

所外)を設置又は保管する。また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備(発電所外)として、安全パラメータ表示システム(SPDS)及び安全パラメータ伝送システムを設置する。

通信設備(発電所外)及びデータ伝送設備(発電所外)については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

なお、通信設備(発電所外)及びデータ伝送設備(発電所外)については、非常用所内電源又は無停電電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

さらに、通信設備(発電所外)及びデータ伝送設備(発電所外)については、定期的に点検を行うとともに、専用通信回線及びデータ伝送設備(発電所外)の常時監視を行うことにより、常時使用できることを確認する。

#### 10.13.1.4 主要仕様

通信連絡設備の一覧を第 10.13.1.1 表から第 10.13.1.5 表に示す。

#### 10.13.1.5 試験検査

警報装置、通信設備(発電所内)及び通信設備(発電所外)は、通話通信の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

データ伝送設備(発電所内)及びデータ伝送設備(発電所外)は、機能・性能の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

#### 10.13.1.6 手順等

(1) 通信連絡設備の操作については、手順を整備し、的確に実施す

る。

- (2) 専用通信回線、データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）については、常時監視を行うとともに、異常時の対応に関する手順を整備する。また、異常時の対応手順に関する訓練を定期的実施する。
- (3) 通信連絡設備に要求される機能を維持するため、適切に保守管理を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。
- (4) 社内外の関係先へ、的確かつ迅速に通報連絡ができるよう、原子力防災訓練等を定期的実施する。

## 10.13.2 重大事故等時

### 10.13.2.1 概要

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備を設置又は保管する。

### 10.13.2.2 設計方針

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信設備（発電所内）及び緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所内）を設ける。

通信設備（発電所内）として、重大事故等が発生した場合に必要な衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバー及び携行型通話装置は、中央制御室、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）又は原子炉補助建屋等に設置又は保管する設計とする。

データ伝送設備（発電所内）として、安全パラメータ表示システム（SPDS）は、原子炉補助建屋に設置し、SPDS表示装置は、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）に設置する設計とする。

衛星電話（固定）は、屋外に設置したアンテナと接続することに

より、屋内で使用できる設計とする。

衛星電話（固定）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である空冷式非常用発電装置又は電源車（緊急時対策所用）から給電できる設計とする。

衛星電話（携帯）、トランシーバー及び携行型通話装置の電源は、充電電池又は乾電池を使用する設計とする。

充電電池を用いるものについては、充電電池の残量が少なくなった場合は、別の端末と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電電池は、中央制御室又は緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の電源から充電することができる設計とする。また、乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより 7 日間以上継続して通話ができる設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）については、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。また、SPDS表示装置については、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である電源車（緊急時対策所用）から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・衛星電話（固定）（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）
- ・衛星電話（携帯）（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）
- ・トランシーバー（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- ・携行型通話装置（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）
- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）
- ・SPDS表示装置（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）

- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・空冷式非常用発電装置用給油ポンプ（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（1号及び2号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・電源車（緊急時対策所用）（1号、2号、3号及び4号炉共用）  
（10.10 緊急時対策所）

1号炉及び2号炉の空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう、空冷式非常用発電装置用給油ポンプ及びタンクローリー（1号及び2号炉共用）については、1号炉及び2号炉「10.2 代替電源設備」にて記載する。

3号炉及び4号炉の空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう及びタンクローリー（3号及び4号炉共用）については、3号炉及び4号炉「10.2 代替電源設備」にて記載する。

電源車（緊急時対策所用）については、「10.10 緊急時対策所」にて記載する。

重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信設備（発電所外）及び発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）を設ける。

通信設備（発電所外）として、重大事故等が発生した場合に必要な衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）、緊急時衛星通報システム及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、中央制御室、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）又は原子炉補助建屋等に設置又は保管する設計とする。

データ伝送設備（発電所外）として、安全パラメータ表示システム（SPDS）及び安全パラメータ伝送システムは、原子炉補助建屋に設置する設計とする。

衛星電話（固定）、衛星電話（可搬）及び緊急時衛星通報システムは、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用

できる設計とする。

衛星電話（固定）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である空冷式非常用発電装置又は電源車（緊急時対策所用）から給電できる設計とする。

衛星電話（携帯）の電源は、充電機を使用しており、充電機の残量が少なくなった場合は、別の端末と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電機は、中央制御室又は緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の電源から充電することができる設計とする。

衛星電話（可搬）及び緊急時衛星通報システムの電源は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である電源車（緊急時対策所用）から給電できる設計とする。

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備については、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である電源車（緊急時対策所用）から給電できる設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）及び安全パラメータ伝送システムについては、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

緊急時対策支援システム（ERSS）等へのデータ伝送の機能に係る設備及び緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の通信連絡機能に係る設備としての、安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システム、緊急時衛星通報システム及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備については、固縛又は転倒防止処置を講じ、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・衛星電話（固定）（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）
- ・衛星電話（携帯）（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）
- ・衛星電話（可搬）（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- ・緊急時衛星通報システム（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備  
（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）
- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）
- ・安全パラメータ伝送システム  
（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）
- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・空冷式非常用発電装置用給油ポンプ（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（1号及び2号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・電源車（緊急時対策所用）（1号、2号、3号及び4号炉共用）  
（10.10 緊急時対策所）

1号炉及び2号炉の空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう、空冷式非常用発電装置用給油ポンプ及びタンクローリー（1号及び2号炉共用）については、1号炉及び2号炉「10.2 代替電源設備」にて記載する。

3号炉及び4号炉の空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう及びタンクローリー（3号及び4号炉共用）については、3号炉及び4号炉「10.2 代替電源設備」にて記載する。

電源車（緊急時対策所用）については、「10.10 緊急時対策所」にて記載する。

#### 10.13.2.2.1 多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

通信設備（発電所内）、データ伝送設備（発電所内）、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）は、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源設備から給電できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については、「10.2 代替電源設備」及び「10.10 緊急時対策所」にて記載する。

また、通信設備（発電所内）、データ伝送設備（発電所内）、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）は、異なる通信方式を使用し、多様性を持つ設計とする。

#### 10.13.2.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

衛星電話（固定）、衛星電話（可搬）、緊急時衛星通報システム、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システム及びSPDS表示装置は、電源操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

衛星電話（携帯）、トランシーバー及び携行型通話装置は、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 10.13.2.2.3 共用の禁止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

通信連絡設備は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要

な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことができ、安全性の向上が図れることから、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉で共用する設計とする。

通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉に必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡できる設計とする。

#### 10.13.2.2.4 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバー及び携行型通話装置は、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できるよう、必要な個数を設置又は保管する。

衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）、緊急時衛星通報システム及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できるよう、必要な個数を設置又は保管する。

安全パラメータ表示システム（SPDS）（計装設備（重大事故等対処設備）、緊急時対策所及び通信連絡設備と兼用）及び安全パラメータ伝送システム（緊急時対策所及び通信連絡設備と兼用）は、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送できる設計とする。

#### 10.13.2.2.5 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

携行型通話装置は、重大事故等時における建屋内（原子炉格納容器内を除く。）及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。人が携行して使用が可能な設計とする。

衛星電話（携帯）及びトランシーバーは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。人が携行して使用が可

能な設計とする。

衛星電話（固定）、衛星電話（可搬）、緊急時衛星通報システム、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システム及びSPDS表示装置は、重大事故等時における中央制御室、原子炉補助建屋又は緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）のそれぞれの環境条件を考慮した設計とする。

#### 10.13.2.2.6 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

衛星電話（携帯）及びトランシーバーは、特別な技量を要することなく、容易に操作ができるとともに、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡ができる設計とする。

携行型通話装置は、乾電池を使用し、使用場所において端末と接続端子又は通話装置用ケーブルを容易かつ確実に接続できるとともに、通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡ができる設計とする。

衛星電話（可搬）は、容易に設置及び操作ができるとともに、通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡ができる設計とする。

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、衛星電話（固定）及び緊急時衛星通報システムは、特別な技量を要することなく、容易に操作ができるとともに、通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡ができる設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）及び安全パラメータ伝送システムは、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。

SPDS表示装置は、容易かつ確実に操作ができる設計とする。

#### 10.13.2.3 主要設備及び仕様

通信連絡を行うために必要な設備の主要設備及び仕様は第 10.13.2.1 表及び第 10.13.2.2 表のとおり。

#### 10.13.2.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

通信設備（発電所内）及び通信設備（発電所外）は、通話通信の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）は、機能・性能の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

