

志賀原子力発電所 1 号炉
高経年化技術評価
(コンクリート構造物及び鉄骨構造物)

補足説明資料

2022 年 10 月 6 日

北 陸 電 力 株 式 会 社

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	2
3. 評価対象と評価手法	4
3.1 対象構造物の選定	4
3.2 経年劣化事象の抽出	11
3.3 評価対象部位の選定	17
3.4 評価手法	17
4. 対象構造物の技術評価	19
4.1 コンクリートの強度低下	19
4.2 コンクリートの遮へい能力低下	28
4.3 現状保全	29
4.4 総合評価	29
4.5 高経年化への対応	29
5. 評価対象部位以外の技術評価	29
6. まとめ	30
6.1 審査ガイド適合性	30
6.2 施設管理に関する方針として策定する事項	31

別紙

別紙 1. 点検管理手引における定期点検の項目及び判定基準について	1-1
別紙 2. 志賀 1 号炉周辺地域の凍害危険度について	2-1
別紙 3. 排気筒の疲労評価の計算過程及び判定基準について	3-1
別紙 4. 温度測定方法, 測定位置及び測定結果について	4-1
別紙 5. 放射線照射量の算定方法, 条件及び結果について	5-1
別紙 6. 中性化における評価対象部位及び評価点について	6-1
別紙 7. 中性化深さ推定値の算定過程について	7-1
別紙 8. 塩分浸透における評価点の妥当性について	8-1
別紙 9. 塩分浸透における鉄筋の腐食減量の算定過程について	9-1
別紙 10. 機械振動における評価対象部位及び評価点について	10-1
別紙 11. 熱による遮へい能力低下の評価に用いた温度分布解析について	11-1
別紙 12. 志賀 1 号炉周辺の地下水による経年劣化影響について	12-1

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冷温停止状態が維持されることを前提とした高経年化技術評価のうち、コンクリート構造物及び鉄骨構造物の経年劣化事象に対する評価結果について補足説明するものである。

2. 基本方針

コンクリート構造物及び鉄骨構造物の経年劣化事象及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、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、その発生及び進展に係る健全性評価を行い、運転開始後40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」及び「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」の要求事項に適合することを確認することである。

コンクリート構造物及び鉄骨構造物評価についての要求事項を表1に整理する。

表1 コンクリート構造物及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の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) 長期施設管理方針の審査</p> <p>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。</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。</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。</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、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。</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施設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. 評価対象と評価手法

3.1 対象構造物の選定

志賀原子力発電所1号炉（以下、「志賀1号炉」という。）における安全上重要な構造物（重要度分類指針におけるPS-1，2及びMS-1，2に該当する構造物又は該当する機器・構造物を支持する構造物）並びに高温・高圧の環境下にあるクラス3の機器を支持する構造物を抽出した結果を表2に示す。

表2 対象構造物の抽出 (1/2)

安全重要度分類審査指針等に定める機能	クラス	主要設備	対象構造物
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	PS-1	原子炉圧力容器 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管	原子炉建屋 原子炉建屋
過剰反応度の印加防止機能	PS-1	制御棒及び制御棒駆動系	原子炉建屋
炉心形状の維持機能	PS-1	炉心支持構造物	原子炉建屋
原子炉の緊急停止機能	MS-1	制御棒及び制御棒駆動系 (スクラム機能)	原子炉建屋
未臨界維持機能	MS-1	原子炉停止系 (制御棒, ほう酸水注入系)	原子炉建屋
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	MS-1	逃がし安全弁	原子炉建屋
原子炉停止後の除熱機能	MS-1	残留熱除去系	原子炉建屋
		高圧炉心スプレイ系	原子炉建屋, 復水貯蔵タンク基礎, 原子炉建屋～復水貯蔵タンク連絡ダクト
炉心冷却機能	MS-1	残留熱除去系	原子炉建屋
		低圧炉心スプレイ系	原子炉建屋
		高圧炉心スプレイ系	原子炉建屋, 復水貯蔵タンク基礎, 原子炉建屋～復水貯蔵タンク連絡ダクト
放射性物質の閉じ込め機能 放射線の遮へい及び放出低減機能	MS-1	原子炉格納容器	原子炉建屋
		原子炉建屋	原子炉建屋
		非常用ガス処理系	原子炉建屋, 排気筒, 原子炉建屋～排気筒連絡ダクト
工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	MS-1	安全保護系	原子炉建屋
安全上特に重要な関連機能	MS-1	非常用ディーゼル発電設備系	原子炉建屋
		中央制御室	原子炉建屋
		中央制御室換気空調系	原子炉建屋
		換気空調補機非常用冷却水系	原子炉建屋
		原子炉補機冷却水系	原子炉建屋, タービン建屋, 海水熱交換器建屋, タービン建屋～海水熱交換器建屋連絡ダクト
		原子炉補機冷却海水系	原子炉建屋, タービン建屋, 海水熱交換器建屋, タービン建屋～海水熱交換器建屋連絡ダクト, 取水構造物
		高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系	原子炉建屋, タービン建屋, 海水熱交換器建屋, タービン建屋～海水熱交換器建屋連絡ダクト
		高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水系	原子炉建屋, タービン建屋, 海水熱交換器建屋, タービン建屋～海水熱交換器建屋連絡ダクト, 取水構造物
		非常用所内電源系	原子炉建屋, 海水熱交換器建屋
	直流電源系	原子炉建屋	
MS-2	ディーゼル燃料油系	軽油タンク基礎, 原子炉建屋～軽油タンク連絡ダクト	

表2 対象構造物の抽出(2/2)

安全重要度分類審査指針等に定める機能	クラス	主要設備	対象構造物
原子炉冷却材を内蔵する機能	PS-2	原子炉冷却材浄化系	原子炉建屋
原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	PS-2	使用済燃料貯蔵プール	原子炉建屋
燃料を安全に取り扱う機能	PS-2	燃料取替機	原子炉建屋
		原子炉建屋クレーン	原子炉建屋, タービン建屋
燃料プール水の補給機能	MS-2	残留熱除去系	原子炉建屋
		燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋
放射性物質放出の防止機能	MS-2	原子炉建屋	原子炉建屋
		非常用ガス処理系	原子炉建屋, 排気筒, 原子炉建屋～排気筒連絡ダクト
		燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋
事故時のプラント状態の把握機能	MS-2	事故時監視計器	原子炉建屋
異常状態の緩和機能	MS-2	制御棒	原子炉建屋
原子炉冷却材保持機能	高*	原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される計装等の小口径配管, 弁	原子炉建屋
放射性物質の貯蔵機能	高*	廃棄物処理設備	廃棄物処理建屋
プラント運転補助機能	高*	補助ボイラー設備	サービス建屋
		所内蒸気系	原子炉建屋, タービン建屋, サービス建屋
		計装用圧縮空気系設備	原子炉建屋
		窒素ガス供給系	原子炉建屋
原子炉冷却材の浄化機能	高*	原子炉冷却材浄化系	原子炉建屋
原子炉冷却材の補給機能	高*	制御棒駆動系	原子炉建屋

*: 最高使用温度が95℃を超え, 又は最高使用圧力が1,900kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器

抽出した対象構造物から，図 1 の高経年化技術評価実施フロー及び図 2 の冷温停止維持評価対象設備の選定フローにより，冷温停止維持に必要な構造物を選定した。その結果を表 3 に示す。

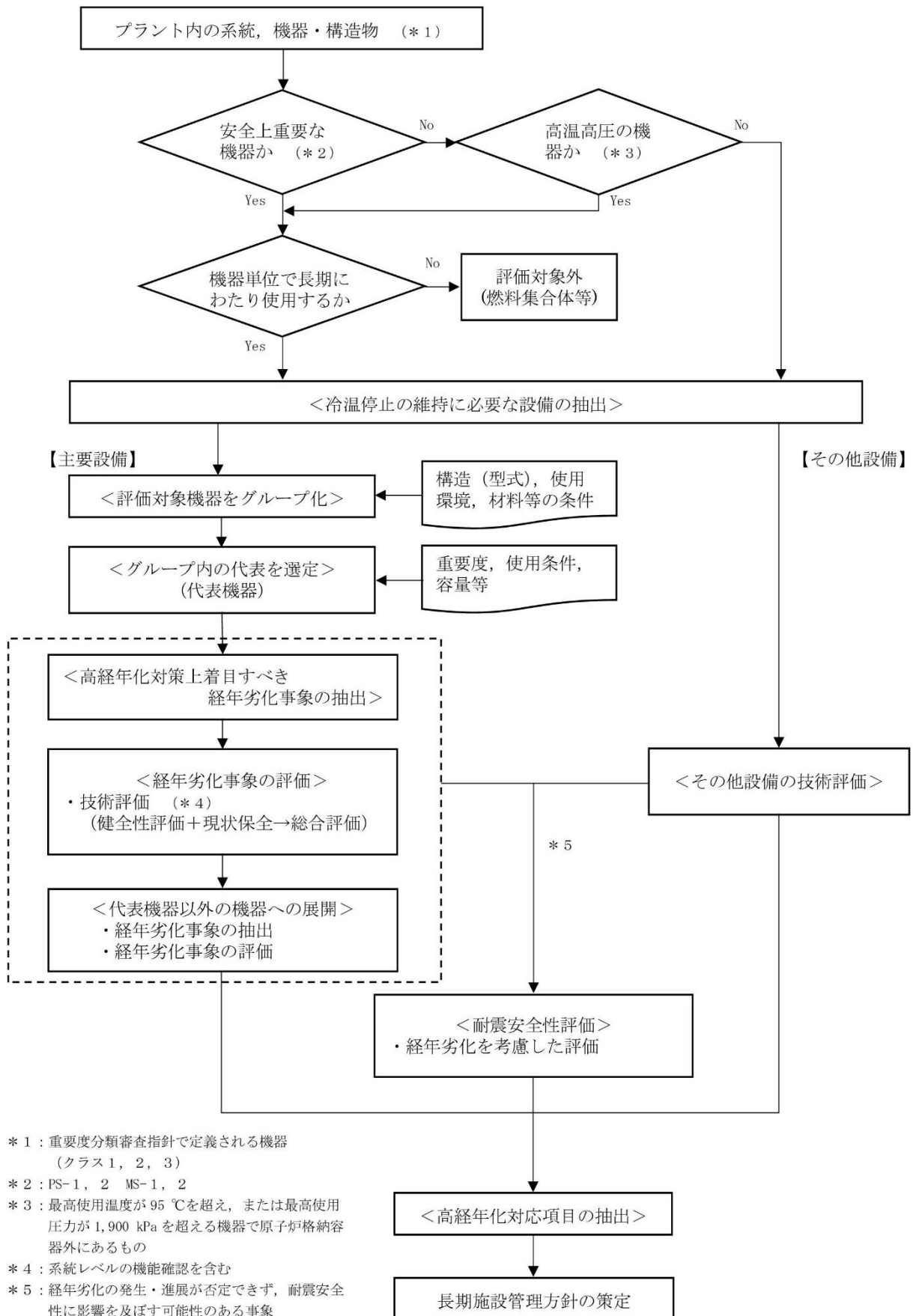


図 1 高経年化技術評価実施フロー

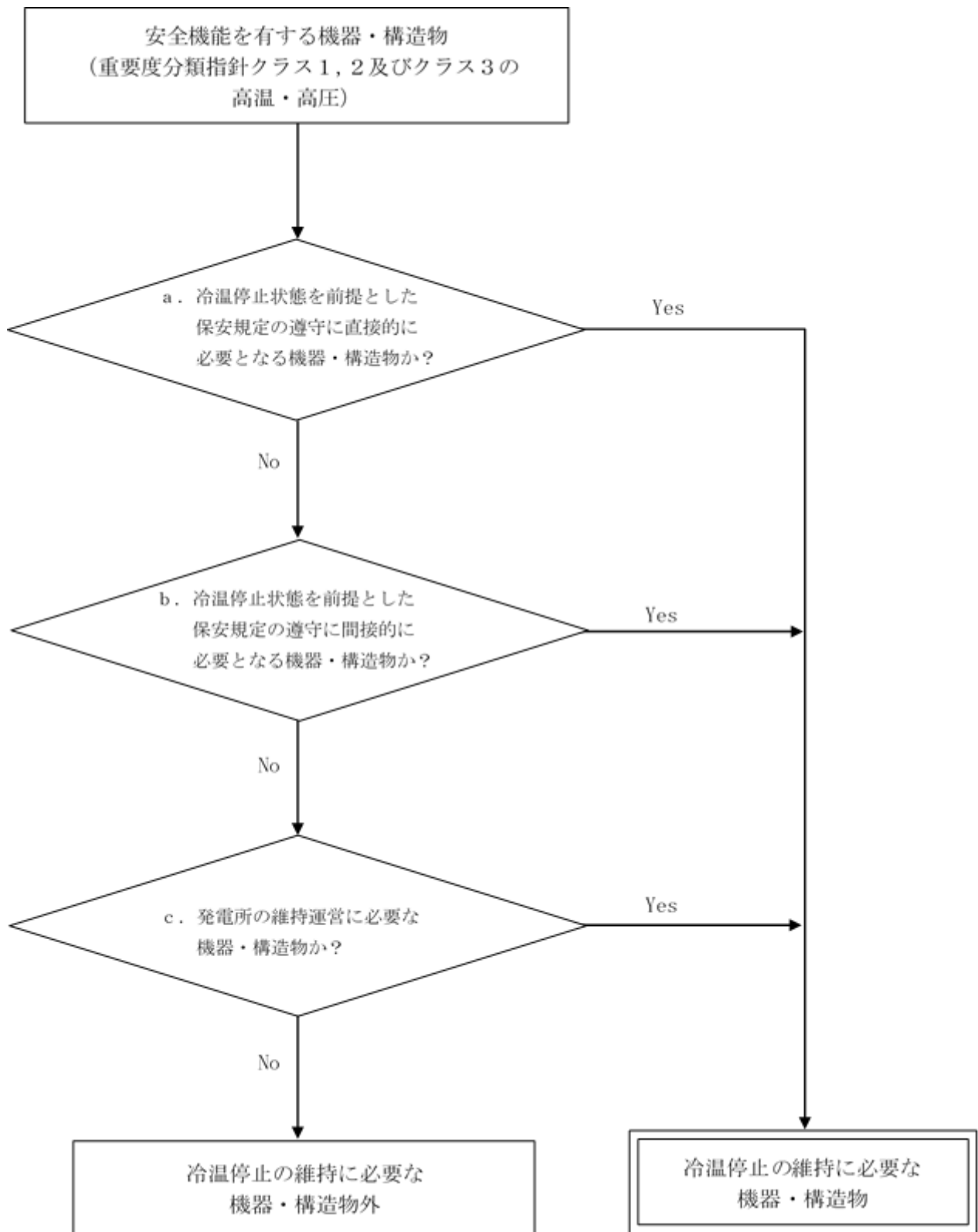


図2 冷温停止の維持に必要な機器の抽出フロー図

表3 評価対象構造物

構 造		対象構造物
コンクリート構造物	建 物	原子炉建屋（非常用ディーゼル発電設備基礎含む）
		タービン建屋
		海水熱交換器建屋
		廃棄物処理建屋
		サービス建屋
	構築物	取水構造物
		復水貯蔵タンク基礎
		軽油タンク基礎
		原子炉建屋～排気筒連絡ダクト
		原子炉建屋～復水貯蔵タンク連絡ダクト
		原子炉建屋～軽油タンク連絡ダクト
		タービン建屋～海水熱交換器建屋連絡ダクト
		排気筒（基礎部）
鉄骨構造物	原子炉建屋（鉄骨部）	
	タービン建屋（鉄骨部）	
	排気筒	

3.2 経年劣化事象の抽出

3.2.1 機能達成に必要な項目

対象構造物のうちコンクリート構造物に要求される機能は、支持機能と遮へい機能であり、鉄骨構造物に要求される機能は支持機能である。これらの機能を達成するためには、次の3つの項目が必要である。

- ① コンクリート強度の維持
- ② コンクリート遮へい能力の維持
- ③ 鉄骨強度の維持

3.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

(1) 想定される経年劣化事象及び劣化要因の抽出

「3.2.1 機能達成に必要な項目」で示した機能に影響を及ぼすことが否定できない経年劣化事象として、コンクリートの強度低下、遮へい能力低下及び鉄骨の強度低下が考えられ、これらを想定される経年劣化事象として選定した。

また、想定される経年劣化事象を引き起こす可能性がある要因の中から、対象構造物の構造、材料、環境及び現在までの運転経験を考慮し、想定される経年劣化事象及び劣化要因を表4（コンクリート構造物）及び表5（鉄骨構造物）に示す。

表4 想定される経年劣化事象及び劣化要因（コンクリート構造物）

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	1. 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を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等により、強度が低下する可能性がある。
		2. 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り、コンクリート中の水分が逸散し、乾燥に伴うひび割れ等により強度が低下する可能性がある。
		3. 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すると鉄筋周囲に生成されていた不動態被膜が失われ、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。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。
		4. 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及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。
		5. アルカリ骨材反応	アルカリ骨材反応は、コンクリート中に含まれるアルカリ性の水溶液と、骨材中に含まれる反応性珪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膨張すると、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。
		6. 機械振動	機械振動によってコンクリート構造物が長期間にわたって繰り返し荷重を受けると、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。
		7. 凍結融解	コンクリート中の水分は、0℃以下になると凍結し、また、気温の上昇や日射を受けること等により融解する。長年にわたって凍結と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。
	遮へい能力低下	8. 熱	コンクリートが周辺環境からの伝達熱や放射線照射による内部発熱を受けると、コンクリート中の水分が逸散し、放射線に対する遮へい能力が低下する可能性がある。

表5 想定される経年劣化事象及び劣化要因（鉄骨構造物）

構造物	経年劣化事象	劣化要因	
鉄骨構造物	強度低下	9. 腐食	一般的に、鋼材は大気中の酸素及び水分と化学反応を起こして腐食する。腐食は、海塩粒子等により促進され、進行すると鋼材の断面欠損に至り、鉄骨構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。
		10. 風等による疲労	風等の繰返し荷重が継続的に鉄骨構造物に作用することにより、疲労による損傷が蓄積され、鉄骨構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。

(2) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象及び劣化要因の抽出

想定される経年劣化事象のうち、下記①、②に該当しない事象を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象と判断した。抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象及び劣化要因を表6に示す。

表6 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象及び劣化要因

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
		放射線照射
		中性化
		塩分浸透
		機械振動
	遮へい能力低下	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）

該当する経年劣化事象を表7に示す。

日常劣化管理事象に関するコンクリート構造物及び鉄骨構造物の保全活動については、「志賀原子力発電所 建築設備点検管理手引（QA15-C2）」及び「志賀原子力発電所 土木設備点検管理手引（QA15-C1）」（以下、総称して「点検管理手引」という。）に基づき実施している。点検管理手引における定期点検の項目及び判定基準を別紙1に示す。

また、日常劣化管理事象及び劣化要因に関する具体的な点検及び補修実績を表8に示す。

これらの事象は、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。

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）

該当する経年劣化事象は抽出されなかった。

表7 日常劣化管理事象と劣化要因

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	<p>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いる。試験結果を表9に示す。</p> <p>また、定期的に点検管理手引に基づく目視点検を実施しているが、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確認されていない。</p>
		凍結融解	<p>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2018」に示される凍害危険度の分布図によると志賀1号炉の周辺地域の凍害危険度は「ごく軽微」よりも低い。志賀1号炉周辺地域の凍害危険度について別紙2に示す。</p> <p>また、定期的に点検管理手引に基づく目視点検を実施しているが、凍結融解に起因すると判断されるひび割れ等は確認されていない。</p>
鉄骨構造物	強度低下	腐食	<p>定期的に目視点検を実施しているが、強度に支障をきたす可能性のあるような鋼材の腐食は確認されていない。</p> <p>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。</p>
		風等による疲労	<p>鉄骨構造物のうち、風等による繰返し荷重を受ける排気筒が対象構造物と考えられる。</p> <p>鉄骨構造物の風等による繰返し荷重に対する評価は、日本建築学会「鋼構造許容応力度設計規準(2019)」に示されている評価式を用いて、発電所近傍の気象官署で計測された風等に基づき算定した応力範囲が運転開始後40年時点においても、許容疲労強さよりも小さいことを確認し、疲労を考慮する必要はないと評価した。排気筒の疲労評価について別紙3に示す。</p> <p>また、定期的に目視点検を行っているが、風等に起因する疲労割れは確認されていない。</p> <p>以上から、鉄骨の風等による疲労については、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。</p>

表8 日常劣化管理事象及び劣化要因に関する点検及び補修実績

経年劣化事象	劣化要因	対象構造物	点検方法	点検頻度	点検結果	補修実績
コンクリートの強度低下	アルカリ骨材反応	コンクリート構造物全般	目視点検	1回/2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確認されていない	補修実績無し
	凍結融解	コンクリート構造物全般	目視点検	1回/2年*	凍結融解に起因すると判断されるひび割れは確認されていない	補修実績無し
鉄骨の強度低下	腐食	原子炉建屋 タービン建屋 排気筒	目視点検	1回/2年*	有害な腐食は確認されていない	排気筒については定期的な塗替えを実施している
	風等による疲労	排気筒	目視点検	1回/年	有害な疲労割れは確認されていない	補修実績無し

*：排気筒の点検頻度は1回/年である。

表9 アルカリ骨材反応に関する試験結果

骨材		試験方法 (試験実施年)	測定値 (6か月)	判定基準	結果
粗骨材	手取産	モルタルバー法 (1989~1991年)	0.007%	「材齢6か月で膨張率が0.100%以下」が無害	無害
	小矢部産		0.011%		無害
細骨材	合成砂 (手取産+内灘産)		0.008%		無害
	小矢部産		0.012%		無害

3.3 評価対象部位の選定

評価対象部位は、評価すべき経年劣化要因毎に材料及び事象の進展に影響を与える環境を考慮して抽出する。評価対象部位を表10に示す。

3.4 評価手法

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、経年劣化要因毎に材料及び事象の進展に影響を与える環境を考慮し、その進展の程度が大きいと考えられる評価点について健全性を確認する。

健全性を確認する方法としては、学会基準等による既往の健全性評価方法又は国内外の研究成果による健全性評価方法を用いた。

表 10 コンクリート構造物及び鉄骨構造物に想定される経年劣化事象と評価対象部位

構造種別		コンクリート構造物							鉄骨構造物			備 考
経年劣化事象		強度低下						遮へい 能力低下	強度低下			
要 因		熱	放射線 照射	中性化	塩分 浸透	アルカリ 骨材反応	凍結 融解	機械 振動	熱	腐食	風等による 疲労	
対 象 構 造 物	原子炉建屋	○*1	○*1	○*2	○	△	△	○*6	○*7	△		
	タービン建屋	○	○	○	○	△	△	○		△		
	海水熱交換器建屋			○	○	△	△	○				
	廃棄物処理建屋	○	○	○	○	△	△	○				
	サービス建屋	○	○	○	○	△	△	○				
	取水構造物			○*3	○*3	△	△					
	復水貯蔵タンク基礎		○	○	○	△	△					
	軽油タンク基礎			○*4	○	△	△					
	原子炉建屋～排気筒連絡ダクト		○	○	○	△	△					
	原子炉建屋～復水貯蔵タンク 連絡ダクト		○	○	○	△	△					
	原子炉建屋～軽油タンク連絡ダクト			○*5	○*5	△	△					
タービン建屋～海水熱交換器建屋 連絡ダクト			○	○	△	△						
排気筒			○	○	△	△			△	△		

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象でない事象（日常劣化管理事象）

*：評価対象部位

*1：一次遮へい壁
*2：内壁
*3：側壁
*4：基礎版
*5：上版
*6：非常用ディーゼル
発電設備基礎
*7：原子炉遮へい壁

4. 対象構造物の技術評価

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

評価対象部位は対象構造物のうち、通常運転時に雰囲気温度が高く、高温の原子炉圧力容器近傍に位置する一次遮へい壁とし、評価点は一次遮へい壁内面とした（図3参照）。

評価については、コンクリートの温度制限値と一次遮へい壁内側の原子炉格納容器内における温度測定結果を比較した。原子炉格納容器内の温度測定結果を別紙4に示す。

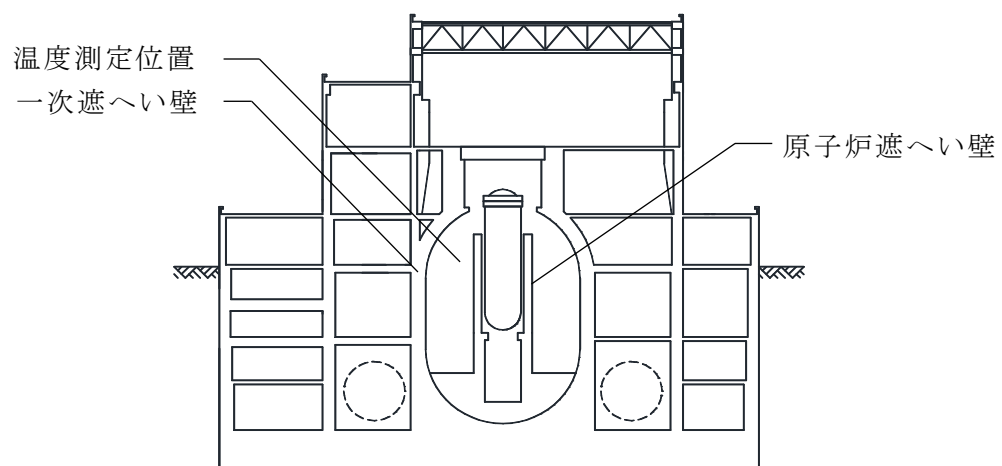


図3 原子炉格納容器断面概要

(2) 評価結果

コンクリートの温度制限値は設計基準強度確保の観点から、局部では 90 °C、一般部では 65 °Cと定められている¹⁾。

原子炉建屋において、通常運転時に最も高温状態となる部位は、一次遮へい壁であり、一遮へい壁周辺の最高測定温度は 61 °Cであったことから、コンクリートの温度制限値以下であることを確認した。

なお、冷温停止維持の状態では、通常運転時の温度測定結果である最大 61 °Cを上回ることはないため、運転開始後 40 年時点においてもコンクリートへの熱による影響はないと判断する。

以上により、熱によるコンクリートの強度低下は長期健全性評価上問題とならない。

1) 日本建築学会「原子炉建屋構造設計指針・同解説（1988）」

4.1.2 放射線照射による強度低下

(1) 評価の概要

評価対象部位は原子炉圧力容器近傍に位置し、運転時に中性子照射量及びガンマ線照射量が最も大きいと考えられる一次遮へい壁とし、評価点は一次遮へい壁内面とした。

評価については、評価点における運転開始後40年時点で予想される中性子照射量及びガンマ線照射量を解析により算定した。放射線照射量の算定方法、条件及び結果を別紙5に示す。

(2) 評価結果

中性子照射と強度の関係に関しては、Hilsdorf 他の文献²⁾及び小嶋他の文献における試験結果³⁾より、コンクリートの圧縮強度は、およそ $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ の中性子照射量 ($E > 0.1 \text{MeV}$) から低下する可能性が確認されている。

運転開始後40年時点で予想される中性子照射量 ($E > 0.1 \text{MeV}$) は、放射線照射量解析の結果、一次遮へい壁内面において $4.53 \times 10^{13} \text{n/cm}^2$ であり、 $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ の中性子照射量 ($E > 0.1 \text{MeV}$) を超えることはないと推定され、中性子照射によるコンクリート強度への影響はないものと判断した。

一方、ガンマ線照射量と強度との関係については Hilsdorf 他の文献²⁾によると、ガンマ線照射量が $2.0 \times 10^{10} \text{rad}$ ($2.0 \times 10^8 \text{Gy}$) 以下では有意な強度低下は見られない(図4参照)。

