

大飯発電所3号炉審査資料	
資料番号	KON3-PLM30-コンクリート
提出年月日	令和2年12月2日

大飯発電所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2年12月2日

関西電力株式会社

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	4
3. 代表構造物の選定	6
4. 代表構造物の技術評価	17
5. 代表構造物以外の評価	28
6. まとめ	29

## 別紙

別紙1. 原子力発電所 土木設備点検要綱指針、建築設備点検要綱指針における目 視点検の項目、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. 中性子照射量に対する耐力評価について	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. 塩分浸透の評価対象および評価点の選定過程について	10-1
別紙11. 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. 塩分浸透における鉄筋の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. 建設時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. 供用期間中検査における緊張力検査の検査対象テンダンの選定過程につ いて	15-1
別紙16. PCCVの供用期間中検査の計画、要領および至近のテンダンの緊張力検 査の結果について	16-1
別紙17. テンダンの緊張力予測値の算定過程と結果について	17-1
別紙18. 運転開始以降に実施したテンダンの緊張力検査および定着部（定着具、周 辺コンクリート部）の目視点検の結果について	18-1
別紙19. テンダンの緊張力低下のうち熱（高温）による緊張力低下が高経年化対策 上着目すべき劣化事象ではないとした根拠について	19-1

別紙20.	テンドンの緊張力低下のうち放射線照射による緊張力低下が高経年化対策 上着目すべき劣化事象ではないとした根拠について……………	20-1
別紙21.	テンドンの緊張力低下のうち腐食による緊張力低下が高経年化対策上着目 すべき劣化事象ではないとした根拠について……………	21-1
別紙22.	プレストレスシステムの疲労試験について……………	22-1
別紙23.	外部遮蔽壁における非破壊試験結果および圧縮強度の推定方法について…	23-1
別紙24.	大飯3号炉周辺の地下水による劣化影響について……………	24-1

## 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劣化状況評価の補足として、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、多岐に渡るため、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(1/2)

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。

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 (2/2)

構造物	経年劣化事象	劣化要因	
コンクリート構造物	テンダンの緊張力低下	プレストレス損失	コンクリートの乾燥収縮・クリープは、構造物の供用期間中にわたってコンクリート部の体積を変化させ、テンダンの緊張力に影響を及ぼす。また、PC鋼より線のリラクセーションは、PC鋼より線の材料特性、初期応力、温度および時間に依存してテンダンの引張応力を低下させる。これらのことから、プレストレス損失により、テンダンの緊張力が低下する可能性がある。
		熱(高温)	高温によるPC鋼より線の強度低下やリラクセーションが増加することにより、テンダンの緊張力が低下する可能性がある。
		放射線照射	放射線(中性子)によるプレストレスシステムの靱性の低下によりPC鋼より線が破断し、テンダンの緊張力が低下する可能性がある。
		腐食	PC鋼より線等が腐食し断面欠損することによりテンダンの緊張力が低下する可能性がある。
		疲労	通常運転時における繰返し载荷や振動によって、PC鋼より線等が強度低下し、破壊することにより、テンダンの緊張力が低下する可能性がある。
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する。また、海塩粒子などにより、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	風による振動などの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、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、その発生および進展に係る健全性評価を行い、運転開始後60年時点までの期間において「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」の要求事項を満たす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要求事項を表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要求事項

ガイド	要求事項
<p>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</p>	<p>3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点</p> <p>(1) 高経年化技術評価の審査</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(2) 長期保守管理方針の審査</p> <p>①長期保守管理方針の策定 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。</p>
<p>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</p>	<p>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。</p> <p>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、必要に応じ現状の保守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。</p> <p>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。）</p> <p>3. 2 長期保守管理方針の策定及び変更 長期保守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。</p> <p>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保守管理方針を策定すること。</p> <p>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保守管理方針を策定すること。</p> <p>ただし、冷温停止が維持されることを前提とした高経年化技術評価のみを行う場合はその限りでない。</p>

### 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および鉄骨構造物の強度低下、遮蔽能力低下、耐火能力低下、テンドンの緊張力低下が想定される構造物は多数存在するため、劣化状況評価では、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」「常設重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備を支持する構造物」「火災防護設備に属する構造物」「浸水防護施設に属する構造物」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を実施した。なお、原子炉格納容器であるプレストレストコンクリート製原子炉格納容器（以下、「PCCV」という）のうち、支持機能、遮蔽機能、耐圧機能を担う鉄筋コンクリートおよびプレストレスシステムについては、本評価書にて評価するものとする。また、対象構造物の選定にあたり、PCCVは外部遮蔽壁と原子炉格納施設基礎に含めることとする。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3に、鉄骨構造物の選定結果を表4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	コンクリート 構造物	鉄骨構造物
外部遮蔽壁	クラス 1 支持設備	○	—
内部コンクリート	クラス 1 支持設備	○	—
原子炉格納施設基礎	クラス 1 支持設備	○	—
原子炉周辺建屋	クラス 1 支持設備	○	○ (鉄骨部、水密扉)
制御建屋	クラス 1 支持設備	○	○ (水密扉)
廃棄物処理建屋	クラス 2 支持設備	○	○ (水密扉)
タービン建屋	クラス 3 支持設備	○	○ (鉄骨部)
燃料油貯蔵タンク基礎、 重油タンク基礎	クラス 1 支持設備	○	—
緊急時対策所	常設重大事故等対処設備	○	—
海水ポンプ室	クラス 1 支持設備	○	○ (浸水防止蓋)
海水管トンネル	クラス 1 支持設備	○	—
防護壁、止水壁	浸水防護施設	○	○ (鋼製部)
防波堤	浸水防護施設	○	—
貯水堰	常設重大事故等対処設備	○	—

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	使用条件など									選定	選定理由
		運転開始後 経過年数 <sup>*1</sup>	高温部の 有無	放射線の 有無	振動の 有無	設置環境		供給塩化物 量	耐火要求 の有無	緊張力 の有無		
						屋 内	屋 外					
① 外部遮蔽壁	クラス1 設備支持	28	◇	◇	—	一部 仕上げ無し	仕上げ有り	◇	—	○	◎	プレストレスを有する構造物、屋内で仕上げ無し
② 内部コンクリート	クラス1 設備支持	28	○ (1次遮蔽壁)	○ (1次遮蔽壁)	—	一部 仕上げ無し	/	/	—	/	◎	高温部、放射線の影響、屋内で仕上げ無し
③ 原子炉格納施設基礎	クラス1 設備支持	28	—	◇	—	仕上げ有り	埋設 <sup>*2</sup>	◇	/	○	◎	代表構造物を支持する構造物、プレストレスを有する構造物
④ 原子炉周辺建屋	クラス1 設備支持	28	—	◇	◇ (非常用ディーゼル 発電機基礎)	一部 仕上げ無し	仕上げ有り	◇	—	/	◎	振動の影響、屋内で仕上げ無し
⑤ 制御建屋	クラス1 設備支持	28	—	—	—	一部 仕上げ無し	仕上げ有り	◇	—	/	◎	屋内で仕上げ無し
⑥ 廃棄物処理建屋	クラス2 設備支持	28	—	◇	—	一部 仕上げ無し	仕上げ有り	◇	—	/	◎	屋内で仕上げ無し
⑦ タービン建屋	クラス3 設備支持	28	—	—	○ (タービン架台)	一部 仕上げ無し	埋設 <sup>*2</sup>	—	/	/	◎	振動の影響、屋内で仕上げ無し
⑧ 燃料油貯蔵タンク基礎(配管トレンチ含む)	クラス1 設備支持	28	—	—	—	/	埋設 <sup>*2</sup>	◇	—	/		
⑨ 重油タンク基礎	クラス1 設備支持	2	—	—	—	/	埋設 <sup>*2</sup>	◇	—	/		
⑩ 緊急時対策所	常設重大事故等 対処設備	1	—	—	—	一部 仕上げ無し	/	◇	—	/		
⑪ 海水ポンプ室	クラス1 設備支持	28	—	—	—	/	一部 仕上げ無し	○ (海水と接触)	—	/	◎	屋外で仕上げ無し 供給塩化物量 運転開始後経過年数
⑫ 海水管トンネル	クラス1 設備支持	28	—	—	—	/	仕上げ無し	◇	—	/		
⑬ 防護壁、止水壁	浸水防護施設	2	—	—	—	/	仕上げ無し	◇	/	/		
⑭ 防波堤	浸水防護施設	28	—	—	—	/	一部 仕上げ無し	○ (海水と接触)	/	/		
⑮ 貯水堰	常設重大事故等 対処設備	2	—	—	—	/	仕上げ無し	○ (海水と接触)	/	/		

\*1: 運転開始後経過年数は、2020年11月時点の年数としている。

\*2: 環境条件の区分として、土中は一般の環境として区分されることから、他の屋外で仕上げがない構造物で代表させる。

【凡例】

- : 影響大
- ◇: 影響小
- : 影響極小、または無し

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 <sup>*1</sup>	設置環境			
				屋 内	屋 外		
①	原子炉周辺建屋（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
②	原子炉周辺建屋（水密扉）	浸水防護施設	7	仕上げ有り			
③	制御建屋（水密扉）	浸水防護施設	7	仕上げ有り			
④	廃棄物処理建屋（水密扉）	浸水防護施設	6	仕上げ有り			
⑤	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
⑥	止水壁（鋼製部）	浸水防護施設	2	仕上げ有り			
⑦	浸水防止蓋	浸水防護施設	2	仕上げ無し			

\*1：運転開始後経過年数は、2020年11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、以下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
	テンドンの緊張力低下	プレストレス損失

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、想定した劣化傾向等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、「大飯発電所土木建築業務所則」（以下、「土建業務所則」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、土建業務所則における目視点検の項目、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、定期的に土建業務所則に基づく目視点検を行っており、アルカリ骨材反応に起因すると判断されるひび割れ等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 J A S S 5 鉄筋コンクリート工事」（2018）に示される凍害危険度の分布図によると大飯3号炉の周辺地域は「ごく軽微」よりも危険度が低く、また、定期的に土建業務所則に基づく目視点検を行っており、凍結融解に起因すると判断されるひび割れ等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、定期的に土建業務所則に基づく目視点検を行っており、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	定期的に土建業務所則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等が認められた場合には、その部分の塗装の塗替え等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	目視点検	1回／年	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	内部コンクリート 原子炉格納施設基礎 原子炉周辺建屋 制御建屋 廃棄物処理建屋 タービン建屋 海水ポンプ室 <sup>※1</sup>	目視点検	1回／年	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		目視点検	1回／年	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	原子炉周辺建屋 タービン建屋	目視点検	1回／年	有害な腐食は認められていない	補修実績なし

※1 海水ポンプ室（水路部）の点検頻度は1回／4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 (1/2)

構造物	経年劣化事象	劣化要因	理由
コンクリート構造物	テンドンの緊張力低下	熱(高温)	<p>PC鋼より線の引張強度は、200℃程度までの温度であれば著しく低下することなく、温度400℃でも短期間(3~5分)であれば、PC鋼より線の機械的性質に有害な影響は生じない。</p> <p>なお、コンクリート製原子炉格納容器で一般に経験される温度レベルは200℃よりもはるかに低い65℃の範囲に収まっていると考えられるため、通常運転時の状態下でPC鋼より線に熱損傷が生じる可能性は極めて低く、コンクリート構造物のうち、運転時に最も高温となる評価点においても65℃の範囲に収まっていることを確認している。</p>
		放射線照射	<p>PC鋼より線への放射線照射は<math>4 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2</math>までの中性子照射では影響がなく、コンクリート製格納容器の照射量はこの値よりも低いことを確認している。</p>
コンクリート構造物	テンドンの緊張力低下	腐食	<p>国内のPCCVでは、米国のような鉛直+ガンマテンドン(テンドンギャラリとリングガータで定着するテンドン)形式ではなく、逆Uテンドン形式を採用し、テンドンの両端を底部内にあるテンドンギャラリに定着しているため、雨水や地下水が浸入することはない。</p> <p>また、シース、グリースキャップ内には、防錆材が充填されており、定着具およびPC鋼より線が腐食する可能性は極めて低く、防錆材は水溶性不純物、含水量および全アルカリ価の検査を実施しており、全ての検査項目について判定基準を満足していることを確認している。</p>
		疲労	<p>PCCVにおいて、通常運転時に繰返し载荷や振動を与える機器類はなく、また、プレストレスシステムの疲労試験(高サイクル疲労試験および低サイクル疲労試験)を施工に先立ち実施しており、テンドンの破断のないことを確認している。</p>

表 9. 日常劣化管理事象以外 (2/2)

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	<p>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。</p>

### 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. 大飯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							遮蔽能力低下	テンドンの緊張力低下					耐火能力低下	強度低下	
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	熱	プレストレス損失	熱	放射線照射	腐食	疲労	耐火能力低下	腐食	風などによる疲労
代表構造物	外部遮蔽壁						△	△		○*	▲	▲	▲	▲	△		
	内部コンクリート	1次遮蔽壁* ○	1次遮蔽壁* ○				△	△	1次遮蔽壁* ○						△		
	原子炉格納施設基礎						△	△		テンドン定着部* ○	テンドン定着部 ▲	テンドン定着部 ▲	テンドン定着部 ▲	テンドン定着部 ▲			
	原子炉周辺建屋(鉄骨部含む)			屋内面* ○			△	△							△	鉄骨部 △	鉄骨部 ▲
	制御建屋						△	△							△		
	廃棄物処理建屋			屋内面* ○			△	△							△		
	タービン建屋(鉄骨部含む)					タービン架台* ○	タービン架台 △	タービン架台 △								鉄骨部 △	鉄骨部 ▲
	海水ポンプ室			○	○		△	△									

○：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の（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。

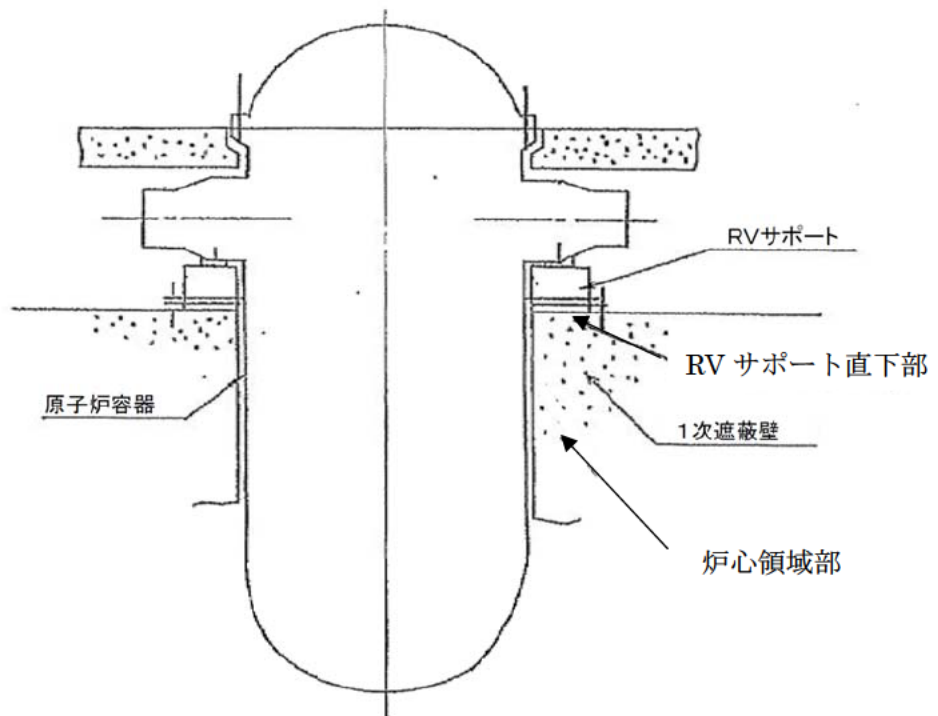


図1. 1次遮蔽壁の概要

##### (2) 評価結果

解析の結果、コンクリートの最高温度は約 52.0℃であり、制限値<sup>1)</sup>である 65℃以下であるため、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

評価対象部位を内部コンクリートの1次遮蔽壁、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する Hilsdorf 他の文献<sup>2)</sup>によると、少なくとも  $1 \times 10^{20}$  n/cm<sup>2</sup> 程度の中性子照射量では有意な強度低下はみられない。

一方で、小嶋他の試験結果を踏まえた最新知見<sup>3)</sup>によると、 $1 \times 10^{19}$  n/cm<sup>2</sup> の中性子照射量から強度低下する可能性があることが確認されている。

大飯3号炉の運転開始後60年時点における中性子照射量は約  $1.83 \times 10^{19}$  n/cm<sup>2</sup> で、照射量が  $1 \times 10^{19}$  n/cm<sup>2</sup> を超える範囲は、1次遮蔽壁の厚さ（最小壁厚279cm）に比べて小さく、深さ方向に最大でも4cm程度であることを踏まえ、耐力評価として、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、コンクリートの圧縮耐力が地震時の鉛直荷重などの設計荷重を上回ること、また、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

ガンマ線照射量と強度の関係に関する Hilsdorf 他の文献<sup>2)</sup>によると、少なくとも  $2 \times 10^8$  Gy（ $2 \times 10^{10}$  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。

大飯3号炉の運転開始後60年時点におけるガンマ線照射量は約  $1.14 \times 10^{10}$  rad で、 $2 \times 10^{10}$  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、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

評価対象部位については、屋内の代表構造物として原子炉周辺建屋、廃棄物処理建屋、屋外の代表構造物として海水ポンプ室を選定し、評価点については、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原子炉周辺建屋、廃棄物処理建屋の壁面、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ポンプ室のうち気中帯を選定した。

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

中性化速度式（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（森永式<sup>4)</sup> および実測値に基づく $\sqrt{t}$ 式<sup>5)</sup>）

##### b) 最大中性化深さ推定値の抽出

中性化速度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点の中性化深さを下回っていることから、健全性評価上問題とはならない。

表11. 運転開始後60年後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*1 (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)		
原子炉周辺建屋 (屋内面)	28年	0.1	1.8 (森永式)	2.6 (森永式)	7.0
廃棄物処理建屋 (屋内面)	28年	0.1	1.9 (森永式)	2.8 (森永式)	7.0
海水ポンプ室 (気中帯)	24年	0.5	0.5 (森永式)	0.8 (森永式)	8.5

\*1：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

#### 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、取水構造物を選定し、評価点については、H.W.L およびL.W.Lを考慮したうえで、環境条件が異なる気中帯、干満帯、海中帯を選定した。

評価については、以下の手順にて実施した。

##### a) 運転開始後60年時点における鉄筋腐食減量の算出

①拡散方程式：特別点検による塩化物イオン濃度の測定結果をもとに、運転開始経過年ごとの鉄筋位置における塩化物イオン量を算出

②森永式<sup>4)</sup>：塩化物イオン量を用いて運転開始経過年数ごとの鉄筋腐食減量を算出

##### 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：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出

##### c) 運転開始後60年時点における鉄筋腐食減量の評価

a) 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、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

	調査時期 (運転開始後 経過年)	鉄筋位置での 塩化物イオン 濃度および量 上段 (%) 下段 (kg/m <sup>3</sup> )	鉄筋の腐食減量 (×10 <sup>-4</sup> g/cm <sup>2</sup> )		
			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
海水ポンプ室 (気中帯)	2016年 (24年)	0.00 (0.03)	2.2	5.5	90.1
海水ポンプ室 (干満帯)	2016年 (24年)	0.00 (0.03)	0.0	0.0	90.1
海水ポンプ室 (海中帯)	2016年 (24年)	0.00 (0.00)	0.0	0.0	90.1



#### 4.1.5 機械振動による強度低下

##### (1) 評価の概要

評価対象部位として、振動の影響を受けるタービン架台（タービン建屋）を、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が、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害なひび割れが発生するものと考えられるため、機械振動による荷重が作用してもコンクリートのひび割れ発生には至らないと考えられるものの、目視確認でひび割れの発生が検知可能である。

さらに、定期的な目視確認を実施しているが、機械振動に起因する有害なひび割れなどは発見されていない。

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ならない。

#### 4.1.6 コンクリートの強度試験結果

技術的評価に加え、現状のコンクリート強度の確認として、大飯3号炉のコンクリート構造物から採取した試料について破壊試験を行った結果を表13に示す。なお、外部遮蔽壁については、リバウンドハンマーを用いた非破壊試験により現状のコンクリート強度の推定を行った。

各代表構造物の平均圧縮強度（外部遮蔽壁については平均推定圧縮強度）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)	試験 箇所数	平均圧縮強度* <sup>2</sup> (N/mm <sup>2</sup> )	設計基準強度 (N/mm <sup>2</sup> )
外部遮蔽壁	2020年(29年)	15	81.3	44.1
内部コンクリート	2019年(28年)	3	52.3	29.4
原子炉格納施設基礎	2019年(28年)	3	44.3	29.4
原子炉補助建屋* <sup>1</sup>	2019年(28年)	3	42.5	29.4
タービン建屋	2019年(28年)	3	29.5	20.6
海水ポンプ室	2016年(24年)	9	39.0	23.5

\*1：設計基準強度が等しいため、原子炉周辺建屋、廃棄物処理建屋および制御建屋をまとめて原子炉補助建屋として評価

\*2：外部遮蔽壁については平均推定圧縮強度

## 4.2 コンクリートの遮蔽能力低下

### (1) 評価の概要

評価対象部位として内部コンクリートの1次遮蔽壁、評価点として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（RVサポート）直下部を選定し、評価については、制限値と温度分布解析の結果を比較した。

### (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52.0℃であり、中性子遮蔽の88℃、ガンマ線遮蔽の177℃の制限値<sup>6)</sup>以下であることから、健全性評価上問題とはならない。

#### 4.3 テンドンの緊張力低下

##### 4.3.1 プレストレス損失

###### (1) 評価の概要

評価対象部位として外部遮蔽壁、原子炉格納施設基礎（テンドン定着部）、評価点として30年目供用期間中検査における、緊張力検査の対象テンドンを選定した。

評価手順については、30年目供用期間中検査における緊張力検査結果の測定値より30年以降60年までのプレストレス損失を減じて算定している。

緊張力予測値は、各テンドンの定着荷重が異なることや緊張力低下の傾向にばらつきがあることから、30年目供用期間中検査におけるテンドンの緊張力測定値を起点とし算定した値の平均値とした。このため、30年目供用期間中検査までの緊張力低下の傾向が反映されている。

緊張力予測値 (運転開始後60年 経過時点)	=	緊張力測定値 (30年目供用期間中 検査結果)	-	プレストレス損失 (30年以降 60年まで) (※)
------------------------------	---	-------------------------------	---	----------------------------------

図2 緊張力予測値の算定イメージ

(※) プレストレス損失 (30年目以降60年まで)  
=プレストレス損失 (運転開始後60年経過時点)  
-プレストレス損失 (運転開始後30年経過時点)

テンダンの緊張力低下の長期的な傾向は、プレストレス損失の増加が時間の経過とともに緩やかになる（図3）ため、緊張力低下が緩やかになり、最終的にはほぼ一定となる（図4）。運転開始後60年経過時点のテンダンの緊張力予測値は、プレストレス損失の各要因の入力値を安全側にすることで保守的に算定している。

プレストレス損失は、第1回工事計画認可申請資料（関工発第218号 昭和62年3月28日認可）（以下、「工事計画認可申請資料」という）の添付資料7-2に倣い算定した。

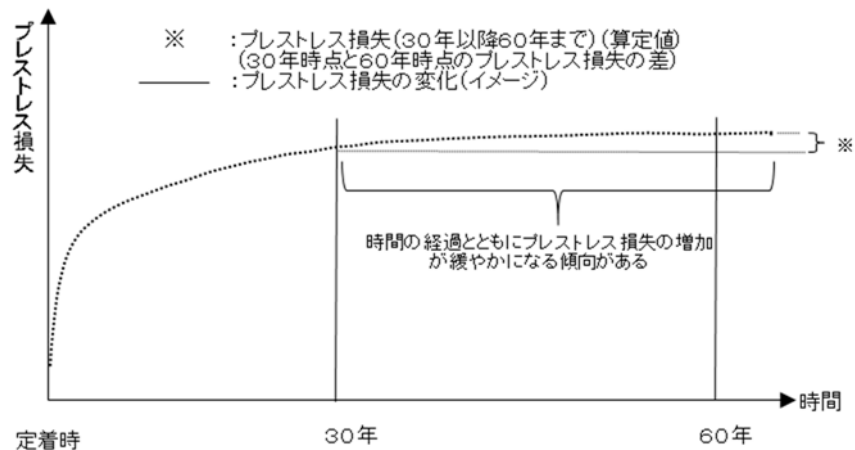


図3 プレストレス損失の傾向とプレストレス損失の算定イメージ

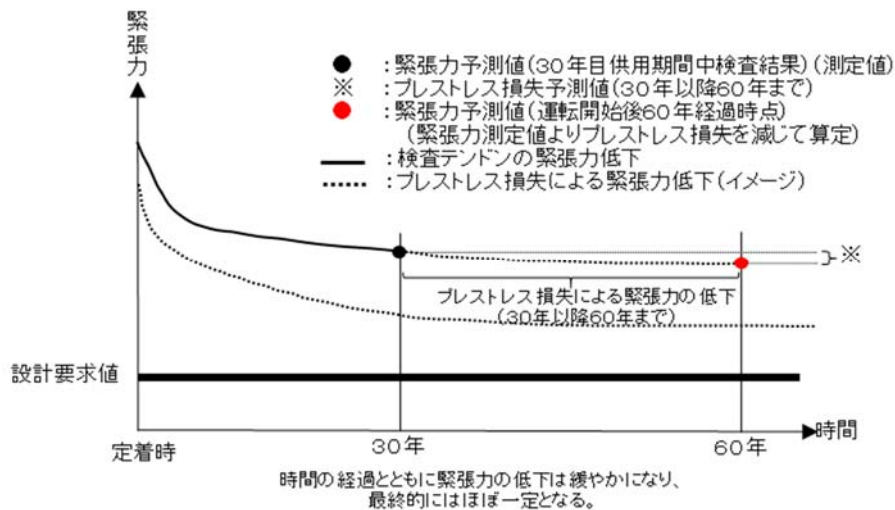


図4 テンダンの緊張力低下の傾向と緊張力予測のイメージ

(2) 評価結果

表 14 に示すとおり、運転開始後 60 年経過時点のテンドンの緊張力予測値は、設計要求値を上回っていることから、健全性評価上問題とはならない。

表 14. 運転開始後 60 年経過時点のテンドンの緊張力と設計要求値の比較

	テンドンの緊張力 (×MN)		
	測定値	予測値	設計要求値* <sup>1</sup>
	30 年目 供用期間中検査	運転開始後 60 年経過時点	
フープ テンドン	6. 1 6	6. 1 3	5. 3 6
逆U テンドン	6. 4 4	6. 4 2	5. 6 6

\* 1 : 工事計画認可資料に基づき設定されたテンドン定着部の緊張力

#### 4.4 現状保全

コンクリート構造物の強度低下については、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目視点検により定期的に確認し、必要に応じて塗装の塗替えなどの補修を実施している。合わせて、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、定期的に確認している。

コンクリート構造物の遮蔽能力低下については、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目視点検により定期的に確認している。

コンクリート構造物のテンドンの緊張力低下については、緊張力に支障をきたす可能性のあるような急激な経年劣化がないことを緊張力検査および定着部（定着具、周辺コンクリート部）の目視点検により定期的に確認している。

#### 4.5 総合評価

コンクリート構造物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目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。

コンクリート構造物の遮蔽能力の低下については、遮蔽能力の低下の可能性はないと考える。また、保全方法についても、ひび割れなどについては目視確認で検知可能であり適切である。

コンクリート構造物のテンドンの緊張力低下については、健全性評価結果から判断して、今後、テンドンの緊張力低下が急激に進展する可能性は極めて小さいと考えられる。また、定期的に緊張力検査および定着部（定着具、周辺コンクリート部）の目視点検を実施することで、緊張力低下について検知可能であることから、保全方法は適切であり、現状の保全方法を継続することにより、健全性の維持は可能である。

#### 4.6 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

### 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に包含されているため、技術評価結果も代表構造物に包含された結果となる。



## 6. まとめ

### 6.1 審査ガイド適合性

「2. 基本方針」で示した要求事項について技術評価を行った結果、全ての要求事項を満足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要求事項との対比を表 15 に示す。

表 15. コンクリート構造物および鉄骨構造物についての要求事項との対比

ガイド	要求事項	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) 長期保守管理方針の審査 ①長期保守管理方針の策定 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。	「4.5 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く、施設管理に関する方針として策定する事項はなかった。
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、必要に応じ現状の保守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 長期保守管理方針の策定及び変更 長期保守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保守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保守管理方針を策定すること。 ただし、冷温停止が維持されることを前提とした高経年化技術評価のみを行う場合はその限りでない。	「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く、施設管理に関する方針として策定する事項はなかった。

## 6.2 施設管理に関する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、施設管理に関する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). 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)」
- 5). 土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編(2018)」
- 6). 「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」)

タイトル	原子力発電所 土木設備点検要綱指針、建築設備点検要綱指針における目視点検の項目、方法および判定基準について
説明	<p>原子力発電所 土木設備点検要綱指針、建築設備点検要綱指針に基づき定期的を実施する目視点検の項目、方法および判定基準を以下に示す。</p> <p>添付 1 定期点検標準（土木設備）</p> <p>添付 2 建築設備の定期点検内容一覧表（建築設備）（コンクリート構造物および鉄骨構造物抜粋）</p> <p>添付 3 建物設備（部位）と確認内容（建築設備）（コンクリート構造物および鉄骨構造物抜粋）</p> <p>添付 4 目視点検によるコンクリート構造物の劣化の評価基準（土木設備・建築設備共通）</p>

## 定期点検標準 (土木設備)

(設備箇所については、他施設にも準用出来る。)

設備箇所	点検事項	点検頻度	点検方法	備考
1. 取水設備	陸上部			
	海上部			
	水中部			
	水路部 (内部)			
4. タンク基礎				
10. 防波堤	陸上部			
	海上部			

設備箇所	・点検事項	点検頻度	・点検方法	備考
10. 防波堤	水中部			
16. 津波防護施設	陸上部			
	土中部			
	水中部			
	[Empty Row]			

建築設備の定期点検内容一覧表（建築設備）（コンクリート構造物および鉄骨構造物抜粋）

点検設備（部位）		点検 頻度	点検方法
建物構造 部分	コンクリート躯体		
	鉄骨造構造体		

--

## 建物設備（部位）と確認内容（建築設備）（コンクリート構造物および鉄骨構造物抜粋）

点検設備(部位)	確認内容 (損傷等がある場合はその程度を確認する)	備 考
コンクリート躯体 1) (基礎、壁、柱、床、梁、堰等)		
鉄骨造構造体 (柱、梁、鉄骨架台等)		