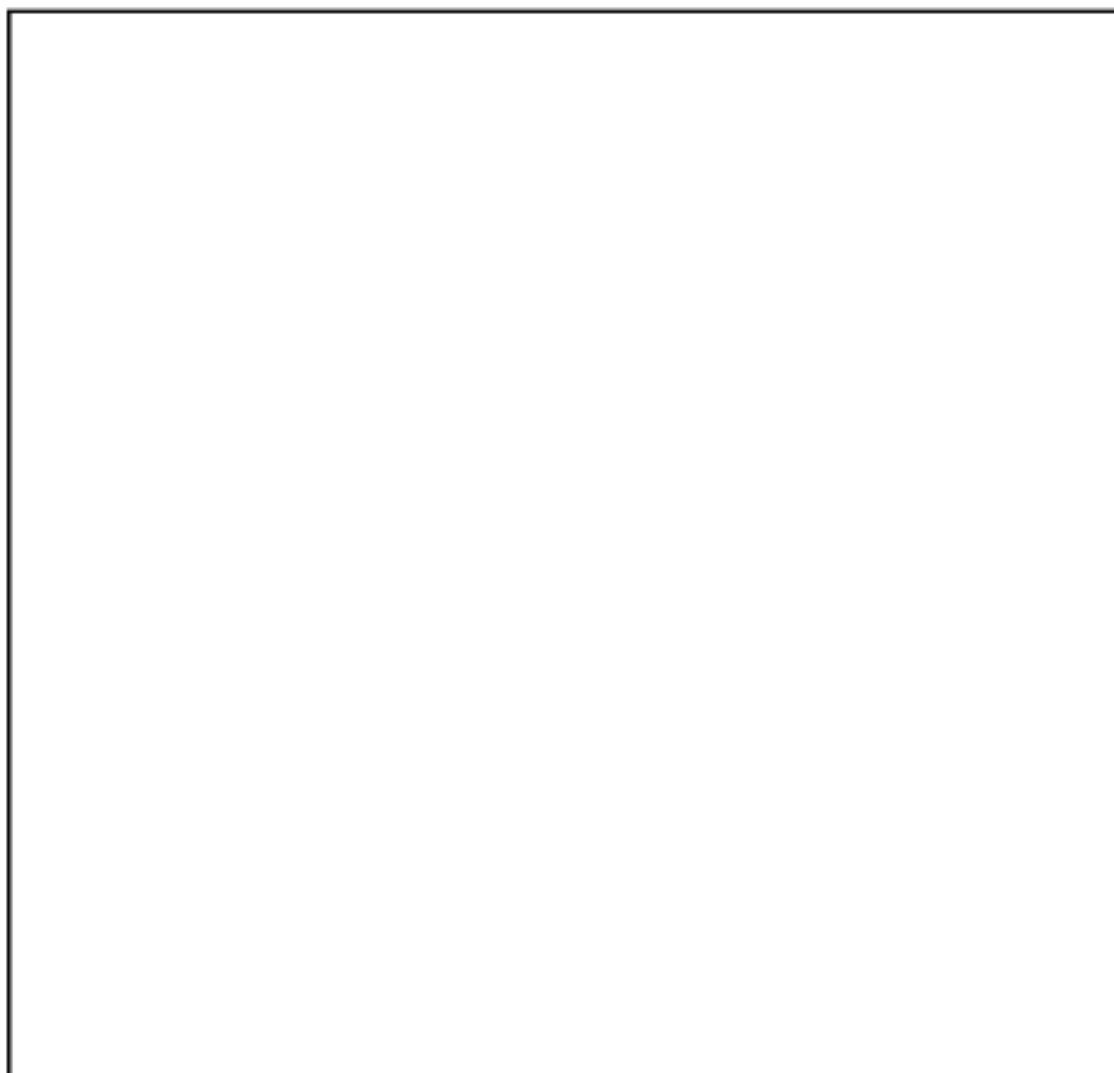
## 10.14 特定重大事故等対処施設

### 10.14.1 特定重大事故等対処施設に係る意図的な大型航空機の衝突等の設計上の考慮事項

#### 10.14.1.1 概要

原子炉施設に特定重大事故等対処施設を設置し、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能（以下 10.14.1 において「必要な機能」という。）が損なわれるおそれがないように、原子炉補助建屋等及び特定重大事故等対処施設が同時に破損することを防ぐ設計とする。

#### 10.14.1.2 設計方針



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。



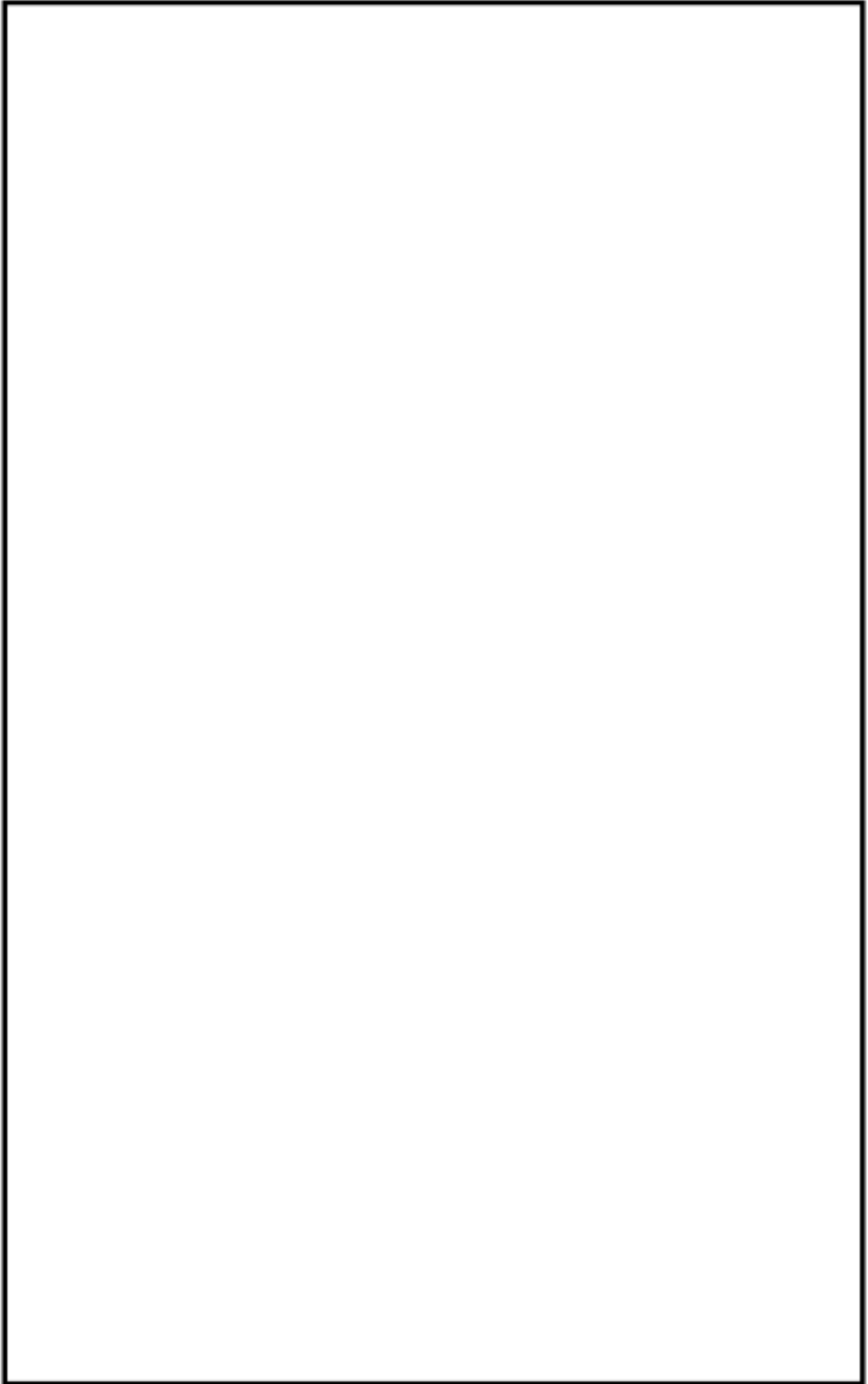
10.14.1.2.1 大型航空機の衝突影響を考慮する対象範囲



10.14.1.2.2 大型航空機等の特性



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。



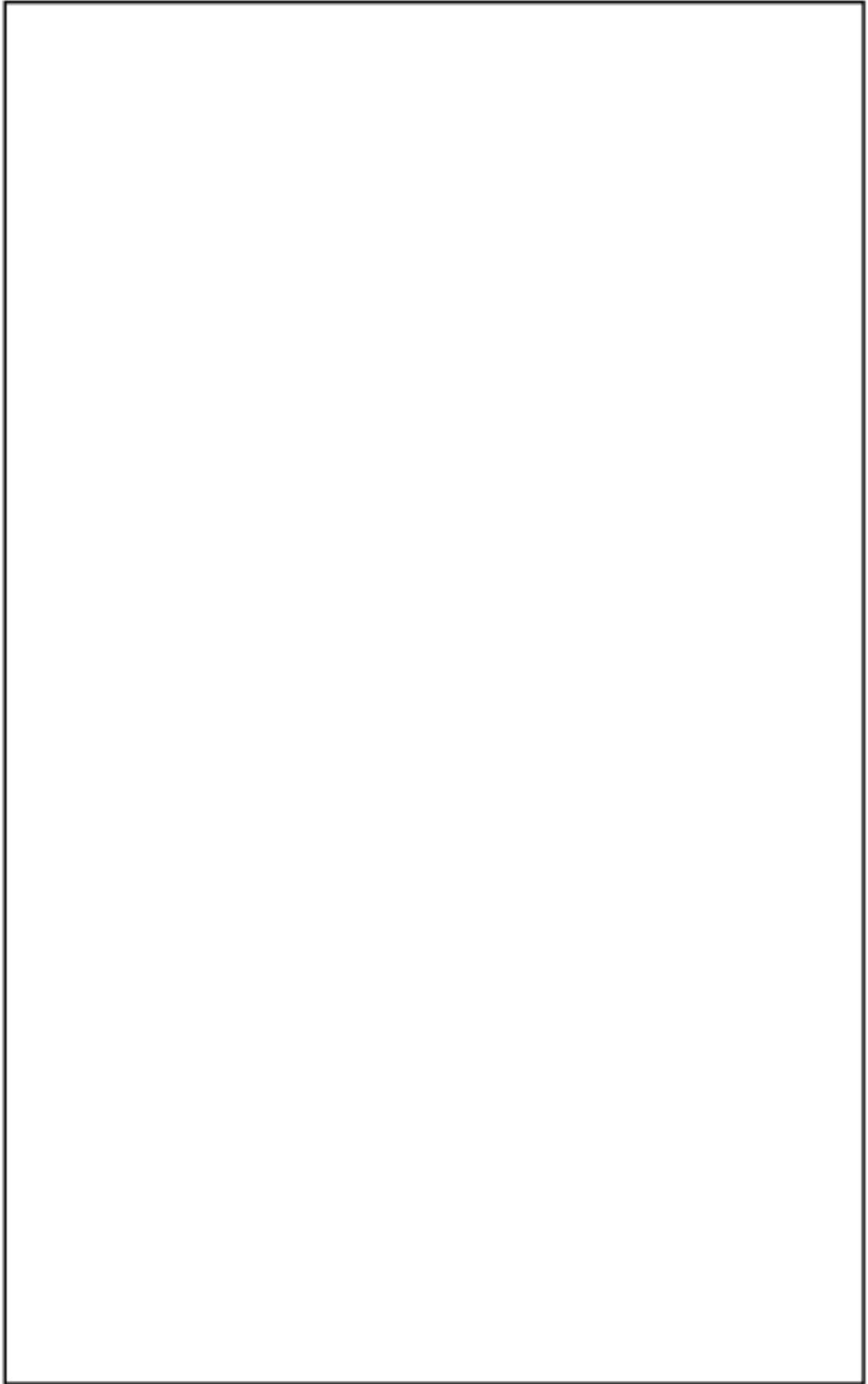
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



