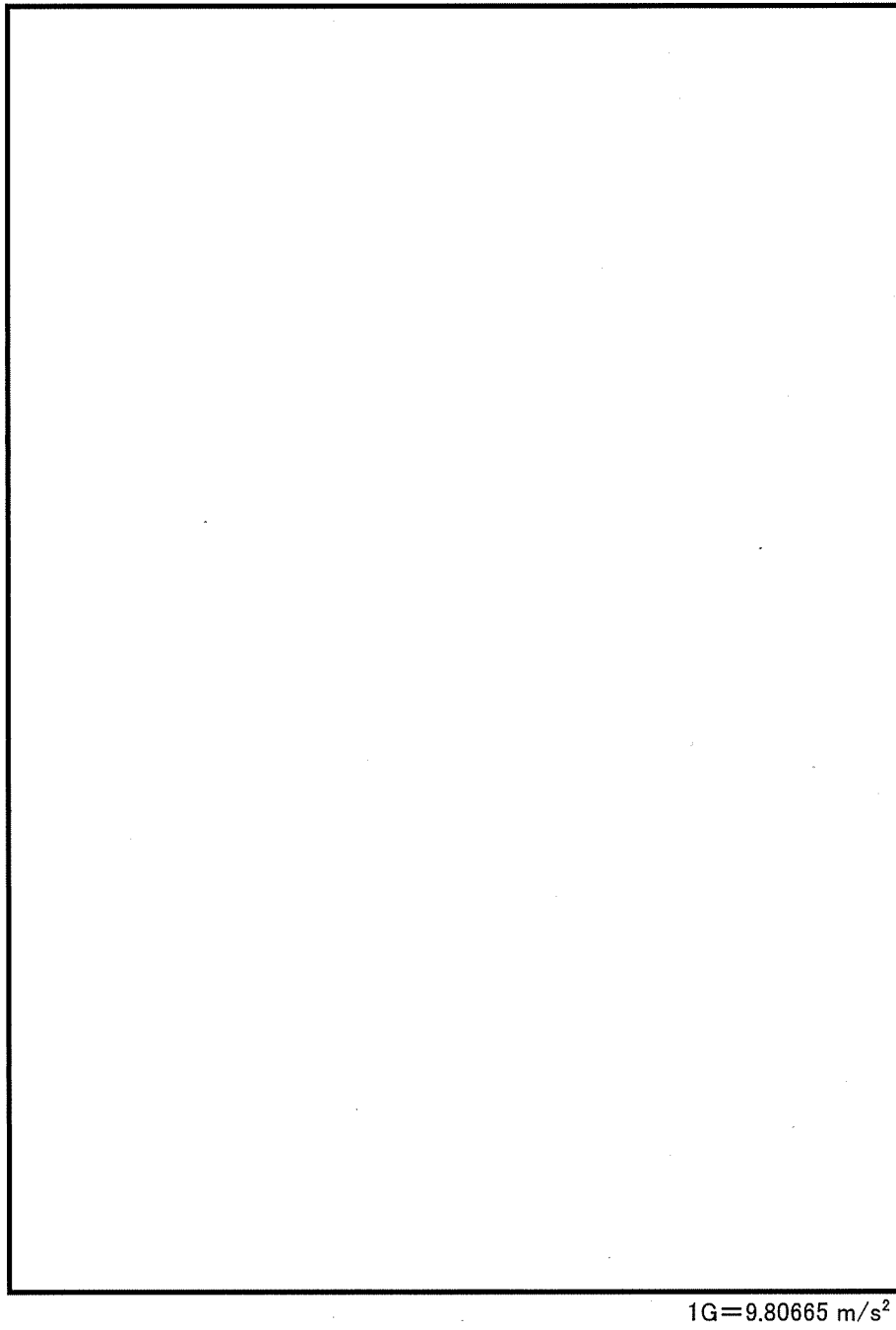


図3 軽油タンク 床応答曲線（鉛直方向 減衰1.0%）

後打ちアンカの腐食を考慮した耐震評価（例）について

後打ちアンカについては最大許容荷重が定められており、この値以上の荷重がボルトに作用しないよう施工している。

伊方発電所 3 号炉高経年化技術評価の対象設備のうち、炭素鋼の後打ちアンカを使用し、設置され、工事計画において評価された屋外設備は、緊急時対策所発電機中継端子盤、300kVA 電源車中継端子盤、衛星屋外設置アンテナ(緊急時対策所 (EL. 32m))であり、半径方向に0.3mmの減肉を想定した基準地震動 S_s に対する耐震安全性評価を実施した。他は屋内設備であり腐食は耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象ではないが、呼び径ごとの代表設備に対して、屋外設備と同様の減肉を想定した基準地震動 S_s に対する耐震安全性評価を実施し、結果を例示した。

結果は表 1 のとおりであり、応力比が 1 以下となることから耐震安全性評価上問題ない。

表 1 後打ちアンカの腐食を考慮した耐震安全性評価結果

評価対象	型式	ボルト 呼び径	設置 個所	許容 応力 状態	減肉前 応力比	減肉後 応力比	応力 分類
代替格納容器 スプレイポンプ	ケミカル アンカ	M20	屋内	IV _A S	0.10	0.11	引張
					-	-	せん断
緊急時対策所用発電機中継端子盤	ケミカル アンカ	M16	屋外	IV _A S	0.04	0.05	引張
					0.04	0.05	せん断
300kVA電源車中継端子盤	ケミカル アンカ	M16	屋外	IV _A S	0.08	0.10	引張
					0.09	0.11	せん断
蒸気発生器狭域水位	メカニカル アンカ	M12	屋内	IV _A S	0.16	0.18	引張
					0.03	0.04	せん断
データ収集装置3号	ケミカル アンカ	M16	屋内	IV _A S	0.30	0.33	引張
					0.22	0.24	せん断
衛星屋外設置アンテナ (緊急時対策所 (EL. 32m))	ケミカル アンカ	M12	屋外	IV _A S	0.02	0.03	引張
					0.06	0.06	せん断
重大事故対処設備制御盤-2	メカニカル アンカ	M10	屋内	IV _A S	0.10	0.12	引張
					0.18	0.21	せん断
静的触媒式水素再結合装置	ケミカル アンカ	M22	屋内	IV _A S	0.19	0.21	引張
					0.13	0.14	せん断

以 上

主蒸気系統配管用基礎ボルトの耐震安全性評価について

主蒸気系統配管用基礎ボルトの耐震安全性評価の内容について以下に示す。

１．評価対象基礎の選定

配管の基礎ボルトについては、複数のベースプレートで支持され、それぞれのベースプレートごとにボルトサイズや本数が異なることから、以下のとおりグループ化を行う。

表１ 主蒸気系統配管用基礎のグループ化

グループ番号	ベースプレート台数	代表仕様（サイズ×本数）
A	１ ２	M30×４
B	１	M30×５
C	１	M30×１０
D	４	M30×１２
E	１ １	M36×４
F	９	M48×４
G	３	M48×６
H	２	M48×８
I	２	M48×１２
J	４	M80×１０
K	３	M80×２８

２．グループの代表選定

主蒸気系統配管のＳｓ地震動の３次元はりモデル解析により算出される各サポートへの作用荷重、ボルト配置間隔/本数、およびサポートアーム長から、ボルト１本あたりの発生荷重を算出し、各グループごとに最大値となるものをグループの代表とする。

３．代表に対するボルトの減肉を考慮した応力算出

呼び径の直径で 0.6mm の腐食を考慮した断面積を算出し「２．グループの代表選定」で算出した荷重から、各代表のボルトに生じる引張応力およびせん断応力を算出し、許容値との比（応力比）が最大となるものを、主蒸気系統配管用基礎ボルトの耐震安全性評価結果とする。

表2 各グループ代表の減肉を考慮した基礎ボルトの評価結果

グループ番号	代表の発生応力	許容応力 ^{注1}	応力比
A	引張	119	210
	せん断	39	160
B	引張	85	207
	せん断	51	159
C	引張	34	207
	せん断	14	159
D	引張	77	207
	せん断	20	159
E	引張	150	210
	せん断	20	160
F	引張	58	193
	せん断	2	148
G	引張	32	193
	せん断	29	148
H	引張	11	160
	せん断	2	123
I	引張	9	193
	せん断	0	148
J	引張	2	193
	せん断	1	148
K	引張	15	193
	せん断	9	148

注1：各許容応力は下記を用いた。

(グループH以外)

引張： $1.5ft*(ft*=\text{Min}(1.2Sy, 0.7Su)/2)$ と $1.4 \times 1.5ft* - 1.6\tau$ のうち
小さい方 (τ はせん断応力を示す)

せん断： $1.5fs*(fs*=\text{Min}(1.2Sy, 0.7Su)/1.5\sqrt{3})$

(グループH)

引張： $1.5ft(ft=Sy/2)$ と $1.4 \times 1.5ft - 1.6\tau$ のうち

小さい方 (τ はせん断応力を示す)

せん断： $1.5fs(fs=Sy/1.5\sqrt{3})$

注2：評価書に記載した値

4. 評価結果

以上のとおり、S s 地震時に主蒸気系統配管のボルトに発生する最大応力が許容値以下となることから、耐震安全性評価上問題ない。

5. グループEで応力比最大となったボルトの減肉を考慮した発生応力算出例
 グループEの最大応力比最大となったボルトの発生応力の算出過程について、以下に示す。

表3 ボルト1本あたりにかかる発生荷重算出条件

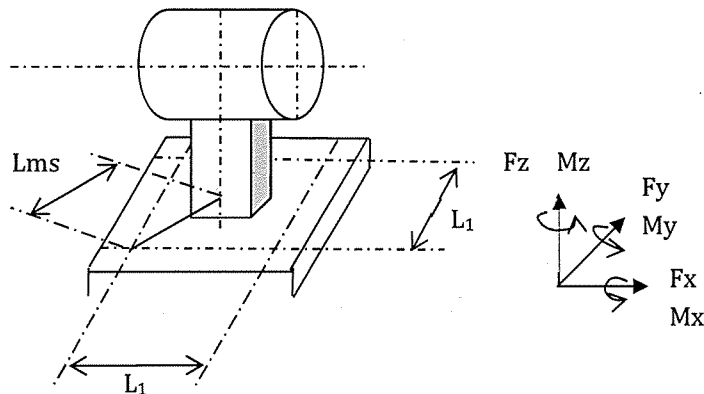
L ₁ (m)	n ₁ (本)	L _{ms} (m)	N ボルト 全本数

表4 配管からサポートへ作用する荷重

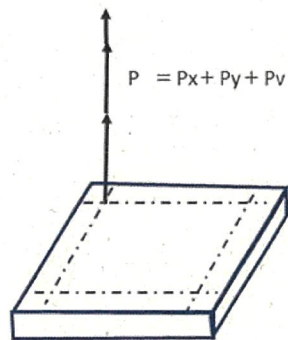
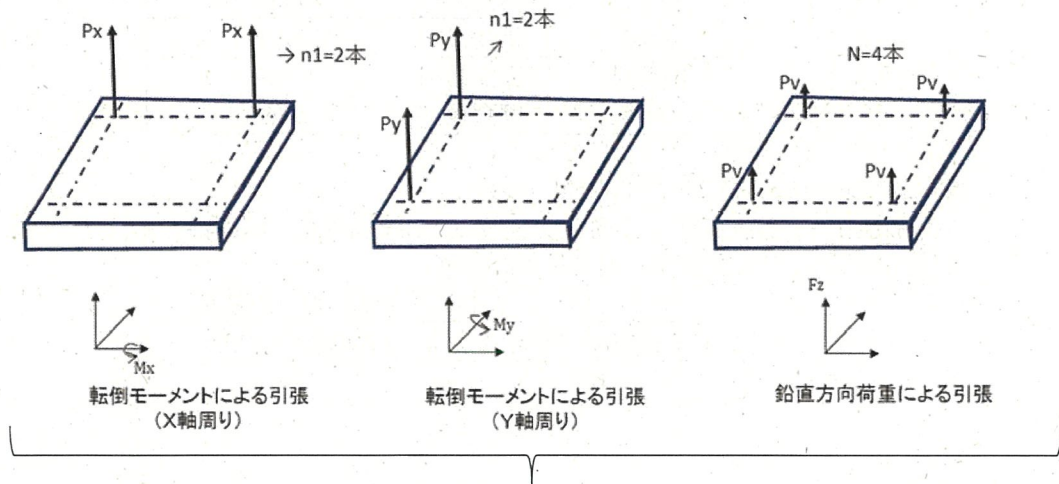
F _x (kN)	F _y (kN)	F _z (kN)	M _x (kN・m)	M _y (kN・m)	M _z (kN・m)

ボルト1本あたりの発生荷重の算出式は以下のとおり。

- ・耐力 : $MX = \frac{P_x}{L_1} (n_1 L_1^2)$
 $MY = \frac{P_y}{L_1} (n_1 L_1^2)$
- ・外力 : $MX = M_x$ 、 $MY = M_y$
- ・引抜荷重 : $P_v = F_z \div N$
 $P = P_x + P_y + P_v$
- ・せん断荷重 : $\tau = \{(M_z \div L_{ms}) + \sqrt{(F_x^2 + F_y^2)}\} \div N$

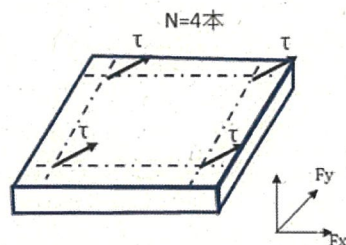


【引張】



組合せが最大値となる引張力

【せん断】



水平方向荷重による基礎ボルトのせん断

表5 ボルト1本あたりにかかる発生荷重算出結果

X方向引抜荷重	Y方向引抜荷重	Z方向引抜荷重	せん断荷重
P_x (kN/本)	P_y (kN/本)	P_v (kN/本)	τ (kN/本)

表 6 ボルトに生じる発生応力算出条件

呼び径 (mm)	腐食前	36.0
	腐食後	35.4
断面積 (mm ²)	腐食前	1,017
	腐食後	984

ボルトの発生応力の算出式は以下のとおり

引張応力 : 引抜荷重 (X 方向+Y 方向+Z 方向) ÷ 腐食後の断面積

せん断応力 : せん断荷重 ÷ 腐食後の断面積

表 7 ボルトに生じる発生応力算出結果

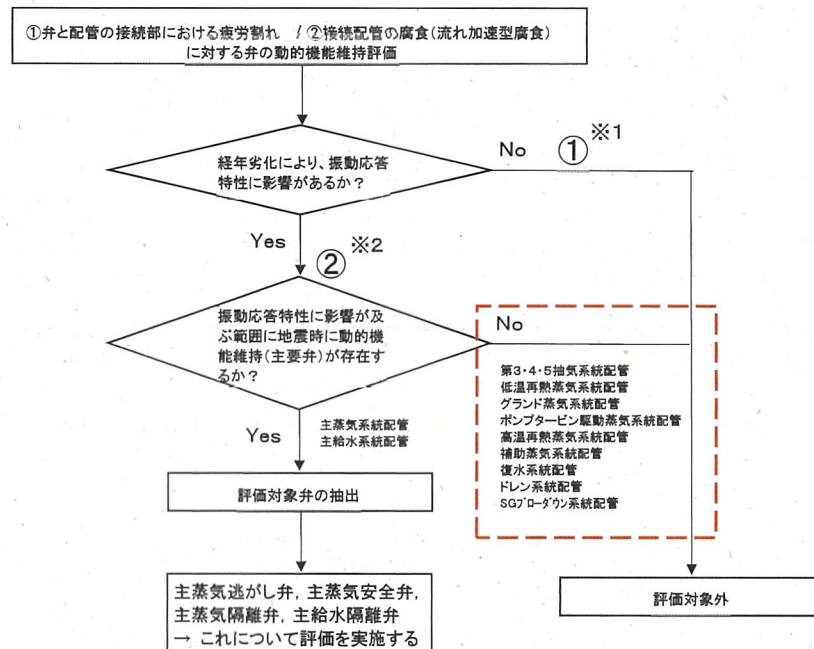
引張応力 (MPa)	せん断応力 (MPa)
150	20

以 上

タイトル	主蒸気逃がし弁他に接続する配管の流れ加速型腐食に対する動的機能維持評価について
説明	1. 動的機能維持評価の対象機器・経年劣化事象の抽出 地震時に動的機能維持が要求される機器（弁、ポンプ、ファン等）については、地震時の応答加速度が機器の機能確認済加速度以下であること等により動的機能が維持されることを確認しているが、想定される経年劣化を考慮した場合にも動的機能が維持されることを確認する。 動的機能の維持が要求される機器は、工事計画認可で対象に挙げている機器と同様である。そのうち、対象機器において想定される耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象（弁の場合は接続される配管の経年劣化を含む）を考慮した状態における動的機能維持評価を実施する必要があるかについて、以下のとおり検討した。 a. 弁 想定される経年劣化事象として低サイクル疲労および腐食（流れ加速型腐食）がある。低サイクル疲労については、運転開始後60年時点での推定過渡回数を考慮して算出した疲労累積係数（接液部は環境疲労を考慮した疲労累積係数）と基準地震動 S_s、または弾性設計用地震動 S_d を考慮した疲労累積係数の合計が許容値 1 を下回り、低サイクル疲労割れが発生しないことから振動応答特性への影響はなく、地震時の動的機能は維持される。 腐食（流れ加速型腐食）については、動的機能の維持が要求される弁に接続する配管の流れ加速型腐食による振動応答特性への影響を考慮した場合、地震時の応答加速度に影響を及ぼす可能性があるため、配管減肉を考慮した耐震評価を行う際に得られる弁の地震時応答加速度が機能確認済加速度以下であることを確認する。 動的機能維持評価対象弁の選定フローを図15-1に示す。 b. ポンプ、ポンプモータ、炉内構造物、電気設備、計測制御設備、電源設備 想定される経年劣化事象については、現状の保全対策により機器等に与える影響が十分小さいことを確認した。 炉内構造物については、制御棒クラスター案内管の摩耗に対する制御棒挿入時間解析評価において、制御棒挿入時間が規定値を下回ることから、地震時の動的機能については維持されると判断する。 また、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象に対する耐震安全性評価の実施により、その他の機器等における動的機能維持に必要な部位での経年劣化事象は、機器の振動応答特性への影響が「軽微もしくは無視」できる事象であることを確認した。 これより、経年劣化事象を考慮しても、地震時に動的機能の維持が要求される機器等における地震時の応答加速度は各機器の機能確認済加速度を上回るものでない等と考えられ、地震時の動的機能についても維持されると判断する。

