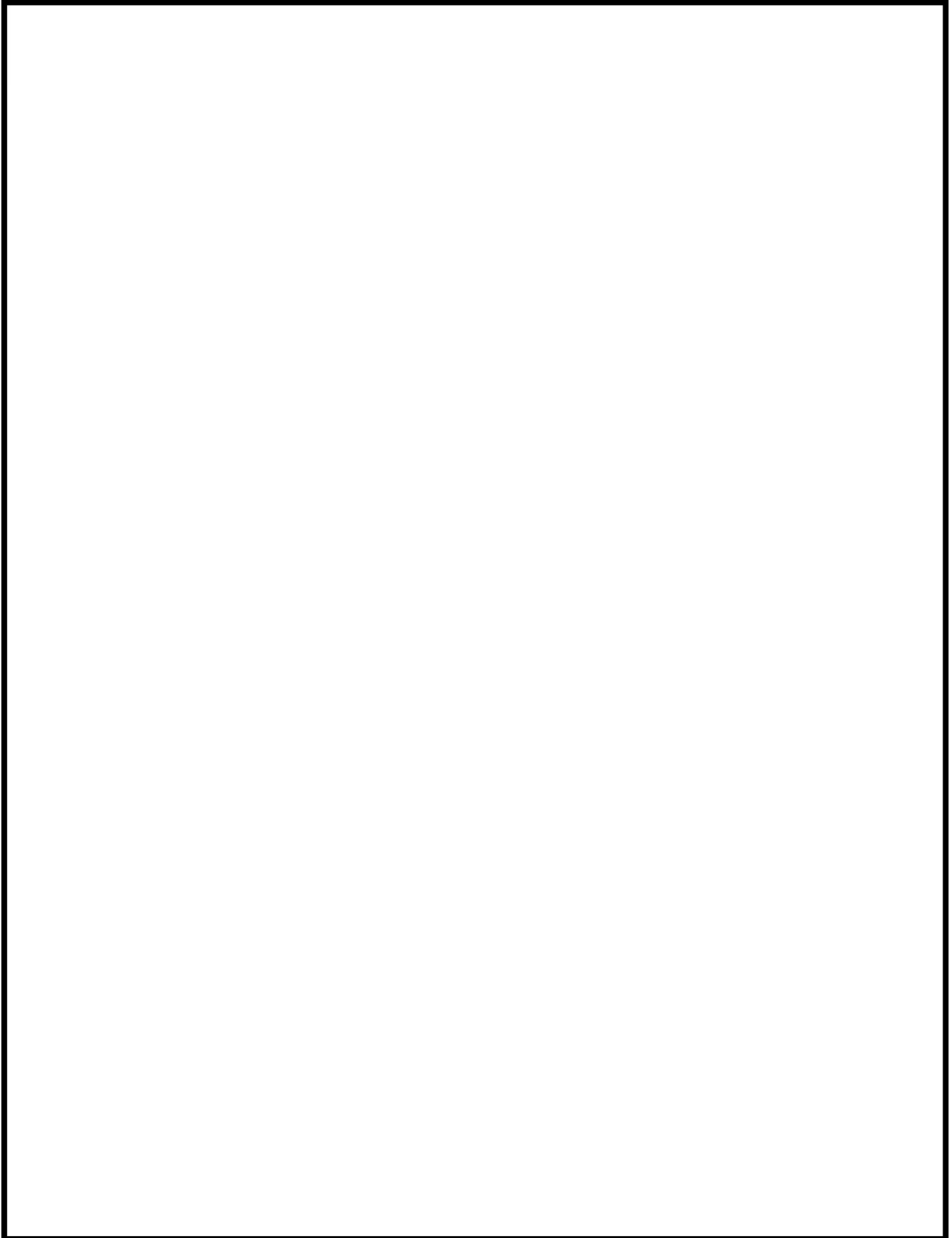

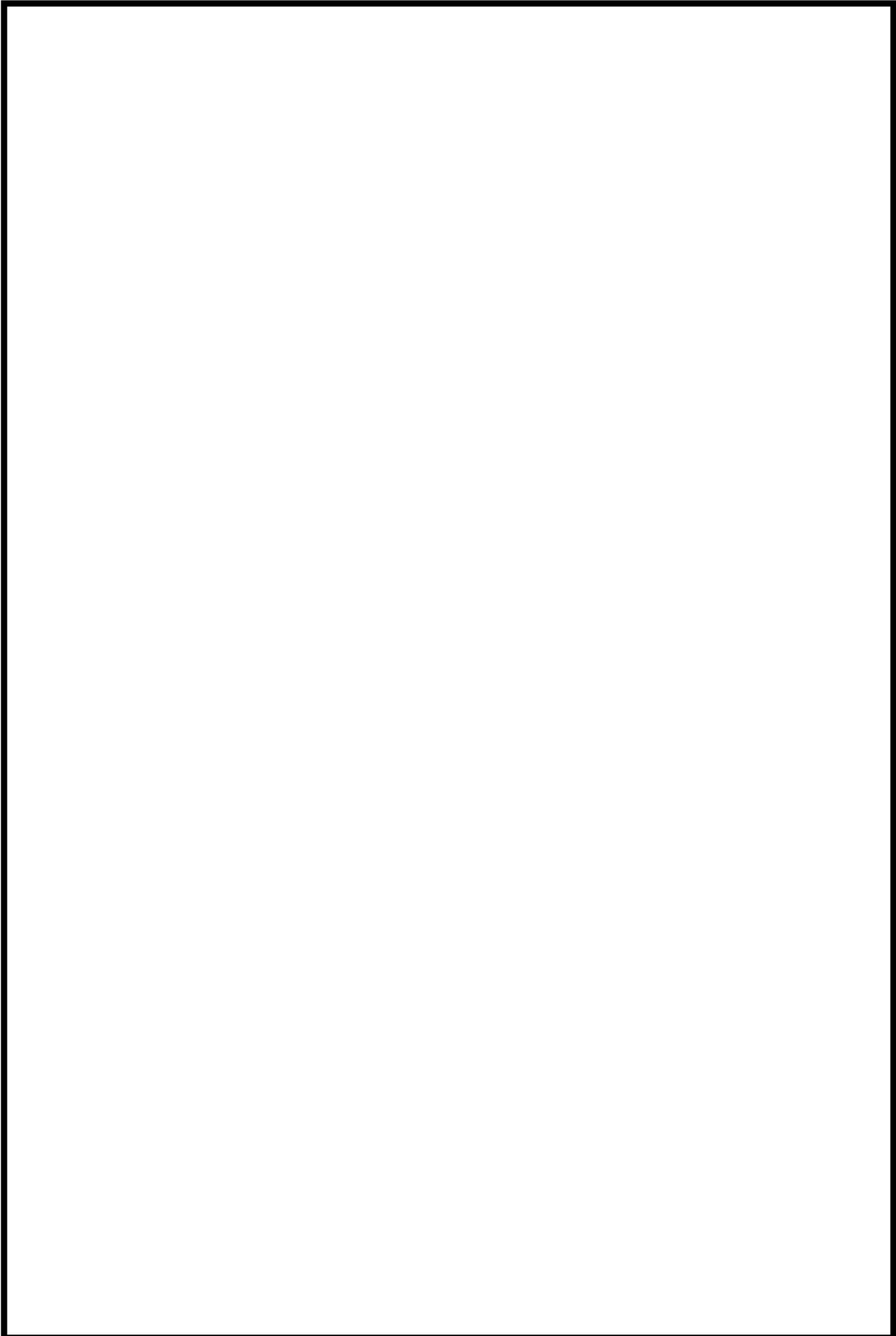



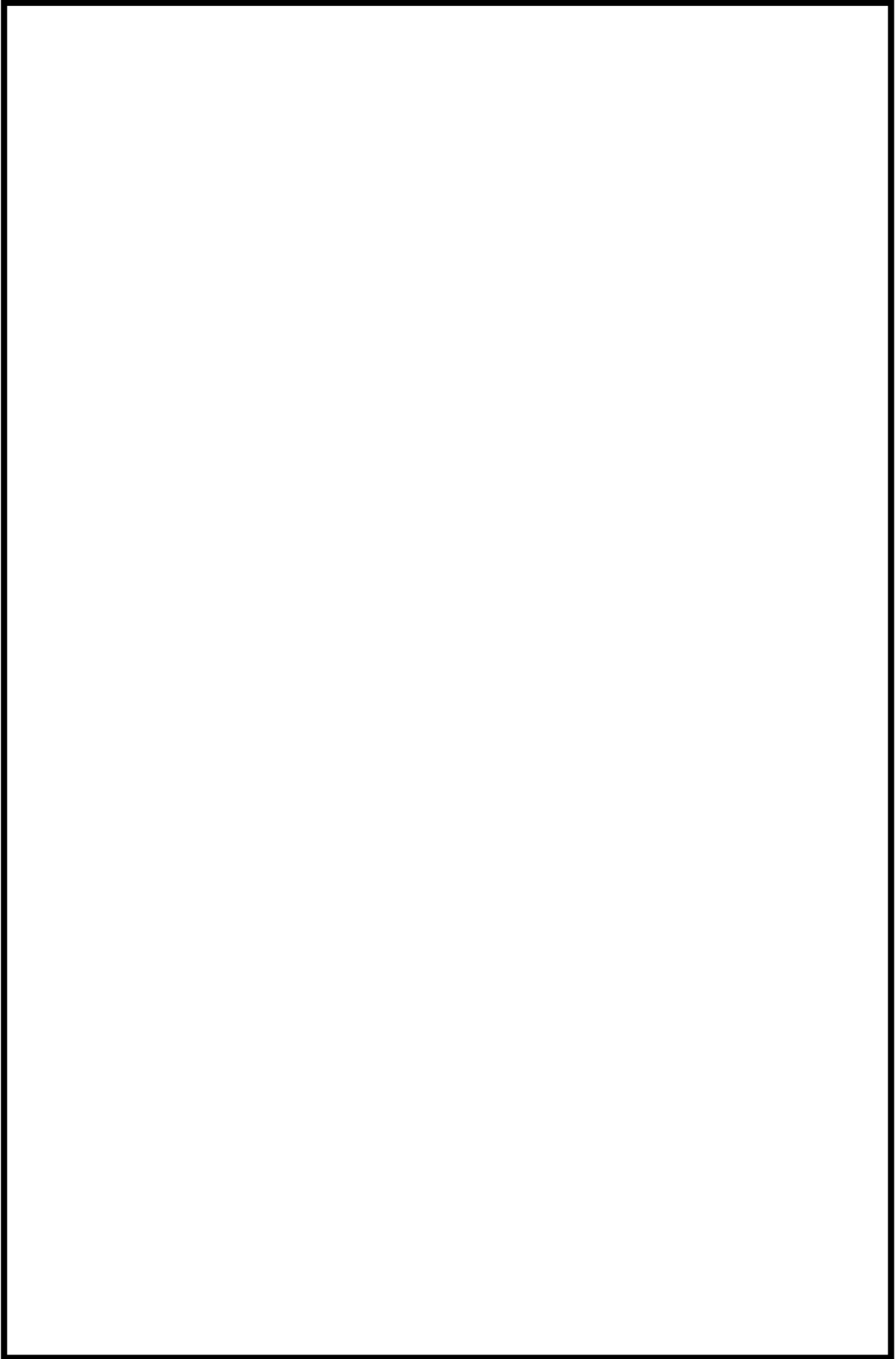
参考10 日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（2012年版/2013年追補/2014年追補）」
（JSME S NA1-2012/2013/2014）（抜粋）




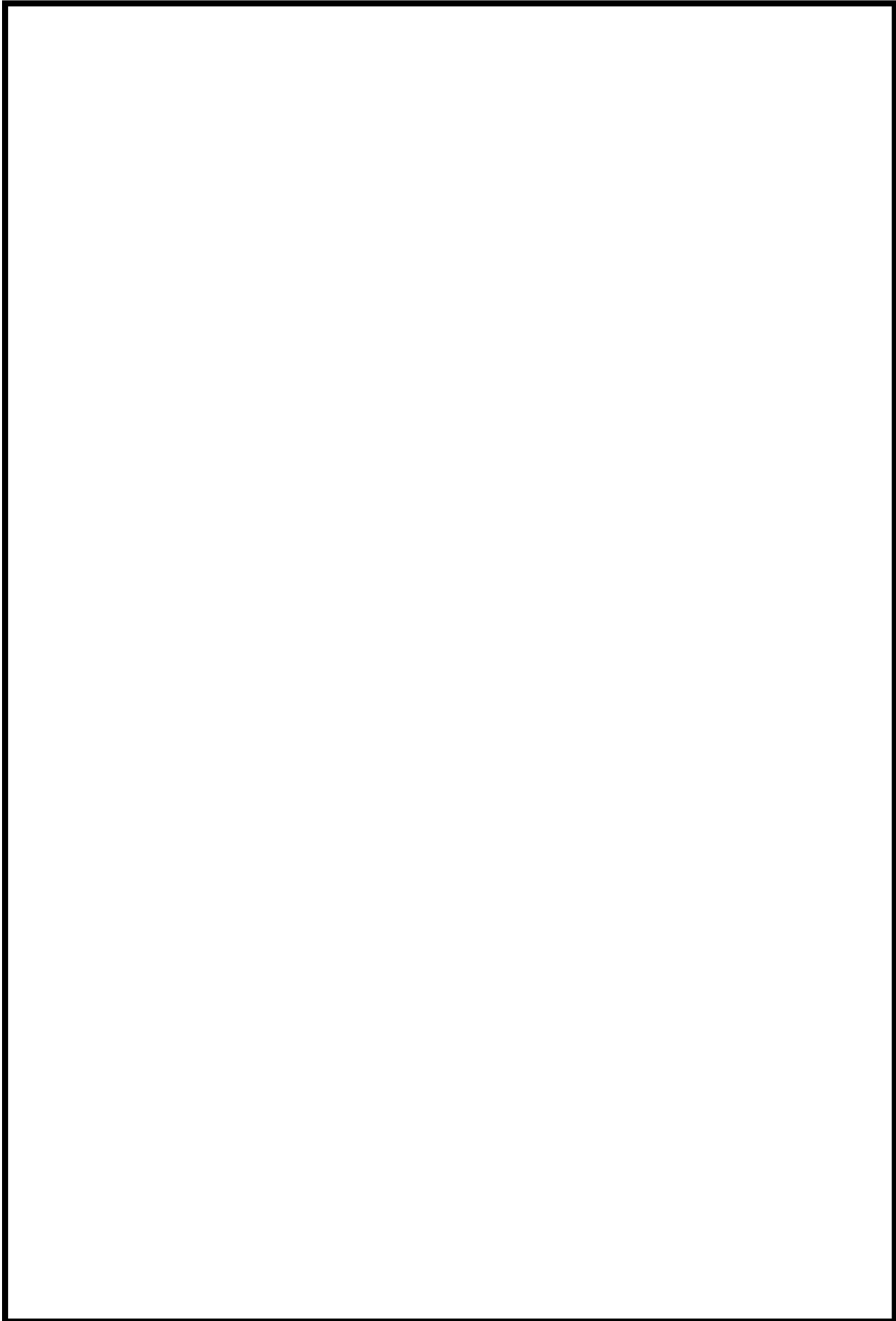
 : 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。