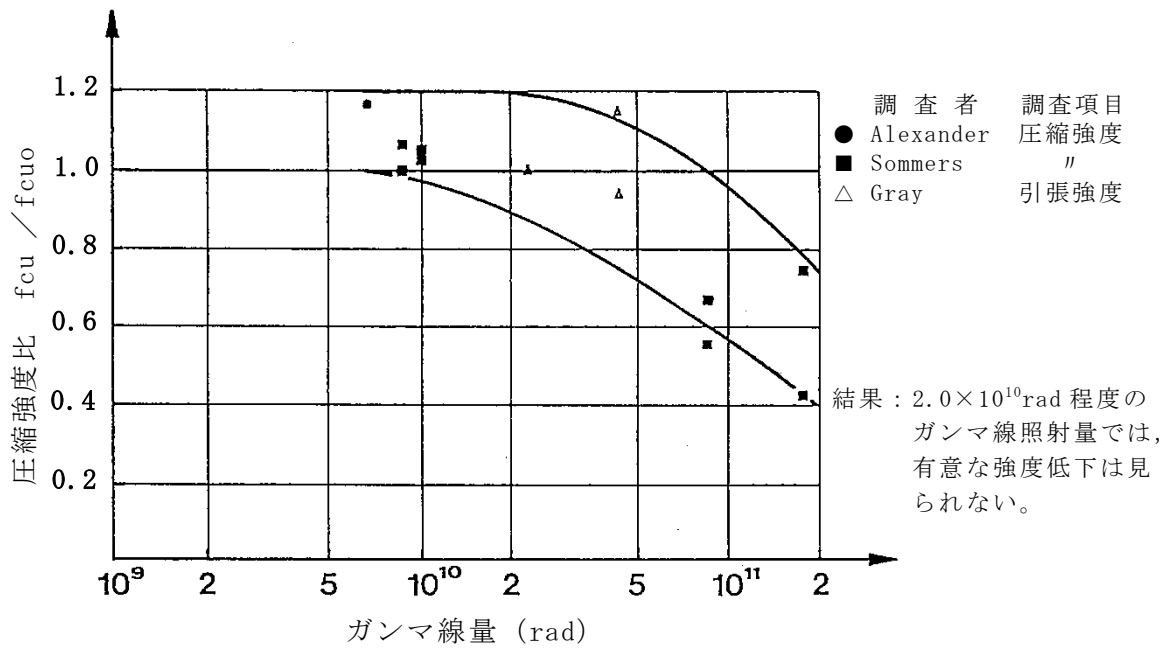
運転開始後40年時点で予想されるガンマ線照射量は、放射線照射量解析の結果、一次遮へい壁内面において $1.43 \times 10^6 \text{rad}$ ($1.43 \times 10^4 \text{Gy}$) であり、 $2.0 \times 10^{10} \text{rad}$ ($2.0 \times 10^8 \text{Gy}$) を超えることはないと推定され、ガンマ線照射によるコンクリート強度への影響はないものと判断した。

なお、冷温停止維持の状態では、中性子やガンマ線の発生はほとんど無いため、運転開始後40年時点においてもコンクリートへの放射線照射による影響はないと判断する。

以上により、放射線照射によるコンクリートの強度低下は長期健全性評価上問題とならない。

2) Hilsdorf, Kropp, and Koch, 「The Effects of Nuclear Radiation on the Mechanical Properties of Concrete」 American Concrete Institute Publication, SP - 55, Paper 10. (1978)

3) 小嶋 正義, 中野 眞木郎, 田口 清貴, 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)



(出典) Hilsdorf, Kropp, and Koch, "The Effects of Nuclear Radiation on The Mechanical Properties of Concrete." American Concrete institute Publication SP - 55, Paper 10. (1978) に加筆

図4 ガンマ線照射したコンクリートの圧縮強度 (fcu) と照射しないコンクリートの圧縮強度 (fcu0) の比

4.1.3 中性化による強度低下

(1) 評価の概要

中性化の進展に影響を及ぼす要因として、環境要素（二酸化炭素濃度、温度及び相対湿度）等が考えられることから、環境測定を実施した。環境測定に基づく中性化の評価点の選定過程について別紙6に示す。

鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さは、一般に屋外の雨掛かりの部分では鉄筋のかぶり厚さまで達したとき、屋内の部分では鉄筋のかぶり厚さから 20 mm 奥まで達したときとされている（日本建築学会「鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解説（2016）」）ことから、評価対象部位は、屋外、屋内について各々選定することとし、塗装等の仕上げ材の有無、環境要素（二酸化炭素濃度、温度及び相対湿度）等を考慮して選定した。

① 屋内

評価対象部位及び評価点は、仕上げ材の有無、環境要素（二酸化炭素濃度、温度及び相対湿度）を基に、中性化が進展しやすい環境下にあると想定される複数箇所において、中性化深さを測定し、各建物の最小かぶり厚さが同一であることを踏まえ、中性化深さの実測値が最大となった原子炉建屋のCUW再生熱交換器室内壁を選定した。中性化深さの実測値、運転開始後 40 年時点の中性化深さを表 11 に示す。

② 屋外

評価対象部位及び評価点は、環境要素（二酸化炭素濃度、温度及び相対湿度）がほぼ同一であるため、仕上げ材がない構造物を対象に、中性化深さを測定し、各構築物の最小かぶり厚さの相違を考慮して、取水構造物の気中帯側壁、軽油タンク基礎の基礎版及び原子炉建屋～軽油タンク連絡ダクトの上版を選定した。中性化深さの実測値及び運転開始後 40 年時点の中性化深さを表 11 に示す。

なお、建物の屋外については外壁面を全面塗装しており、中性化の進展への影響度が小さいと考えられるため、評価点としない。

(2) 評価手順

以下に評価手順を示す。また、中性化深さの推定値の算定過程を別紙7に示す。

① 運転開始後40年時点における中性化深さの推定

中性化深さの推定式（岸谷式⁴⁾、森永式⁵⁾及び中性化深さの実測値に基づく \sqrt{t} 式⁶⁾により、運転開始後40年時点の中性化深さの推定値を算定する。

② 最大中性化深さの推定値の抽出

中性化深さの推定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する。

③ 鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さの算定

鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さとして、屋外はかぶり厚さの値、屋内はかぶり厚さに20mmを加えた値をそれぞれ算定する。

④ 運転開始後40年時点の中性化深さの評価

②が③よりも小さいことを確認する。

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) 日本建築学会「鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解説（2016）」

(3) 評価結果

運転開始後 40 年時点における中性化深さの推定値は表 11 に示すとおり、いずれの評価点においても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を確認した。

さらに、定期的に見視点検を実施しているが、中性化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。

以上により、中性化によるコンクリートの強度低下は長期健全性評価上問題とならない。

表 11 コンクリートの中性化深さ

(単位：mm)

評価対象部位 (評価点)	調査時点の中性化深さ			運転開始後 40 年時点の 中性化深さ*2*4 (推定式)	鉄筋が腐食し 始める時点の 中性化深さ*3	
	経過 年数	実測値 (調査時期)	推定値*1*4 (推定式)			
屋内 原子炉建屋 (CUW 再生熱交換 器室内壁)	28.3 年	9.2 (2021 年 11 月)	33.9 (岸谷式)	40.3 (岸谷式)	60.0	
屋外	取水構造物 (気中帯側壁)	27.5 年	11.7 (2021 年 1 月)	23.5 (岸谷式)	28.3 (岸谷式)	84.0
	軽油タンク基礎 (基礎版)	27.5 年	2.6 (2021 年 1 月)	11.0 (岸谷式)	13.3 (岸谷式)	87.0
	原子炉建屋 ～軽油タンク 連絡ダクト (上版)	28.3 年	1.4 (2021 年 11 月)	23.8 (岸谷式)	28.3 (岸谷式)	50.0

*1：岸谷式⁴⁾，森永式⁵⁾による推定値のうち最大値を記載

*2：岸谷式⁴⁾，森永式⁵⁾，実測値に基づく \sqrt{t} 式⁶⁾による推定値のうち最大値を記載

*3：かぶり厚さから評価した値

*4：推定値算定に用いる環境要素（二酸化炭素濃度，温度及び相対湿度）のうち，温度及び相対湿度については志賀 1 号炉の屋内における実測値又は金沢気象官署における平年値を用い，二酸化炭素濃度については志賀 1 号炉の屋内及び屋外における実測値を用いる。

4.1.4 塩分浸透による強度低下

(1) 評価の概要

評価対象部位は海水接触とその飛沫の影響により最も厳しい塩分浸透環境下にある取水構造物を選定した。また、飛来塩分の影響を受ける構造物として、塗装等の仕上げ材の無い外壁を有しており、かぶり厚さが最も小さい原子炉建屋～軽油タンク連絡ダクトを選定した。

評価点は、取水構造物では「高経年化技術評価審査マニュアル（JNES-RE-2013-9012）」に基づき塩分浸透環境を考慮し、環境条件が異なる気中帯、干満帯及び海中帯の側壁を選定し、原子炉建屋～軽油タンク連絡ダクトでは飛来塩分の影響を受ける上版を選定した。塩分浸透の測定結果を表 12 に示し、その評価点の妥当性を別紙 8 に示す。

表 12 塩分浸透の測定結果

	表面からの深さ (mm)	取水構造物			原子炉建屋～軽油 タンク連絡ダクト
		気中帯側壁	干満帯側壁	海中帯側壁	上版
塩化物 イオン量 (kg/m ³)	0～20	0.56	5.05	1.31	0.64
	20～40	1.61	3.04	0.97	0.32
	40～60	1.02	1.77	0.81	0.23
	60～80	0.64	1.04	0.87	0.13
	80～100	0.39	0.63	0.86	0.12
コア採取年月		2021年1月	2021年1月	2021年1月	2021年11月

(2) 評価手順

以下に評価手順を示す。また、鉄筋の腐食減量の算定過程を別紙 9 に示す。

① 運転開始後 40 年時点における鉄筋の腐食減量の算定

拡散方程式により塩化物イオン濃度の測定結果を基に、運転開始後経過年数毎のコンクリート表面からの塩化物イオンの浸透を予測し、鉄筋位置における塩化物イオン量を算定する。鉄筋位置における塩化物イオン量を用いて、森永式⁵⁾により運転開始後 40 年時点の鉄筋の腐食減量を算定する。

② 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

鉄筋径及びかぶり厚さを用いて、森永式⁵⁾により、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} を算定する。

③ 運転開始後 40 年時点における鉄筋の腐食減量の評価

①が②よりも小さいことを確認する。

(3) 評価結果

運転開始後 40 年時点における鉄筋の腐食減量の推定値は表 13 に示すとおり、いずれの評価点においても、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} を下回っていることを確認した。

また、定期的に目視点検を実施しているが、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。

以上により、塩分浸透によるコンクリートの強度低下は長期健全性評価上問題とならない。

表 13 鉄筋の腐食減量

評価対象部位 (評価点)	調査時期	鉄筋の腐食減量 ($\times 10^{-4}g/cm^2$)		
		調査時点	運転開始後 40年時点	コンクリートに ひび割れが発生 する時点
取水構造物 (気中帯側壁)	2021年 1月	4.0	5.8	91.5
取水構造物 (干満帯側壁)	2021年 1月	11.0	15.9	92.7
取水構造物 (海中帯側壁)	2021年 1月	0.3	0.5	91.5
原子炉建屋～ 軽油タンク連絡ダクト (上版)	2021年 11月	4.1	5.7	49.2

4.1.5 機械振動による強度低下

(1) 評価の概要

冷温停止状態の維持に必要な機器のうち、主要な機器の重量及び原動機出力を機械振動の大きさとして選定した結果、重量及び原動機出力が最も大きい機器は、非常用ディーゼル発電設備となった。

したがって、機械振動による強度低下の評価対象部位は、支持する機器の機械振動が大きい非常用ディーゼル発電設備基礎とした。

また、評価点は、局部的に影響を受ける可能性がある機器支持部周辺とした。機械振動の評価対象部位及び評価点の抽出過程を別紙 10 に示す。

(2) 評価結果

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、機械の異常振動が発生するものと考えられるが、定例試験の際に異常振動が無いことを確認している。

また、定期的実施している目視点検の結果、補修を要するひび割れは確認されていない。

さらに、現状のコンクリート強度の確認として、非常用ディーゼル発電設備基礎の機器支持部周辺において反発度法による非破壊試験を行った結果、表 14 に示すとおり、平均推定圧縮強度は 34.7N/mm^2 であり、コンクリート躯体の設計基準強度 26.5N/mm^2 を十分上回っていることを確認した。

以上により、定期的な目視点検及び日常的に監視することにより機械振動によるコンクリートの強度低下は、長期健全性評価上問題とならない。

表 14 コンクリートの非破壊試験結果

評価対象部位	調査時期	平均推定圧縮強度	設計基準強度
非常用ディーゼル 発電設備基礎	2021年 (運開後28年)	34.7N/mm^2	26.5N/mm^2

4.2 コンクリートの遮へい能力低下

4.2.1 熱による遮へい能力低下

(1) 評価の概要

評価対象部位は、放射線の遮へい能力が要求される原子炉遮へい壁及び一次遮へい壁のうち、原子炉圧力容器近傍にあり、運転時に照射量の最も大きい原子炉遮へい壁とし、評価点は、原子炉遮へい壁の炉心領域部とした。評価に用いた温度分布解析の詳細を別紙 11 に示す。

(2) 評価結果

放射線防護の観点から、コンクリート遮へい体の設計に適用されている「コンクリート遮へい体設計規準」(R. G. Jaeger et al. 「Engineering Compendium on Radiation Shielding (ECRS) VOL.2」)には、周辺及び内部最高温度の制限値が示されており、コンクリートに対しては中性子遮へいで 88 °C以下、ガンマ線遮へいで 177 °C以下となっている。

これに対し、原子炉遮へい壁コンクリートの炉心領域部の最高温度は、85.2 °Cであり、コンクリートの温度制限値を下回っていることから、遮へい能力への影響はないと判断する。

また、仮に熱によるコンクリート構造物の遮へい能力低下が生じた場合、放射線量が上昇するものと考えられるが、放射線量は日常的に監視されており、異常の兆候は検知可能である。

なお、冷温停止維持の状態では、中性子やガンマ線の発生はほとんど無いため、運転開始後 40 年時点においてもこれらによる温度上昇の影響はないと判断する。

以上により、熱によるコンクリートの遮へい能力低下は長期健全性評価上問題とならない。

4.3 現状保全

コンクリート構造物の強度低下については、点検管理手引に基づき、定期的（1回／2年又は1回／1年）にコンクリート表面の目視点検を実施している。

目視点検の結果、ひび割れ等の補修が必要となる損傷が確認された場合、即時補修が必要なものを除き、その経過を継続的に監視しつつ、点検実施後数年以内を目途に補修を計画、実施することとしている。

コンクリート構造物の遮へい能力低下については、原子炉遮へい壁内のコンクリートが鋼板で覆われているため、目視点検等は実施できないが、放射線量を日常的に監視している。

4.4 総合評価

コンクリート構造物の強度低下については、健全性評価結果から判断し、今後、強度低下が急激に発生する可能性は小さい。

また、定期的な目視点検により補修対象となったひび割れ等の補修を計画、実施しており、現状の保全方法は、コンクリート構造物の健全性を維持する上で適切である。

コンクリート構造物の遮へい能力低下については、健全性評価結果から判断して、現状において問題はなく、今後、遮へい能力低下が急激に発生する可能性は極めて小さい。

また、仮に熱によるコンクリート構造物の遮へい能力低下が生じた場合、放射線量が上昇するものと考えられるが、放射線量は日常的に監視されており、異常の兆候は検知可能である。

4.5 高経年化への対応

コンクリート構造物の強度低下及び遮へい能力低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はなく、今後も現状保全を継続していく。

5. 評価対象部位以外の技術評価

コンクリート構造物及び鉄骨構造物の技術評価は、評価対象部位について、各経年劣化事象に影響を及ぼす要因毎に、使用条件を考慮して実施している。評価対象部位以外の使用条件等は、評価対象部位に包含されているため、技術評価結果も評価対象部位の結果に包含される。

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及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及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. 対象構造物の技術評価」に示すとおり、対象構造物について運転開始後40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中で、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。 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及び鉄骨構造物に関する評価について、高経年化対策の観点から追加すべき保全項目はなく、今後も現状の保全方法により健全性を確認していくことから、施設管理に関する方針として策定する事項はない。

点検管理手引における定期点検の項目及び判定基準について

保全計画に基づき実施する定期点検について、「志賀原子力発電所 建築設備点検管理手引」及び「志賀原子力発電所 土木設備点検管理手引」に定める、定期点検の内容及び判定基準を以下に示す。