2. 動的機能維持評価の対象弁・経年劣化事象の選定

弁の地震時の応答加速度が機能確認済加速度を上回らないこと等を確認すべき対象を以下のとおり選定した。



※1: 疲労割れが生じた場合は振動応答に影響を与える可能性があるが、疲労累積係数が1以下であることを確認しているため割れは発生せず、振動応答に影響を与える経年劣化事象ではない

※2: 弁そのものの経年劣化事象ではないが、接続配管に流れ加速型腐食が生じた場合は、配管の振動応答特性の変化が弁の応答加速度に影響すると考えられる

図15-1 動的機能維持評価の対象弁・経年劣化事象の選定フロー

3. 評価結果

主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、主蒸気隔離弁および主給水隔離弁に接続する主蒸気系統配管・主給水系統配管の流れ加速型腐食に係る減肉管理部位を必要最小肉厚まで一様に減肉させたモデル(添付-1 参照)を用いて、全波包絡FRSによるスペクトルモーダル解析を実施し、対象弁における応答加速度を算出した結果、機能確認済加速度を上回ることがないこと等を確認した。よって動的機能維持の観点から耐震安全性上問題ないことを確認した。(減肉を想定した評価によって算出された応答加速度が、工事計画認可での評価結果より小さくなった弁について、その理由を参考として添付-2に示す。)

また、高次モード(100Hz)までの拡張の影響評価結果および水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響評価結果について、主蒸気逃がし弁を例とし、それぞれ添付-3および添付-4に示す。

表15-1 主蒸気逃がし弁他の動的機能維持評価結果

対象弁		S s	
		水平	鉛直
主蒸気逃がし弁 (3PCV-475)	応答加速度	3.7G [2.4G]	1.2G
	機能確認済 加速度	6.0G	6.0G
主蒸気安全弁 (3V-MS-525A*1) 水平応答加速度最大	応答加速度	5.9G [5.2G]	1.3G
	機能確認済 加速度	13.0G	3.0G
主蒸気安全弁 (3V-MS-524B*1) 鉛直応答加速度最大	応答加速度	4.2G	2.9G [2.8G]
	機能確認済 加速度	13.0G	3.0G
主蒸気隔離弁 (3V-MS-528B)	応答加速度	4.5G [4.2G]	4.5G
	機能確認済 加速度	6.0G	6.0G
主給水隔離弁 (3V-FW-527A)	応答加速度	3.3G	3.6G [3.9G]
	機能確認済 加速度	6.0G	6.0G

(注) 1G=9.80665 (m/s²)

「機能確認済加速度」は「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」に記載される機能維持確認済加速度

[]内は工事計画認可での評価結果（補足説明資料含む）

*1：主蒸気安全弁はA B C系に各5台（計15台）設置されているが、主蒸気系統配管に流れ加速型腐食を考慮しない場合（工事計画認可）と考慮した場合（高経年化技術評価）では、応答加速度が最大となる代表弁が異なる。

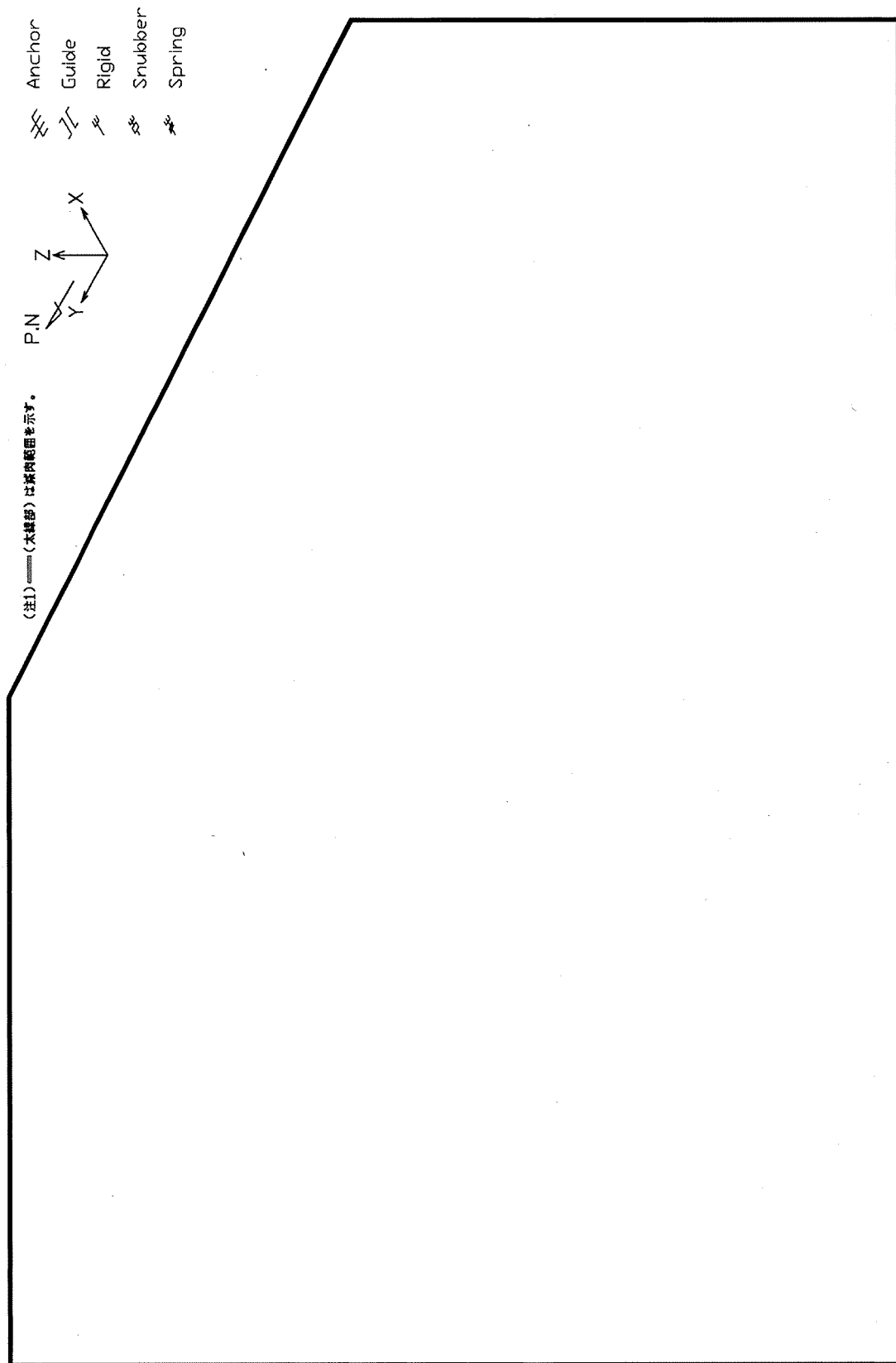
【工事計画認可代表】 3V-MS-525B（減肉考慮無し：2.8G、減肉考慮有り：2.8G）

【高経年化技術評価代表】

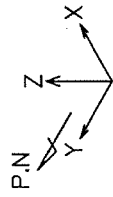
（水平応答加速度最大）3V-MS-525A（減肉考慮無し：5.2G、減肉考慮有り：5.9G）

（鉛直応答加速度最大）3V-MS-524B（減肉考慮無し：2.8G、減肉考慮有り：2.9G）

以 上

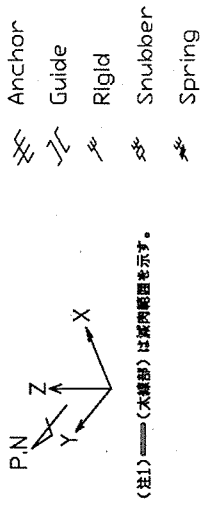


(注1) 〰〰〰 (本欄部) は案内配管を示す。



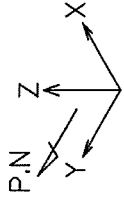
-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring

主蒸気系統配管 (A-主蒸気配管 (CV外)) (解析モデル)



主蒸気系統配管 (B－主蒸気配管 (CV外)) (解析モデル)

Anchor
Guide
Rigid
Snubber
Spring



(注1) — (太線部) は減肉範囲を示す。

主給水系統配管 (A－主給水配管 (CV外)) (解析モデル)

主給水隔離弁(3V-FW-527A)の配管減肉を想定した応答加速度が
工事計画認可での結果より小さくなっている理由について

- ①配管系の地震応答は多くの固有モードの組合せで構成されている。
- ②各振動モードについては、振動方向がある設備の静止位置から正負どちらも存在している。このため、設備の設置位置で、変位が相殺されたり、増幅されたりする。これはモード図や刺激係数の変動で示される。
- ③本弁の評価値(加速度)は、減肉なし(工事計画認可)および減肉あり(PLM)ともに卓越モードは□次である。表１および図１、２に示すとおり、減肉により振動数、刺激係数およびモード形状が変動し、応答加速度は減肉なしの方が大きい結果となった。評価値(加速度)は各モードの組合せで構成されているため、上記の刺激係数の変動が主要因と想定される。

表１ 卓越モードの応答加速度の比較

モデル	次数	Z方向入力 ^{注1}		応答加速度(弁) ^{注1} (G)		モード図
		入力加速度 (G)	刺激係数	Y	Z	
減肉無し (工事計画認可)						図1
減肉有り (PLM)						図2

注1：各モード(次数)での値

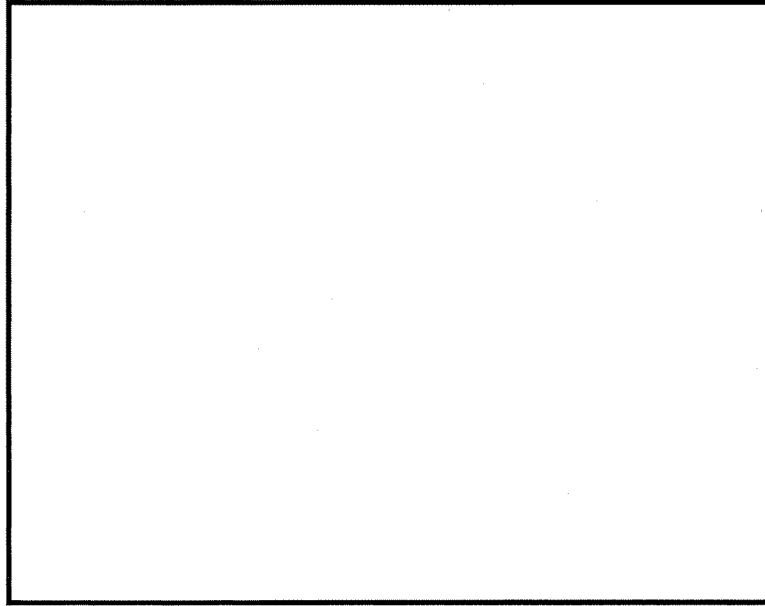


図2 減肉あり ☐ 次モード)

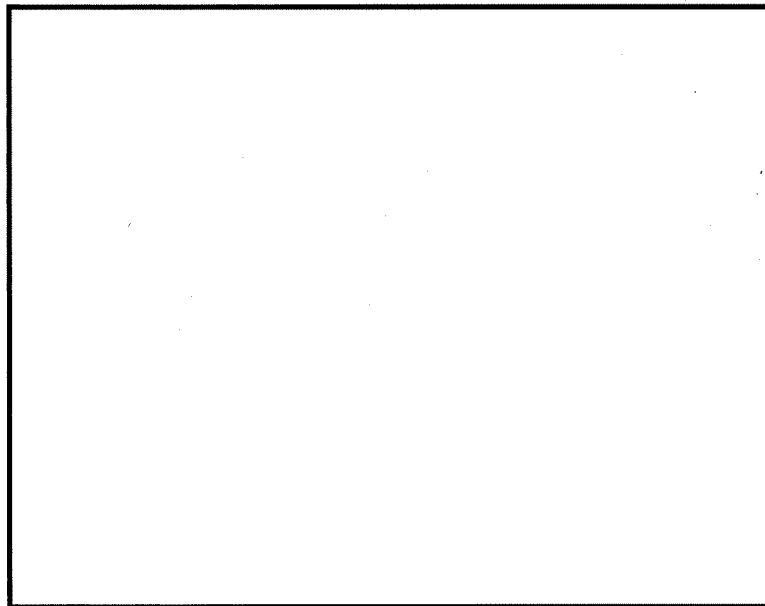


図1 減肉なし ☐ 次モード)

主給水隔離弁 (3V-FW-527A) の卓越振動モードの比較

主蒸気安全弁の高次モード（100Hz）までの拡張による影響評価について

表15-1に示した動的機能維持評価結果については、50Hzまでの床応答スペクトルを用いた評価結果であるが、ここでは主蒸気安全弁を例とし、高次モード（100Hz）まで拡張して応答加速度を算出した評価結果を表1に示す。

なお、評価モデルおよび使用するFRSは、50Hzまでの評価と同じとした。

表1 主蒸気安全弁動的機能維持の高次モード拡張影響評価結果

対象弁			S _s	
			水平	鉛直
主蒸気安全弁 (3V-MS-524)	応答 加速度	50Hzまで	4.2G	2.9G [2.8G]
		100Hzまで	4.2G	2.9G

(注) 1G=9.80665 (m/s²)

[]内は工事計画認可での評価結果（補足説明資料を含む）

以上のとおり、主蒸気安全弁について、50Hzから高次モード（100Hz）まで拡張して応答加速度を評価した結果、加速度の増分はほぼ無いため、影響は軽微であることを確認した。

以 上

主蒸気隔離弁の動的機能維持の水平 2 方向と鉛直方向の組合せ評価について

1. 評価方法

水平 2 方向と鉛直方向の組合せによる影響評価については、「X 方向+Z 方向の応答加速度」と「Y 方向+Z 方向の応答加速度」を SRSS する方法で算出した。

2. 評価結果

水平 2 方向と鉛直方向の組合せ評価結果は下表のとおりである。なお、水平 2 方向考慮による弁の鉛直方向の応答への影響は小さいため評価は実施していない。

表 1 主蒸気隔離弁の水平 2 方向と鉛直方向の組合せ評価結果

対象弁			S _s (水平)
主蒸気隔離弁 (3V-MS-528B)	水平 1 方向と鉛直 方向の組合せ	応答加速度	4.5 G [4.2G]
		機能確認済加速度	6.0 G
	水平 2 方向と鉛直 方向の組合せ	応答加速度	5.8 G
		機能確認済加速度	6.0 G

(注) 1G=9.80665 (m/s²)

[]内は配管に減肉を想定しない場合の評価結果 (工事計画認可 補足説明資料)

以上のとおり、主蒸気隔離弁について、水平 2 方向と鉛直方向の組合せを考慮しても、地震時の動的機能に問題はない。

以 上

タイトル	制御棒クラスタ被覆管および案内管の摩耗に対する制御棒挿入性評価について
説明	制御棒被覆管の摩耗に対する具体的評価内容（挿入時間の評価）について、添付－1に示す。 なお、制御棒クラスタ案内管（案内板）および被覆管の摩耗による抗力について、添付－2に示す。 また、新規制基準適合に係る工事計画認可における審査内容の反映で、燃料集合体の照射影響を考慮した時刻歴解析手法を用いた評価を実施しており、その評価手法の概要を添付－3に示す。