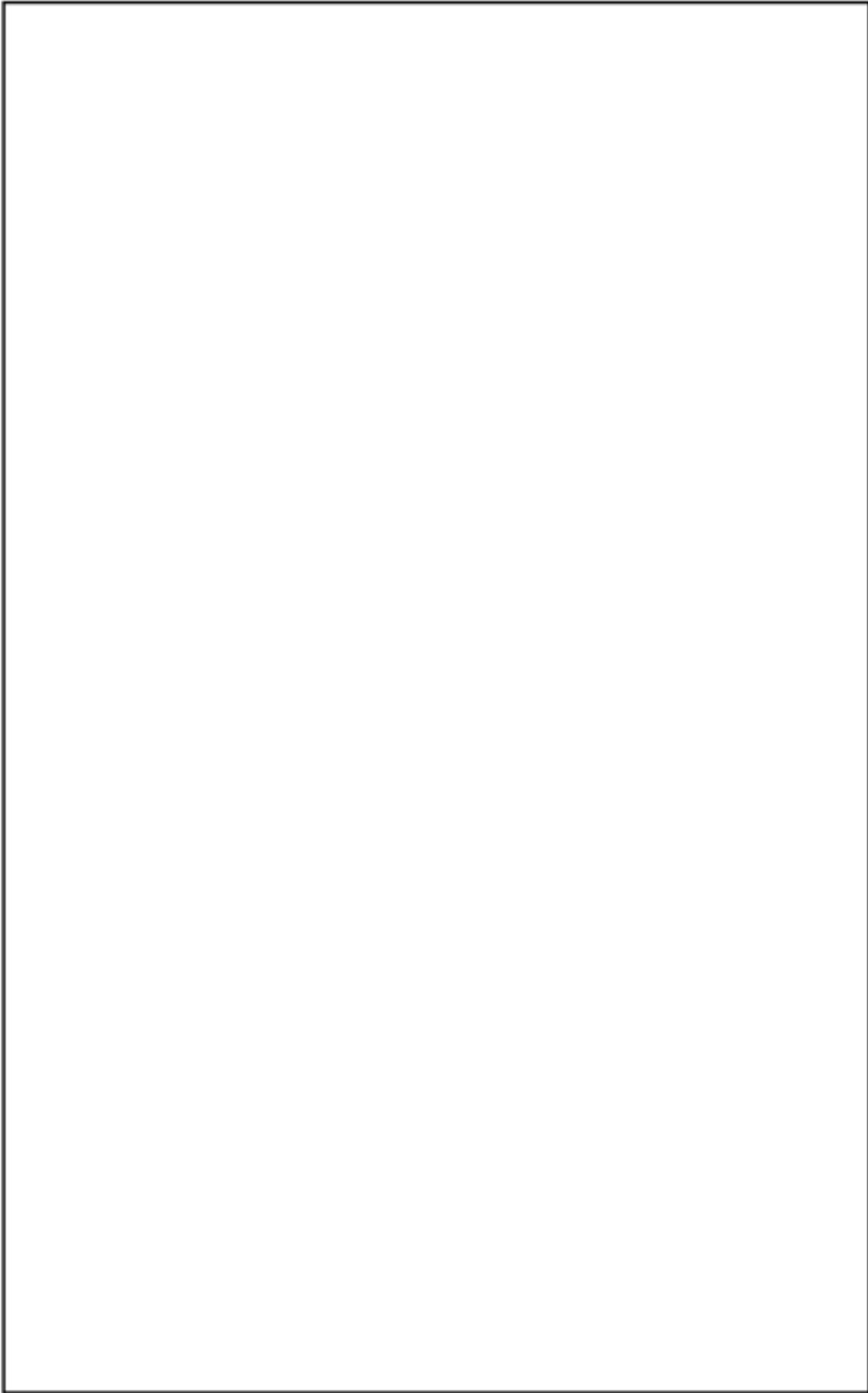
10.14.1.2.3 大型航空機の衝突箇所と大型航空機衝突影響評価の対象範囲の設定



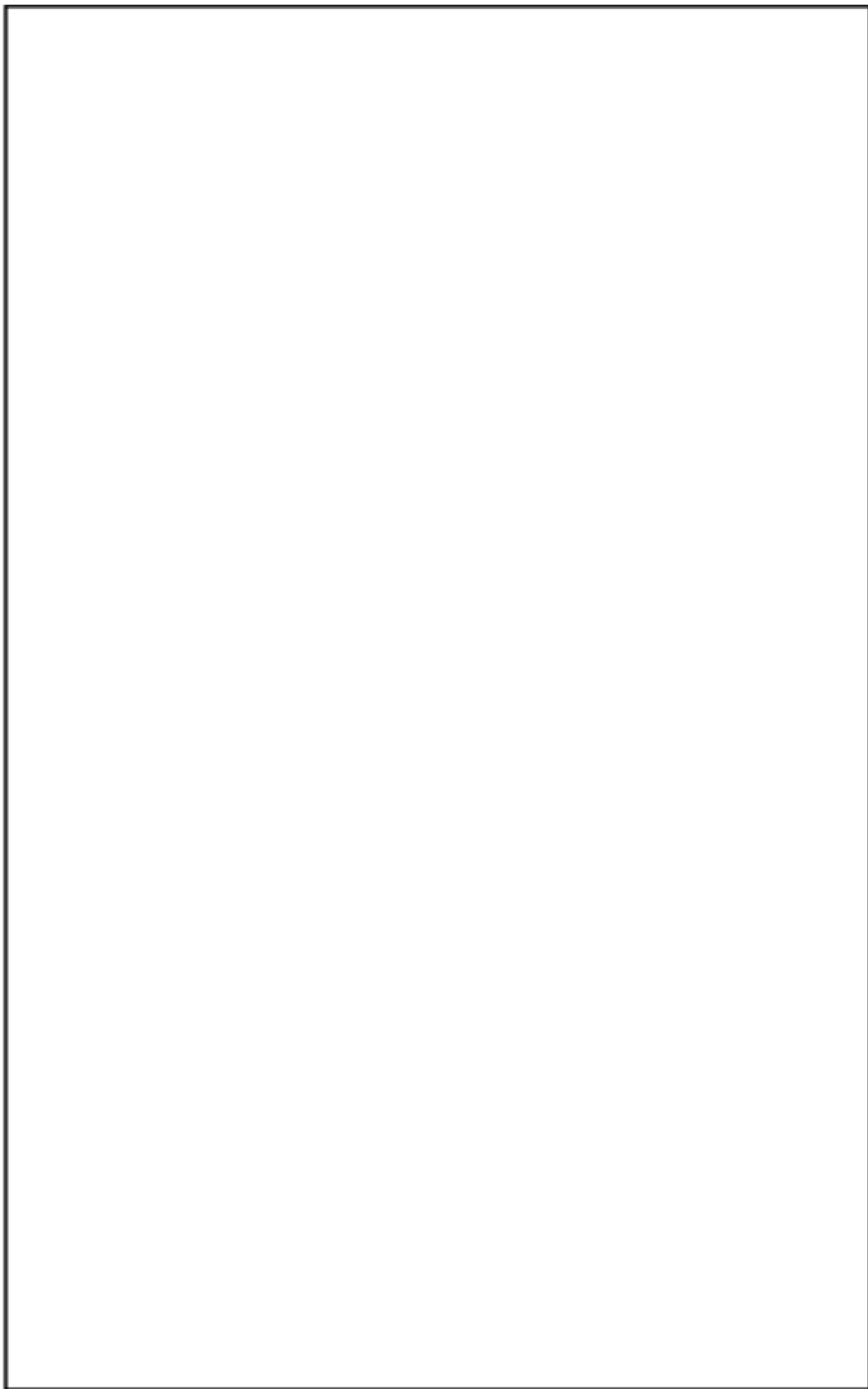
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