1. 志賀原子力発電所 建築設備点検管理手引

1.1 建築設備の定期点検の項目

建築設備の定期点検の項目及び内容は表 1～表 7 に示す「建物点検チェックシート及び点検要領」による。

表1 建物点検チェックシート及び点検要領（外壁）

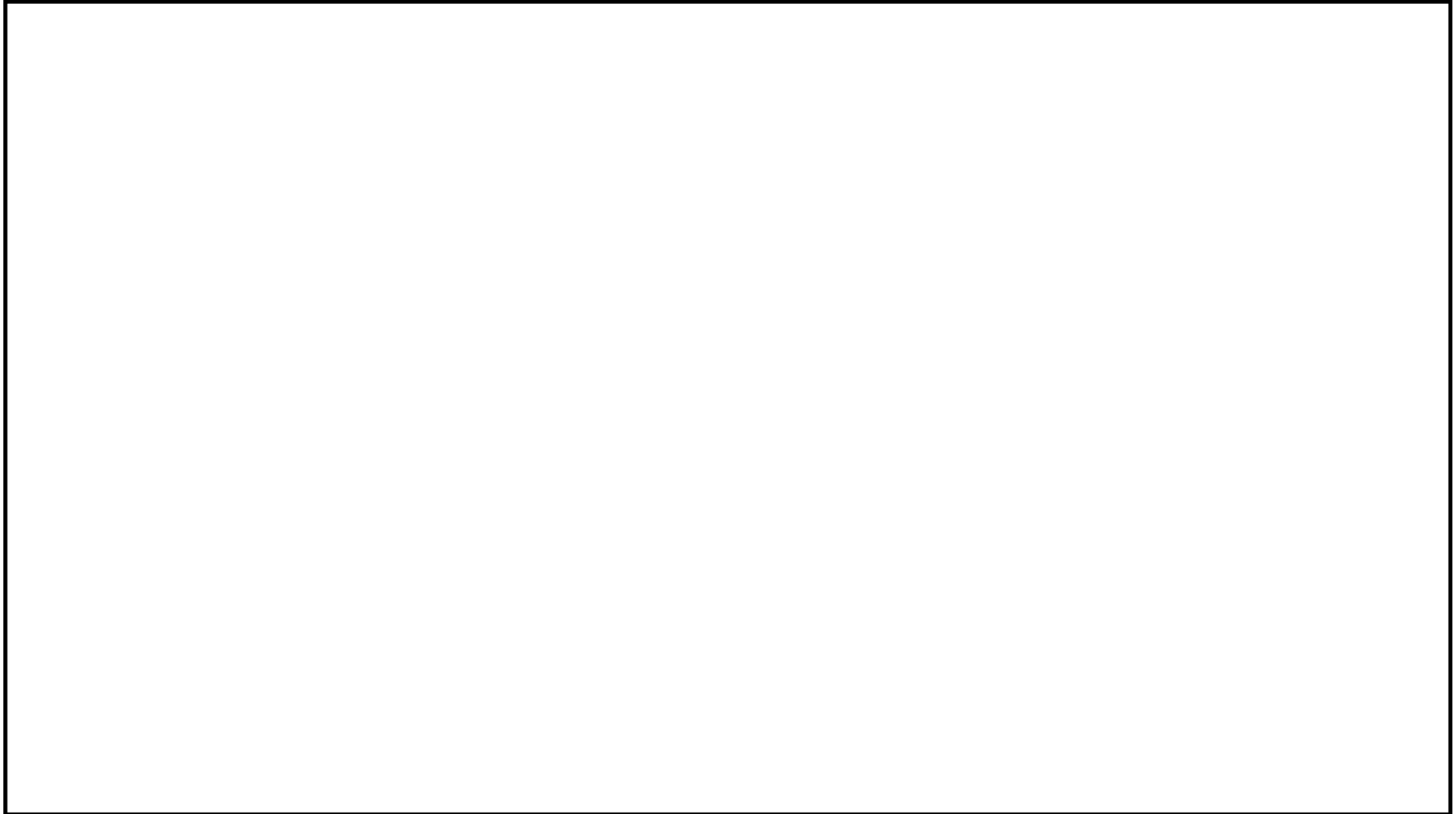


表2 建物点検チェックシート及び点検要領（内壁）

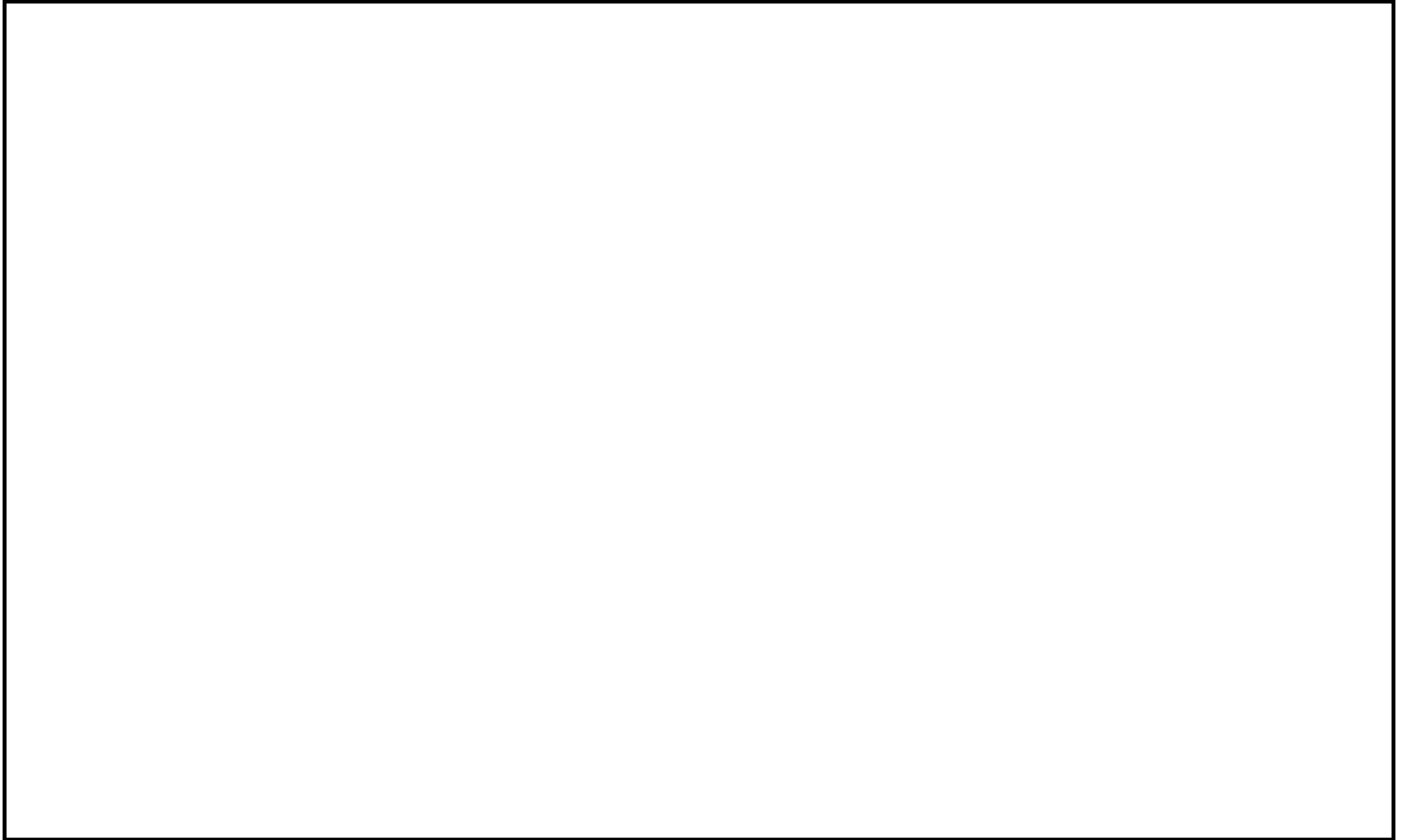


表3 建物点検チェックシート及び点検要領（床版（床））

--

表4 建物点検チェックシート及び点検要領（床版（天井））

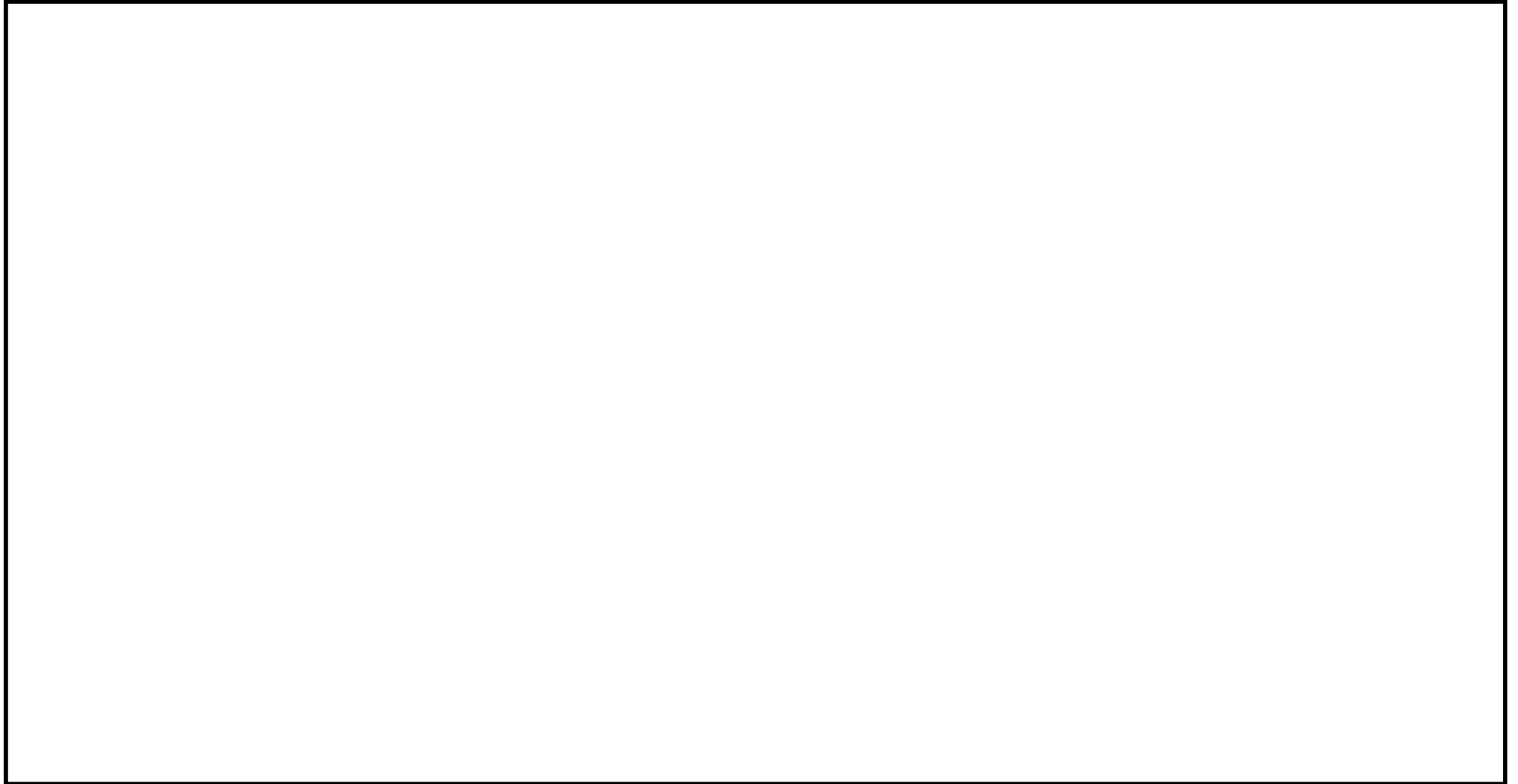


表5 建物点検チェックシート及び点検要領（鉄骨）

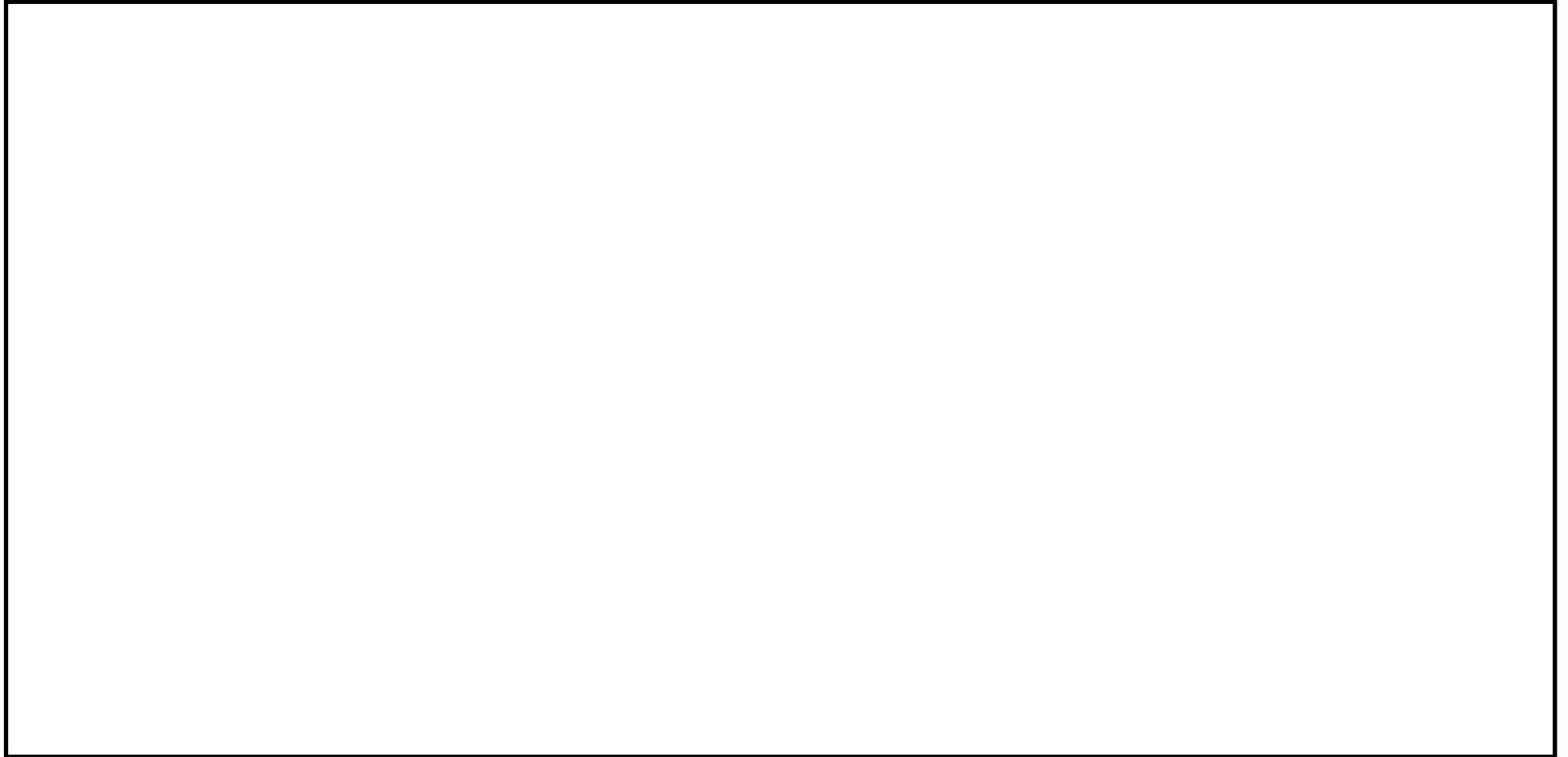


表6 建物点検チェックシート及び点検要領（屋根鉄骨）

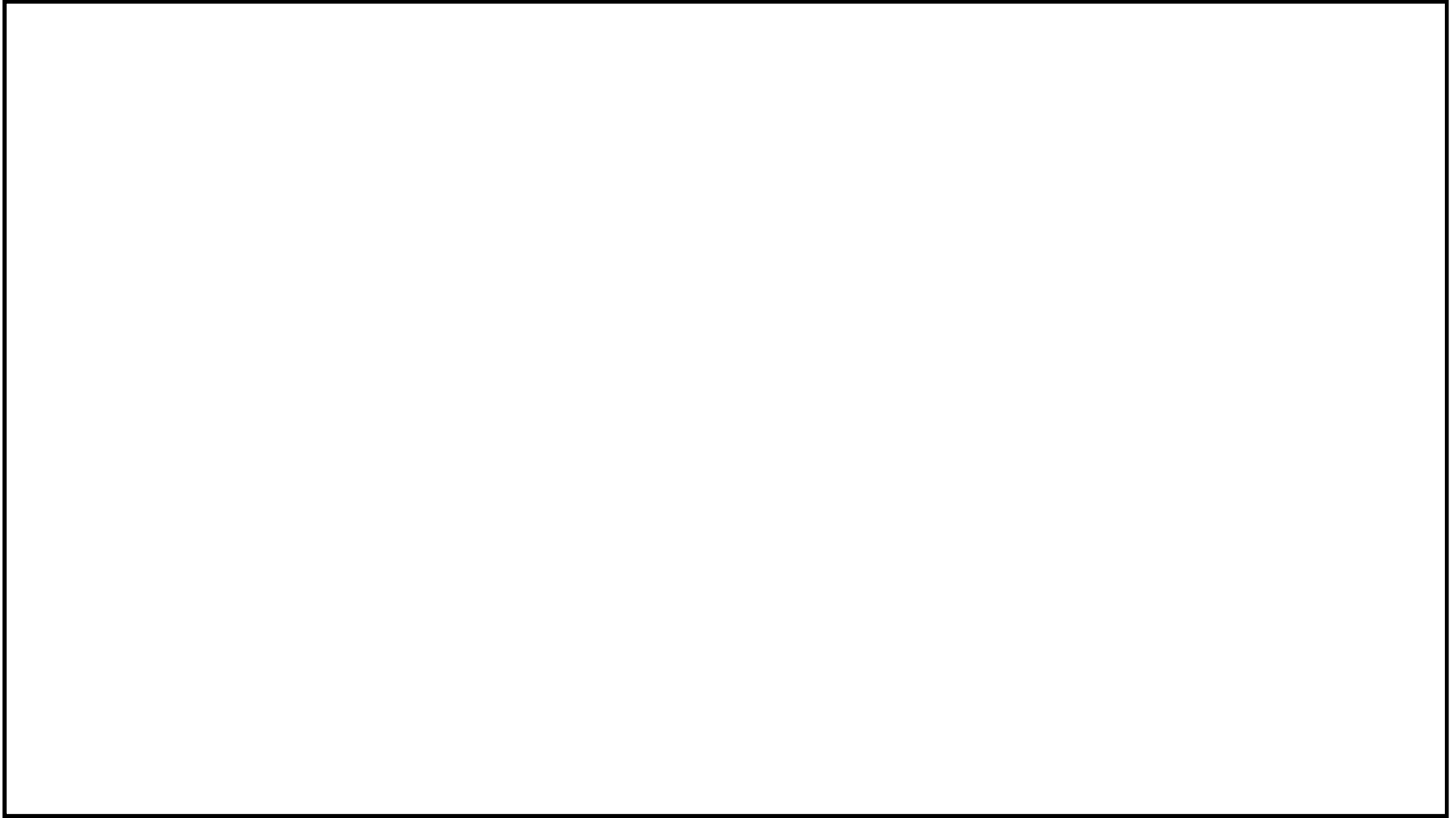
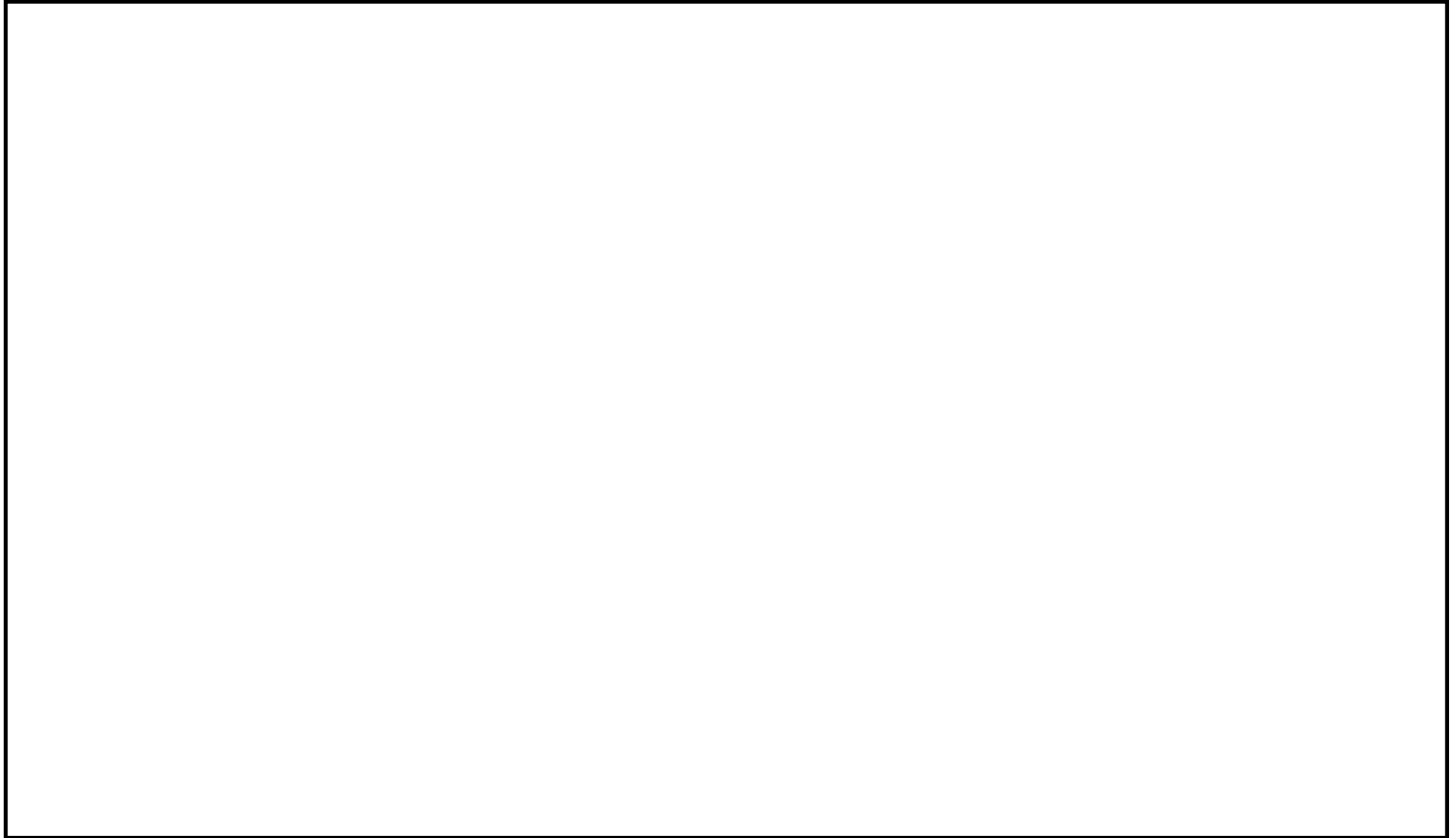


表7 建物点検チェックシート及び点検要領（排気筒）



1.2 建築設備の定期点検における判定基準及び処置程度区分

前節の点検チェックシートの各項目に係る判定基準のうち、建築設備（躯体）に関するものを表8に示す。表8の健全性区分に応じた処置程度区分を表9に示す。

表8 点検チェックシートの各項目に係る判定基準（建築設備（躯体））

--

表9 健全性区分に応じた処置程度区分（建築設備（躯体））

--

2. 志賀原子力発電所 土木設備点検管理手引

2.1 土木設備の定期点検の項目

土木設備の定期点検の項目は表 10 に示す。

表 10 土木設備の点検項目

--

2.2 土木設備の定期点検における判定基準及び処置程度区分

土木設備の点検結果は、構造物の変状・結果の程度に応じて表 11 に基づき、その健全性を評価する。表 11 の健全性区分に応じた処置程度区分を表 12 に示す。

なお、健全性区分を具体的に判定するための、コンクリート構造物の健全性判定基準を表 1313～表 15 に示す。

表 11 判定基準表（土木設備）

--

表 12 処置程度区分表（土木設備）

--

表 13 コンクリート構造物の健全性判定基準（土木設備（1/3））



表 14 コンクリート構造物の健全性判定基準（土木設備（2/3））

--

表 15 コンクリート構造物の健全性判定基準（土木設備（3/3））

--

志賀 1 号炉周辺地域の凍害危険度について

1. はじめに

コンクリート中の水分は、0℃以下になると凍結し、また、気温の上昇や日射を受けること等により融解する。長年にわたって凍結と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。

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 2018」（以下、「JASS5」という。）に示されている解説図 26.1（凍害危険度の分布図）によると、志賀 1 号炉の周辺地域の凍害危険度は「ごく軽微」よりも低い。なお、凍害危険度の分布図にある凍害危険度は、気象資料を用いて外気温上の凍結融解作用の強さに日射等の影響と含水程度を考慮し算出したものである。

気象資料から志賀 1 号炉周辺地域の凍害危険度を確認した結果を以下に示す。

2. 凍結融解作用を受けるコンクリート

凍結融解作用を受けるコンクリートについては、「JASS5 26 節 凍結融解作用を受けるコンクリート」において、それぞれの地域における最低気温と凍害危険度の関係が記載されている。その関係を表 1 に示す。

表 1 JASS5 26 節適用の目安

--

3. 志賀1号炉周辺地域の凍害危険度

志賀1号炉周辺地域の最低気温は、金沢及び輪島気象官署における日最低気温の月別平年値（国立天文台編「理科年表2022年版」）より、輪島気象官署の0.0℃とした。

表1によれば、新潟の最低気温は-0.7℃であり、凍害危険度は0とされている。これに対し、輪島気象官署の最低気温は、新潟よりも高いことから、凍害危険度は0となり、凍結融解作用を受ける危険性はない地域と判断した。

また、JASS5に「わが国の多くの地域で最低気温と凍結融解回数が対応している」とされていることから、最低気温から凍害危険度を確認することは妥当と考える。

なお、「点検管理手引」に基づき、定期的に行っている目視点検では、凍結融解に起因するひび割れは確認されていない。

排気筒の疲労評価の計算過程及び判定基準について

1. はじめに

風等の繰返し荷重が継続的に鉄骨構造物に作用することにより、疲労による損傷が蓄積され、鉄骨部材あるいは接合部の健全性が損なわれる可能性がある。

志賀 1 号炉の鉄骨構造物のうち、風による繰返し荷重を受ける排気筒を対象とし、排気筒の筒身について疲労評価を行う。

評価対象である排気筒の筒身については、工場溶接で製作したブロックを現地で溶接して組立てている。品質管理として、鋼材検査証明書による材料検査、寸法検査を実施するとともに、放射線透過試験等にて異常な欠陥がないことを確認している。建設以降は、保全計画に基づく外観点検を実施しており、表面に、機能・性能に影響を及ぼすおそれのある割れ・変形等の有意な異常がないことを確認している。

排気筒の疲労評価は、日本建築学会「鋼構造許容応力度設計規準（2019）」（以下、「S 規準」という。）に示される疲労設計法を参照し、実施した。

S 規準の「7.1 適用範囲」には、「 1×10^4 回を超える繰返し応力を受ける部材および接合部に対して疲労の検討を行う」と規定されており、日本鋼構造協会編「鋼構造物の疲労設計指針・同解説 2012 年改訂版」等の最新知見を取り入れた上で、建築鋼構造の各種継手形式に対応する疲労設計曲線を定め、応力の繰返し数に応じた許容疲労強さを規定するとともに、変動応力振幅や組合せ応力の繰返しに対する疲労の検討を可能としている。

疲労設計曲線には、応力範囲の打ち切り限界（疲労限界）が設定されており、打ち切り限界以下の繰返し応力範囲は疲労を考慮する必要はないとされている。そこで、本評価においては、応力の繰返し数及び繰返し応力範囲を算定し、許容疲労強さ並びに打ち切り限界と比較することにより、疲労を考慮する必要性の有無を評価する。

2. 排気筒の疲労評価

2.1 評価条件

(1) 評価対象

評価対象物は、風による繰返し荷重を受ける排気筒とし、評価点は工事計画認可申請図書（以下、「工認図書」という。）において風荷重による曲げ応力度が最も大きい EL 21.5~24.0m の溶接部とする。

(2) 使用材料及び評価用風速

排気筒に使用されている材料、評価用風速及び発生日数を以下に示す。

① 使用材料

SS41（一般構造用圧延鋼材）、SM41A（溶接構造用圧延鋼材）、SMA41AP（溶接構造用耐候性熱間圧延鋼材）、SM53B（溶接構造用圧延鋼材）

② 評価用風速及び発生日数

風に関する記録として、国立天文台編「理科年表 2022 年版」(以下、「理科年表」という。)には、日最大風速(「10 分間の風速の平均値」を表す。)10m/s 以上及び 15m/s 以上の日数の月別平均値(1991~2020 年までの平均値)が掲載されており、これらのうち、志賀 1 号炉近傍の気象官署地点として、輪島及び金沢を選定する。

各気象官署における風に関する記録を表 1 に示す。

各地点の記録によると、年間平均値はいずれも金沢気象官署の値が大きいことから、この記録に基づき、評価ケースを設定した。評価ケースを表 2 に示す。

表 1 発電所近傍の気象官署における風に関する記録

項目	輪島	金沢
日最大風速 10m/s 以上の日数の年間平均値(日)	59.2	86.1
日最大風速 15m/s 以上の日数の年間平均値(日)	3.6	12.1

表 2 評価ケース

ケース	評価用風速(m/s)	年間平均日数(日)
1	$V_1=10$	86.1
2	$V_2=15$	12.1

(3) 応力の繰返し数

理科年表より求められた年間平均日数を評価年数 40 年分の累積時間(秒)に換算し、各ケースの累積時間を以下に示す式にて算定する。

- ・ケース 1 : 発生日数(86.1 日) × 1 日中(24 時間 × 3,600 秒) × 評価年数(40 年間)
- ・ケース 2 : 発生日数(12.1 日) × 1 日中(24 時間 × 3,600 秒) × 評価年数(40 年間)

これらの累積時間に、工認図書における排気筒の一次固有周期で除した値を応力の繰返し数とする。応力の繰返し数の算出結果を表 3 に示す。

表 3 各ケースの応力の繰返し数

ケース	評価用風速(m/s)	累積時間の算定				一次固有周期(秒)	応力の繰返し数(回)
		発生日数(日)	評価年数	累積日数(日)	累積秒数(秒)		
1	10	86.1	40 年	3,444.0	297,561,600	0.933	3.19×10^8
2	15	12.1		484.0	41,817,600		4.48×10^7

(4) 基準疲労強さ及び応力の打ち切り限界（変動振幅）

筒身の母材は、S規準の表 7.1.1 における「圧延材，引抜き材」に該当するが，筒身は縦横方向に完全溶込み溶接されていることを考慮するとともに，板厚の変化部を有することから，基準疲労強さ $\Delta \sigma_F$ 及び変動振幅の応力範囲の打ち切り限界 $\Delta \sigma_{VL}$ を以下のとおりとする。

- ・基準疲労強さ : $\Delta \sigma_F = 80 \text{ (N/mm}^2\text{)}$
- ・応力範囲の打ち切り限界 : $\Delta \sigma_{VL} = 29 \text{ (N/mm}^2\text{)}$

(5) 許容疲労強さ

許容疲労強さは，荷重の繰返し数 (N) と垂直応力範囲の基準疲労強さの関係によって定められている，以下の S 規準の 7.1 式にて算定する。

- ・垂直応力範囲の許容疲労強さ : $\Delta \sigma_a = (126 / \sqrt[3]{N}) \times \Delta \sigma_F$
- N : 総繰返し数
- $\Delta \sigma_F$: 垂直応力範囲の基準疲労強さ

(6) 評価用応力に用いる係数

本評価においては，風荷重は風速の 2 乗に比例することから，(2) の評価用風速 V_1, V_2 と工認図書における風荷重の算定風速 V_r ($V_r = 25.1 \text{ (m/s)}$) のそれぞれの 2 乗の比を評価用応力に用いる係数 α として算定する。

- ・ケース 1 : $\alpha_1 = V_1^2 / V_r^2 = 10.0^2 / 25.1^2 = 0.158 \dots \approx 0.16$
- ・ケース 2 : $\alpha_2 = V_2^2 / V_r^2 = 15.0^2 / 25.1^2 = 0.357 \dots \approx 0.36$

2.2 評価内容

(1) 評価用応力の算定

評価用応力 M_2 は， V_r に対する風方向応力に上記係数 α を乗じて算定する。評価用応力を表 4 に示す。

表 4 評価用応力の算定

ケース	標高 EL. (m)	寸法 (mm)	風荷重		
			V_r に対する風方向応力 M_1 (kN・m)	係数 α	評価用応力 M_2 (kN・m)
1	24.0～	8,000 ϕ ×37	7,364	0.16	1,179
2	21.5		7,364	0.36	2,652

(2) 評価用応力範囲の算定

評価用応力範囲 $\Delta \sigma$ は，最大風速が正負交番荷重（完全両振り）として作用した場合を想定し，以下の式にて算定する。評価用応力範囲の算定結果について表 5 に示す。

- ・評価用応力範囲 : $\Delta \sigma = (M_2 / Z) \times 2$

表5 評価用応力範囲の算定結果

ケース	標高 EL. (m)	寸法 (mm)	断面係数 Z ($\times 10^3 \text{ mm}^3$)	評価用応力曲げ モーメント M_2 (kN・m)	曲げ応力度 M_2/Z (N/mm ²)	評価用応力 範囲 $\Delta \sigma$ (N/mm ²)
1	24.0~	8,000 ϕ $\times 37$	1,735,500	1,179	0.7	1.4
2	21.5		1,735,500	2,652	1.6	3.2

2.3 評価結果

算定した評価用応力範囲 $\Delta \sigma$ と許容疲労強さ $\Delta \sigma_a$ の比較を行い、許容疲労強さ及び打切り限界（疲労限界）以下であることを確認する。2.2 で算定した評価用応力範囲 $\Delta \sigma$ と許容疲労強さ $\Delta \sigma_a$ の比較結果を表6に示す。

また、S規準の図7.1.1を参考に、評価結果をプロットしたものを図1に示す。いずれのケースにおいても許容疲労強さ及び打切り限界（疲労限界）以下となっており、疲労を考慮する必要がないことを確認した。

表6 評価用応力範囲の比較結果

ケース	総繰返し数 (回)	許容疲労強さ $\Delta \sigma_a$ (N/mm ²)	評価用応力範囲 $\Delta \sigma$ (N/mm ²)	$\Delta \sigma / \Delta \sigma_a$
1	3.19×10^8	29.0*	1.4	0.05
2	4.48×10^7	29.0*	3.2	0.12

* : 打切り限界値を示す (図1参照)

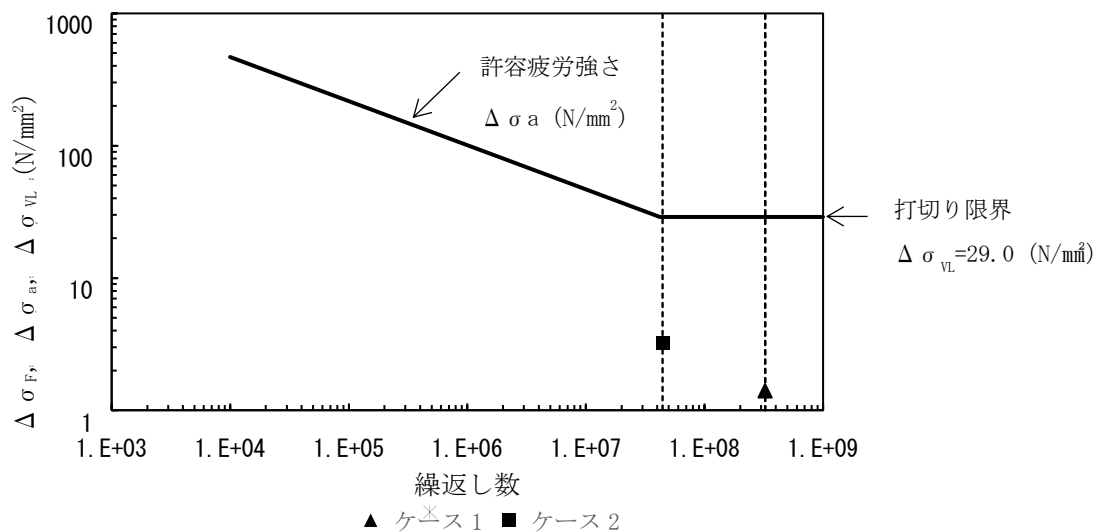


図1 垂直応力範囲の繰返しによる疲労設計曲線

温度測定方法，測定位置及び測定結果について

1. 温度測定の方法及び測定位置について

評価対象部位の温度を確認するため，原子炉格納容器内における一次遮へい壁周辺の温度計の測定結果について確認した。温度測定の方法及び設置高さを表 1 に示す。

表 1 温度測定方法及び設置高さ

計器番号	名 称	設置高さ	測定方法
T31-TE-016D	主蒸気逃がし安全弁周囲温度	EL 22.00m	熱電対
T31-TE-016E			
T31-TE-016F			
T31-TE-016G			
T31-TE-016H			

2. 温度計位置

原子炉格納容器内の温度計の断面位置関係を図 1 に示し，配置図を図 2 に示す。

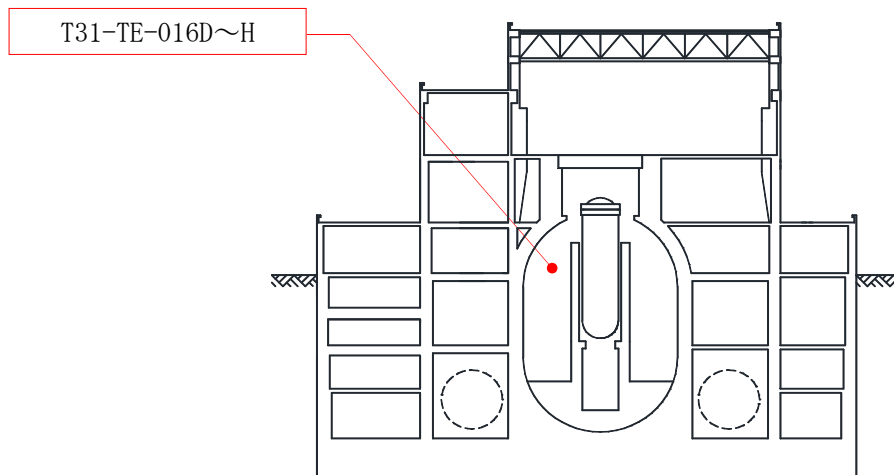


図 1 温度計位置図 断面図

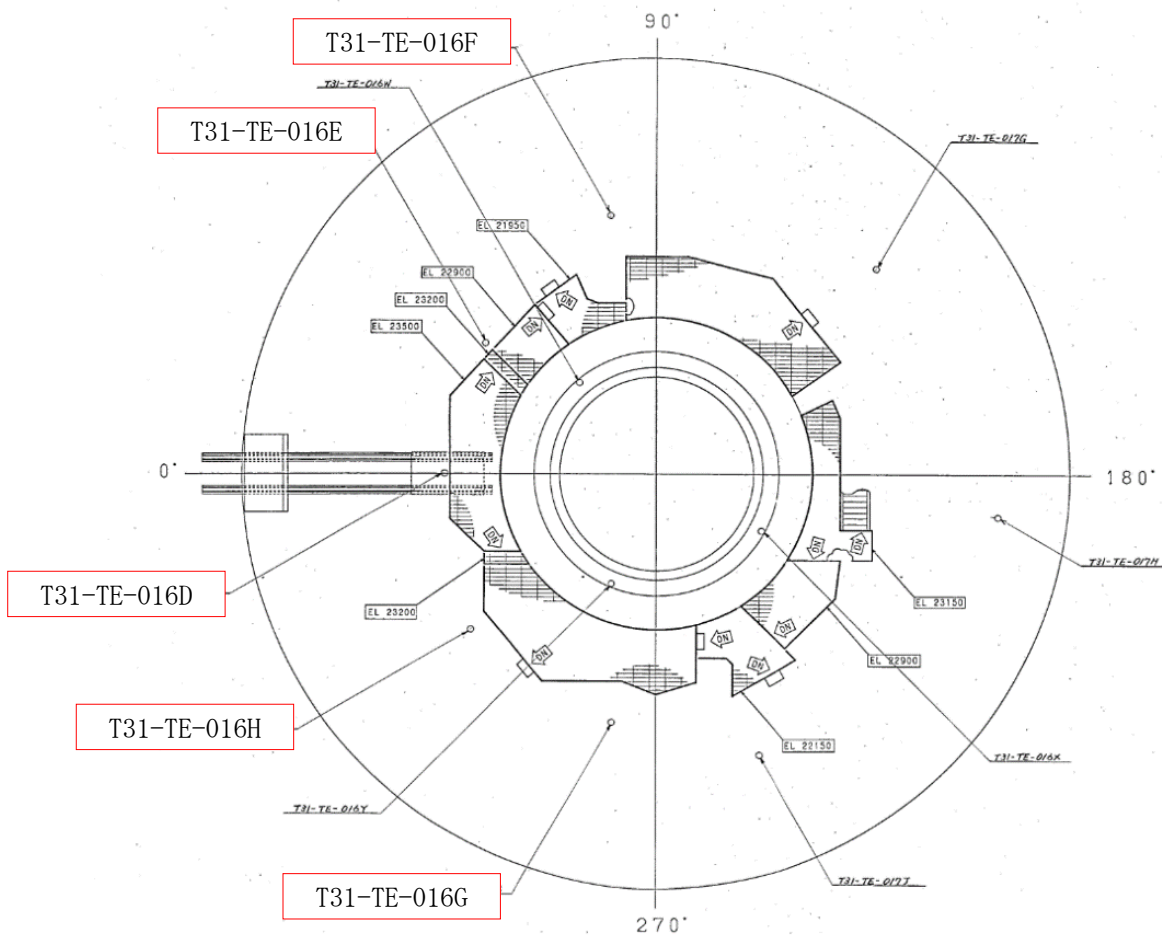


図2 原子炉格納容器内の温度計配置図

3. 温度測定結果

1995年4月から2011年2月において測定した温度のうち、最高温度を表2に示す。原子炉格納容器内における一次遮へい壁近傍の雰囲気温度は最大でも61℃であり、コンクリートの温度制限値である65℃を下回る。