被覆管に摩耗が存在する時の制御棒挿入性評価

制御棒被覆管の摩耗に対する評価として実施する制御棒挿入時間評価の内容は以下のとおり。

1. 制御棒クラスタの構造

制御棒クラスタは、1つの制御棒スパイダおよび24本の制御棒から構成される。

制御棒スパイダは、スパイダ本体より放射状に配置したベーンおよび円筒形のフィンガから構成される。

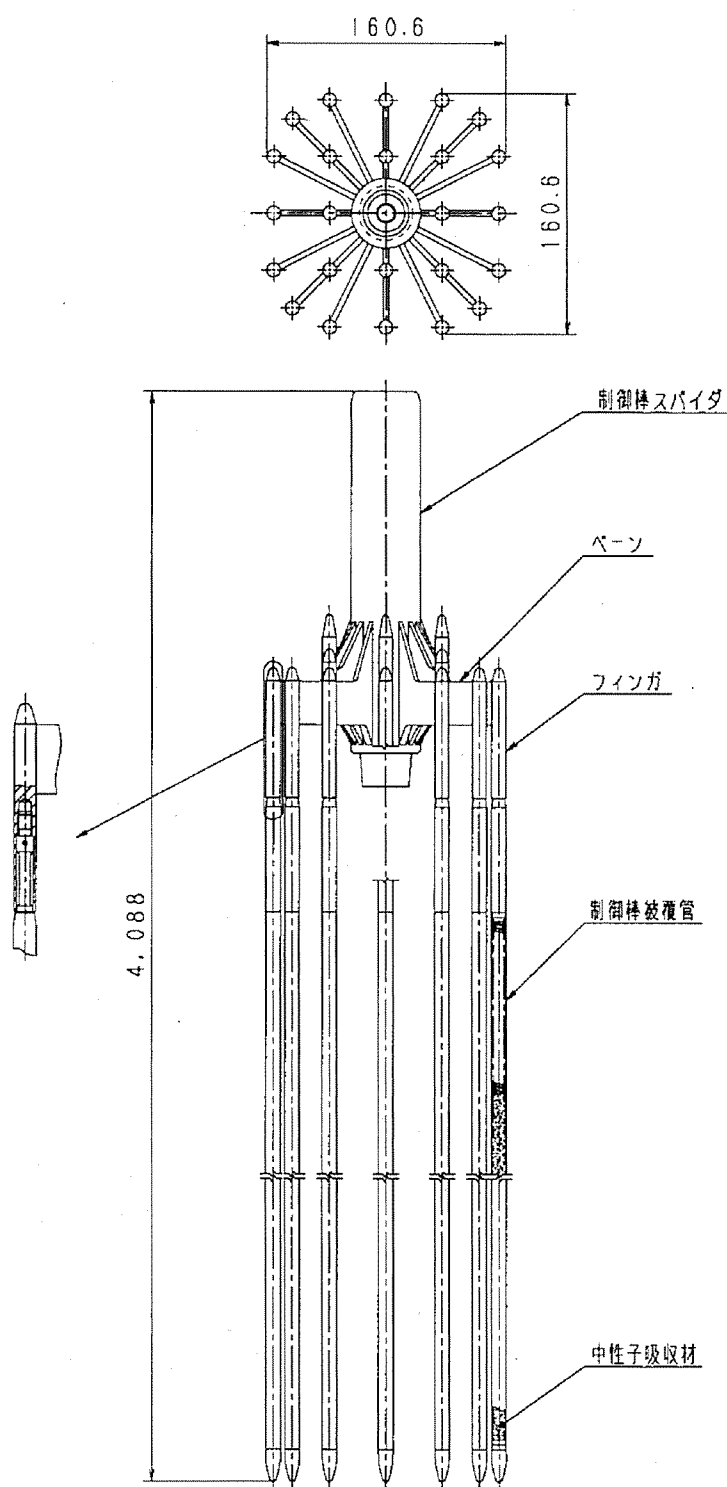
制御棒は、ねじによりフィンガと接合され、ピンにより回り止めされている。

制御棒は、中性子吸収材である80%銀、15%インジウム、5%カドミウムの合金をステンレス鋼製の被覆管に挿入し、被覆管両端に端栓を溶接した密封構造となっている。

制御棒には、さらにコイルばねが入れられており、中性子吸収材の軸方向の動きを制限している。

制御棒クラスタの質量は67kg、制御棒1本の質量は2.7kgである。

構造説明図を図16-1-1および図16-1-2に示す。



(単位 : mm)

図16-1-1 17×17型制御棒クラスタ構造図

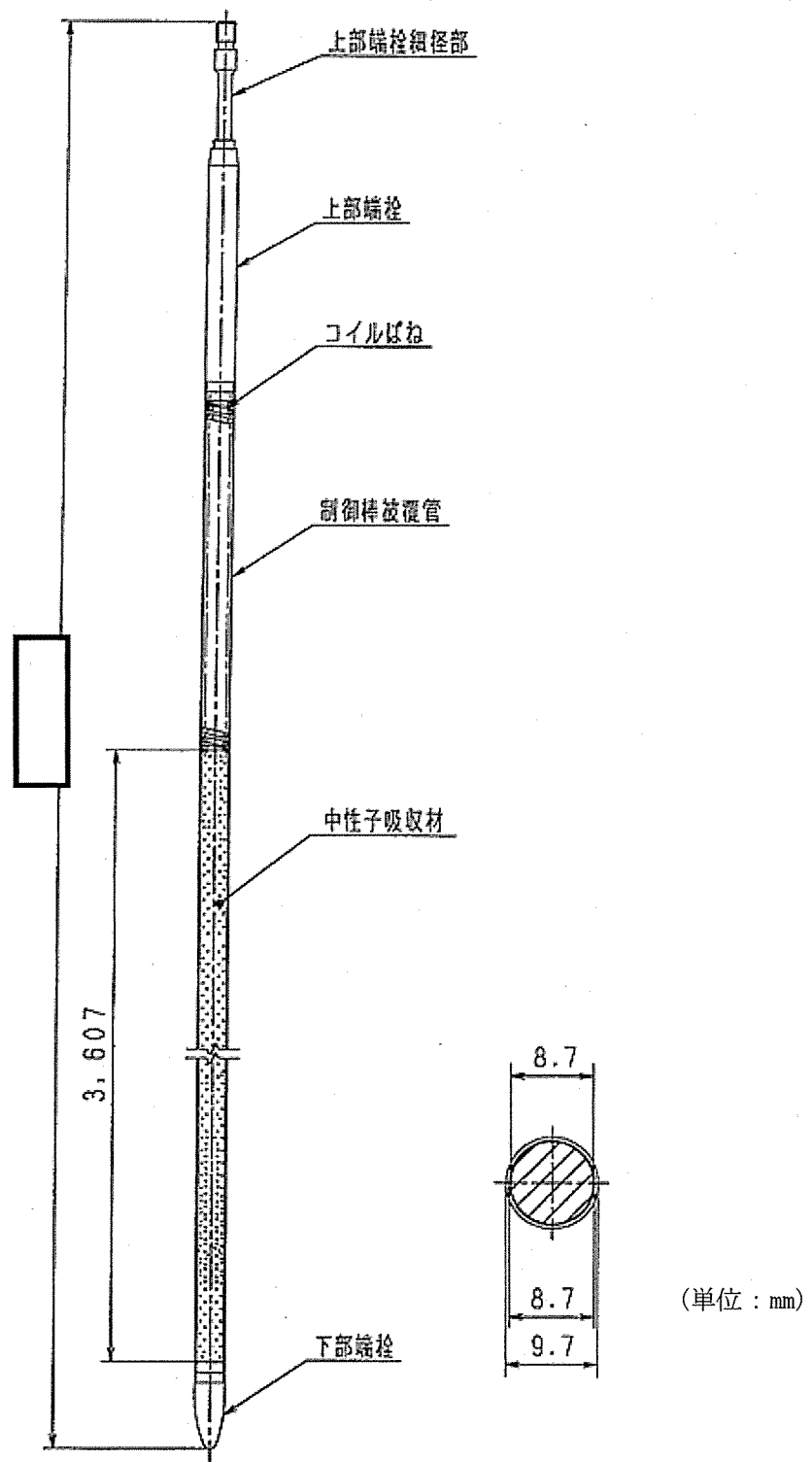


図16-1-2 17×17型制御棒構造図

2. 評価仕様

制御棒挿入時間評価は、制御棒クラスタが自重で落下する時に受ける各種の抗力を考慮し、下記の運動方程式を解くことで、最終的に制御棒クラスタの挿入距離と挿入時間を求めるものである。地震時の挿入時間の算出においては、制御棒挿入経路機器である制御棒クラスタ駆動装置、制御棒クラスタ案内管、燃料集合体（制御棒案内シンプル）の地震応答に対応する制御棒挿入抗力を考慮し、挿入時間を算出する。

また、制御棒被覆管の摩耗に対する評価では、制御棒被覆管の摩耗および制御棒クラスタ案内管案内板の摩耗を考慮した挿入抗力を地震時の制御棒挿入抗力に付加し、挿入時間を算出する。評価の全体フローを図16-1-4に示す。

$$M \cdot \frac{d^2x}{dt^2} = M \cdot g - (F_f + F_v + F_w + F_m + F_u)$$

ここで、

M	:	質量
x	:	制御棒クラスタ挿入距離
t	:	制御棒クラスタ挿入時間
g	:	重力加速度
F _f	:	流体による抗力
F _v	:	地震外力による抗力
F _w	:	摩耗による抗力
F _m	:	メカニカル抗力
F _u	:	浮力

3. 入力条件

(1) 地震外力による抗力

制御棒挿入時間評価の入力となる地震時の制御棒挿入経路機器の最大応答変位を表16-1-1に示す。これらの機器応答に対応する地震時の制御棒挿入抗力を求め、挿入時間を算出する。

表16-1-1 地震時 制御棒挿入経路機器応答*

最大変位 (mm)		
制御棒クラスタ 駆動装置	制御棒クラスタ 案内管	燃料集合体 制御棒案内シムプル
11.2	1.1	48.7

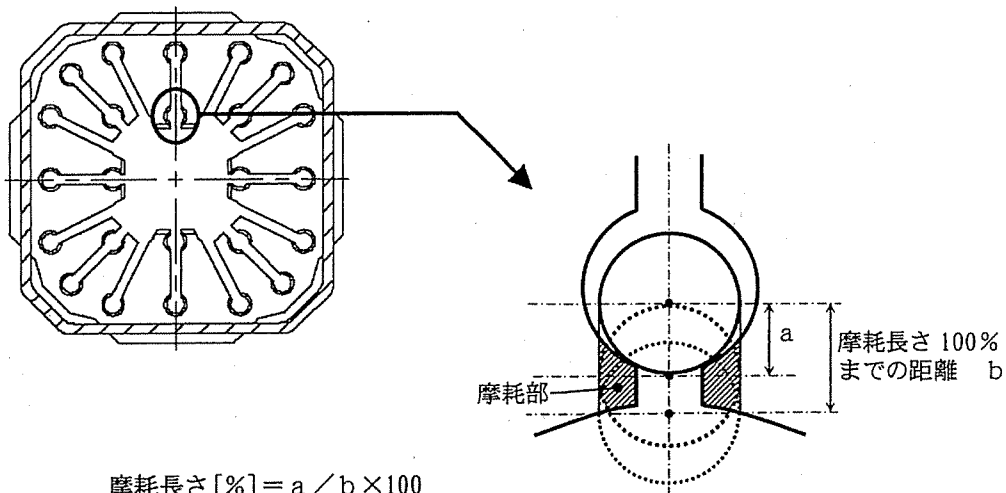
*:照射の影響を考慮

(2) 摩耗による抗力

制御棒クラスタ案内管（案内板）および被覆管の摩耗による抗力については、過去に実施したモックアップによる抗力測定試験で取得した摩耗抗力から抗力値を設定している。

摩耗量について、制御棒に対しては保守的に制御棒の被覆管の一部が100%摩耗することを仮定している。また、制御棒クラスタ案内管の案内板は図16-1-3に示すような摩耗（摩耗長さ68%）を仮定している。

以上より、案内管（案内板）および被覆管の摩耗条件を組み合わせた場合に最大となる制御棒挿入抗力を、摩耗による抗力として設定している。



$$\text{摩耗長さ} [\%] = a / b \times 100$$

a : 摩耗進行距離

b : 制御棒が制御棒クラスタ案内管(案内板)
より抜け出る距離 (摩耗長さ100%)

図16-1-3 制御棒クラスタ案内管 案内板摩耗の仮定

４．評価結果

制御棒挿入時間の評価結果を表16-1-2に示す。

表16-1-2 制御棒クラスタ挿入時間計算結果

(単位：秒)

	制御棒クラスタ挿入時間*1	規定時間*2
通常運転時	1.57	2.2
地震時 (制御棒クラスタ案内管案内板、 制御棒被覆管摩耗考慮) (S s - 1)	2.15	

*1：燃料集合体の照射影響を考慮し、時刻歴解析手法により評価した値

*2：原子炉設置変更許可申請書 添付書類十に記載の値

(注)：各時間は落下開始から制御棒が全ストロークの85%に至るまでの時間

５．補足（制御棒クラスタ案内管案内板、制御棒被覆管の摩耗を考慮しない場合）

①地震時 制御棒挿入経路機器応答

表16-1-3 地震時 制御棒挿入経路機器応答*

最大変位 (mm)		
制御棒クラスタ 駆動装置	制御棒クラスタ 案内管	燃料集合体 制御棒案内シムプル
11.2	1.1	48.7

*:照射の影響を考慮

②評価結果

表16-1-4 制御棒クラスタ挿入時間計算結果

(単位：秒)

	制御棒クラスタ挿入時間*1	規定時間*2
地震時挿入時間 (S s - 1)	2.15	2.2

*1：燃料集合体の照射影響を考慮し、時刻歴解析手法により評価した値

*2：原子炉設置変更許可申請書 添付書類十に記載の値

(注)：各時間は落下開始から制御棒が全ストロークの85%に至るまでの時間

以 上

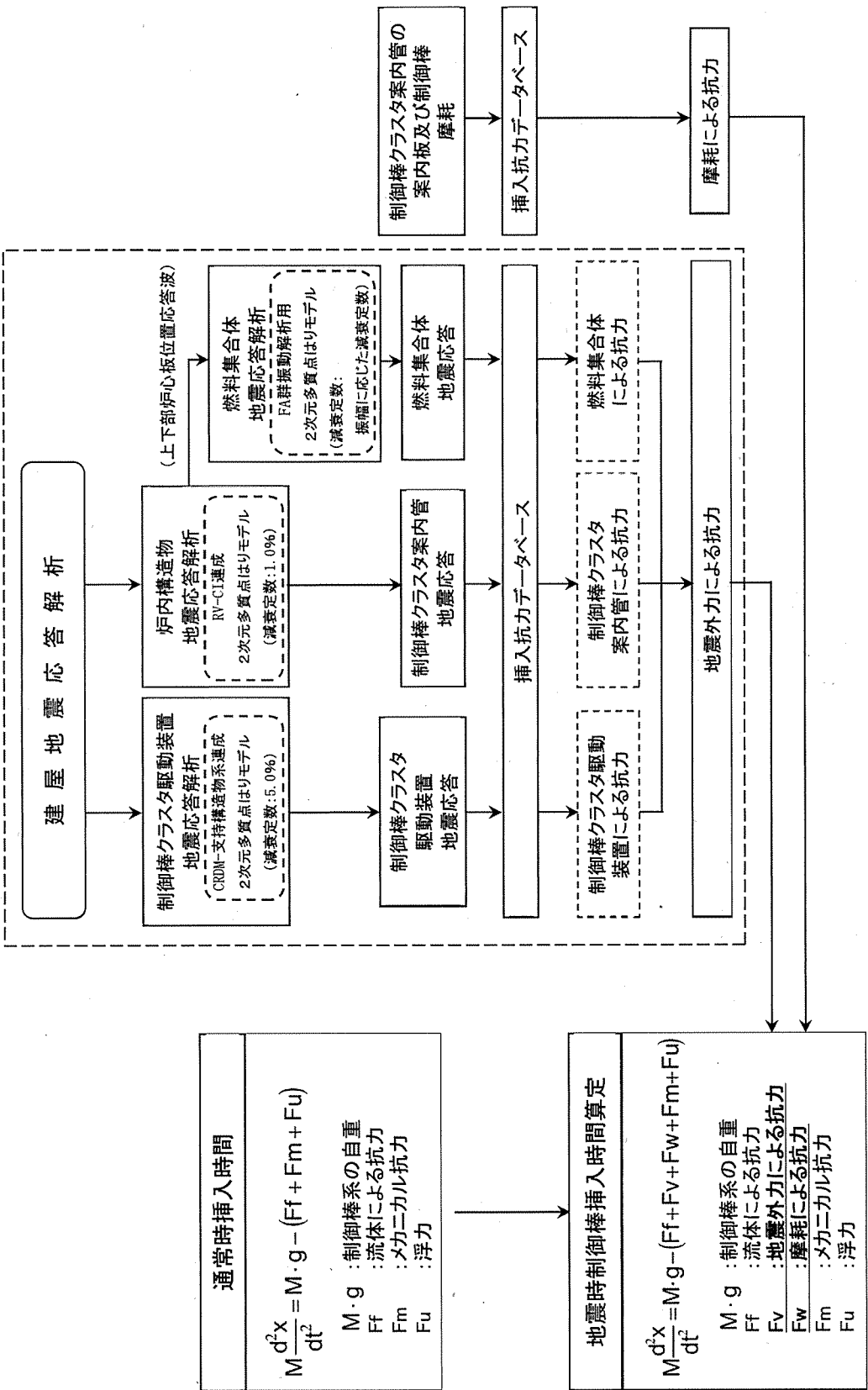


図16-1-4 制御棒挿入時間評価の流れ

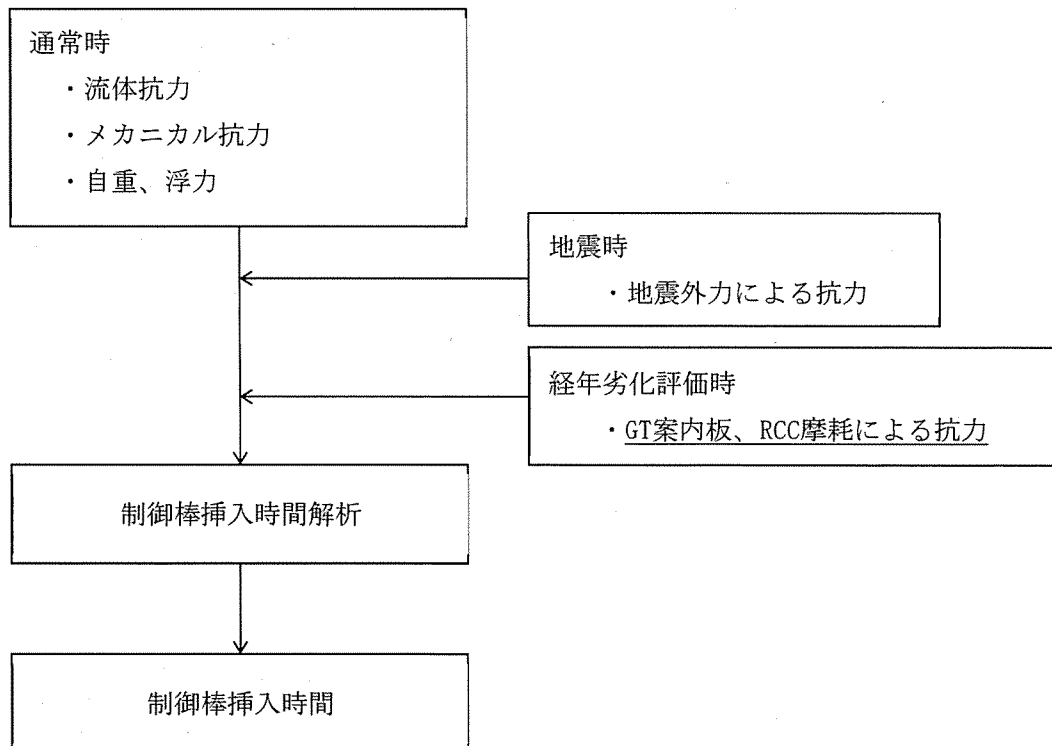
制御棒クラスタ案内管案内板および制御棒クラスタ被覆管の摩耗による抗力について

１．制御棒挿入性評価の流れ

制御棒クラスタ案内管（以下、「GT」という。）案内板および制御棒クラスタ（以下、「RCC」という。）摩耗時における制御棒挿入性評価の概略フローを以下に示す。

RCCの挿入経路は、制御棒クラスタ駆動装置、GT、燃料集合体（制御棒案内シンプル）で構成されている。通常時において、この各部挿入経路で受けるRCCの抗力は流体による抗力およびメカニカル抗力であり、これらにRCCの浮力や自重を考慮して挿入時間を評価する。地震時には、これに地震外力による抗力が付加される。地震外力による抗力は、地震外力によりRCCが各挿入経路機器に押付けられることで生じる摩擦力であり、地震応答計算で得られた各部の地震応答と実験で得られた各部の地震抗力との関係から求めている。