 :枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

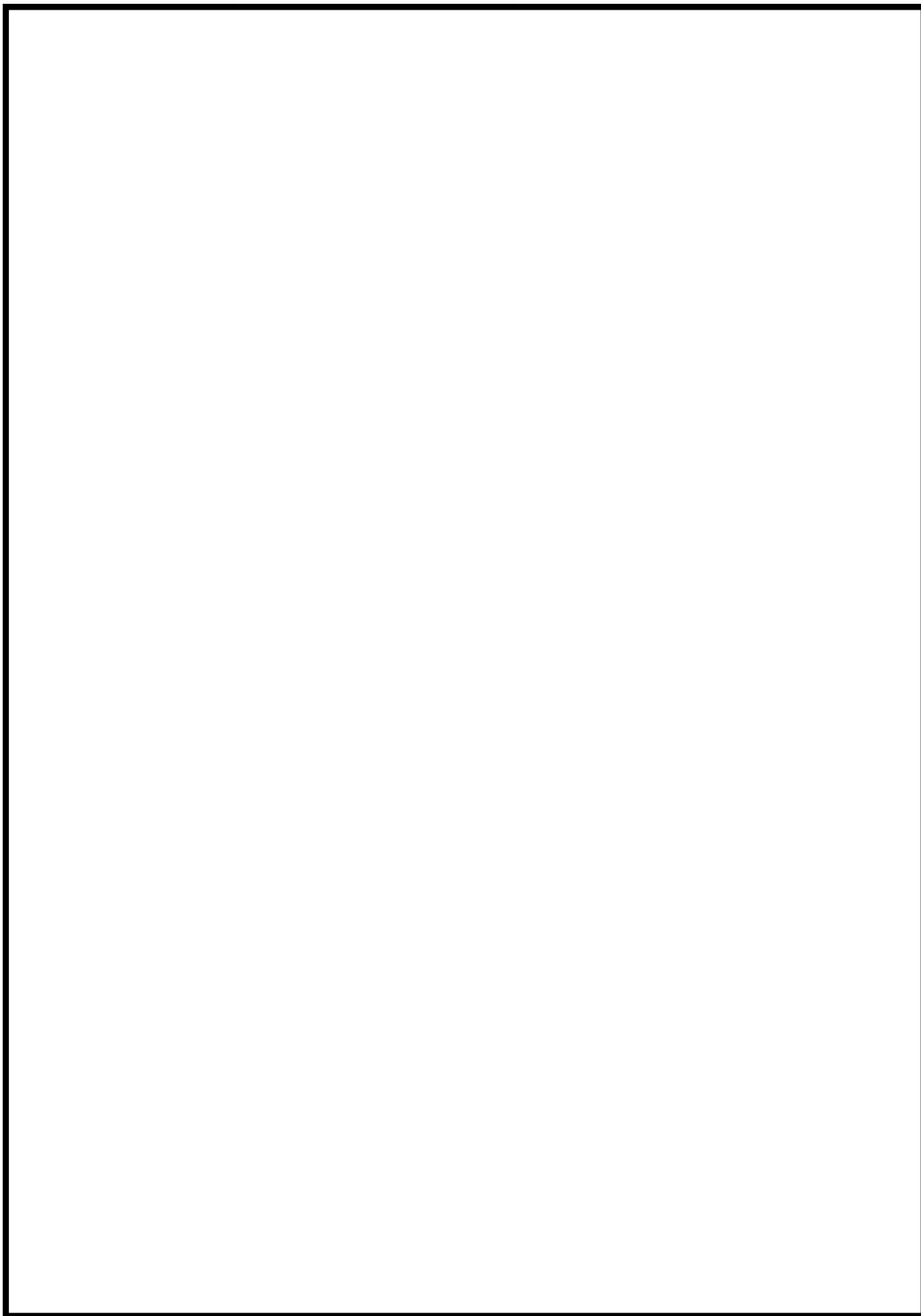



 :枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

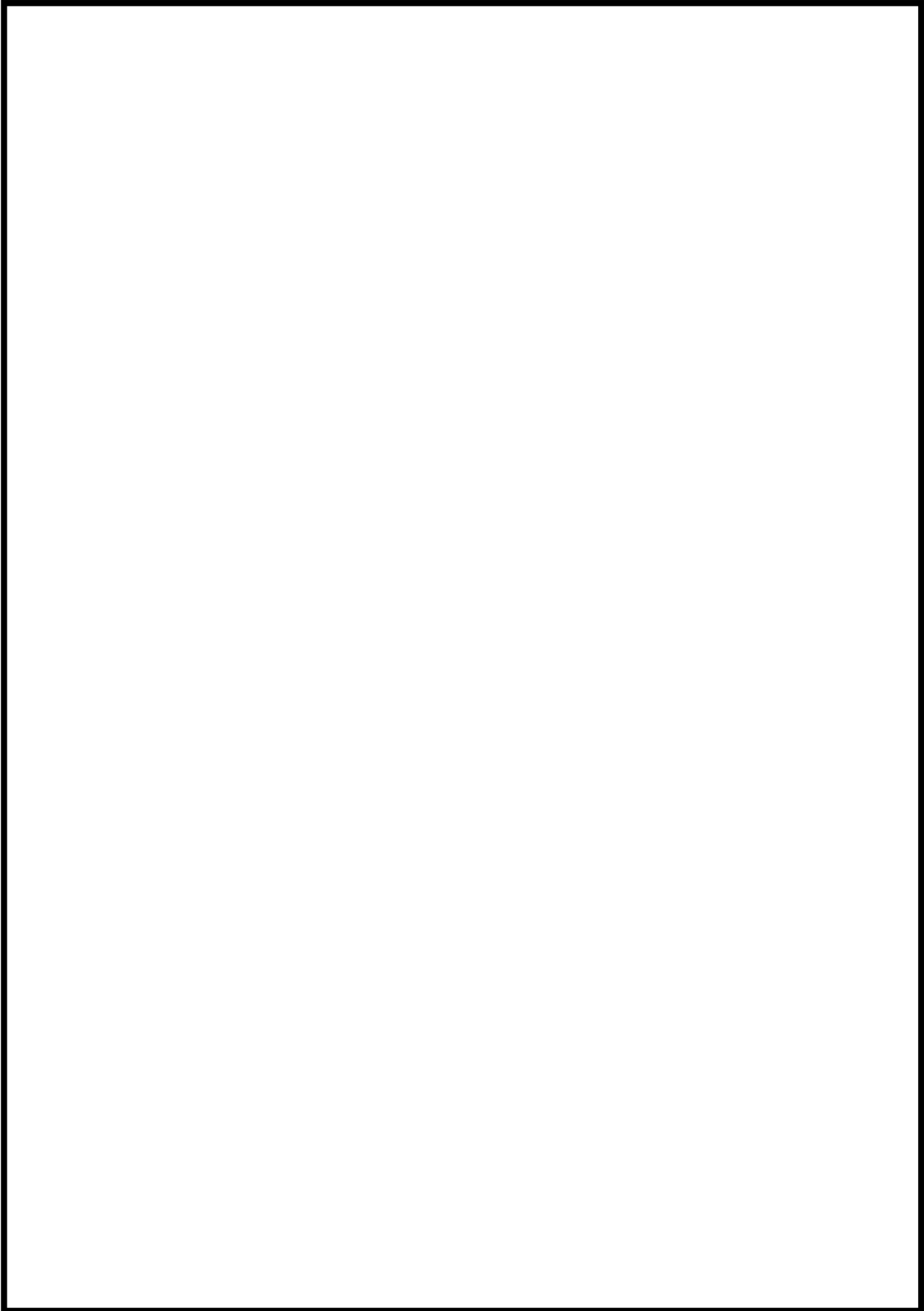



 : 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

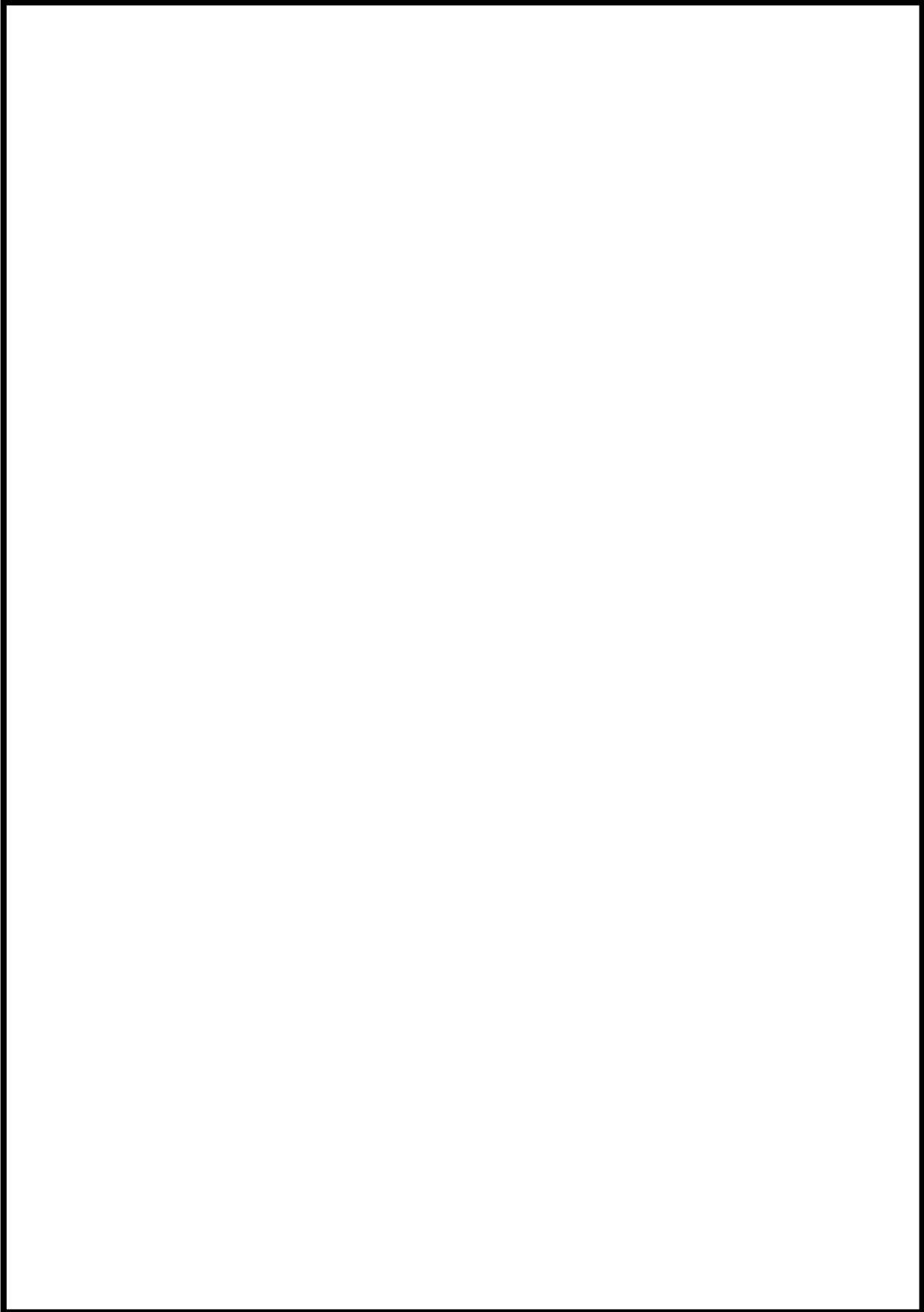
参考 1 1 日本機械学会「発電用原子力設備規格 材料規格 (2012 年版)」(JSME S NJ1-2012) (抜粋)




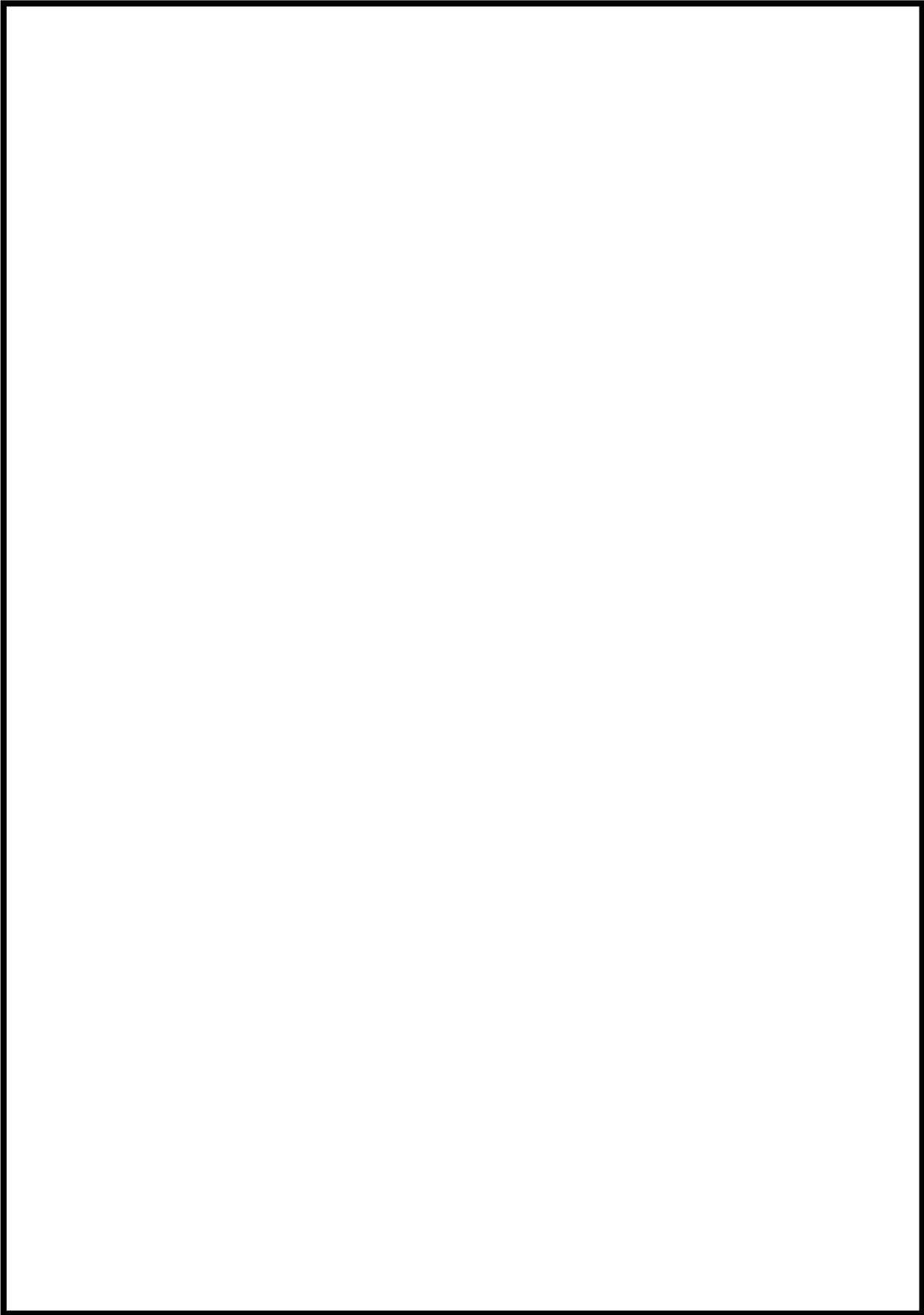
:枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。