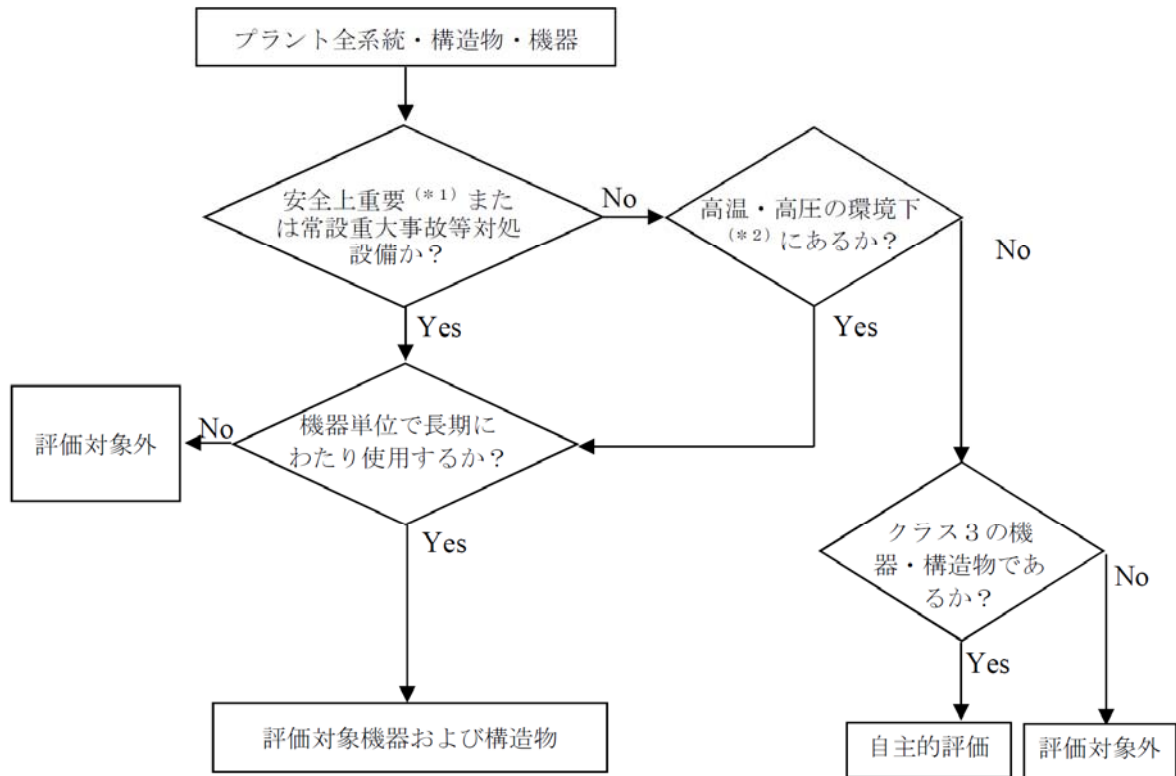


## 目視点検によるコンクリート構造物の劣化の評価基準 (土木設備・建築設備共通)

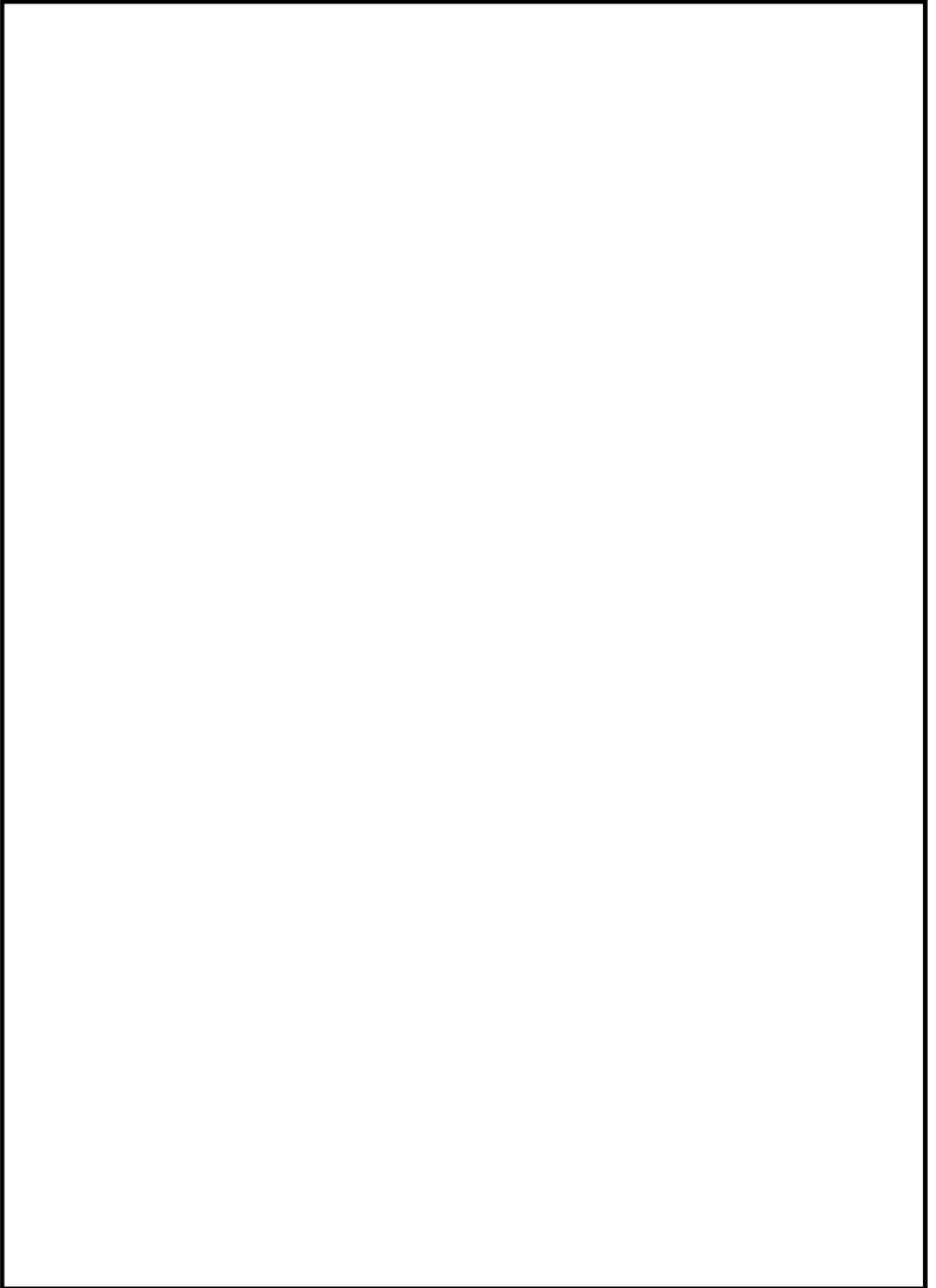
	内容
評価基準	
参照文献	

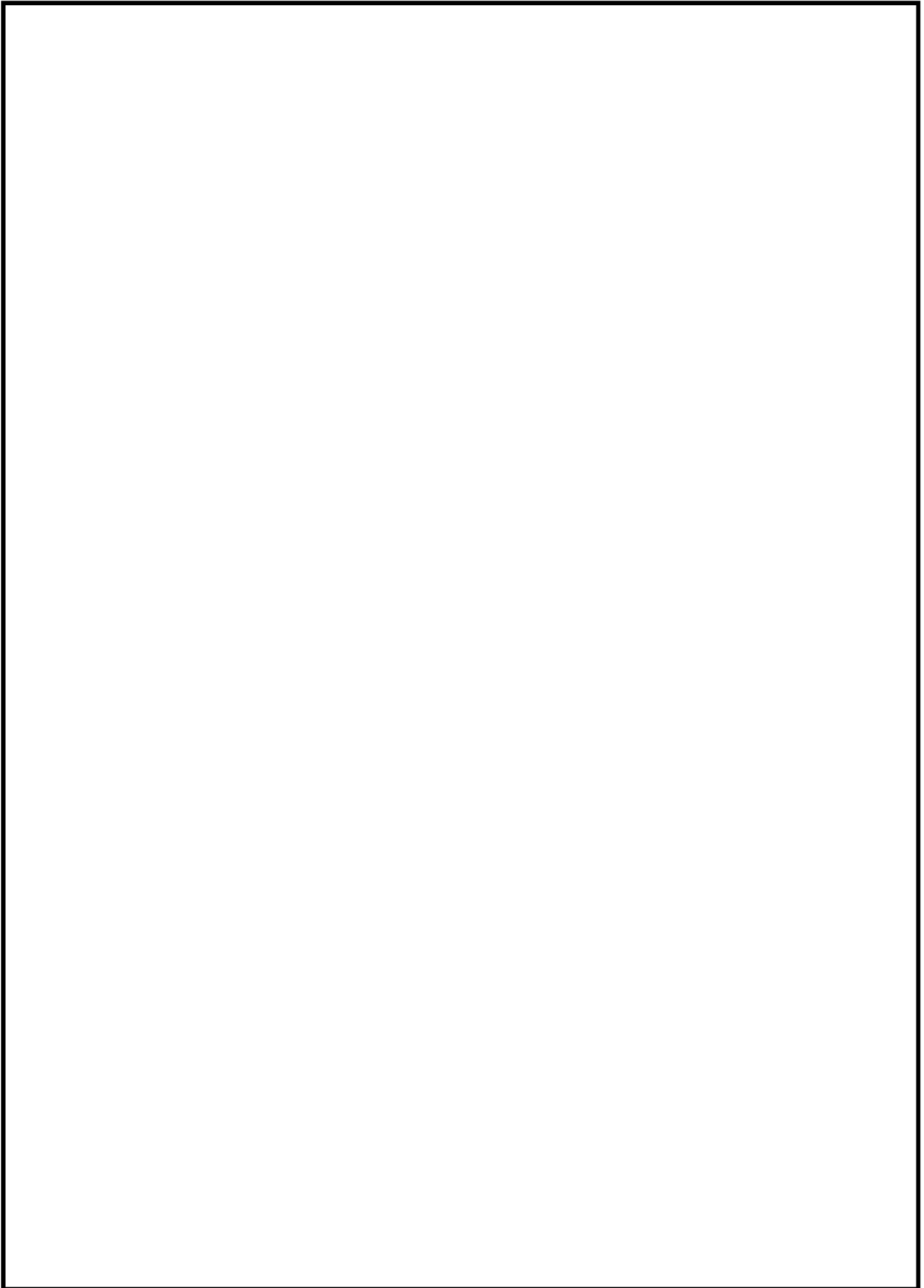
タイトル	対象構造物および代表構造物の選定過程について
説明	<p>大飯 3 号炉におけるコンクリート構造物および鉄骨構造物の技術評価について、対象構造物および代表構造物の選定過程を以下に示す。</p> <p>1. 対象構造物の選定</p> <p>対象構造物は、安全重要度分類審査指針*およびこれを踏まえ具体的な分類を示した日本電気協会「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針」(JEAG4612-2010)に基づき識別した色塗系統図および原子力保全総合システム(M35)等により抽出される機器・構造物を対象とし、該当する構造物、または該当する機器を支持する構造物を選定した。</p> <p>評価対象となる機器および構造物の抽出フローを添付 1 に示す。</p> <p>※：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)</p> <p>2. 代表構造物の選定</p> <p>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。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <p>添付 1 評価に追加する設備の抽出フロー</p>

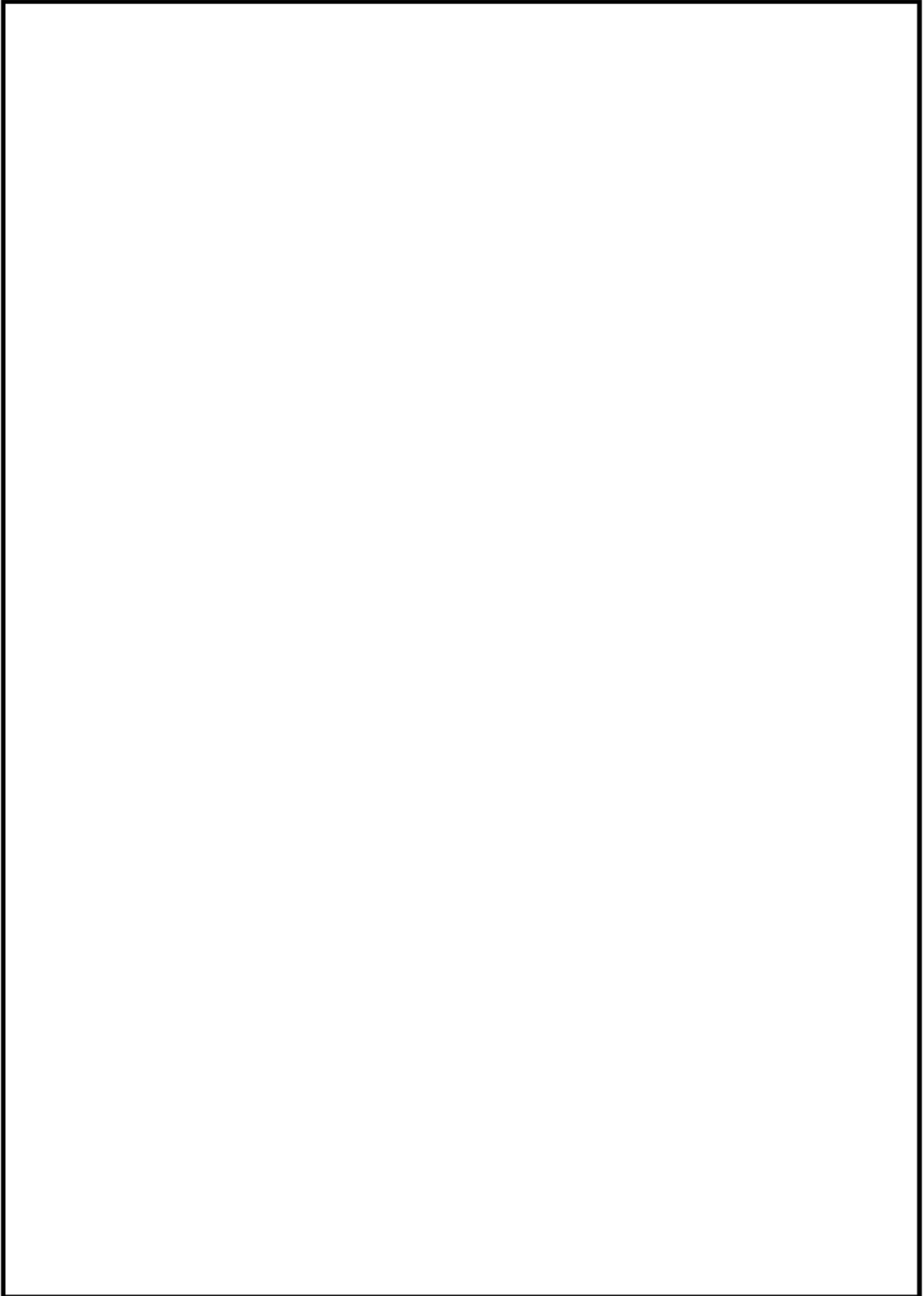
評価対象となる機器および構造物の抽出フロー

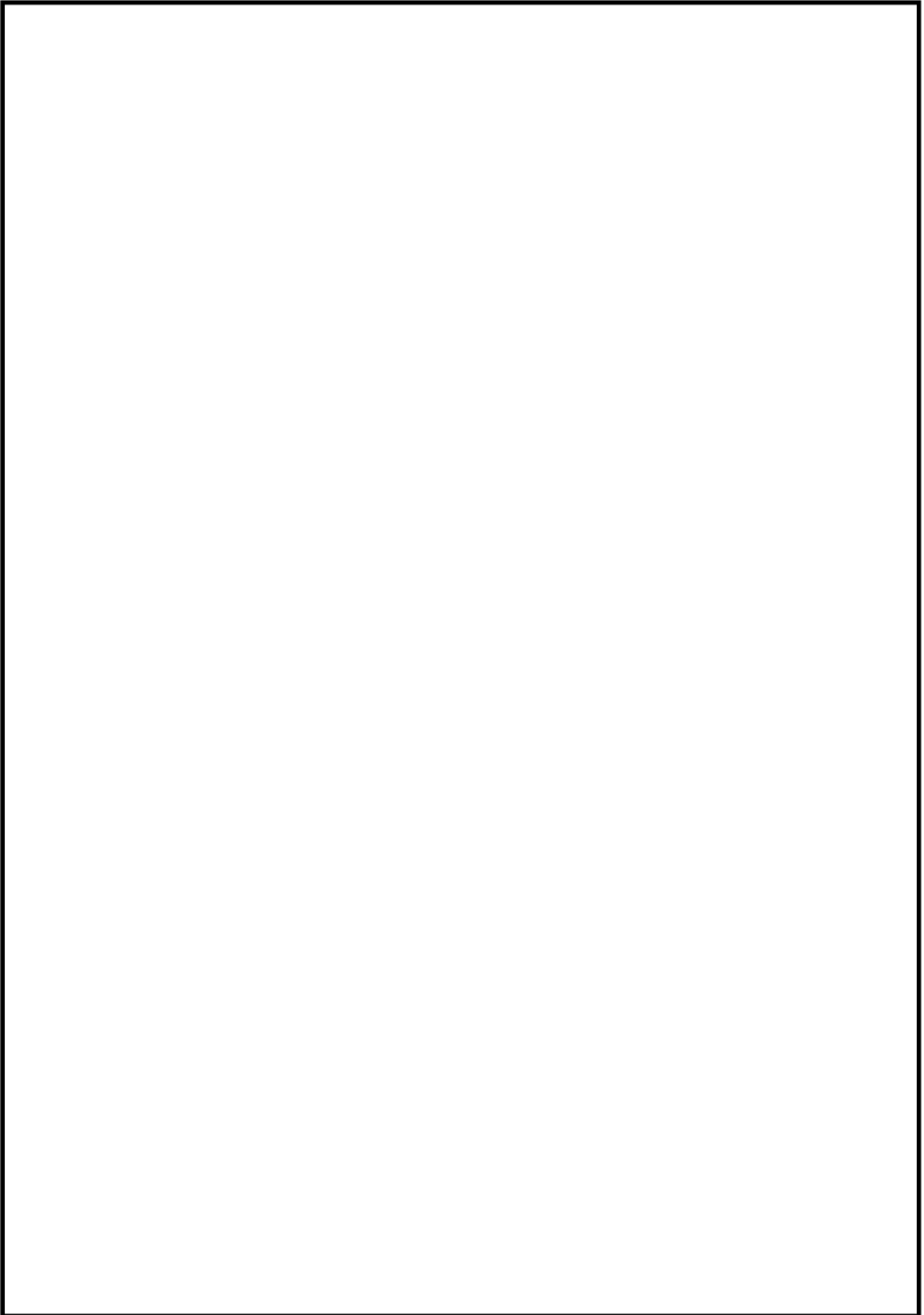


タイトル	耐火能力の考え方および耐火能力が要求されている壁の位置について
説明	<p>コンクリート構造物の耐火能力は、コンクリートの断面厚により確保する設計としている。耐火能力が要求されている壁の位置については、「大飯発電所3号機工事計画認可申請書（関原発第154号平成29年8月25日認可）」および「大飯発電所3号機工事計画認可申請書（関原発第383号令和2年5月14日認可）」に示すとおりである（添付1参照）。</p> <p>添付1 火災区域などの位置図</p>