経年劣化評価時のGT案内板およびRCC摩耗を考慮した制御棒挿入性評価では、上記の流体抗力、メカニカル抗力、地震外力による抗力に加えて、GT案内板とRCCの摩耗部が接触することで生じる抗力も加味している。



2. GT案内板およびRCC摩耗による抗力の設定手順

GT案内板およびRCCの摩耗による抗力は、試験で得られたGTとRCCの摩耗抗力とRCCの摩耗分布を組み合わせて設定している。図16-2-1にGT/RCC摩耗による抗力の設定フローを示す。また、各①、②、③、④の説明を以降に示す。

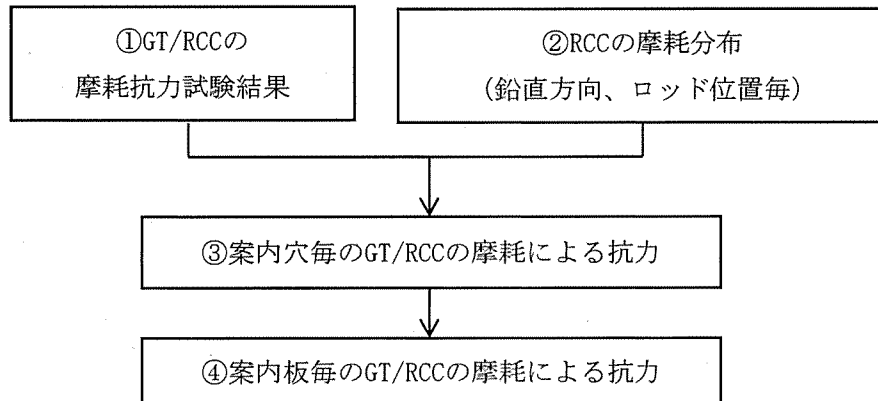


図16-2-1 GT/RCC摩耗による抗力の設定フロー

① GT/RCC の摩耗抗力試験結果

(概要)

平成7年度の電力共同研究において、GT案内板とRCCのそれぞれに摩耗を模擬したモックアップを用いて抗力測定試験を実施し、GT案内板とRCCロッドの摩耗部が接触することで生じる抗力データを取得している。図16-2-2に試験概要を示す。RCCロッド1体に流体力を模擬した水平力を与えてRCCロッドをゆっくり挿入するときの抗力を測定している。表16-2-1-1、表16-2-1-2に示すように、本試験にてGT案内板摩耗量とRCCの摩耗量の組合せに基づく抗力値を整理している。この試験結果に対し以下の条件を踏まえてGT/RCCの摩耗による抗力を設定している（表16-2-1-1、表16-2-2-1の青枠囲みの抗力値）。

(詳細条件)

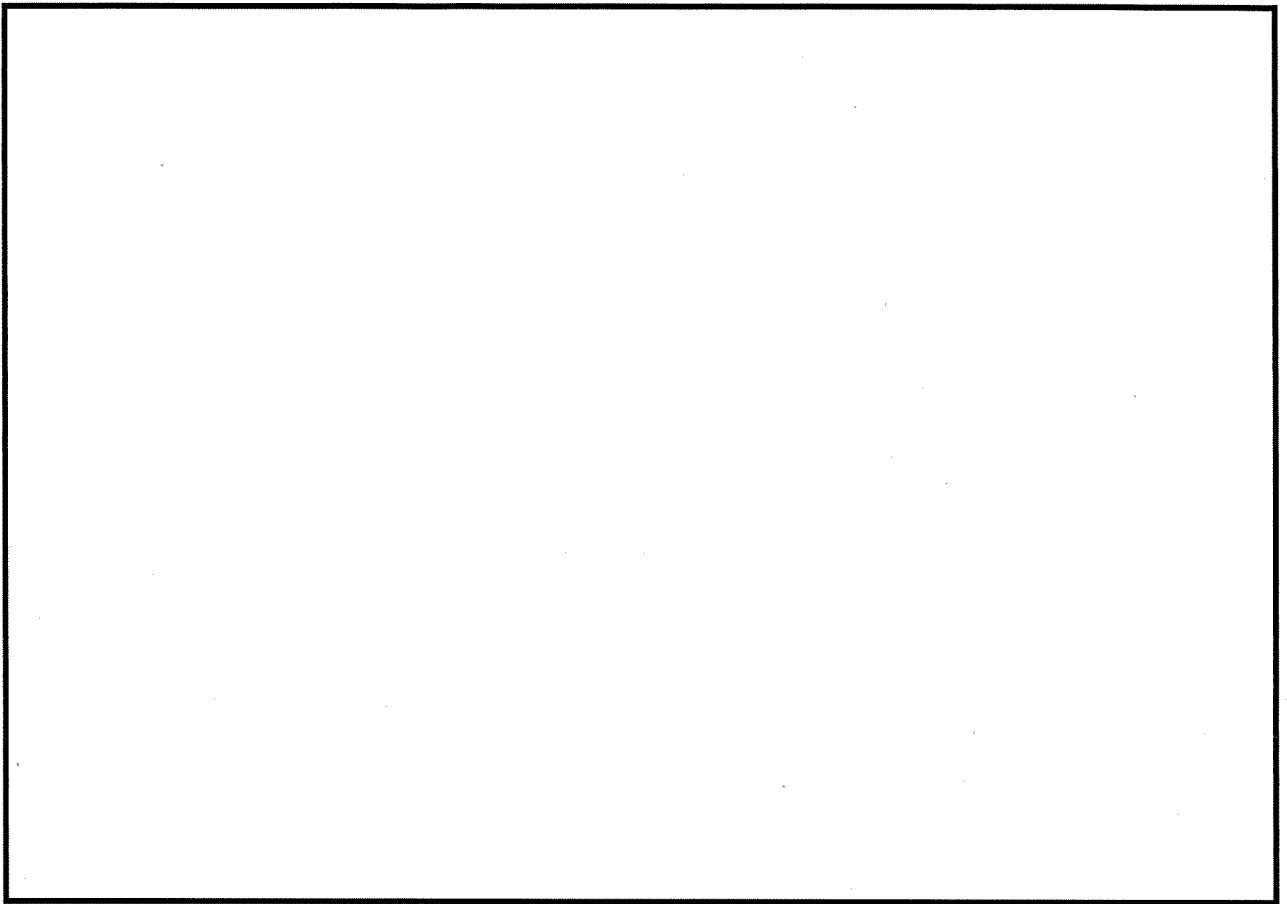


図 16-2-2 静的抗力試験概要

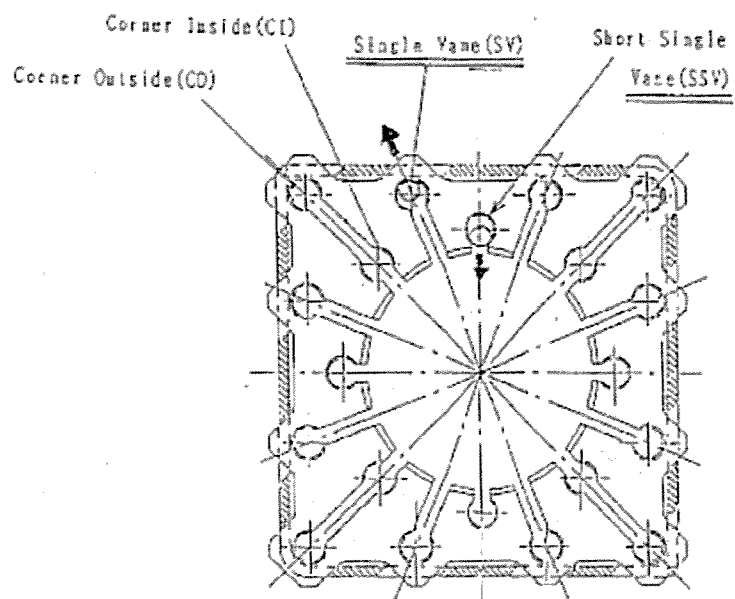


図 16-2-3 15×15GT の摩耗形態

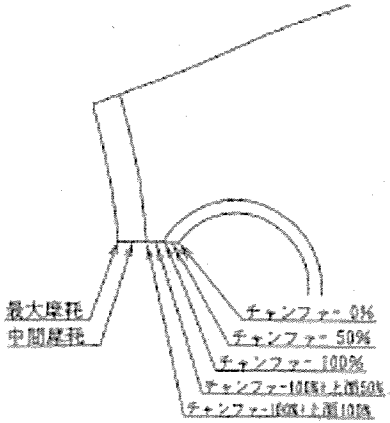
表16-2-1-1 15×15プラント SSV側（押付力 g）の静的抗力試験結果

(単位：g)

	G T 板 摩 耗 量						
	0%	チャンファー 50%	チャンファー 100%	土手の 中間	土手の 終点	中間 摩耗	最大 摩耗
RCC ロッド 摩耗 量							

表4.1.2-1 15×15GT SSV内側摩耗条件

G T 摩 耗 形 状	摩 耗 深 さ (mm)
チャンファー 0%	0
チャンファー 50%	
チャンファー 100%	
(土手の中間) チャンファー 100% ト上面 50%	
(土手の終点) チャンファー 100% ト上面 100%	
中間 摩 耗	
最 大 摩 耗	



(土手の中間)

(土手の終点)

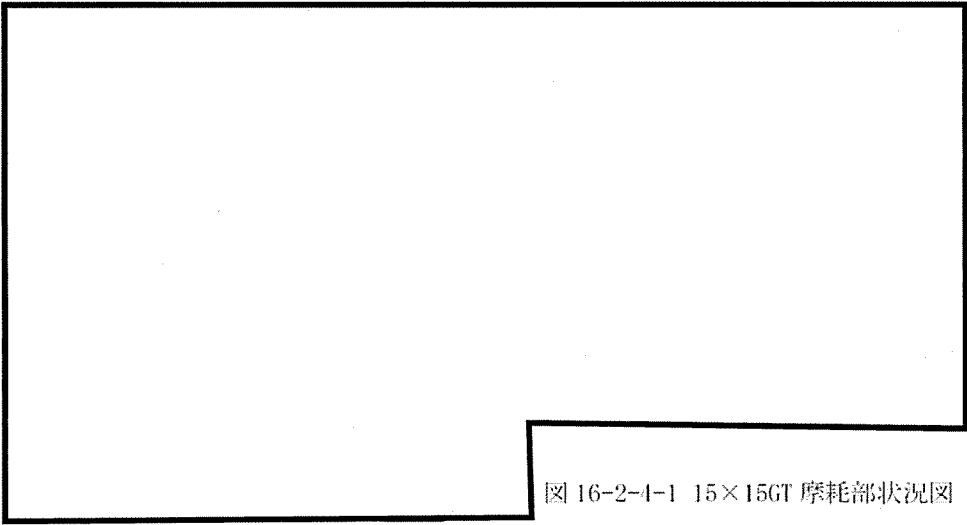


図 16-2-4-1 15×15GT 摩耗部状況図 (SSV 側)

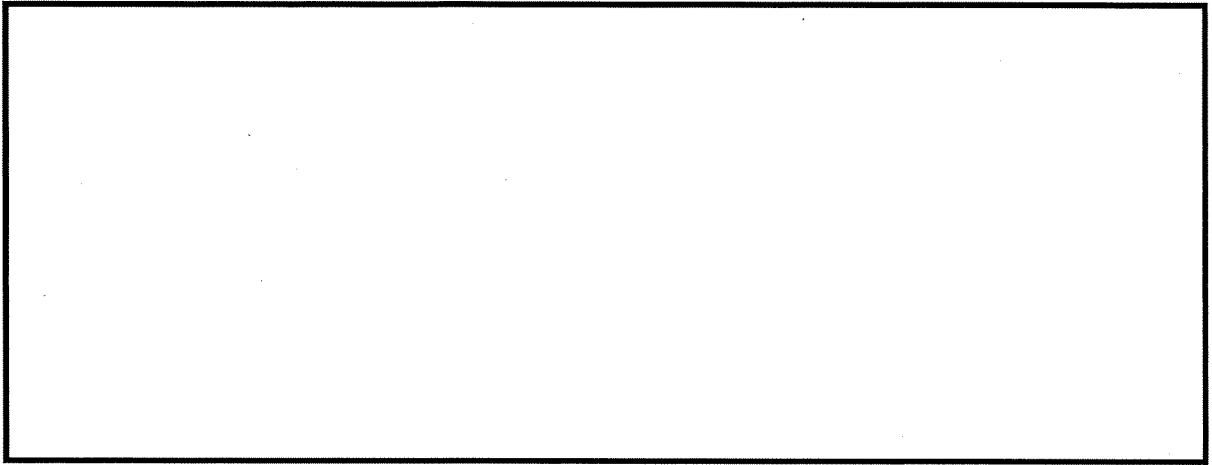


図 16-2-4-2 RCC ロッド (15×15SSV 内側) の一般部輪切り断面図

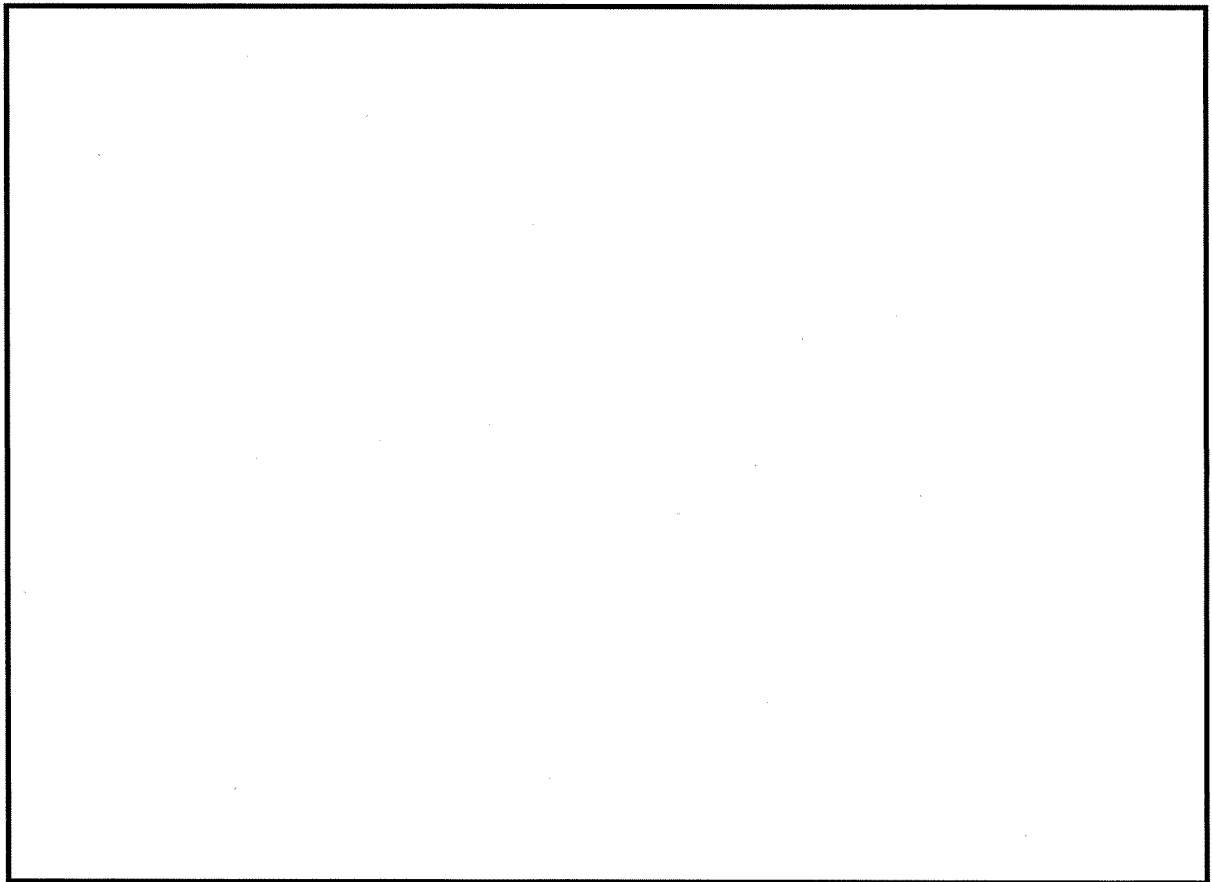


図16-2-4-3 15×15RCC摩耗部状況 (SSV側)