表2 温度測定記録

計器名称	最高温度	測定日時
T31-TE-016D	56℃	2004年4月26日
T31-TE-016E	61℃	2010年5月17日
T31-TE-016F	60℃	2010年5月17日
T31-TE-016G	58℃	2010年5月17日
T31-TE-016H	58℃	2001年10月9日

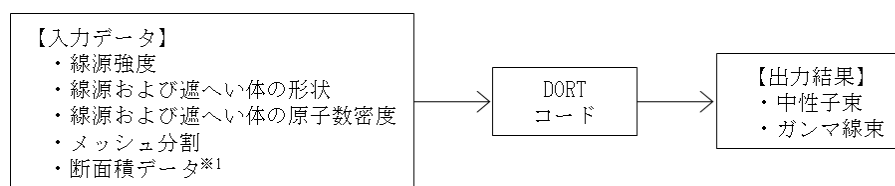
放射線照射量の算定方法、条件及び結果について

1. 算定方法

1.1 放射線照射量の算出に用いる計算機コード

一次遮へい壁への放射線照射量は、原子炉圧力容器周囲を評価モデルとして、2次元輸送計算コード DORT (DOORS3.2a バージョン) により、各部における中性子束 ($E > 0.1\text{MeV}$) 及びガンマ線束を算定し、運転時間を乗じることで中性子照射量及び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。



※1:評価済み核データ JENDL-3.3 より作成された輸送計算用断面積ライブラリ MATXS LIB-J33 を使用。

1.2 放射線照射量の算出手順

一次遮へい壁における中性子照射量及びガンマ線照射量は、以下の手順で算出している。

- a. 基準計算として、R-Z 体系モデル (垂直断面モデル) により、一次遮へい壁の中性子束及びガンマ線吸収線量率 (ガンマ線束に吸収線量率換算係数を乗じる) を算出する。
- b. 補正計算として、R- θ 体系モデル (水平断面モデル) により、燃料配置の影響を考慮した周方向中性子束及びガンマ線束の分布から補正係数を算出し、基準計算にて得られた中性子束及びガンマ線吸収線量率を乗じることで、炉内各位置の中性子束及びガンマ線吸収線量率の分布とする。
- c. 一次遮へい壁に対して、b. で求めた中性子束及びガンマ線束分布から、構造上もっとも数値が高くなる位置における中性子束及びガンマ線束を求める。
- d. 2021年7月30日時点での実効運転期間を設定する。
- e. 一次遮へい壁における最大中性子束及びガンマ線吸収線量率に実効運転期間を乗じて、一次遮へい壁への2021年7月30日時点での中性子照射量及びガンマ線照射量 (ガンマ線吸収線量) とする。

2. 評価モデル

2.1 R-Z 体系モデル（垂直断面モデル）

基準計算として、図1のような形状のモデルを用いて一次遮へい壁の中性子束及びガンマ線束を算出する。

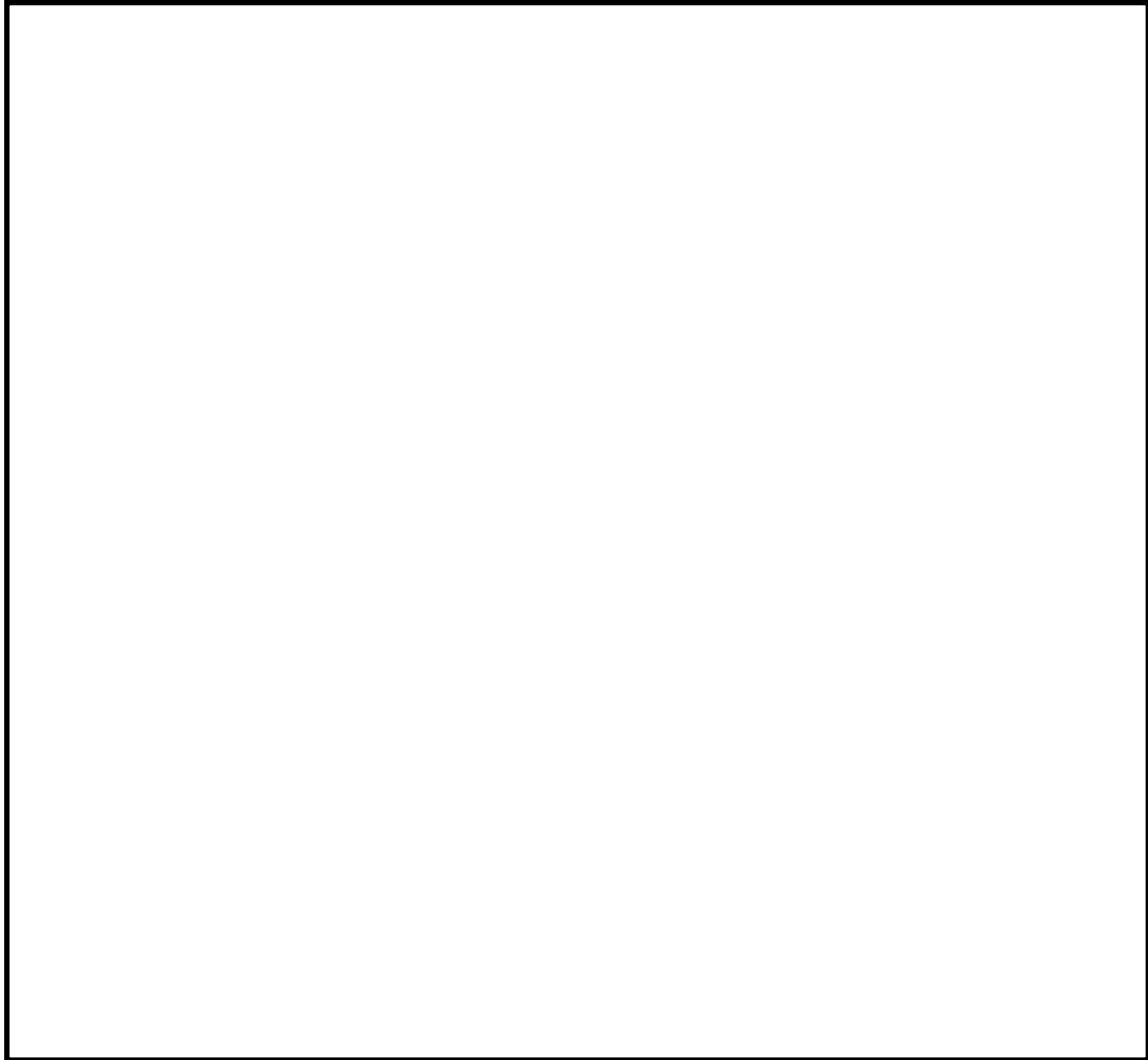


図1 R-Z 体系モデル（垂直断面モデル）

2.2 R- θ 体系モデル (水平断面モデル)

図2のような形状のモデルを用いて燃料配置による周方向中性子束及びガンマ線束分布から補正係数を算出する。

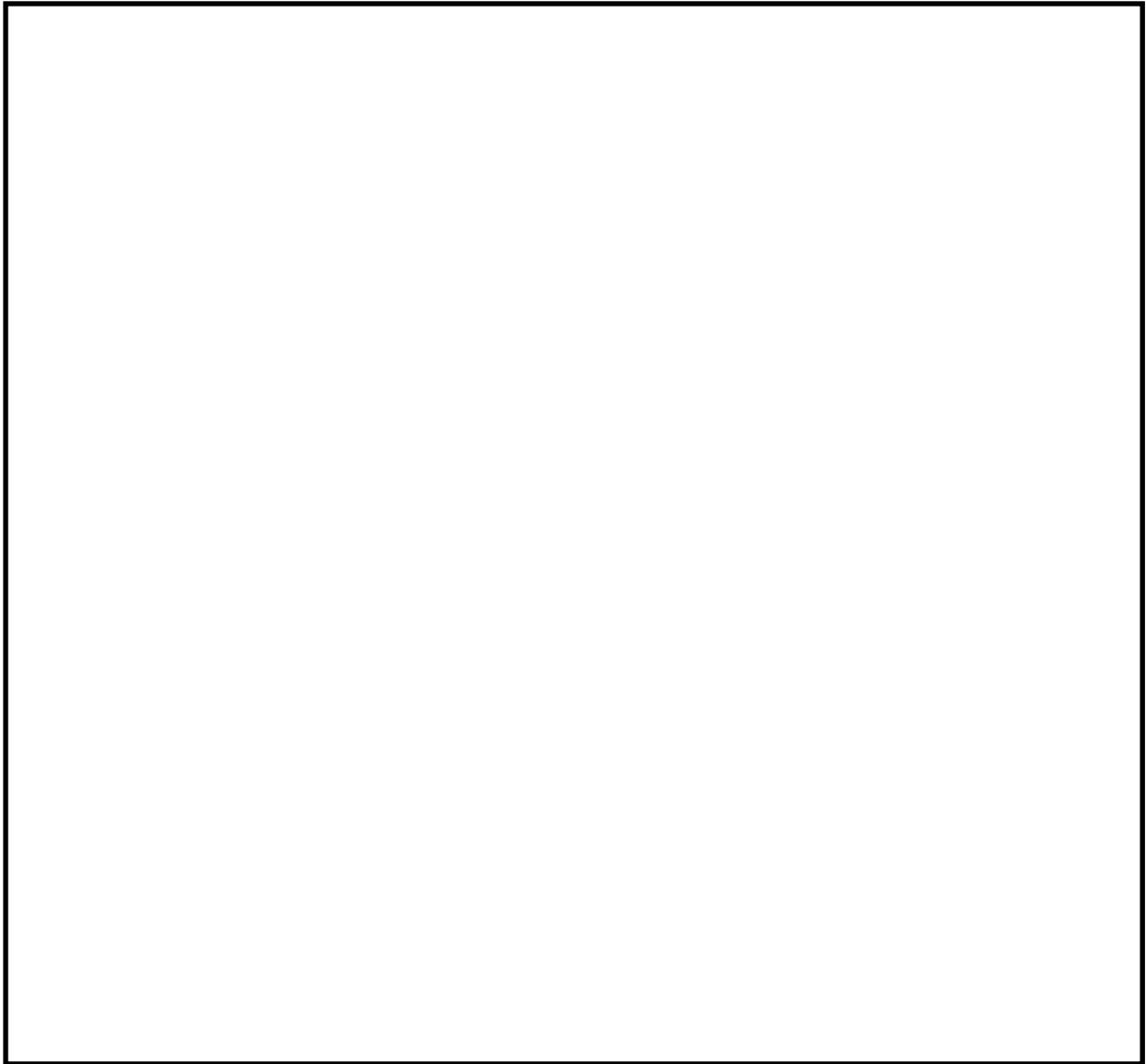


図2 R- θ 体系モデル (水平断面モデル)

3. 2021年7月30日時点の実効運転期間

2021年7月30日時点の実効運転期間（EFPY）は、累積発電電力量から下記の通り算定した。

2021年7月30日時点の累積発電電力量（MWh）÷（定格出力（MW）×24（h）×365（d））

$$= \frac{174,923,856 \text{ [MWh]}}{1,593 \text{ [MW]} \times 24 \text{ [h]} \times 365 \text{ [d]}}$$

=12.54 [EFPY]*1

*1：2021年7月時点から運転開始後40年時点までは冷温停止状態を継続するため、EFPYは2021年7月時点と同じ値とする。

4. 40年時点における評価

解析結果により得られた一次遮へい壁内面における中性子束及びガンマ線量率に対し、運転開始後40年時点における実効運転期間（EFPY=12.54年）を乗じ、一次遮へい壁が受ける照射量を算定した結果を表1に示す。

表1 照射量算定結果

	解析結果	運転開始後40年時点の累積放射線照射量
中性子照射量	$1.15 \times 10^5 \text{ n/cm}^2/\text{s}$	$4.53 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2$
ガンマ線照射量	$1.30 \times 10^{-1} \text{ Gy/h}$ ($1.30 \times 10 \text{ rad/h}$)	$1.43 \times 10^4 \text{ Gy}$ ($1.43 \times 10^6 \text{ rad}$)

中性化における評価対象部位及び評価点について

中性化の評価対象部位は、屋内と屋外では鉄筋位置に対する中性化深さと鉄筋腐食開始の関係が異なることから、各々に対して評価対象部位を抽出した。

屋内における中性化の評価対象部位の決定に際して実施した環境測定、屋内外における中性化の評価対象部位及び評価点の選定過程について以下に示す。

1. 環境測定

中性化の進展度合いは、環境要素（温度、相対湿度、二酸化炭素濃度）の影響を受けることから、以下のとおり環境測定を実施した。

(1) 測定方法

環境測定に使用した機器を表1に示す。温度、相対湿度の測定は、2020年5月21日から2021年5月20日の期間で実施し、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、2020年5月から2021年5月の期間で毎月毎に1回測定を行った。

表1 環境測定 使用機器

測定場所	測定項目	使用機器
屋内各所	温度	温湿度計
	相対湿度	
	二酸化炭素濃度	二酸化炭素濃度計

(2) 測定位置

測定箇所を選定にあたっては下記のa及びbを基本に、その他c及びdを加味し、計40箇所にて測定を実施した。測定位置図を図1～図16に示す。

- a. 仕上げに無塗装部がある箇所
- b. 空気系統区分毎に1箇所以上
- c. 室内設計温度が異なる箇所
- d. 人・車の往来が多く、二酸化炭素濃度が高いと考えられる箇所

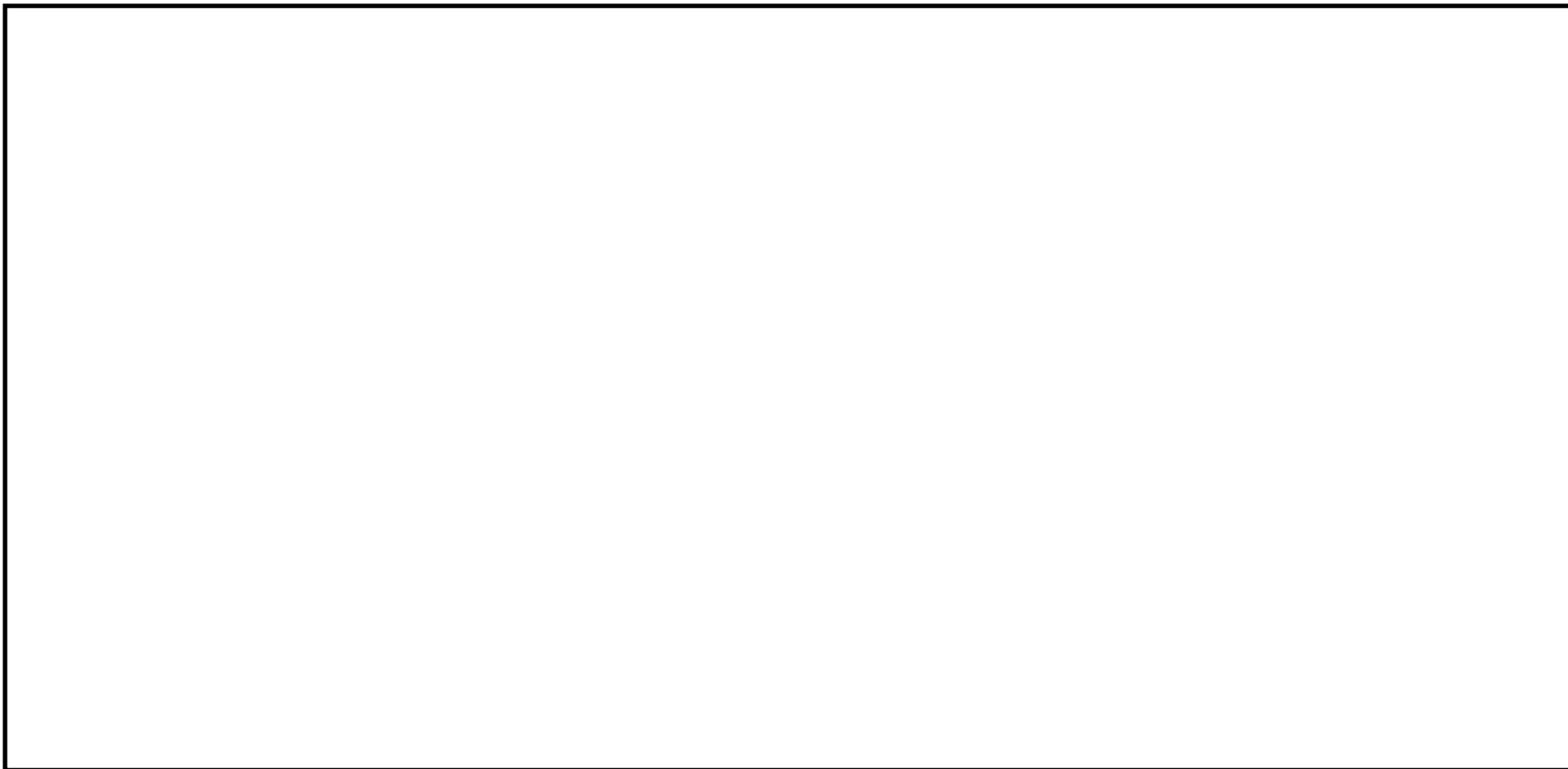


図1 原子炉建屋 (B2F～B1F)

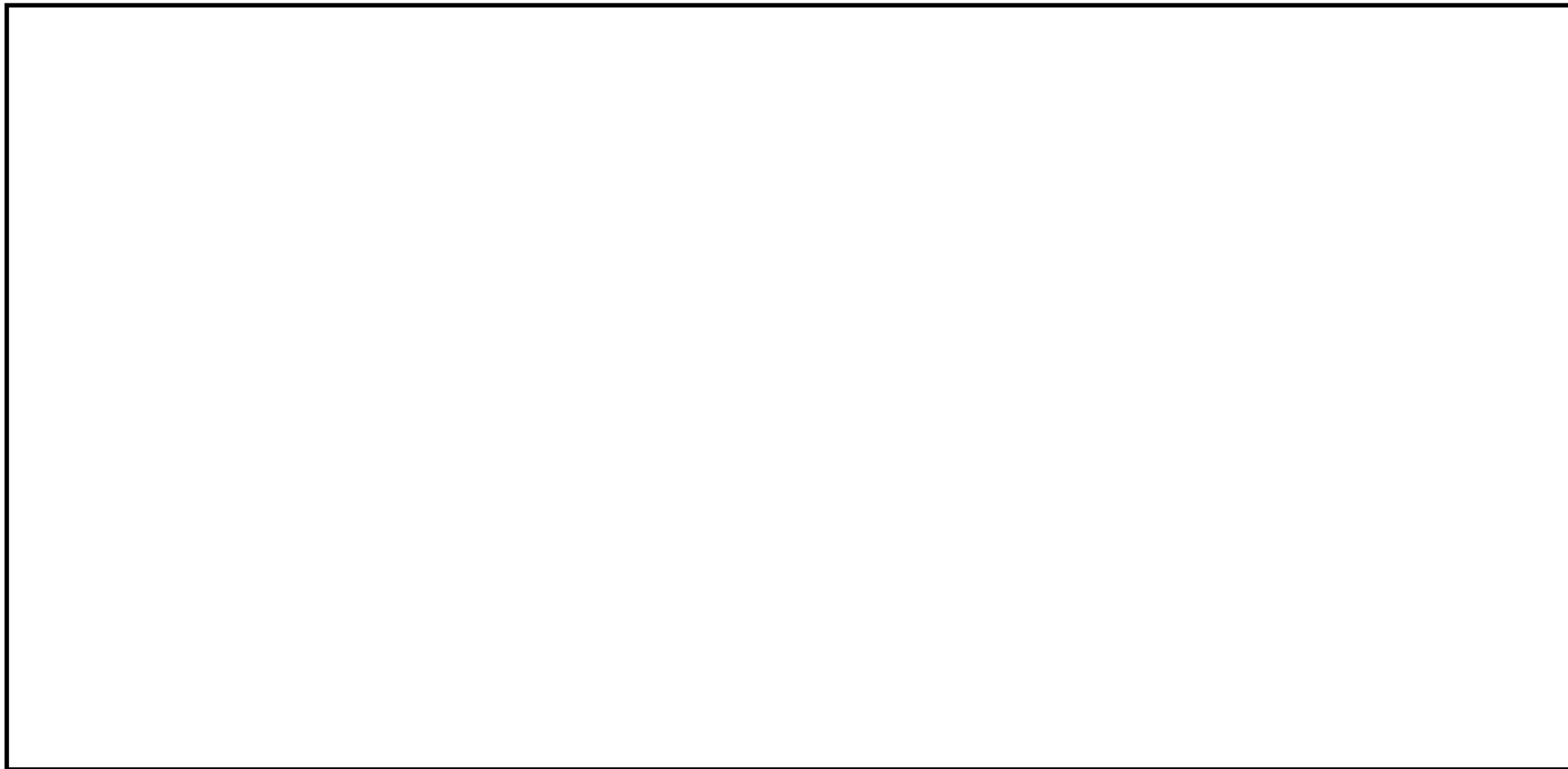


図2 原子炉建屋（1F～M2F）

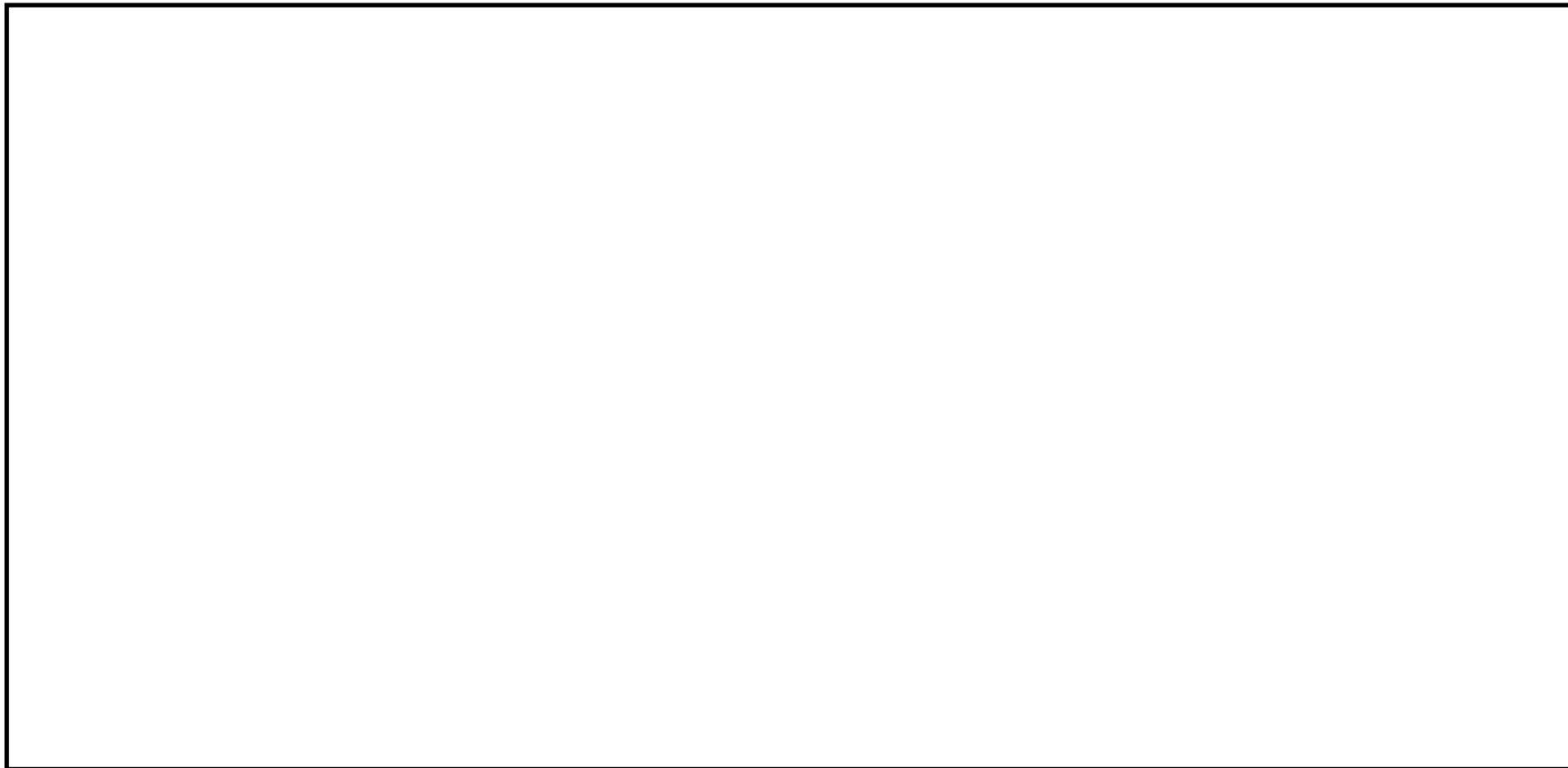


図3 原子炉建屋 (2F~3F)