 :枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



 :枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



: 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

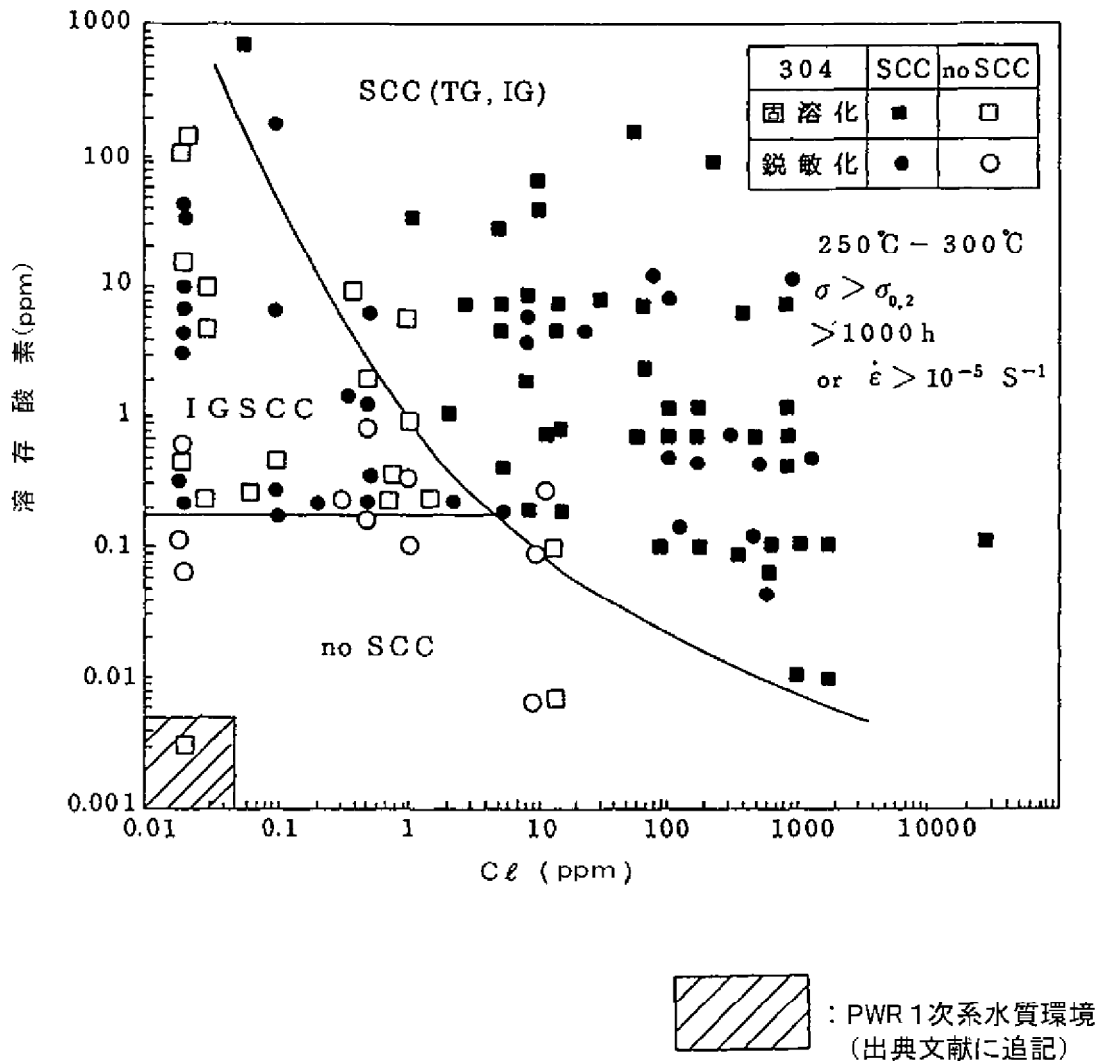



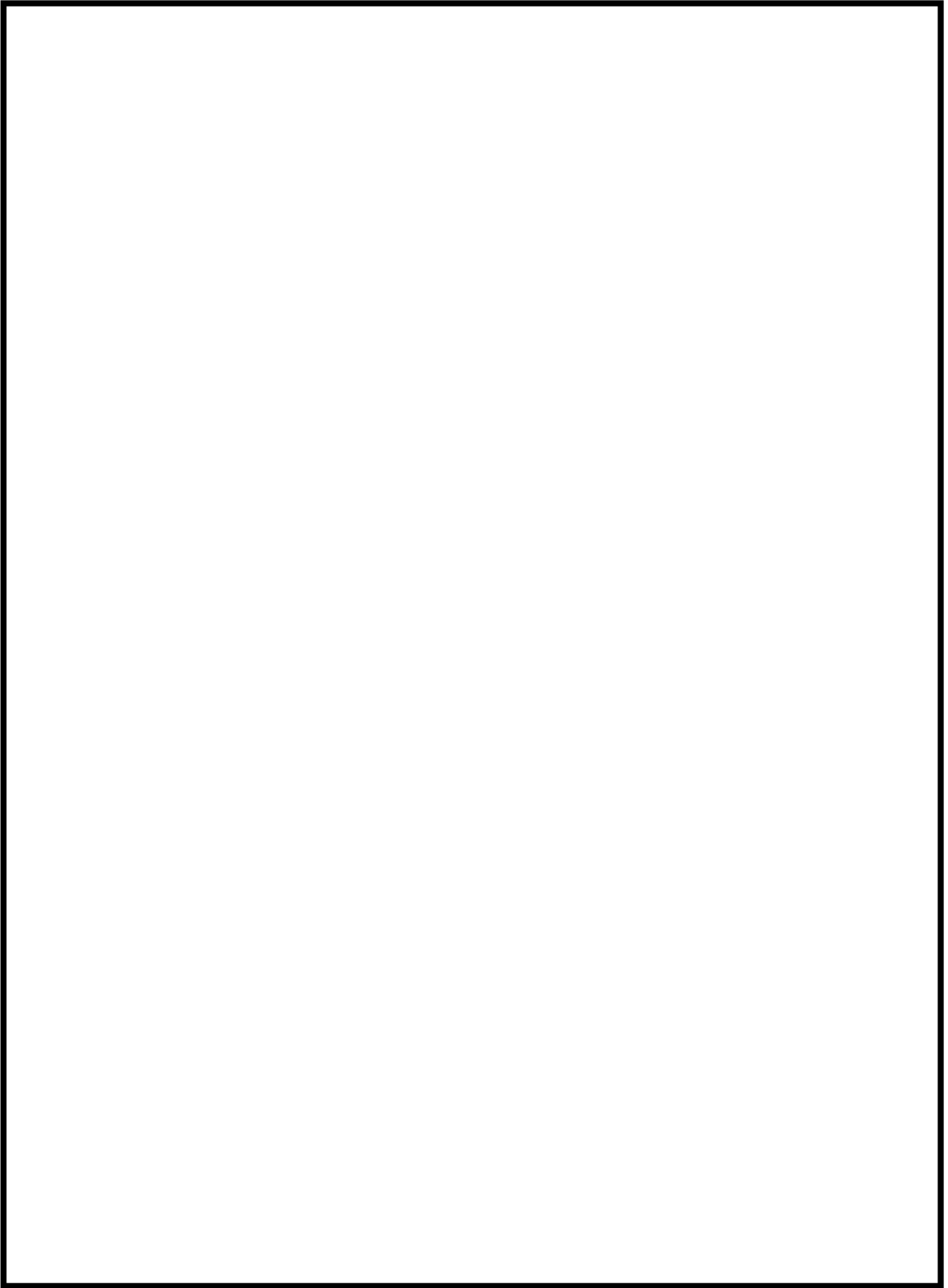
図2.3-2(1/2) 応力腐食割れに対する溶存酸素と塩化物イオンの効果
 [出典: M. O. Speidel, EPRI-JAPAN corrosion seminar, (1978)]


上図は、高浜発電所 3 号機の申請資料であるが、大飯発電所 3 号機も同様の水質管理を実施していることから、PWR 1 次系水質環境に変更はない。

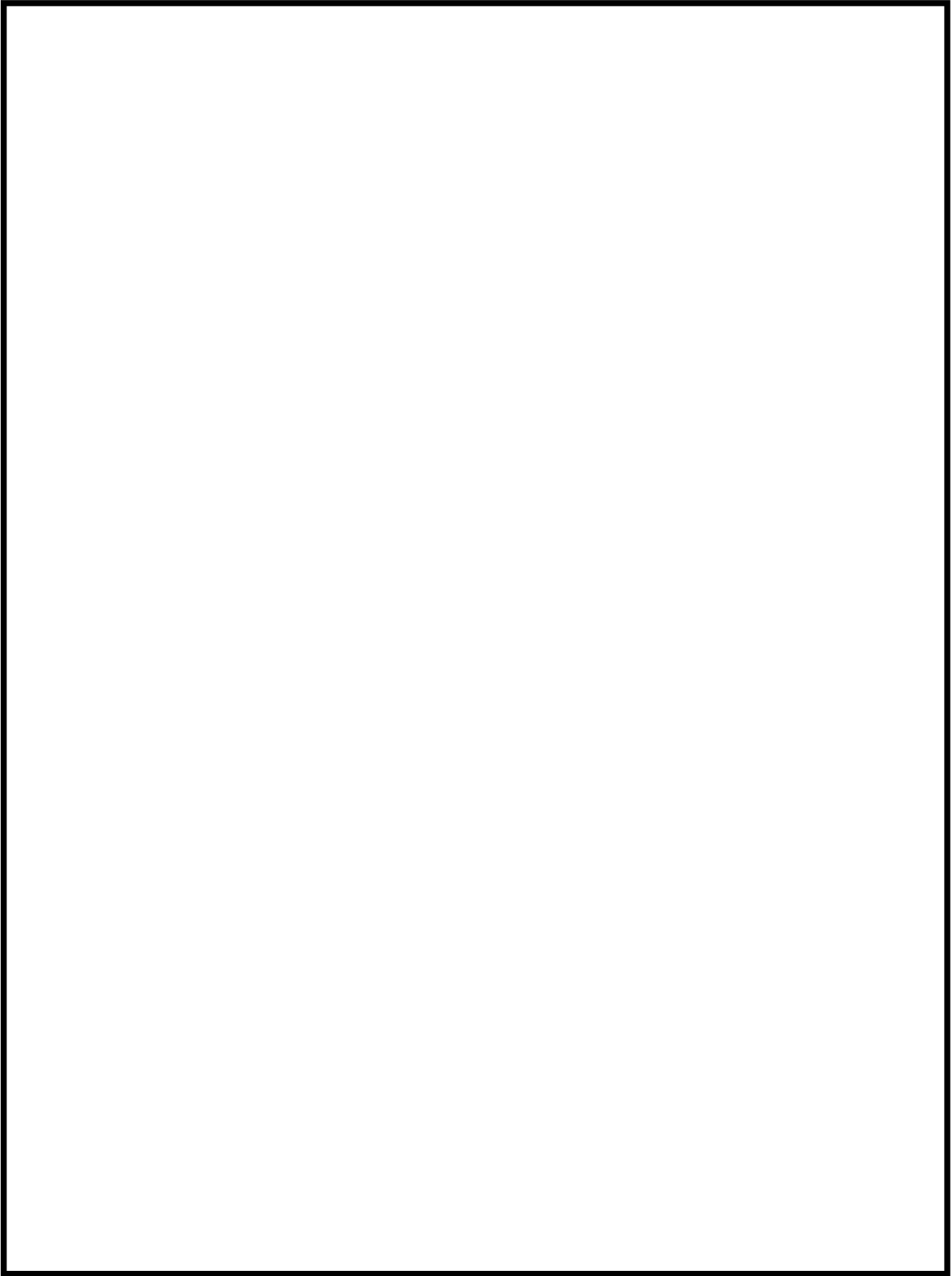
参考 1 2 日本電気協会「原子力発電所配管防護設計技術指針」(JEAG 4613-1998) (抜粋)
及び 日本機械学会「発電用原子力設備規格 配管破損防護設計規格」(JEAG 4613-1998)
(抜粋)




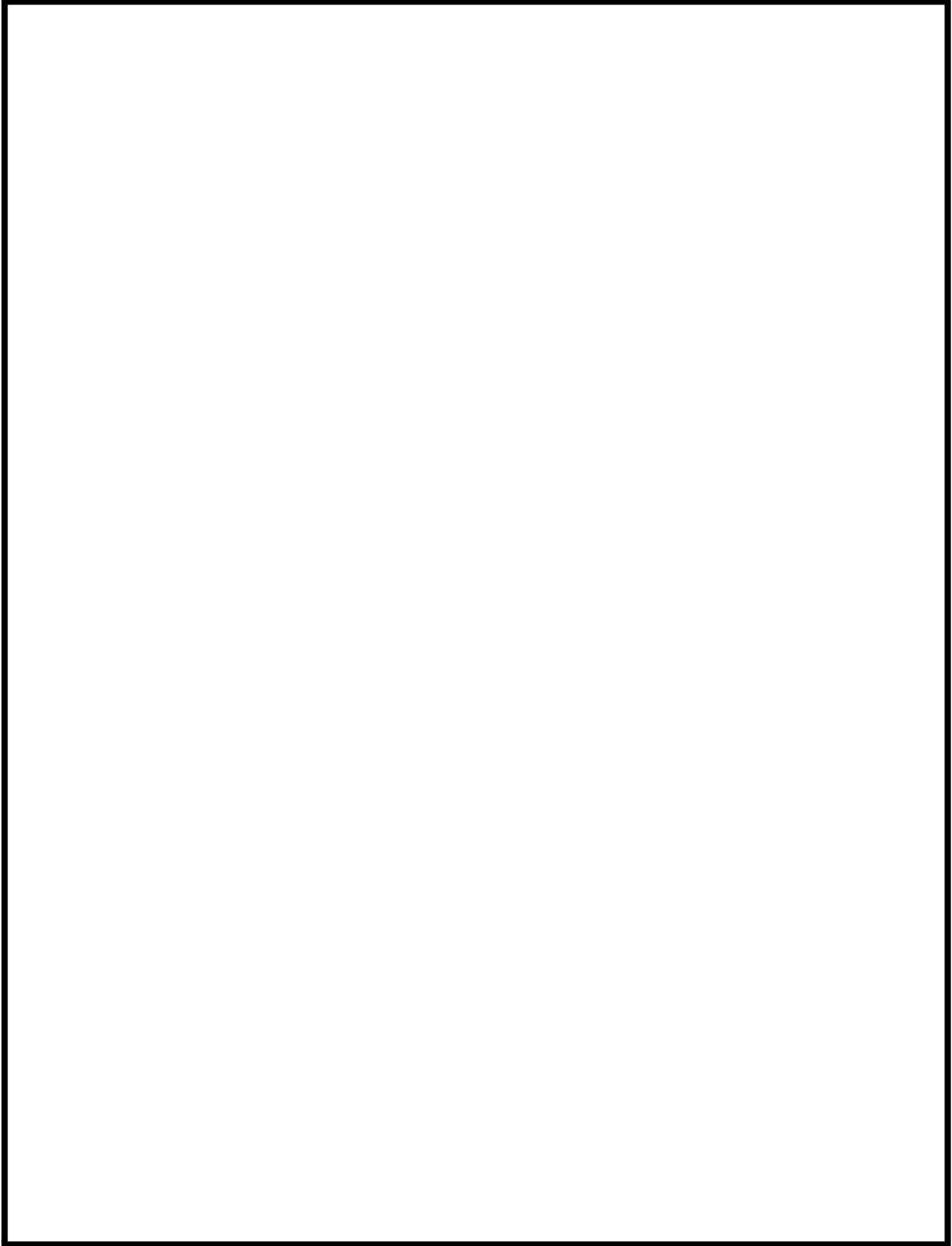
 : 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。