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。



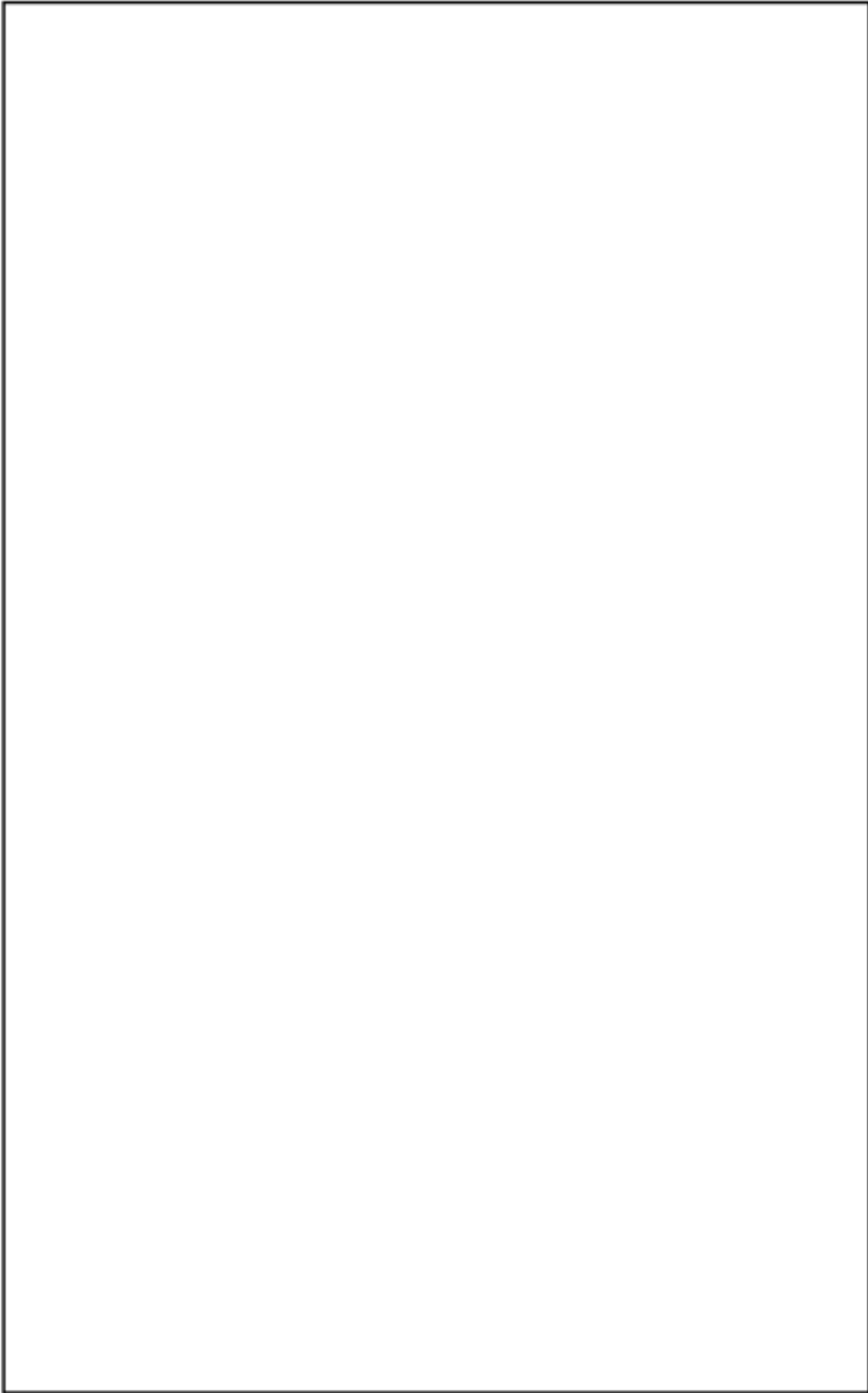
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



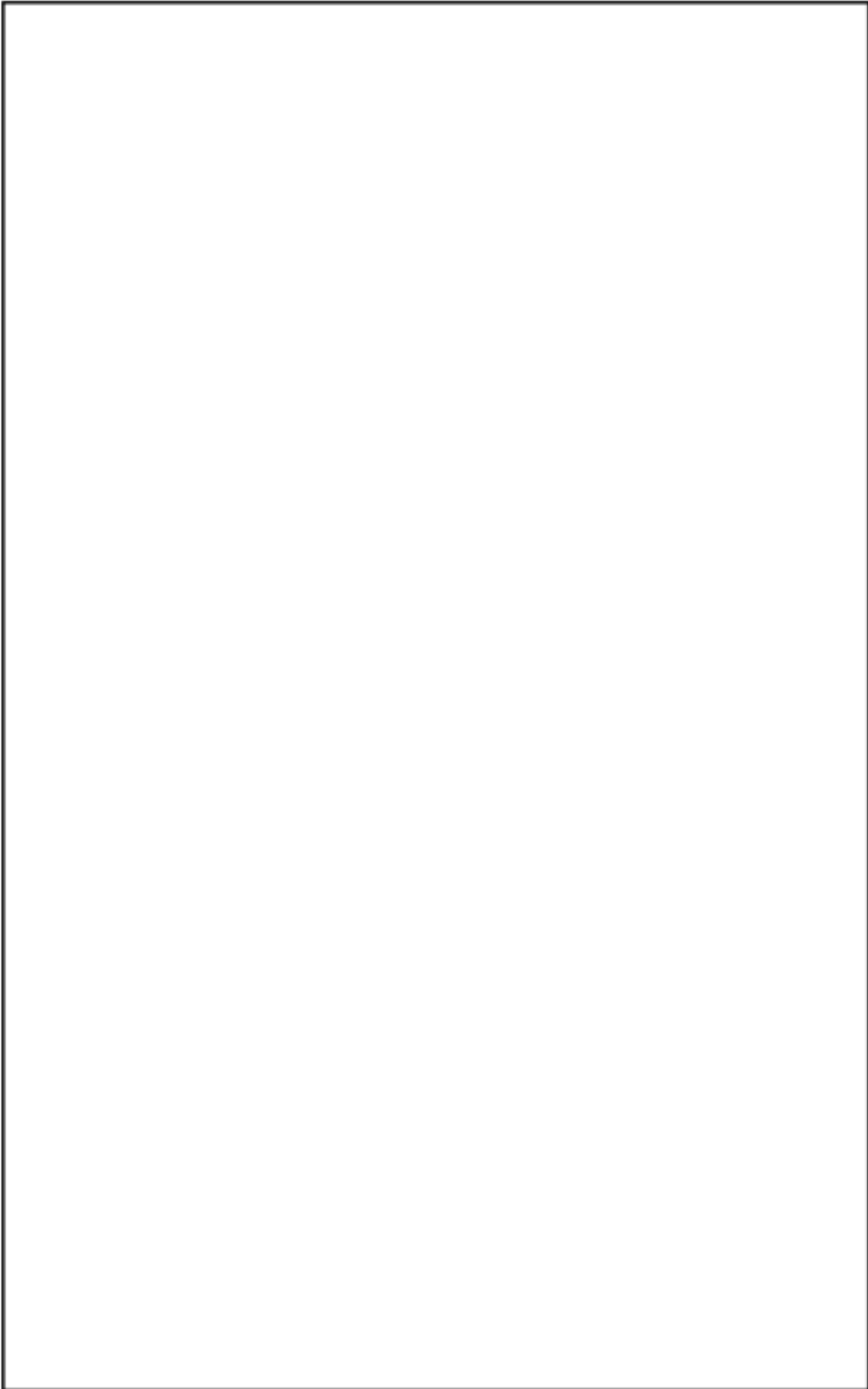
#### 10.14.1.2.4 評価内容の設定



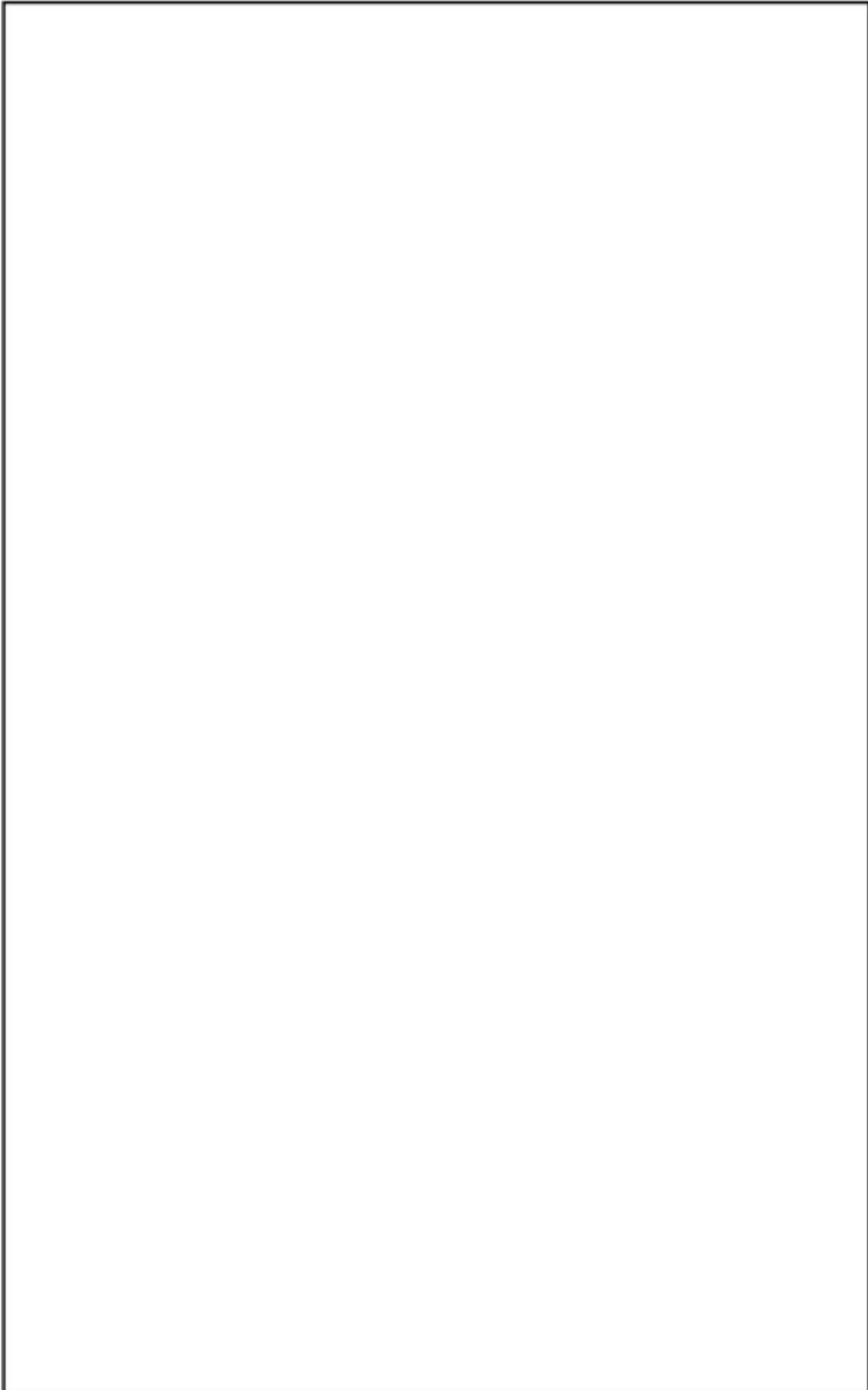
**枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。**