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

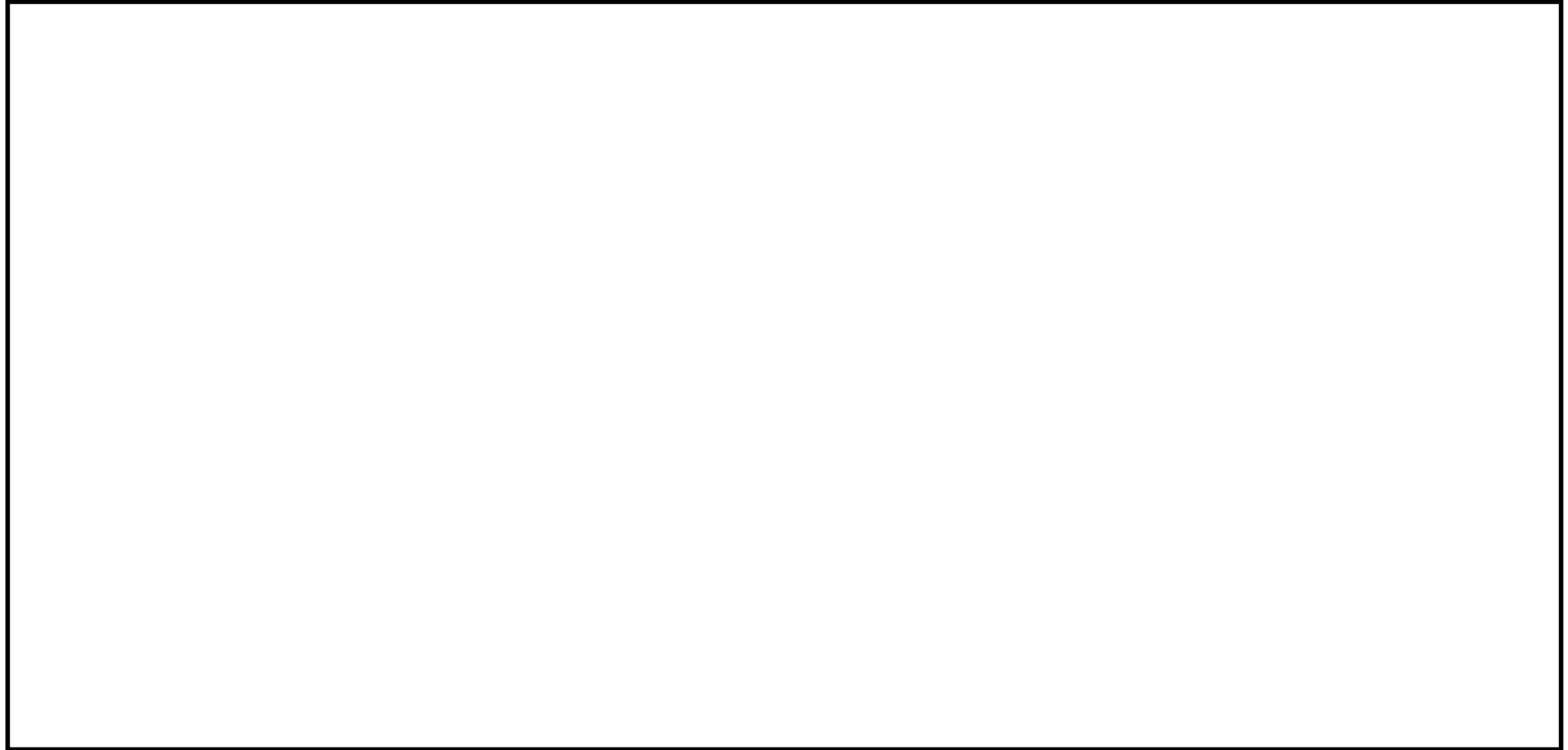


図4 原子炉建屋（4F）

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

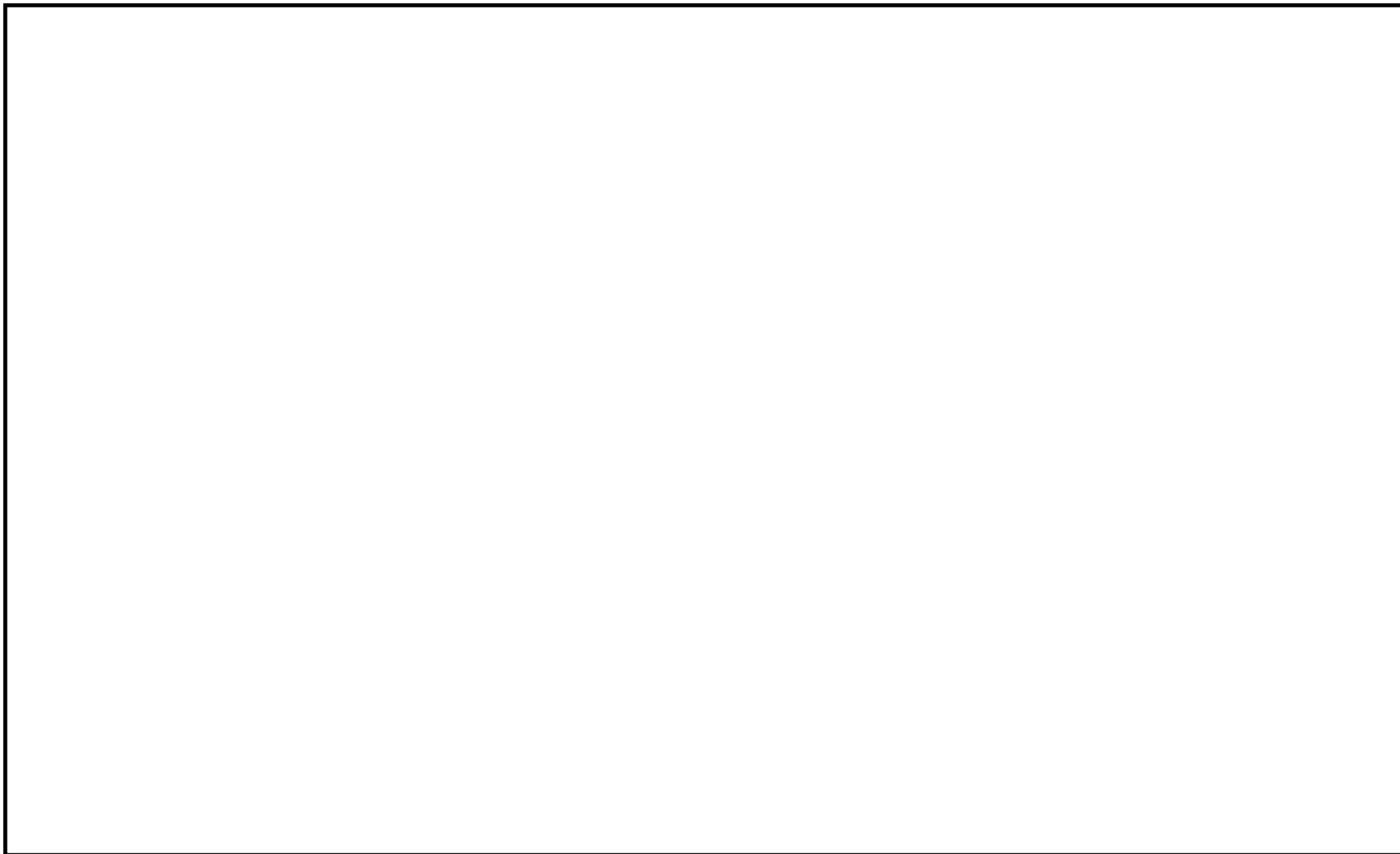


図5 タービン建屋 (B3F~B2F)

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

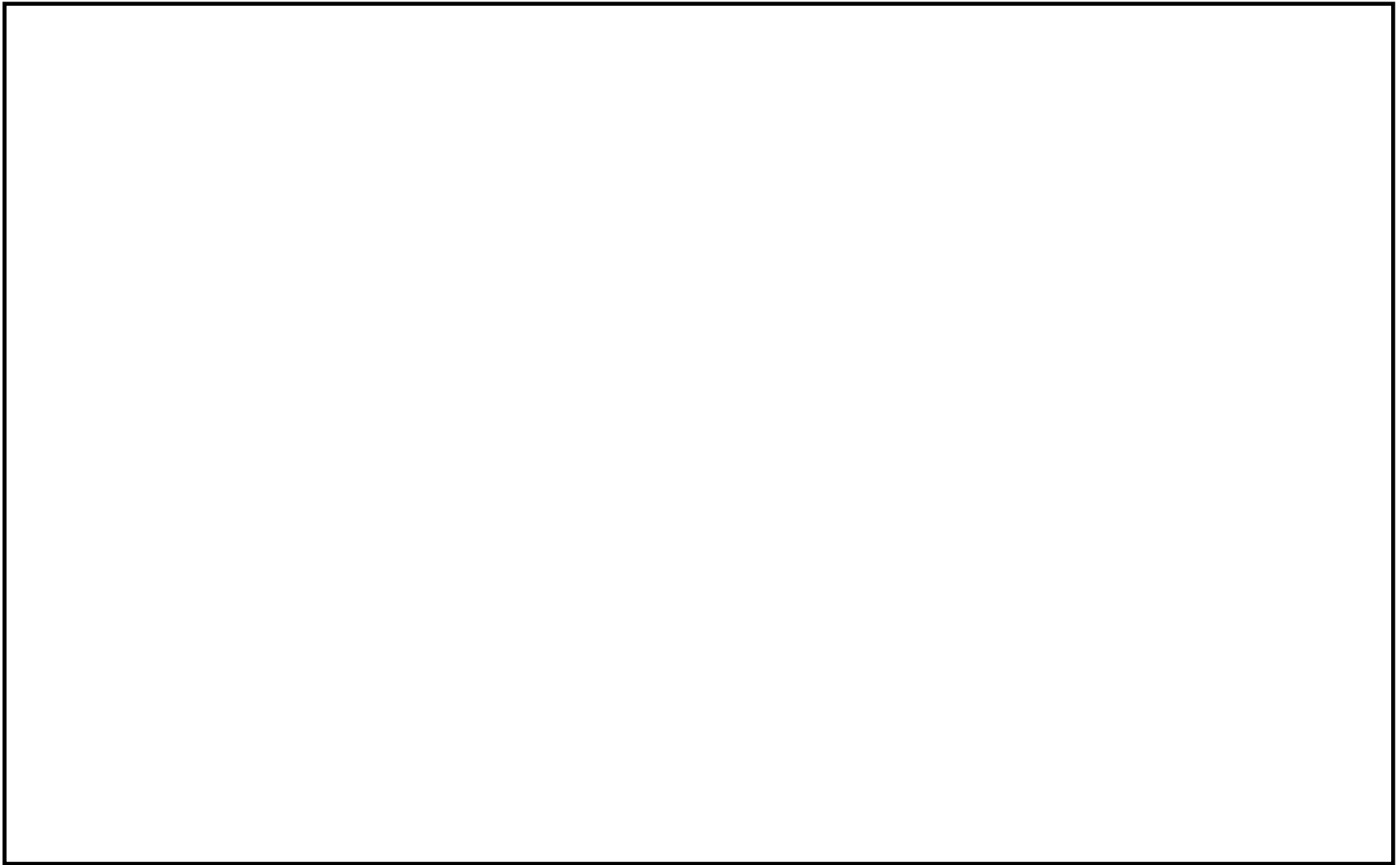


図6 タービン建屋 (B1F～1F)

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

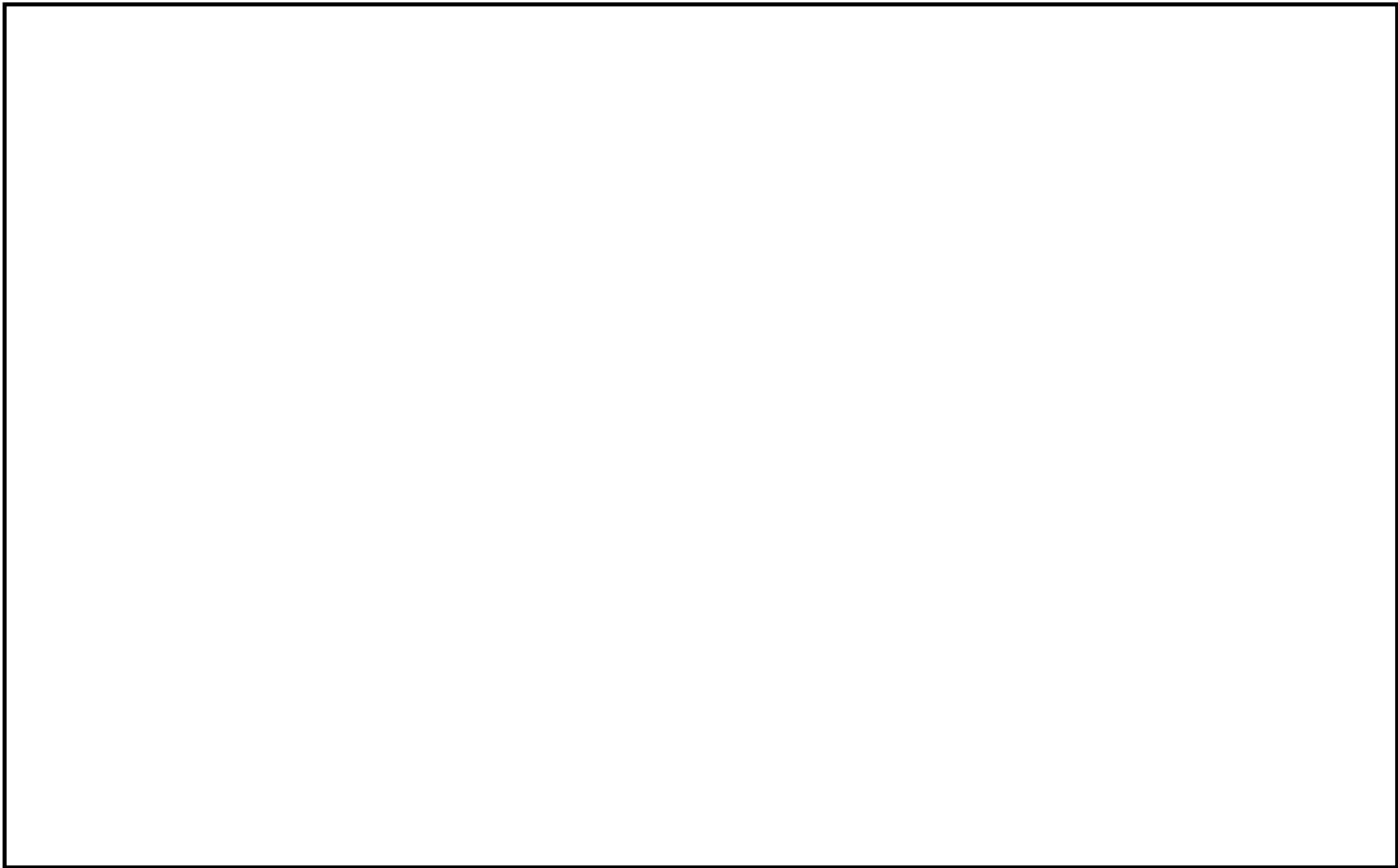


図7 タービン建屋（2F～3F）

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

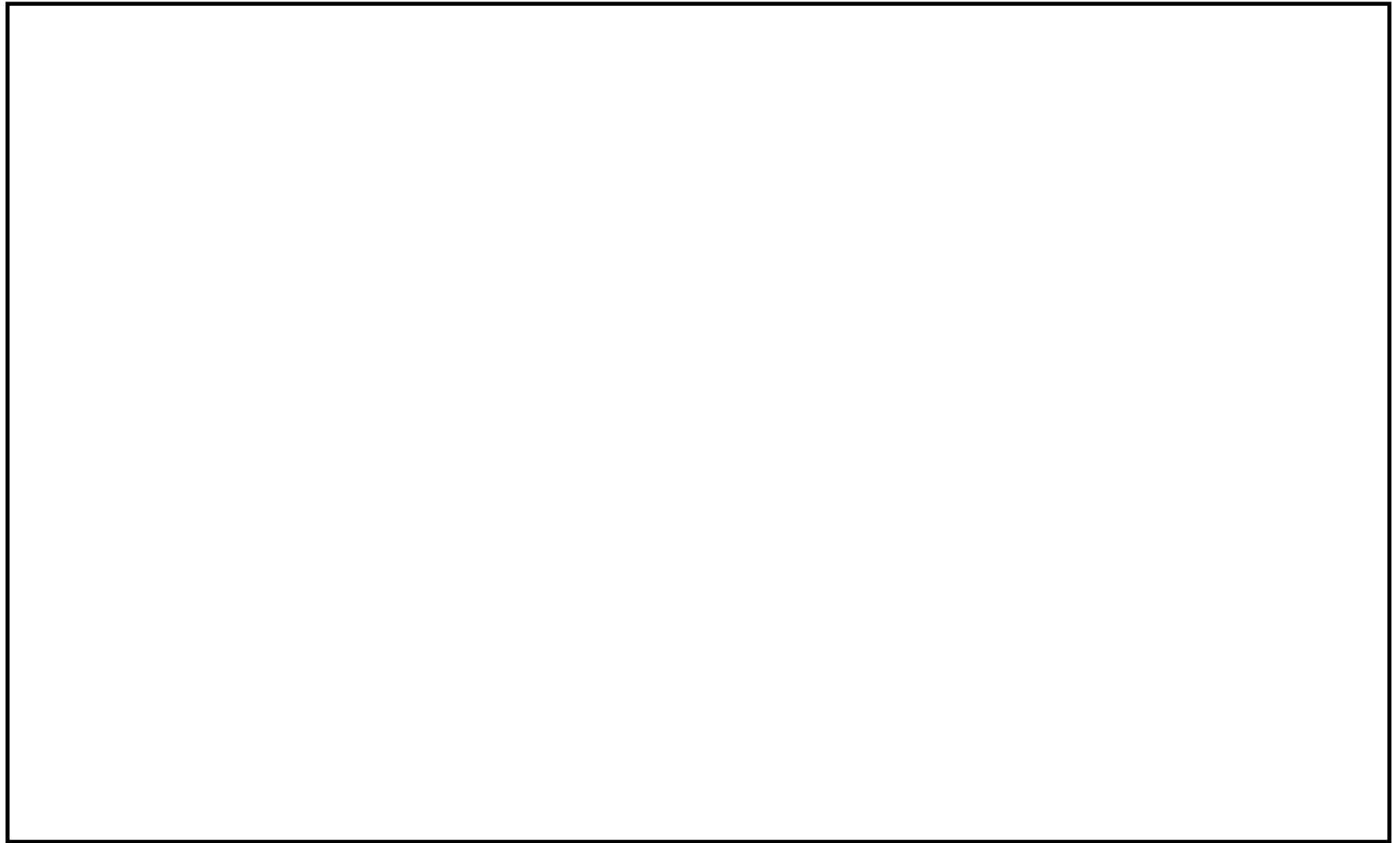


図8 海水熱交換器建屋 (B2F～B1F)

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

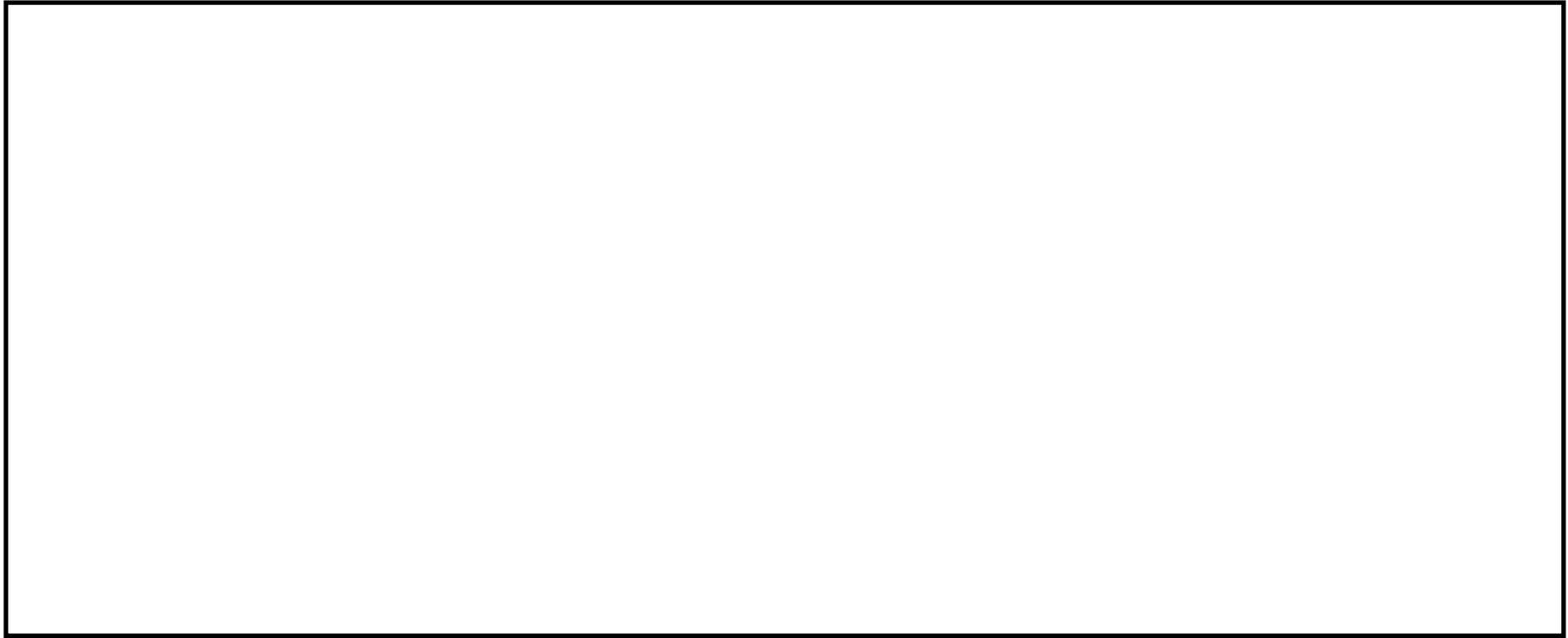


図9 海水熱交換器建屋（1F）

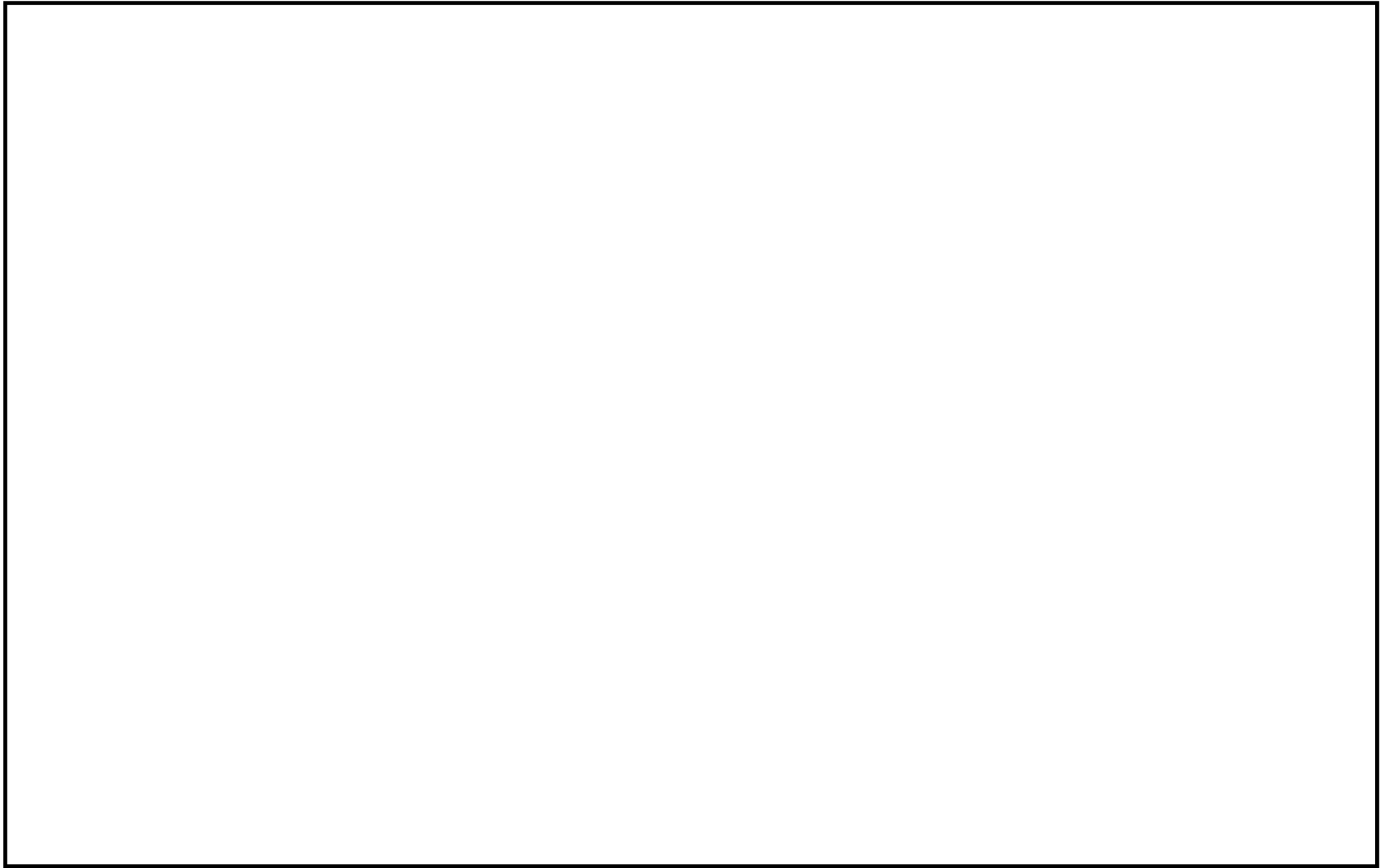


図 10 廃棄物処理建屋 (B3F～B2F)

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

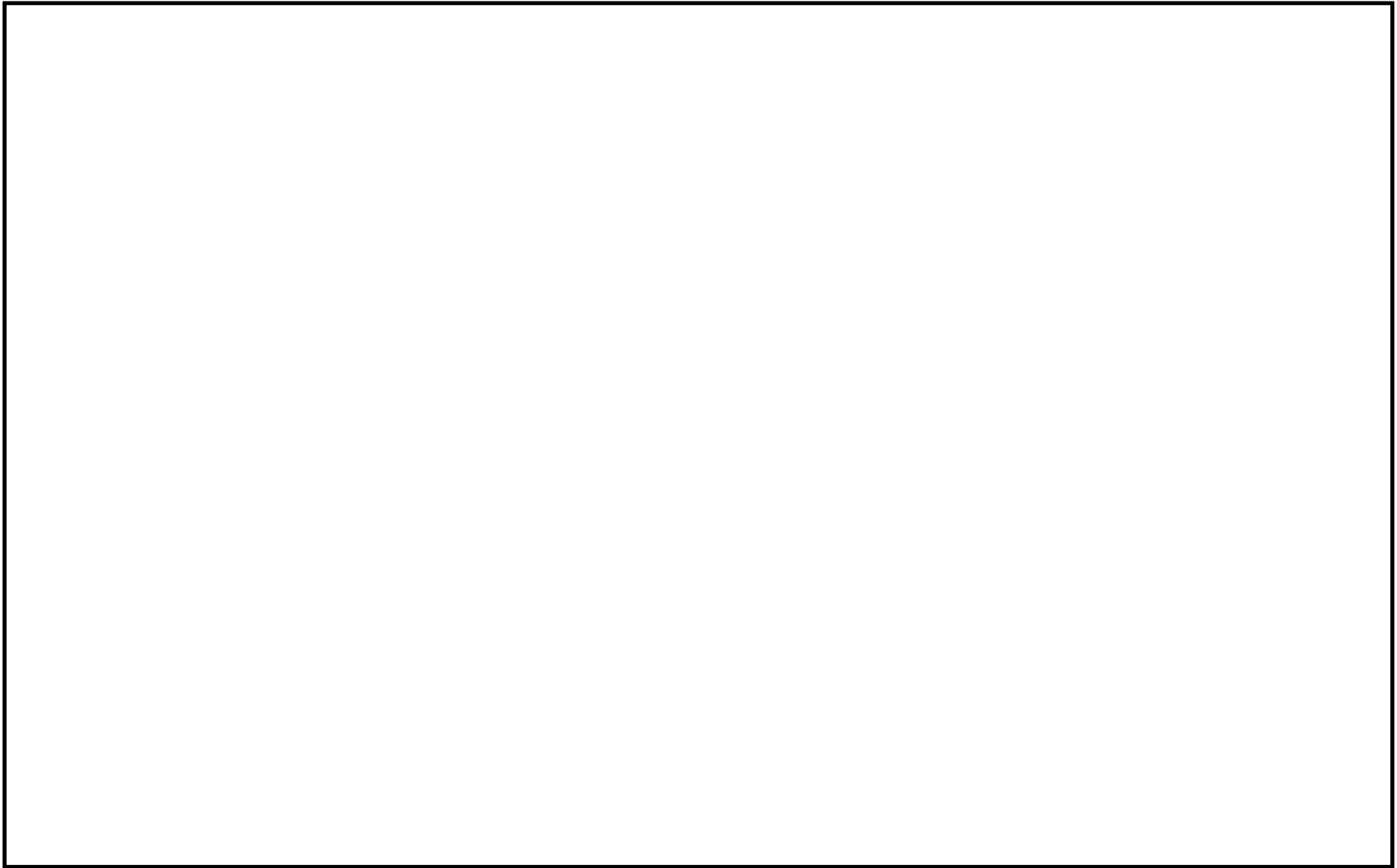


図 11 廃棄物処理建屋 (B1F～1F)