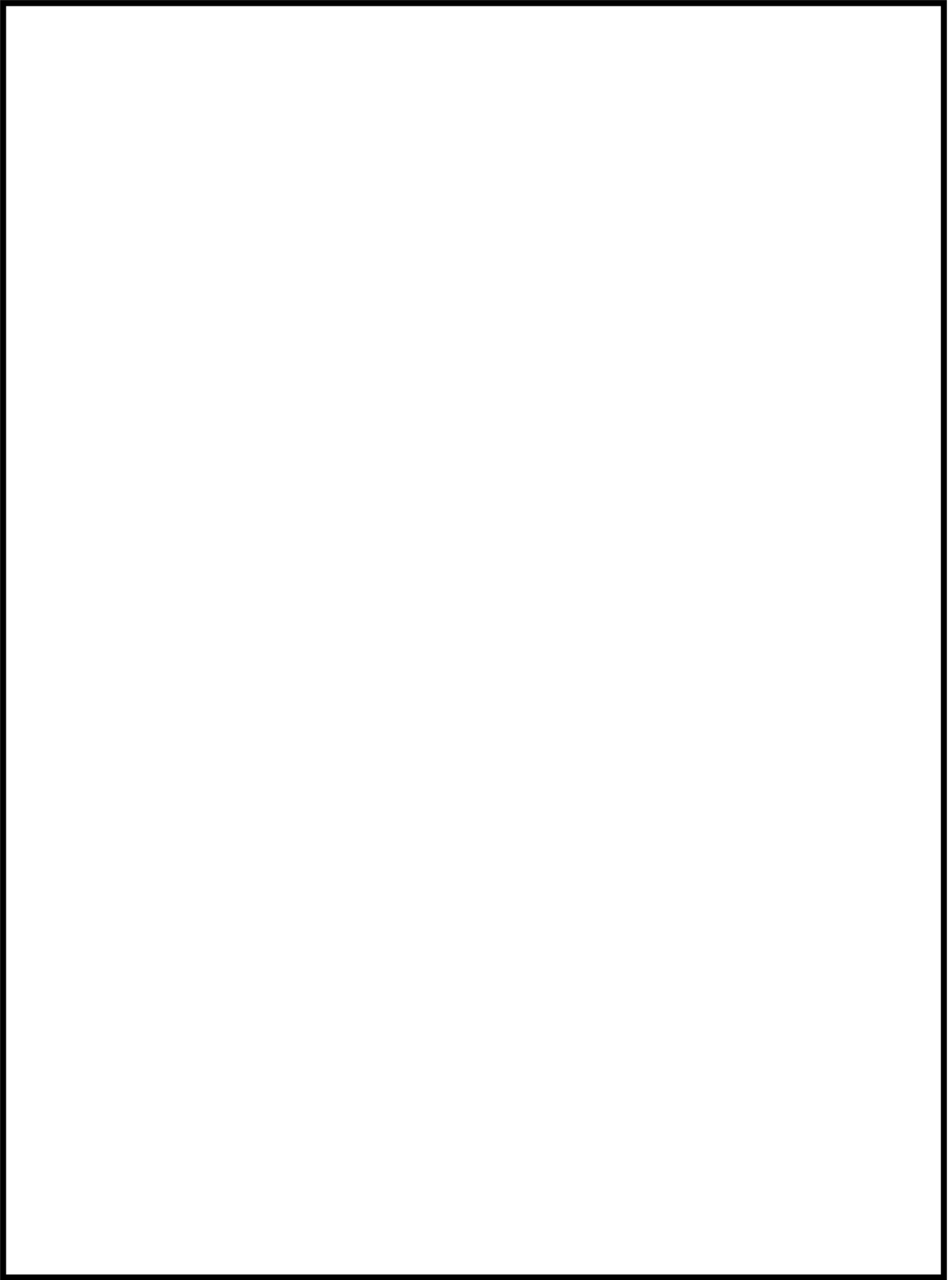
 :枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。




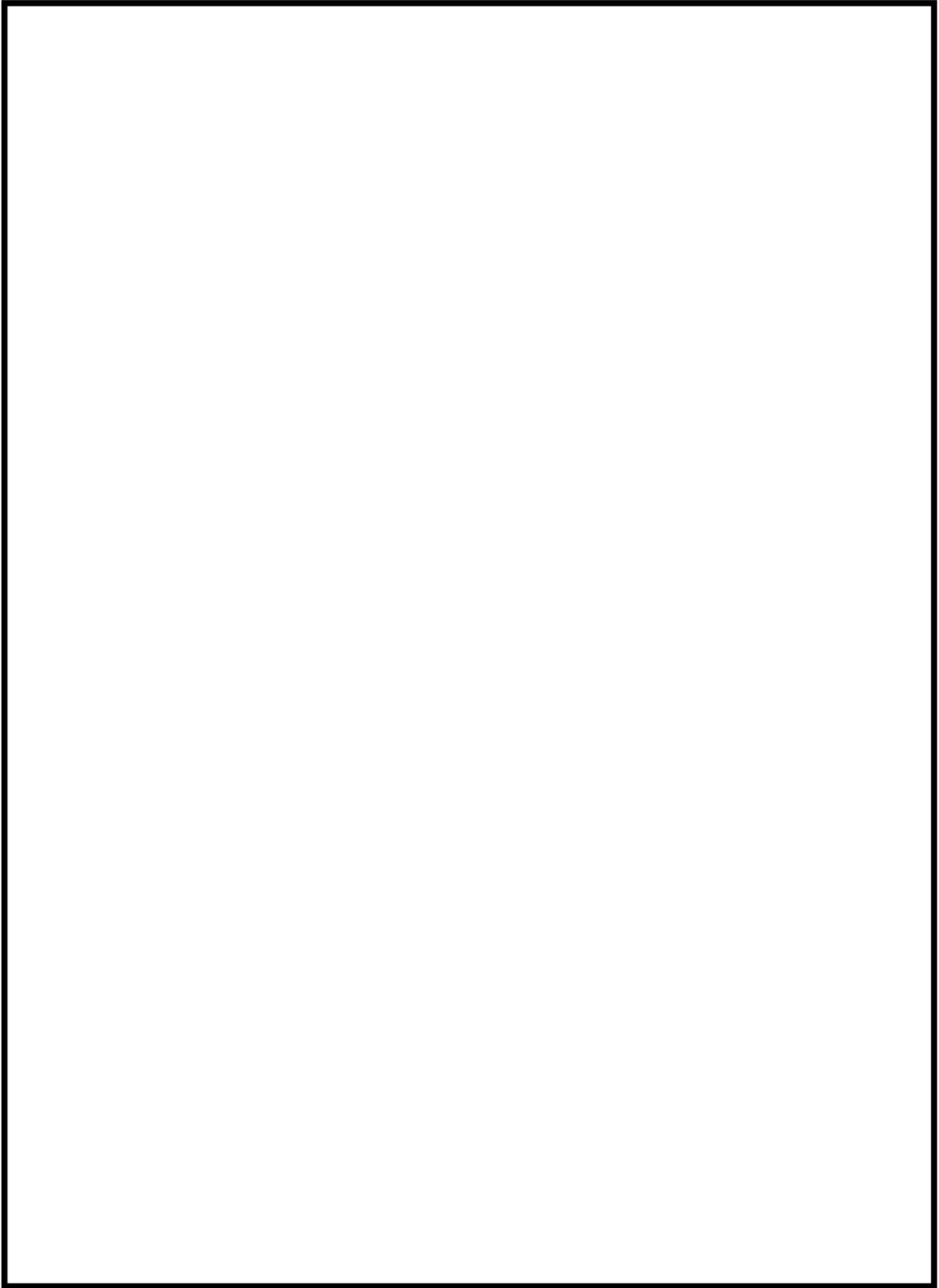
 : 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。




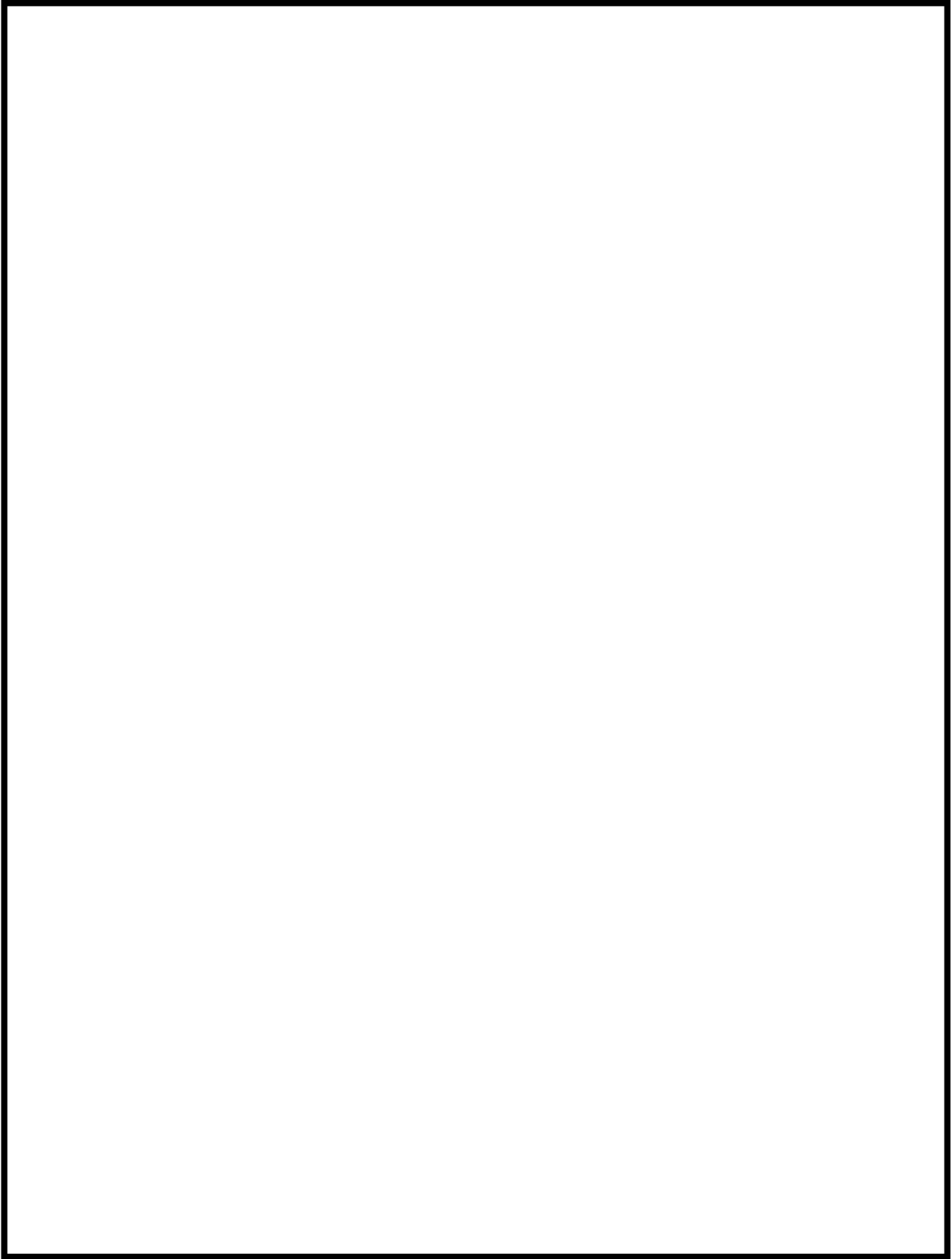
 :枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。




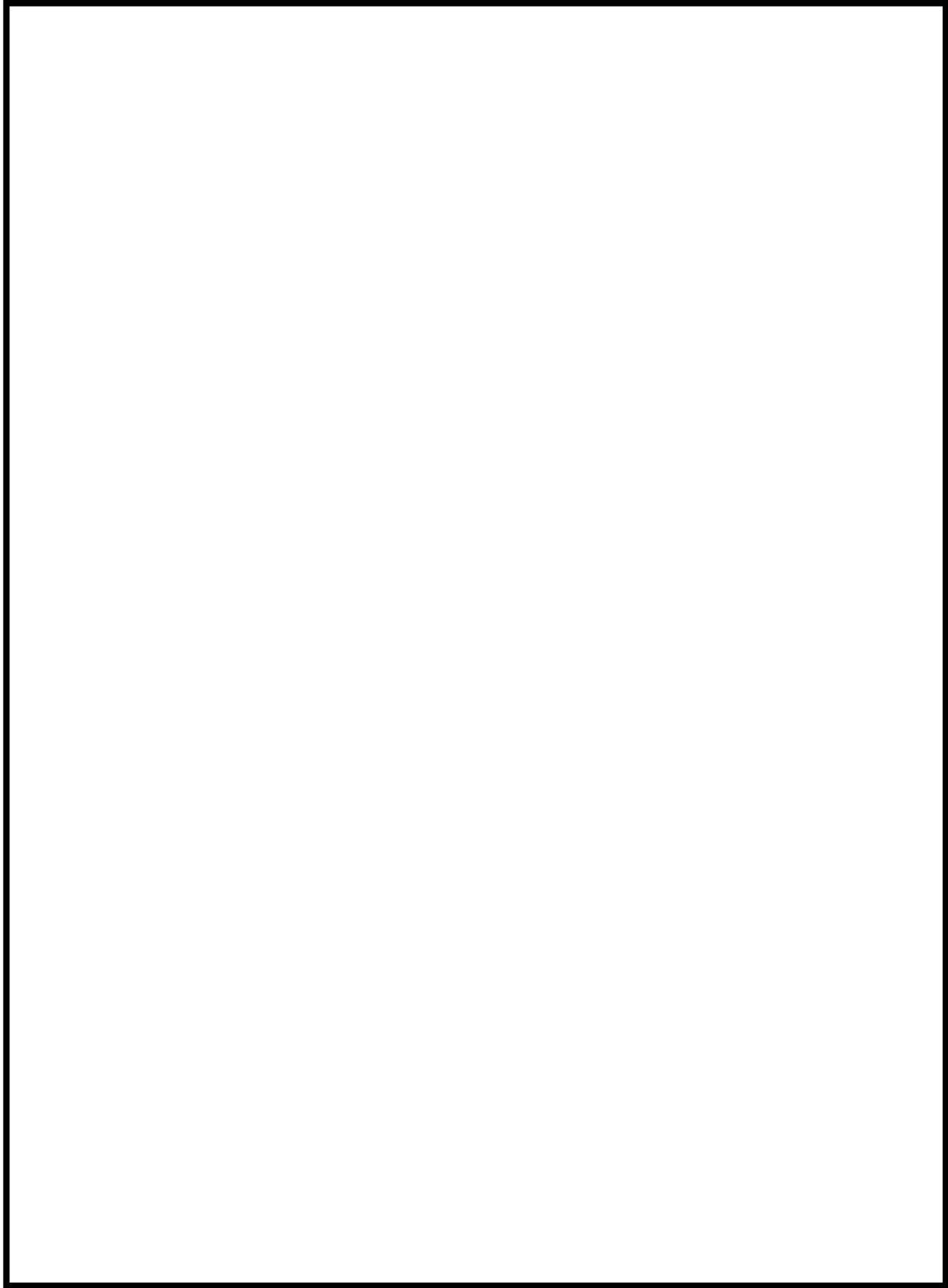
 :枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。