表 16-2-2-1 15×15 プラント SV 側 (押付力 g) の静的抗力試験結果
(単位: g)

	G T 板 摩 耗 量				
	0%	チャンファ- 50%	チャンファ-100%	中間摩耗	最大摩耗
RCC ロッド 摩耗量					

表16-2-2-2 15×15GT SV背側摩耗条件

GT摩耗形状	摩耗深さ(mm)
チャンファ- 0%	0
チャンファ- 50%	
チャンファ- 100%	
中間摩耗 チャンファ- 100%+0.4mm	
最大摩耗 チャンファ- 100%+0.8mm	

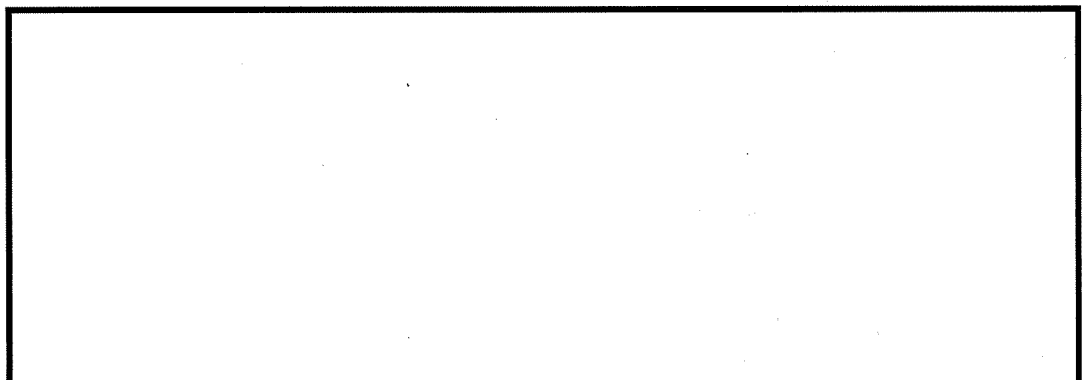
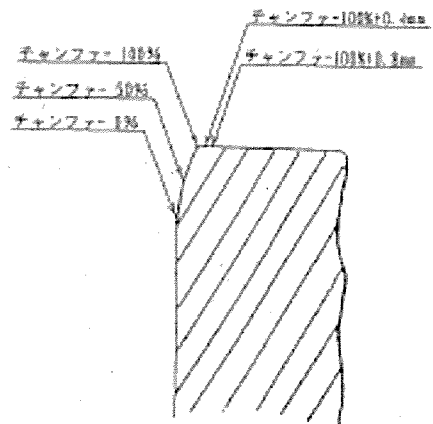


図 16-2-5-1 15×15GT 摩耗部状況図 (SV 側)

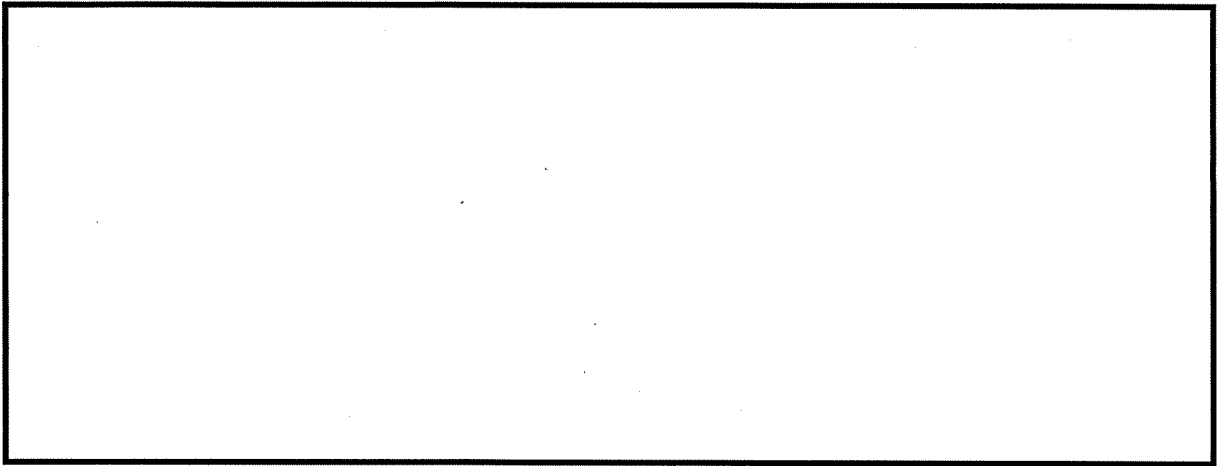


図 16-2-5-2 RCC ロッド (15×15SV 内側) の一般部輪切り断面図

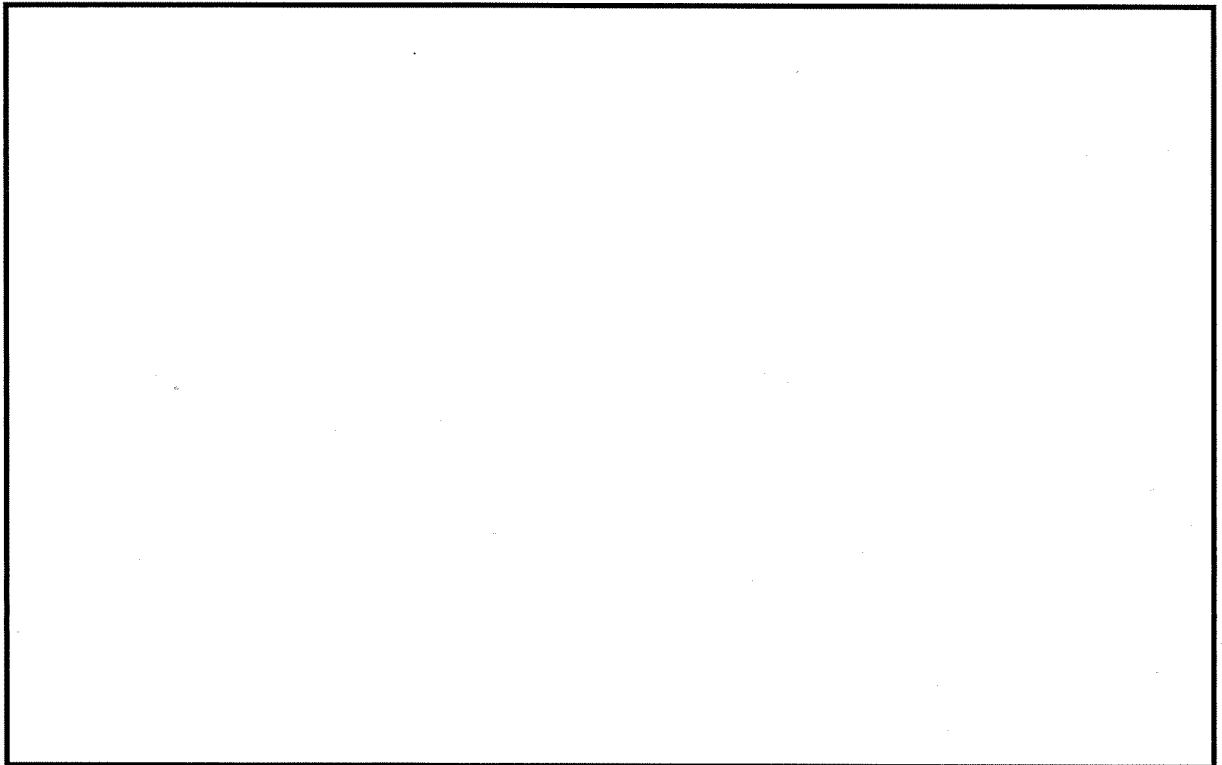


図 16-2-5-3 15×15RCC 摩耗部状況 (SV 側)

② RCC の摩耗分布

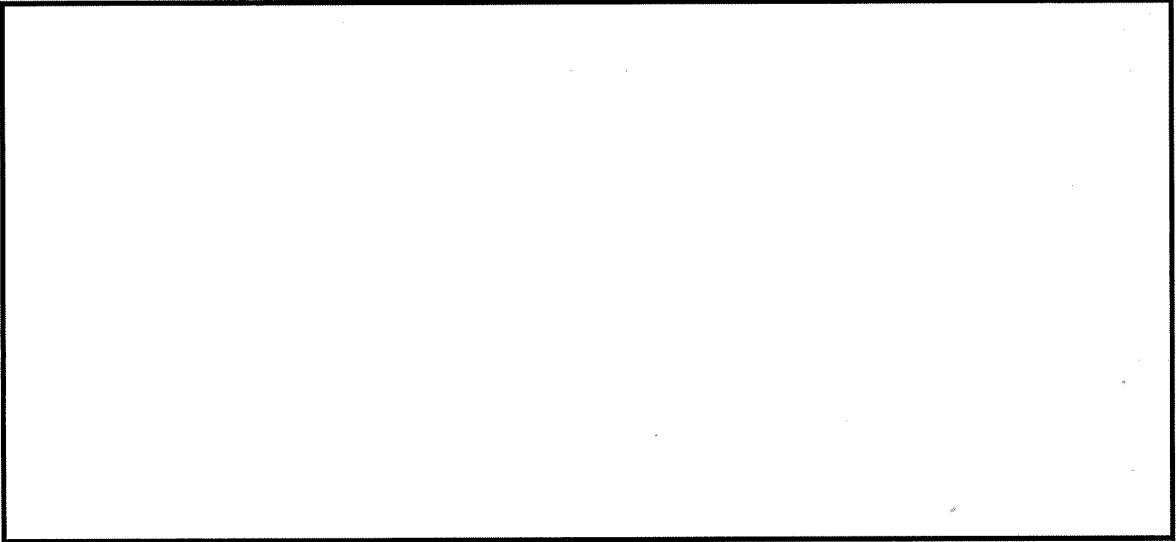
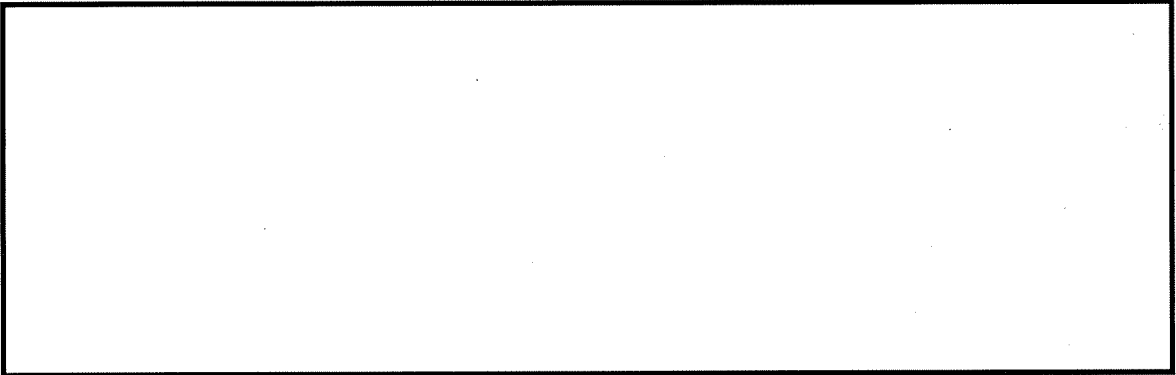
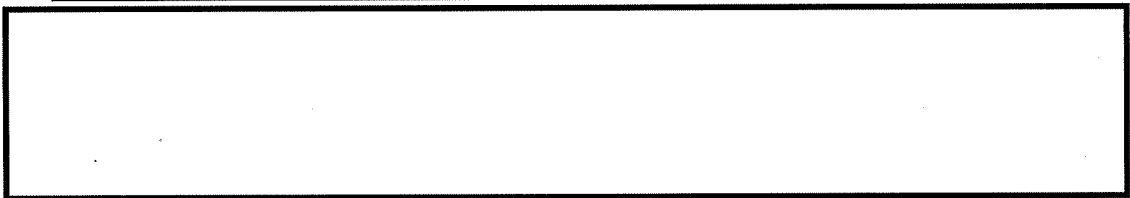


図 16-2-6 制御棒摩耗部分布過程

③ 案内穴毎の GT/RCC の摩耗による抗力



④ 案内板毎の GT/RCC の摩耗による抗力



3. GT 案内板およびRCC摩耗による抗力の計算結果（イメージ）

2. で計算した抗力の計算結果を用いて、1. の制御棒挿入時間解析を実施する上でのインプットイメージは図16-2-7のとおり。

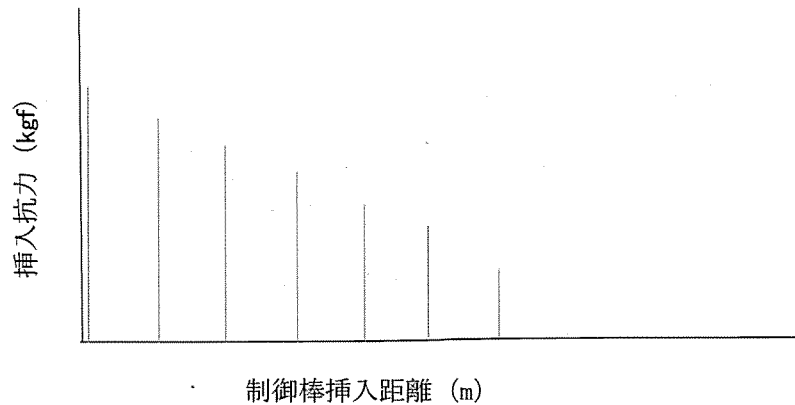
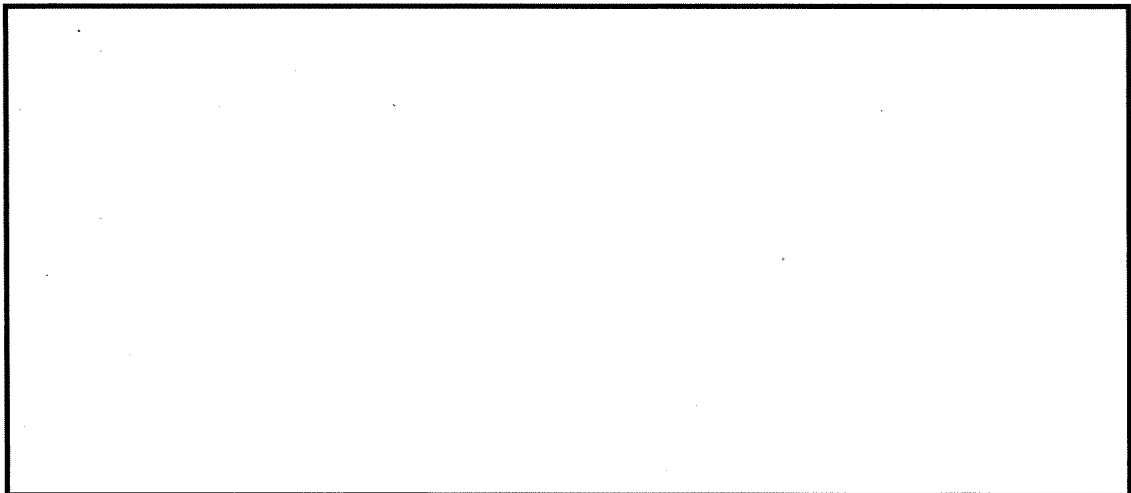


図 16-2-7 制御棒挿入時間解析へのインプットとなる
GT 案内板および RCC 摩耗による抗力イメージ

4. 抗力測定試験における保守性

2. ①で実施した抗力測定試験については、以下の点から保守性を有しており、本試験結果を用いることは妥当と考えている。



なお、本試験で用いた案内板とRCCロッドのテストピースについては、実機のRCC摩耗データから摩耗形状を考慮し、実機と同等の材料を用いて実機同様の加工をしているため、保守性を阻害する要因とならないと考える。

以 上

燃料集合体の照射影響を考慮した時刻歴解析手法による評価について

１．燃料集合体の照射影響の考慮

燃料集合体は、支持格子と呼ばれる格子板ばねで保持されているが、照射によりばね力が緩和し、制御棒挿入経路である燃料集合体の振動特性が変化する。制御棒挿入性評価への考慮の方法の概要を以下に示す。

（１）支持格子衝撃試験

ばね力を緩和させた支持格子組立体に対し、使用環境の温度条件下で衝撃試験を実施し、照射後の支持格子ばね定数および弾性限界荷重を取得する。

（２）燃料集合体振動試験

照射を模擬した燃料集合体に対し、振動試験を行い、試験によって得られる時間と燃料集合体の変位から、燃料集合体振動振幅と、固有振動数および減衰比との関係を求め、燃料集合体の振幅依存特性を設定する。なお、照射を模擬した燃料集合体は支持格子のばね力を緩和させることにより考慮する。

２．今回用いた解析手法

制御棒挿入性評価では、挿入経路である「制御棒クラスタ駆動装置（以下、「CRDM」という。）」、「GT」、「燃料集合体（以下、「FA」という。）」それぞれにおいて、地震応答解析を行い（FA の地震応答解析に「１．燃料集合体の照射影響の考慮」で述べた振幅依存特性を用いる）、この地震応答解析結果に基づき設定する抗力を用いて挿入時間を求める。以下に従来手法と、今回用いた解析手法との差異について示す。