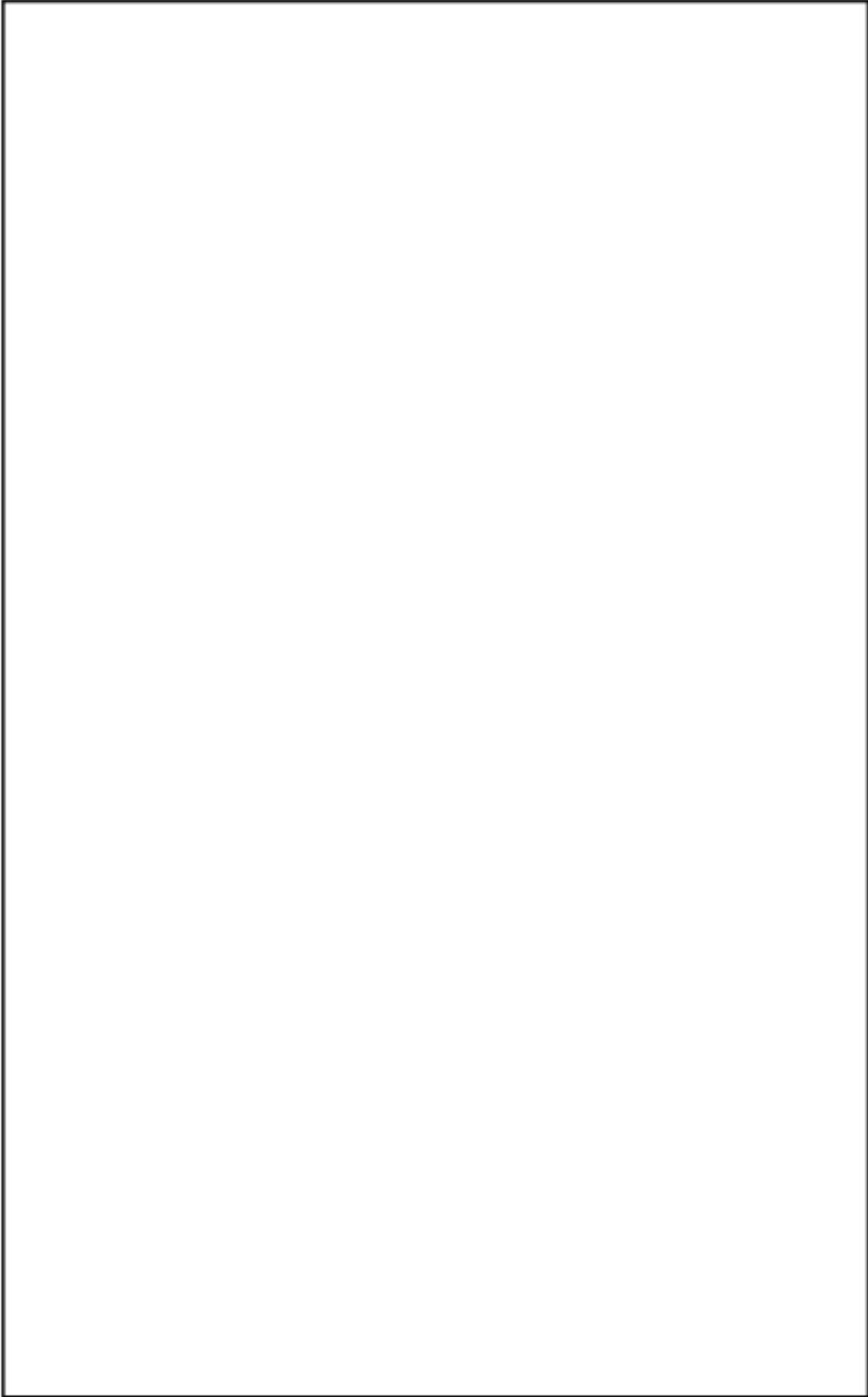
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



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。



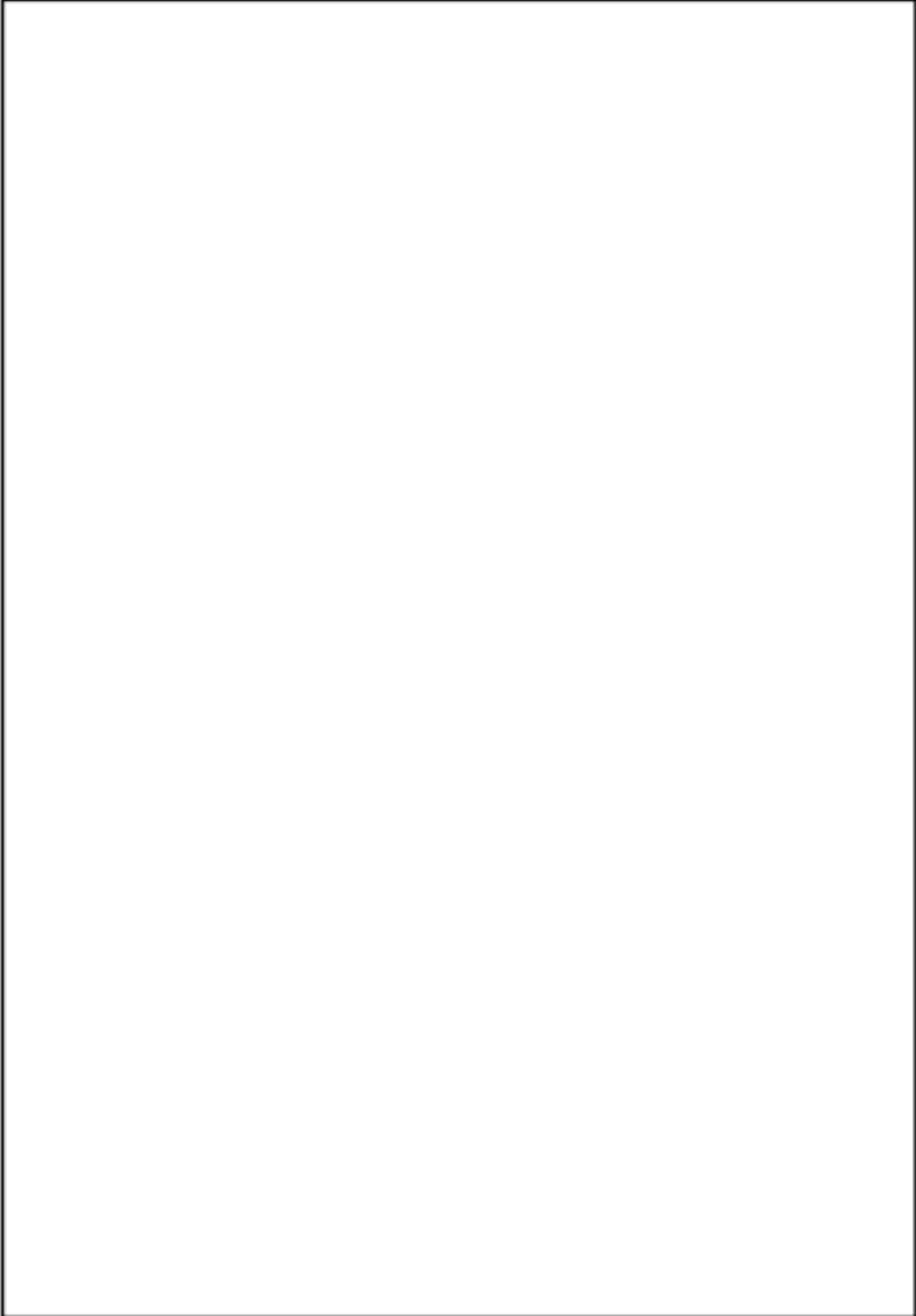
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