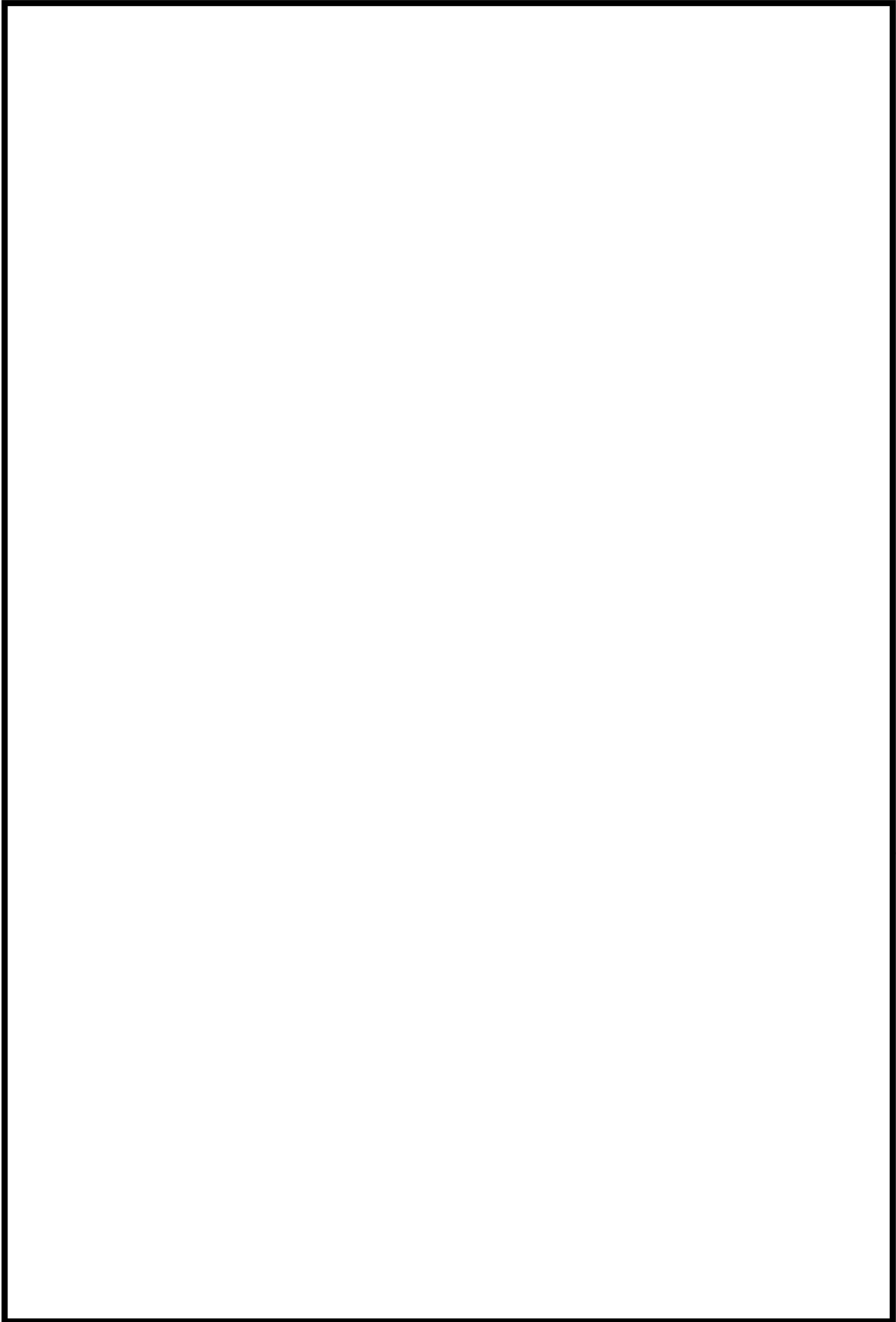
 : 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。




 : 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

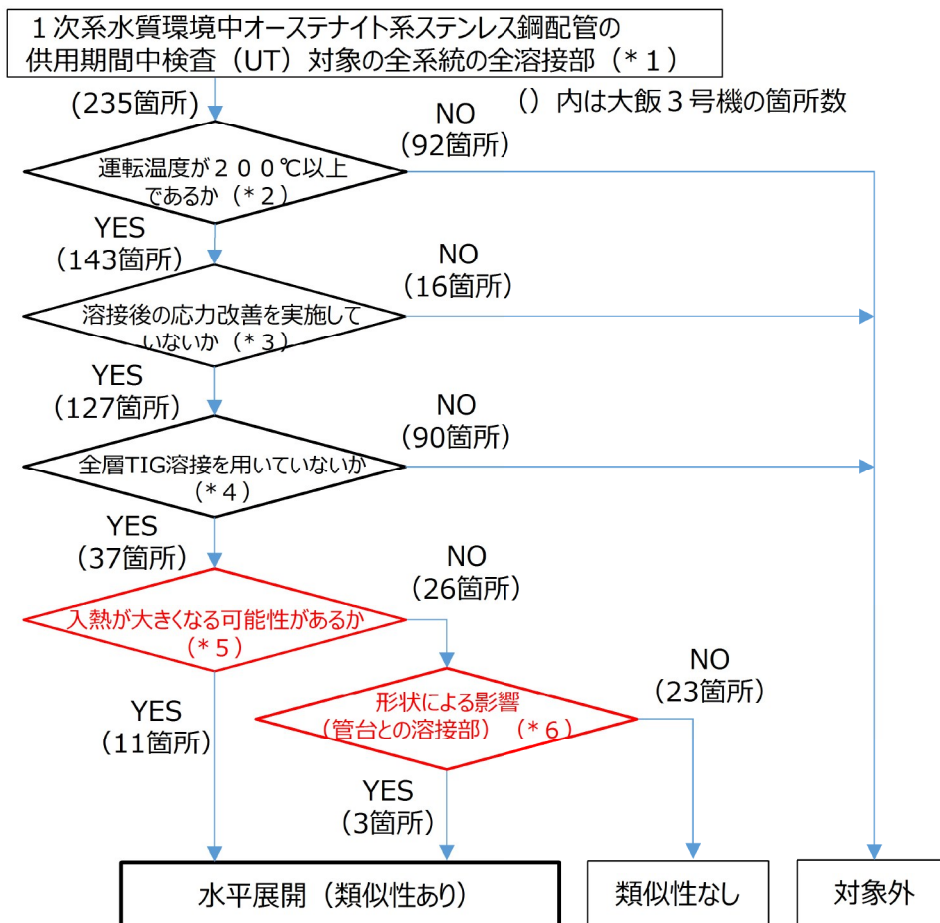


 : 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



 : 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

参考 1 3 「大飯発電所 3 号機 加圧器スプレイライン配管溶接部での事象への対応について (2 月 12 日 公開会合)」 (抜粋)



- (* 1) PWR環境中のSCCの進展が認められていないステンレス鋼、初層溶接部が接液しないセットイン管台、及び初層溶接部が除去されているセットオン管台は含まれていない。
- (* 2) PWR環境中のSCCの進展への温度の影響を考慮し、運転温度200℃以上の溶接部は抽出対象とする。
- (* 3) 残留応力の影響を考慮し、溶接後の応力改善 (バフ研磨やピーニング) を実施していない溶接部は抽出対象とする。
- (* 4) 全層TIG溶接は硬化が小さいことを確認していること及び、初層入熱量が小さくできることから、応力についても小さくできることから、全層TIG溶接を用いていない溶接部は抽出対象とする。
- (* 5) 経験年数が少ない溶接士が施工した場合、丁寧かつ慎重に作業することにより入熱が大きくなる可能性があることから、実務経験が3年未満の溶接士が施工した溶接部 (入熱の安定する工場溶接を除く) は抽出対象とする。または、補修溶接を実施した場合は、追加で溶接をするため、入熱が大きくなる可能性があることから、補修溶接を実施した溶接部を抽出対象とする。
- (* 6) 管台は他の形状と比較して溶接による硬化が生じやすく、モックアップにおいても管台を含む形状で300HVを超える硬さを確認したことから、形状の影響の大きい「管台-エルボ」及び「管台-直管」の溶接部を抽出対象とする。

参考 1 4 大飯発電所 3 号機 加圧器スプレイライン配管溶接部の事象を踏まえた既設部
(類似性が高い箇所) への対応

「大飯発電所 3 号機 加圧器スプレイライン配管溶接部での事象への対応について
(2 月 12 日 公開会合)」において、今回、加圧器スプレイ配管で見つかった亀裂は、以
下の理由から特異な事象であると判断している。

- ▶これまでの ISI で、当社においては 11 プラントの安全上重要な配管に対し、10 年
(高経年プラントは 7 年) の周期で、延べ約 3,000 箇所の超音波探傷検査を実施し
てきており、今回の事象を除いて、溶接部近傍の硬化に起因する粒界割れは確認さ
れていない。
- ▶また国内外の PWR プラントにおいても、これまで同様の発生事例の報告はない。
- ▶今回事象を受け、既に大飯 3,4 号機においては、同様の事象の可能性のある部位全
て (80 箇所) に対し追加検査を実施し、欠陥がないことを確認している。
- ▶当社プラントの内、最も運転時間の短い大飯 3 号機 (約 17 万時間) で生じたもので
あり、それよりも運転時間の長い美浜 3 号機、高浜 1~4 号機でも、至近 3 定検分
の ISI* (109 箇所) 及び今定検中における本事象と同じ箇所の検査 (10 箇所) にお
いて、欠陥がないことを確認している。

※：運転時間で約 20 万時間が経過した以降の検査

上記のとおり、本事象は特異であると判断しているが、メカニズムがすべて明らか
にはなっていないため、本事象の原因である「過大な溶接入熱」、「形状による影響」を踏
まえ、それぞれについて類似性の高い箇所へ水平展開を行う。

具体的には、類似性の高い箇所 (14 箇所) に対して 3 定検の間、毎定検、超音波探傷
検査を実施し、今回と同様に判定基準*を満足しない欠陥が検出された場合は、取替を
実施する運用とする。なお、検査対象・検査頻度は、知見拡充や研究結果を踏まえ検討
していく。

本対応については、メカニズムがすべて明らかになっていないことから、水平展開と
して実施するものである。なお、維持規格に記載の追加検査 (IA-2330) については、
IA-2330 にしたがって、同じ試験カテゴリ内の機器に対して試験程度 (表 IA-2330-1)
を定め 2020 年 9 月 17 日に完了している。

なお、上記の水平展開における対応について、関連する規格・規定事項およびそれを踏まえた具体的な対応方法を以下のとおりである。

対応	関連規格・規定事項	具体的な対応方法
3 定検の間 毎定検検査の 実施	<p>【維持規格】 IA-2320(2)検査プログラムに従って、個別に試験方法、範囲、程度および期間を定めて試験を実施する。</p>	<p>今回の事象を踏まえ、類似性の高い箇所については、左記の要求に従い、通常の検査計画とは切り分け、以下のとおり個別検査として実施する。^{※2}</p> <ul style="list-style-type: none"> ・試験方法：IA-2500 に基づき超音波探傷試験を実施 ・試験範囲・程度：過大な溶接入熱、形状による影響がある全ての溶接部 ・試験期間：3 定期検査の間、毎定期検査で実施 <p>なお、本対応は、社内標準に基づき是正処置において実施する。</p> <p>※2: 試験方法については、通常と同様に維持規格に基づき実施する。なお、通常の検査計画は、IA-2310(1)に従い、検査間隔は10年と設定し、表 IB-2500-9 で規定する 25%の箇所に対して検査を行うこととしている。</p>
判定基準を超える欠陥が検出された場合の配管取替え	<p>【維持規格】 図 EB-1000-1 において、有意な欠陥指示の場合は、欠陥評価(EB-1310、EB-1320)又は補修・取替(EB-1130)を実施する</p>	<p>維持規格の要求は左記のとおりであり、有意な欠陥指示の場合は、欠陥評価ではなく対策強化として、取替えることとする。</p> <p>なお、本対応は、社内標準に基づき是正処置において実施する。</p>

〈品質マネジメントシステムにおける不適合管理に係る対応〉

設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書において、設工認に基づく設計、工事及び試験・検査において発生した不適合管理の対応を示している。

IV. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム

3.8 不適合管理

設工認に基づく設計、工事及び検査において発生した不適合については、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき処置を行う。

資料 8-1 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書抜粋

3.8 不適合管理

設工認に基づく設計、工事及び試験・検査において発生した不適合については、「不適合管理および是正処置調達」に基づき処置を行う。

2020年10月20日付け関原発第356号にて申請した
「設計及び工事計画認可申請書」より抜粋

一方で、今回の加圧器スプレイライン配管溶接部の有意な指示については、保安規定の中で定めている定期事業者検査での対応であり、不適合管理の中で以下のとおり実施した。なお、本対応については、設工認における不適合管理と同様のものである。

- ① 定期事業者検査における第一段階評価の結果、判定基準を満足しておらず、「大飯発電所 品質マネジメントシステムに係る不適合管理および是正処置所達」に基づき、不適合管理の手続きとして「不具合・懸案票^{※1}」を発行するとともに、第2段階評価を実施した。

なお、「不具合・懸案票」は、CR^{※2}であり、是正処置プログラム(CAP)の一環として実行されるものである。

- ② 第1回から第4回の大飯3号機 加圧器スプレイライン配管溶接部における有意な指示に係る公開会合を踏まえ、十分な保守性があることを改めて評価する必要があることから、「不具合・懸案票[※]」を改定して処置内容を追加し、定期事業者検査において第二段階評価を再度実施した。また、当該部位については、再検査の結果に関わらず、PWR環境下のき裂進展に係る知見拡充のため取替を実施することとした。

※1 原子力保全総合システムで定める不適合および懸案事項を処理する電子媒体の帳票を示す。

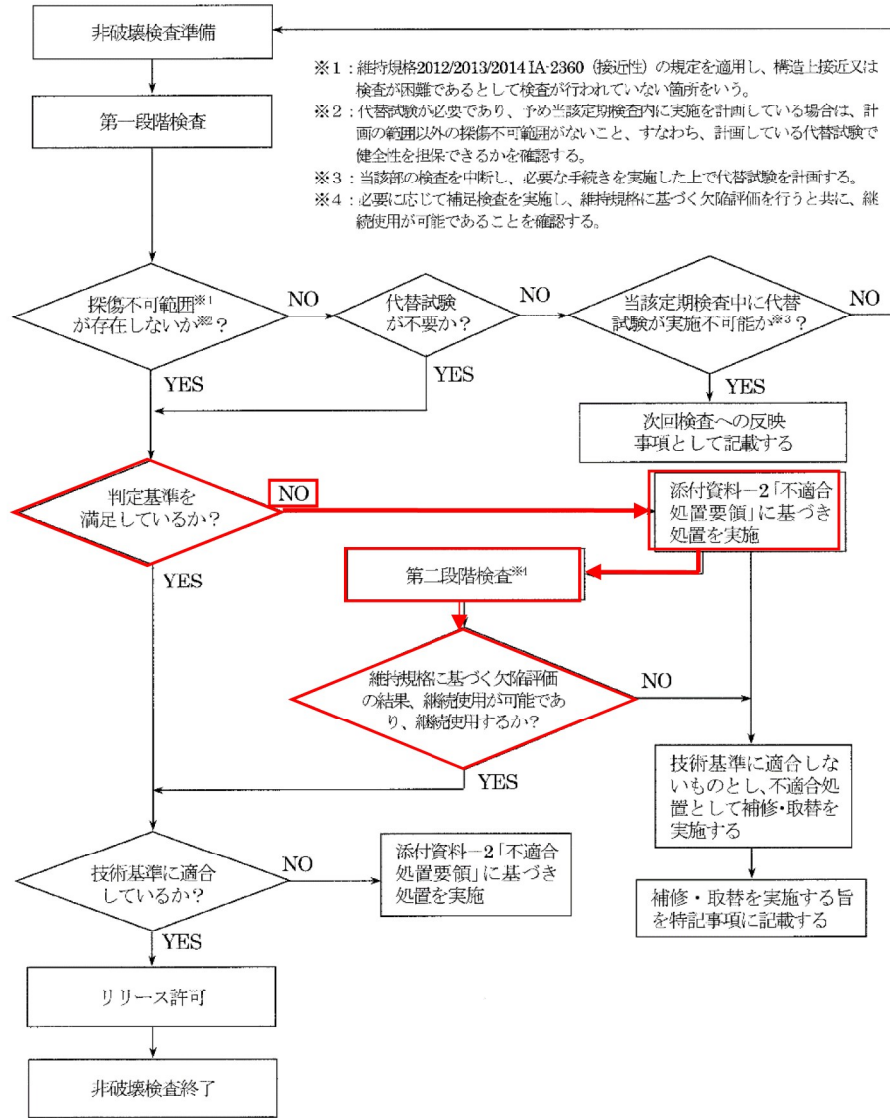
※2 原子力保全総合システム等に入力する状態報告であり、Condition Report の略称を示す。