（１）挿入経路機器の応答算出方法の比較

従来手法と同様に、CRDM および GT についてはスペクトルモーダル解析により、FA については、時刻歴応答解析により地震応答を算出する。

（２）挿入時間の算出方法の比較

従来手法では、CRDM および GT については、地震応答解析で得られる最大応答変位を振幅とした振動が、制御棒系の落下中継続するとし、正弦波加振試験結果を基に算出される最大応答変位時の抗力が常に作用するものとして抗力を設定する。また、FA については、最大応答変位での変形状態が継続するものとし、その最大応答変位の変形状態に対する抗力が常に作用するものとして抗力を設定する。

一方、今回用いた解析手法では、CRDM および GT の抗力設定方法については従来手法と同じだが、FA については、時刻歴応答解析により求めた応答変位及び応答加速度に対し、変位抗力試験結果および加速度抗力試験結果を基に算出される時々刻々の抗力を求めて挿入時間を算出する。

従来手法と時刻歴解析手法の比較表を表 16-3-1 に示す。

表16-3-1 制御棒挿入性評価手法の差異

		従来の手法	今回の手法
応答解析	CRDM	スペクトルモーダル解析	同左
	GT	スペクトルモーダル解析	同左
	FA	時刻歴群振動解析	同左
挿入時間 解析の入力	CRDM	最大応答変位	同左
	GT	最大応答変位	同左
	FA	時刻歴解析における 最大応答変位	時刻歴応答波 (応答変位・応答加速度)
挿入抗力の考慮	CRDM	最大応答変位に対応した 一定抗力	同左
	GT	最大応答変位に対応した 一定抗力	同左
	FA	最大応答変位に対応した 一定抗力(挿入深さに依存)	時刻歴応答および制御棒挿入 深さに対応した変位抗力およ び加速度抗力

以 上

タイトル	浸水防護施設の耐震安全性評価について
説明	伊方3号炉の「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。 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。 (1) 津波防護施設：海水ピット堰…a (2) 浸水防止設備：床ドレン系統リフト逆止弁…b 海水ポンプエリア水密ハッチ…c 海水ポンプエリア水密扉…d 原子炉建屋水密扉…e 原子炉補助建屋水密扉…f (3) 津波監視設備：耐震型海水ピット水位計…g 海面監視カメラ…h 2. 想定される劣化事象^{※1} (1) 弁 (b) 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 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) ・弁体、弁座または弁箱弁座部のシート面の摩耗…① ・弁体と弁体ガイドまたははめ輪の摩耗…② ・弁箱等（外面）の応力腐食割れ…③ (2) 鉄骨構造物 (a、c、d、e、f) 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 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) ・腐食による強度低下…④ ・風などによる疲労に起因する強度低下…⑤ (3) 計測制御設備 (g、h) 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 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) ・筐体、取付ボルト等の腐食（全面腐食）…⑥ ・基礎ボルトの腐食（全面腐食）および樹脂の劣化 － 大気接触部の腐食（塗装あり部）（全面腐食）…⑦ － 大気接触部の腐食（塗装なし部）（全面腐食）…⑧ － コンクリート埋設部の腐食（全面腐食）…⑨ － 機器支持部の疲労割れ…⑩ － 基礎ボルトの付着力の低下…⑪ － ケミカルアンカ樹脂の劣化…⑫

※1：絶縁低下（絶縁体の水トリー劣化による絶縁低下を含む）、特性変化およ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①～⑫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表17-1に整理した。

表17-1 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

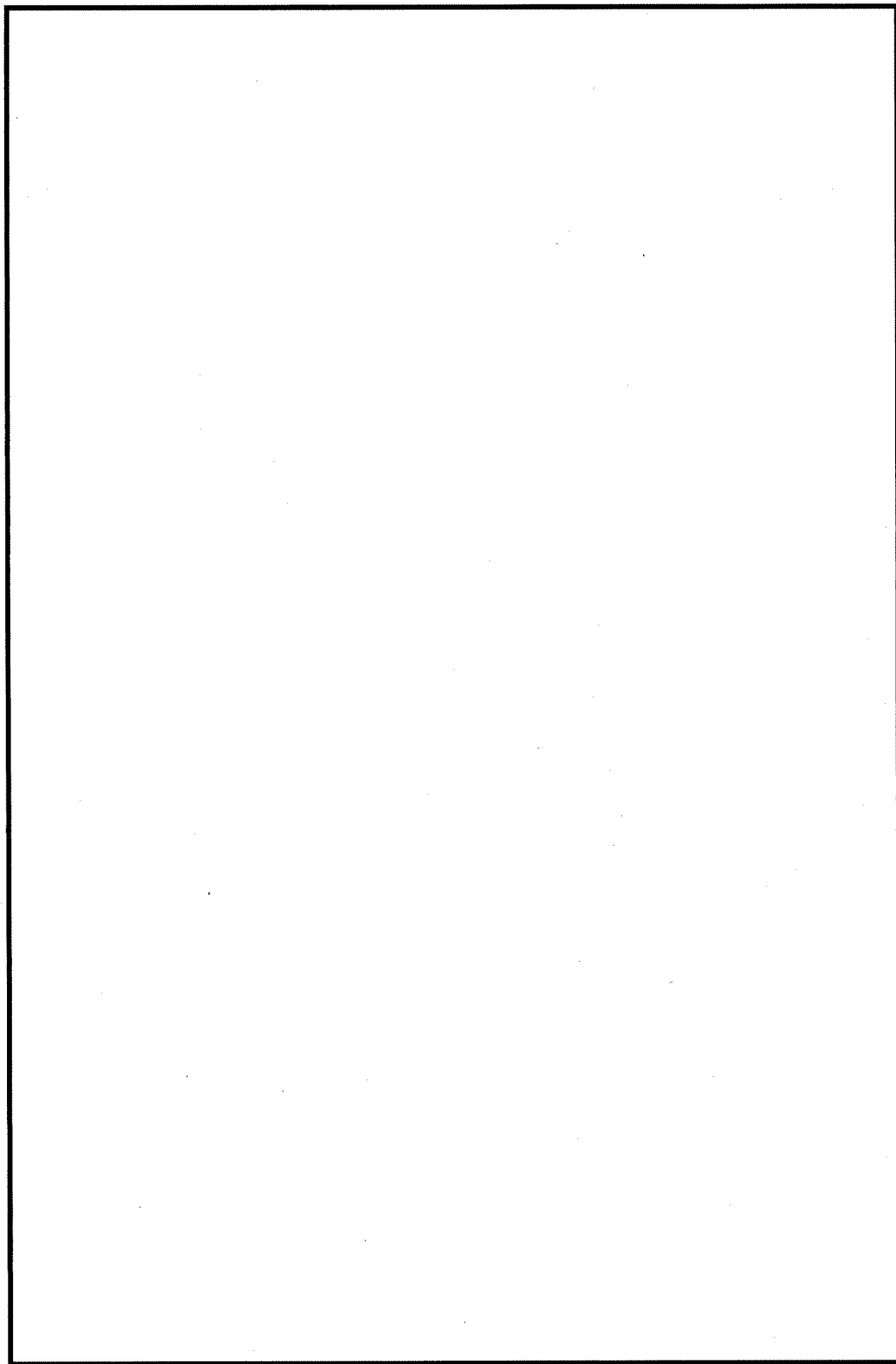
「技術評価」で想定される経年劣化事象		ステップ1	ステップ2	ステップ3	備考
高経年化対策上 留意すべき 経年劣化事象	①～⑫を除く経年劣化事象	○	i 高経年化対策上留意すべき経年劣化事象であるが、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、または小さいもの	×	
			ii 現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないもの	○ 振動応答特性上または構造・強度上「軽微もしくは無視」できない事象 振動応答特性上または構造・強度上「軽微もしくは無視」できる事象	◎ 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象は個別に抽出 ■
高経年化対策上 留意すべき 経年劣化事象 ではない事象	① △ 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えられる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	-	②、③、⑧
	② ▲ 現在までの運転経験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）		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	○ 振動応答特性上または構造・強度上「軽微もしくは無視」できない事象 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	◎ ステップ3に係る検討については、「表3」にて耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象を抽出 ■
			⑤、⑨、⑩、⑪、⑫		①、④、⑥、⑦

△：高経年化対策上留意すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）
▲：高経年化対策上留意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
-：高経年化対策上留意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
×：高経年化対策上留意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がある経年劣化事象として抽出
⑨：②に該当するものであっても、保全活動によりその傾向が維持できていることを確認しているものは③に含める。

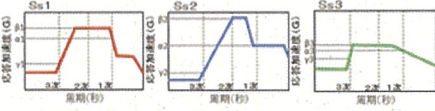
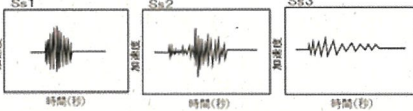
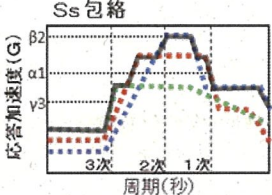
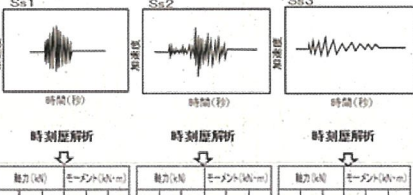
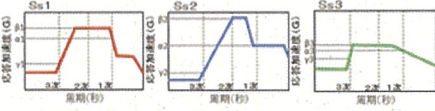
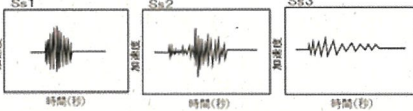
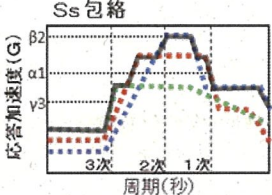
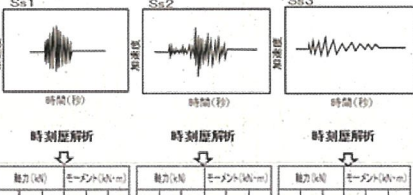
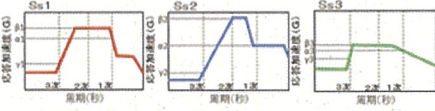
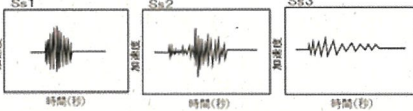
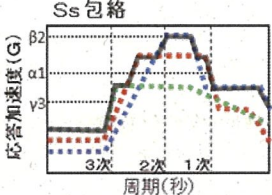
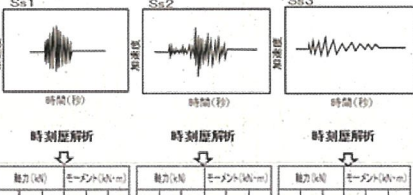
以上より、伊方3号炉の「浸水防護施設」については、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象はない。

以上

浸水防護施設の概要



タイトル	新規制基準適合に係る工事計画認可等における審査内容の反映について																											
説明	新規制基準適合性に係る原子炉設置変更許可および工事計画認可において新たに採用され、高経年化技術評価において同様に用いた耐震安全性評価内容については、下表のとおりである。 新規制基準適合性に係る工事計画認可等において採用した手法の反映内容 <table><tr><th>項 目</th><th>内 容</th><th>評価対象</th></tr><tr><td rowspan="7">原子炉設置変更許可および工事計画認可の反映</td><td>基準地震動</td><td>・基準地震動 $S_s-1 \sim S_s-3-2$ に対する評価を行う。</td><td>・耐震安全性評価を行った S クラス機器</td></tr><tr><td>弁の動的機能維持評価における評価用加速度の不確かさの考慮</td><td>・配管の強度評価に用いる評価用加速度と同じ、$1.2ZPA$（従来は$1.0ZPA$）とスペクトルモード解析による応答加速度の大きい方を評価値として扱う。</td><td>・配管の流れ加速型腐食を考慮した以下弁の動的機能維持評価 -主蒸気逃がし弁 -主蒸気安全弁 -主蒸気隔離弁 -主給水隔離弁</td></tr><tr><td>水平 2 方向および鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価</td><td>・工事計画における水平 2 方向および鉛直方向地震力の組合せによる影響評価の評価部位に対し、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象が想定される場合は、経年劣化事象を考慮した水平 2 方向および鉛直方向地震力の組合せによる影響評価を行う。</td><td>・余熱除去系統配管の疲労割れ</td></tr><tr><td>制御棒挿入性評価における時刻歴解析手法の適用および燃料集合体の照射影響の考慮</td><td>・工事計画における制御棒挿入性評価にて適用されている時刻歴解析手法について、経年劣化事象を考慮した制御棒挿入性評価に適用する。 ・燃料集合体の照射の影響により地震に対する応答が変化することから、経年劣化事象を考慮した制御棒挿入性評価においても、燃料集合体の照射の影響を考慮した評価を行う。</td><td>・制御棒クラスター案内管案内板および制御棒クラスター被覆管の摩耗（制御棒挿入性評価）</td></tr><tr><td>その他工事計画における評価手法等の適用</td><td>・工事計画にて適用された評価手法等（評価モデル、最新知見として得られた減衰定数等）を適切に反映した評価を行う。</td><td>・該当する設備</td></tr><tr><td>耐震設計上の重要度等の扱い</td><td>・設計基準対象設備において S クラス施設のうち、津波防護施設、浸水防止設備および津波監視設備については、基準地震動 S_s による評価を行う。 ・常設重大事故等対処設備のうち、常設耐震重要重大事故防止設備および常設重大事故緩和設備については、基準地震動 S_s による評価を行う。</td><td>・該当する機器を、耐震重要度を S クラスとして扱った</td></tr><tr><td>重大事故等時の環境評価</td><td>・工事計画を反映し、通常運転時の経年劣化事象と重大事故等時の環境を考慮した技術評価を実施している事象については、経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価においても重大事故等時の環境を考慮した評価を行う。</td><td>・原子炉容器の中性子照射脆化 ・1 次冷却材管の熱時効</td></tr></table>			項 目	内 容	評価対象	原子炉設置変更許可および工事計画認可の反映	基準地震動	・基準地震動 $S_s-1 \sim S_s-3-2$ に対する評価を行う。	・耐震安全性評価を行った S クラス機器	弁の動的機能維持評価における評価用加速度の不確かさの考慮	・配管の強度評価に用いる評価用加速度と同じ、 $1.2ZPA$ （従来は $1.0ZPA$ ）とスペクトルモード解析による応答加速度の大きい方を評価値として扱う。	・配管の流れ加速型腐食を考慮した以下弁の動的機能維持評価 -主蒸気逃がし弁 -主蒸気安全弁 -主蒸気隔離弁 -主給水隔離弁	水平 2 方向および鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価	・工事計画における水平 2 方向および鉛直方向地震力の組合せによる影響評価の評価部位に対し、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象が想定される場合は、経年劣化事象を考慮した水平 2 方向および鉛直方向地震力の組合せによる影響評価を行う。	・余熱除去系統配管の疲労割れ	制御棒挿入性評価における時刻歴解析手法の適用および燃料集合体の照射影響の考慮	・工事計画における制御棒挿入性評価にて適用されている時刻歴解析手法について、経年劣化事象を考慮した制御棒挿入性評価に適用する。 ・燃料集合体の照射の影響により地震に対する応答が変化することから、経年劣化事象を考慮した制御棒挿入性評価においても、燃料集合体の照射の影響を考慮した評価を行う。	・制御棒クラスター案内管案内板および制御棒クラスター被覆管の摩耗（制御棒挿入性評価）	その他工事計画における評価手法等の適用	・工事計画にて適用された評価手法等（評価モデル、最新知見として得られた減衰定数等）を適切に反映した評価を行う。	・該当する設備	耐震設計上の重要度等の扱い	・設計基準対象設備において S クラス施設のうち、津波防護施設、浸水防止設備および津波監視設備については、基準地震動 S_s による評価を行う。 ・常設重大事故等対処設備のうち、常設耐震重要重大事故防止設備および常設重大事故緩和設備については、基準地震動 S_s による評価を行う。	・該当する機器を、耐震重要度を S クラスとして扱った	重大事故等時の環境評価	・工事計画を反映し、通常運転時の経年劣化事象と重大事故等時の環境を考慮した技術評価を実施している事象については、経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価においても重大事故等時の環境を考慮した評価を行う。	・原子炉容器の中性子照射脆化 ・1 次冷却材管の熱時効
項 目	内 容	評価対象																										
原子炉設置変更許可および工事計画認可の反映	基準地震動	・基準地震動 $S_s-1 \sim S_s-3-2$ に対する評価を行う。	・耐震安全性評価を行った S クラス機器																									
	弁の動的機能維持評価における評価用加速度の不確かさの考慮	・配管の強度評価に用いる評価用加速度と同じ、 $1.2ZPA$ （従来は $1.0ZPA$ ）とスペクトルモード解析による応答加速度の大きい方を評価値として扱う。	・配管の流れ加速型腐食を考慮した以下弁の動的機能維持評価 -主蒸気逃がし弁 -主蒸気安全弁 -主蒸気隔離弁 -主給水隔離弁																									
	水平 2 方向および鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価	・工事計画における水平 2 方向および鉛直方向地震力の組合せによる影響評価の評価部位に対し、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象が想定される場合は、経年劣化事象を考慮した水平 2 方向および鉛直方向地震力の組合せによる影響評価を行う。	・余熱除去系統配管の疲労割れ																									
	制御棒挿入性評価における時刻歴解析手法の適用および燃料集合体の照射影響の考慮	・工事計画における制御棒挿入性評価にて適用されている時刻歴解析手法について、経年劣化事象を考慮した制御棒挿入性評価に適用する。 ・燃料集合体の照射の影響により地震に対する応答が変化することから、経年劣化事象を考慮した制御棒挿入性評価においても、燃料集合体の照射の影響を考慮した評価を行う。	・制御棒クラスター案内管案内板および制御棒クラスター被覆管の摩耗（制御棒挿入性評価）																									
	その他工事計画における評価手法等の適用	・工事計画にて適用された評価手法等（評価モデル、最新知見として得られた減衰定数等）を適切に反映した評価を行う。	・該当する設備																									
	耐震設計上の重要度等の扱い	・設計基準対象設備において S クラス施設のうち、津波防護施設、浸水防止設備および津波監視設備については、基準地震動 S_s による評価を行う。 ・常設重大事故等対処設備のうち、常設耐震重要重大事故防止設備および常設重大事故緩和設備については、基準地震動 S_s による評価を行う。	・該当する機器を、耐震重要度を S クラスとして扱った																									
	重大事故等時の環境評価	・工事計画を反映し、通常運転時の経年劣化事象と重大事故等時の環境を考慮した技術評価を実施している事象については、経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価においても重大事故等時の環境を考慮した評価を行う。	・原子炉容器の中性子照射脆化 ・1 次冷却材管の熱時効																									