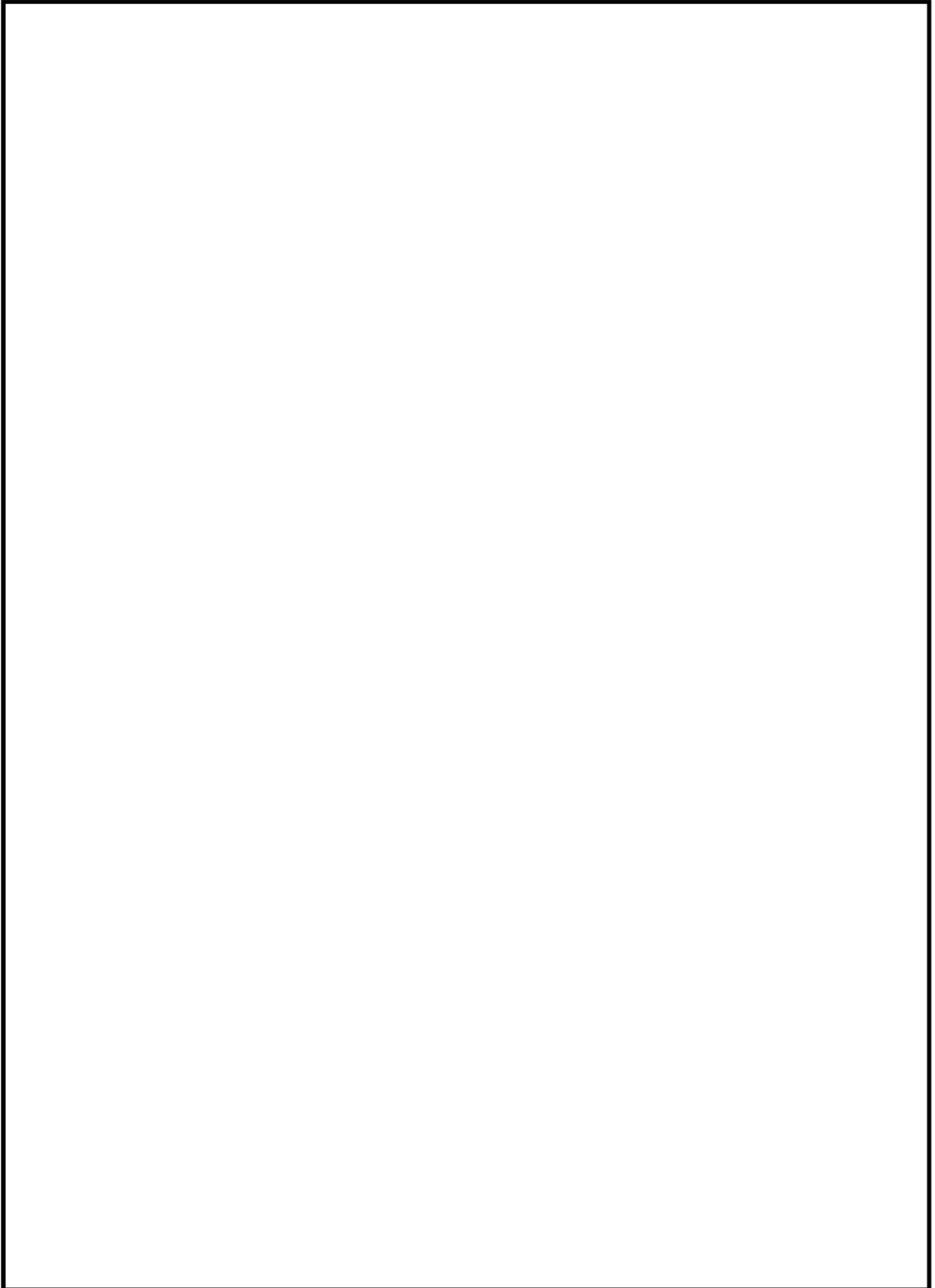


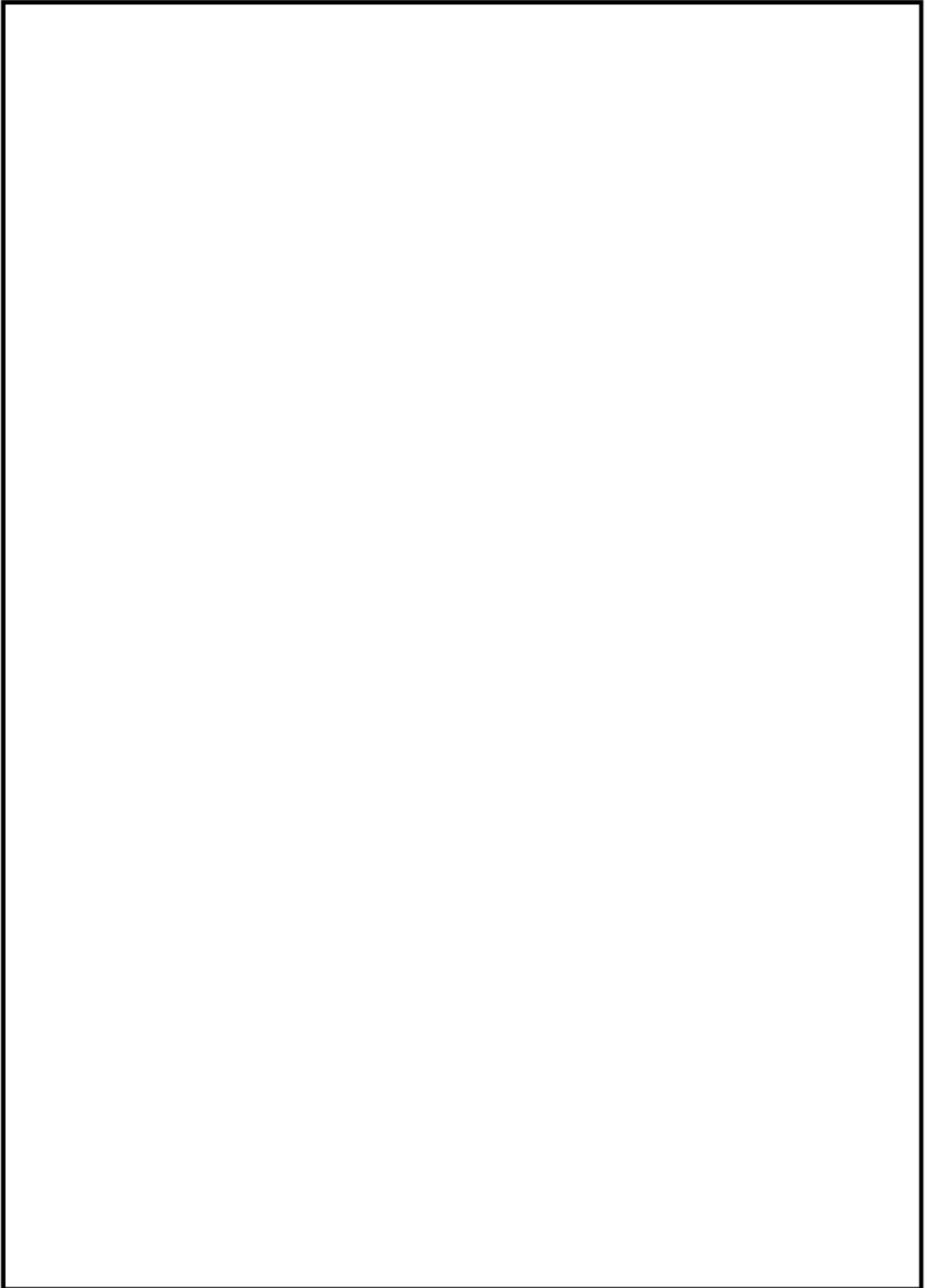


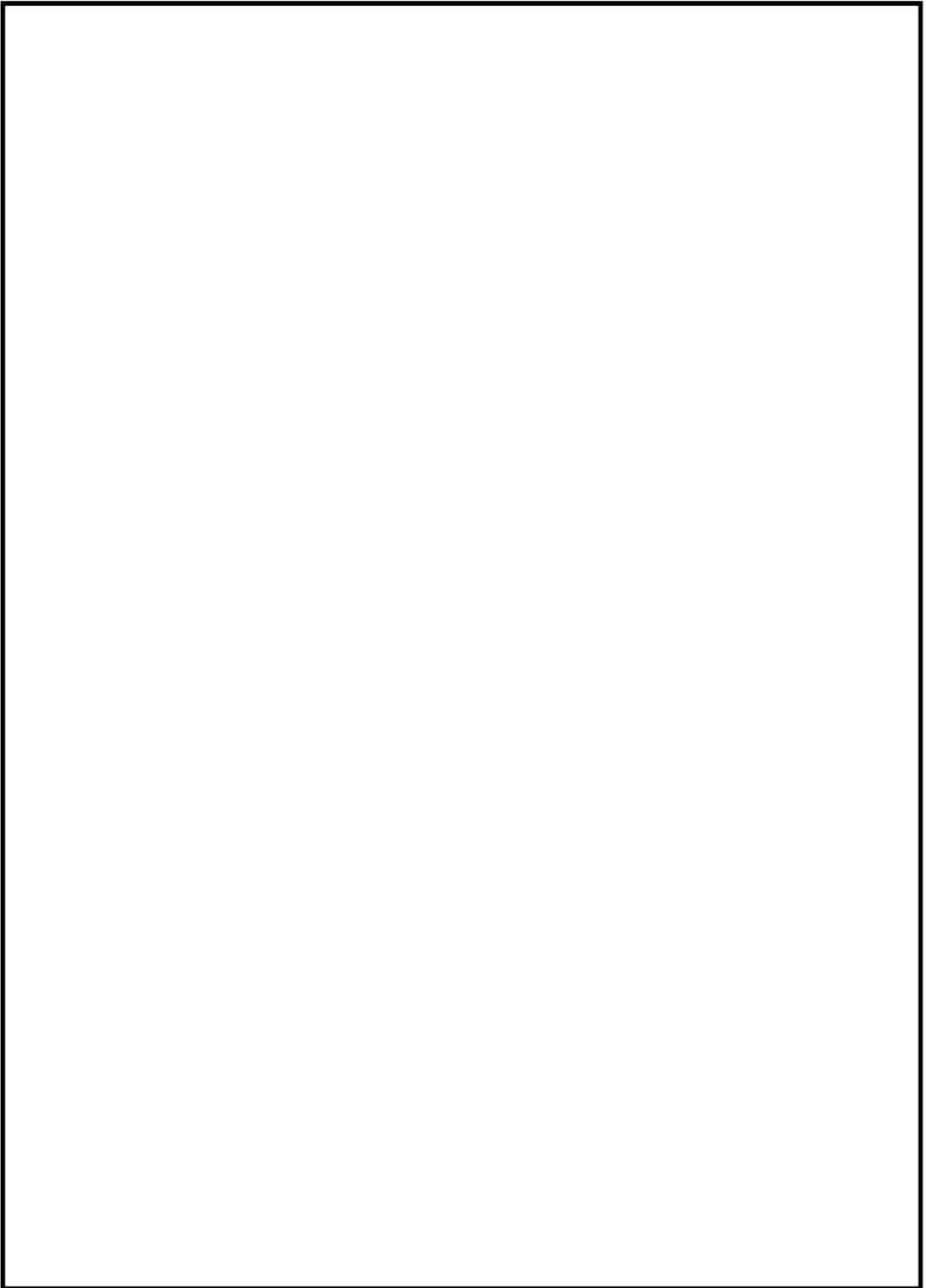


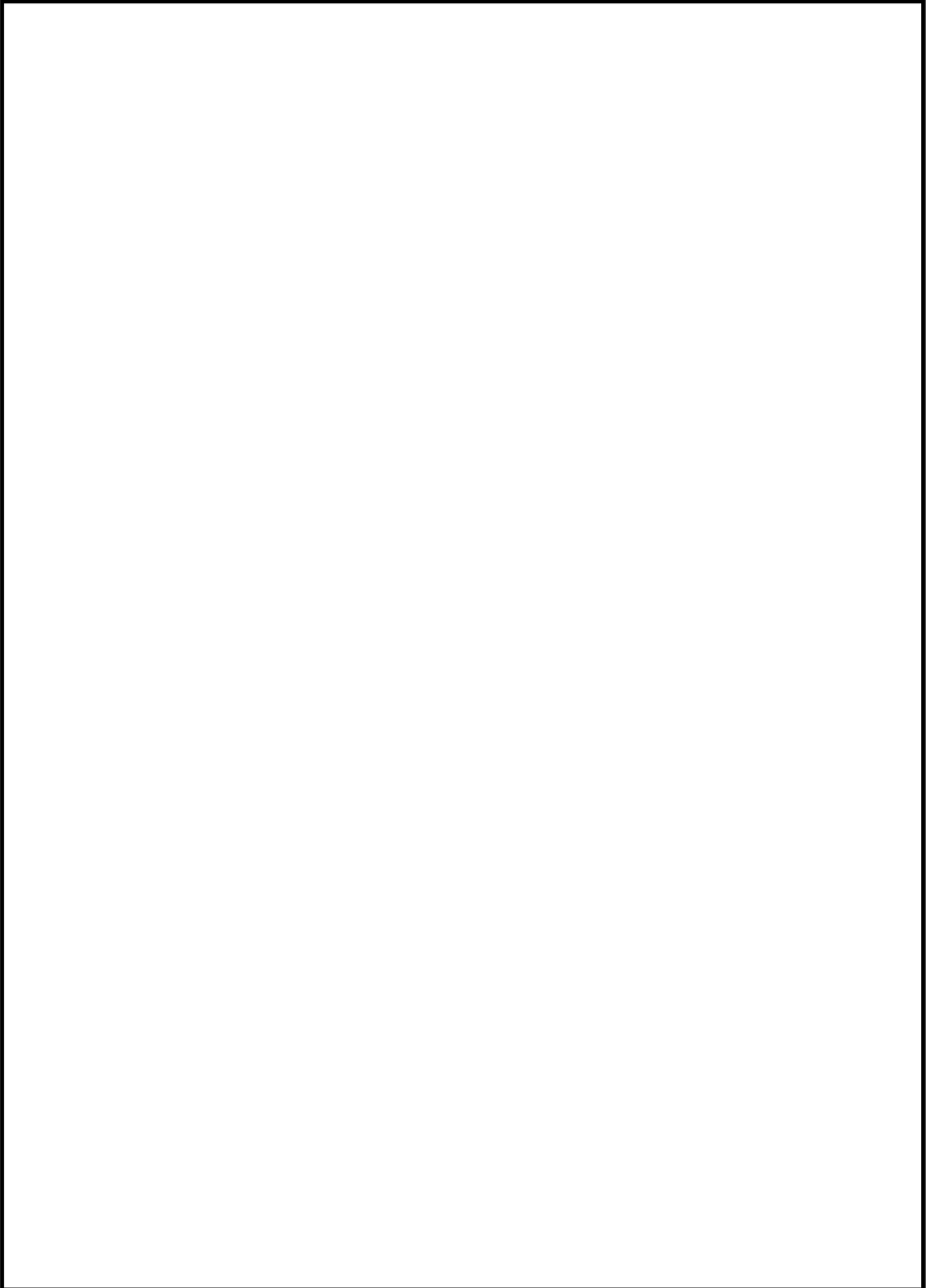


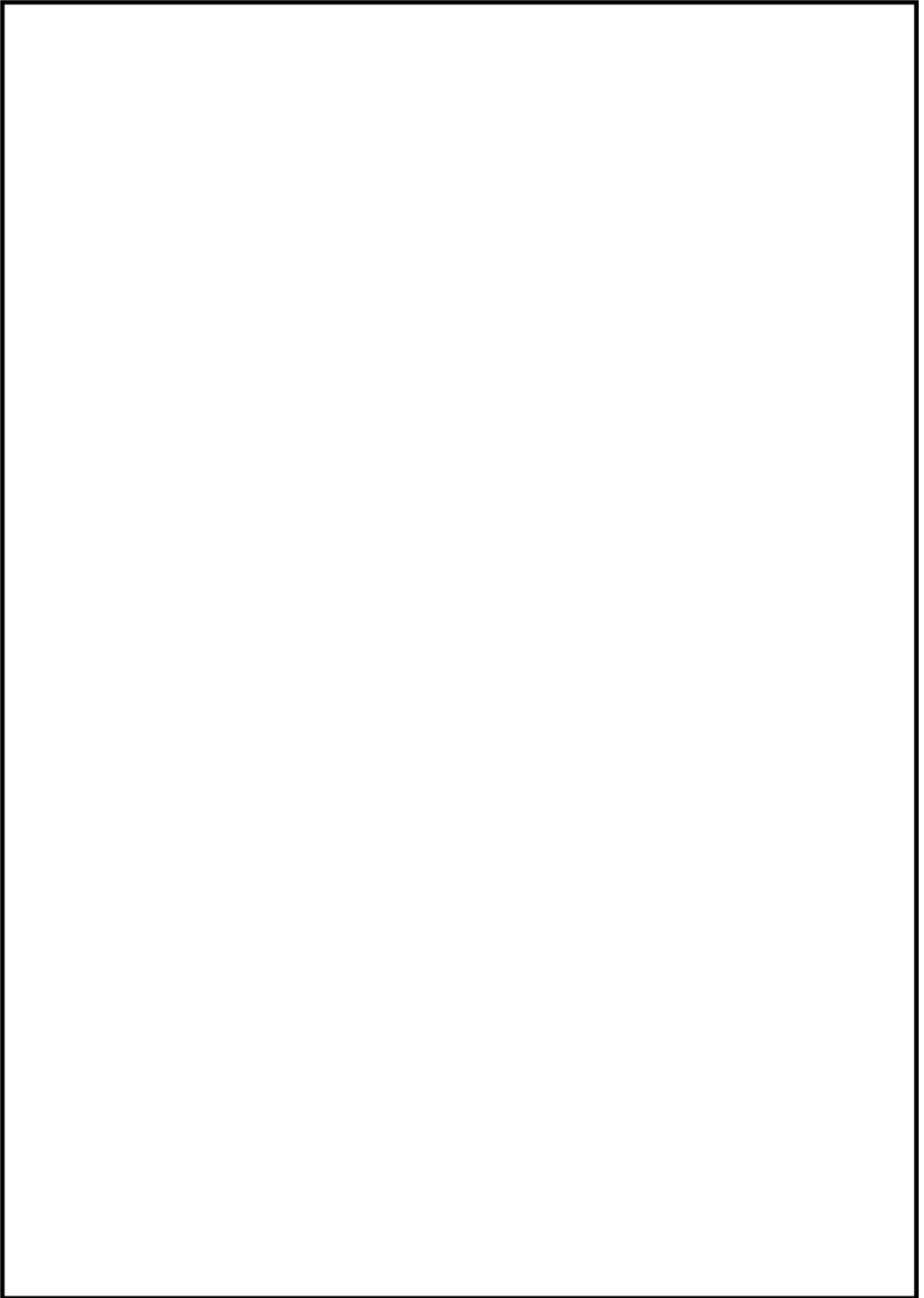


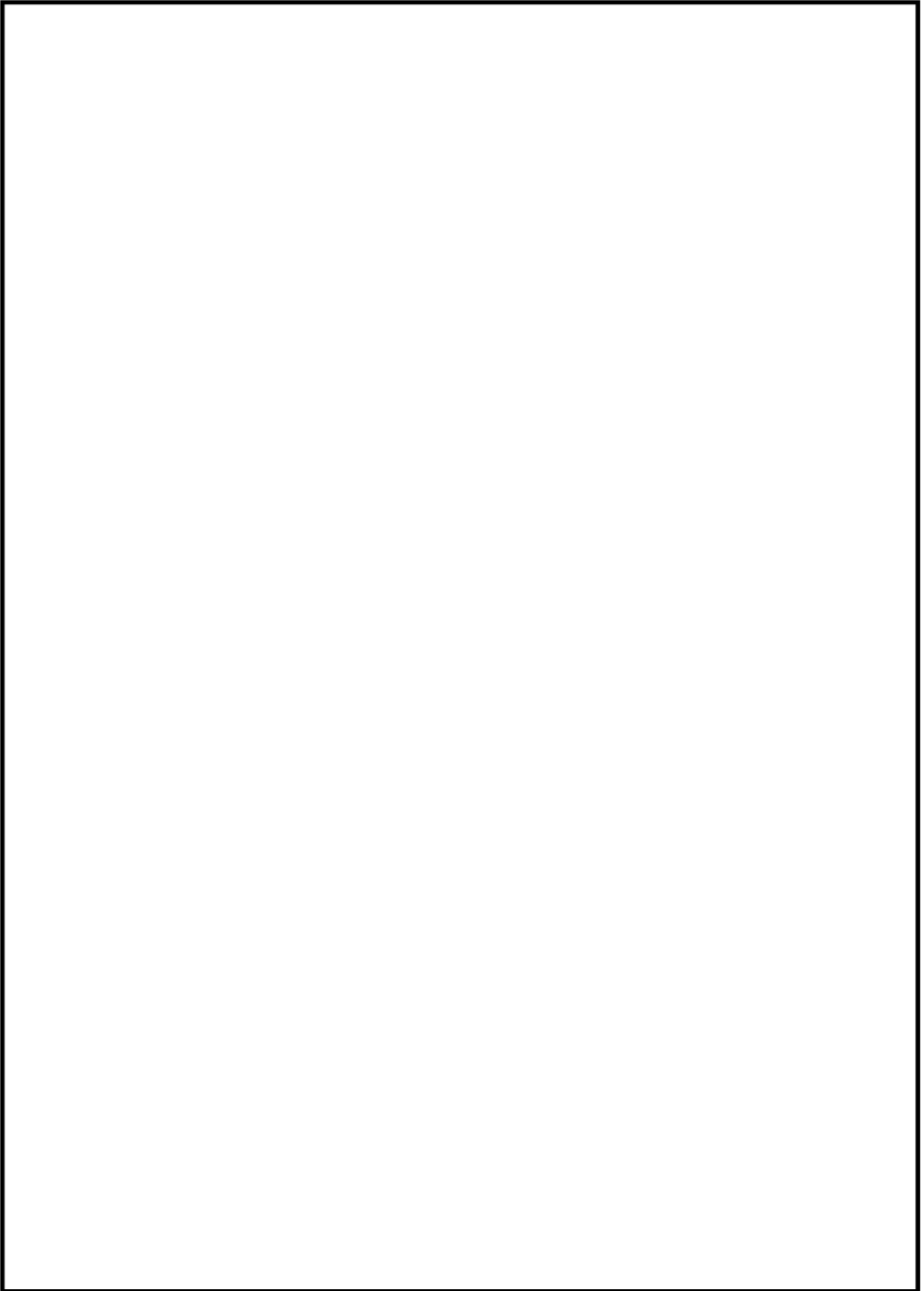


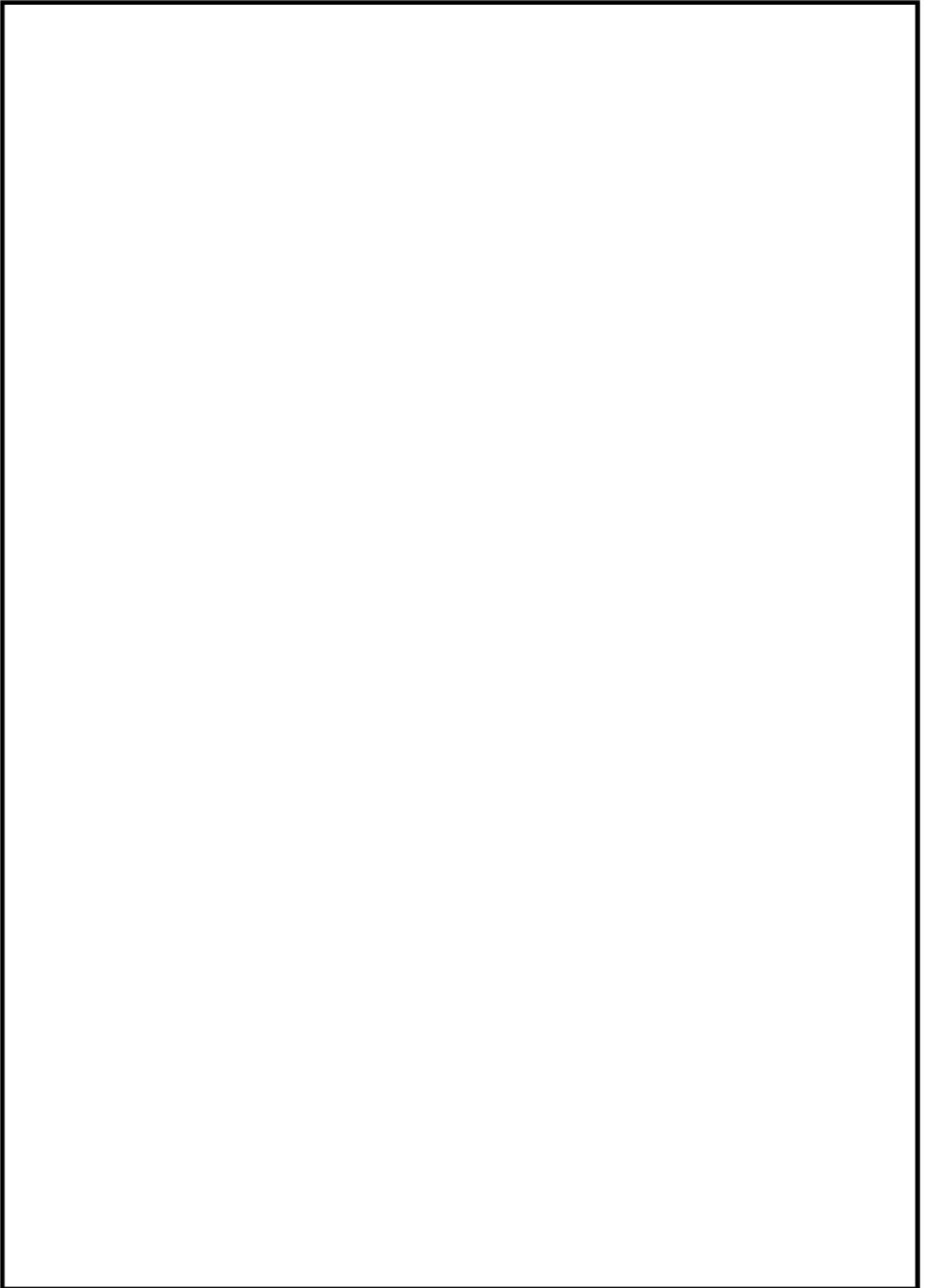


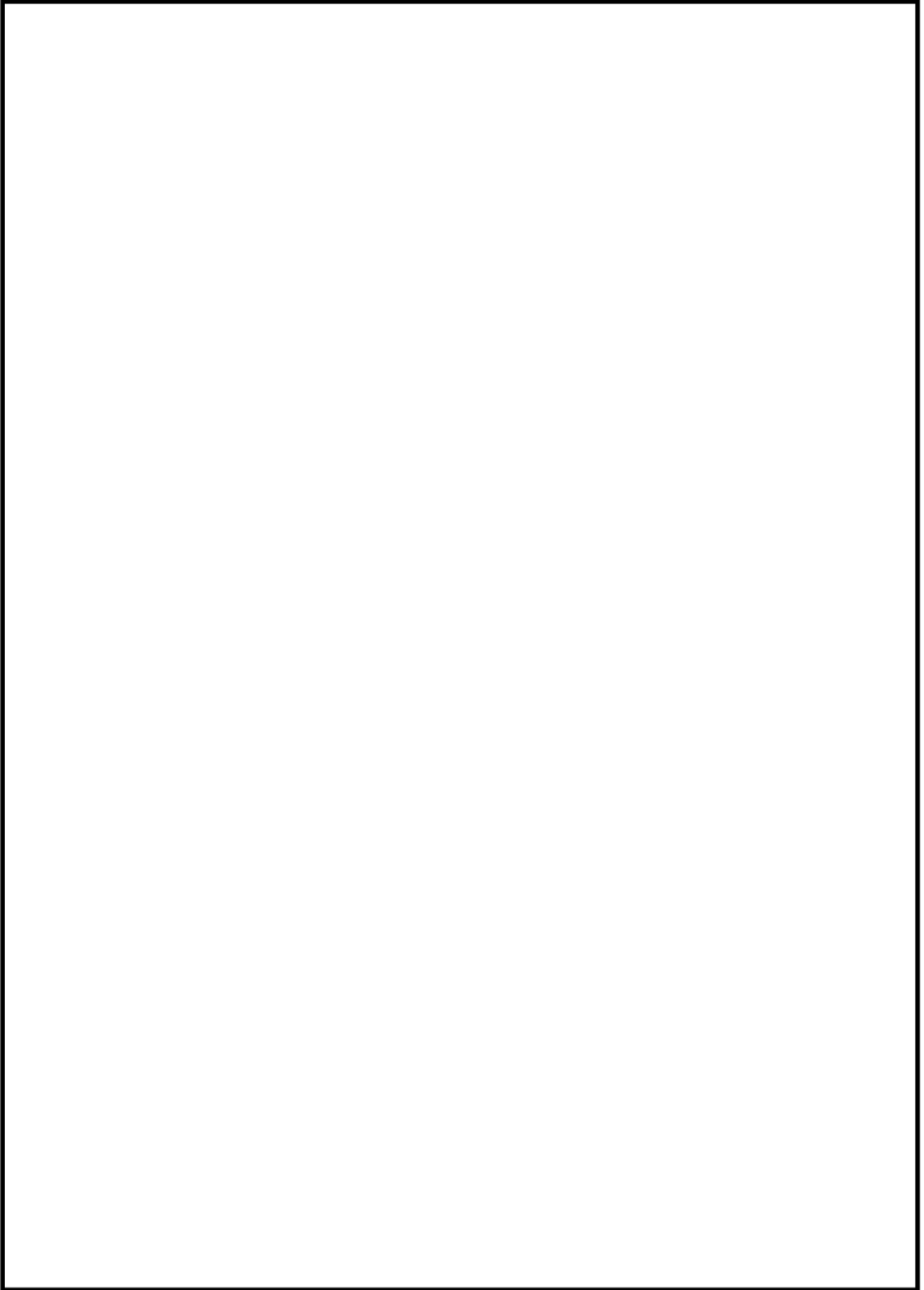




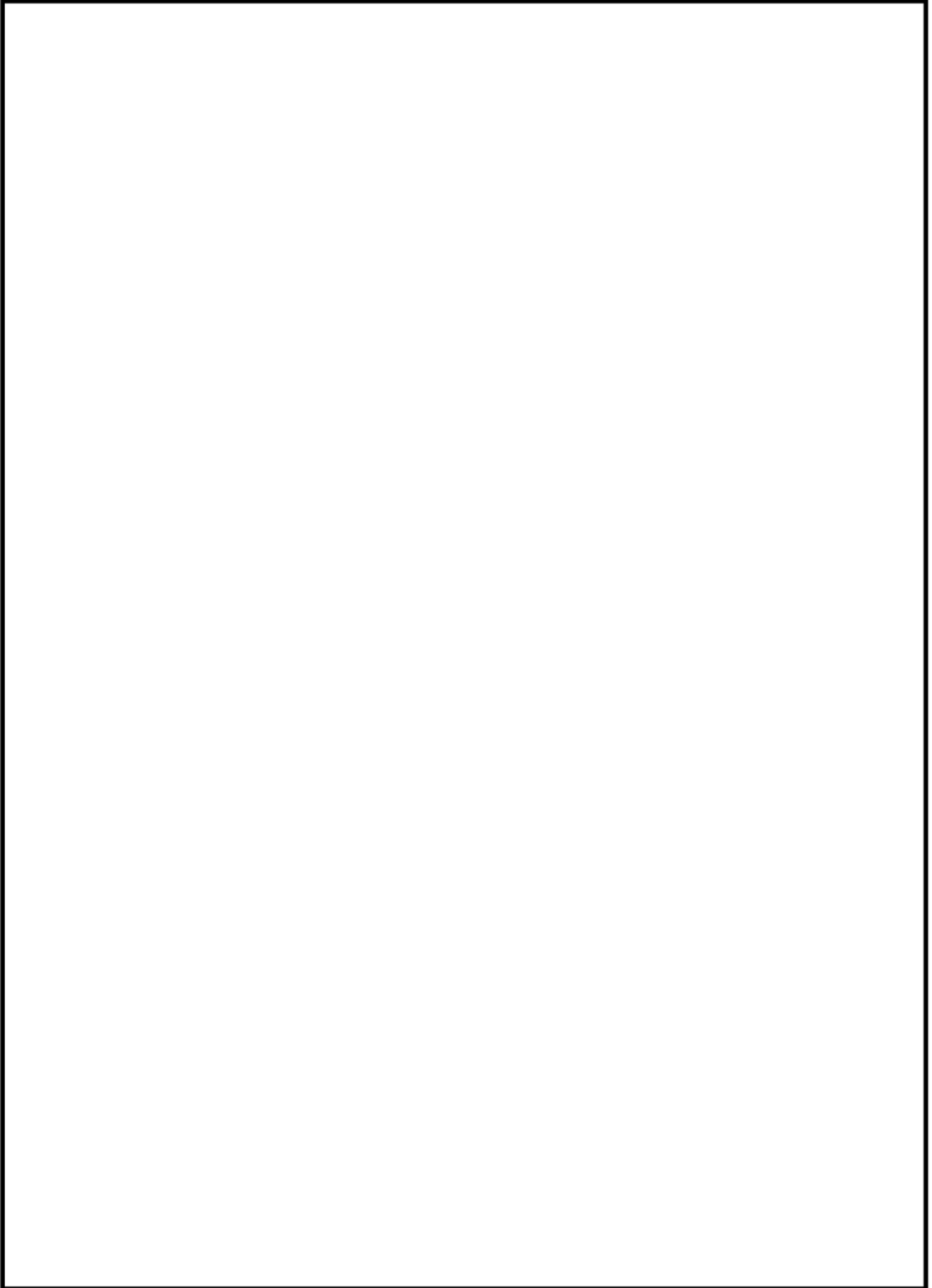


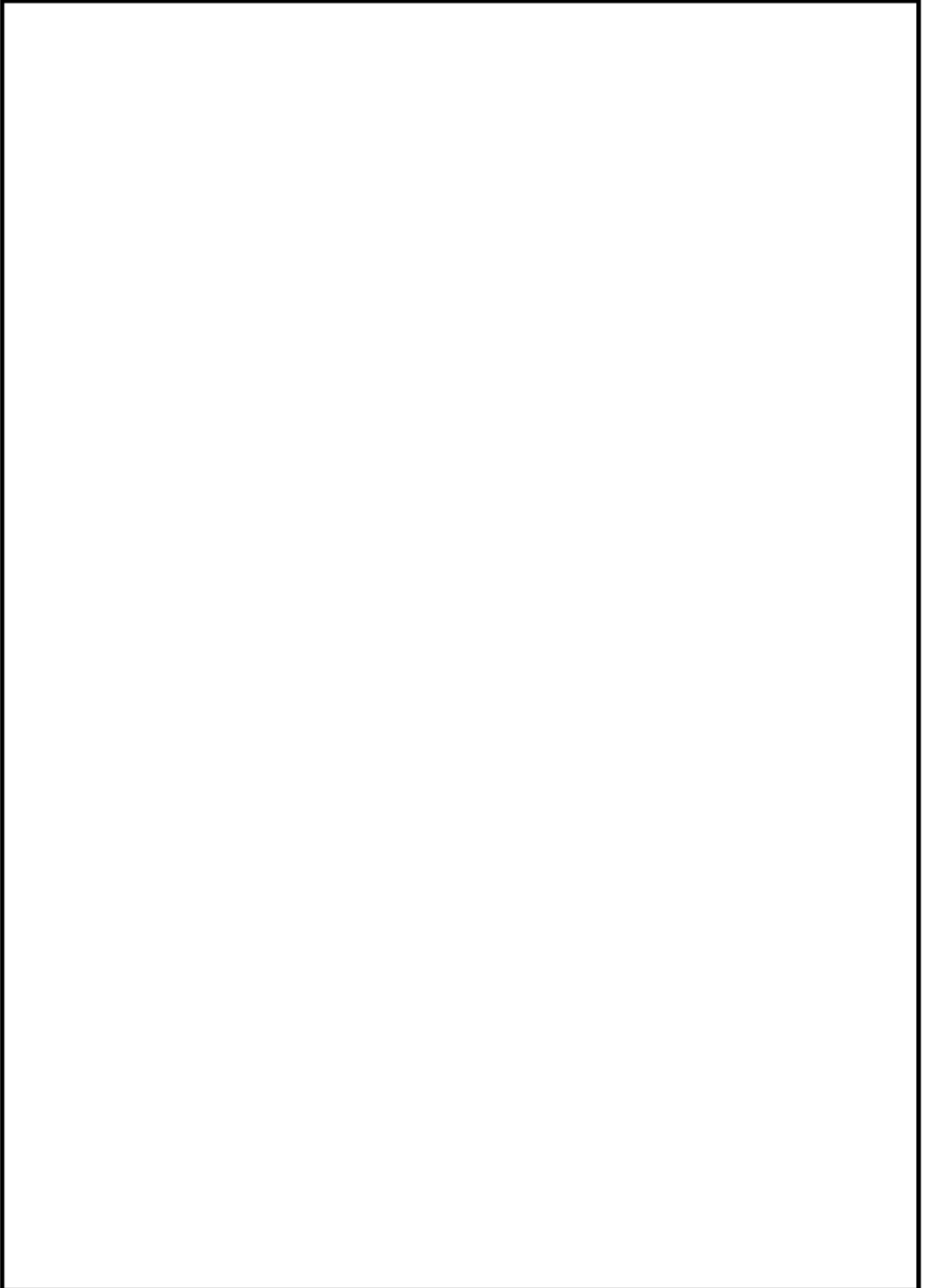


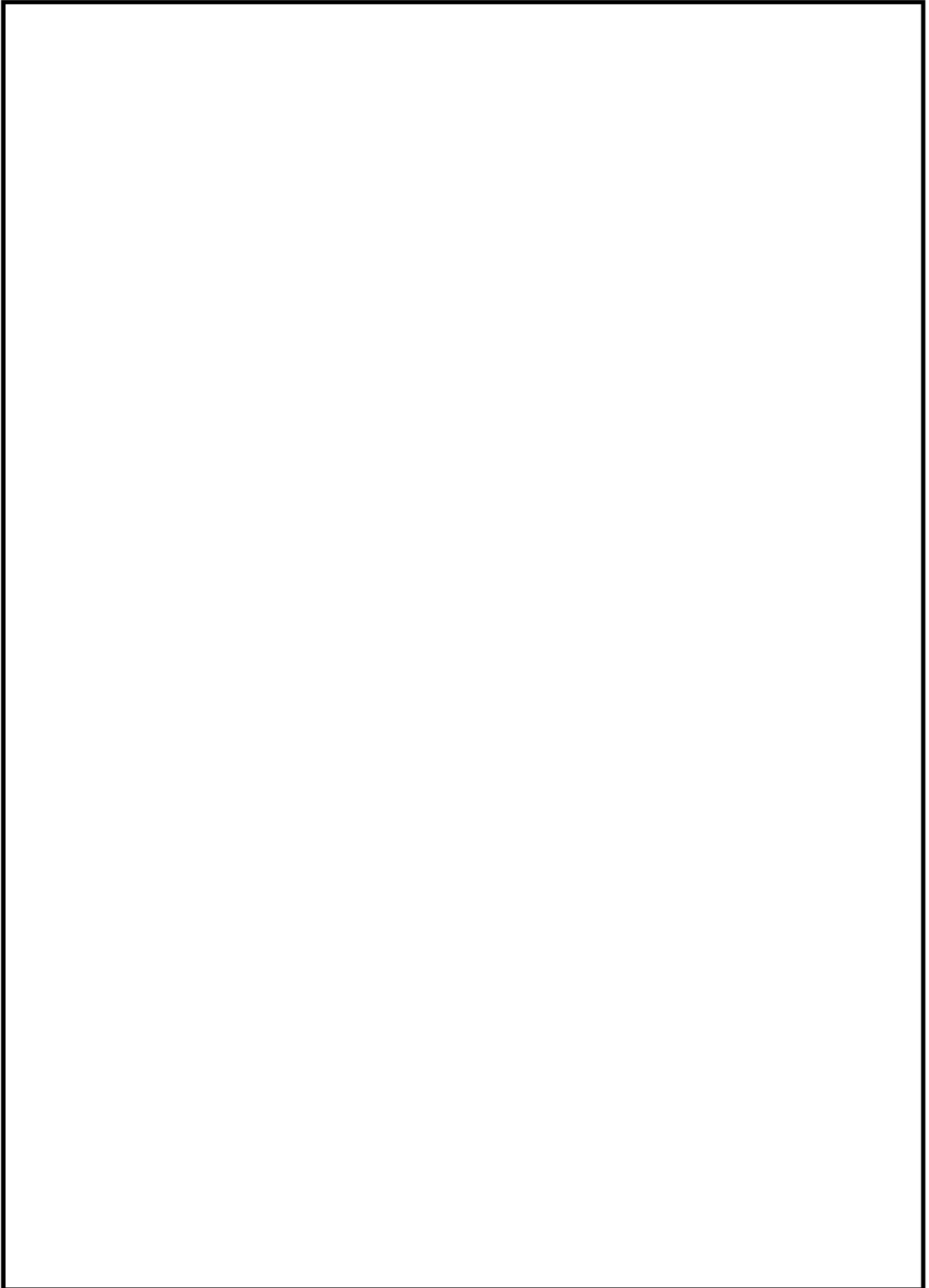


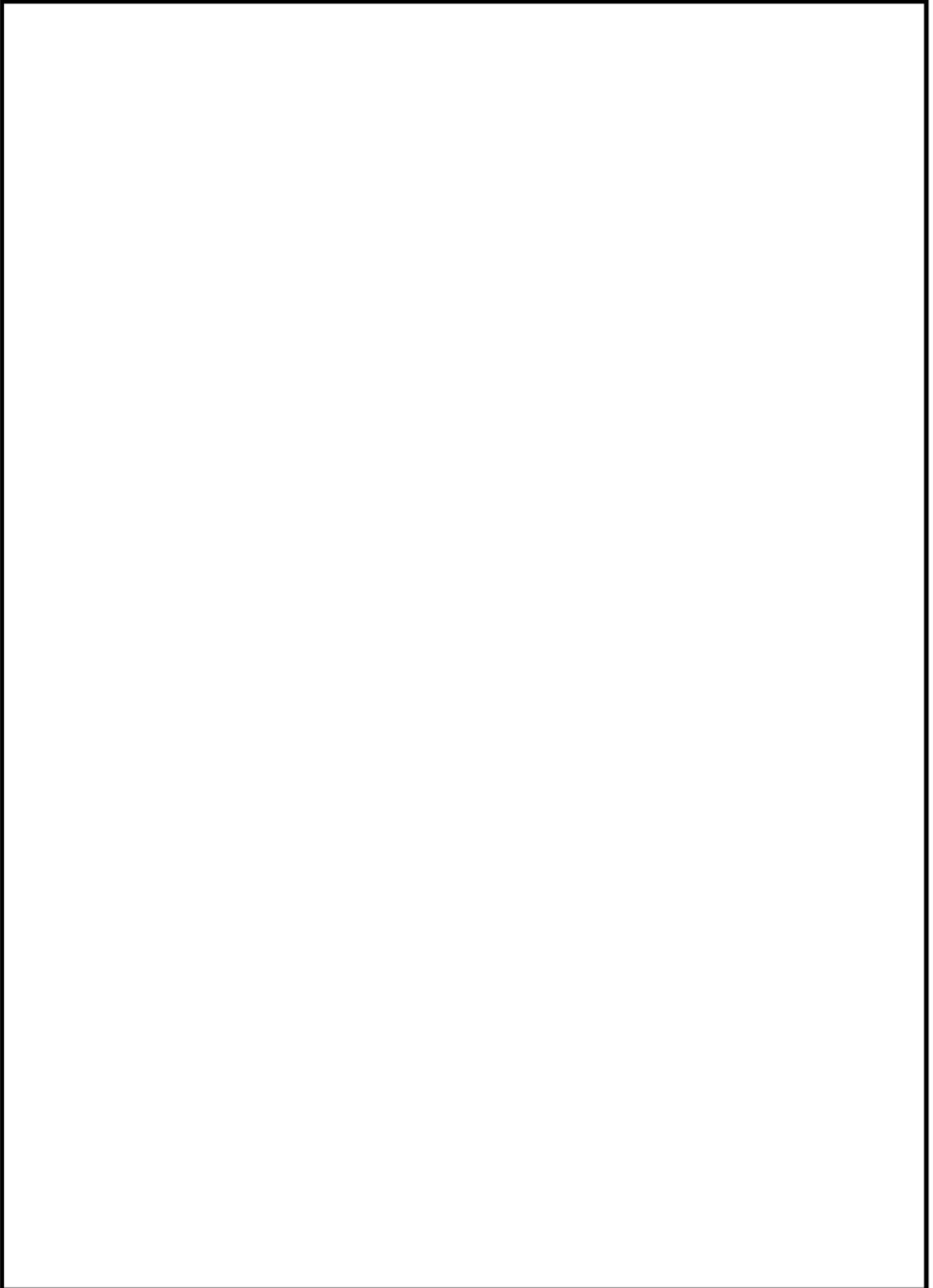


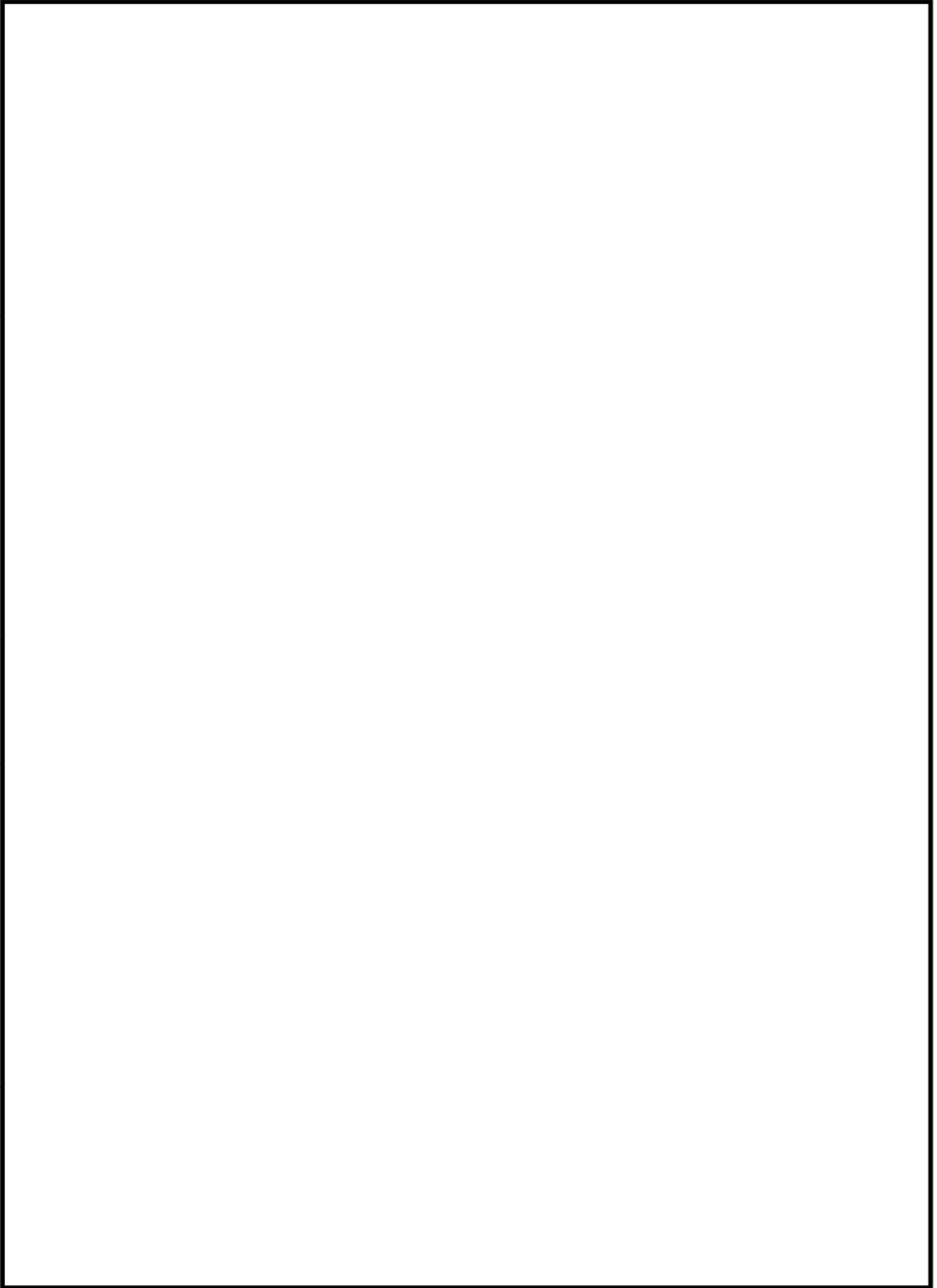












タイトル	土木・建築設備に係わる保全管理の文書体系について
説明	<p>土木・建築設備に係わる保全管理の文書体系は以下のとおりである。</p> <pre>graph TD; A[施設管理通達] --&gt; B[原子力発電所土木建築業務要綱]; B --&gt; C[大飯発電所土木建築業務所則]; B --&gt; D[原子力発電所建築設備点検要綱指針]; B --&gt; E[原子力発電所土木設備点検要綱指針]; B --&gt; F[原子力発電所コンクリート構造物高経年化に関する点検要綱指針];</pre> <p>施設管理通達</p> <p>原子力発電所土木建築業務要綱</p> <p>大飯発電所土木建築業務所則</p> <p>原子力発電所建築設備点検要綱指針</p> <p>原子力発電所土木設備点検要綱指針</p> <p>原子力発電所コンクリート構造物 高経年化に関する点検要綱指針</p> <p>以上</p>