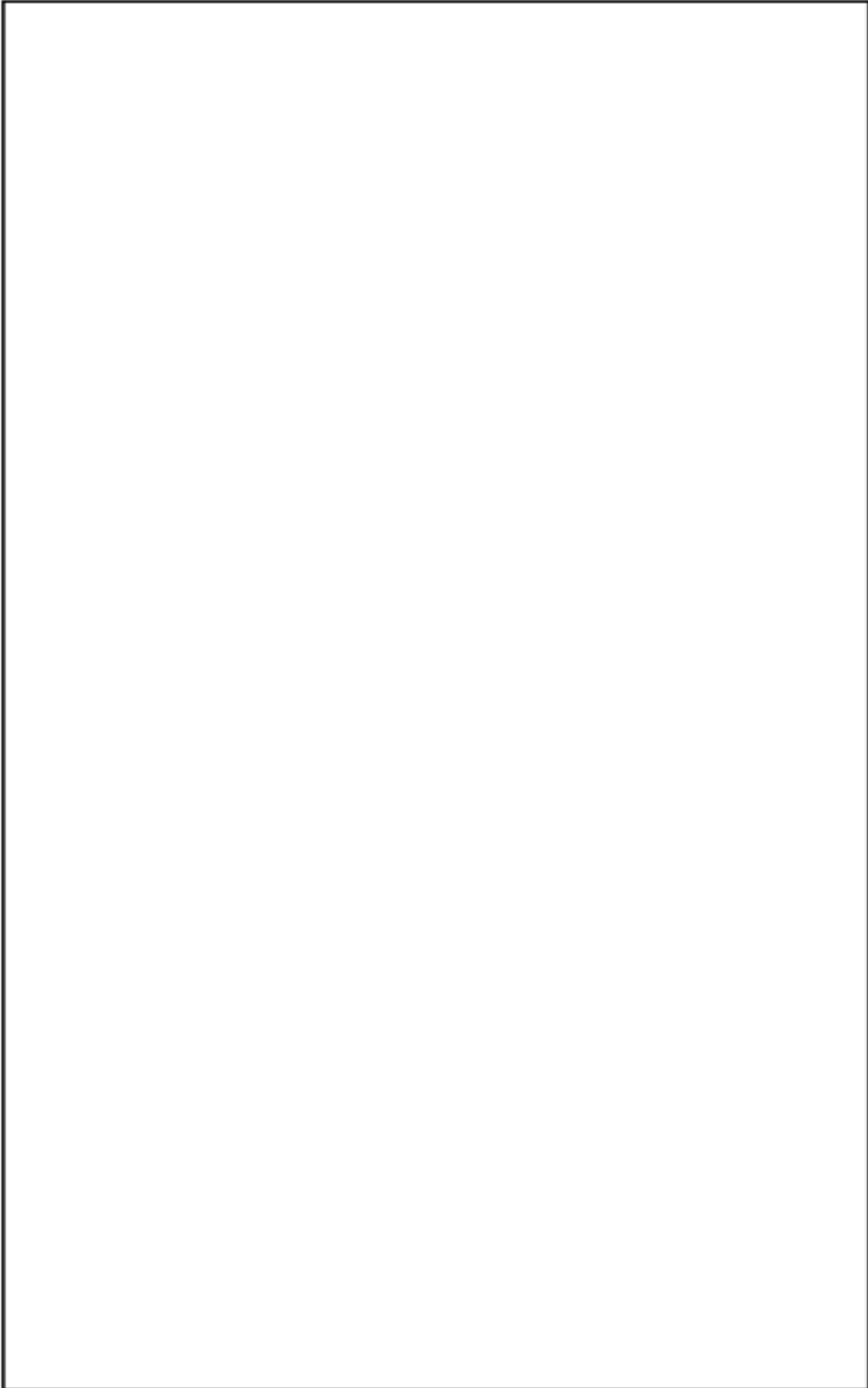
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