タイトル	各設備の耐震安全性評価に用いた地震力について									
説明	各耐震安全性評価において、使用した地震力の評価条件、および応答解析手法の種別について添付－１に示す。 なお、添付－１の「地震力の評価条件」に示す全S s 包絡／S s 個別、および「応答解析手法」に示すスペクトルモーダル解析／時刻歴解析の評価方法の差異について概要は以下のとおりである。評価の流れとしては、短時間で評価できる全S s 包絡評価を実施し、結果が厳しくなる場合にS s 個別評価を行う。またスペクトルモーダル解析と時刻歴解析の使い分けについては、基本的に時刻歴解析は採用しないこととするが、平成28年3月23日付け原規規発第1603231号にて認可された工事計画において採用された、スペクトルモーダル解析において考慮している地盤の物性や建物の剛性の不確かさに対し適切な配慮をしている建屋－ループ連成解析および、従来評価手法では現実との乖離が大きく保守的な結果を与える制御棒挿入解析についてのみ、時刻歴解析を使用する。 全S s 包絡／全S s 個別およびスペクトルモーダル解析／時刻歴解析の評価概要 <table><tr><td></td><td>スペクトルモーダル解析</td><td>時刻歴解析</td></tr><tr><td>個別</td><td> 1次モード応答加速度: $\alpha 1$ 2次モード応答加速度: $\beta 1$ 3次モード応答加速度: $\gamma 1$ 1次モード応答加速度: $\alpha 2$ 2次モード応答加速度: $\beta 2$ 3次モード応答加速度: $\gamma 2$ 1次モード応答加速度: $\alpha 3$ 2次モード応答加速度: $\beta 3$ 3次モード応答加速度: $\gamma 3$ スペクトルモーダル解析 スペクトルモーダル解析 スペクトルモーダル解析 ↓ Ss1発生応力: $\sigma 1$ Ss2発生応力: $\sigma 2$ Ss3発生応力: $\sigma 3$ ↓ 発生応力: $\max(\sigma 1, \sigma 2, \sigma 3)$ </td><td> 時刻歴解析 時刻歴解析 時刻歴解析 ↓ 軸力 (kN) モーメント (kN-m) 軸力 (kN) モーメント (kN-m) 軸力 (kN) モーメント (kN-m) F_{x1} F_{y1} F_{z1} M_{x1} M_{y1} M_{z1} F_{x2} F_{y2} F_{z2} M_{x2} M_{y2} M_{z2} F_{x3} F_{y3} F_{z3} M_{x3} M_{y3} M_{z3} ↓ 応力算出 応力算出 応力算出 Ss1発生応力: $\sigma 1$ Ss2発生応力: $\sigma 2$ Ss3発生応力: $\sigma 3$ ↓ 発生応力: $\max(\sigma 1, \sigma 2, \sigma 3)$ </td></tr><tr><td>全包絡</td><td> 1次モード応答加速度: $\alpha 1$ 2次モード応答加速度: $\beta 2$ 3次モード応答加速度: $\gamma 3$ スペクトルモーダル解析 ↓ 発生応力: σ (包絡) </td><td> 時刻歴解析 時刻歴解析 時刻歴解析 ↓ 軸力 (kN) モーメント (kN-m) $\max(F_{x1} F_{x2} F_{x3})$ $\max(F_{y1} F_{y2} F_{y3})$ $\max(F_{z1} F_{z2} F_{z3})$ $\max(M_{x1} M_{x2} M_{x3})$ $\max(M_{y1} M_{y2} M_{y3})$ $\max(M_{z1} M_{z2} M_{z3})$ ↓ 応力算出 発生応力: σ (包絡) </td></tr></table>		スペクトルモーダル解析	時刻歴解析	個別	 1次モード応答加速度: $\alpha 1$ 2次モード応答加速度: $\beta 1$ 3次モード応答加速度: $\gamma 1$ 1次モード応答加速度: $\alpha 2$ 2次モード応答加速度: $\beta 2$ 3次モード応答加速度: $\gamma 2$ 1次モード応答加速度: $\alpha 3$ 2次モード応答加速度: $\beta 3$ 3次モード応答加速度: $\gamma 3$ スペクトルモーダル解析 スペクトルモーダル解析 スペクトルモーダル解析 ↓ Ss1発生応力: $\sigma 1$ Ss2発生応力: $\sigma 2$ Ss3発生応力: $\sigma 3$ ↓ 発生応力: $\max(\sigma 1, \sigma 2, \sigma 3)$	 時刻歴解析 時刻歴解析 時刻歴解析 ↓ 軸力 (kN) モーメント (kN-m) 軸力 (kN) モーメント (kN-m) 軸力 (kN) モーメント (kN-m) F_{x1} F_{y1} F_{z1} M_{x1} M_{y1} M_{z1} F_{x2} F_{y2} F_{z2} M_{x2} M_{y2} M_{z2} F_{x3} F_{y3} F_{z3} M_{x3} M_{y3} M_{z3} ↓ 応力算出 応力算出 応力算出 Ss1発生応力: $\sigma 1$ Ss2発生応力: $\sigma 2$ Ss3発生応力: $\sigma 3$ ↓ 発生応力: $\max(\sigma 1, \sigma 2, \sigma 3)$	全包絡	 1次モード応答加速度: $\alpha 1$ 2次モード応答加速度: $\beta 2$ 3次モード応答加速度: $\gamma 3$ スペクトルモーダル解析 ↓ 発生応力: σ (包絡)	 時刻歴解析 時刻歴解析 時刻歴解析 ↓ 軸力 (kN) モーメント (kN-m) $\max(F_{x1} F_{x2} F_{x3})$ $\max(F_{y1} F_{y2} F_{y3})$ $\max(F_{z1} F_{z2} F_{z3})$ $\max(M_{x1} M_{x2} M_{x3})$ $\max(M_{y1} M_{y2} M_{y3})$ $\max(M_{z1} M_{z2} M_{z3})$ ↓ 応力算出 発生応力: σ (包絡)
	スペクトルモーダル解析	時刻歴解析								
個別	 1次モード応答加速度: $\alpha 1$ 2次モード応答加速度: $\beta 1$ 3次モード応答加速度: $\gamma 1$ 1次モード応答加速度: $\alpha 2$ 2次モード応答加速度: $\beta 2$ 3次モード応答加速度: $\gamma 2$ 1次モード応答加速度: $\alpha 3$ 2次モード応答加速度: $\beta 3$ 3次モード応答加速度: $\gamma 3$ スペクトルモーダル解析 スペクトルモーダル解析 スペクトルモーダル解析 ↓ Ss1発生応力: $\sigma 1$ Ss2発生応力: $\sigma 2$ Ss3発生応力: $\sigma 3$ ↓ 発生応力: $\max(\sigma 1, \sigma 2, \sigma 3)$	 時刻歴解析 時刻歴解析 時刻歴解析 ↓ 軸力 (kN) モーメント (kN-m) 軸力 (kN) モーメント (kN-m) 軸力 (kN) モーメント (kN-m) F_{x1} F_{y1} F_{z1} M_{x1} M_{y1} M_{z1} F_{x2} F_{y2} F_{z2} M_{x2} M_{y2} M_{z2} F_{x3} F_{y3} F_{z3} M_{x3} M_{y3} M_{z3} ↓ 応力算出 応力算出 応力算出 Ss1発生応力: $\sigma 1$ Ss2発生応力: $\sigma 2$ Ss3発生応力: $\sigma 3$ ↓ 発生応力: $\max(\sigma 1, \sigma 2, \sigma 3)$								
全包絡	 1次モード応答加速度: $\alpha 1$ 2次モード応答加速度: $\beta 2$ 3次モード応答加速度: $\gamma 3$ スペクトルモーダル解析 ↓ 発生応力: σ (包絡)	 時刻歴解析 時刻歴解析 時刻歴解析 ↓ 軸力 (kN) モーメント (kN-m) $\max(F_{x1} F_{x2} F_{x3})$ $\max(F_{y1} F_{y2} F_{y3})$ $\max(F_{z1} F_{z2} F_{z3})$ $\max(M_{x1} M_{x2} M_{x3})$ $\max(M_{y1} M_{y2} M_{y3})$ $\max(M_{z1} M_{z2} M_{z3})$ ↓ 応力算出 発生応力: σ (包絡)								

耐震安全性評価に用いた地震力の評価条件および応答解析手法の種別一覧

経年劣化事象	機器名称		耐震 重要度	地震力の評価条件	応答解析手法	備考
低サイクル疲労割れ	余熱除去ポンプ	ケーシング	S	全S _c 包絡	スペクトルモーダル解析	
	1次冷却材ポンプ	ケーシング吸込ノズル	S	全S _c 包絡	時刻歴解析	
		ケーシング吐出ノズル	S	全S _c 包絡	時刻歴解析	
		ケーシング脚部	S	全S _c 包絡	時刻歴解析	
熱時効	1次冷却材ポンプ	ケーシング	S	全S _c 包絡	時刻歴解析	
低サイクル疲労割れ	再生熱交換器	管板	S	全S _c 包絡	各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価	
	余熱除去冷却器	管板	S	全S _c 包絡	各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価	
	蒸気発生器本体	管板廻り	S	全S _c 包絡	スペクトルモーダル解析	
		給水入口管台	S	全S _c 包絡	時刻歴解析	
胴側耐圧構成品等の 腐食 (流れ加速型腐食)	湿分分離加熱器	—	C	静的震度	—	
	第1低圧給水加熱器	—	C	静的震度	—	
	第2低圧給水加熱器	—	C	静的震度	—	
	第3低圧給水加熱器	—	C	静的震度	—	
	第4低圧給水加熱器	—	C	静的震度	—	
	脱気器	—	C	静的震度	—	
伝熱管の内面腐食 (流れ加速型腐食)	原子炉補機冷却水冷却器	伝熱管	S	全S _c 包絡	各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価	発生応力は、施設基準肉厚より算出
低サイクル疲労割れ	原子炉容器本体	入口管台	S	全S _c 包絡	時刻歴解析	
		出口管台	S	全S _c 包絡	時刻歴解析	
		ふた管台	S	全S _c 包絡	スペクトルモーダル解析、 原子炉容器頂部変位を用いた解析	
		空気抜管台	S	全S _c 包絡	スペクトルモーダル解析	
		炉内計装筒	S	全S _c 包絡	スペクトルモーダル解析、 原子炉容器底部変位を用いた解析	
		炉心支持金物	S	全S _c 包絡	スペクトルモーダル解析	
	加圧器本体	スプレイライン用管台	S	全S _c 包絡	スペクトルモーダル解析	
		サージ用管台	S	全S _c 包絡	スペクトルモーダル解析	
	機操ベントレーション	余熱除去出口固定式 配管貫通部増板	S	全S _c 包絡	スペクトルモーダル解析	
		主蒸気管伸縮式配管 貫通部	S	全S _c 包絡	時刻歴解析	
		主給水管伸縮式配管 貫通部	S	全S _c 包絡	時刻歴解析	
中性子照射による 関連温度上昇	原子炉容器本体	胴部(炉心領域部)	S	全S _c 包絡	スペクトルモーダル解析	

経年劣化事象	機器名称		耐震 重要度	地震力の評価条件	応答解析手法	備考
低サイクル疲労割れ	余熱除去系統配管	B-余熱除去取水配管	S	全Ss包括	スペクトルモーダル解析	
	加圧熱サージ配管	—	S	全Ss包括	スペクトルモーダル解析	
	加圧器スプレイ配管	—	S	全Ss包括	スペクトルモーダル解析	
	主給水系統配管	B-主給水配管(60V内)	S	全Ss個別 【Ss-1】	時刻歴解析	
	1次冷却材管	ホットレグ	S	全Ss包括	時刻歴解析	連層-ループ連成解析モデルの構成 部位として時刻歴解析を実施
		クロスオーバーレグ	S	全Ss包括	時刻歴解析	連層-ループ連成解析モデルの構成 部位として時刻歴解析を実施
		コールドレグ	S	全Ss包括	時刻歴解析	連層-ループ連成解析モデルの構成 部位として時刻歴解析を実施
		加圧器サージ管台	S	全Ss包括	スペクトルモーダル解析	分岐管(加圧器サージ配管)のスペク トルモーダル解析から得られる、管台 接続部の荷重を用いて評価を実施
		蓄圧タンク注入管台	S	全Ss包括	スペクトルモーダル解析	分岐管(蓄圧タンク注入配管)のスペク トルモーダル解析から得られる、管台 接続部の荷重を用いて評価を実施
		余熱除去系戻り管台	S	全Ss包括	スペクトルモーダル解析	分岐管(余熱除去系戻り配管)のスペク トルモーダル解析から得られる、管台 接続部の荷重を用いて評価を実施
		充てん管台	S	全Ss包括	スペクトルモーダル解析	分岐管(充てん配管)のスペクトル モーダル解析から得られる、管台接続 部の荷重を用いて評価を実施
		安全注入管台	S	全Ss包括	スペクトルモーダル解析	分岐管(安全注入配管)のスペクトル モーダル解析から得られる、管台接続 部の荷重を用いて評価を実施
疲労割れ	配管サポート(余熱除去系 統配管のアンカーサポー ト)	配管とパッドの溶接部	S	全Ss包括	スペクトルモーダル解析	
		パッドとラグの溶接部	S	全Ss包括	スペクトルモーダル解析	
		ラグとプレート溶接 部	S	全Ss包括	スペクトルモーダル解析	
母管の高サイクル 熱疲労割れ (高低温水合流部)	余熱除去系統配管	余熱除去冷却器出口・ バイパスライン合流部	S	全Ss包括	スペクトルモーダル解析	
母管の腐食 (流れ加速型腐食)	主蒸気系統配管	—	S	全Ss包括(Ss-一次応力)	スペクトルモーダル解析	評価手法は、C/V内外の評価のうち、 評価上厳しいC/V外について記載
				全Ss包括(Ss-一次十二次応力)	スペクトルモーダル解析	評価手法は、C/V内外の評価のうち、 評価上厳しいC/V外について記載
				全Sd包括(Sd-一次応力)	スペクトルモーダル解析	評価手法は、C/V内外の評価のうち、 評価上厳しいC/V外について記載
				全Sd包括(Sd-一次十二次応力)	スペクトルモーダル解析	評価手法は、C/V内外の評価のうち、 評価上厳しいC/V外について記載
	主給水系統配管	—	S	全Ss包括(Ss-一次応力)	スペクトルモーダル解析	評価手法は、C/V内外の評価のうち、 評価上厳しいC/V外について記載
				全Ss包括(Ss-一次十二次応力)	スペクトルモーダル解析	評価手法は、C/V内外の評価のうち、 評価上厳しいC/V外について記載
				静的震度	—	応力解析モデルは3次元はりモデル 一部FEMでモデル化
	タービンランド蒸気系統 配管	—	C	静的震度	—	応力解析モデルは3次元はりモデル
	抽気系統配管	—	C	静的震度	—	応力解析モデルは3次元はりモデル
	補助蒸気系統配管	—	C	静的震度	—	応力解析モデルは3次元はりモデル
	復水系統配管	—	C	静的震度	—	応力解析モデルは3次元はりモデル
	ドレン系統配管	—	C	静的震度	—	応力解析モデルは3次元はりモデル 一部FEMでモデル化
	蒸気発生器ブローダウン 系統配管	—	S	全Ss包括(Ss-一次応力)	スペクトルモーダル解析	応力解析モデルは3次元はりモデル
				全Ss包括(Ss-一次十二次応力)	スペクトルモーダル解析	応力解析モデルは3次元はりモデル
			C	静的震度	—	応力解析モデルは3次元はりモデル または定ピッチスパンモデル
熱時効	1次冷却材管	母管	S	全Ss包括	時刻歴解析	連層-ループ連成解析モデルの構成 部位として時刻歴解析を実施