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	<p>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。</p> <p>1. 炉心領域部の温度分布解析</p> <p>1. 1 温度分布解析の方法</p> <p>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、1次元輸送計算コード ANISN (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。</p> <p>(1) 解析モデル</p> <p>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1次元円筒形状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。</p> <p>(2) 入力条件</p> <p>ANISN 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。</p> <div data-bbox="427 1196 1347 1527" data-label="Diagram"> <pre> graph LR     A[①物性値(密度, 組成)] --&gt; C[ANISNコード]     B[②原子炉, 1次遮蔽形状] --&gt; C     D[③原子炉熱出力] --&gt; C     E[④核分裂により発生する 中性子スペクトル] --&gt; C     C --&gt; F[ガンマ線束]     G[エネルギー吸収係数*] --&gt; H[ガンマ発熱量 (kcal/(cm³・h))]     F --&gt; H   </pre> </div> <p>※：（出典）REACTOR PHYSICS CONSTANTS, ANL-5800 (1963)</p> <p>1. 2 解析結果</p> <p>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を基に、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55cmの位置に現れ、約52.0℃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。</p>

## 2. R V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

R V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R V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。

- ・ R V
- ・ 1次冷却材管 (ホットレグ)
- ・ 保温材
- ・ R V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下記のとおりとしている。

- ・ 1次冷却材温度 (R V内面)  $T_c$ :  °C
- ・ 1次冷却材温度 (R V出口管台及び1次冷却材管内面)  $T_H$ :  °C
- ・ R V冷却ファン出口冷却空気流量:  m<sup>3</sup>/min
- ・ R V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

R V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50.0°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、R Vサポートの外側コンクリートにおいて、シム及びサポートシューの輻射並びに冷却空気の澁みによる影響から51.5°Cを示す箇所があるが、R V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R Vサポート直下部近傍の実測温度は約31~42°Cであり、実測温度の測定箇所における解析結果 (約48°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)。

以上



	<p>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</p> <p>添付2 炉心領域部の1次遮蔽壁（コンクリート）の温度分布</p> <p>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</p> <p>添付4 材料物性値（熱伝導率）</p> <p>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</p> <p>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</p>
--	--

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

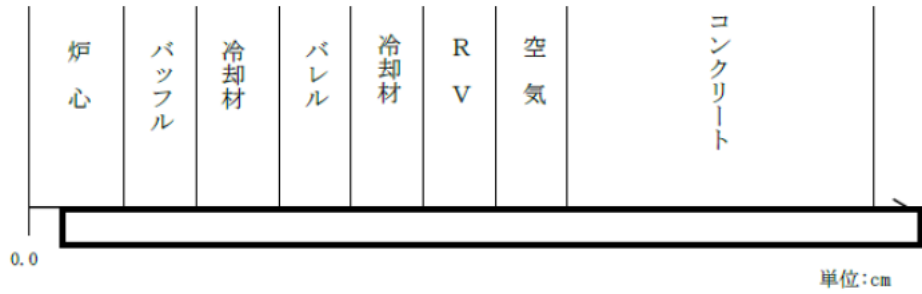


図1 計算モデル

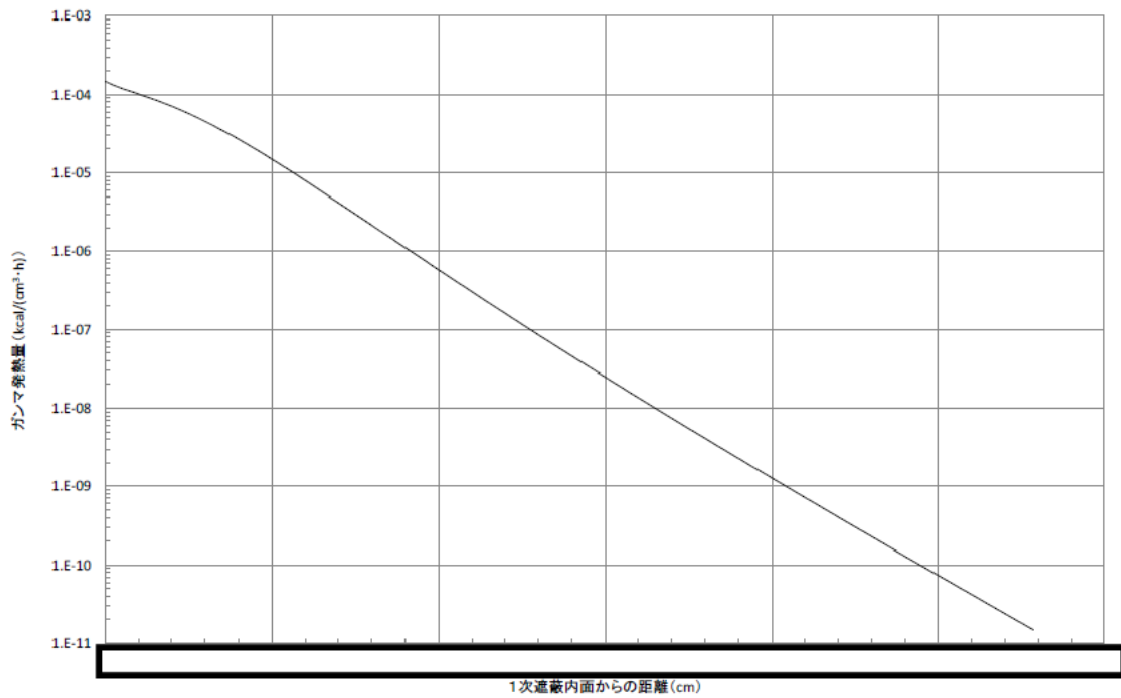


図2 1次遮蔽壁（コンクリート）内のガンマ発熱量分布

炉心領域部の 1 次遮蔽壁（コンクリート）内の温度分布

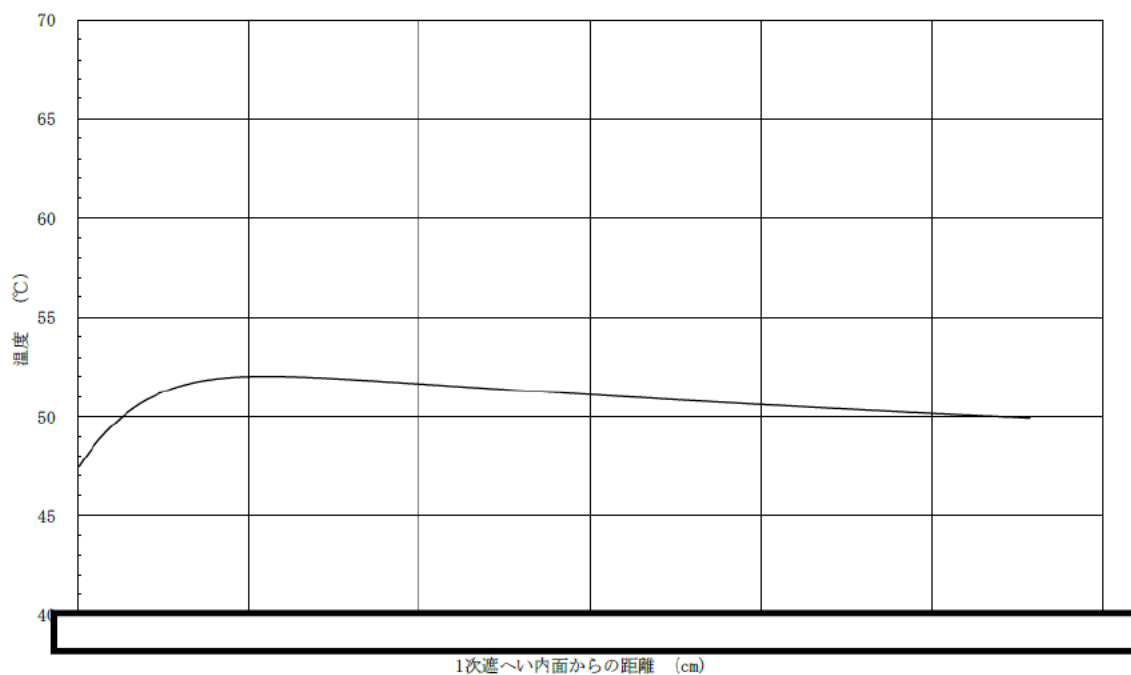


図 3 1 次遮蔽壁（コンクリート）内の温度分布

R Vサポート直下部の解析対象範囲および解析モデル

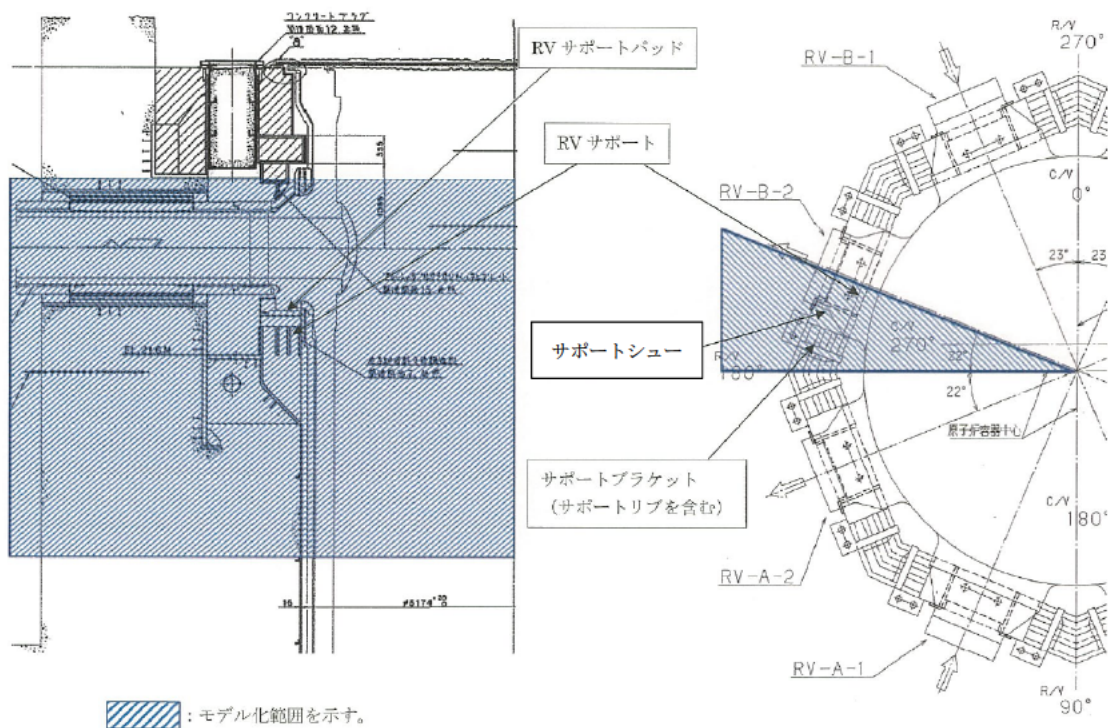


図 4 解析対象範囲

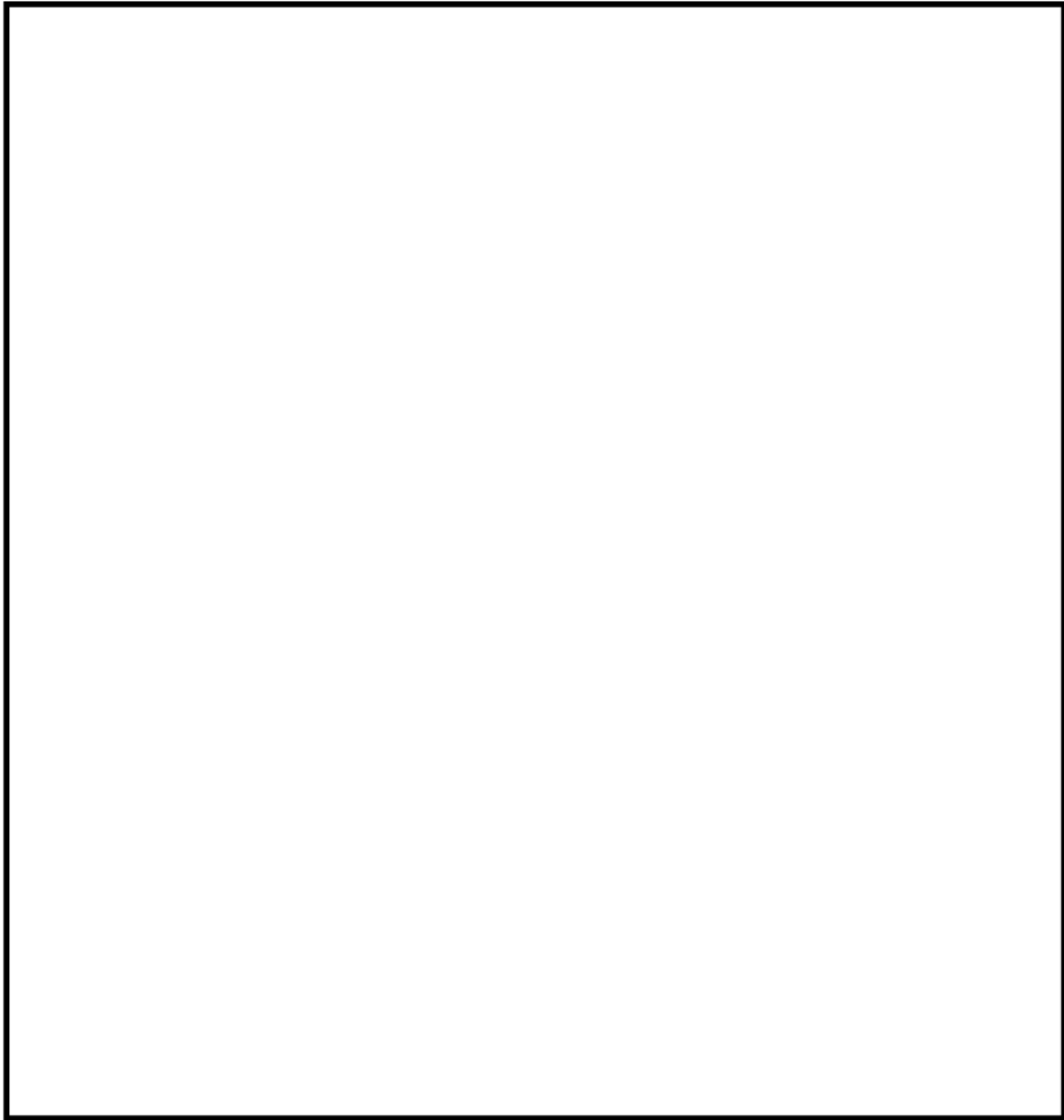


図5 解析モデル（全体）

## 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)) ※
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)
	サポートシュウ	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)
シールドウォール、プレッシャデフレクタ、 外周プレート	SM50B (SM490B)		
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	—	

※：（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

RVサポート直下部の1次遮蔽壁（コンクリート）の温度分布

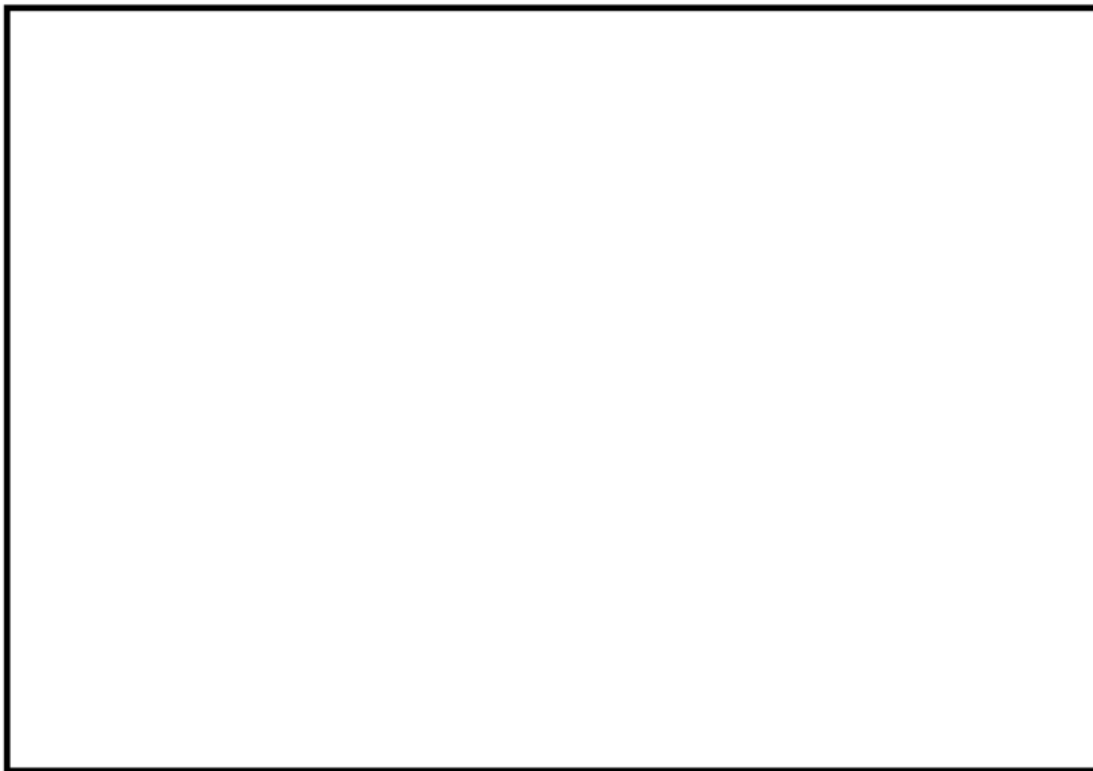


図6 解析モデル全体の温度分布



図7 RVサポート廻りのコンクリートの温度分布

## RV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48℃	約31～42℃	実測値の測定は、2019年8月13日、2019年12月18日、2020年4月19日

※：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	<p>1次遮蔽の放射線照射量は、1次遮蔽における中性子束 (<math>E &gt; 0.11\text{MeV}</math>) 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。</p> <p>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。</p> <div data-bbox="443 651 1350 1003" style="border: 1px solid black; padding: 10px; margin: 10px 0;"> <pre> graph LR     A[①物性値 (密度, 組成)] --&gt; DORT[DORTコード]     B[②原子炉, 1次遮蔽形状] --&gt; DORT     C[③原子炉出力分布] --&gt; DORT     D[④核分裂により発生する中性子スペクトル] --&gt; DORT     DORT --&gt; E[中性子束 (n/cm²/s) ガンマ線量率 (rad/h)] </pre> </div> <p>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 (<math>R, \theta</math> 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。</p> <p>また、中性子束およびガンマ線量率の軸方向分布 (<math>\phi(z)</math>) は、水平断面形状 (<math>R, \theta</math> 計算) で算出した中性子束およびガンマ線量率の最大値 (<math>\phi_{\max}</math>) を垂直断面形状 (<math>R, Z</math> 計算) より算出した軸方向の補正係数 (<math>f_z</math>) を用いて補正することで算出する。</p> $\phi(z) = \phi_{\max} \times f_z$ <p><math>\phi(z)</math> : 中性子束およびガンマ線量率の軸方向分布  <math>\phi_{\max}</math> : 中性子束およびガンマ線量率の最大値  <math>f_z</math> : 軸方向の補正係数</p> <p>1次遮蔽内の水平断面形状 (<math>R, \theta</math> 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。</p>

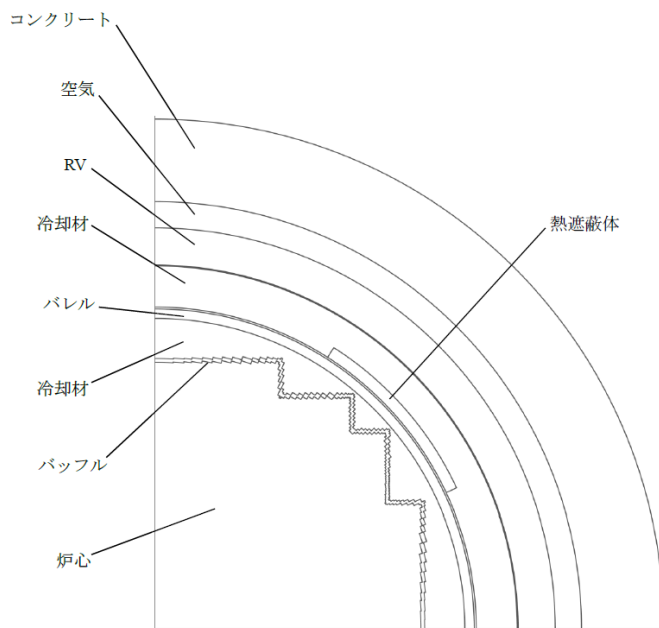


図1 計算モデル図 $[(R, \theta)$ 形状]

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。

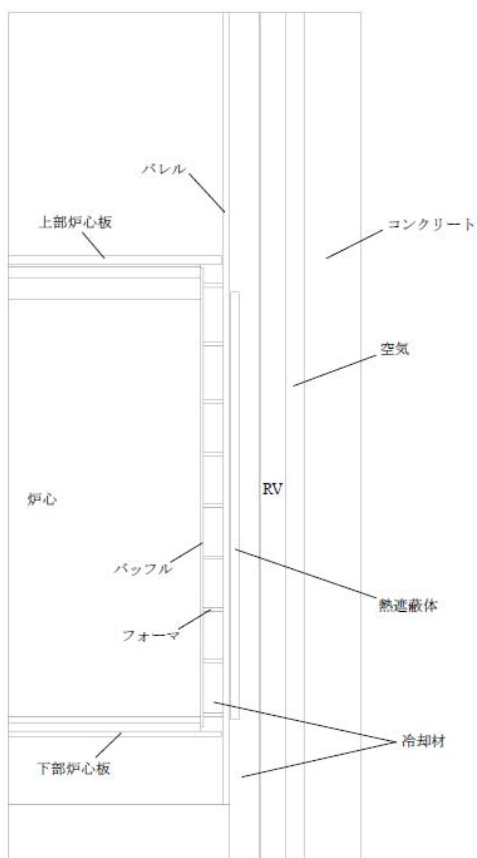


図2 計算モデル図 $[(R, Z)$ 形状]

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年時点における定格負荷運転年数（48.6 EFPY\*）を乗じ、1次遮蔽壁コンクリートがう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内面がうける照射量の最大値

項目	解析結果	備考
中性子照射量	$1.83 \times 10^{19}$ (n/cm <sup>2</sup> )	E>0.11MeV
ガンマ線照射量	$1.14 \times 10^{10}$ (Rad)	

運転開始後60年時点における定格負荷運転年数については、2016年12月末までは運転実績（17.2 EFPY、設備利用率67.5%）を用い、2016年12月以降は設備利用率を90%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。

なお、解析に用いた中性子スペクトルのエネルギー範囲は設定上0.11MeVを超える範囲で代表しているが、中性子照射がコンクリート強度へ及ぼす知見を示したNRA技術報告（小嶋ほか、NTEC-2019-1001「中性子照射がコンクリートの強度及ぼす影響」（2019））では、0.1MeVを超える範囲の中性子照射量に基づき評価されており、エネルギー範囲に僅かな差異がある。しかし、大飯3号機において中性子照射がコンクリート強度に及ぼす影響を評価する際の評価条件および評価結果には、十分な余裕を有していることから、エネルギー範囲の差異による影響は軽微なものと考えている。評価条件の余裕としては、添付-1に示すとおり、運転開始後60年時点における定格負荷運転年数の設定に余裕を持たせていることや、別紙7に示す耐力評価において、中性子照射量が $10^{19}$ n/cm<sup>2</sup>を超える範囲については耐力がないものとして扱っていることなどが挙げられる。

\*運転開始後60年時点における定格負荷運転年数の予測値

以上

添付-1 中性子スペクトルのエネルギー範囲の差による影響について

## 中性子スペクトルのエネルギー範囲の差による影響について

コンクリート構造物の健全性評価における中性子スペクトルのエネルギー範囲について、 $E > 0.11 \text{ MeV}$  で評価した場合と  $> 0.1 \text{ MeV}$  で評価した場合の差を確認し、影響が軽微であることを確認するため、評価条件の余裕の1つである運転開始後60年時点の定格負荷運転年数 (EFPY) を設定する際の余裕との比較を行った。

### (1) 影響確認の考え方

評価書で用いた中性子照射量は以下の式で算出され、中性子束と評価時間それぞれに対して実際の値と評価に用いた値に差が存在する。

$$\text{中性子照射量 (n/cm}^2\text{)} = \text{中性子束 (n/cm}^2\text{/s)} \times \text{評価時間 (EFPY)}$$

中性子束に対しては、大飯3号機の評価に採用した  $E > 0.11 \text{ MeV}$  に対して、 $E > 0.1 \text{ MeV}$  を適用した場合は、増加することが想定される。一方、評価時間に対しては、運転開始後60年時点での運転時間余裕(評価に用いたEFPYと現実的なEFPYの差)が存在する。

そこで、中性子束に対するエネルギーの差と評価時間の余裕を比較した。

### (2) 1次遮蔽壁における中性子束

1次遮蔽壁における中性子束は、実績のある2次元輸送計算コード (DORTコード) にて解析を行った。DORTコードでは、中性子エネルギーを21群に分けて取り扱い、エネルギーの大きい方から数えて12群目の下限エネルギーが  $0.11 \text{ MeV}$  であることから、大飯3号機の評価では第1～12群の合計の中性子束で代表している。

$E > 0.1 \text{ MeV}$  と  $E > 0.11 \text{ MeV}$  の差は中性子エネルギーの第13群 (約  $0.041 \sim 0.11 \text{ MeV}$ ) の範囲に含まれる。各群の中性子束のスペクトルが平坦に分布すると仮定し、保守的に単位エネルギーバンド当たりの中性子束が高い第13群の中性子束の値を用いて評価した。計算手法のイメージを図1に示す。評価の結果、 $E > 0.1 \text{ MeV}$  として評価した場合の中性子束は、 $E > 0.11 \text{ MeV}$  として評価した場合と比較して約4.2%の増加であることを確認した。

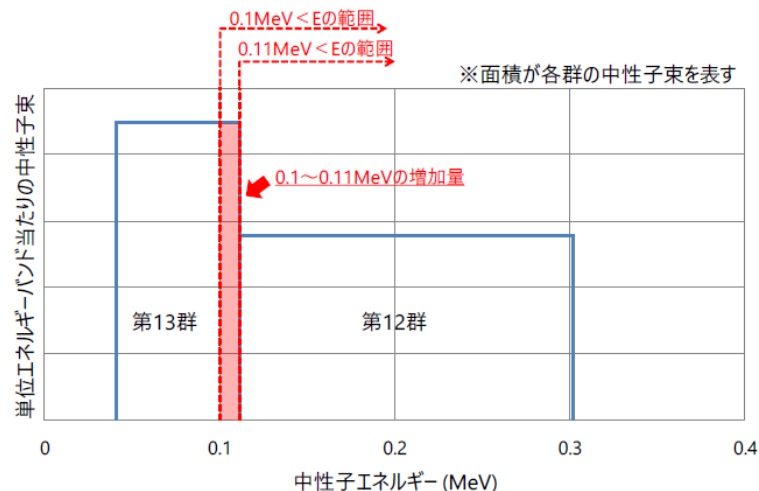


図1 単位エネルギーバンド当たりの中性子束とエネルギーの関係

中性子束増加量の割合：
$$\frac{0.11109-0.1}{0.11109-0.040868} \times \frac{3.150 \times 10^9}{1.197 \times 10^{10}} = 0.0416 \approx 4.2\% (\text{切上げ})$$