今後、当該箇所については、溶接時に全層 TIG 溶接を用いて配管取替えを実施するとともに、硬化の可能性を踏まえ「過大な溶接入熱」、「形状による影響」の類似性の高い箇所（14箇所）に対しては、3定検の間、毎定検検査を実施し、今回と同様に判定基準を満足しない欠陥が検出された場合は、配管取替えを実施する運用を是正処置として実施するものである。

第一段階検査、第二段階検査実施時の検査手順 添付資料-3(1/8)

検査手順

1. 検査工程フロー図
(1) 非破壊検査



機器の変形、心合せ不良、傾き、隙間の異常、ボルト締付け部の緩み、部品の破損、脱落及び機器表面における異常がないこと。

また、支持構造物については低温及び高温それぞれの停止状態において、取付状態（低温停止状態のみ）、インジケータの指示値（高温停止状態のみ）、干渉状態、油量（低温停止状態のみ）、油漏れ等の異常がないこと。

b. 表面検査

浸透探傷検査（社団法人日本機械学会JSME S NB1-2007「発電用原子力設備規格 溶接規格」（以下「溶接規格」という。）、JSME S NC1-2005/2007「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下「設計・建設規格」という。）

(a) 溶接部（溶接金属および熱影響部を含み、溶接止端部から母材側へ10mmまでの範囲）（「溶接規格」第1部 第2章 N-1100）

- ア. 割れによる浸透指示模様がないこと。
- イ. 長さ1mmを超える線状浸透指示模様がないこと。
- ウ. 長さ4mmを超える円形状浸透指示模様がないこと。
- エ. 4個以上の円形状浸透指示模様が直線上に並んでいる場合は、隣接する浸透指示模様間の距離が1.5mmを超えること。
- オ. 面積が3750mm²の長方形（短辺の長さは、25mm以上とする）内に円形状浸透指示模様が10個以上含まれないこと。ただし、長さが1.5mm以下の浸透指示模様は算定することを要しない。

(b) 母材部（溶接止端部から母材側へ10mmを超える範囲）（「設計・建設規格」第4章 PVB-2426(1)）

ア. 線状指示模様がある場合、次の表を満足すること。

材料の厚さ (mm)	線状指示模様長さ (mm)
16以下	1.5以下
16を超え50以下	3以下
50を超えるもの	5以下

イ. 円形状指示模様がある場合、次の表を満足すること。

材料の厚さ (mm)	円形状指示模様長さ (mm)
16以下	3以下
16を超えるもの	5以下

- ウ. 4個以上の線状指示模様および円形状指示模様が直線状に並んでいる場合は、隣接する指示模様間の距離が1.5mmを超えること。
- エ. 面積が3750mm²の長方形（短辺が25mm以上）内に1.5mmを超える線状指示模様または円形状指示模様が10個以上含まれないこと。
- オ. いかなる割れもあってはならない。

第一段階検査 判定基準

c. 体積検査

(a) 超音波探傷検査

ア. 溶接部

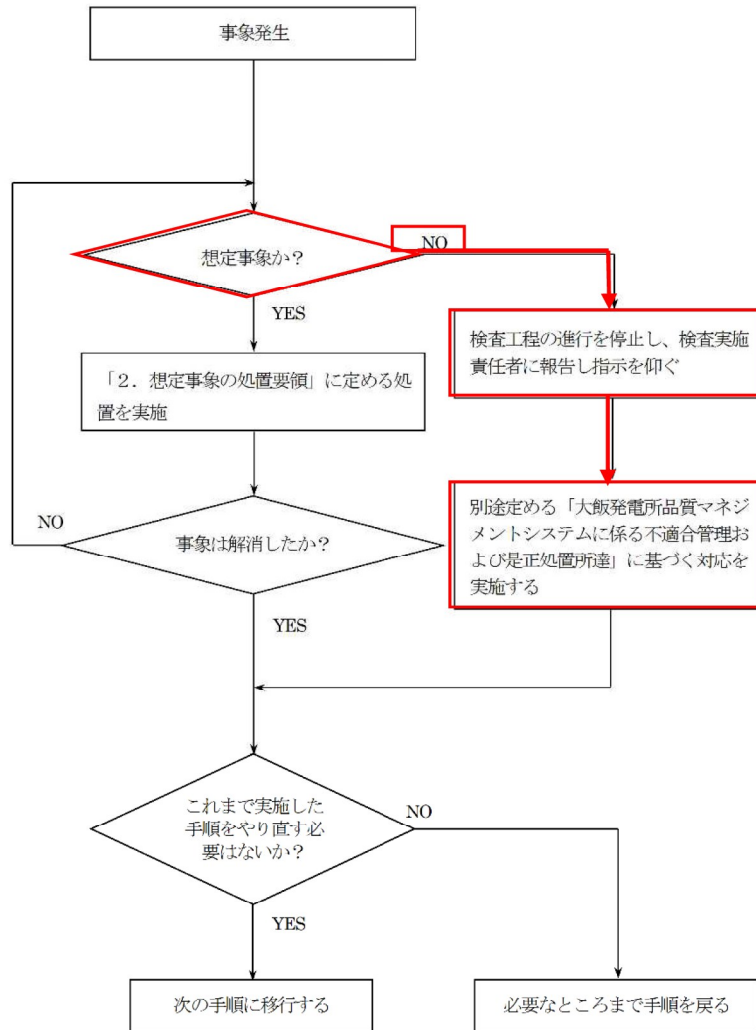
- (ア) 欠陥からの反射波の高さが距離振幅補正曲線の20%以下であること。
- (イ) 欠陥からの反射波の高さが距離振幅補正曲線の20%を超える場合には、その欠陥が溶れその他の有害な欠陥でないこと。

イ. ボルト及びフランジネジ穴のネジ部

- (ア) 対比試験片がある場合
欠陥からの反射波の高さが距離振幅補正曲線の20%以下であること。

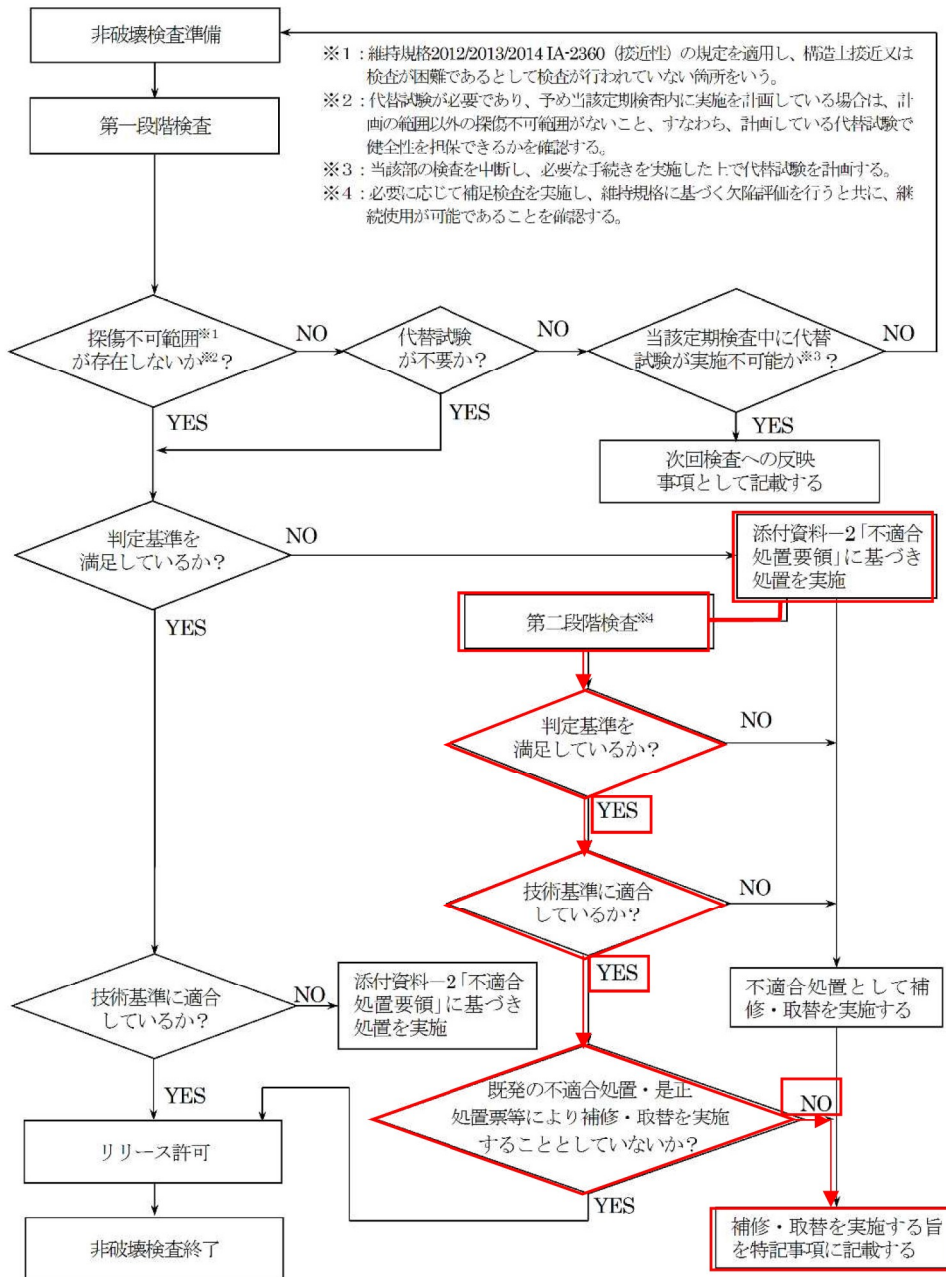
不 適 合 処 置 要 領

1. 検査に影響を与える可能性のある事象発生時における処置フロー



検査手順

1. 検査工程フロー図 (1) 非破壊検査



<① 不具合・懸案票の発行>

不具合件名：加圧器スプレイライン配管溶接部における欠陥の検出について
内容：第3号機第18保全サイクル定期事業者検査 クラス1機器供用期間中検査(03-18-101)にて、「配管 B9.11 B-J 配管の同種金属溶接継手(呼び径100A以上:周継手) 加圧器スプレイライン(Dループ) 溶接線番号:FW-4」を対象としたUT(第一段階検査)を実施した結果、判定基準を満足しない欠陥の検出が認められた。

検討結果(理由)：
当該部について検査要領書の検査手順に基づき、第二段階検査として欠陥評価のための補足検査(フェーズドアレイUTを用いた端部エコー法)を実施し、継続使用が可能であることを確認する。また、維持規格に基づき、当該部と同じ試験カテゴリ内の機器である「B9.11 B-J 配管の同種金属溶接継手(100A以上:周継手)」の「今回計画していた数以上の箇所について」、この停止期間中に追加試験としてUTを実施する。

<② 不具合・懸案票の改訂>

改訂内容：規制庁との公開会合を踏まえた当該部位の再検査及び取替に係る記載の追加

9/1に第二段階検査を実施し継続使用可能であることを確認したが、規制庁との公開会合を踏まえ、十分な保守性があることを改めて評価する必要があると判断したことから、当該部位の再検査を実施する。また、当該部位については、再検査の結果に関わらず、PWR環境下のき裂進展に係る知見拡充のため取替を実施する。

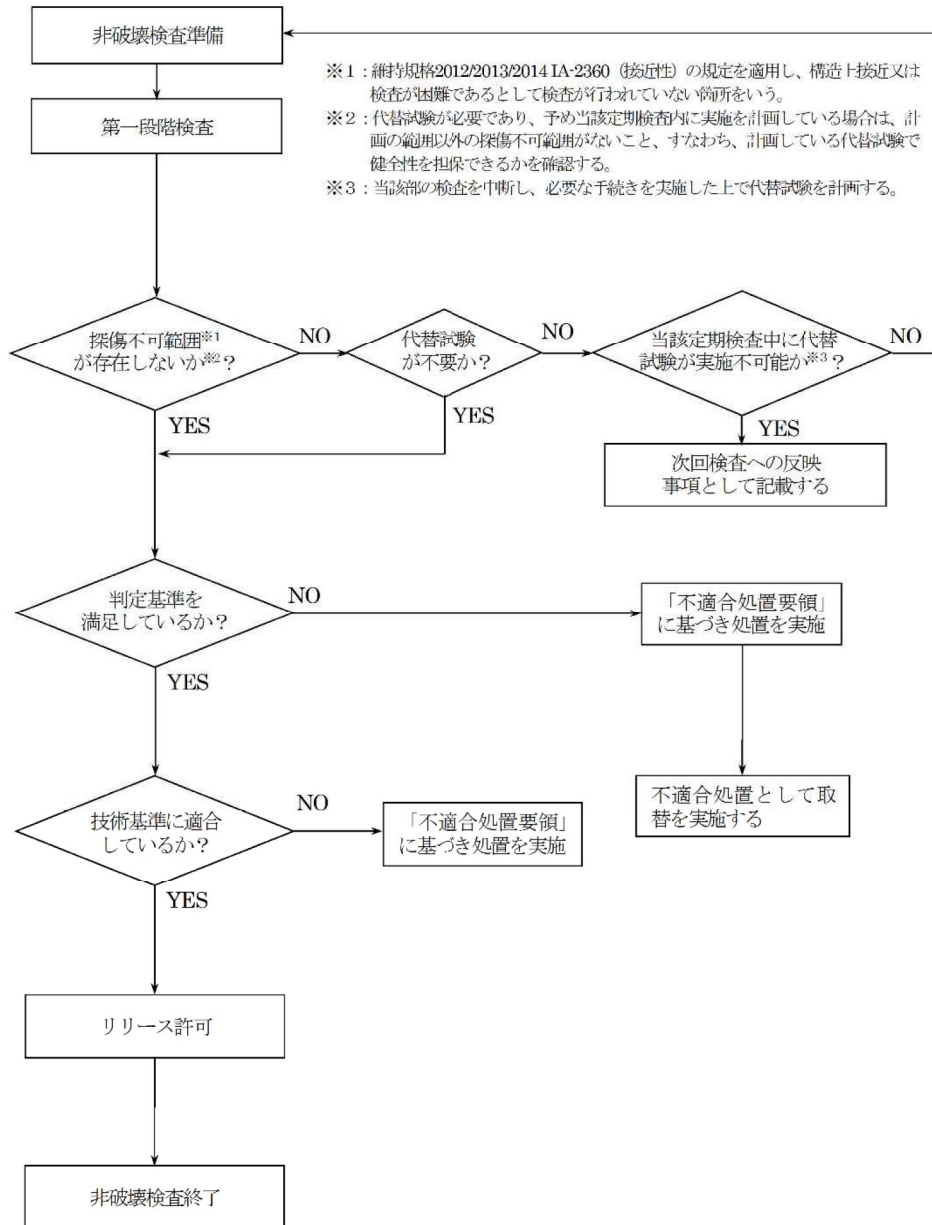
<③ 不具合・懸案票の改訂案>

改訂内容：2/12規制庁との公開会合を踏まえた当該部位の取替え、継続検査及び配管取替えに係る記載の追加

当該部位については、今後、全層Tig溶接を用いた取替えを実施するとともに、硬化の可能性を踏まえ、「過大な溶接入熱」、「形状による影響」の類似性の高い箇所(14箇所)に対し、3定検の間、毎定検で検査を実施し、今回と同様に「判定基準を満足しない欠陥」が検出された場合は、配管取替えを実施する運用とする。

今後の継続検査時の検査手順（案）

検 査 手 順



参考 15 資料 4 「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の整理について

資料 4 「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」 (抜粋)

申請範囲の配管は、今回の工事において、系統構成の変更を行うものではないことから、多重性、多様性、独立性及び位置的分散を考慮すべき設備ではないため、技術基準規則第14条第1項及びその解釈については考慮不要であることを追記予定

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」(以下「技術基準規則」という。)第 14 条、第 15 条第 2 項、第 4 項及び第 6 項並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」(以下「解釈」という。)に基づき、安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性について説明するものである。