経年劣化事象	機器名称		耐震 重要度	地震力の評価条件	応答解析手法	備考
低サイクル疲労割れ	仕切弁	余熱除去系第1入口弁	S	全S _e 包絡	スペクトルモーダル解析	
	玉形弁	抽出ライン第1制御弁	S	全S _e 包絡	スペクトルモーダル解析	
	スイング逆止弁	蓄圧タンク出口注入ライン第1逆止弁	S	全S _e 包絡	スペクトルモーダル解析	
	リフト逆止弁	高圧注入ラインループ低圧側第1逆止弁	S	全S _e 包絡	スペクトルモーダル解析	
低サイクル疲労割れ	炉心支持構造物	上部炉心支持柱	S	全S _e 包絡	スペクトルモーダル解析	
		上部炉心支持板	S	全S _e 包絡	スペクトルモーダル解析	
		下部炉心支持柱	S	全S _e 包絡	スペクトルモーダル解析	
		下部炉心支持板	S	全S _e 包絡	スペクトルモーダル解析	
中性子照射による 脆性低下	炉心槽	—	S	全S _e 包絡	スペクトルモーダル解析	
摩耗	制御棒クラス案内管	案内板	S	S _a -1	CI:スペクトルモーダル解析 CRDM:スペクトルモーダル解析 FA:時刻歴解析	
摩耗	炉内計装用 シンブルチューブ	—	S	全S _e 包絡	スペクトルモーダル解析	
腐食 (流れ加速型腐食)	高圧タービン	主蒸気入口管	C	静的震度	—	
内面腐食 (流れ加速型腐食)	凝縮器(空調用冷凍機)	伝熱管	C	静的震度	—	発生応力は、施設基準肉厚より算出
腐食(全面腐食)	冷水系統(空調用冷凍機)	配管	C	静的震度	—	
腐食(全面腐食)	空調用冷水膨張タンク(空調用冷凍機)	胴板	C	静的震度	—	
中性子およびγ線 照射脆化	原子炉容器サポート	サポートブラケット (サポートリブ)	S	全S _e 包絡	時刻歴解析	
摩耗	蒸気発生器 支持脚	ヒンジ揺動部	S	全S _e 包絡	時刻歴解析	
	1次冷却材ポンプ 支持脚	ヒンジ揺動部	S	全S _e 包絡	時刻歴解析	
低サイクル疲労割れ	加圧器サポート	加圧器スカート溶接部	S	全S _e 包絡	スペクトルモーダル解析	
腐食(全面腐食)	制御用空気だめ	—	S	全S _e 包絡	各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価	
	制御用空気除湿装置 吸着塔	—	S	全S _e 包絡	各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価	
摩耗	制御棒クラスタ	制御棒被覆管	S	全S _e 包絡	時刻歴解析	
ステンレス鋼使用部位の 応力腐食割れ	廃液蒸発装置	蒸発器胴板	B	全S _d 包絡	(固有値の算出は行わず、 保守的にFRSピーク1/2とした)	
		加熱器伝熱管	B	静的震度	—	
腐食	補助給水タンク	基礎ボルト	S	全S _e 包絡	各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価	
	海水ストレーナ	基礎ボルト	S	全S _e 包絡	各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価	
	燃料油貯油槽	基礎ボルト	S	全S _e 包絡	各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価	
	重油タンク	基礎ボルト	S	全S _e 包絡	各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価	
	軽油タンク	基礎ボルト	—	全S _e 包絡	各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価	常設重大事故等対処設備のうち、 常設耐震重要重大事故防止設備および 常設重大事故緩和設備
	非常用ガスタービン発電 機燃料油貯油槽	基礎ボルト	—	全S _e 包絡	各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価	常設重大事故等対処設備のうち、 常設耐震重要重大事故防止設備および 常設重大事故緩和設備
内面の腐食 (流れ加速型腐食)	空気冷却器 (非常用ディーゼル発電機 機本体)	伝熱管	S	全S _e 包絡	各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価	

伊方発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SIN3-PLM30-耐津波

伊方発電所 3 号炉 高経年化技術評価
(耐津波安全性評価)

補足説明資料

令和 5 年 1 1 月
四国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る
事項ですので公開することはできません。

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価対象と評価手法	3
(1) 評価対象	3
(2) 評価手法	3
4. 耐津波安全性評価	5
(1) 耐津波安全性評価	5
(2) 経年劣化事象を考慮した耐津波安全性評価	8
(3) 保全対策に反映すべき項目の抽出	8
5. まとめ	9
(1) 審査ガイド適合性	9
(2) 長期施設管理方針として策定する事項	9

別紙 1 耐津波安全性評価の評価対象設備の具体的な抽出根拠、抽出プロセスおよび

評価内容について 12

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第 82 条第 1 項の規定に基づき実施した高経年化技術評価のうち、耐津波安全性評価の評価結果について、補足説明するものである。

なお、高経年化対策に関する各機器・構造物の技術評価（以下、「技術評価」という。）については、高経年化技術評価書にとりまとめている。

2. 基本方針

各機器・構造物の材質、環境条件等を考慮し、発生し得る経年劣化事象に対して「技術評価」を行った結果、保全対策を講じることによっても管理ができないという経年劣化事象は抽出されていない。

したがって、耐津波安全性を考慮した場合にも、耐津波安全性に影響を与える経年劣化事象を保全対策により適切に管理することで、耐津波安全性の確保が可能であると考えられる。

しかしながら、高経年プラントの耐津波安全性については、上記経年劣化事象の管理の観点からも、技術的評価を実施して安全性を確認しておく必要があると考えられることから、高経年化技術評価において耐津波安全性の評価を実施するものである。

耐津波安全性評価の基本方針は、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド」および「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」の記載事項（以下、「審査ガイド等記載事項」という。）を踏まえ、評価対象機器について発生し得る運転開始後 60 年時点までの期間における経年劣化事象に対して、高経年化に関する耐津波安全性評価を適切に実施し、その結果に基づき長期施設管理方針を適切に策定していることを確認することである。

耐津波安全性評価についての審査ガイド等記載事項を表 1 に整理する。

表 1 耐津波安全性評価についての審査ガイド等記載事項

ガイド	記載事項
実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド	3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点 (1) 高経年化技術評価の審査 ⑮-2 耐津波安全性評価の対象となる経年劣化事象の抽出 経年劣化の進展評価結果に基づき、耐津波安全性評価の対象となる、浸水防護施設に属する機器及び構造物（以下「浸水防護施設に属する機器等」という。）に係る経年劣化事象を抽出していることを審査する。 ⑯-2 耐津波安全上着目すべき経年劣化事象の抽出 耐津波安全上着目すべき経年劣化事象を抽出していることを審査する。 ⑰-2 耐津波安全性の評価 実施ガイド 3.1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、経年劣化事象の発生又は進展に伴う浸水防護施設に属する機器等の耐津波安全性を評価しているかを審査する。 ⑱-2 耐津波安全上の現状保全の評価 耐津波安全性に対する現状の保全策の妥当性を評価しているかを審査する。 ㉑-2 耐津波安全上の追加保全策の策定 想定した経年劣化事象に対し、耐津波安全性が確保されない場合に、現状保全に追加する必要がある新たな保全策を適切に策定しているかを審査する。 (2) 長期施設管理方針の審査 ① 長期施設管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。
実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド	3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し ⑦耐津波安全上考慮する必要がある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐津波安全性評価を行い、必要に応じ追加保全策を抽出すること。 3.2 長期施設管理方針の策定及び変更 長期施設管理方針の策定及び変更にあたっては、以下の要求事項を満たすこと。 ①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、施設管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期施設管理方針を策定すること。 なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたものの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期施設管理方針を策定すること。

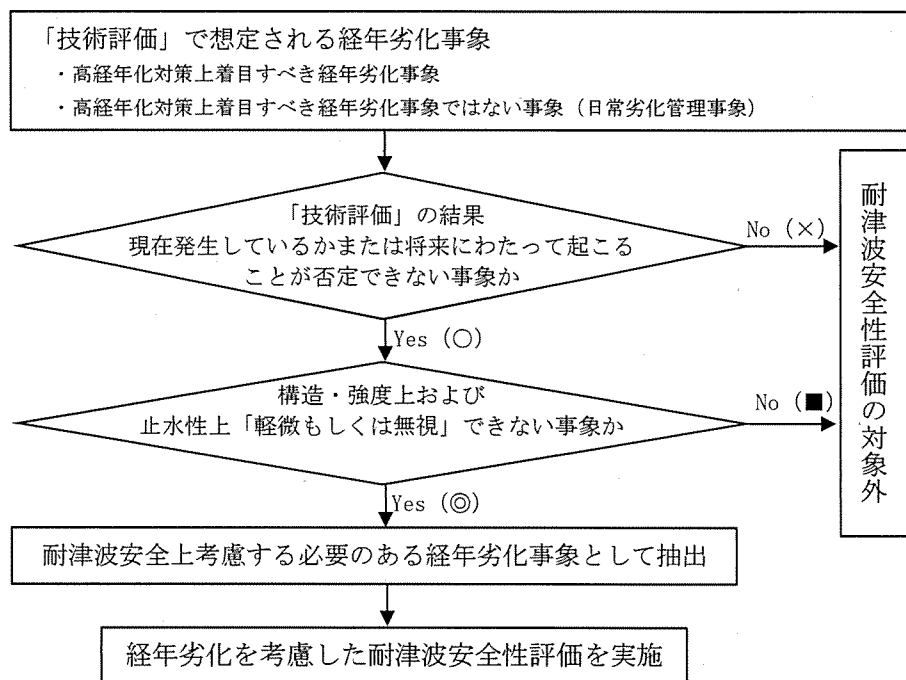
3. 評価対象と評価手法

(1) 評価対象

「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」（原子力規制委員会、平成 25 年 6 月 19 日）において津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備および津波影響軽減施設・設備が耐津波設計対象とされていることから、「技術評価」の対象機器・構造物のうち浸水防護施設を評価対象とし、そのうち、津波による浸水高、または波力等による影響を受けると考えられるものを耐津波安全性評価の評価対象設備とする。

(2) 評価手法

津波を受ける浸水防護施設に対し、耐津波安全性に影響を及ぼす可能性がある経年劣化事象を抽出し、経年劣化を考慮した耐津波安全性評価を実施している。図 1 に評価フローを、表 2 に評価に使用する基準津波高さから求めた入力津波高さを示す。



- ：評価対象（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事象）
- ×：評価対象から除外（現在発生しておらず今後も発生の可能性がない、または小さい事象）
- ：評価対象から除外（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が、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）
- ◎：耐津波安全上考慮する必要がある経年劣化事象として抽出

図 1 耐津波安全性評価の評価フロー

表2 評価に使用する基準津波高さから求めた入力津波高さ

最大水位変動量（初期潮位：T.P.±0.00m）	
上昇側	下降側
敷地前面 ： T.P. +8.7m	海水ピットポンプ室 ： T.P. -3.9m

4. 耐津波安全性評価

(1) 耐津波安全性評価

伊方3号炉の耐津波安全性評価の評価対象設備は表3のとおりであり、その抽出プロセス、浸水防護施設の概要を別紙1に示す。

表3 伊方3号炉の耐津波安全性評価の評価対象設備

設備			浸水防護施設の区分	評価対象／対象外の区別
弁	リフト逆止弁	床ドレン系統リフト逆止弁	浸水防止設備	対象
コンクリート 構造物および 鉄骨構造物	鉄骨構造物	海水ピット堰	津波防護施設	対象
		海水ポンプエリア水密ハッチ	浸水防止設備	対象
		海水ポンプエリア水密扉	浸水防止設備	対象
		原子炉建屋水密扉	浸水防止設備	対象
		原子炉補助建屋水密扉	浸水防止設備	対象
計測制御設備	プロセス計測 制御設備	耐震型海水ピット水位計	津波監視設備	対象外※1
	制御設備	海面監視カメラ	津波監視設備	対象外※2

※1：耐震型海水ピット水位計は、波力および漂流物の影響を受けない位置に設置することから、耐津波安全性評価対象外とする。

※2：海面監視カメラは、津波の影響を受けない位置に設置するため、耐津波安全性評価対象外とする。

伊方3号炉の浸水防護施設に想定される高経年化対策上着目すべき経年劣化事象は抽出されなかった。

また、浸水防護施設に想定される経年劣化事象について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象に対する耐津波安全上考慮すべき必要のある経年劣化事象の抽出結果を表4に示す。

なお、浸水防護施設に使用される止水材料（水密ゴムおよびガスケット）は、消耗品または定期取替品であることから、高経年化対策を見極める上での評価対象外とする。

表 4 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象に対する耐津波安全上考慮すべき必要のある経年劣化事象の抽出結果

浸水防護施設		経年劣化事象	耐津波安全上考慮すべき必要のある経年劣化事象の抽出結果	
			事象区分	判断理由
弁	リフト逆止弁 (床ドレン系統リフト逆止弁)	弁体、弁座または弁箱弁座部のシート面の摩耗	■	弁体、弁座または弁箱弁座部のシート面の摩耗については、目視確認により、機器の健全性を維持しており、管理された程度の範囲での進行では耐津波安全性への影響は軽微であることから、耐津波安全性に影響を与えるものではない。
コンクリート 構造物および 鉄骨構造物	鉄骨構造物 (海水ピット堰、海水ポンプエリア水密ハッチ、海水ポンプエリア水密扉、原子炉建屋水密扉、原子炉補助建屋水密扉)	鉄骨の強度低下	■	目視確認による健全性確認を実施しており、仮に腐食が発生しても、現状保全によって管理される程度の範囲の進行では、断面減少による応力増加への影響は軽微であることから、耐津波安全性に影響を与えるものではない。

■：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が、機器・構造物の構造・強度上および止水性上、影響が「軽微もしくは無視」できるもの

(2) 経年劣化事象を考慮した耐津波安全性評価

耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象は抽出されなかったため、実施すべき耐津波安全性評価はない。

(3) 保全対策に反映すべき項目の抽出

浸水防護施設においては、「技術評価」にて検討された保全対策に、耐津波安全性の観点から追加すべき項目はない。

5. まとめ

(1) 審査ガイド適合性

「2. 基本方針」で示す審査ガイド等記載事項に対して、高経年化に関する耐津波安全性評価を適切に実施していることを確認した。耐津波安全性評価についての審査ガイド等記載事項との対比を表5に示す。

(2) 長期施設管理方針として策定する事項

長期施設管理方針として策定する事項は抽出されなかった。

表5 耐津波安全性評価についての審査ガイド等記載事項との対比 (1/2)

ガイド	記載事項	耐津波安全性評価結果
実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド	3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点 (1) 高経年化技術評価の審査 ⑬-2 耐津波安全性評価の対象となる経年劣化事象の抽出 経年劣化の進展評価結果に基づき、耐津波安全性評価の対象となる、浸水防護施設に属する機器及び構造物（以下「浸水防護施設に属する機器等」という。）に係る経年劣化事象を抽出していることを審査する。	4. (1)、4. (2)に示すとおり、耐津波安全性評価の対象となる浸水防護施設を抽出するとともに、想定される経年劣化事象を抽出した。 これらの事象が顕在化した場合、構造・強度上および止水性上への影響が「有意」であるか「軽微もしくは無視」できるかを検討した。その結果、耐津波安全上考慮する必要がある経年劣化事象は抽出されなかった。
	⑬-2 耐津波安全上着目すべき経年劣化事象の抽出 耐津波安全上着目すべき経年劣化事象を抽出していることを審査する。	
	⑭-2 耐津波安全性の評価 実施ガイド3. 1 ⑤に規定する期間の満了日までの期間について、経年劣化事象の発生又は進展に伴う浸水防護施設に属する機器等の耐津波安全性を評価しているかを審査する。	
	⑭-2 耐津波安全上の現状保全の評価 耐津波安全性に対する現状の保全策の妥当性を評価しているかを審査する。	
	⑭-2 耐津波安全上の追加保全策の策定 想定した経年劣化事象に対し、耐津波安全性が確保されない場合に、現状保全に追加する必要がある新たな保全策を適切に策定しているかを審査する。	4. (3)に示すとおり、現状保全に追加すべき新たな保全策はないと評価している。
	(2) 長期施設管理方針の審査 ①長期施設管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。	4. (3)に示すとおり、追加保全策については抽出されていないため、長期施設管理方針は高経年化対策の観点から充実すべき施設管理の項目はないと評価している。

表 5 耐津波安全性評価についての審査ガイド等記載事項との対比 (2/2)

ガイド	記載事項	耐津波安全性評価結果
実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド	3. 1 高経年化技術評価の実施及び見直し ⑦耐津波安全上考慮する必要がある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐津波安全性評価を行い、必要に応じ追加保全策を抽出すること。	4. (1) ～4. (3) に示すとおり、耐津波安全性評価の対象となる浸水防護施設を抽出するとともに、想定される経年劣化事象を抽出し、これらの事象が顕在化した場合、構造・強度上および止水性上への影響が「有意」であるか「軽微もしくは無視」できるかを検討した。その結果、耐津波安全上考慮する必要がある経年劣化事象は抽出されなかった。
	3. 2 長期施設管理方針の策定及び変更 長期施設管理方針の策定及び変更にあたっては、以下の要求事項を満たすこと。 ①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、施設管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期施設管理方針を策定すること。 なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたものの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期施設管理方針を策定すること。	4. (3) に示すとおり、追加保全策については抽出されないため、長期施設管理方針は高経年化対策の視点から充実すべき施設管理の項目はないと評価している。

別紙

別紙 1 耐津波安全性評価の評価対象設備の具体的な抽出根拠、抽出プロセスおよび
評価内容について

タイトル	耐津波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
説明	伊方3号炉の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。 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。 (1) 津波防護施設：海水ピット堰…a (2) 浸水防止設備：床ドレン系統リフト逆止弁…b 海水ポンプエリア水密ハッチ…c 海水ポンプエリア水密扉…d 原子炉建屋水密扉…e 原子炉補助建屋水密扉…f (3) 津波監視設備：耐震型海水ピット水位計※1…g 海面監視カメラ※1…h ※1：耐津波安全性評価対象外 2. 想定される劣化事象※2 (1) 弁 (b) 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 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） ・弁体、弁座または弁箱弁座部のシート面の摩耗…① ・弁体と弁体ガイドまたははめ輪の摩耗…② ・弁箱等（外面）の応力腐食割れ…③ (2) 鉄骨構造物 (a、c、d、e、f) 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 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） ・腐食による強度低下…④ ・風などによる疲労に起因する強度低下…⑤ ※2：絶縁低下（絶縁体の水トリー劣化による絶縁低下を含む）、特性変化および導通不良については、耐津波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①～⑤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表1-1に整理した。

表1-1 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	×
			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) △	○	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	②、③
			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) ▲	-	⑤	①、④
				①、④

△：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

*：2)に該当するものであっても、保全活動によりその傾向が維持できていることを確認しているものは1)に含める。

以上より、伊方3号炉の「浸水防護施設」については、◎となる対象はなかったことから、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。

以 上

浸水防護施設の概要