[計算に使用する値]

12群目の下限エネルギー値 (MeV) : 0.11109  
13群目の上限エネルギー値 (MeV) : 0.11109  
13群目の下限エネルギー値 (MeV) : 0.040868  
13群目の中性子束 (n/cm<sup>2</sup>/s) : 3.150 × 10<sup>9</sup>  
1～12群目の中性子束の合計 (n/cm<sup>2</sup>/s) : 1.197 × 10<sup>10</sup>

### (3) 評価時間の余裕

60年経過時点における大飯3号機の定格負荷運転年数には48.6 EFPYを想定しているが、この値は十分に保守的な評価となるよう、2016年12月末以降の稼働率を90%に設定した結果である。一方、東日本大震災の影響を受ける前の2010年末までの実績稼働率は81.5%であり、この値を用い震災に伴う長期停止後の再稼働にあたる2018年3月以降のEFPYを評価すると、以下計算の通り8.7%の余裕が確認された。

EFPYが持つ余裕：
$$\frac{48.6-44.7}{44.7} = 0.0872 \approx 8.7\% (\text{切捨て})$$

[計算に使用する値]：運転開始後60年時点の想定EFPY

現行の評価：2016年12月末以降90%を想定 : 48.6

実績稼働率を踏まえた評価：2018年3月16日以降

81.5%(震災前の実績)を想定 : 44.7

### (4) まとめ

大飯3号炉の評価で用いたE>0.11MeVと原子力規制庁技術報告で用いられたE>0.1MeVにおけるエネルギー範囲の差異による中性子束の増加割合は、評価時間 (EFPY) を設定する際の余裕よりも小さいことが確認できた。

また、別紙7に示す耐力評価では、1次遮蔽壁において、放射線照射によりコンクリート強度が低下する範囲を、高さ方向の中性子束分布を考慮せずに1次遮蔽壁コンクリートの上段から下端まで一律に設定するとともに、当該部位は耐力がないものとして欠損させた状態を仮定しているが、保守的な仮定を置いたとしても欠損範囲がごく僅かであり、耐震裕度に及ぼす影響もごく僅かであることを確認している。

以上から、中性子スペクトルのエネルギー範囲の差異による影響は軽微であると考えられる。

以上

タイトル	中性子照射量に対する耐力評価について																								
説明	<p>以下のとおり、中性子照射量に対する耐力評価を行った。</p> <p>1. 中性子照射量が <math>1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2</math> を超える範囲を添付-1 に示す。          中性子照射量が、<math>1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2</math> 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 4cm である。</p> <p>2. 原子炉容器の鉛直方向荷重は、シムプレート、サポートシュー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、荷重の耐力は既工認の評価にて実施している。          中性子線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。</p> <p>(1) 鉛直方向荷重に対する評価          中性子照射量が <math>1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2</math> 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 <math>1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2</math> を超える範囲を荷重負担部の 1 次遮蔽コンクリート上端から下部まで欠損させた状態を保守的に想定する。（添付-3）          評価用荷重として基準地震動 <math>S_s</math> を用いた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。</p> <p>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</p> <table border="1" data-bbox="507 1227 1326 1350"> <thead> <tr> <th>欠損想定</th> <th>荷重 (kN)</th> <th>耐力 (kN)</th> <th>耐震裕度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>欠損無</td> <td><input type="text"/></td> <td><input type="text"/></td> <td>2.14</td> </tr> <tr> <td>欠損有</td> <td><input type="text"/></td> <td><input type="text"/>*</td> <td>2.14</td> </tr> </tbody> </table> <p>※: 欠損面積が僅かであるため、端数処理により欠損無の耐力と同値となる。</p> <p>(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 <math>1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2</math> 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 <math>1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2</math> 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）          評価用荷重として基準地震動 <math>S_s</math> を用いた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。</p> <p>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</p> <table border="1" data-bbox="507 1854 1326 1977"> <thead> <tr> <th>欠損想定</th> <th>荷重 (kN)</th> <th>耐力 (kN)</th> <th>耐震裕度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>欠損無</td> <td><input type="text"/></td> <td><input type="text"/></td> <td>1.23</td> </tr> <tr> <td>欠損有</td> <td><input type="text"/></td> <td><input type="text"/>*</td> <td>1.23</td> </tr> </tbody> </table> <p>※: 欠損面積が僅かであるため、端数処理により欠損無の耐力と同値となる。</p>	欠損想定	荷重 (kN)	耐力 (kN)	耐震裕度	欠損無	<input type="text"/>	<input type="text"/>	2.14	欠損有	<input type="text"/>	<input type="text"/> *	2.14	欠損想定	荷重 (kN)	耐力 (kN)	耐震裕度	欠損無	<input type="text"/>	<input type="text"/>	1.23	欠損有	<input type="text"/>	<input type="text"/> *	1.23
欠損想定	荷重 (kN)	耐力 (kN)	耐震裕度																						
欠損無	<input type="text"/>	<input type="text"/>	2.14																						
欠損有	<input type="text"/>	<input type="text"/> *	2.14																						
欠損想定	荷重 (kN)	耐力 (kN)	耐震裕度																						
欠損無	<input type="text"/>	<input type="text"/>	1.23																						
欠損有	<input type="text"/>	<input type="text"/> *	1.23																						

3. 中性子線照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲は、炉心中心部の1次遮蔽壁コンクリート断面において   $\text{m}^2$ であり、1次遮蔽壁コンクリート断面積全体(約   $\text{m}^2$ ) の約  %である。

4. 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。現状の基準地震動に対する最大せん断ひずみと基準値は以下に示す通りであり、基準値に対して余裕があることが確認できる。3. で示す中性子照射量が  $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$  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)。

内部コンクリート(1次遮蔽壁含む)における 基準地震動に対する最大せん断ひずみ	基準値 <sup>※1</sup>
約 $1.44 \times 10^{-3}$ <sup>※2</sup>	$2.0 \times 10^{-3}$

※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：大飯発電所第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 (H29.8.25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 中性子線照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 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 H28.10.6申請分)
- 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

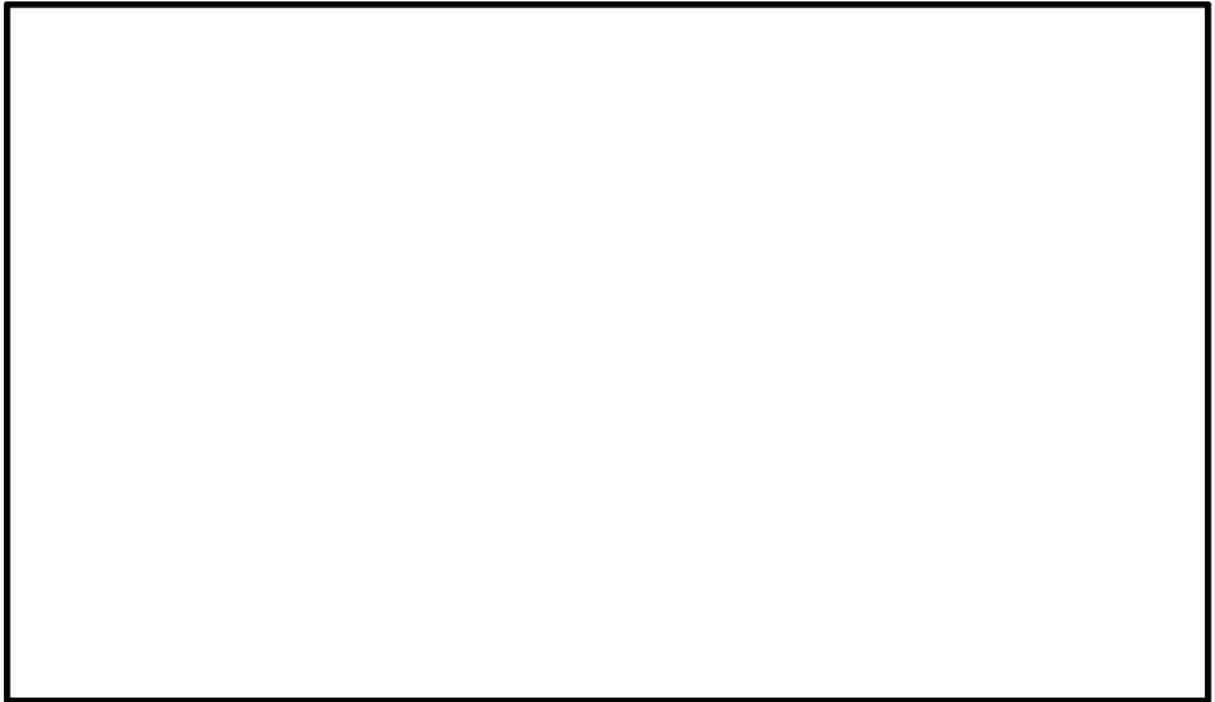


図1-1 炉中心位置での中性子線照射線量当量分布

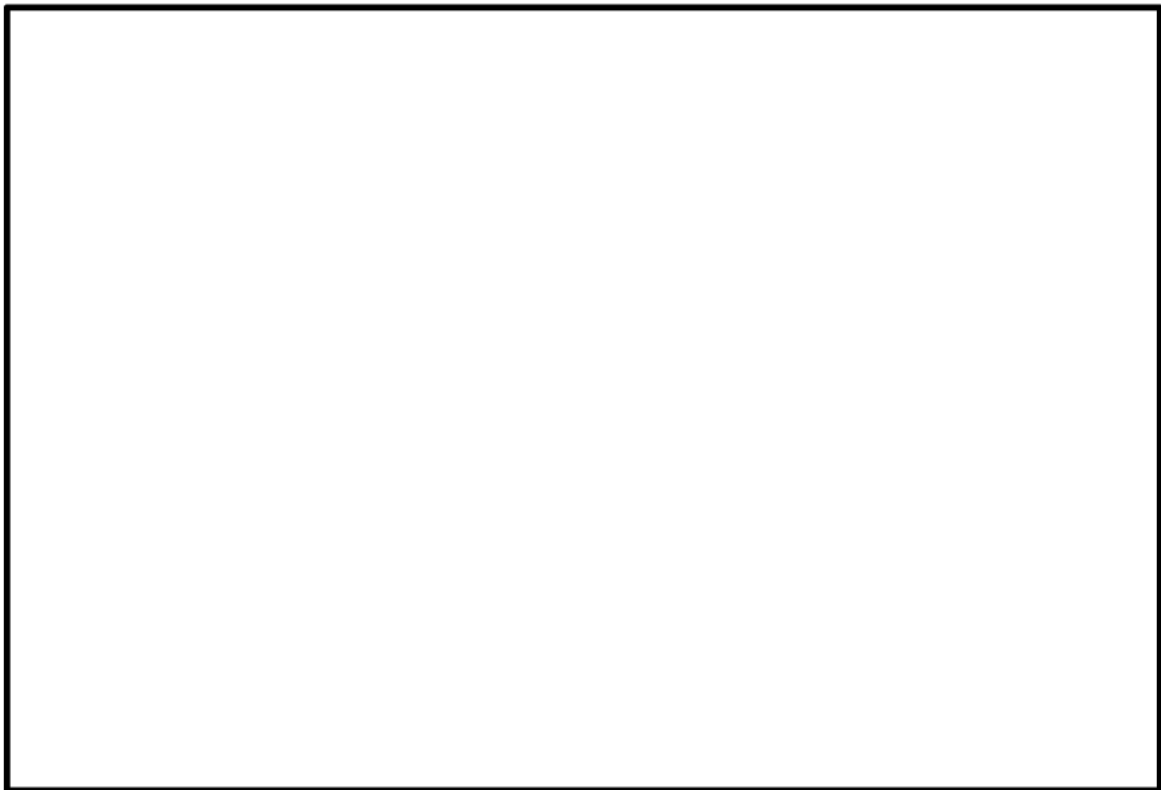


図1-2 中性子線照射線量当量分布解析結果 (解析モデル全体)



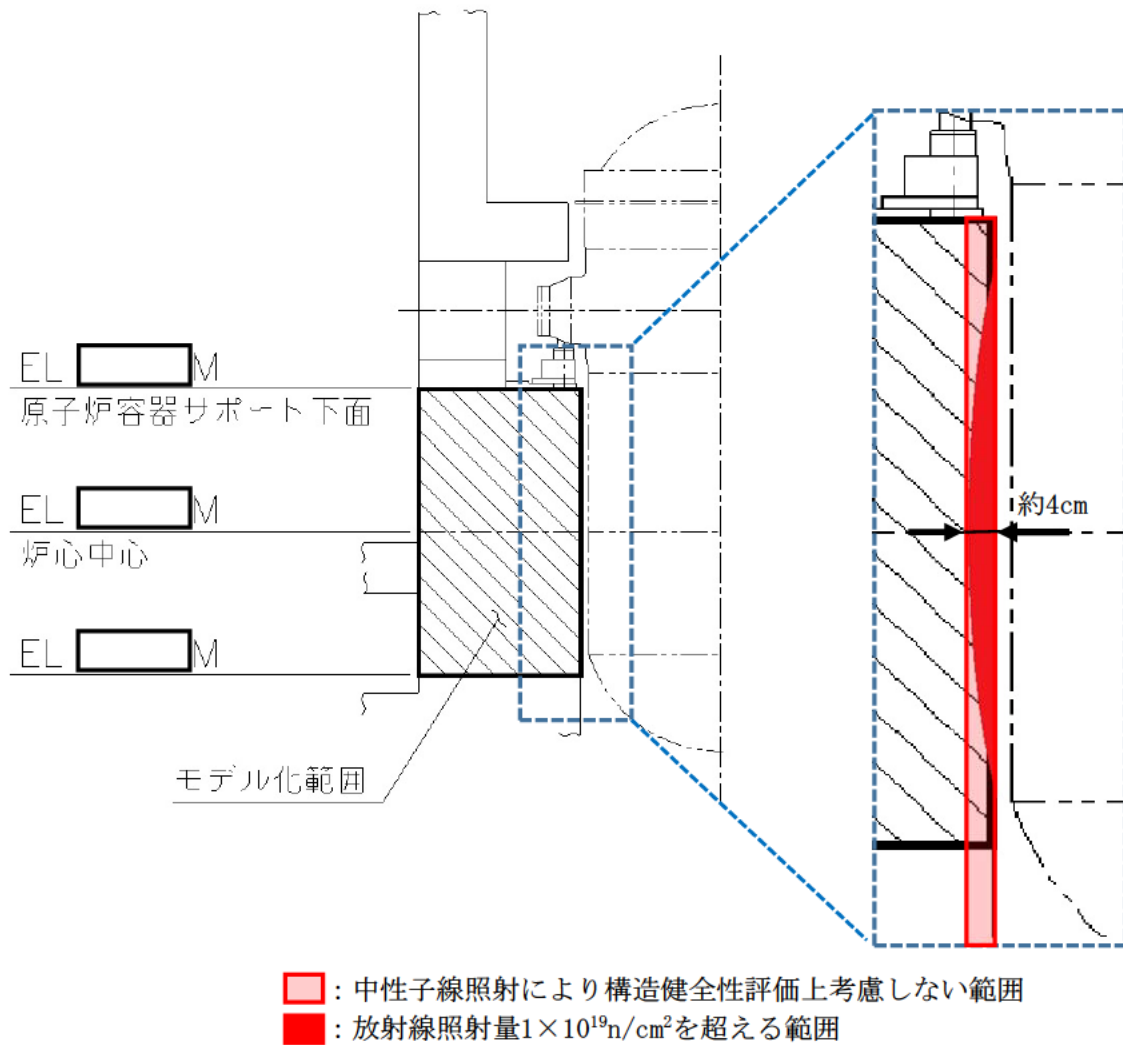
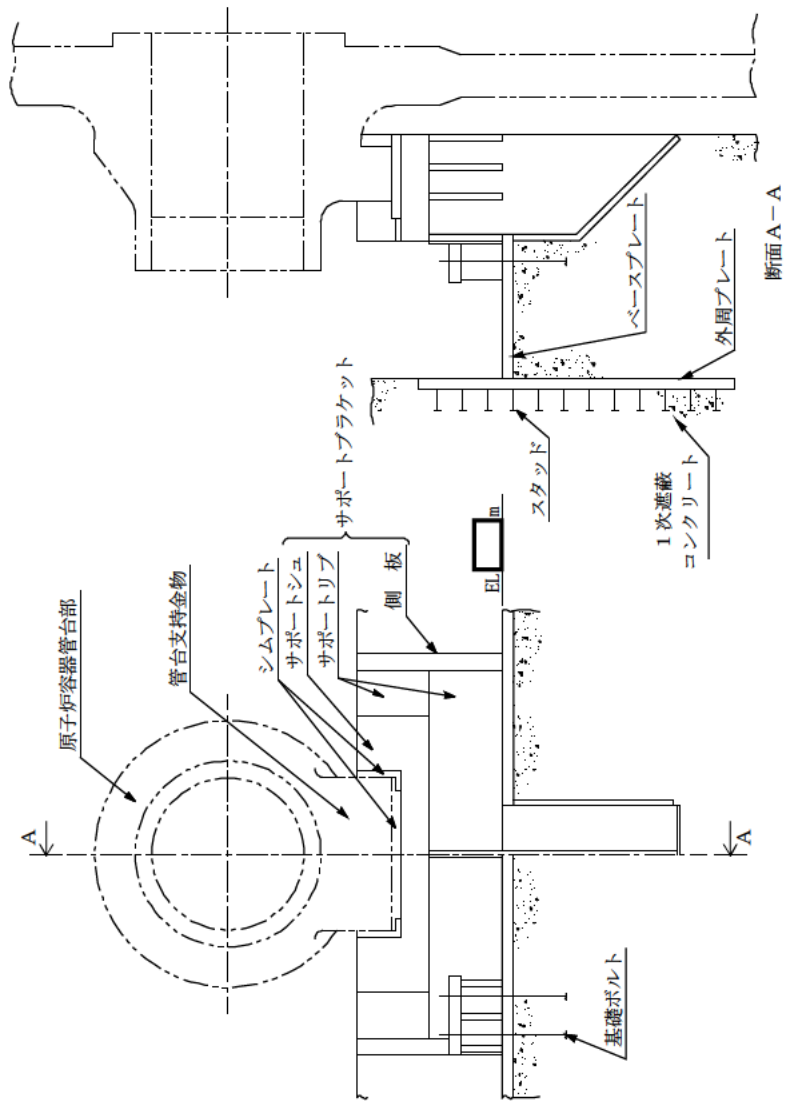


図1-3 中性子線照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲のイメージ図 (断面)

資料15 原子炉本体の基礎に関する説明書



第2-1図 原子炉容器支持構造物概略図

(3) コンクリートに作用する荷重

コンクリートに作用する荷重を第3-1表に示す。

第3-1表 コンクリートに作用する荷重

(単位：kN)

		Sd 地震時		Ss 地震時	
		圧縮	引張	圧縮	引張
原子炉容器支持構造物埋込金物より	自重 <sup>(注4)</sup>	□	—	□	—
	熱膨張荷重		—		—
加わる荷重 <sup>(注1,3)</sup>	地震荷重		□		□
荷重 <sup>(注1,2,3)</sup>					

(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末処理しているため、必ずしも合計は一致しない。

(注3) 資料13-17-3-22「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。

(注4) 自重は、スクラム荷重を含む。

(4) まとめ

第3-2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3-2表 コンクリートの評価結果

(単位：kN)

	Sd 地震時		Ss 地震時	
	荷重 <sup>(注)</sup>	耐力	荷重 <sup>(注)</sup>	耐力
圧縮	□	□	□	□
引張	□	□	□	□

(注) 荷重は、絶対値で表示する。

3.1.4 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。

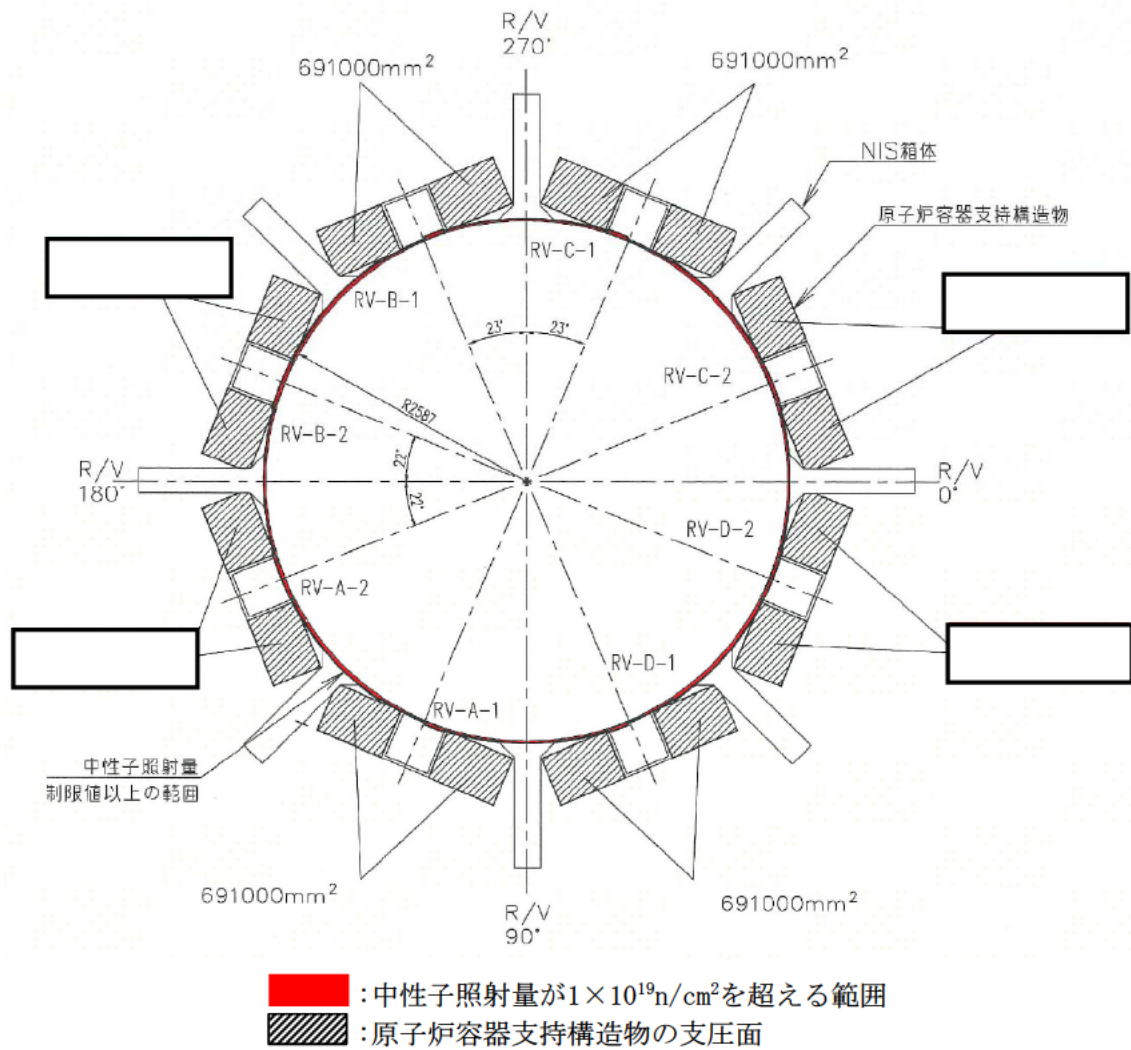


図3-1 中性子線照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲と原子炉容器支持構造物の支圧面との比較

一部の支圧面に $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲が僅かに存在するため、支圧面積を欠損させ、  
 □ mm<sup>2</sup>とする。

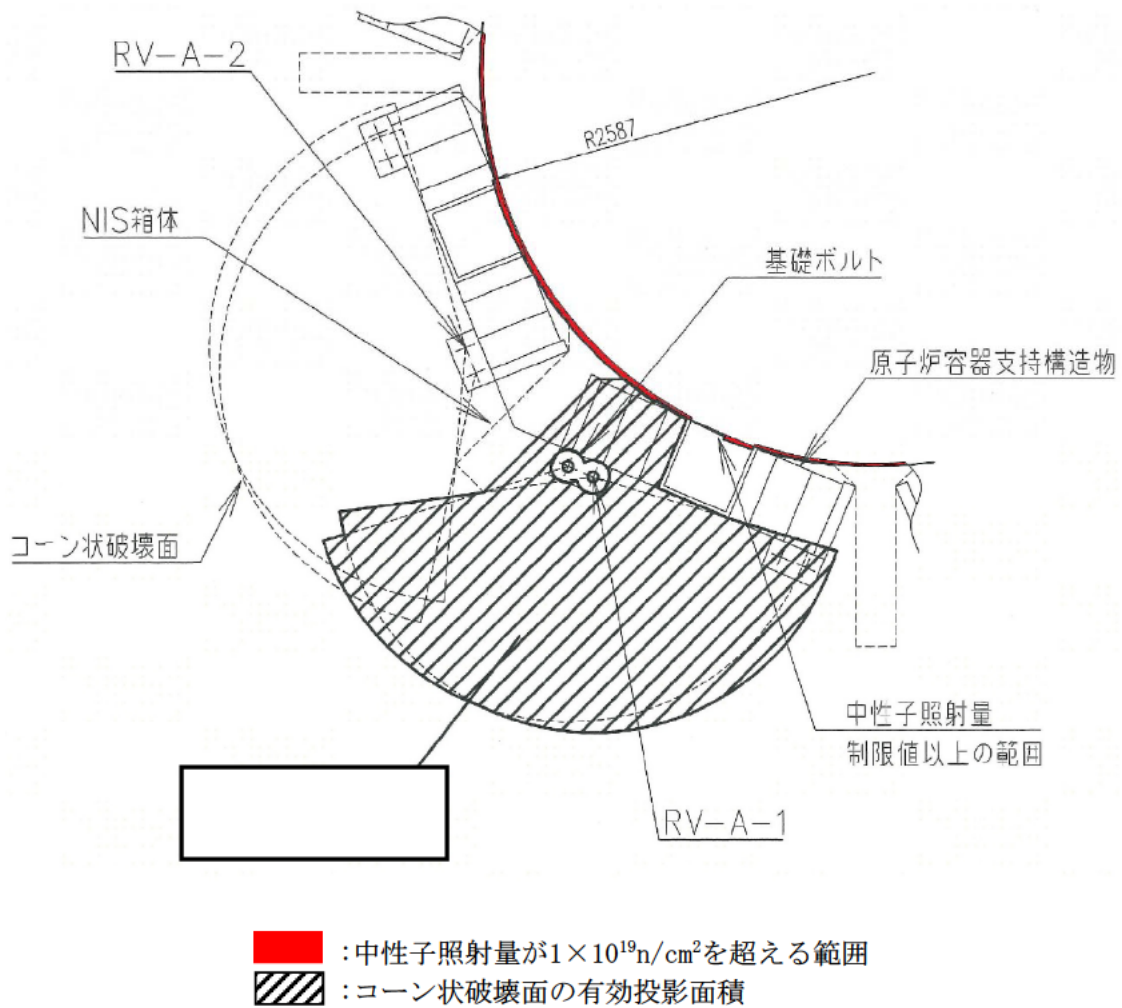


図4-1 コーン状破壊面の有効投影面積と接線方向荷重による引張評価においてコンクリートの欠損を想定する範囲との比較

一部の有効投影面積に $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲が僅かに存在するが、端数処理により欠損無の有効投影面積と同値の           $\text{mm}^2$ 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  
基準地震動に対する最大せん断ひずみの確認

大飯発電所3号機の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、最大せん断ひずみ量についての検討を実施した。

(1) 中性子照射を考慮しない場合の最大せん断ひずみ

大飯発電所3号機の内部コンクリート（1次遮蔽壁含む）における、基準地震動に対する最大せん断ひずみは、 $1.44 \times 10^{-3}$ である。

(出典：大飯電所第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 $\gamma$ は、以下の式で算出される。

$$\gamma = \tau / G$$

$\tau$  : せん断応力

$G$  : せん断弾性係数

ここで、 $\tau$  : 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。

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、安全側に一次遮蔽壁のみの断面積比例で検討した場合、以下のとおりとなる。断面積の比率でも約  %程度の影響であり、最大せん断ひずみ評価に影響を及ぼすものではないことが確認できる。

$$1.44 \times 10^{-3} \times ( \text{  } ) = \text{  } \\ \Rightarrow \text{  }$$

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	<p>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。</p> <p>1. 環境測定</p> <p>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、相対湿度）の影響を受けることから、2010年から2011年に空気環境測定を実施した。</p> <p>1-1. 測定方法</p> <p>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、相対湿度の測定は、2010年8月3日から2011年6月2日の期間で実施し、それぞれ夏季・冬季を中心とした代表期間において1時間間隔で連続測定を行った。二酸化炭素濃度の測定は、温湿度と同期間を対象とし、各日当たり3回測定を行った。</p> <p>1-2. 測定位置</p> <p>二酸化炭素濃度、温度、相対湿度とも、建屋内外で計40箇所にて測定を実施した。測定位置図を添付2「環境測定 測定位置図」に示す。</p> <p>2. 評価対象の選定過程</p> <p>中性化の評価対象は、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、空気環境の影響を遮断する仕上げの状況および特別点検での中性化深さの測定結果を踏まえ、以下のとおり選定した。</p> <p>2-1. 仕上げ状況</p> <p>対象構造物のうち、仕上げが無い箇所がある構造物を選定し、設置環境が屋内の構造物と屋外の構造物に分類する。屋外の構造物については、対象となる構造物が海水ポンプ室のみであることから、海水ポンプ室を評価対象として選定し、屋内については次項の中性化に及ぼす影響度の大きさを踏まえて選定した。</p> <p>2-2. 中性化に及ぼす影響度の大きさ</p> <p>仕上げが無い箇所がある対象構造物のうち、設置環境が屋内の構造物から、環境測定の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原子炉周辺建屋、廃棄物処理建屋の内壁を選定した。なお、中性化に及ぼす影響度については、各環境条件（二酸化炭素濃度、温度、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毎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。</p>