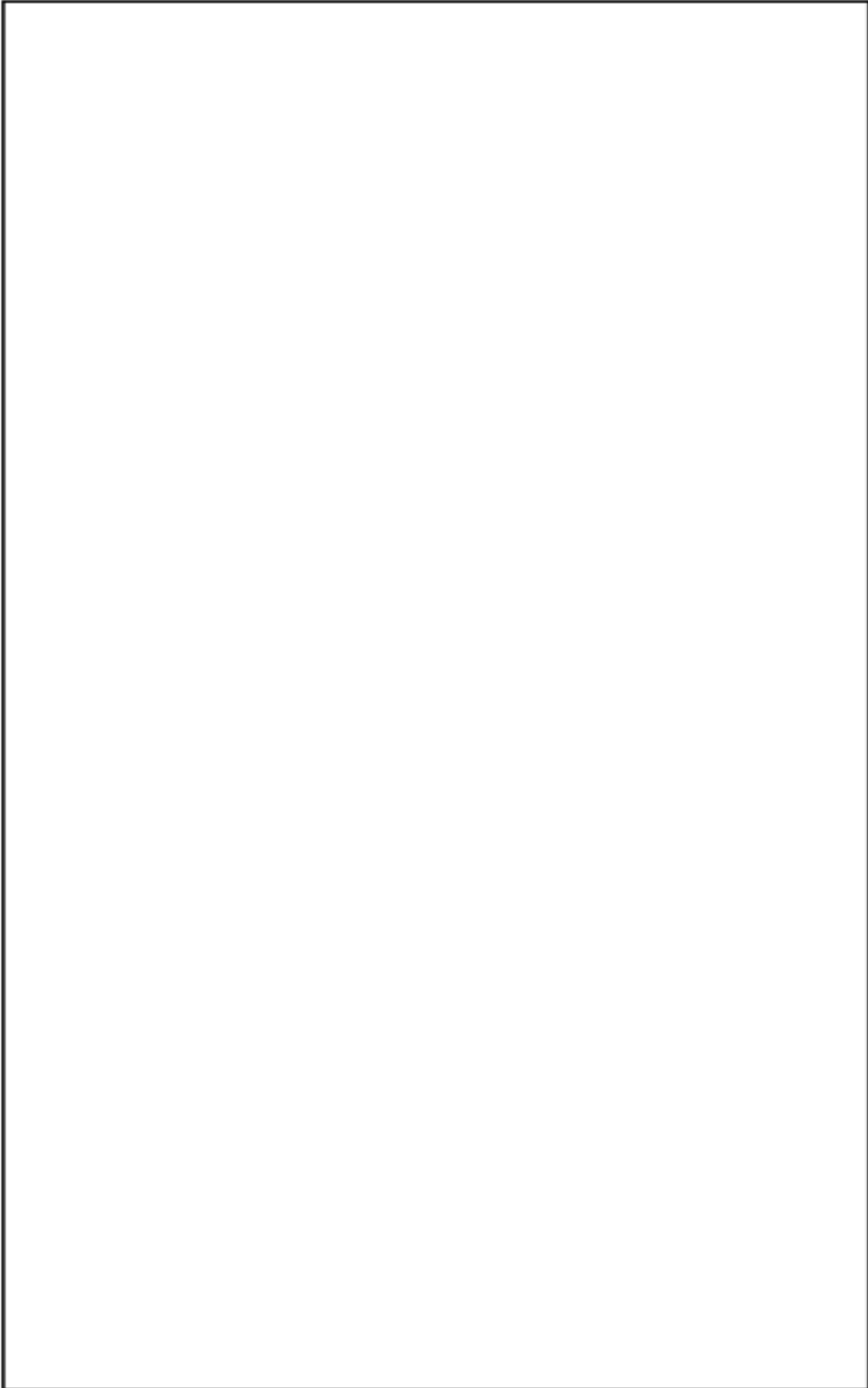
#### 10.14.1.2.5 評価の方法



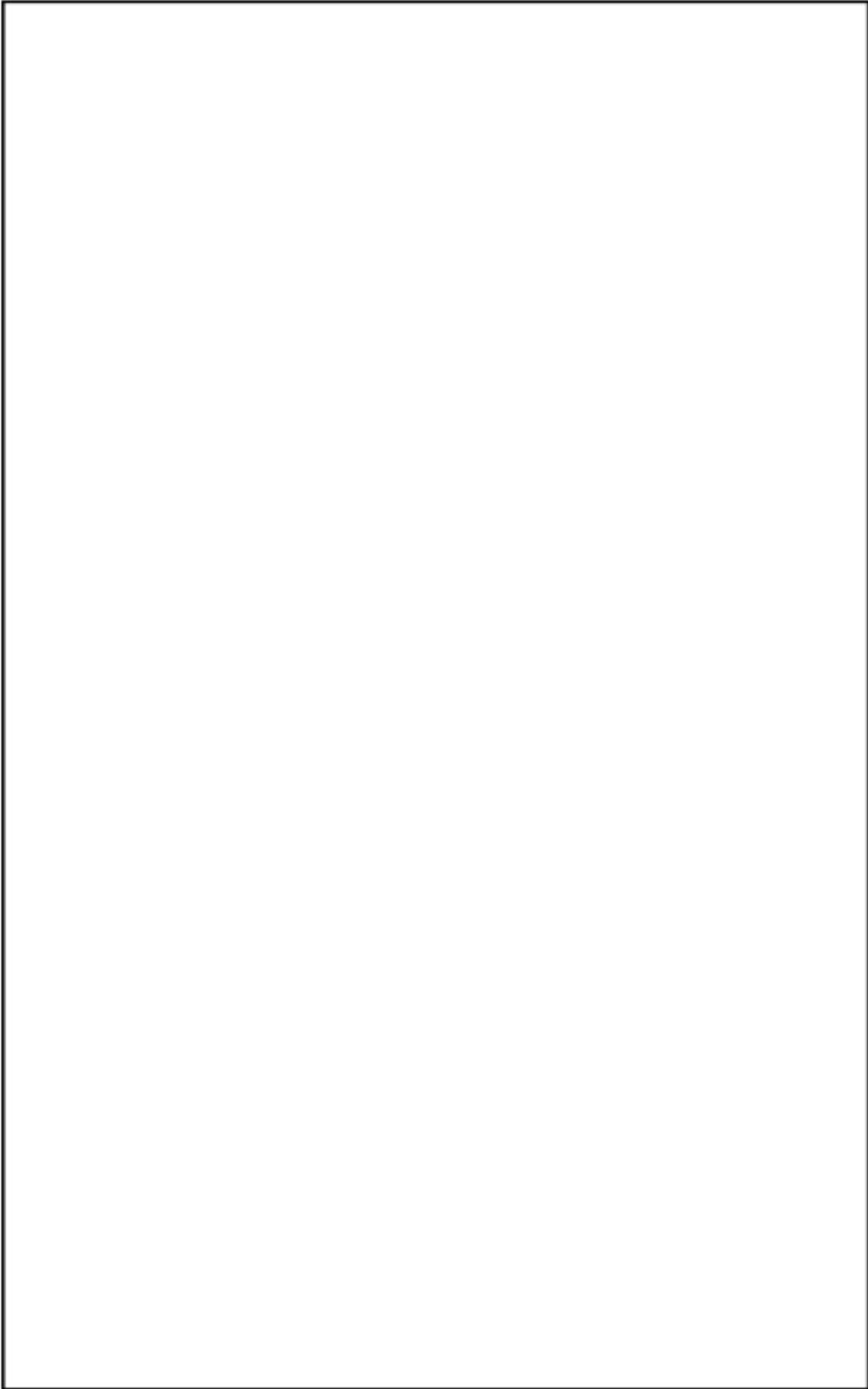
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



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。



#### 10.14.2 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能

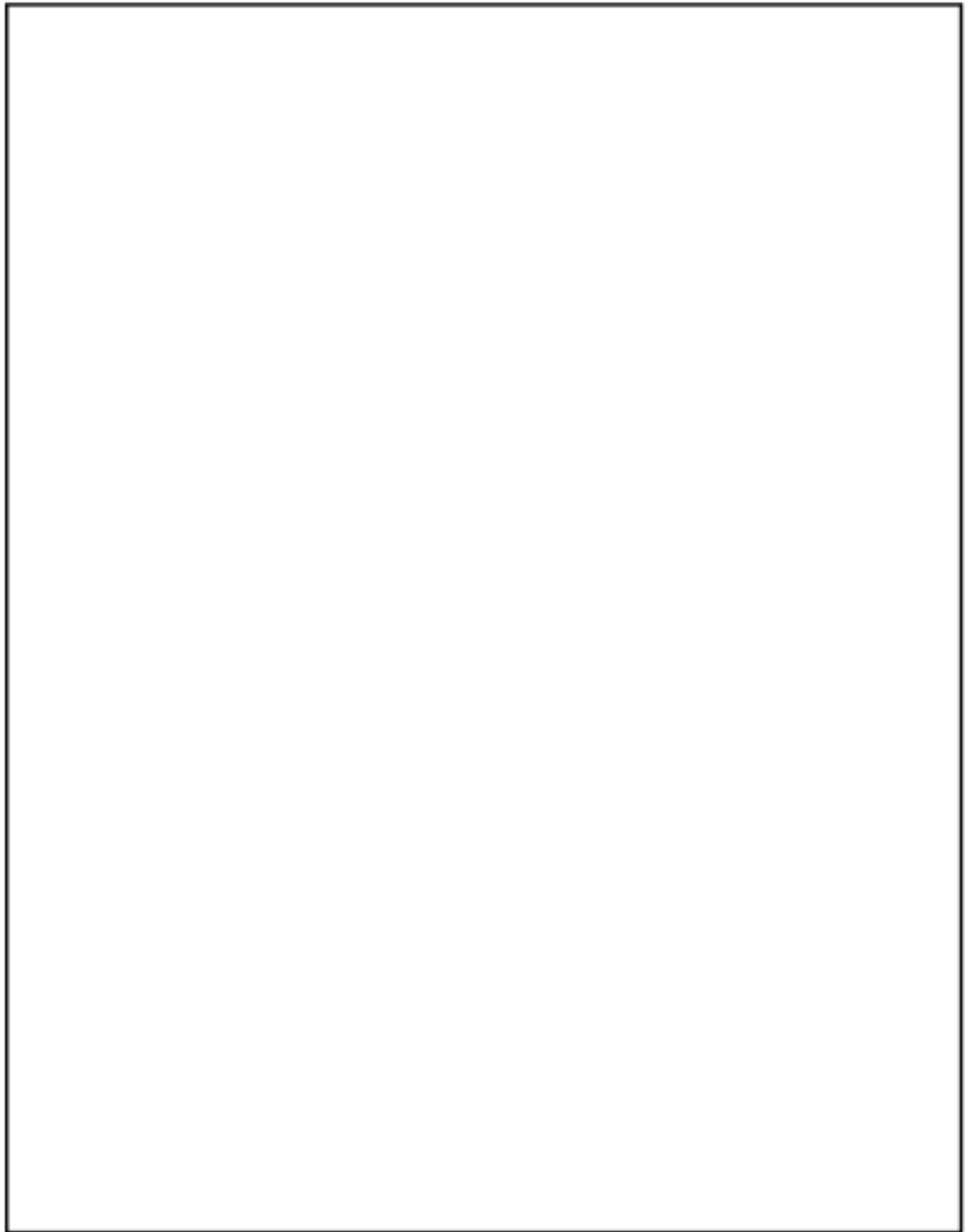
##### 10.14.2.1 概要

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能を有する特定重大事故等対処施設を設置する。

原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能の概略系統図を第 10.14.2.1 図から第 10.14.2.2 図に示す。