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

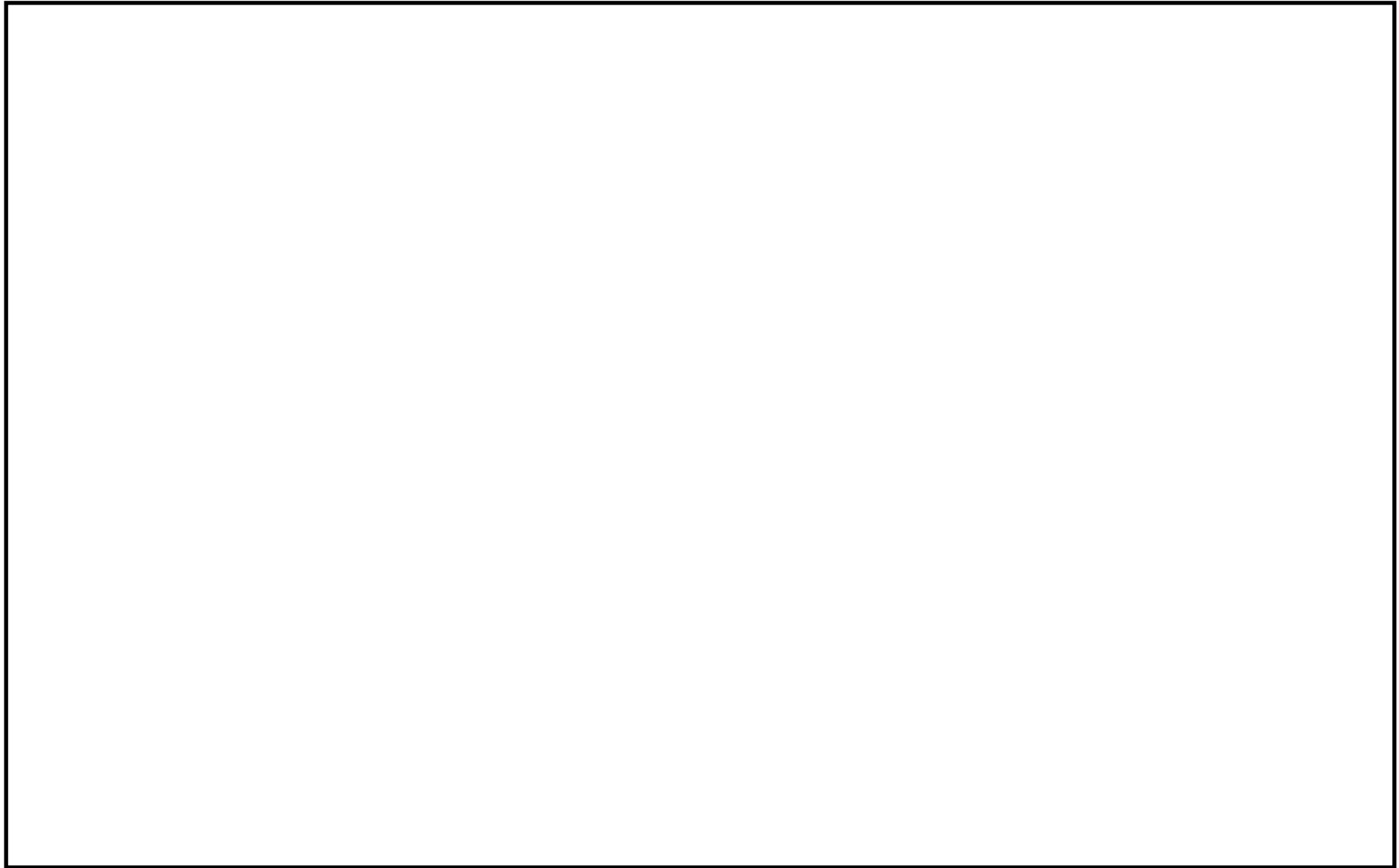


図 12 廃棄物処理建屋 (2F～M2F)

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

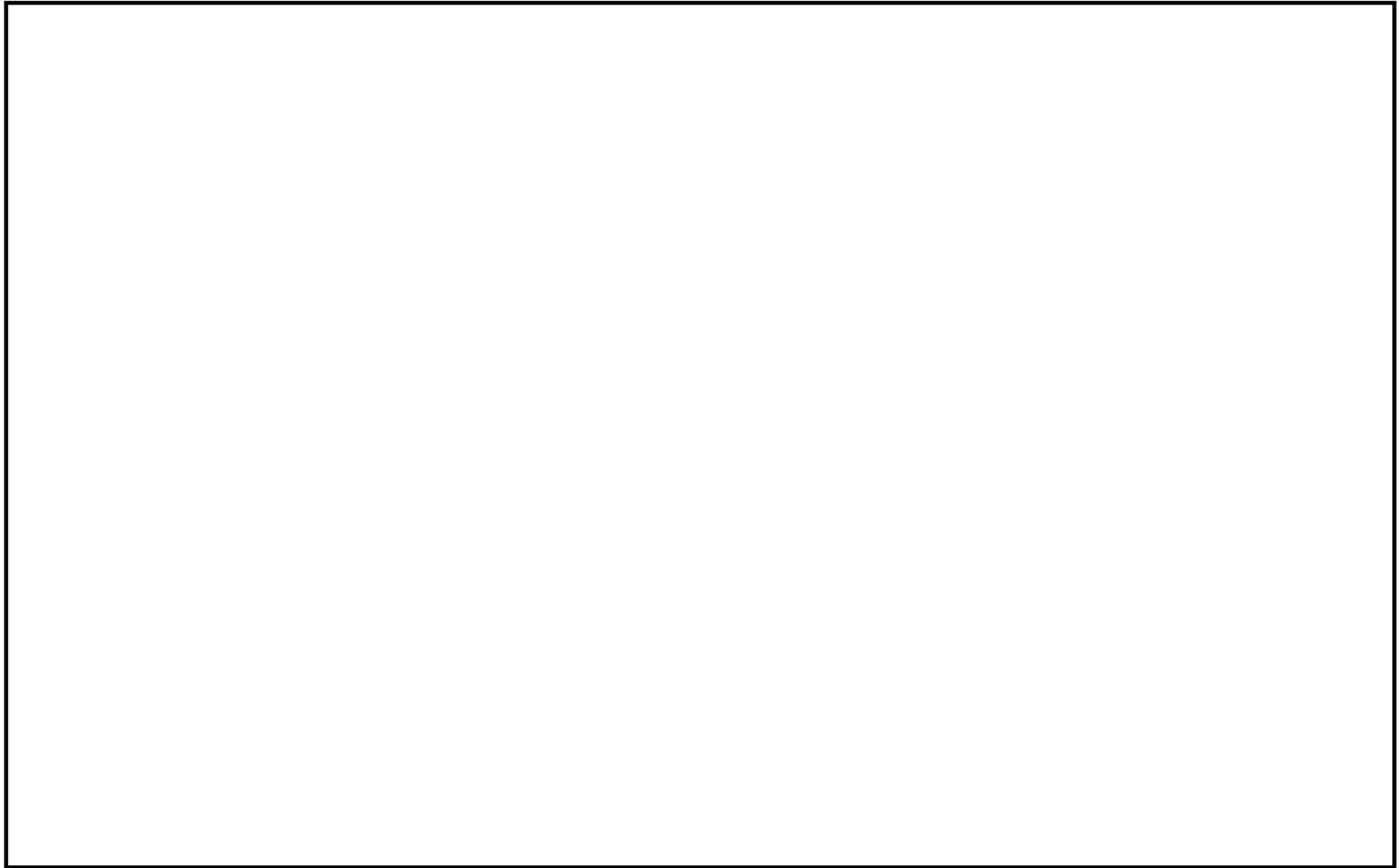


図 13 廃棄物処理建屋 (3F~4F)

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

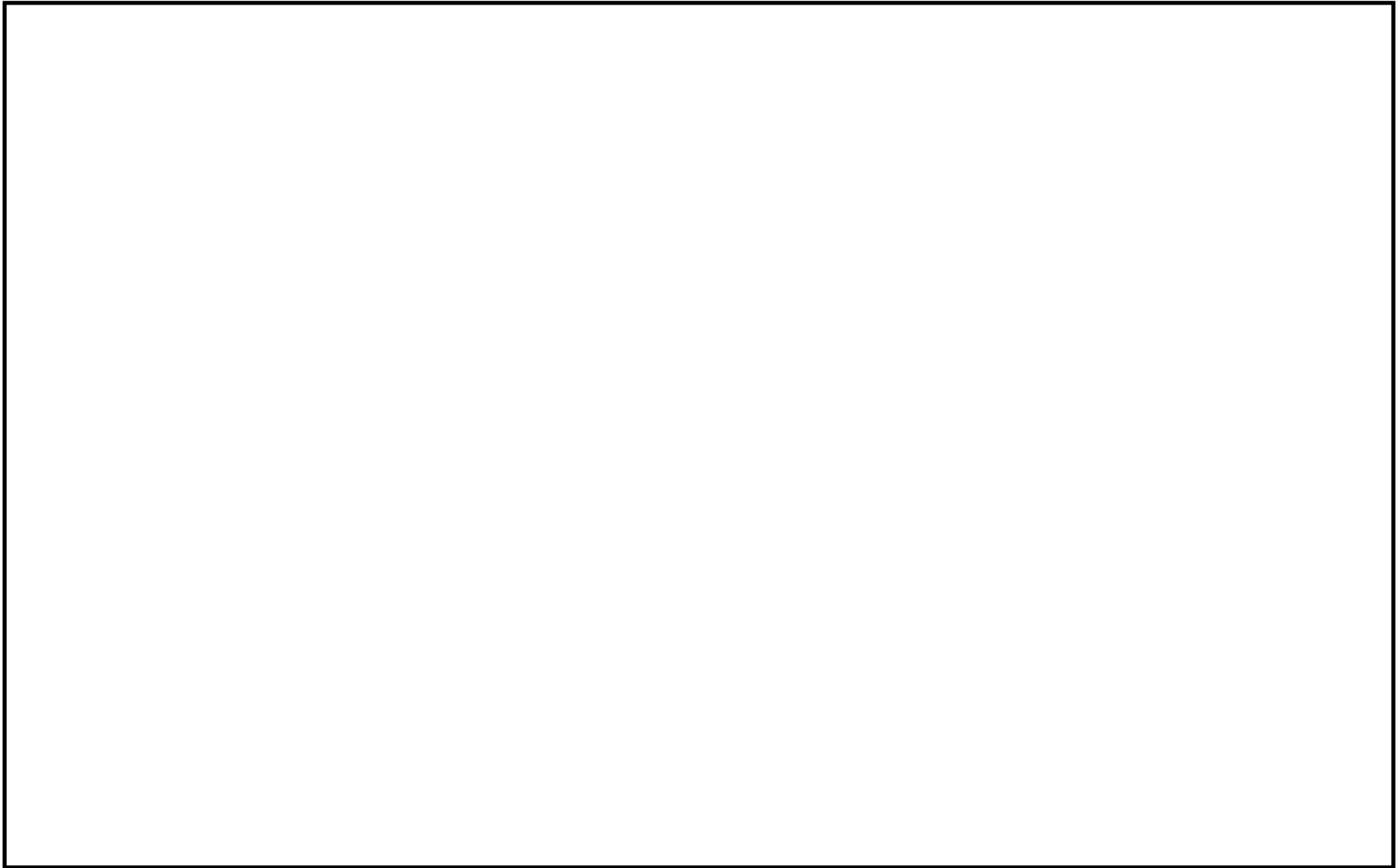


図 14 サービス建屋 (B2F~B1F)

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

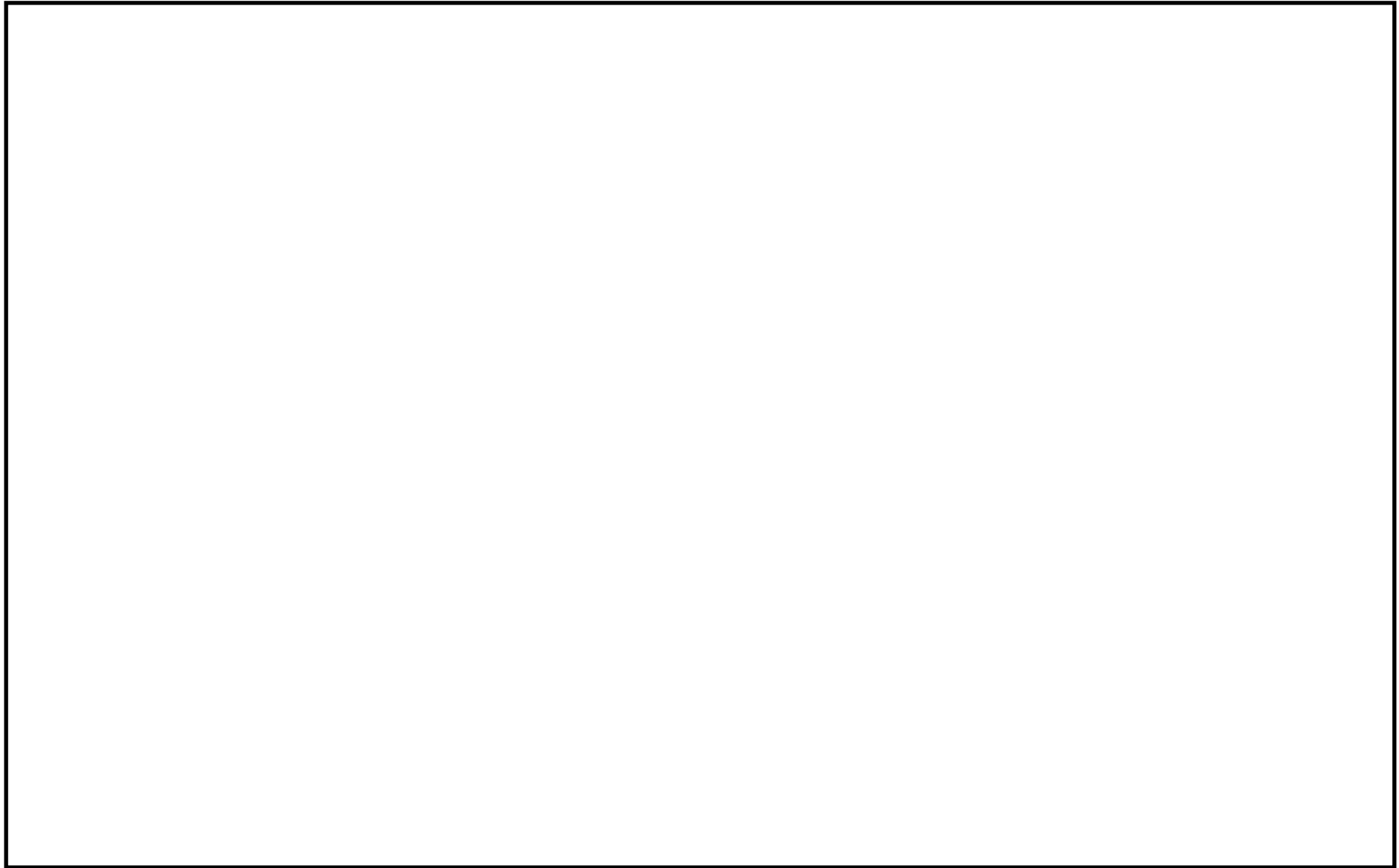


図 15 サービス建屋 (1F~2F)

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

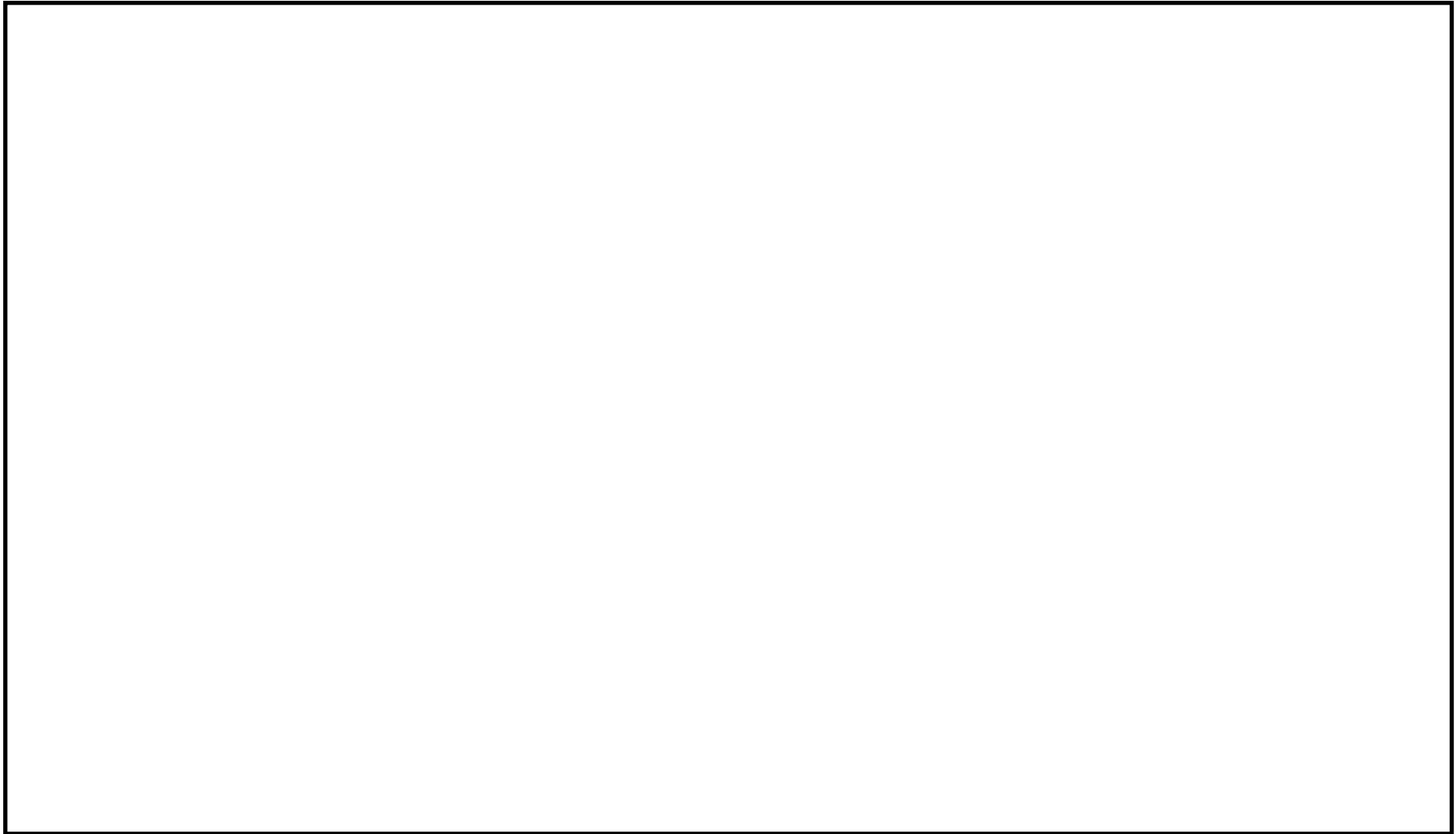


図 16 サービス建屋 (3F~RF)

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

2. 環境測定結果

各環境要素（温度、相対湿度及び二酸化炭素濃度）の測定結果を表2に示す。

表2 環境測定結果

調査 No.	建屋 記号	階	室名	平均 温度 (°C)	平均 相対湿度 (%)	平均CO ₂ 濃度 (%)
1	R/B	3F	FCS (A) (B) エリア	23.0	44.4	0.0418
2	R/B	1F	R/B MSトンネル室	22.5	46.4	0.0409
3	R/B	B1F	CUW再生熱交換器室	23.9	42.9	0.0415
4	R/B	M2F	ISI検査室	26.3	35.0	0.0432
5	R/B	2F	R/B機器搬出入口	20.5	71.0	0.0467
6	R/B	4F	定検用資機材仮置室	21.1	48.9	0.0441
7	R/B	4F	レイダウンエリア (オペフロ)	20.2	57.2	0.0426
8	R/B	2F	EVホール・廊下	23.0	52.0	0.0483
9	R/B	2F	MCR再循環フィルタ室	22.8	50.1	0.0466
10	R/B	1F	HPCS D/G室	27.1	38.5	0.0439
11	R/B	B2F	非常用電気品室 (A) 室	18.3	53.7	0.0434
12	T/B	B1F	第3・第4給水加熱器室	20.2	53.9	0.0421
13	T/B	B3F	CF逆洗水受タンク室	23.6	43.8	0.0435
14	T/B	B2F	OG活性炭式希ガスホールドアップ塔室	20.5	53.1	0.0420
15	T/B	1F	大物搬出入口	20.9	50.3	0.0417
16	T/B	1F	連絡通路	24.6	39.0	0.0447
17	T/B	2F	T/B非常用電気品 (A) 室	21.9	47.8	0.0422
18	T/B	3F	小物用倉庫	18.3	60.3	0.0423
19	Hx/B	B2F	TCWポンプ室	25.6	39.2	0.0409
20	Hx/B	B1F	RCW熱交換器 (B) 室	22.9	47.0	0.0450
21	Hx/B	1F	Hx/B (A)非常用給気処理装置室	19.0	59.9	0.0445
22	RW/B	B3F	高・低電導度廃液サンブタンク室	21.3	52.2	0.0415
23	RW/B	B2F	高電導度廃液系蒸留水タンク室	20.1	55.8	0.0432
24	RW/B	B1F	固化系洗浄水タンク室	20.8	54.2	0.0423
25	RW/B	2F	HCW弁 (A) 室	30.4	28.6	0.0470
26	RW/B	4F	固化系乾燥機復水器室	19.7	56.4	0.0442
27	RW/B	2F	RW制御室	24.2	51.5	0.0515
28	RW/B	1F	通路 (東側)	22.7	46.8	0.0452
29	RW/B	3F	トラックエリア	20.1	54.0	0.0448
30	RW/B	M2F	焼却炉・セラミックフィルタ室	20.9	51.8	0.0411
31	S/B	B2F	LSD収集タンク (A) 室	24.4	42.9	0.0469
32	S/B	B2F	倉庫	26.1	37.1	0.0445
33	S/B	2F	S/B給気処理装置室	23.7	42.4	0.0413
34	S/B	3F	温水器室	23.9	42.1	0.0428
35	S/B	RF	S/Bエレベータ機械室	19.1	58.2	0.0423
36	S/B	B1F	防護服用洗濯設備室	23.5	44.8	0.0455
37	S/B	1F	放管計算機室	23.9	41.6	0.0424
38	S/B	B2F	放射線測定室	22.2	46.9	0.0447
39	S/B	1F	通路 (靴箱置場前)	21.8	49.6	0.0428
40	S/B	1F	煙道・DS・PS	26.6	40.0	0.0401
平均値				22.5	48.3	0.0437
最大値				30.4	71.0	0.0515
最小値				18.3	28.6	0.0401

3. 中性化の評価対象部位及び評価点の選定過程

コンクリートの中性化深さの実測値と，評価対象部位及び評価点の選定結果を表3と表4に示す。

(1) 屋内

環境要素（温度，相対湿度及び二酸化炭素濃度）が中性化の進展に及ぼす影響については，一般的に，二酸化炭素濃度及び温度が高いほど中性化深さは大きくなるとされている。

一方，相対湿度については，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）」によれば，「相対湿度が40～50%RH程度のときに最大となり，それより湿っても，乾燥しても中性化速度は遅くなる」とされている。

環境測定結果を基に，中性化が進展しやすい環境下にあると想定される複数箇所において，2021年に中性化深さを測定した。その結果を表3に示す。

屋内の評価対象部位及び評価点については，各建物の最小かぶり厚さが同一であることを踏まえ，中性化深さの実測値が最大となった原子炉建屋のCUW再生熱交換器室内壁を選定した。

(2) 屋外

各構造物における環境要素は，ほぼ同一であるため，仕上げ材がない構造物を対象に，外気と接触する箇所において，2021年に中性化深さを測定した。その結果を表4に示す。

屋外の評価対象部位及び評価点については，かぶり厚さの相違を考慮して，取水構造物の気中帯側壁，軽油タンク基礎の基礎版，原子炉建屋～軽油タンク連絡ダクトの上版を選定した。

表3 コンクリートの中性化深さ実測値（屋内）

環境	種別	対象 構造物	階 数	測定 位置	運転開始 又は 使用開始 年月	調査時点の中性化深さ			鉄筋腐食 開始時点の 中性化深さ*1 (mm)	選 定
						調査時期	経過 年数	実測値 (mm)		
屋内	建物	原子炉 建屋	B1F	CUW再生熱 交換器室 内壁	1993年7月	2021年11月	28.3年	9.2	60.0	○
		タービン 建屋	1F	連絡通路 内壁				3.6	60.0	
		海水熱交 換器建屋	B2F	TCWポンプ 室内壁				0.8	60.0	
		廃棄物 処理建屋	2F	RW制御室 内壁				1.1	60.0	
		サービス 建屋	B2F	倉庫内壁				5.4	60.0	

*1：最小かぶり厚さから算定した値（屋内ではかぶり厚さに20mmを加えた値）

表4 コンクリートの中性化深さ実測値（屋外）

環境	種別	対象 構造物	測定 位置	運転開始 又は 使用開始 年月	調査時点の中性化深さ			鉄筋腐食 開始時点の 中性化深さ*2 (mm)	選 定
					調査時期	経過 年数	実測値 (mm)		
屋外	構造物	取水構造物	気中帯 側壁	1993年7月	2021年1月	27.5年	11.7	84.0	○
		軽油タンク 基礎	基礎版				2.6	87.0	○
		原子炉建屋 ～軽油タンク 連絡ダクト	上版		2021年11月	28.3年	1.4	50.0	○

*2：最小かぶり厚さから算定した値（屋外ではかぶり厚さ）

ただし、取水構造物は、常に外気と接触している気中帯における最小かぶり厚さを使用

4. 中性化の評価対象部位及び評価点の位置

中性化の評価対象部位及び評価点について位置を図17～図20に示す。

▲ 評価点

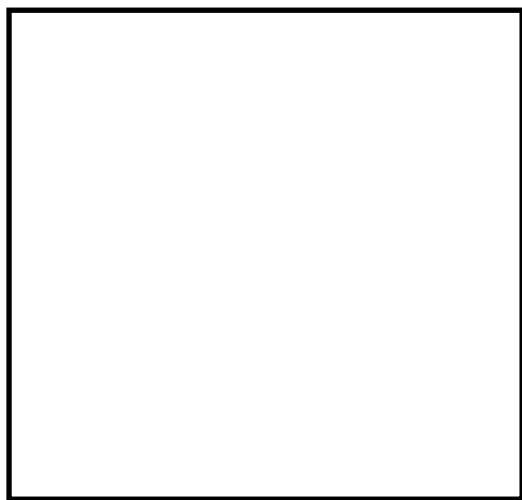


図17 原子炉建屋 B1F平面図

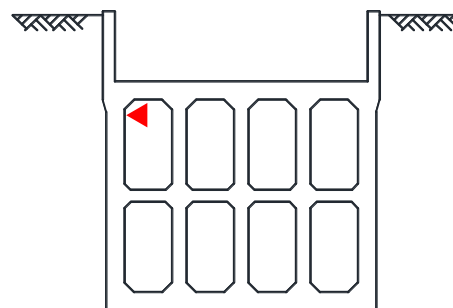
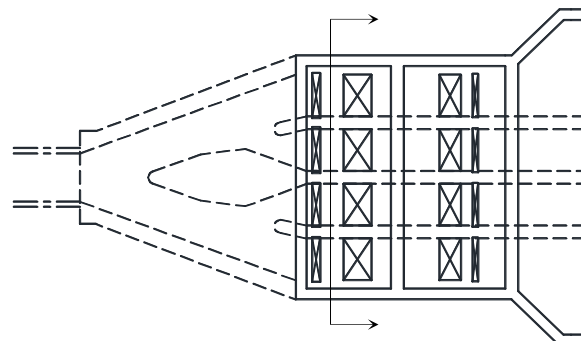


図18 取水構造物 平面図，断面図

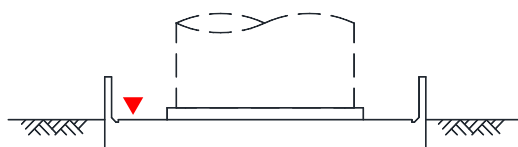
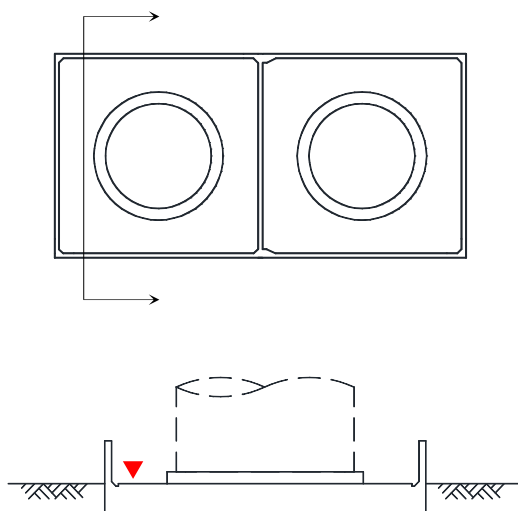


図19 軽油タンク基礎 平面図，断面図

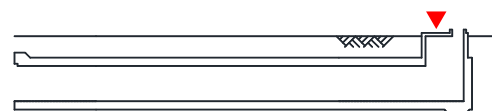


図20 原子炉建屋～軽油タンク連絡ダクト
平面図，断面図

中性化深さ推定値の算定過程について

調査時点及び運転開始後40年時点の中性化深さ推定値の算定過程（推定式、条件及びパラメータ）と算定結果を以下に示す。

: 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：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）」

	屋 内		屋 外	
	原子炉建屋	取水構造物	軽油タンク基礎	原子炉建屋～ 軽油タンク 連絡ダクト
	CUW再生熱交換器室 内壁	気中帯側壁	基礎版	上版
x : 水セメント比 (%)	56.5	60.0	47.0	60.0
α : 劣化外力係数の区分による係数	1.7	1.0	1.0	1.0
	屋内	屋外	屋外	屋外
β : 仕上げ材による係数	1.0	1.0	1.0	1.0
	仕上げなし	仕上げなし	仕上げなし	仕上げなし
γ : セメントによる係数	1.2	1.2	1.4	1.2
	中庸熱ポルトランド セメント	中庸熱ポルトランド セメント	フライアッシュ セメントB種	中庸熱ポルトランド セメント
調査時点の推定値 (mm)	33.9	23.5	11.0	23.8
(運転開始後経過年数)	(28.3年)	(27.5年)	(27.5年)	(28.3年)
運転開始後40年時点の推定値 (mm)	40.3	28.3	13.3	28.3