3. 評価点の選定過程

屋内の構造物の評価点は、原子炉周辺建屋、廃棄物処理建屋のうち塗装等のコンクリート表面仕上げが無い通路壁面を選定した。

屋外の構造物の評価点は、海水ポンプ室のうち海水によりコンクリート表面が湿潤とならず、空気環境の影響を受ける海水ポンプ室の気中帯を選定した。

添付1 環境測定 使用機器

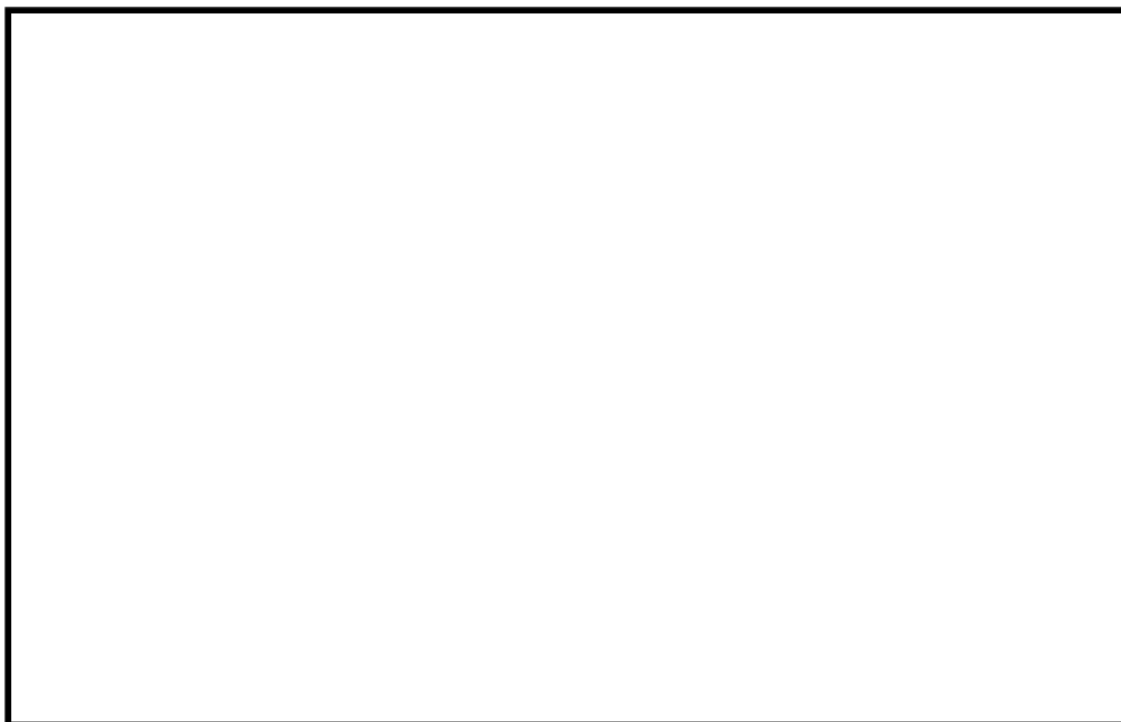
添付2 環境測定 測定位置図

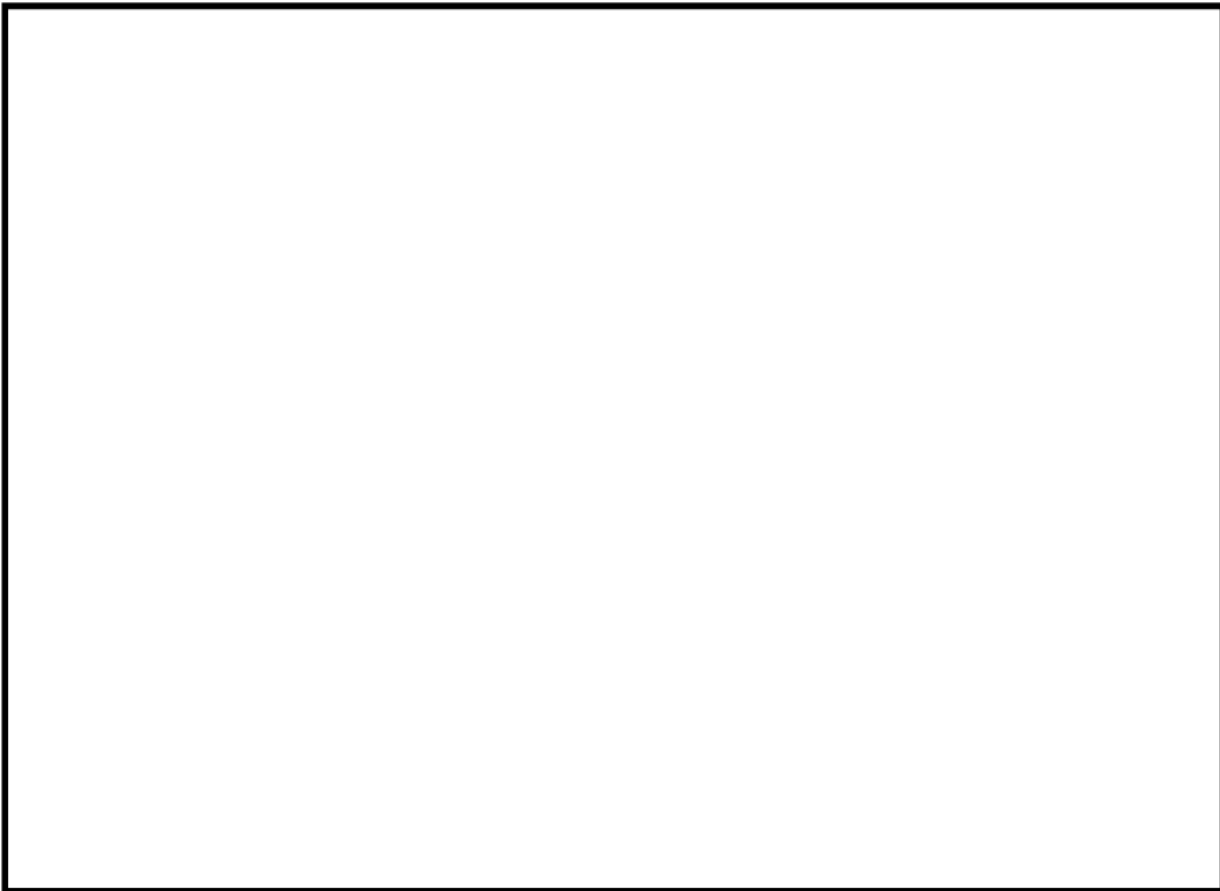
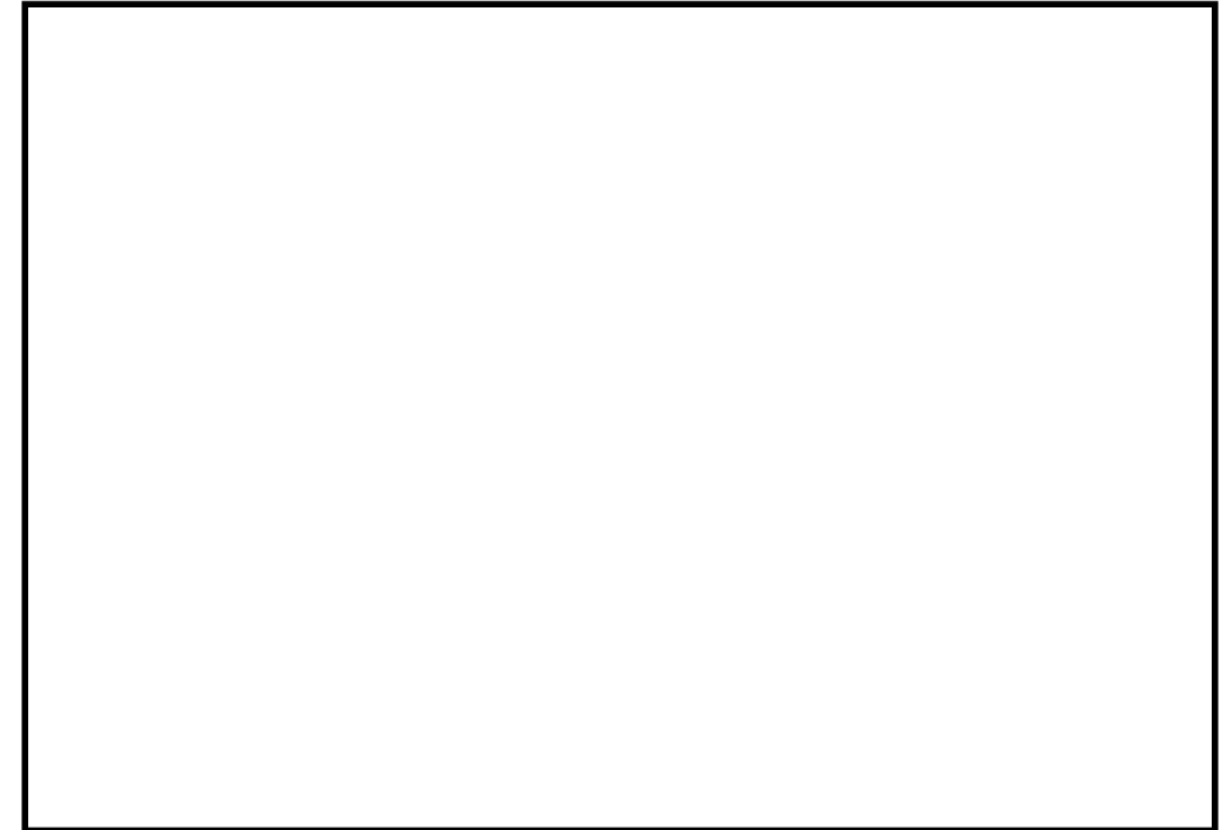
添付3 環境条件による影響度

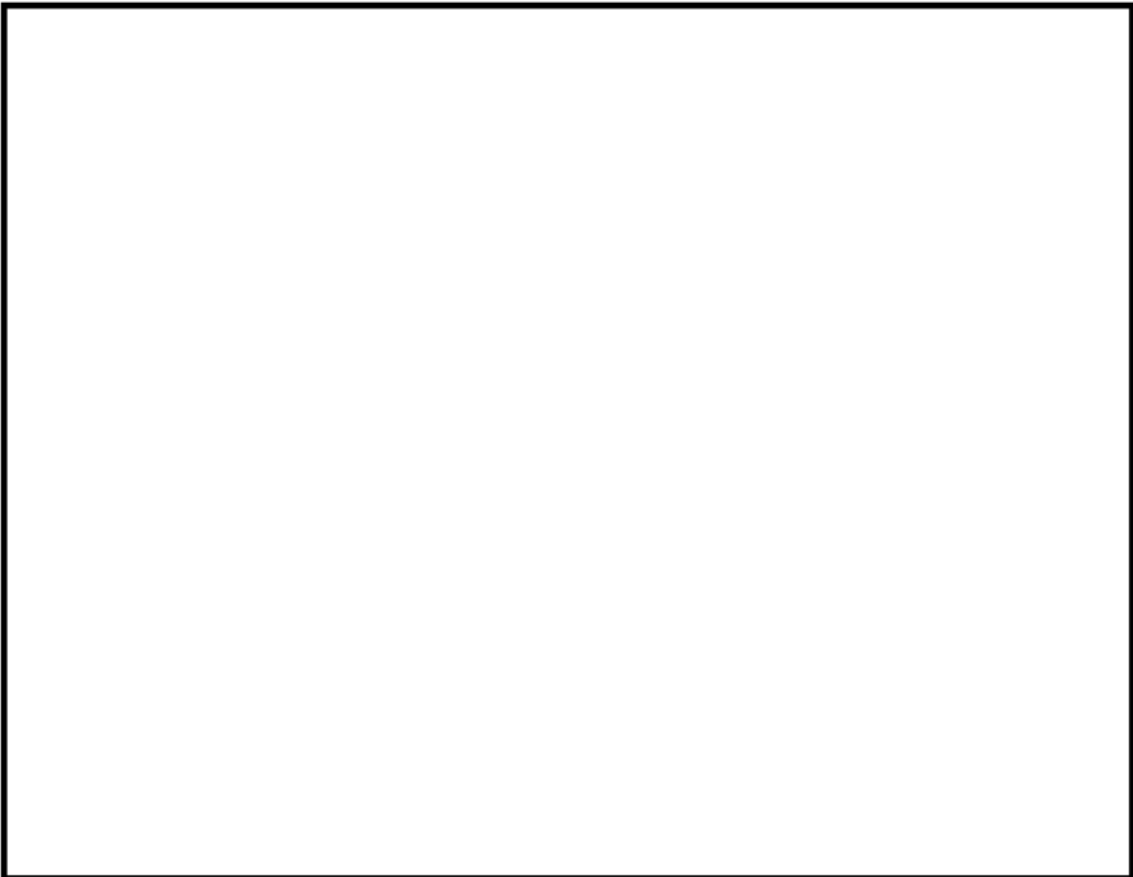
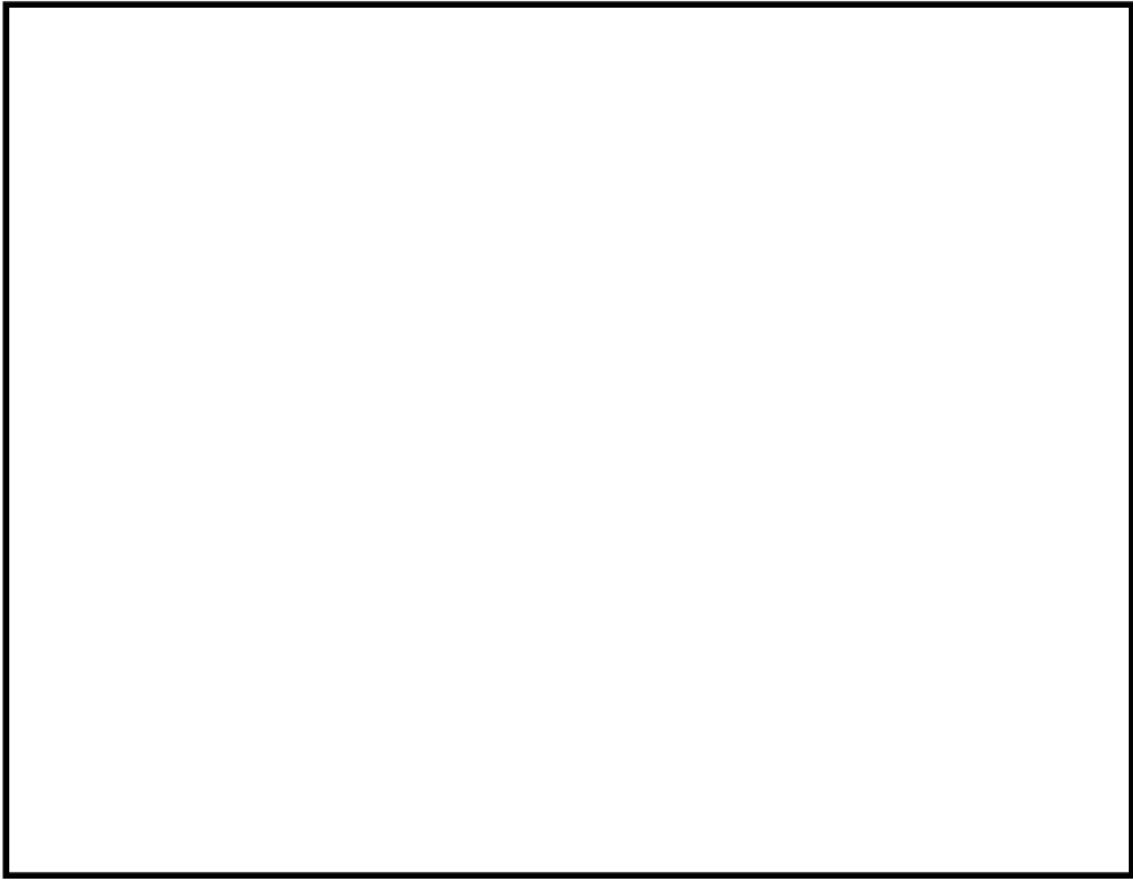
## 環境測定 使用機器

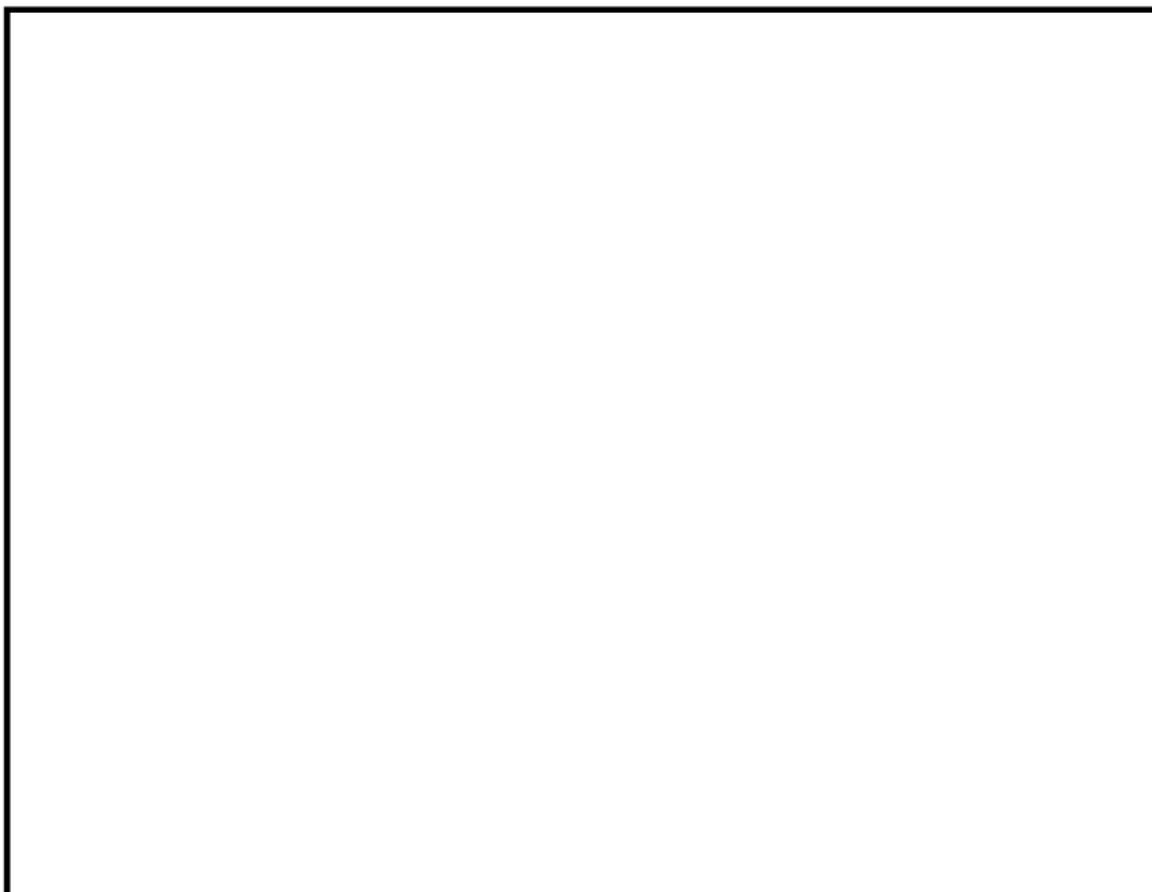
測定場所	測定項目	使用機器
構内各所	温度	温湿度計
	相对湿度	
	二酸化炭素濃度	二酸化炭素検知管

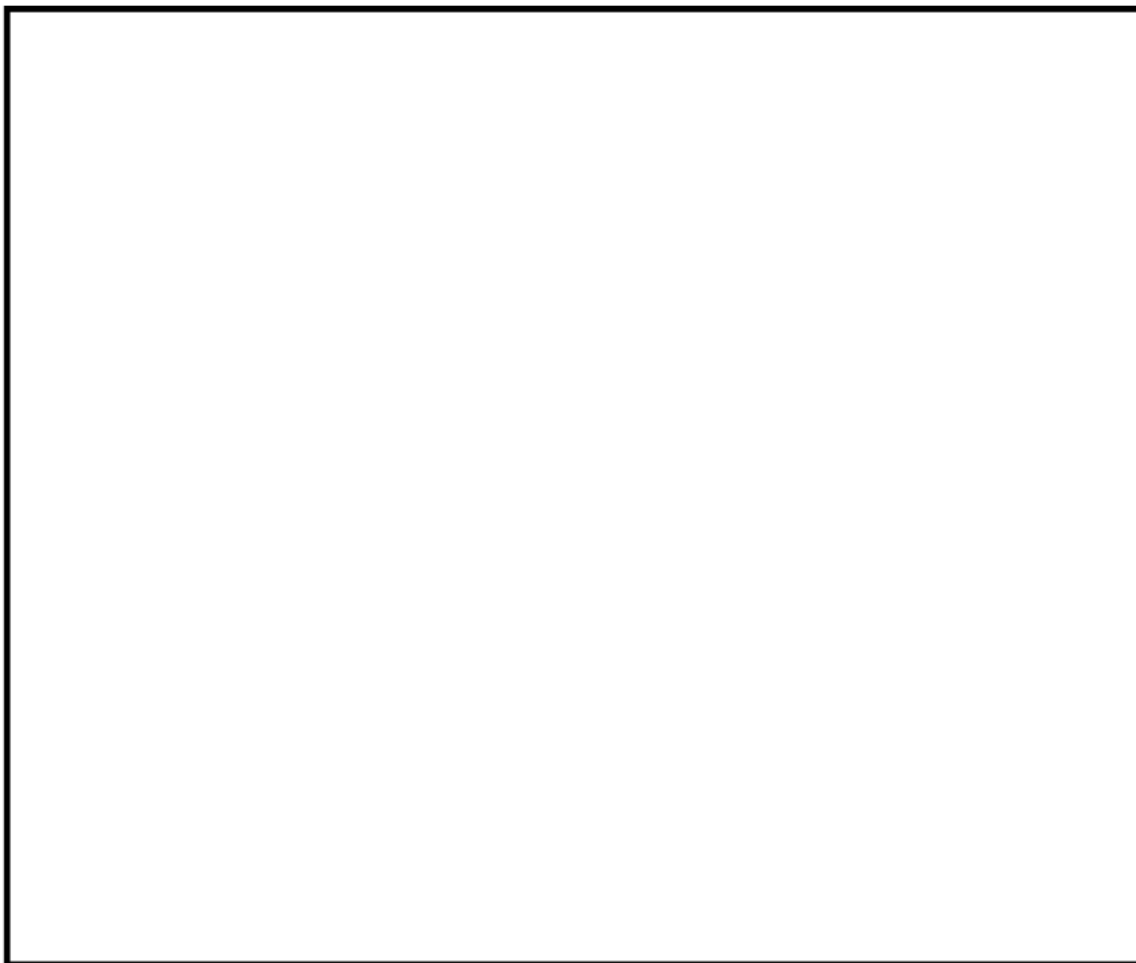
環境測定 測定位置図











## 環境条件による影響度

代表構造物	温度 [°C]	相対湿度 [%]	CO <sub>2</sub> 濃度 [ppm]	環境条件による 影響度 [-]
外部遮蔽壁	28.1	36.7	393	0.275
内部コンクリート	30.0	37.5	351	0.265
原子炉格納施設基礎	26.1	55.7	496	0.227
原子炉周辺建屋	26.9	31.0	425	0.300
廃棄物処理建屋	31.8	28.8	411	0.325
制御建屋	26.3	41.2	377	0.247
タービン建屋	28.6	39.0	480	0.297

測定期間：2010年8月～2011年6月（夏季・冬季の代表期間）

※1 対象構造物毎に影響度が最も大きくなったものを示す

※2 森永式における環境条件による係数（下記赤部）から算出

※3 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、夏季・冬季代表期間の実測値などに基づく。

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

$x$ ：中性化深さ（mm）

$RH$ ：湿度（%）

$T$ ：温度（°C）

$w/c$ ：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	<p>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。</p> <p>1. 推定式、条件、パラメータ  以下の中性化深さを推定する速度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」に示すとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・森永式</li> <li>・中性化深さの実測値に基づく<math>\sqrt{t}</math>式</li> </ul> <p>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は、以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="421 1014 1361 1393"> <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*<sup>1</sup>の中性化深さ (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>原子炉周辺 建屋 (屋内面)</td> <td>28年</td> <td>0.1</td> <td>1.8 (森永式)</td> <td>2.6 (森永式)</td> <td>7.0</td> </tr> <tr> <td>廃棄物処理 建屋 (屋内面)</td> <td>28年</td> <td>0.1</td> <td>1.9 (森永式)</td> <td>2.8 (森永式)</td> <td>7.0</td> </tr> <tr> <td>海水ポンプ室 (気中帯)</td> <td>24年</td> <td>0.5</td> <td>0.5 (森永式)</td> <td>0.8 (森永式)</td> <td>8.5</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：森永式および実測値に基づく<math>\sqrt{t}</math>式による評価結果のうち最大値を記載</p> <p>添付1 中性化深さの推定値の算定過程および結果</p>						調査時点の中性化深さ			3号炉運転開始後60年経過時点* <sup>1</sup> の中性化深さ (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)	原子炉周辺 建屋 (屋内面)	28年	0.1	1.8 (森永式)	2.6 (森永式)	7.0	廃棄物処理 建屋 (屋内面)	28年	0.1	1.9 (森永式)	2.8 (森永式)	7.0	海水ポンプ室 (気中帯)	24年	0.5	0.5 (森永式)	0.8 (森永式)	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* <sup>1</sup> の中性化深さ (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)																													
原子炉周辺 建屋 (屋内面)	28年	0.1	1.8 (森永式)	2.6 (森永式)	7.0																											
廃棄物処理 建屋 (屋内面)	28年	0.1	1.9 (森永式)	2.8 (森永式)	7.0																											
海水ポンプ室 (気中帯)	24年	0.5	0.5 (森永式)	0.8 (森永式)	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. 森永式

	原子炉周辺建屋(屋内)	廃棄物処理建屋(屋内)	海水ポンプ室	備考
	屋内仕上無	屋内仕上無	屋外仕上無	
W/C:水セメント比(%)	50.0	50.0	49.5	
R:仕上材の中性化率	1.0	1.0	1.0	打ち放し仕上げ:1.0
二酸化炭素濃度(%)	0.043	0.041	0.041	原子炉周辺建屋:実測値 廃棄物処理建屋:実測値 海水ポンプ室:気象庁(綾里)の観測値(2018年の年平均)
T:温度(°C)	26.9	31.8	16.0	原子炉周辺建屋:実測値または推定値 廃棄物処理建屋:実測値または推定値 海水ポンプ室:発電所構内の温度の観測値(2006年8月~2016年7月の10ヵ年平均)
RH:湿度(%)	31.0	28.8	76.3	原子炉周辺建屋:実測値 廃棄物処理建屋:実測値 海水ポンプ室:発電所構内の湿度の観測値(2006年8月~2016年7月の10ヵ年平均)
運転開始後24年経過 時点の推定値(cm)	-	-	0.48	
運転開始後28年経過 時点の推定値(cm)	1.8	1.9	-	
運転開始後60年経過 時点の推定値(cm)	2.6	2.8	0.75	

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

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

3. 実測値に基づく $\sqrt{t}$ 式

	原子炉周辺建屋(屋内)	廃棄物処理建屋(屋内)	海水ポンプ室	備考
	屋内仕上無	屋内仕上無	屋外仕上無	
中性化 実測深さ(cm)	0.10	0.11	0.45	
運転開始後60年経過 時点の推定値(cm)	0.15	0.16	0.70	

$$\sqrt{t}\text{式} \quad x = A \cdot \sqrt{t}$$

x : 中性化深さ(mm)  
 t : 中性化期間 (年)  
 A : 中性化速度係数 (中性化実測深さと中性化期間により算出)

タイトル	塩分浸透の評価対象および評価点の選定過程について
説明	<p>塩分浸透の代表構造物の海水ポンプ室について、高経年化技術評価審査マニュアル（JNES-RE-2013-9012）に基づき、環境条件が異なる気中帯、干満帯および海中帯をそれぞれ評価点として選定した。</p> <p>なお、最高潮位および最低潮位は、大飯発電所内において、2010年1月から2016年7月の期間で観測した記録により設定している。</p> <p>気中帯：最高潮位 T.P. +0.86mを超える位置 干満帯：最高潮位 T.P. +0.86m以下、最低潮位 T.P. -0.40m以上の位置 海中帯：最低潮位 T.P. -0.40m未満の位置</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

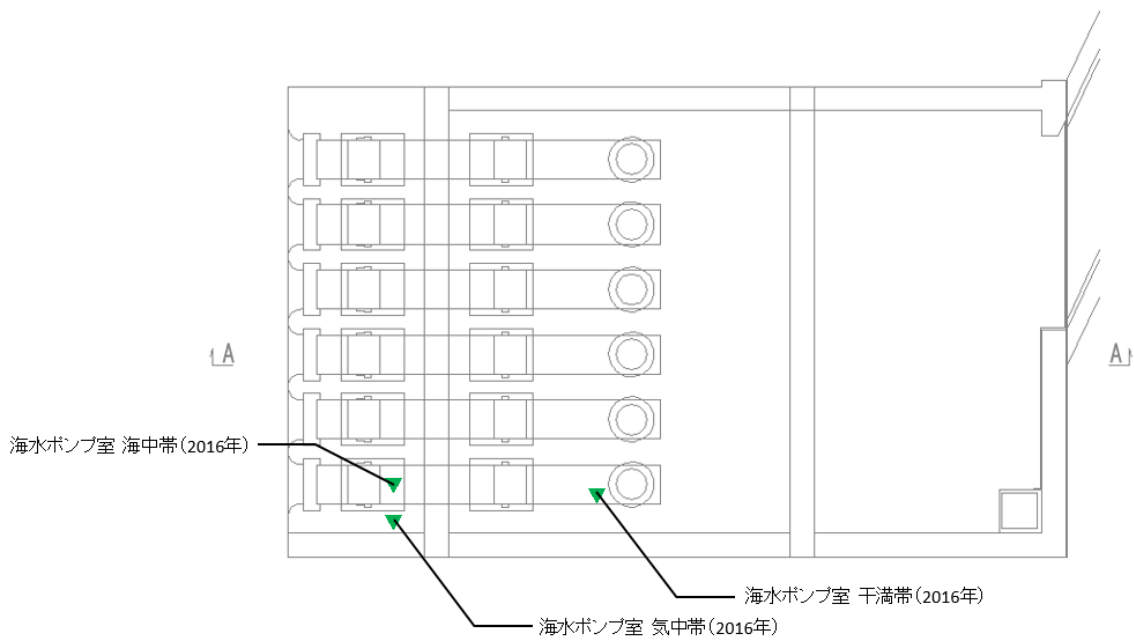
タイトル	塩化物イオン濃度の測定位置、測定方法、測定結果について
説明	<p>塩化物イオン濃度の測定位置、測定方法、測定結果を以下に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"><li>1. 測定位置 添付－1「塩化物イオン濃度の測定位置図」に示すとおり。</li><li>2. 測定方法 JIS A 1154「硬化コンクリート中に含まれる塩化物イオン濃度の試験方法」による。</li><li>3. 測定結果 添付－2「塩化物イオン濃度の測定結果」に示すとおり。</li></ol> <p>添付－1 塩化物イオン濃度の測定位置図 添付－2 塩化物イオン濃度の測定結果</p>

塩化物イオン濃度の測定位置図

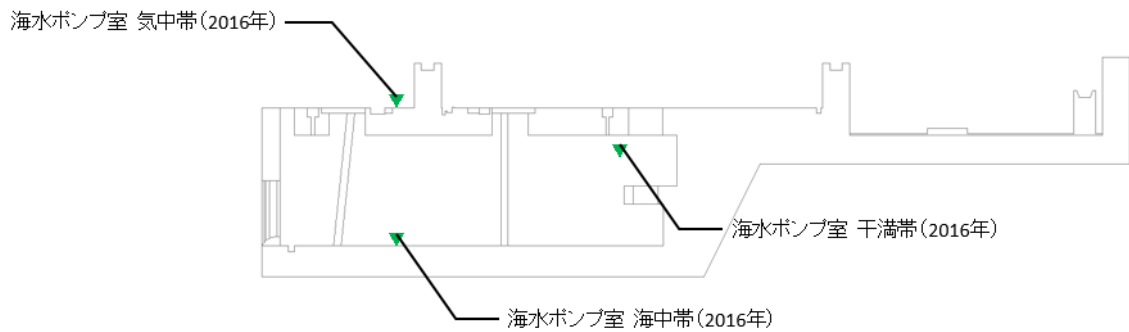
凡例

▼：塩化物イオン濃度試験位置（試験実施年）

大飯 3 号炉 海水ポンプ室 平面図



A-A断面図



塩化物イオン濃度の測定結果

大阪3号炉 塩化物イオン濃度測定結果

構造物	部位	実施時期 (年)	試料 番号	塩化物イオン濃度 (%)											
				0～20mm		20～40mm		40～60mm		60～80mm		80～100mm		100～120mm	
				平均値	平均値	平均値	平均値	平均値	平均値	平均値	平均値	平均値	平均値	平均値	
海水ポンプ室 気中帯	底版	2016	No. 1	0.10	0.07	0.01	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00		
			No. 2	0.13	0.06	0.01	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00		
			No. 3	0.16	0.09	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00		
海水ポンプ室 干満帯	側壁	2016	No. 1	0.02	0.01	0.01	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00		
			No. 2	0.02	0.02	0.01	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00		
			No. 3	0.03	0.02	0.01	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00		
海水ポンプ室 海中帯	底版	2016	No. 1	0.02	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00		
			No. 2	0.02	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00		
			No. 3	0.02	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00		