今回は、健全性として、申請範囲の配管に要求される機能を有効に発揮するための、構造設計に係る事項を考慮して、「機器相互の悪影響(技術基準規則第 15 条第 4 項及び第 6 項並びにそれらの解釈)」(以下「悪影響防止」という。), 「安全設備に想定される事故時の環境条件(使用条件含む。)等における機器の健全性(技術基準規則第 14 条第 2 項及びその解釈)」(以下「環境条件等」という。)及び「要求される機能を達成するために必要な試験・検査性、保守点検性等(技術基準規則第 15 条第 2 項及びその解釈)」(以下「試験・検査性」という。)を説明する。

2. 基本方針

申請範囲の配管が使用される条件の下における健全性について、以下の 3 項目に分け説明する。

2.1 悪影響防止 ← 技術基準規則第 15 条第 4 項及び第 6 項の要求であることを追記予定

設計基準対象施設としての申請範囲の配管は、他の設備から悪影響を受け、安全性を損なわないよう、配置上の考慮を行う設計とする。また、発電用原子炉施設間で共用しない設計とする。

他の設備に悪影響を及ぼす要因として考えられる内部発生飛散物に対する設計上の考慮を以下に示す。なお、設計基準対象施設に考慮すべき地震、火災、溢水、風（台風）、竜巻による他の設備からの悪影響については、波及的影響により安全施設の機能を損なわないことを、「2.2 環境条件等」に示す。

(1) 内部発生飛散物による影響

設計基準対象施設としての申請範囲の配管は、蒸気タービン、発電機及び内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断並びに高速回転機器の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なうことのない設計とする。

申請範囲における配管破損については、資料 6 「強度に関する説明書」のうち別添 1 「原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管に対する L B B 成立性評価結果に関する説明書」に基づき評価した結果、従来の配管破損形式に変更はなく、配管の破損を想定する必要がないことから、配管破損による飛散物は考慮不要である。

2.2 環境条件等

環境条件等については、申請範囲の配管が想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。

安全施設としての申請範囲の配管の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。安全施設としての申請範囲の配管の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮するが、申請範囲の配管において、屋外の天候による影響については屋外配管ではないこと、海水を通水する系統への影響については海水を通水しないこと、電磁波による影響については電磁波の影響を受ける構造ではないことから考慮不要である。

以上のことから、技術基準規則第14条第2項に基づき、申請範囲の配管について、環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、荷重、周辺機器等からの悪影響並びに冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響に分け、以下(1)から(3)に各考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。

湿度による影響については、電気回路に関係する機器への要求（参考20参照）であり、申請範囲の配管は、金属製の構造であるため、考慮不要であることを追記予定

申請範囲の配管では、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、放射線による影響、荷重、周辺機器等からの悪影響並びに冷却材の性状を考慮することを追記予定

(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響並びに荷重

- ・安全施設としての申請範囲の配管は、事故時等における環境条件を考慮した設計とする。
- ・原子炉格納容器内の安全施設としての申請範囲の配管は、設計基準事故等時に想定される圧力、温度等の格納容器スプレイ水による影響を考慮して、その機能を発揮できる設計とする。
- ・安全施設としての申請範囲における主たる流路及びその流路に影響を与える範囲の健全性は、主たる流路とその主たる流路に影響を与える範囲を同一又は同等の規格で設計することにより、流路としての機能を維持する設計とする。

a. 環境圧力

安全施設としての申請範囲の配管については、使用時に想定される環境圧力

が加わっても、機能を損なわない設計とする。

安全施設としての申請範囲の配管に対しては、発電用原子炉設置変更許可申請書「十、発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項」（以下「許可申請書十号」という。）ロ．において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化）」での最高圧力約 0.308MPa[gage]を包絡する圧力（原子炉格納容器最高使用圧力 0.39MPa[gage]）を設定する。

設定した環境圧力に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、機器が使用される環境圧力下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。

確認の方法としては、環境圧力と機器の最高使用圧力との比較によるものとする。

b. 環境温度及び湿度による影響

安全施設としての申請範囲の配管は、事故時等に想定される環境温度及び湿度にて機能を損なわない設計とする。環境温度及び湿度については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内）に想定事故時に到達する最高値とし、区分の環境温度及び湿度以上の最高使用温度等を機器仕様として設定する。

原子炉格納容器内の安全施設としての申請範囲の配管に対しては、「許可申請書十号」ロ．において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化）」での温度約 132℃を包絡する温度（原子炉格納容器最高使用温度 144℃）及び湿度 100%を設定する。

設定した環境温度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、機器が使用される環境温度下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。

環境温度に対する確認の方法としては、環境温度と機器の最高使用温度との比較によるものとする。

c. 放射線による影響

放射線については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内）の想定事故時に到達する最大線量とし、当該放射線量に対して、遮蔽等の効果を考慮して、機能を損なわない材料、構造、原理等を用いる設計とする。

安全施設としての申請範囲の配管に対しては、「許可申請書十号」ロ．において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる

「原子炉冷却材喪失」を選定し、LOCA時の最大放射線量を包絡する線量として、原子炉格納容器内は 1.5MGy/年以下に設定する。

第2-1-1表及び第2-1-2表に放射線評価に用いた評価条件等を示す。

d. 荷重

安全施設としての申請範囲の配管については、自然現象(地震、風(台風)、竜巻、積雪、火山、津波、高潮及び地滑りの影響)による荷重の評価を行い、それぞれの荷重及びこれらの荷重の組合せにも機能を有効に発揮できる設計とする。

申請範囲の配管は、屋内設備であり、自然現象との組み合わせを行う必要がないため、対象外

申請範囲の配管が機能を有効に発揮するため、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力荷重、温度荷重及び機械的荷重を踏まえた耐震設計については、資料5「耐震性に関する説明書」に示す。

また、申請範囲の配管が機能を有効に発揮するため、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力荷重、温度荷重及び機械的荷重を踏まえた十分な構造及び強度を有する設計については、資料6「強度に関する説明書」に示す。

組み合わせる荷重の考え方については、平成29年8月25日付け原規規発第1708255号にて認可された工事計画の資料2「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち資料2-1-1「耐震設計上重要な設備を設置する施設に対する自然現象等への配慮に関する基本方針」の「4. 組合せ」に示す。

安全施設としての申請範囲の配管の地震荷重及び地震を含む荷重の組合せに対する設計については、資料5「耐震性に関する説明書」のうち資料5-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。また、地震以外の荷重及び地震以外の荷重の組合せに対する設計については、平成29年8月25日付け原規規発第1708255号にて認可された工事計画の資料2「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち資料2-1-1「耐震設計上重要な設備を設置する施設に対する自然現象等への配慮に関する基本方針」に基づき実施する。

耐震・強度評価について、申請範囲の配管は、屋内設備であり、自然現象との組み合わせを行う必要がないため、対象外

(2) 周辺機器等からの悪影響

- ・安全施設としての申請範囲の配管は、地震、火災、溢水及びその他の自然現象並びに外部人為事象による他設備からの悪影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。

波及的影響を含めた地震、火災、溢水以外の自然現象及び外部人為事象に対する安全施設としての申請範囲の配管の設計については、平成29年8月25日付け原規規発第1708255号にて認可された工事計画の資料2「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち資料2-1-1「耐震設計上重要な設備を設置する施設に対する自然現象等への配慮に関する基本方針」に基づき実施する。

申請範囲の配管は、屋内設備であることから、自然現象との組み合わせは行う必要がないため対象外

波及的影響を含めた安全施設としての申請範囲の配管の耐震設計については、資料5「耐震性に関する説明書」のうち資料5-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。

基づく設計内容から変更はなく、不燃材であるステンレス鋼を使用すること及び感知器、消火設備、耐火壁の変更を行うものではないことから考慮不要であることを追記予定

波及的影響を含めた発電用原子炉施設で火災が発生する場合を考慮した安全施設としての申請範囲の配管の火災防護設計については、平成29年8月25日付け原規規発第1708255号にて認可された工事計画の資料7「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「2. 火災防護の基本方針」に基づき実施する。

波及的影響を含めた発電用原子炉施設内で発生が想定される溢水の影響評価を踏まえた安全施設としての申請範囲の配管の溢水防護設計については、平成29年8月25日付け原規規発第1708255号にて認可された工事計画の資料8「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のうち資料8-1「溢水等による損傷防止の基本設計」に基づき実施する。

基づく設計内容から変更はなく、当該配管の設置エリアは溢水防護区画外であり、本工事においても配管ルートの変更及び設置場所の変更がないことから考慮不要であることを追記予定

(3) 冷却材の性状(冷却材中の破損物等の異物含む。)

- ・安全施設としての申請範囲の配管は、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流体力学振動評価指針」(JSME S 012 - 1998)による規定に基づく評価を行い、配管内円柱状構造物が流体振動により破損物として冷却材に流入しない設計とする。
- ・安全施設としての申請範囲の配管は、水質管理基準を定めて水質を管理することにより異物の発生を防止する設計とする。

配管内円柱状構造物の流力振動評価については、資料7「流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書」に示す。

2.3 試験・検査性 ← 技術基準規則第15条第2項の要求であることを追記予定

設計基準対象施設としての申請範囲の配管は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所保守点検、試験又は検査（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。）を実施できるよう分解点検等ができる構造とし、構造・強度を確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則分解・開放（非破壊検査含む。）が可能な設計とする。

申請範囲の配管については漏えい確認等を行うものであることへ変更予定

なお、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。

これらの試験及び検査については、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検及び日常点検の保守点検内容を考慮する。

機能・性能の確認においては、所要の系統機能を確認する設備について、原則、系統試験及び漏えい確認が可能な設計とする。系統試験においては、試験及び検査ができるテストライン等の設備を設置又は必要に応じて準備する。

以下に操作性及び試験・検査性に対する設計上の考慮を説明する。

(1) 試験・検査性

申請範囲の配管は、以下に示す試験・検査が実施可能な設計とする。

- ・申請範囲の配管溶接部は、配管取替え後においても健全性を確認するために必要な非破壊検査が可能な設計とする。
- ・機能・性能及び漏えいの確認が可能な設計とする。

資料 5 - 1 「耐震設計の基本方針」 (抜粋)

1. 概要

本資料は、申請設備の耐震設計が「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」(以下「技術基準規則」という。)第5条(地震による損傷の防止)に適合することを説明するものである。

2. 耐震設計の基本方針

2.1 基本方針

発電用原子炉施設の耐震設計は、設計基準対象施設については地震により安全機能が損なわれるおそれがないことを目的とし、「技術基準規則」に適合する設計とする。

申請設備の耐震設計の基本方針は、平成 2 9 年 8 月 2 5 日付け原規規発第1708254号にて認可された工事計画の資料 1 3 - 1 「耐震設計の基本方針」の 2 . 1 項から変更はない。

2.2 適用規格

適用する規格は、平成 2 9 年 8 月 2 5 日付け原規規発第1708254号にて認可された工事計画の資料 1 3 - 1 「耐震設計の基本方針」の 2 . 2 項によるものとする。

ただし、「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」(昭和55年通商産業省告示第501号、最終改正平成15年7月29日経済産業省告示第277号)に関する内容については、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2012年版)〈第 I 編 軽水炉規格〉JSME S NC1-2012」(日本機械学会)(以下「JSME」という。)、および「発電用原子力設備規格 材料規格(2012年版)JSME S NJ1-2012」(日本機械学会)(以下「材料規格」という。)に従うものとする。

今回適用する規格は、以下のとおりである。

- ・「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 - 1987」(社)日本電気協会
- ・「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補 - 1984」(社)日本電気協会
- ・「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 - 1991 追補版」(社)日本電気協会(以降、「JEAG4601」と記載しているものは上記 3 指針を指す。)
- ・鋼構造設計規準—許容応力度設計法—((社)日本建築学会, 2005改定)
- ・各種合成構造設計指針・同解説((社)日本建築学会, 2010改定)
- ・「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2012年版)〈第 I 編 軽水炉規格〉JSME S NC1-2012」(社)日本機械学会(以下「JSME」という。)
- ・「発電用原子力設備規格 材料規格(2012年版)JSME S NJ1-2012」(社)日本機械学会(以下「材料規格」という。)

ただし、JEAG4601に記載されているAsクラスを含むAクラスの施設をSクラスの施設とした上で、基準地震動S2、S1をそれぞれ基準地震動Ss、弾性設計用地震動Sdと読み替える。なお、Aクラスの施設をSクラスと読み替える際には基準地震動Ss及び弾性設計用地震動Sdを適用するものとする。

資料 5-2 「波及的影響に係る基本方針」(抜粋)

4. 波及的影響の設計対象とする下位クラス施設

今回の工事により、設置場所及び下位クラス施設との位置関係や系統構成は変わらないことから、今回の申請設備について波及的影響を考慮すべき下位クラス施設の対象はない。

また、原子力発電情報公開ライブラリ(NUCIA:ニューシア)から、原子力発電所の被害情報を抽出し、その要因を整理した結果、「別記2」①～④の検討事項に分類されない要因がないことを確認した。

平成29年8月25日付け原規規発第1708254号にて認可された工事計画の資料13-5「波及的影響に係る基本方針」では、設計基準対象施設のうち耐震重要度分類のSクラスに属する施設(以下「Sクラス施設」という)に対して波及的影響を考慮すべき下位クラス施設として1次冷却材ポンプモータがあるが、今回取替を実施するSクラス施設のうち当該配管の設置場所及び下位クラス施設との位置関係には変更がないことから、平成29年8月25日付け原規規発第1708254号にて認可された工事計画の資料13-5「波及的影響に係る基本方針」から変更はない。へ変更予定

5. 工事段階における下位クラス施設の調査・検討

工事段階においても、設計基準対象施設の設計段階の際に検討した配置・補強等が設計どおりに施されていることを、敷地全体を俯瞰した調査・検討を行うことで確認する。また、仮置資材等、現場の配置状況等の確認を必要とする下位クラス施設についてもあわせて確認する。

工事段階における検討は、3.1項の4つの観点のうち、③及び④の観点、すなわち下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による影響について、プラントウォークダウンにより実施する。

確認事項としては、設計段階において検討した離隔による防護の観点で行う。すなわち、施設の損傷、転倒及び落下等を想定した場合に上位クラス施設に衝突するおそれのある範囲内に下位クラス施設がないこと、又は間に衝撃に耐える障壁、緩衝物等が設置されていること、仮置資材等については固縛等、転倒及び落下を防止する措置が適切に講じられていることを確認する。

ただし、仮置機器等の下位クラス施設自体が、明らかに影響を及ぼさない程度の大きさ、重量等の場合は対象としない。

以上を踏まえて、損傷、転倒及び落下等により、上位クラス施設に波及的影響を及ぼす可能性がある下位クラス施設が抽出されれば、必要に応じて、上記の確認事項と同じ観点で対策・検討を行う。すなわち、下位クラス施設の配置を変更したり、間に緩衝物等を設置したり、固縛等の転倒、落下防止措置等を講じたりすることで対策・検討を行う。

また、工事段階における確認の後も、波及的影響を防止するように現場を保持するため、保安規定に機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。

資料 7 「流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書」 (抜粋)

1. 概要

本資料は、本工事における配管の変更に伴い、流体振動又は温度変動による損傷を受けない設計となっていることを説明する。

対象となる「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」は、第 19 条であることを追記予定

2. 基本方針

申請設備における流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する基本方針は、平成 29 年 8 月 25 日付け原規規発第 1708254 号にて認可された工事計画の資料 25 「流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書」の 2. から変更はない。