岸谷式
$$t = \frac{7.2}{R^2 (4.6x - 1.76)} C^2$$

t : 期間 (年)
 C : 中性化深さ (cm)
 x : 水セメント比 ($x \leq 0.6$)

R : 中性化速度係数 ($R = \alpha \times \beta \times \gamma$)
 α : 劣化外力の区分による係数
 β : 仕上げ材による係数
 γ : セメントによる係数

2. 森永式：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）

	屋 内		屋 外		
	原子炉建屋	取水構造物	軽油タンク基礎	原子炉建屋～ 軽油タンク 連絡ダクト	
	CUW再生熱交換器室 内壁	気中帯側壁	基礎版	上版	
w/c：水セメント比 (%)	56.5	60.0	47.0	60.0	
R：中性化比率	1.0 仕上げなし	1.0 仕上げなし	1.0 仕上げなし	1.0 仕上げなし	
C：炭酸ガス濃度 (%) *1	0.0415	0.0400	0.0400	0.0400	
T：温度 (°C) *2	23.9	15.0	15.0	15.0	
RH：湿度 (%) *2	42.9	70.0	70.0	70.0	
調査時点の推定値 (mm)	22.5	11.6	4.7	11.8	
(運転開始後経過年数)	(28.3年)	(27.5年)	(27.5年)	(28.3年)	
運転開始後40年時点の推定値 (mm)	26.8	14.0	5.6	14.0	

*1：2020年5月から2021年5月の期間で各月毎に1回測定した結果の平均値

*2：屋内：2020年5月から2021年5月の期間で、1時間間隔で連続測定した結果の平均値

屋外：金沢気象官署における平年値（国立天文台編「理科年表2022年版」）

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

x：中性化深さ (mm)

C：炭酸ガス濃度 (%)

R：中性化比率 (-)

T：温度 (°C)

RH：湿度 (%)

w/c：水セメント比 (%)

t：材令 (日)

3. 中性化深さの実測値に基づく \sqrt{t} 式：日本建築学会「鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解説（2016）」

	屋 内		屋 外		
	原子炉建屋	取水構造物	軽油タンク基礎	原子炉建屋～ 軽油タンク 連絡ダクト	
	CUW再生熱交換器室 内壁	気中帯側壁	基礎版	上版	
調査時点の実測値 (mm)	9.2	11.7	2.6	1.4	
(運転開始後経過年数)	(28.3年)	(27.5年)	(27.5年)	(28.3年)	
運転開始後40年時点の推定値 (mm)	10.9	14.1	3.1	1.7	

$$\sqrt{t}\text{式 } y = b\sqrt{t}$$

y：中性化深さ (mm)

t：中性化期間 (年)

b：中性化速度係数 (mm/√年)

塩分浸透における評価点の妥当性について

1. 塩化物イオン濃度の測定結果

塩分浸透評価における評価対象部位は、海水接触とその飛沫の影響により最も厳しい塩分浸透環境下にある取水構造物を選定した。また、飛来塩分の影響を受ける構造物として、塗装等の仕上げ材の無い外壁を有しており、かぶり厚さが最も小さい原子炉建屋～軽油タンク連絡ダクトを選定した。

取水構造物については図1に示すように、塩分浸透環境を考慮し、環境条件が異なる気中帯、干満帯及び海中帯の全ての評価が可能な側壁を評価点とし、コアを採取している。また、原子炉建屋～軽油タンク連絡ダクトについては図2に示すように、飛来塩分の影響を受ける上版を評価点とし、コアを採取している。

採取したコアの鉄筋位置における塩化物イオン濃度の測定結果を表1に示す。

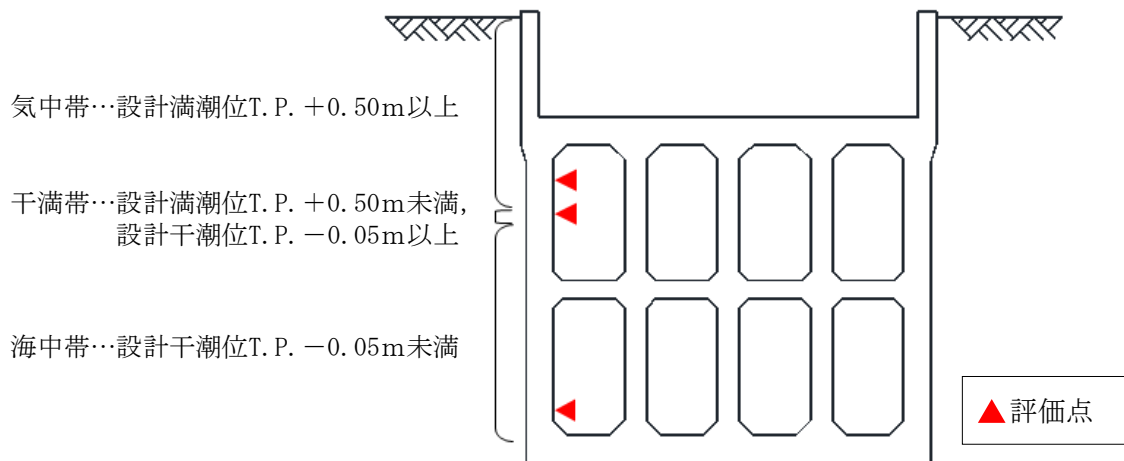


図1 取水構造物



図2 原子炉建屋～軽油タンク連絡ダクト

表 1 鉄筋位置における塩化物イオン濃度測定結果

評価対象部位 (評価点)	表面から の深さ [mm]	塩化物 イオン量 (Cl ⁻) A [kg/m ³]	コンク リート の密度 B [kg/m ³]	塩化物 イオン 濃度 [%] A/B
取水構造物 (気中帯側壁)	80~100	0.39	2,320	0.02
取水構造物 (干満帯側壁)	80~100	0.63	2,340	0.03
取水構造物 (海中帯側壁)	80~100	0.86	2,290	0.04
原子炉建屋~軽油タンク 連絡ダクト (上版)	40~60	0.23	2,300	0.01

2. 取水構造物における評価点の範囲

気中帯，干満帯及び海中帯は1994～1995年の潮位観測記録（赤住漁港）を考慮して設定している。

志賀1号炉において考慮する潮位は以下のとおりである。

- ・朔望平均満潮位（赤住漁港）＝設計満潮位（H. W. L）＝T. P. +0.50m
- ・朔望平均干潮位（赤住漁港）＝設計干潮位（L. W. L）＝T. P. -0.05m

また，志賀1号炉近傍の観測地点である金沢港及び輪島港における1999年（輪島港は2000年）から2019年までの潮位観測記録*を確認した結果を以下に示す。

- ・朔望平均満潮位：T. P. +0.57m（金沢港）
 : T. P. +0.48m（輪島港）
- ・朔望平均干潮位：T. P. +0.09m（金沢港）
 : T. P. -0.01m（輪島港）

金沢港（1999年～2019年）及び輪島港（2000年～2019年）における潮位変化を図3及び図4にそれぞれ示し，気中帯，干満帯及び海中帯のコア採取範囲を併せて示す。

気中帯，干満帯及び海中帯のコア採取範囲は，気中帯ではT. P. +1.81m～T. P. +2.31mで設計満潮位以上，干満帯ではT. P. +0.10m～T. P. +0.31mで設計満潮位未満かつ設計干潮位以上，海中帯ではT. P. -11.08m～T. P. -10.50mで設計干潮位未満の範囲内となっている。したがって，コアは適切な位置から採取しており，評価点は妥当であると判断した。

*：新潟港湾空港技術調査事務所 海洋気象データベース

URL： <https://www.gicho.pa.hrr.mlit.go.jp/db/choui.html>

金沢港

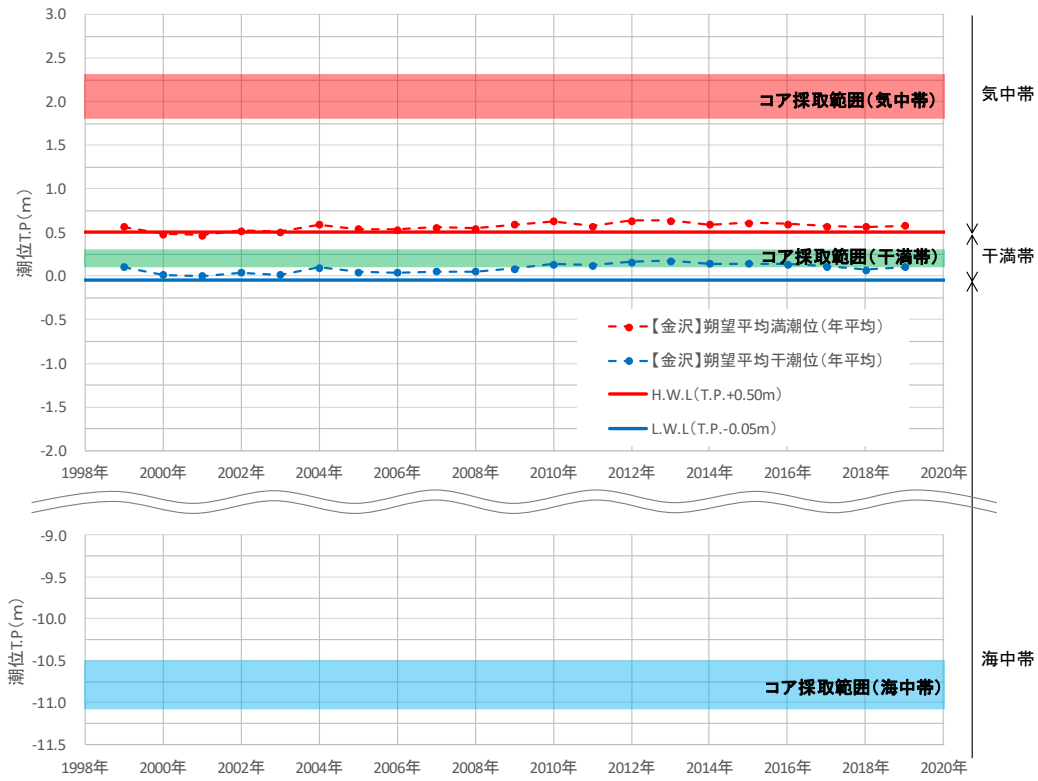


図3 1999年から2019年までの潮位変化（金沢港）

輪島港

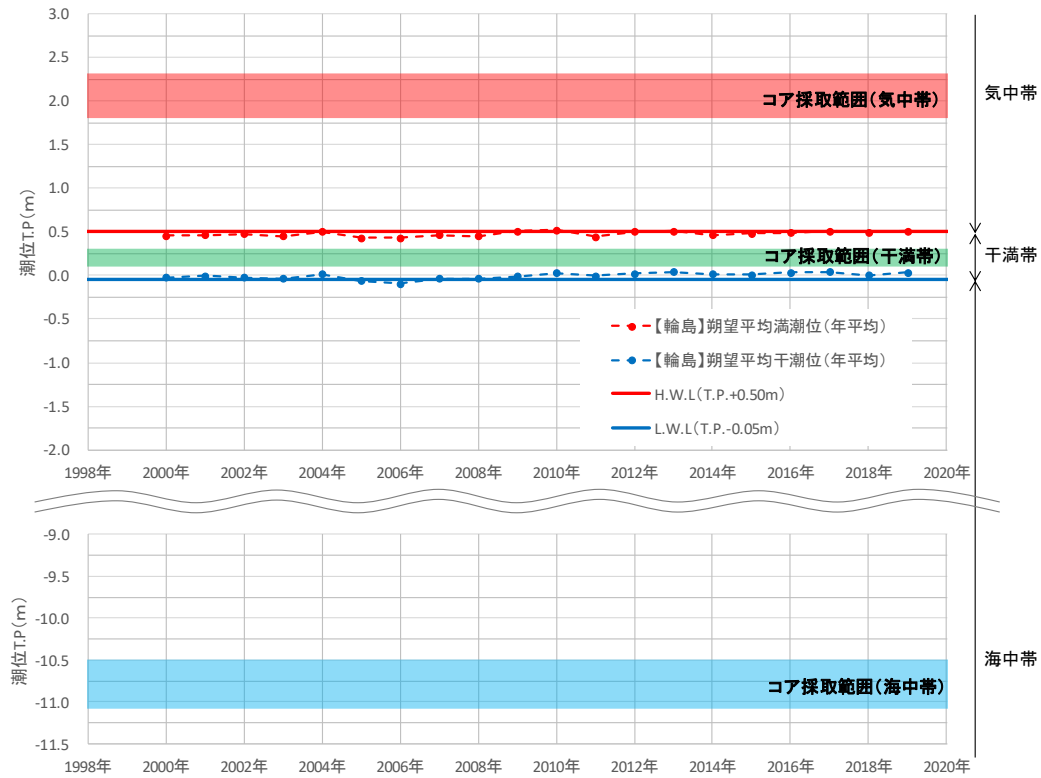


図4 2000年から2019年までの潮位変化（輪島港）

塩分浸透における鉄筋の腐食減量の算定過程について

1. 鉄筋の腐食減量の算定過程

方法、条件及びパラメータを表1に示す。

表1 鉄筋の腐食減量の算定過程

	取水構造物			原子炉建屋 ～軽油タンク 連絡ダクト
	①気中帯側壁	②干満帯側壁	③海中帯側壁	④上版
t_n : 供用開始からの経過年数 (年)	27.5	27.5	27.5	28.3
Cl_{tn} : 鉄筋位置における塩化物イオン量 (kg/m^3) *1	0.39	0.63	0.86	0.23
C_0 : コンクリート表面の塩化物イオン量 (kg/m^3) *2	1.149	5.086	0.959	0.459
D_c : コンクリート中の塩化物イオンの見かけ上の拡散係数 ($\text{cm}^2/\text{年}$) *2	3.866	0.559	57.075	0.963
Cl_{tn} : 鉄筋位置における塩化物イオン量 (kg/m^3) (運転開始後40年時点の推定値)	0.73	1.10	0.86	0.26
c : かぶり (mm) *3	84.0	82.5	84.0	50.0
d : 鉄筋径 (mm) *3	32	35	32	13
W/C : 水セメント比 (%/100) *3	0.60	0.60	0.60	0.60
T : 温度 ($^{\circ}\text{C}$) *4	13.8	13.8	17.13	13.8
RH : 相対湿度 (%) *5	75	100	100	75
O : 酸素濃度 (%/100) *6	0.20	0.20	0.0062	0.20
$V_{I(tn)}$: 調査時点の鉄筋の腐食減量 ($\times 10^{-4}\text{g}/\text{cm}^2$)	4.0	11.0	0.3	4.1
$V_{I(40)}$: 運転開始後40年時点の鉄筋の腐食減量 ($\times 10^{-4}\text{g}/\text{cm}^2$)	5.8	15.9	0.5	5.7
Q_{cr} : 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 ($\times 10^{-4}\text{g}/\text{cm}^2$)	91.5	92.7	91.5	49.2

■: 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のに必要なパラメータ

■: 予測結果

■: 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

■: 推定結果

*1: 鉄筋位置における経過年数 t_n (年) の塩化物イオン量の平均値

*2: コンクリート表面からの深さと塩化物イオン量の実測値をFickの第二法則に与え、最小二乗法から C_0 と D_c を算定した

*3: ①～④: 建設記録、配筋図より設定

*4: ①, ②, ④: 輪島気象官署における平年値 (国立天文台編「理科年表2022年版」)

③: 日本海洋データセンターHPより、志賀1号炉近傍の北緯 37° ～ 38° 、東経 136° ～ 137° の水温の平均値 (深度は0mとした)

*5: ①, ④: 輪島気象官署における平年値 (国立天文台編「理科年表2022年版」)

②, ③: 湿潤状態であることから100%とした

*6: ①, ②, ④: 土木学会「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル・照査例2021」記載値より、気中 (0.20) として設定

③: 土木学会「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル・照査例2021」記載値より、水中 (0.0062) として設定

1.1 拡散方程式：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（2018）」

コンクリート表面からの深さと塩化物イオン量の実測値を下式（Fickの第二法則の解の式）に与え、最小二乗法から表面塩化物イオン量（ C_0 ）と見かけの拡散係数（ D_c ）を算定する。

$$Cl_{in} = C_0 \left(1 - \operatorname{erf} \frac{0.1c}{2\sqrt{D_c \cdot t_n}} \right)$$

Cl_{in} ：鉄筋位置における経過年数 t_n （年）の塩化物イオン量（ kg/m^3 ）
 C_0 ：コンクリート表面における塩化物イオン量（ kg/m^3 ）
 D_c ：コンクリート中の塩化物イオンの見かけの拡散係数（ $\text{cm}^2/\text{年}$ ）
 c ：かぶり（ mm ）
 t_n ：供用開始からの経過年数（年）
 erf ：誤差関数

表面塩化物イオン量、見かけの拡散係数の算定時にあたっては中性化の影響の可能性*を考慮し、採取したコア毎で、コンクリート表層に近い領域のデータ（0～20mm）を用いる場合と用いない場合を考慮した2ケースの回帰分析を実施し、志賀1号炉運転開始後40年時点の鉄筋の腐食減量が大きいケースを評価値とする。

*：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 573-2003）」

なお、海中帯については常時海水に接触している状況下であり中性化の影響は小さいと考えられるが、上記土木学会規準（案）に示された「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1cm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方がよい」を参考に、コンクリート表層に近い領域のデータ（0～20mm）を用いる場合と用いない場合を考慮した2ケースの回帰分析を実施し、志賀1号炉運転開始後40年時点の鉄筋の腐食減量が大きいケースを評価値とする。

1.2 森永式：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）」

(1) 鉄筋腐食減量の算定

経過年数 t_n 年（1, 2, 3…）毎に腐食速度 V_{1tn} （ $\text{mg}/\text{cm}^2/\text{年}$ ）を算出した結果を累加し、その経過年時点における腐食減量（ mg/cm^2 ）を求める。

$$V_{1tn} = V_{11tn} \times \frac{V_{12tn}}{V_{12tn}'}$$

$$V_{11tn} = \frac{d}{10 \cdot c^2} \left[-0.51 - 6.81 \cdot Cl_{tn} + 44.97 \cdot (W/C)^2 + 60.84 \cdot Cl_{tn} \cdot (W/C)^2 \right]$$

$$V_{12tn} = \frac{1}{10} (2.59 - 0.05 \cdot T - 6.89 \cdot H - 22.87 \cdot O - 0.89 \cdot Cl_{tn} + 0.14 \cdot T \cdot H + 0.51 \cdot T \cdot O + 0.01 \cdot T \cdot Cl_{tn} + 60.81 \cdot H \cdot O + 3.01 \cdot H \cdot Cl_{tn} + 6.55 \cdot O \cdot Cl_{tn})$$

$$V_{12tn}' = \frac{1}{10} (0.56528 + 1.2808 \cdot Cl_{tn})$$

V_{1tn} : 経過年数 t_n 年における腐食速度（ $\text{mg}/\text{cm}^2/\text{年}$ ）

V_{11tn} : 温度 15°C 、湿度 69% 、酸素濃度 20% における腐食速度（ $\text{mg}/\text{cm}^2/\text{年}$ ）

V_{12tn} : ペーストコーティング鉄筋の腐食速度（ $\text{mg}/\text{cm}^2/\text{年}$ ）

V_{12tn}' : 温度 15°C 、湿度 69% 、酸素濃度 20% におけるペーストコーティング鉄筋の腐食速度（ $\text{mg}/\text{cm}^2/\text{年}$ ）