■ : 鉄筋位置の塩化物イオン濃度

タイトル	塩分浸透における鉄筋の腐食減量の算定過程および結果について																			
説明	<p>鉄筋の腐食減量の算定過程（方法、条件、パラメータ）および結果を以下に示す。</p> <p>1. 方法</p> <p>(1) 拡散方程式により、コンクリート表面からの塩化物イオンの浸透を予測</p> <p>(2) 森永式により、コンクリートにひび割れが発生する腐食減量を予測することで、鉄筋の腐食減量の評価を実施</p> <p>2. 条件およびパラメータ</p> <p>添付1「塩分浸透による鉄筋の腐食減量の推定値算定の過程および結果」に示すとおり。</p> <p>3. 結果</p> <p>運転開始60年時点の鉄筋腐食減量が、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を確認した。鉄筋の腐食減量の算定結果は、以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="464 1048 1313 1429"> <thead> <tr> <th rowspan="2">対象の部位</th> <th colspan="3">鉄筋の腐食減量 (<math>\times 10^{-4} \text{g/cm}^2</math>)</th> </tr> <tr> <th>調査時点</th> <th>運転開始後 60年経過時点</th> <th>かぶりコンクリートにひび割れ が発生する時点</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>海水ポンプ室 (気中帯)</td> <td>2. 2</td> <td>5. 5</td> <td>90. 1</td> </tr> <tr> <td>海水ポンプ室 (干満帯)</td> <td>0. 0</td> <td>0. 0</td> <td>90. 1</td> </tr> <tr> <td>海水ポンプ室 (海中帯)</td> <td>0. 0</td> <td>0. 0</td> <td>90. 1</td> </tr> </tbody> </table> <p>添付1 塩分浸透による鉄筋の腐食減量の推定値算定の過程および結果</p>	対象の部位	鉄筋の腐食減量 ( $\times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ )			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	海水ポンプ室 (気中帯)	2. 2	5. 5	90. 1	海水ポンプ室 (干満帯)	0. 0	0. 0	90. 1	海水ポンプ室 (海中帯)	0. 0	0. 0	90. 1
対象の部位	鉄筋の腐食減量 ( $\times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ )																			
	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																	
海水ポンプ室 (気中帯)	2. 2	5. 5	90. 1																	
海水ポンプ室 (干満帯)	0. 0	0. 0	90. 1																	
海水ポンプ室 (海中帯)	0. 0	0. 0	90. 1																	

塩分浸透による鉄筋の腐食減量の推定値算定過程および結果

	海水ポンプ室			備考
	気中帯	干満帯	海中帯	
x: かぶり厚さ(mm)	85.5	85.5	85.5	
C: 鉄筋位置における塩化物イオン量(kg/m <sup>3</sup> )	0.06	0.05	0.00	塩分浸透の点検結果
C <sub>0</sub> : コンクリート表面の塩化物イオン量(kg/m <sup>3</sup> )	4.25	0.58	1.40	拡散方程式の回帰分析により算出
D: コンクリート中の塩化物イオンの見かけ上の拡散係数(mm <sup>2</sup> /年)	20.0	55.8	1.4	拡散方程式の回帰分析により算出
Cl: 鉄筋位置における塩化物イオン量(kg/m <sup>3</sup> ) (推定値)	0.00~0.36	0.00~0.17	0.00~0.00	運転開始から60年経過時点までの各年の推定値
x: かぶり厚さ(mm)	85.5	85.5	85.5	
d: 鉄筋径(mm)	29	29	29	
W: 単位水量(kg/m <sup>3</sup> )	163	163	163	
W/C: 水セメント比(比)	49.5	49.5	49.5	
T: 温度(°C)	16.0	18.3	18.3	気中帯: 発電所構内の温度の観測値(2006年8月~2016年7月の10ヵ年平均) 干満帯・海中帯: 発電所構内の海水温度の観測値(2006年8月~2016年7月の10ヵ年平均)
RH: 相対湿度(%)	76.3	100	100	気中帯: 発電所構内の湿度の観測値(2006年8月~2016年7月の10ヵ年平均) 干満帯・海中帯: 海水の接触により100%とする
O: 酸素濃度(比)	21	0.6	0.6	気中帯: 理科年表 干満帯・海中帯: 森永氏の鉄筋腐食に関する研究論文引用
N: 練り混ぜ水の塩分濃度(%)	0.00~0.36	0.00~0.17	0.00~0.00	運転開始から60年経過時点までの各年の推定値
q <sub>i</sub> : 調査時点(24年経過)の鉄筋の腐食減量 (×10 <sup>-4</sup> g/cm <sup>2</sup> )	2.2	0.0	0.0	
q <sub>i</sub> : 運転開始後60年経過時点の鉄筋の腐食減量 (×10 <sup>-4</sup> g/cm <sup>2</sup> )	5.5	0.0	0.0	
Q <sub>CR</sub> : 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 推定値 (×10 <sup>-4</sup> g/cm <sup>2</sup> )	90.1	90.1	90.1	

- (1)拡散方程式により、コンクリート表面からの塩化物イオンの浸透を予測するに必要なパラメータ
- (1)の予測結果
- (2)森永式により、鉄筋の腐食減量の評価を実施するのに必要なパラメータ
- (2)の推定結果

拡散方程式

$$C = C_0 \cdot \left[ 1 - \operatorname{erf} \left( \frac{x}{2 \cdot \sqrt{D \cdot t}} \right) \right]$$

C: 鉄筋位置における塩化物イオン量(kg/m<sup>3</sup>)  
C<sub>0</sub>: コンクリート表面の塩化物イオン量(kg/m<sup>3</sup>)  
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(mm)  
D: コンクリート中の塩化物イオンの見かけの拡散係数(mm<sup>2</sup>/年)  
t: 材齢(年)

森永式

$$q = q_1 \cdot \frac{q_2}{q_2'}$$

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

$$q_2 = 2.59 - 0.05T - 6.89H - 22.87O - 0.99N + 0.14TH + 0.51TO + 0.017N + 60.81HO + 3.36HN + 7.32ON$$

$$q_2' = 0.56528 + 1.4304 N$$

q: 鉄筋の腐食速度(×10<sup>-4</sup>g/cm<sup>2</sup>/年)  
q<sub>1</sub>: 塩分環境下での腐食速度(×10<sup>-4</sup>g/cm<sup>2</sup>/年)  
q<sub>2</sub>: 寿命予測対象部位で、塩分環境下での腐食速度(×10<sup>-4</sup>g/cm<sup>2</sup>/年)  
q<sub>2</sub>': 寿命予測対象部位で、標準環境下(温度15°C、湿度69%、酸素濃度20%)での腐食速度(×10<sup>-4</sup>g/cm<sup>2</sup>/年)  
Q<sub>CR</sub>: かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の腐食減量(×10<sup>-4</sup>g/cm<sup>2</sup>/年)  
d: 鉄筋径(mm)  
c: かぶり厚さ(mm)  
N: 練り混ぜ水に対する塩分濃度(%)  
W/C: 水セメント比(比)  
T: 温度(°C)  
H: 湿度に関する項 H=(RH-45)/100  
RH: 相対湿度(%)  
O: 酸素濃度(比)

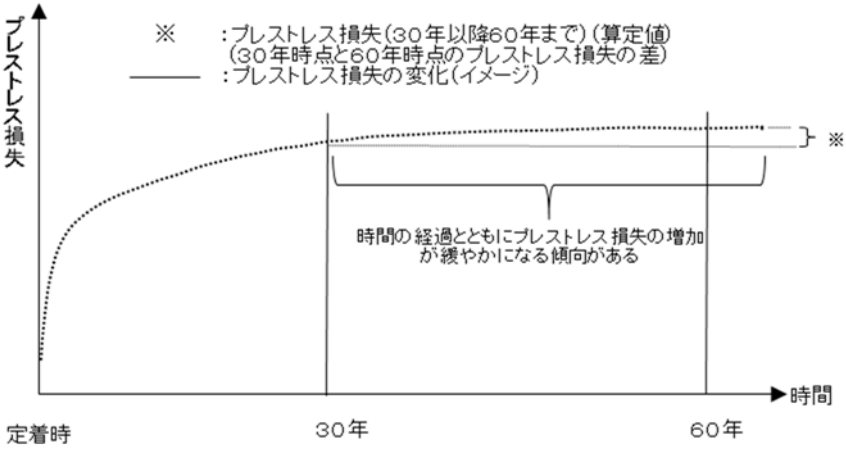


タイトル	機械振動の評価対象の選定過程について
説明	<p>「日本原子力学会標準 原子力発電所の高経年化対策実施基準：2015 付属書A経年劣化メカニズムまとめ表」を踏まえ、タービン発電機架台および非常用ディーゼル発電機基礎を選定し、このうち非常用ディーゼル発電機については定例試験等における一時的な運転のみであり、タービン発電機と比較してその振動の大きさ、頻度の影響が非常に小さいといえるため、機械振動によるコンクリートの経年劣化への影響は小さいと判断し、タービン発電機架台を評価対象部位とした。</p> <p>評価点は、機械振動荷重を直接受ける機器支持部とした。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

タイトル	建設時に実施したモルタルバー法の試験結果について																																														
説明	<p>建設時に実施したモルタルバー法の試験方法、試験条件（使用骨材など）および試験結果を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="421 533 1358 815"> <thead> <tr> <th data-bbox="421 533 580 577">対象構造物</th> <th data-bbox="580 533 719 577">試験方法 (試験実施年)</th> <th colspan="2" data-bbox="719 533 954 577">骨材</th> <th data-bbox="954 533 1093 577">測定値(6ヵ月) 【%】</th> <th data-bbox="1093 533 1267 577">判定基準</th> <th data-bbox="1267 533 1358 577">結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="421 577 580 815" rowspan="10">外部遮蔽壁 ほか主要構造物</td> <td data-bbox="580 577 719 815" rowspan="10">モルタルバー法 (S62年～H3年)</td> <td data-bbox="719 577 799 600">粗骨材</td> <td data-bbox="799 577 954 600">葉原産</td> <td data-bbox="954 577 1093 600">0.044</td> <td data-bbox="1093 577 1267 815" rowspan="10">膨張率が6ヵ月で 0.1%未満が無害</td> <td data-bbox="1267 577 1358 815" rowspan="10">無害</td> </tr> <tr> <td data-bbox="719 600 799 622">粗骨材</td> <td data-bbox="799 600 954 622">小西産</td> <td data-bbox="954 600 1093 622">0.030</td> </tr> <tr> <td data-bbox="719 622 799 645">粗骨材</td> <td data-bbox="799 622 954 645">サコダ産</td> <td data-bbox="954 622 1093 645">0.067</td> </tr> <tr> <td data-bbox="719 645 799 667">細骨材</td> <td data-bbox="799 645 954 667">葉原産</td> <td data-bbox="954 645 1093 667">0.036</td> </tr> <tr> <td data-bbox="719 667 799 689">細骨材</td> <td data-bbox="799 667 954 689">サコダ産</td> <td data-bbox="954 667 1093 689">0.040</td> </tr> <tr> <td data-bbox="719 689 799 712">細骨材</td> <td data-bbox="799 689 954 712">日盛産</td> <td data-bbox="954 689 1093 712">0.012</td> </tr> <tr> <td data-bbox="719 712 799 734">細骨材</td> <td data-bbox="799 712 954 734">三国産</td> <td data-bbox="954 712 1093 734">0.068</td> </tr> <tr> <td data-bbox="719 734 799 757">細骨材</td> <td data-bbox="799 734 954 757">三国産+葉原産</td> <td data-bbox="954 734 1093 757">0.026</td> </tr> <tr> <td data-bbox="719 757 799 779">細骨材</td> <td data-bbox="799 757 954 779">三国+サコダ産</td> <td data-bbox="954 757 1093 779">0.024</td> </tr> <tr> <td data-bbox="719 779 799 815">細骨材</td> <td data-bbox="799 779 954 815">三国+日盛産</td> <td data-bbox="954 779 1093 815">0.014</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="421 904 906 936">モルタルバー法は、JIS A 5308による。</p>						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 ほか主要構造物	モルタルバー法 (S62年～H3年)	粗骨材	葉原産	0.044	膨張率が6ヵ月で 0.1%未満が無害	無害	粗骨材	小西産	0.030	粗骨材	サコダ産	0.067	細骨材	葉原産	0.036	細骨材	サコダ産	0.040	細骨材	日盛産	0.012	細骨材	三国産	0.068	細骨材	三国産+葉原産	0.026	細骨材	三国+サコダ産	0.024	細骨材	三国+日盛産	0.014
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 ほか主要構造物	モルタルバー法 (S62年～H3年)	粗骨材	葉原産	0.044	膨張率が6ヵ月で 0.1%未満が無害	無害																																									
		粗骨材	小西産	0.030																																											
		粗骨材	サコダ産	0.067																																											
		細骨材	葉原産	0.036																																											
		細骨材	サコダ産	0.040																																											
		細骨材	日盛産	0.012																																											
		細骨材	三国産	0.068																																											
		細骨材	三国産+葉原産	0.026																																											
		細骨材	三国+サコダ産	0.024																																											
		細骨材	三国+日盛産	0.014																																											

タイトル	供用期間中検査における緊張力検査の対象テンドンの選定過程について
説明	<p>供用期間中検査における、緊張力検査の対象テンドンの選定過程を以下に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"><li>1. テンドンのグルーピング (グループは、フープテンドン108本、逆Uテンドン90本。)</li><li>2. 検査テンドンの本数 (各グループについて、グループ総本数の2%。ただし、最小3本。)</li><li>3. 検査テンドンの抽出 上記に従い、30年目供用期間中検査（第18回定期検査）では、 フープテンドン H101※、H41、H45※、H96 逆Uテンドン V29※、V43、V77 を選定した。</li></ol> <p>※ 履歴テンドン</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

タイトル	PCCVの供用期間中検査の計画、要領および至近のテンドンの緊張力検査の結果について
説明	<p>PCCVの供用期間中検査の計画、要領および至近のテンドンの緊張力検査の結果を以下に示す。</p> <p>1. 供用期間中検査の計画 PCCVの供用期間中検査は、「大飯発電所3号機 保全計画」に基づき1回/5年で実施している。</p> <p>2. 供用期間中検査の要領</p> <p>①外観検査</p> <p>(1) 目視確認</p> <p>(a) コンクリート部 直接目視により、表面にひび割れ、欠落の有無を確認する。</p> <p>(b) 緊張材（テンドン）定着部 直接目視により、表面に腐食、変形、割れおよび防せい剤の漏えいの有無を確認する。</p> <p>②機能・性能検査</p> <p>(1) 緊張力確認検査 測定板採取法によるリフトオフ荷重の測定によりテンドンの緊張力を測定する。</p> <p>(2) 防せい剤検査 エンドキャップまたはシース中に封入されている防せい剤の水溶性不純物（塩化物、硫酸塩、硫化物）、含水量、全アルカリ価について、検査機関にて実施した化学分析の結果を証明書により確認する。</p> <p>3. 緊張力検査の結果 30年目供用期間中検査（第18回定期検査）において実施した、緊張力検査の結果、「テンドンの緊張力が設計要求値以上であること」を確認している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

<p>タイトル</p>	<p>テンドンの緊張力予測値の算定過程および結果について</p>					
<p>説明</p>	<p>1. 緊張力予測値の算定</p> <p>運転開始後60年経過時点のテンドンの緊張力予測値は、30年目供用期間中検査（第18回定期検査）における緊張力測定値より30年目以降60年目までのプレストレス損失を減じて算定している。（図1）</p> <p>緊張力予測値は、各テンドンの定着荷重が異なることや緊張力低下の傾向にばらつきがあることから、30年目供用期間中検査におけるテンドンの緊張力測定値を起点とし算定した値の平均値とした。このため30年目供用期間中検査までの緊張力低下の傾向が反映されている。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 10px; margin: 10px 0;"> <table style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;">緊張力予測値 (運転開始後 60年経過時点)</td> <td style="padding: 0 10px;">=</td> <td style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;">緊張力測定値 (30年目供用期間中 検査結果)</td> <td style="padding: 0 10px;">-</td> <td style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;">プレストレス損失 (30年目以降 60年まで) (※)</td> </tr> </table> </div> <p style="text-align: center;">図1 緊張力予測値の算定イメージ</p> <p>(※) プレストレス損失 (30年目以降60年まで)          =プレストレス損失 (運転開始後60年経過時点)          -プレストレス損失 (運転開始後30年経過時点)</p> <p>テンドンの緊張力低下の長期的な傾向は、プレストレス損失の増加が時間の経過とともに緩やかになる（図2）ため、緊張力低下が緩やかになり、最終的にはほぼ一定となる（図3）。運転開始後60年経過時点のテンドンの緊張力予測値は、プレストレス損失の各要因の入力値を安全側にすることで保守的に算定している。</p> <p>プレストレス損失の長期的な傾向を添付-1「プレストレス損失の算定過程および結果 1. プレストレス損失の長期的な傾向」に示す。</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p style="text-align: center;">図2 プレストレス損失の傾向とプレストレス損失の算定イメージ</p>	緊張力予測値 (運転開始後 60年経過時点)	=	緊張力測定値 (30年目供用期間中 検査結果)	-	プレストレス損失 (30年目以降 60年まで) (※)
緊張力予測値 (運転開始後 60年経過時点)	=	緊張力測定値 (30年目供用期間中 検査結果)	-	プレストレス損失 (30年目以降 60年まで) (※)		

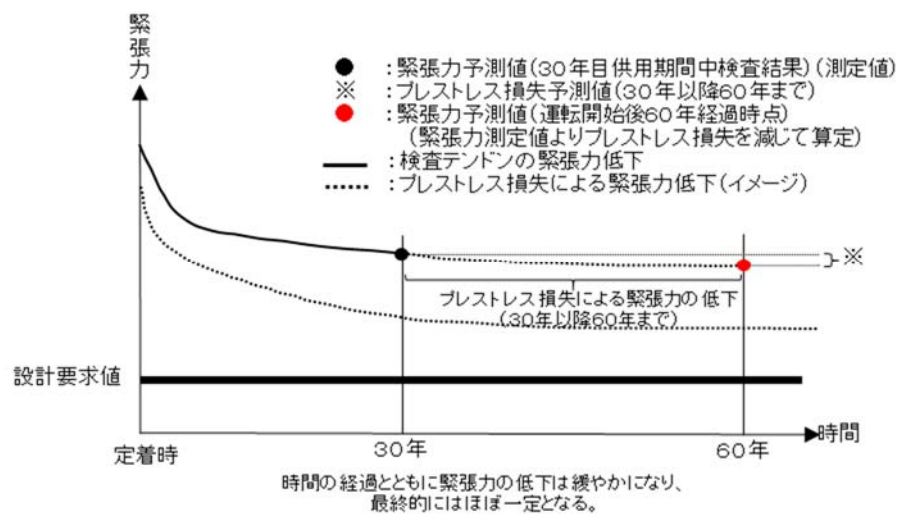


図3 テンドンの緊張力低下の傾向と緊張力予測のイメージ

## 2. プレストレス損失の算定

### (1) プレストレス損失の算定方法

プレストレス損失は、第1回工事計画認可申請資料（関工発第218号 昭和62年3月28日認可）（以下、「工事計画認可申請資料」という）の添付資料7-2に倣い算定している。

工事計画認可申請資料に、テンドンの有効張力に対するロスとして、コンクリートの弾性変形によるロス( $\Delta f_1$ )、PC鋼より線のリラクセーションによるロス( $\Delta f_2$ )、コンクリートのクリープによるロス( $\Delta f_3$ )および乾燥収縮によるロス( $\Delta f_4$ )がある。緊張力予測値の算定にあたり、コンクリートの弾性変形によるロス( $\Delta f_1$ )は、各テンドンの緊張順序により生じる建設時のロスであるため、30年以降60年までのプレストレス損失の要因とならず、プレストレス損失は、PC鋼より線のリラクセーション、コンクリートのクリープおよび乾燥収縮の要因により算定される。

よって、プレストレス損失( $\Delta f$ )の算定は、以下の式となる。

$$\Delta f = \Delta f_2 + \Delta f_3 + \Delta f_4$$

なお、プレストレス損失( $\Delta f$ )の要因であるPC鋼より線のリラクセーションによるロス( $\Delta f_2$ )、コンクリートのクリープによるロス( $\Delta f_3$ )および乾燥収縮によるロス( $\Delta f_4$ )は、土木学会「プレレストコンクリート標準示方書」（昭和53年制定）（以下、「PC示方書」という）に準拠している。

・ PC鋼より線のリラクセーションによるロス( $\Delta f_2$ )

$$\Delta f_2 = \gamma(t_r) \cdot f_i \cdot \left(1 - 2 \cdot \frac{\Delta f_3 + \Delta f_4}{f_i}\right)$$

- ・コンクリートのクリープによるロス( $\Delta f_3$ )

$$\Delta f_3 = \frac{n \cdot \phi(t, t_0) \cdot \sigma_c}{1 + n \cdot \frac{\sigma_c}{f_i} \cdot \left[1 + \frac{1}{2} \phi(t, t_0)\right]}$$

- ・コンクリートの乾燥収縮によるロス( $\Delta f_4$ )

$$\Delta f_4 = \frac{E_p \cdot \varepsilon_s(t, t_0)}{1 + n \cdot \frac{\sigma_c}{f_i} \cdot \left[1 + \frac{1}{2} \phi(t, t_0)\right]}$$

- $\sigma_c$  : 初期平均コンクリート応力度
- $f_i$  : テンドンの初期平均張力
- $E_p$  : テンドンのヤング係数
- $E_c$  : コンクリートのヤング係数
- $n$  : ヤング係数比 ( $E_p/E_c$ )
- $\gamma(t_r)$  : PC鋼より線のリラクセーション係数
- $\phi(t, t_0)$  : コンクリートのクリープ係数
- $\varepsilon_s(t, t_0)$  : コンクリートの乾燥収縮ひずみ

各プレストレス損失の算定時の入力値を添付－1「プレストレス損失の算定過程および結果 2. 各プレストレス損失の算定時の入力値」に示す。

### (2) プレストレス損失の算定結果

添付－1「プレストレス損失の算定過程および結果 3. プレストレス損失の算定結果」に示す。

### 3. 緊張力予測値の算定結果

運転開始後60年経過時点の緊張力予測値を、添付－2「緊張力予測値の算定結果」に示す。

テンドンの緊張力を予測した結果、運転開始後60年経過時点のテンドンの緊張力予測値はフープテンドン 6.13 MN、逆Uテンドン 6.42 MNとなり、設計要求値（フープテンドン 5.36 MN、逆Uテンドン 5.66 MN）を上回る結果が得られた。

なお、30年目供用期間中検査における緊張力測定値は、すべての検査テンドンにおいて設計要求値を上回ることを確認している。

また、緊張力検査および定着部（定着具、周辺コンクリート部）の目視点検の結果、緊張力は設計要求値を十分に上回ることを確認しており、極端に設計要求値に近い値等はないこと、定着具の有害な変形や破損および周辺コンクリート部の有害なひび割れや剥落等の損傷や劣化はないことから、今後テンドンの緊張力低下が急激に進展することはない。

添付－1 プレストレス損失の算定過程および結果  
添付－2 緊張力予測値の算定結果

以上



## プレストレス損失の算定過程および結果

## 1. プレストレス損失の長期的な傾向

日本建築学会「プレストレスコンクリート設計施工規準・同解説」(1998)に「コンクリートのクリープおよび乾燥収縮、PC鋼より線のリラクセーションは、ある年数の経過後には一定値に達し、その後はクリープまたはリラクセーションの増大はなくなるから、プレストレス力の時間的減少もまたある一定値に達し、定常状態となる」とある。

プレストレス損失の算定に用いた、工事計画認可申請資料のPC鋼より線のリラクセーションによるロス( $\Delta f_2$ )、コンクリートのクリープによるロス( $\Delta f_3$ )、および、乾燥収縮によるロス( $\Delta f_4$ )の式は、ロスの増加が時間の経過とともに小さくなり、ロスは一時的にほぼ一定となる考えが含まれている。よって、プレストレス損失の長期的な傾向は、プレストレス損失の増加が時間の経過とともに小さくなっていく。

その結果、テンドンの緊張力低下が小さくなり長期的にはほぼ一定となる。

(1) PC鋼より線のリラクセーションによるロス( $\Delta f_2$ )

PC鋼より線のリラクセーションによるロス( $\Delta f_2$ )は、工事計画認可申請資料に記載されている以下の式により算定する。

$$\Delta f_2 = \gamma(t_r) \cdot f_i \cdot \left(1 - 2 \cdot \frac{\Delta f_3 + \Delta f_4}{f_i}\right)$$

$f_i$  : テンドンの初期平均張力

$\gamma(t_r)$  : PC鋼より線のリラクセーション係数

$\Delta f_3$  : コンクリートのクリープによるロス

$\Delta f_4$  : コンクリートの乾燥収縮によるロス

PC鋼より線のリラクセーションによるロス( $\Delta f_2$ )の傾向は、リラクセーション係数が同じであれば、コンクリートのクリープによるロス( $\Delta f_3$ )および乾燥収縮によるロス( $\Delta f_4$ )から定まる。そのため、コンクリートのクリープによるロス( $\Delta f_3$ )および乾燥収縮によるロス( $\Delta f_4$ )が、長期的にはほぼ一定となれば、PC鋼より線のリラクセーションによるロス( $\Delta f_2$ )も、長期的にはほぼ一定となる。

(2) コンクリートのクリープによるロス( $\Delta f_3$ )

コンクリートのクリープによるロス( $\Delta f_3$ )は、工事計画認可申請資料に記載されている以下の式により算定する。

$$\Delta f_3 = \frac{n \cdot \varphi(t, t_0) \cdot \sigma_c}{1 + n \cdot \frac{\sigma_c}{f_i} \left[1 + \frac{1}{2} \varphi(t, t_0)\right]}$$

$\sigma_c$  : 初期平均コンクリート応力

$f_i$  : テンドンの初期平均張力

$n$  : ヤング係数比 ( $E_p/E_c$ )

$\varphi(t, t_0)$  : コンクリートのクリープ係数

コンクリートのクリープによるロス( $\Delta f_3$ )の入力値のうち、時間の要因を含むものは、コンクリートのクリープ係数である。コンクリートのクリープ係数の算定方法は「2. (2) コンクリートのクリープ係数」を参照。

このうち、 $\beta_f(t)$ 、 $\beta_f(t_0)$ は図1に示す、「コンクリートの有効材令 $t$ および部材の

仮想厚さ $h_{th}$ に関する関数」により算定する。

図1に示す関数は材齢に伴い収束し、最終値に収まる。よって、コンクリートのクリープ係数は時間の経過とともに収束し、長期的に一定となる。そのため、クリープによるロス( $\Delta f_3$ )は、ロスの増加が時間の経過とともに小さくなり、長期的にはほぼ一定となる。

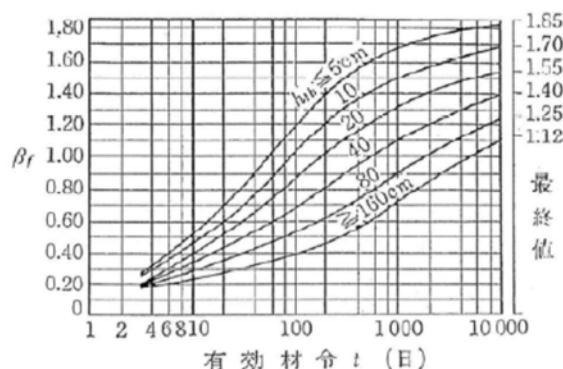


図1 コンクリートの有効材令 $t$ および部材の仮想厚さ $h_{th}$ に関する関数

[出典：土木学会「プレストレストコンクリート標準示方書」(昭和53年制定) P20]

### (3) コンクリートの乾燥収縮によるロス( $\Delta f_4$ )

コンクリートの乾燥収縮によるロス( $\Delta f_4$ )は、工事計画認可申請資料に記載されている以下の式により算定する。

$$\Delta f_4 = \frac{E_p \cdot \varepsilon_s(t, t_0)}{1 + n \cdot \frac{\sigma_c}{f_i} \cdot \left[1 + \frac{1}{2} \varphi(t, t_0)\right]}$$

$\sigma_c$  : 初期平均コンクリート応力

$f_i$  : テンドンの初期平均張力

$E_p$  : テンドンのヤング係数

$n$  : ヤング係数比 ( $E_p/E_c$ )

$\varphi(t, t_0)$  : コンクリートのクリープ係数

$\varepsilon_s(t, t_0)$  : コンクリートの乾燥収縮ひずみ

コンクリートの乾燥収縮によるロス( $\Delta f_4$ )の入力値のうち、時間の要因を含むものは、コンクリートのクリープ係数および乾燥収縮ひずみである。コンクリートのクリープ係数の算定方法は「2. (2) コンクリートのクリープ係数」を参照。コンクリートの乾燥収縮ひずみの算定方法は「2. (3) コンクリートの乾燥収縮ひずみ」を参照。

このうち、 $\beta_s(t)$ 、 $\beta_s(t_0)$ は図2に示す、「コンクリートの材令 $t$ および部材の仮想厚さ $h_{th}$ に関する関数」により算定する。

図2に示す関数は材齢に伴い収束し、最終値に収まる。よって、コンクリートの乾燥収縮ひずみは時間の経過とともに収束し、長期的に一定となる。

コンクリートのクリープ係数および乾燥収縮ひずみは、時間の経過とともに収束し、長期的に一定となる。そのため、乾燥収縮によるロス( $\Delta f_4$ )は、ロスの増加が時間の経過とともに小さくなり、長期的にはほぼ一定となる。

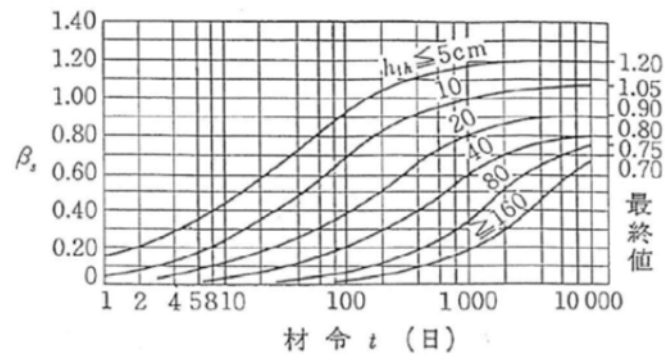


図2 コンクリートの材令 $t$ および部材の仮想厚さ $h_{th}$ に関する関数  
 [出典：土木学会「プレストレストコンクリート標準示方書」(昭和53年制定) P18]

## 2. プレストレス損失の算定時の入力値

表1 プレストレス損失の算定時の入力値

		経過時点		備考
		30年 時点	60年 時点	
テンドンの 初期平均張力 (kg/mm <sup>2</sup> )	フープテンドン	107.3		工事計画認可申請資料
	逆Uテンドン	124.2		
初期平均 コンクリート応力度 (kg/mm <sup>2</sup> )	フープ テンドン	ドーム	0.55	テンドンの初期平均張力と コンクリート断面厚さより算定
		胴	1.00	
	逆U テンドン	ドーム	0.80	
		胴	0.67	
ヤング係数 (kg/cm <sup>2</sup> )	テンドン	2.00×10 <sup>6</sup>		工事計画認可申請資料
	コンクリート	3.15×10 <sup>5</sup>		
テンドンのリラクセーション係数		4.0%	4.0%	(1)に記載
コンクリートの クリープ係数 $\phi(t, t_0)$	ドーム	1.75	1.83	(2)に記載
	胴	1.48	1.56	
コンクリートの 乾燥収縮ひずみ $\epsilon_s(t, t_0) (\times 10^{-6})$	ドーム	160.9	168.1	(3)に記載
	胴	143.1	150.0	