3. 配管内円柱状構造物の流力振動評価

「2. 基本方針」に基づき、1 次冷却系、化学体積制御系及び余熱除去系に係る容器、管、ポンプ及び弁において、配管内に円柱状構造物を設置している場合、流れによる流体力及び励起される振動による円柱状構造物への影響については、N I S A 文書「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について」(平成 17・12・22 原院第 6 号)に基づき提出した「大飯発電所 流体振動による配管内円柱状構造物の損傷防止に関する評価結果および当面の措置の報告について」の再提出について(平成 19 年 5 月 7 日付け関原発第 45 号)にて評価している。

今回の申請範囲には評価対象となる配管内円柱状構造物が設置されていないため、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」(JSME S 012-1998)の「2. 適用範囲および対象」に該当せず、評価は不要であることを確認した。

本工事において、NISA 文書を用いて評価を実施していない。

4. 配管の高サイクル熱疲労に関する評価

「2. 基本方針」に基づき、1 次冷却系、化学体積制御系及び余熱除去系に係る容器、管、ポンプ及び弁において、配管に高サイクル熱疲労を引き起こす熱流動現象が作用する箇所への影響については、N I S A 文書「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について」(平成 17・12・22 原院第 6 号)及び「高サイクル熱疲労に係る評価及び検査に対する要求事項について」(平成 19・02・15 原院第 2 号)に基づき提出した「大飯発電所第 3 号機における高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する評価結果の報告について」(平成 19 年 7 月 27 日付け関原発第 181 号)にて評価している。

今回の申請範囲には評価対象となる高低温水合流部及びキャビティフローが侵入する閉塞分岐管滞留部を設けないため、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(JSME S 017-2003)の「2. 疲労評価上考慮すべき熱流動現象 2.2 評価対象とする現象」に該当せず、評価は不要であることを確認した。

本工事において、NISA 文書を用いて評価を実施していない。

5. まとめ

申請範囲には流体振動又は温度変動による損傷が懸念される部位はなく、流体振動又は温度変動による損傷を受けない設計となっている。

資料 8 - 1 「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」 (抜粋)

3.6 設工認における調達管理の方法

調達を主管する箇所の長は、設工認で行う調達管理を確実にするために、「施設管理通達」、「原子力部門における調達管理通達」及び「原子燃料サイクル通達」に基づき、以下に示す管理を実施する。

3.6.1 供給者の技術的評価

調達を主管する箇所の長は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として、供給者の技術的評価を実施する。(添付4「当社における設計管理・調達管理について」の「1. 供給者の技術的評価」参照)

3.6.2 供給者の選定

調達を主管する箇所の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力の安全に及ぼす影響、供給者の実績等を考慮し、調達の内容に応じたグレード分けの区分(添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表3」参照)を明確にした上で、調達に必要な要求事項を明確にし、契約を主管する箇所の長へ供給者の選定を依頼する。

また、契約を主管する箇所の長は、「3.6.1 供給者の技術的評価」で、技術的な能力があると判断した供給者を選定する。

3.6.3 調達製品の調達管理

業務の実施に際し、当社においては、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、設計管理及び調達管理に係るグレード分けを適用している。

設工認に適用した機器ごとの現行の各グレードに該当する実績は様式-9「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績(設備関係)(例)」(以下「様式-9」という。)に取りまとめる。

設工認に係る品質管理として、仕様書作成のための設計から調達までのグレードごとの流れ、各グレードで実施した各段階の管理及び組織内外の相互関係を添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別図1(1/3)~(3/3)」に示す。

調達を主管する箇所の長は、調達に関する品質保証活動を行うに当たって、原子力の安全に及ぼす影響及び供給者の実績等を考慮し、グレード分けの区分(添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表3」参照)を明確にした上で、以下の調達管理に基づき業務を実施する。

また、一般産業用工業品については、(1)の仕様書を作成するに当たり、あらかじめ採用しようとする一般産業用工業品について、原子力施設の安全機能に係る機器等として使用するための技術的な評価を行う。

(1) 仕様書の作成

調達を主管する箇所の長は、業務の内容に応じ、以下のa～oを記載した仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理*する。（「3.6.3(2) 調達製品の管理」参照）

※：添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表1(1/2)」に示すAクラス、Bクラス、Cクラス又は「別表1(2/2)」に示すSA常設のうち、設計・開発を適用する場合は、仕様書の作成に必要な設計として、添付4「当社における設計管理・調達管理について」の「2. 仕様書作成のための設計について」の活動を実施する。

- a. 工事又は購入に関する機器仕様（グレード分け（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」参照）を含む。）
- b. 供給者が実施する業務範囲
- c. 製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する以下の要求事項（出荷許可の方法を含む。）
 - (a) 法令、基準、規格、仕様、図面、プロセス要求事項等の技術文書の引用
 - (b) 当社の承認を必要とする範囲（手順、プロセス等）
 - (c) 適用する法令、基準、規格等への適合性及び技術的な妥当性等を保証するために必要な要求事項
 - (d) グレード分け（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」参照）に応じた性能、機能、設計のインターフェイス、材料・部品、製作、据付、検査・試験、洗浄、保管、取扱い、梱包、運転上の要求事項等の要求の範囲・程度
 - (e) 主要部材の品名・仕様（寸法・材質等）、数量
 - (f) 部材の保存に関する要求事項
 - (g) 検査・試験に関する要求事項
 - (h) 特殊な装置等を取り扱う場合、装置等を安全かつ適正に使用するために必要な設備の機能・取扱方法
 - (i) 設備が安全かつ適正に機能するために必要な運転操作、並びに保守及び保管における注意・考慮すべき事項
- d. 要員の適格性確認に関する要求事項
- e. 品質マネジメントシステムに関する要求事項
 - (a) 当社が要求する品質マネジメントシステム規格※
 - ※：ISO9001を基本とし、設工認品質管理計画及び保安規定の要求事項及びIAEA基準の特徴、並びにキャスク問題等の不適合反映の要求事項を考慮した、原子力発電所の保修等に係る品質マネジメントシステム仕様をいう。
 - (b) 文書・記録に関する要求事項

(c) 外注先使用時における要求事項

f. 特殊工程等に関する要求事項*

- g. 秘密情報の範囲
- h. 不適合の報告及び不適合の処理に関する要求事項
- i. 健全な安全文化を育成し及び維持するために必要な要求事項
- j. 調達製品を当社に引き渡す場合における調達要求事項への適合の証拠となる記録の提出に関する要求事項
- k. 製品の引渡し後における製品の維持又は運用に必要な保安に係る技術情報の提供及びそれらを他の原子炉設置者と共有する場合に必要な措置に関する要求事項
- l. 解析業務に関する要求事項（解析委託の管理については、添付3「設工認における解析管理について」参照）
- m. 悪天候における屋外機材の安全確保措置
- n. 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項
- o. 調達を主管する箇所の長が供給先で検査を行う際に原子力規制委員会の職員が同行して工場等の施設に立ち入る場合があることに関する事項

※：本申請に限る大飯3号機加圧器スプレイライン配管の溶接部に係る対応として、溶接作業における入熱管理に関する事項（過大な初層溶接入熱とならない施工法である全層にわたり Tig 溶接を実施する施工法の採用）を含むことを追記予定

(2) 調達製品の管理

調達を主管する箇所の長は、当社が仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、「施設管理通達」、「原子力部門における調達管理通達」及び「原子燃料サイクル通達」に従い、業務の実施に当たって必要な図書（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表1(1/2)」に示すAクラス及びBクラス、「別表1(2/2)」に示すSA常設、及び「別表4」に示す業務委託のグレード□、作業計画書等）を供給者に提出させ、それを審査し確認する等の製品に応じた必要な管理を実施する。

(3) 調達製品の検証

調達を主管する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために、グレード分けの区分、調達数量、調達内容等を考慮した調達製品の検証を行う。

なお、供給者先で検証を実施する場合、あらかじめ仕様書で検証の要領及び調達製品のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。

また、調達を主管する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確認するために実施する検証を、以下のいずれか1つ以上の方法により実施する。

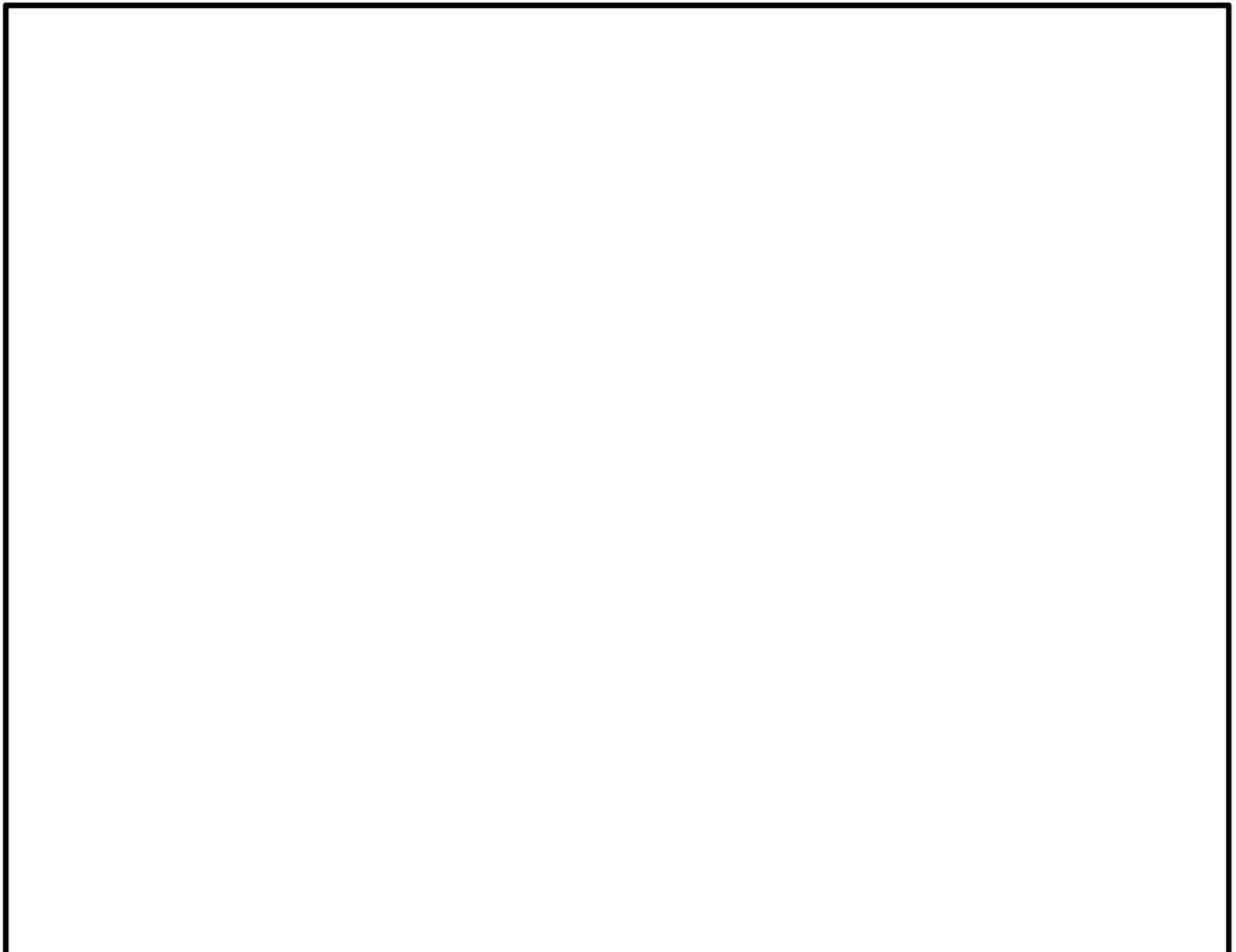
参考 19 1次系冷却系細管破断事故 (III-a) として扱う配管破損事象の整理

強度に関する説明書において、III-a「1次系冷却系細管破断事故」とIV-a「1次冷却材喪失事故」は、1次冷却材圧力バウンダリの破損による漏えい事故であるが、漏えい部の開口面積に応じて、以下のとおり区分している。なお、配管の破損形式は、破断 (Break) と漏えい (Leak) の2種類あり、1Bを超える配管であっても配管の破損形態が漏えいとなり、かつ漏えい量が口径1Bの配管の断面積相当以下である場合は、破損時の開口面積に応じて、事故事象の区分をIII-aと定義している。

- ・ III-a「1次系冷却系細管破断事故」：開口面積が口径1Bの配管の断面積相当以下の事象
- ・ IV-a「1次冷却材喪失事故」：開口面積が口径1Bの配管の断面積相当を超える事象

ここで、III-a「1次系冷却系細管破断事故」においては、開口面積が口径1Bの配管の断面積相当507mm²以下の事象と定義しているが、1Bを超える配管の漏えい時の開口面積は、JEAG4613表2「オーステナイト系ステンレス鋼管の破損形式及び開口面積」にて作用応力に応じて定められており、この表において事故事象の区分を整理すると下表のとおりとなる。口径が1B超でも、下表の赤枠部のような作用応力に対しては、開口面積が口径1Bの配管の断面積相当以下のLeakとなり、III-aに区分される。

【JEAG4613「原子力発電所配管破損防護設計技術指針」より抜粋】



: 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

参考20 既工認（新規制一括工認）「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件
の下における健全性に関する説明書に係る補足説明資料」（抜粋）

大飯発電所3号機
安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における
健全性に関する説明書に係る補足説明資料

工事計画に係る説明資料
（安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における
健全性に関する説明書）について

平成29年6月

関西電力株式会社

機器の機能に係る温度はプロセス流体温度に支配されるものとする。

電気回路に関する機器への要求事項であり、申請範囲の配管は、金属製の構造であるため該当しないものとする。

4. 湿度に係る適合性評価手法

湿度に関しては、機器が長期間にわたり高湿度環境下に置かれた場合、カビの発生により電子基板上のような露出した電気回路の電路間で短絡が生じることや、錆の発生により露出した電気回路の電路の断線が生じること等があり得ることから、機器の設計上の配慮として、高湿度の国や地域で使用される機器には、カビや錆の発生を防止するための塗料が塗布される等の特殊な仕様が施される場合がある。国内で使用される機器の周囲環境の湿度許容値は、機器を設置場所に長期間設置した場合に、カビや錆による不具合を防止できることを意図して設定される。環境湿度下における機器の健全性を考慮する場合は、湿度自体に加え、機器が使用される状態に応じて使用される期間も考慮に入れることとする。

湿度に係る適合性評価の手法は、耐圧部にあつては、耐圧部の設計規格の関係から、当該構造部は機密性・水密性を有し、一定の肉厚を有する金属製の構造となるよう設計される。このことから、耐圧部は、相対湿度 100%条件下において腐食速度が増加する等の湿度の影響下であっても耐圧機能は維持される。耐圧部以外の部分にあつては、必要に応じて、全閉型モータに代表されるように、機器の外装を機密性の高い構造とし、機器内部を周囲の空気から分離することや、遮断器盤に代表されるように、機器の内部にヒーターを設置し、内部空気を加温して相対湿度を低下させること等により、電気的絶縁や導通に代表される機器の機能が阻害される湿度に到達しないことを確認する。

確認の手法は、機器雰囲気湿度の許容値を機器の湿度耐性値とし、環境湿度と機器の湿度耐性値を比較することの他、環境湿度を再現した試験環境下において機器が機能することを確認する実証試験等により機器の機能を発揮することが確認されている湿度を機器の湿度耐性値とし、環境湿度と機器の湿度耐性値を比較すること等によるものとする。

比較により適合性を確認するに当たり、火災検知器のように、異常を検出する機器の場合は、圧力や温度の項目と同様の考え方により、機器の湿度耐性値と比較する環境湿度は、発電用原子炉施設が通常の運転状態にあるときの湿度とする。

環境湿度と比較する機器の湿度耐性値は下記の通りである。

(1) 湿度仕様

評価対象の機器のうち、次のような設計がなされている機器については、機器の湿度耐性値は相対湿度 100%とした。

- ・ 水又は湿気と接触することを前提として設計されている機器