d : 鉄筋径（ mm ）

c : かぶり（ mm ）

Cl_{tn} : 経過年数 t_n 年における鉄筋位置の塩化物イオン量（ kg/m^3 ）

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（ $\%/100$ ）

(2) 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算定方法

(1)の1年毎の腐食速度の累積値が下式による鉄筋腐食減量を超える経過年数を、鉄筋腐食によるひび割れが発生する時点として評価を行う。

$$Q_{cr} = 0.0602 \left(1 + \frac{2c}{d} \right)^{0.85} \times d$$

Q_{cr} : 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（ mg/cm^2 ）

c : かぶり（ mm ）

d : 鉄筋径（ mm ）

2. 拡散方程式の回帰分析結果

(1) 取水構造物

① 気中帯

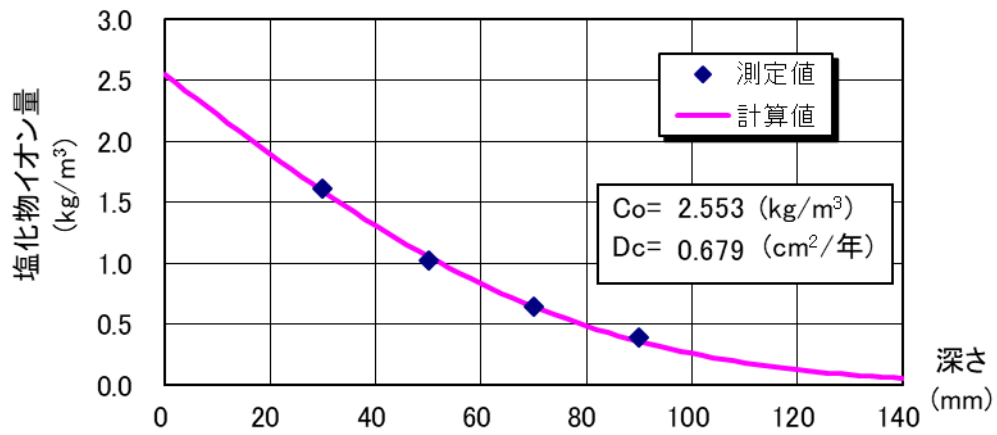


図1 表層 (0~20mm) の塩分濃度を使用しない場合

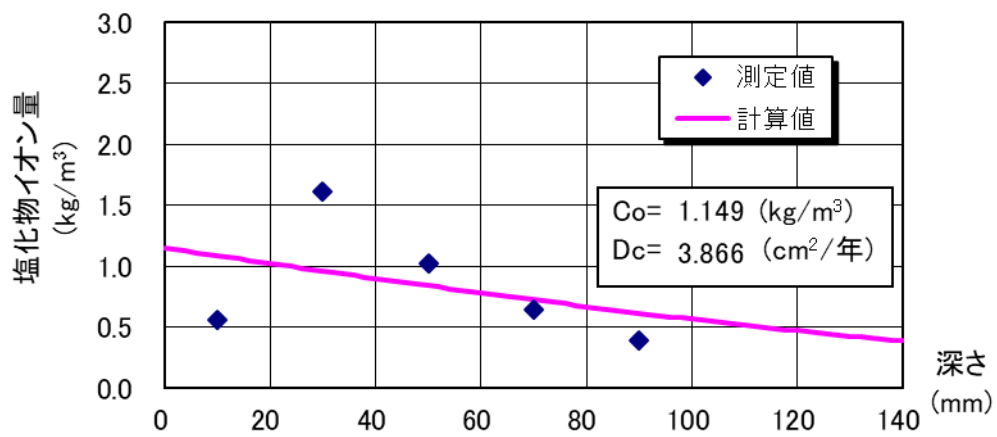


図2 全区間の測定結果を使用した場合

②干満帯

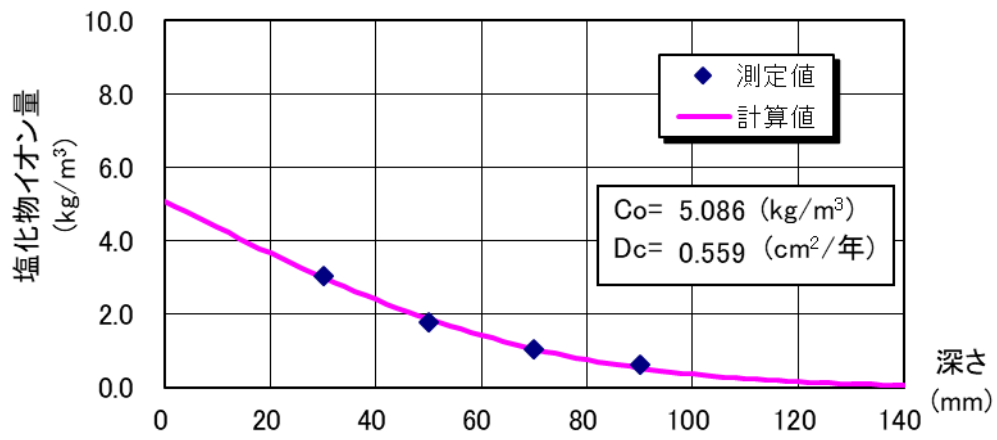


図3 表層 (0~20mm) の塩分濃度を使用しない場合

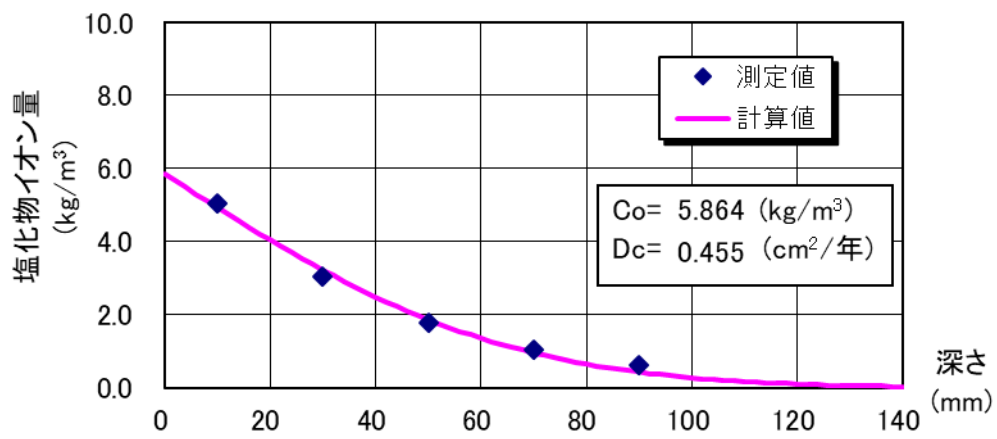


図4 全区間の測定結果を使用した場合

③海中帯

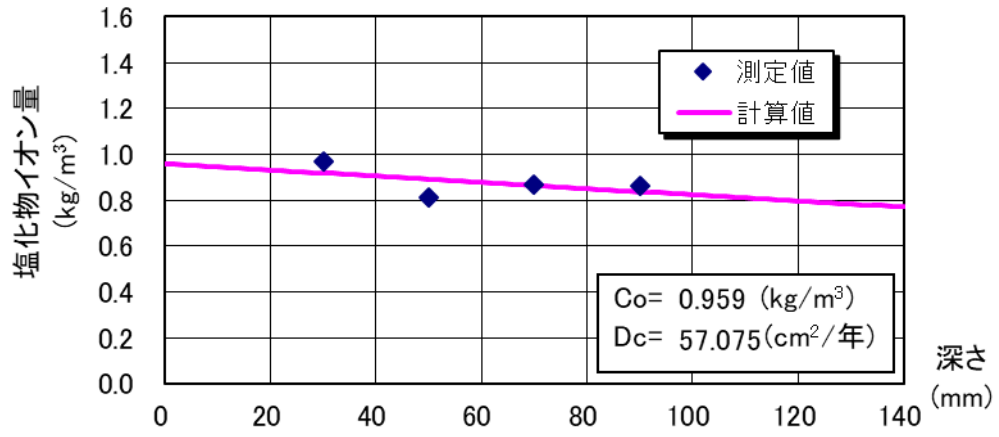


図5 表層 (0~20mm) の塩分濃度を使用しない場合

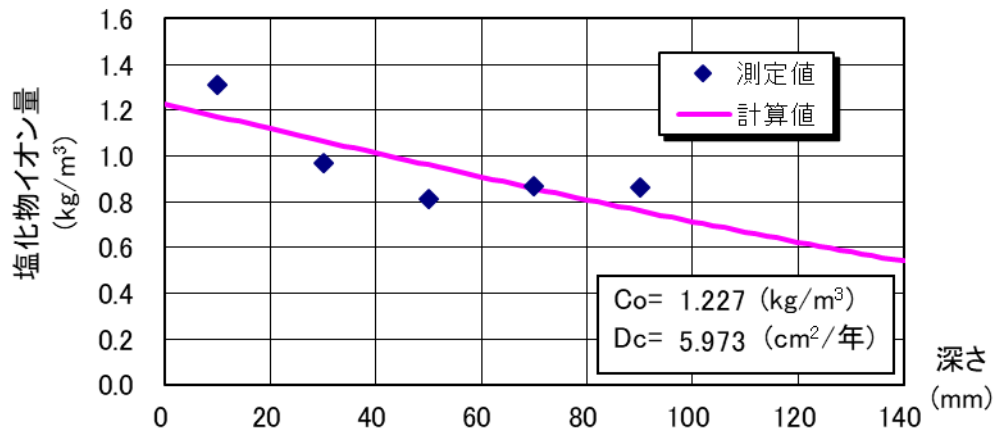


図6 全区間の測定結果を使用した場合

(2) 原子炉建屋～軽油タンク連絡ダクト

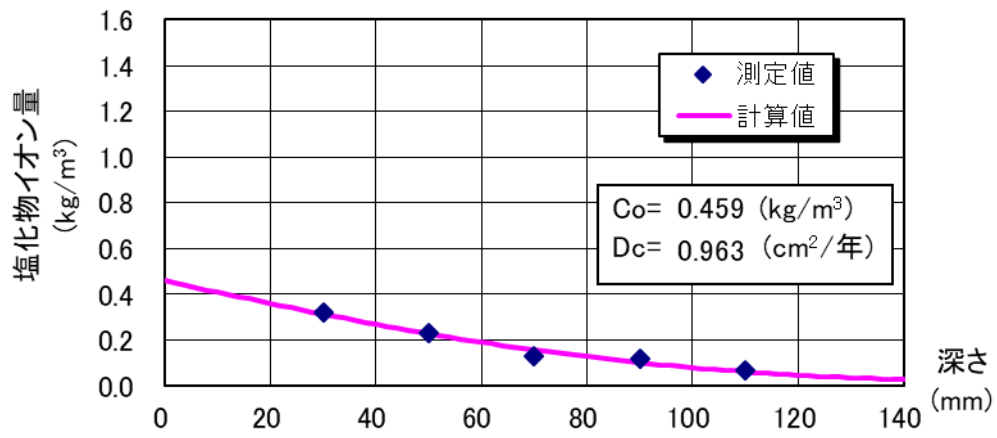


図7 表層 (0~20mm) の塩分濃度を使用しない場合

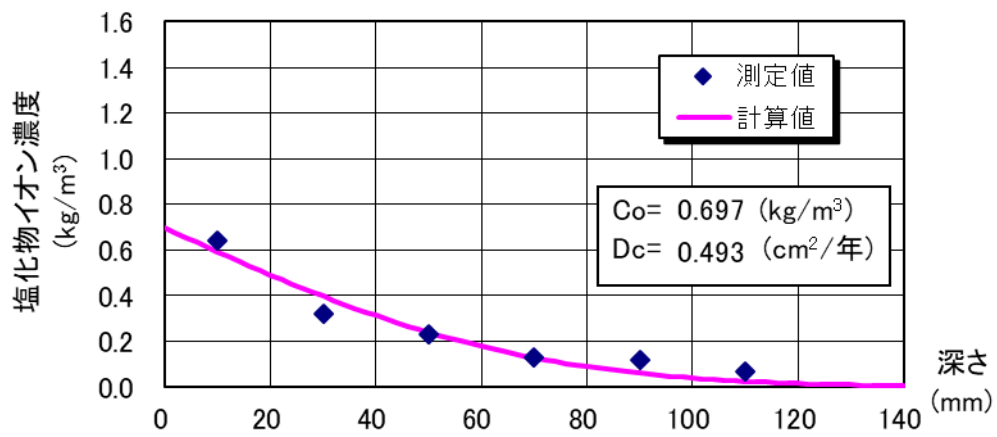


図8 全区間の測定結果を使用した場合

3. 調査時点、運転開始後40年時点及びコンクリートにひび割れが発生する時点の前後5年の鉄筋の腐食減量

表2 表層(0~20mm)の塩分濃度を使用しない場合

取水構造物						原子炉建屋 ～軽油タンク 連絡ダクト	
気中帯		干満帯		海中帯		経過年数 (年)	ΣV_{1tn} ($\times 10^{-4}g/cm^2$)
経過年数 (年)	ΣV_{1tn} ($\times 10^{-4}g/cm^2$)	経過年数 (年)	ΣV_{1tn} ($\times 10^{-4}g/cm^2$)	経過年数 (年)	ΣV_{1tn} ($\times 10^{-4}g/cm^2$)		
23	2.8	23	9.0	23	0.2	24	3.4
24	3.0	24	9.4	24	0.2	25	3.5
25	3.1	25	9.8	25	0.3	26	3.7
26	3.2	26	10.2	26	0.3	27	3.8
27	3.4	27	10.6	27	0.3	28	4.0
27.5	3.5	27.5	11.0	27.5	0.3	28.3	4.1
28	3.5	28	11.0	28	0.3	29	4.1
29	3.7	29	11.4	29	0.3	30	4.2
30	3.8	30	11.8	30	0.3	31	4.4
31	3.9	31	12.2	31	0.4	32	4.5
32	4.1	32	12.6	32	0.4	33	4.7
35	4.5	35	13.8	35	0.4	35	5.0
36	4.7	36	14.2	36	0.4	36	5.1
37	4.8	37	14.6	37	0.5	37	5.3
38	5.0	38	15.1	38	0.5	38	5.4
39	5.1	39	15.5	39	0.5	39	5.5
40	5.3	40	15.9	40	0.5	40	5.7
41	5.4	41	16.4	41	0.5	41	5.8
42	5.6	42	16.8	42	0.6	42	6.0
43	5.7	43	17.2	43	0.6	43	6.1
44	5.9	44	17.7	44	0.6	44	6.3
45	6.1	45	18.1	45	0.6	45	6.4
429	90.2	172	90.0	490	10.2	322	48.4
430	90.5	173	90.7	491	10.2	323	48.5
431	90.7	174	91.3	492	10.2	324	48.7
432	91.0	175	91.9	493	10.2	325	48.9
433	91.2	176	92.6	494	10.3	326	49.0
434	91.5	177	93.2	495	10.3	327	49.2
435	91.7	178	93.9	496	10.3	328	49.3
436	91.9	179	94.5	497	10.3	329	49.5
437	92.2	180	95.2	498	10.4	330	49.6
438	92.4	181	95.8	499	10.4	331	49.8
439	92.7	182	96.5	500*	10.4	332	49.9

* : 500年時点で鉄筋の腐食減量がひび割れ発生時の鉄筋腐食減量未満

表3 全区間の測定結果を使用した場合

取水構造物						原子炉建屋 ～軽油タンク 連絡ダクト	
気中帯		干満帯		海中帯			
経過年数 (年)	ΣV_{1tn} ($\times 10^{-4}g/cm^2$)	経過年数 (年)	ΣV_{1tn} ($\times 10^{-4}g/cm^2$)	経過年数 (年)	ΣV_{1tn} ($\times 10^{-4}g/cm^2$)	経過年数 (年)	ΣV_{1tn} ($\times 10^{-4}g/cm^2$)
23	3.2	23	9.0	23	0.1	24	3.4
24	3.4	24	9.4	24	0.1	25	3.5
25	3.5	25	9.8	25	0.1	26	3.6
26	3.7	26	10.2	26	0.1	27	3.8
27	3.8	27	10.5	27	0.1	28	3.9
27.5	4.0	27.5	10.9	27.5	0.1	28.3	4.1
28	4.0	28	10.9	28	0.1	29	4.1
29	4.1	29	11.3	29	0.1	30	4.2
30	4.3	30	11.7	30	0.1	31	4.4
31	4.4	31	12.1	31	0.1	32	4.5
32	4.6	32	12.5	32	0.2	33	4.7
35	5.1	35	13.7	35	0.2	35	4.9
36	5.2	36	14.1	36	0.2	36	5.1
37	5.4	37	14.5	37	0.2	37	5.2
38	5.5	38	14.9	38	0.3	38	5.4
39	5.7	39	15.3	39	0.3	39	5.5
40	5.8	40	15.8	40	0.3	40	5.7
41	6.0	41	16.2	41	0.3	41	5.8
42	6.2	42	16.6	42	0.3	42	6.0
43	6.3	43	17.0	43	0.3	43	6.1
44	6.5	44	17.5	44	0.4	44	6.3
45	6.6	45	17.9	45	0.4	45	6.4
490	84.6	170	89.6	490	14.4	306	48.4
491	84.7	171	90.2	491	14.4	307	48.6
492	84.9	172	90.9	492	14.5	308	48.7
493	85.1	173	91.6	493	14.5	309	48.9
494	85.3	174	92.2	494	14.5	310	49.0
495	85.5	175	92.9	495	14.6	311	49.2
496	85.6	176	93.6	496	14.6	312	49.4
497	85.8	177	94.2	497	14.6	313	49.5
498	86.0	178	94.9	498	14.7	314	49.7
499	86.2	179	95.6	499	14.7	315	49.9
500*	86.4	180	96.2	500*	14.8	316	50.0

* : 500年時点で鉄筋の腐食減量がひび割れ発生の鉄筋腐食減量未満

機械振動における評価対象部位及び評価点について

1. 機械振動における評価対象機器の選定について

志賀 1 号炉の冷温停止状態の維持に必要な機器について、機械振動の大きさと関係のある重量及び原動機出力を整理した。主要な振動機器の重量及び原動機出力を表 1 に示す。

表 1 冷温停止が維持されることを前提とした場合の主要な振動機器の重量と原動機出力

設備分類	機器名称	重量 (kg)	出力 (kW)
原子炉 冷却系統設備	原子炉補機冷却水ポンプ	4,900	180
	原子炉補機冷却海水ポンプ	14,500	190
	高圧炉心スプレィディーゼル補機冷却水ポンプ	1,940	45
	高圧炉心スプレィディーゼル補機冷却海水ポンプ	8,670	75
計測制御系統 設備	制御棒駆動水ポンプ	6,300	280
	計装用空気圧縮機	6,500	75
放射線 管理設備	MCR 送風機	3,770	90
	MCR 排風機	220	3.7
補助ボイラー 設備	補助ボイラー給水ポンプ	1,800	30
非常用予備 発電装置	非常用ディーゼル発電設備	60,300	5,500* (kVA)

*：工事計画認可申請に基づき、出力は 5,500 (kVA) とした。

この結果、主要な機器の重量及び原動機出力を機械振動の大きさとして抽出した結果、重量及び原動機出力が最も大きい機器は、非常用ディーゼル発電設備となった。

2. 機械振動における評価対象部位及び評価点の選定について

機械振動における評価対象部位は、冷温停止状態の維持に必要な振動機器のうち、支持する機器の重量及び原動機出力が最も大きく、同様に機械振動が最も大きいと考えられる非常用ディーゼル発電設備基礎とした。

また、評価点は、機械振動荷重を直接受ける機器支持部とした。

3. 評価対象部位の位置について

機械振動おける評価対象部位について，図1に示す。

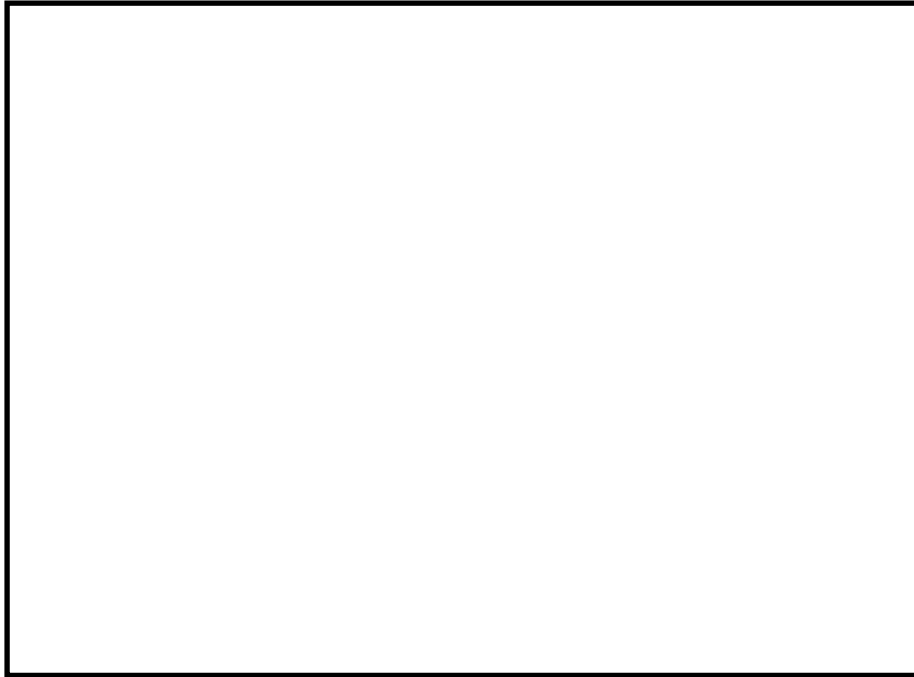


図1 原子炉建屋1F 平面図

4. 非常用ディーゼル発電設備における振動監視方法と頻度

機械振動により，機器定着部の支持力が失われるような場合，機器に異常振動が発生するものと考えられるが，連続運転中の回転機器については，運転員による1回/日のパトロールの他に，表2に示す方法で振動の監視を行っている。非常用ディーゼル発電設備についても，同様に定例試験の際に異常振動が無いことを確認している。

表2 非常用ディーゼル発電設備における振動監視方法と頻度

機器名称	振動監視方法	頻度
非常用ディーゼル発電設備	ポータブル振動計により，軸受近傍部を定期的に測定	1回/1ヶ月程度

熱による遮へい能力低下の評価に用いた温度分布解析について

原子炉遮へい壁のガンマ線発熱による温度分布は、別紙 5 に示す 2 次元輸送計算コード DORT より算出したガンマ線束を用いてガンマ線発熱量を算出し、熱伝導方程式を解いて原子炉遮へい壁内の温度分布を求めた。

1. 解析条件

1.1 内部発熱量

ガンマ線束 ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) に吸収線量率換算係数 ($(\text{Gy/h}) / (\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$) を乗じて、ガンマ線吸収線量率 (Gy/h) を算出し、これよりコンクリート内部の発熱量 Q ($\text{kJ}/(\text{m}^3 \cdot \text{h})$) を求めた。

1.2 境界条件



原子炉圧力容器保温材表面温度	T1	<input type="text"/> (°C)
原子炉圧力容器保温材～原子炉遮へい壁間雰囲気温度	T2	57 (°C)
原子炉遮へい壁～一次遮へい壁間雰囲気温度	T3	57 (°C)

1.3 物性値

コンクリートの熱伝導率	λ	1.628 (W/(m·K))
-------------	-----------	-----------------

2. 温度分布解析

1. の解析条件を用いて、熱伝導方程式を解いて温度分布を求めた結果、原子炉遮へい壁の最高温度は、図 1 に示す通り 85.2 °C であった。

$$\lambda \cdot \frac{d^2 T}{dx^2} + Q(x) = 0$$

λ : 熱伝導率

$Q(x)$: 内部発熱量

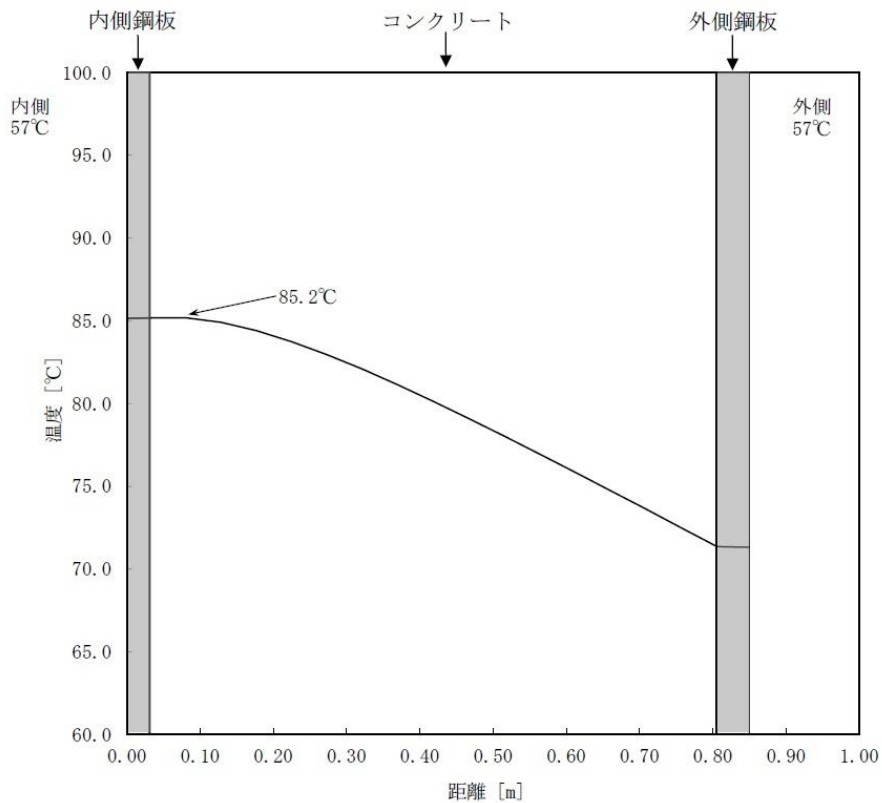


図1 原子炉遮へい壁の温度分布

3. 評価に用いる原子炉遮へい壁の最高温度

建設時の工事計画認可申請書添付書類「生体遮へい及び熱除去についての計算書」では 80 °Cとされているが、図1に示す温度分布解析結果は 85.2 °Cであるため、熱によるコンクリートの遮へい能力低下の評価に用いる原子炉遮へい壁の最高温度は、保守的に図1に示す温度分布解析による 85.2 °Cを用いる。

志賀 1 号炉周辺の地下水による経年劣化影響について

1. はじめに

志賀 1 号炉のうち対象構造物の一部については、地下に埋設されていることから、地下水による経年劣化影響を評価する。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、それらが志賀 1 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う。

2. 経年劣化影響評価

2.1 地下水に起因するコンクリート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。

地下水に起因するコンクリートの経年劣化要因である塩分浸透、アルカリ骨材反応及び化学的侵食の 3 要因が、志賀 1 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。

表 1 地下水に起因するコンクリート経年劣化要因

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及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。
アルカリ骨材反応	アルカリ骨材反応は、コンクリート中に含まれるアルカリ性の水溶液と、骨材中に含まれる反応性珪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膨張すると、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。
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。

2.2 地下水に起因するコンクリートの経年劣化評価

塩分浸透、アルカリ骨材反応及び化学的侵食が志賀1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志賀1号炉の環境条件に基づき評価を行った。

2.2.1 塩分浸透

コンクリートの塩分浸透は、コンクリート中に塩化物イオンが浸透し、鉄筋位置まで達すると、鉄筋の腐食が徐々に進行し、鉄筋の体積膨張によりコンクリートにひび割れや剥離が生じる事象である。

志賀1号炉の対象構造物においては、塩分浸透が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、各対象評価部位における鉄筋の腐食減量は、運転開始後40年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、定期点検の結果、塩分浸透に起因する鉄筋腐食が生じた場合に発生する膨張性のひび割れは確認されていない。なお、コンクリート躯体が直接海水に接触し、塩分浸透に対し最も厳しい環境条件下にある取水構造物においても、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、目視点検の結果及び最も厳しい環境下にある取水構造物の現状を鑑み、その他の地下埋設部コンクリートにおいても塩分浸透によるコンクリートの劣化が生じる可能性は小さいと考えられる。

2.2.2 アルカリ骨材反応

コンクリートのアルカリ骨材反応は、コンクリート中に含まれるアルカリ性の水溶液と、骨材中に含まれる反応性珪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膨張すると、コンクリート表面にひび割れが生じ、支持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、志賀1号炉においては、建設時の1989年～1991年にコンクリートの使用骨材についてモルタルバー法（JASS 5N T-201）による反応性試験を実施しており、その結果から得られた膨張率は「材齢6か月で0.100%以下」の判定基準に対し、無害と判定されている。

また、定期的な目視点検の結果、アルカリ骨材反応が発生した場合に発生する膨張性のひび割れは確認されていない。なお、絶えず海水が供給される環境下にある取水構造物においても、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、目視点検の結果及び外部からの水分供給に対して最も厳しい環境下にある取水構造物の現状を鑑み、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劣化が生じる可能性は小さいと考えられる。

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することにより、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、酸性河川流域及び酸性・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、志賀1号炉周囲における地下水の水質調査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) 志賀1号炉周囲における地下水の水質調査位置及び調査結果

志賀1号炉周囲の地下排水設備集水ピット（図1）において、2021年11月から12月にかけて計3回の地下水の水質調査を実施し、結果を表2に示す。

なお、調査結果は海水の影響を考慮し、図1に示すとおり、陸側と海側の2つのエリアに大別して分析を行った。

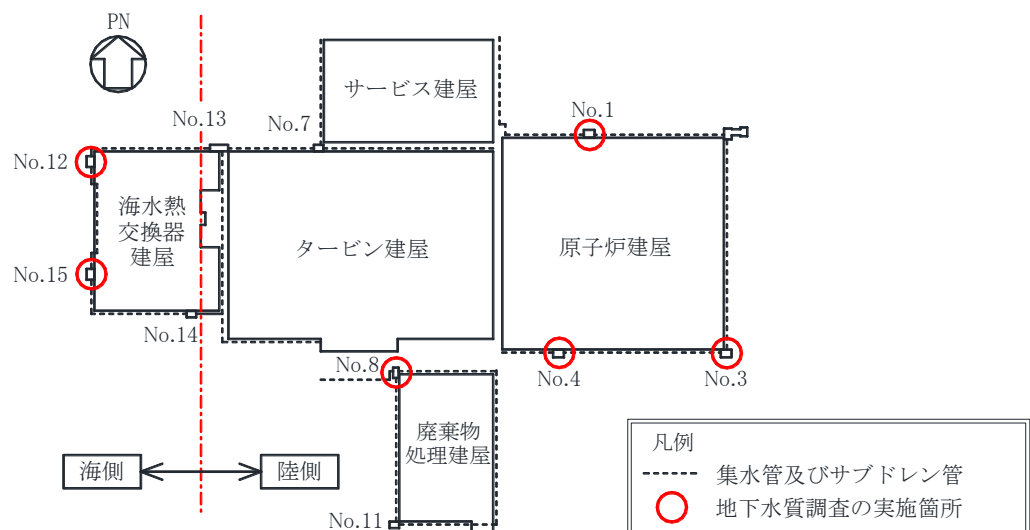


図1 志賀1号炉周囲における地下水質の調査位置図

表2 志賀1号炉周囲における地下水質の調査結果

(a) pH

エリア	採取箇所	平均値
陸側	原子炉建屋 No. 1, 3, 4 ピット タービン建屋 No. 8 ピット	
海側	海水熱交換器建屋 No. 12, 15 ピット	

(b) SO_4^{2-} (硫酸塩) (単位: mg/l)

エリア	採取箇所	平均値
陸側	原子炉建屋 No. 1, 3, 4 ピット タービン建屋 No. 8 ピット	
海側	海水熱交換器建屋 No. 12, 15 ピット	

(c) Mg^{2+} (マグネシウム) (単位: mg/l)

エリア	採取箇所	平均値
陸側	原子炉建屋 No. 1, 3, 4 ピット タービン建屋 No. 8 ピット	
海側	海水熱交換器建屋 No. 12, 15 ピット	

(d) NH_4^+ (アンモニウム) (単位: mg/l)

エリア	採取箇所	平均値
陸側	原子炉建屋 No. 1, 3, 4 ピット タービン建屋 No. 8 ピット	
海側	海水熱交換器建屋 No. 12, 15 ピット	

(2) 地下水質調査結果の分析

志賀 1 号炉周囲の地下水質調査において得られた pH, 硫酸塩, マグネシウム, アンモニウム及び遊離炭酸を 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 志賀 1 号炉周囲における地下水質調査結果と EN206 の環境区分 (地下水) の対比

環境区分	XA1	XA2	XA3	備 考
	弱い化学的侵食	標準的な化学的侵食	強い化学的侵食	
pH	$6.5 \geq X \geq 5.5$	$5.5 > X \geq 4.5$	$4.5 > X \geq 4.0$	陸側・海側共に該当区分なし
SO ₄ ²⁻ [mg/l]	$200 \leq X \leq 600$	$600 < X \leq 3,000$ (海側: <input type="text"/>)	$3,000 < X \leq 6,000$	陸側は該当区分なし
Mg ²⁺ [mg/l]	$300 \leq X \leq 1,000$ (海側: <input type="text"/>)	$1,000 < X \leq 3,000$	$3,000 < X$	陸側は該当区分なし
NH ₄ ⁺ [mg/l]	$15 \leq X \leq 30$	$30 < X \leq 60$	$60 < X \leq 100$	陸側・海側共に検出限界値以下
CO ₂ (侵食性) [mg/l]	$15 \leq X \leq 40$	$40 < X \leq 100$	$100 < X$	未実施

注: 網掛け箇所は志賀 1 号炉の調査結果が該当する区分を, () 内には該当するエリアとその平均値を示す。

a. pH

陸側及び海側共に 6.5 を上回っており, 酸劣化の可能性はないと考えられる。

b. SO₄²⁻ (硫酸塩)

陸側において, EN206 のいずれの環境区分にも該当しないことが確認された。海側については, 硫酸塩が EN206 の「標準的な化学的侵食」に区分される結果となった。これは, 海側の地下水に海水が流入しているためと考えられる。

硫酸塩による劣化では, 膨張性のエトリンガイトが生成されるが, 海水のように過剰な塩化物イオンが共存する環境下においては, 塩化物があるとエトリンガイトが溶解し, 海水によって浸出することがあるため, 有害な膨張を伴わないとされており, I-GALL Report²⁾において侵食性があるとされる硫酸塩濃度 1,500ppm 以下であることから硫酸塩劣化の可能性はないと考えられる。

c. Mg²⁺ (マグネシウム)

マグネシウムは, 陸側において, EN206 のいずれの環境区分にも該当しないことが確認された。海側については, EN206 の「弱い化学的侵食」に区分される結果となった。これは, 海側の地下水に海水が流入しているためと考えられる。

また, 山路の報告³⁾によれば, 海洋環境に曝露された供用年数が 40 年のコンクリート構造物から採取したコアにおけるマグネシウムの浸透深さが 10mm 以下であったことを踏まえれば, 志賀 1 号炉においても海水の影響によるコンクリート劣化の可能性はないと考えられる。

d. NH_4^+ (アンモニウム)

アンモニウムは、陸側及び海側共に検出限界値以下であり、EN206 のいずれの環境区分にも該当しないことが確認された。

(3) 化学的侵食に関する劣化評価

志賀1号炉の地下水質調査結果に基づき、地下水成分の分析を行った結果、酸や硫酸塩等に起因するコンクリート劣化の可能性はないと考えられる。

また、評価対象構造物のうち、海洋環境の影響を直接受ける取水構造物においては、化学的侵食に特有の劣化兆候は見られない。

したがって、地下水質の分析結果や、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を鑑み、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劣化が生じる可能性はないと考えられる。

- 1) BSI, BS EN 206:2013 「Concrete - Specification, performance, production and conformity」
- 2) IAEA, I-GALL Report AMP306 「STRUCTURES MONITORING」 pp.1-12 (2018)
- 3) 山路 徹, 港湾空港技術研究所資料「海洋に位置するコンクリート構造物の耐久性能照査手法に関する研究」 pp.29-48 (2011)

2.3 地下水に起因するコンクリート経年劣化評価についてのまとめ

地下水に起因するコンクリートの経年劣化要因が、志賀1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、志賀1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、塩分浸透については発生の可能性が否定できないが、取水構造物等の定期点検により、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。

一方、地下水に起因するアルカリ骨材反応及び化学的侵食については、志賀1号炉の環境条件から判断して、発生する可能性はないことを確認した。

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及び進展の可能性

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、各経年劣化評価部位における鉄筋の腐食減量は、運転開始後40年時点の想定においても、健全性を有していることを確認している。 また、塩分浸透に起因する鉄筋腐食が生じた場合に発生する膨張性のひび割れは、定期点検において確認されていない。 なお、コンクリート躯体が直接海水に接触し、塩分浸透に対し最も厳しい環境条件下にある取水構造物においても、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。
アルカリ骨材反応	×	×	志賀1号炉に使用されたコンクリートは、建設時に実施したモルタルバー法による反応性試験結果より、無害と判定されている。 また、アルカリ骨材反応が発生した場合に発生する膨張性のひび割れは、定期点検において確認されていない。 なお、絶えず海水が供給される環境下にある取水構造物においても、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	×	×	志賀1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、酸や硫酸塩等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。