(1) PC鋼より線のリラクゼーション係数

PC鋼より線のリラクゼーション係数の30年時点および60年時点の入力値は、工事計画認可申請資料の40年時点のリラクゼーション係数4%と同じ値としている。

土木学会「コンクリート標準示方書」(2012年制定)において、「リラクゼーション試験により求めた1000時間試験値の3倍の値とする。」とある(1000時間試験値は0.6%)。リラクゼーション係数4%は、1000時間試験値の3倍の値である1.8%に比べ安全側の値である。

(2) コンクリートのクリープ係数

コンクリートのクリープ係数は、PC示方書に倣い算定した。

$$\text{クリープ係数} : \varphi(t, t_0) = \varphi_{a0} \times \beta_a(t - t_0) + \varphi_{f0} [\beta_f(t) - \beta_f(t_0)]$$

表2 クリープ係数算定時の入力値

		経過時点		備考
		30年 時点	60年 時点	
φ <sub>a0</sub> : 遅れ弾性ひずみに対する 基本クリープ係数	ドーム	0.4	0.4	一般に 0.4
	胴			
β <sub>a</sub> (t-t <sub>0</sub> ): 載荷後の有効経過日数 (t-t <sub>0</sub> )に関する関数による値	ドーム	1.0	1.0	(t-t <sub>0</sub> ) ≥ 3か月のとき 1.0
	胴			
φ <sub>f0</sub> : フローひずみに対する 基本クリープ係数	ドーム	2.0	2.0	PC示方書に示される、環境条件に応じた基本クリープ係数(相対湿度70%)
	胴			
β <sub>f</sub> (t <sub>0</sub> ): 有効材令 t <sub>0</sub> におけるコンクリートの 有効材令 t 及び部材の仮想厚さ h <sub>th</sub> に関する 関数*1による値	ドーム	0.46	0.46	有効材令 t <sub>0</sub> ドーム: 173日、胴: 507日
	胴	0.60	0.60	
β <sub>f</sub> (t): 載荷後の有効材令 t における コンクリートの有効材令 t 及び部材の 仮想厚さ h <sub>th</sub> に関する関数*1による値	ドーム	1.14	1.18	載荷後の有効材令 t 30年時点 ドーム: 14,668日、胴: 15,002日 60年時点 ドーム: 29,930日、胴: 30,264日
	胴	1.14	1.18	

※1: PC示方書のコンクリートの有効材令tおよび部材の仮想厚さh<sub>th</sub>に関する関数を多項式に近似し、有効材令10,000日以上を補完し、算出。

## (3) コンクリートの乾燥収縮ひずみ

コンクリートの乾燥収縮ひずみは、PC示方書に倣い算定した。

$$\text{乾燥収縮ひずみ} : \epsilon_s(t, t_0) = \epsilon_{s0}[\beta_s(t) - \beta_s(t_0)]$$

表3 乾燥収縮ひずみ算定時の入力値

		経過時点		備考
		30年時点	60年時点	
$\epsilon_{s0}$ : 基本収縮ひずみ	ドーム	$250.0 \times 10^{-6}$	$250.0 \times 10^{-6}$	PC示方書に示される、環境条件に応じた基本収縮ひずみ (相対湿度70%)
	胴			
$\beta_s(t_0)$ : 有効材齢 $t_0$ における コンクリートの材齢 $t$ および 部材の仮想厚さ $h_{th}$ に関する 関数 <sup>※2</sup> による値	ドーム	0.04	0.04	有効材齢 $t_0$ ドーム : 173 日 胴 : 507 日
	胴	0.12	0.12	
$\beta_s(t)$ : 載荷後の有効材齢 $t$ における コンクリートの材齢 $t$ および 部材の仮想厚さ $h_{th}$ に関する 関数 <sup>※2</sup> による値	ドーム	0.69	0.72	載荷後の有効材齢 $t$ 30年時点 ドーム : 14,668 日、胴 : 15,002 日 60年時点 ドーム : 29,930 日、胴 : 30,264 日
	胴			

※2 PC示方書のコンクリートの材令 $t$ および部材の仮想厚さ $h_{th}$ に関する関数を多項式に近似し、有効材令10,000日以上を補完し、算出。

## 3. プレストレス損失の算定結果

表4 プレストレス損失の算定結果

		緊張力予測値 (運転開始後 30年経過時点)	緊張力予測値 (運転開始後 60年経過時点)	プレストレス損失 (30年目以降 60年まで)
		フープテンドン(∠φ)	ドーム	0.659MN
	胴	0.772MN	0.800MN	0.028MN
逆Uテンドン(∠φ)		0.768MN	0.792MN	0.025MN

- ・運転開始後60年経過時点の緊張力予測値の算出において、フープテンドンについては、0.028MNを、逆Uテンドンには0.025MNを用いる。

表 緊張力予測値の算定結果

検査 tendon		緊張力測定値 (30年目供用期 間中検査結果)	緊張力予測値 (運転開始後60年 経過時点) (※1)	緊張力予測値 (運転開始後60年 経過時点) の平均値 (※2)	設計要求値	
フープ Tendon	ドーム	H101D	6.19MN	6.16MN	6.13MN	5.36MN
		H101N	6.09MN	6.06MN		
	胴	H96D	6.29MN	6.26MN		
		H96N	6.26MN	6.23MN		
		H45D	6.12MN	6.09MN		
		H45N	6.18MN	6.15MN		
		H41D	6.16MN	6.13MN		
		H41N	6.05MN	6.02MN		
逆U Tendon	V29D	6.38MN	6.35MN	6.42MN	5.66MN	
	V29N	6.47MN	6.44MN			
	V43D	6.32MN	6.29MN			
	V43N	6.42MN	6.39MN			
	V77D	6.44MN	6.41MN			
	V77N	6.65MN	6.62MN			

※1 各 tendon の「緊張力測定値 (30年目供用期間中検査結果)」から「プレストレス損失 (30年目以降60年まで)」を差し引き、小数点以下第3位の切り捨てにより算出。

※2 「緊張力予測値 (運転開始後60年経過時点)」を平均し、小数点以下第3位の切り捨てにより算出。



タイトル	運転開始以降に実施したテンドンの緊張力検査および定着部（定着具、周辺コンクリート部）の目視点検の結果について
説明	<p>運転開始以降のPCCVの供用期間中検査（第1回、第3回、第5回、第9回、第13回、第16回および第18回定期検査）において実施したテンドンの緊張力検査および定着部（定着具、周辺コンクリート部）の目視点検の結果を以下に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"><li>1. 緊張力検査 緊張力検査の結果、「テンドンの緊張力が設計要求値以上であること」を確認している。</li><li>2. 定着部の目視点検 定着部（定着具、周辺コンクリート部）の目視点検の結果、「テンドンの破損が認められない、定着具に有害な変形や破損が見られない、周辺コンクリートで機能・性能に影響を及ぼすおそれのある損傷や劣化が見られないこと」を確認している。</li></ol> <p style="text-align: right;">以上</p>

タイトル	テンドンの緊張力低下のうち熱（高温）による緊張力低下が高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないとした根拠について
説明	<p>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（付録Ⅱ 原子力施設における建築物の維持管理指針 解説（プレストレストコンクリート製原子炉格納容器（PCCV）編））に基づき判断した。</p> <p>抜粋（P204） <u>PC鋼材の引張強度は、200℃程度までの温度であれば著しく低下することはなく、温度400℃でも短期間（3～5分）であれば、PC鋼材の機械的性質に有害な影響は生じない。なお、コンクリート製原子炉格納容器で一般に経験される温度レベルは200℃よりもはるかに低い65℃の範囲に収まっていると考えられるため、通常運転時の状態下でPC鋼材に熱損傷が生じる可能性は極めて低く、着目する劣化要因とはしない。</u></p> <p style="text-align: right;">以上</p>

タイトル	テンドンの緊張力低下のうち放射線照射による緊張力低下が高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないとした根拠について
説明	<p>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（付録Ⅱ 原子力施設における建築物の維持管理指針 解説（プレストレストコンクリート製原子炉格納容器（PCCV）編））に基づき判断した。</p> <p>抜粋（P204） <u>PC鋼材への放射線照射は、<math>4 \times 10^{16} \text{n/cm}^2</math>までの中性子照射では影響がなく、コンクリート製格納容器の照射量はこの閾値よりも低く、プレストレストシステムの性能に影響を与える可能性は極めて低いと考えられることから、着目する劣化要因とはしない。</u></p> <p style="text-align: right;">以上</p>

タイトル	<p>テンドンの緊張力低下のうち腐食による緊張力低下が高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないとした根拠について</p>
説明	<p>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（付録Ⅱ 原子力施設における建築物の維持管理指針 解説（プレストレストコンクリート製原子炉格納容器（PCCV）編））に基づき判断した。</p> <p>抜粋（P205）  <u>国内のPCCVでは、米国のような鉛直+ガンマテンドン（テンドンギャラリとリングガータで定着するテンドン）形式ではなく、逆Uテンドン形式を採用し、緊張材（テンドン）の両端を底部内にあるテンドンギャラリに定着しているため、雨水や地下水が浸入することはない。また、外部に露出した水平方向テンドンのグリースキャップまたはエンドキャップには、雨水対策を施しているため、水分が浸入することはない。さらに、シース、グリースキャップまたはエンドキャップ内には、防せい剤が充填されているため、定着具およびPC鋼材が腐食する可能性は極めて低いことなどから、着目する劣化要因とはしない。</u></p> <p>また、防せい剤は第18回の定期検査において、水溶性不純物、含水量および全アルカリ価の検査を実施しており、全ての検査項目について判定基準を満足していることを確認している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

タイトル	プレストレスシステムの疲労試験について
説明	<p>プレストレスシステムの疲労試験（高サイクル疲労試験および低サイクル疲労試験）の方法等について、以下に示す。</p> <p>1. 試験方法および条件  プレストレスシステムの疲労試験はASME Sec. III Div. 2 CC-2463および2464を準用し実施している。</p> <p>(1) 試験体  試験体は、実際に施工するテンドンの全断面積の10%以上の断面積を有するテンドンおよびそれに相当する定着具とする。</p> <p>(2) 試験方法  ○高サイクル疲労試験  テンドンの保証引張荷重の60%から66%の荷重範囲で500,000回の繰り返し载荷を行い、テンドンが破断しないことを確認する。</p> <p>○低サイクル疲労試験  テンドンの保証引張荷重の40%から80%の荷重範囲で50回の繰り返し载荷を行い、テンドンが破断しないことを確認する。</p> <p>2. 試験結果  平成2年5月、高サイクル疲労試験および低サイクル疲労試験においてテンドン破断なし。  判定 合格。</p> <p>添付-1 大飯発電所3、4号機用 プレストレスコンクリート格納容器に関する技術指針（昭和62年2月）</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

## 技 術 指 針

表 3.12.1 品質規定の限度

項 目	品 質
水溶性塩化物 ( Cl )	10 ppm 以下
硝酸塩 ( NO <sub>3</sub> )	〃
硫化物 ( S )	〃

## 3.18 材料の品質試験

格納容器に用いる材料は、規格品を用いるか、又は下表の試験によって適合することを確かめたものとする。

緊張材の試験は、定着具及び接続具の引張強度、定着又は接続された緊張材の引張強度及び繰り返し強度等について行う。

シースは、局所的な外力及び一様な外力を受けた場合、曲げ加工をした場合等について、防錆材等の漏れがないことを予め試験等によって確かめる。

解	説
<p>3.13</p> <p>(1) 練り混ぜ水の試験のうち懸濁物質の量及び溶解性蒸発残留物質の量については、JASS 5T-301(1984)により行う。また、セメントの凝結時間の差及びモルタルの圧縮強度の比は、JIS R-5201(1981)の物理試験方法を利用して求める。</p> <p>細骨材の塩分試験は、JASS 5T-202(1984)により行う。</p> <p>モルタルの圧縮強度の比を用いて行う細骨材の試験方法は、土木学会コンクリート標準示方書に規定する方法とする。</p> <p>(2) コンクリート用化学混和剤の試験は、JIS A 6204(1982)により行う。</p> <p>(3) PC鋼材の長期レラクセーション試験は、土木学会と日本建築学会の共同審議により制定した試験方法により行う。試験方法は、土木学会のコンクリート標準示方書及び日本建築学会のプレストレストコンクリート設計・施工規準に示されている。</p> <p>(4) テンドンシステムの試験は、ASME Sec. III Div. 2のCC-2463及びCC-2464を準用して次の方法による。</p> <p>Ⅰ) 静的試験 試験体の数は2以上とし、次の結果が得られるような破壊試験を行う。</p> <p>イ) 降伏強度   ロ) 終局引張強度   ハ) 伸び(最小標点間距離2.5m以上)</p> <p>ニ) 破断したPC鋼線又はPC鋼より線の数</p> <p>なお、静的試験においては、定着部が緊張材の破断の前に損傷しないことを確かめる。</p> <p>Ⅱ) 疲労試験 緊張材の保証引張荷重の40%から80%の荷重範囲で50回のくり返し载荷を行い、テンドンシステムが破断しないことを確かめる。さらに、必要に応じて緊張材の保証引張荷重の60%から66%の範囲で500,000回の繰返し载荷を行い、テンドンシステムが破断しないことを確かめる。</p>	

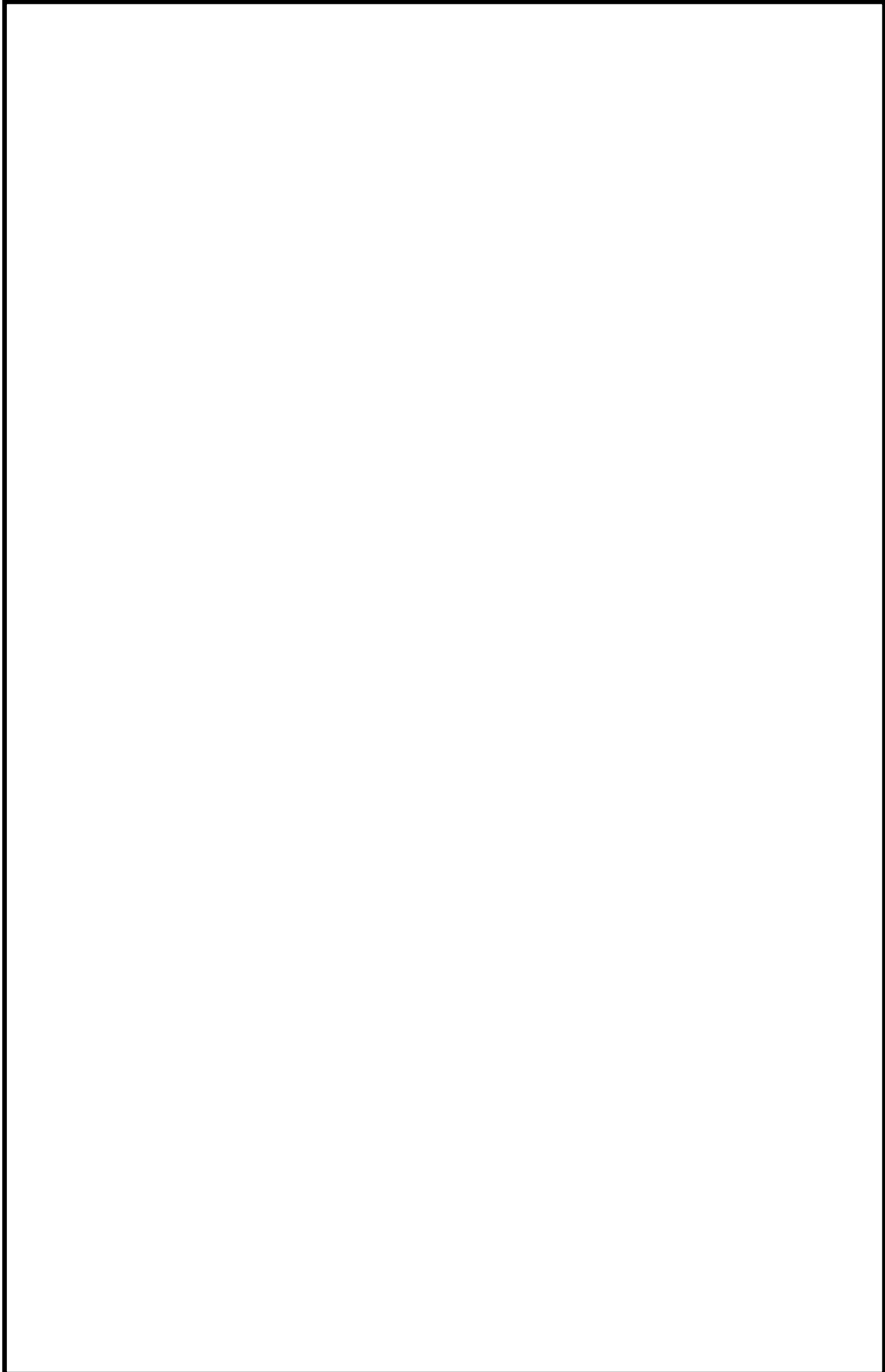
技 術 指 針		
表 3.13.1 品 質 試 験		
材 料	項 目	規 格 及 び 試 験 方 法
セメント	ポルトランドセメント 高炉セメント フライアッシュセメント	JIS-R-5210(1979) JIS-R-5211(1979) JIS-R-5213(1979)
練り混ぜ水	懸濁物質の量 溶解性蒸発残留物質の量 セメントの凝結時間の差 モルタルの曲げ強度および 圧縮強度の比率 塩素イオンの量	日本建築学会規準 " JIS-R-5201(1981) JIS-R-5201(1981) 水道法第4条 水質基準
細骨材及び粗骨材	粒 度 表 面 水 量 (率) 比 重 と 吸 水 量 (率) 有 機 不 純 物 洗 試 験 で 失 わ れ る も の 塩 分 粘 土 塊 量 反 応 性 安 定 性	JIS-A-1102(1976) JIS-A-1111(1976) JIS-A-1109(1976) JIS-A-1105(1976) JIS-A-1103(1976) 日本建築学会規準 JIS-A-1137(1976) 日本建築学会規準(案) JIS-A-1122(1976)
混和材料	フライアッシュ コンクリート用化学混和剤 コンクリート用流動化剤	JIS-A-6201(1977) JIS-A-6204(1982) 日本建築学会規準
鉄筋	棒 鋼 溶 接 金 網	JIS-G-3112(1985) JIS-G-3551(1980)
PC鋼材	P C 鋼 線 P C 鋼 よ り 線 P C 鋼 棒 長期レラクセーション試験	JIS-G-3536(1984) JIS-G-3536(1984) JIS-G-3109(1977) 土木学会規準又は日本建築学会規準
減摩材及び付着を生じさせない場合のPC鋼材被覆材料	水溶性塩化物(Cl) " 硝酸塩(NO <sub>3</sub> ) " 硫化合物(S)	} JIS-K-0102(1985)

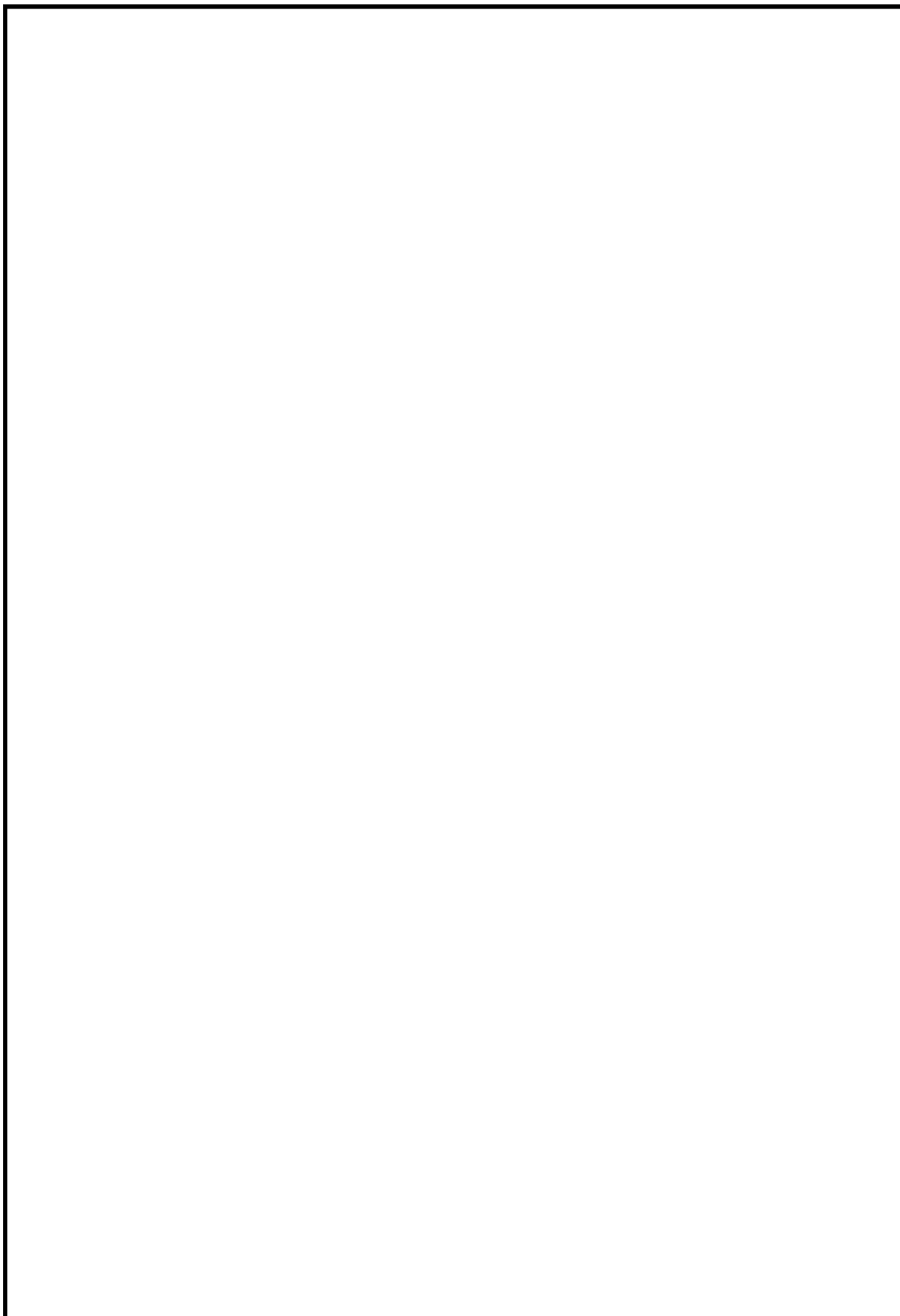


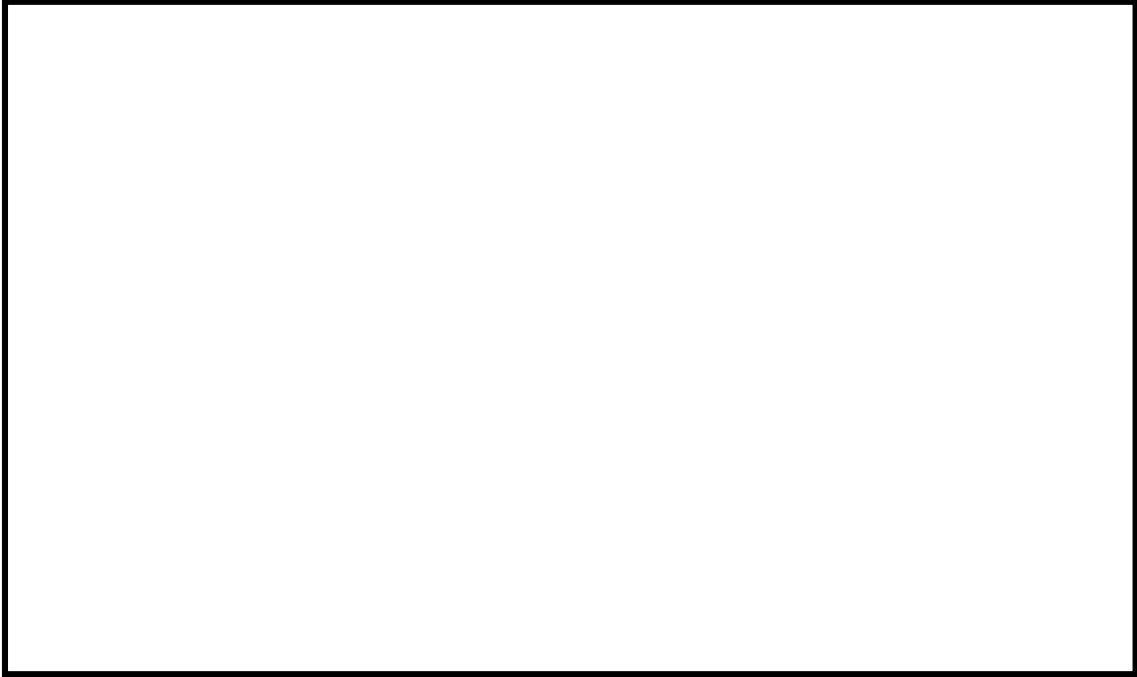
解	説
Ⅲ) 試験体の大きさ	
イ) 静的試験	実際に施工する緊張材及び定着具と同じものとする。
ロ) 疲労試験	実際に施工する緊張材の全断面積の10%以上の断面積を有する緊張材及びそれに相当する定着具とする。
	PC鋼材の被覆材料の試験はJIS-K-0102(1985)に対応するASTM (American Society for Testing and Materials) D512, ASTM D992 及びAPHA (American Public Association) No.428によってもよい。

タイトル	外部遮蔽壁における非破壊試験結果および圧縮強度の推定方法について
説明	<p>供用期間中はテンドン緊張力によるプレストレスが作用しているためにコア採取することができない外部遮蔽壁において実施した、コンクリートの非破壊試験の試験方法、位置ならびに試験結果および圧縮強度の推定方法については以下のとおり。</p> <p>1. 試験方法 JIS A 1155「コンクリートの反発度の測定方法」による。</p> <p>2. 試験位置 添付－1「コンクリートの非破壊試験位置図」に示すとおり。</p> <p>3. 試験結果および推定方法 添付－2「コンクリートの非破壊試験結果」に示すとおり。 なお、推定圧縮強度（N/mm<sup>2</sup>）は、下記のAIJ-PCCV式<sup>*1</sup>にて算出。</p> $F = 16.4 \times \exp((2.91 \times 10^{-2} \times R))$ <p>ここに、 F : 推定圧縮強度(N/mm<sup>2</sup>) R : リバウンドハンマーによる反発度</p> <p>※1: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 (付録Ⅱ 原子力施設における建築物の維持管理指針 解説 (プレストレストコンクリート製原子炉格納容器 (PCCV) 編) )</p> <p>添付－1 コンクリートの非破壊試験位置図 添付－2 コンクリートの非破壊試験結果</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

コンクリートの非破壊試験位置図







## コンクリートの非破壊試験結果

測定点	実施時期 (運開後経過年数)	反発度 測定結果	推定圧縮強度 (N/mm <sup>2</sup> )	設計基準強度 (N/mm <sup>2</sup> )
OS-001	2016年 (25年)	58	88.7	44.1
OS-002	2016年 (25年)	56	83.7	44.1
OS-003	2016年 (25年)	57	86.1	44.1
OS-004	2016年 (25年)	62	99.6	44.1
OS-005	2016年 (25年)	56	83.7	44.1
OS-006	2016年 (25年)	55	81.3	44.1
OS-007	2016年 (25年)	54	78.9	44.1
OS-008	2016年 (25年)	54	78.9	44.1
SH-3-1	2020年 (29年)	52	74.5	44.1
SH-3-2	2020年 (29年)	52	74.5	44.1
SH-3-3	2020年 (29年)	55	81.3	44.1
SH-3-4	2020年 (29年)	57	86.1	44.1
SH-3-5	2020年 (29年)	52	74.5	44.1
SH-3-6	2020年 (29年)	57	86.1	44.1
SH-3-7	2020年 (29年)	46	62.5	44.1
平均			81.3(※)	44.1

(※) 小数点以下第2位を切り捨て

タイトル	大飯3号炉周辺の地下水による劣化影響について								
説明	<p>1. はじめに 大飯3号炉のコンクリート構造物うち、原子格納施設の基礎、海水ポンプ室、海水管トンネル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、それらが大飯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。</p> <p>2. 経年劣化影響評価</p> <p>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。</p> <p style="text-align: center;">表1 地下水の存在下で引き起こされる経年劣化要因</p> <table border="1" data-bbox="421 898 1358 1462"> <thead> <tr> <th data-bbox="421 898 568 976">経年劣化要因</th> <th data-bbox="568 898 1358 976">概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="421 976 568 1167">塩分浸透</td> <td data-bbox="568 976 1358 1167">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 data-bbox="421 1167 568 1357">アルカリ骨材反応</td> <td data-bbox="568 1167 1358 1357">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 data-bbox="421 1357 568 1462">化学的侵食</td> <td data-bbox="568 1357 1358 1462">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）が生じる。</td> </tr> </tbody> </table> <p>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、化学的侵食が大飯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、大飯3号炉の環境条件に基づき評価を行った。</p> <p>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。 大飯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。 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</p>	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）が生じる。								

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点検の結果、塩分浸透による鉄筋腐食に起因する膨張性の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ポンプ室においても、塩分浸透による鉄筋腐食に起因する膨張性の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、目視点検の結果および最も厳しい環境条件にある海水ポンプ室の現状に鑑み、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、大飯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、大飯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、1987年から1990年にモルタルバー法（JASS 5N T201、JIS A 5308 附属書8）による反応性試験を実施しており、その結果得られた膨張率は「材齢6ヶ月で0.100%」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点検の結果、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。さらに絶えず海水が供給される環境下にある海水ポンプ室においても、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。

したがって、使用骨材の反応性試験結果、目視点検の結果および最も厳しい環境条件にある海水ポンプ室の現状を鑑み、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、大飯3号炉における地下水水質の試験結果に基づき、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) 大飯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  
大飯3号炉周辺敷地内（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 大飯3号炉地下水採取位置

表2 大飯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)
採水箇所 A・B (平均値)	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

大飯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EN206<sup>1)</sup>の地下水の環境区分と対比した結果を表3に示す。

表3 大飯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	大飯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 [-]	$6.5 \geq X \geq 5.5$	$5.5 > X \geq 4.5$	$4.5 > X \geq 4.0$	該当区分なし
SO <sub>4</sub> <sup>2-</sup> [mg/l]	$200 \leq X \leq 600$	$600 < X \leq 3000$	$3000 < X \leq 6000$	該当区分なし
Mg <sub>2</sub> <sup>+</sup> [mg/l]	$300 \leq X \leq 1000$	$1000 < X \leq 3000$	$3000 < X$	該当区分なし
NH <sub>4</sub> <sup>+</sup> [mg/l]	$15 \leq X \leq 30$	$30 < X \leq 60$	$60 < X \leq 100$	該当区分なし
CO <sub>2</sub> [mg/l] (aggressive)	$15 \leq X \leq 40$	$40 < X \leq 100$	$100 < X$	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

定量下限値未満であり、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

大飯3号炉の地下水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ポンプ室においては、化学的侵食に特有の劣化兆候は見られない。

したがって、地下水水質の分析や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取水構造物の現状に鑑み、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大飯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大飯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。

これより、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に挙げた各経年劣化要因が大飯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小さいことを確認した。

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あるが、塩分浸透による鉄筋腐食に起因する膨張性のひび割れは建屋内部からの目視点検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ポンプ室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	×	×	建設時にコンクリート使用骨材について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、仮に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点検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ポンプ室においても、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	×	×	大飯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低いことを確認している。

以上