**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。**

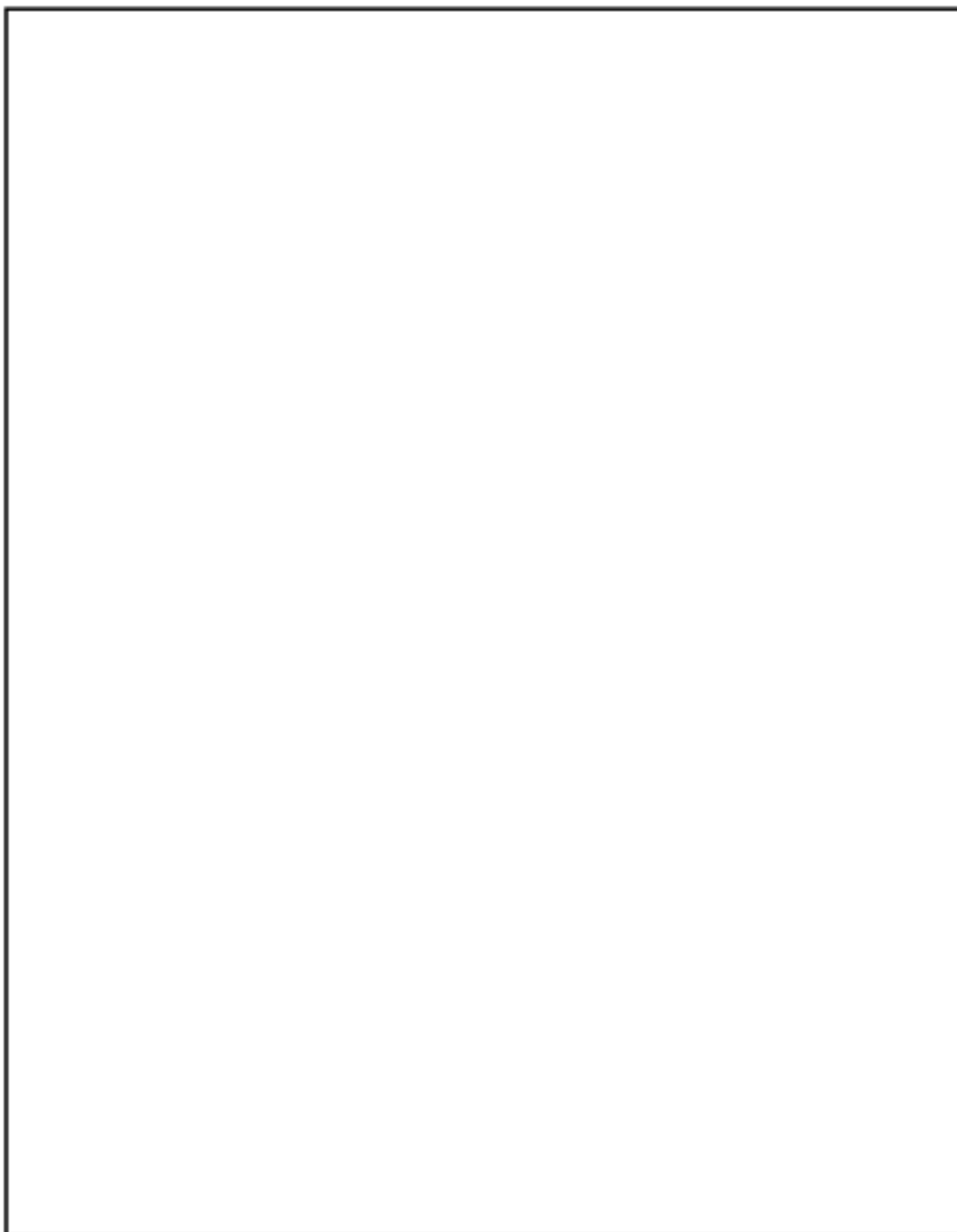
#### 10.14.2.2 設計方針



##### 10.14.2.2.1 多重性又は多様性、独立性、位置的分散



**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。**



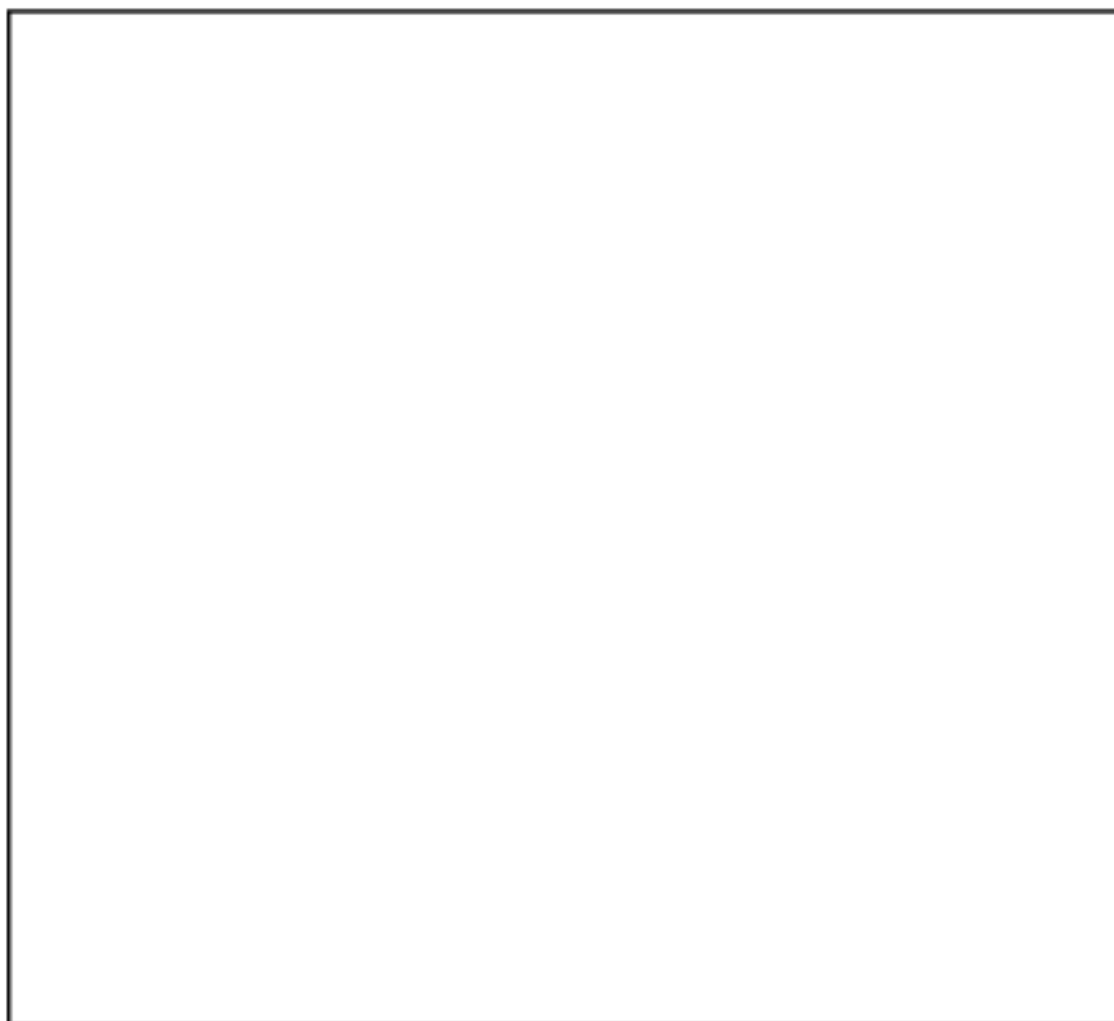
#### 10.14.2.2.2 悪影響防止



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。



#### 10.14.2.2.3 容量等



#### 10.14.2.2.4 環境条件等



**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。**



#### 10.14.2.2.5 操作性の確保



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。

#### 10.14.2.3 主要設備及び仕様

A rectangular box with a black border, currently empty, representing redacted content for the section '10.14.2.3 主要設備及び仕様'.

#### 10.14.2.4 試験検査

A large rectangular box with a black border, currently empty, representing redacted content for the section '10.14.2.4 試験検査'.

#### 10.14.2.5 信頼性向上を図るための設計方針

A large rectangular box with a black border, currently empty, representing redacted content for the section '10.14.2.5 信頼性向上を図るための設計方針'.

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。



### 10.14.3 炉内の溶融炉心の冷却機能

#### 10.14.3.1 概要

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、原子炉格納容器の破損を防止するため、炉内の溶融炉心の冷却機能を有する特定重大事故等対処施設を設置する。

炉内の溶融炉心の冷却機能の概略系統図を第 10.14.3.1 図に示す。

#### 10.14.3.2 設計方針



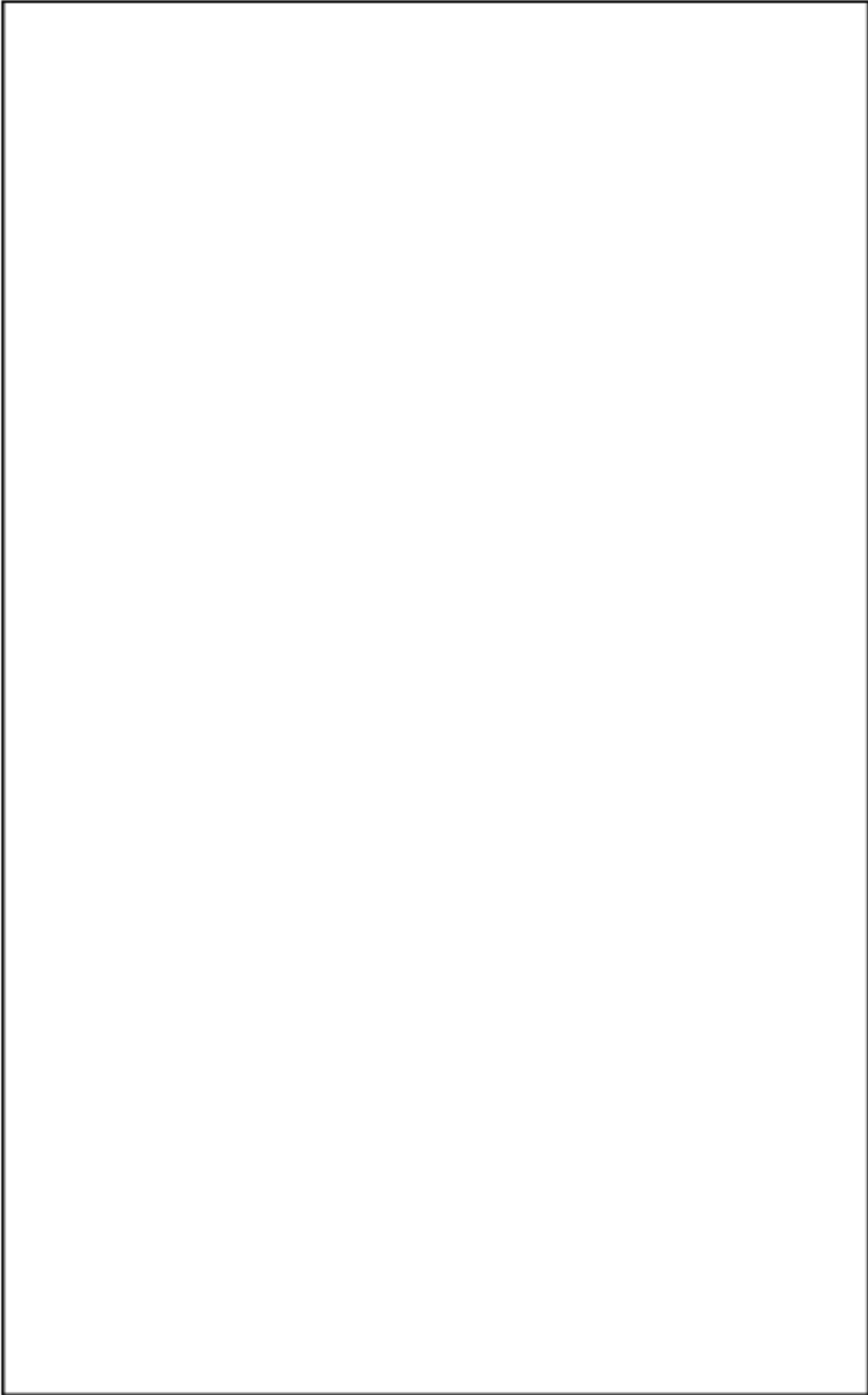
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



10.14.3.2.1 多重性又は多様性、独立性、位置的分散



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。

10.14.3.2.2 悪影響防止

10.14.3.2.3 容量等

10.14.3.2.4 環境条件等

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。

[Redacted]

#### 10.14.3.2.5 操作性の確保

[Redacted]

#### 10.14.3.3 主要設備及び仕様

[Redacted]

#### 10.14.3.4 試験検査

[Redacted]

**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。**



#### 10.14.3.5 信頼性向上を図るための設計方針



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。

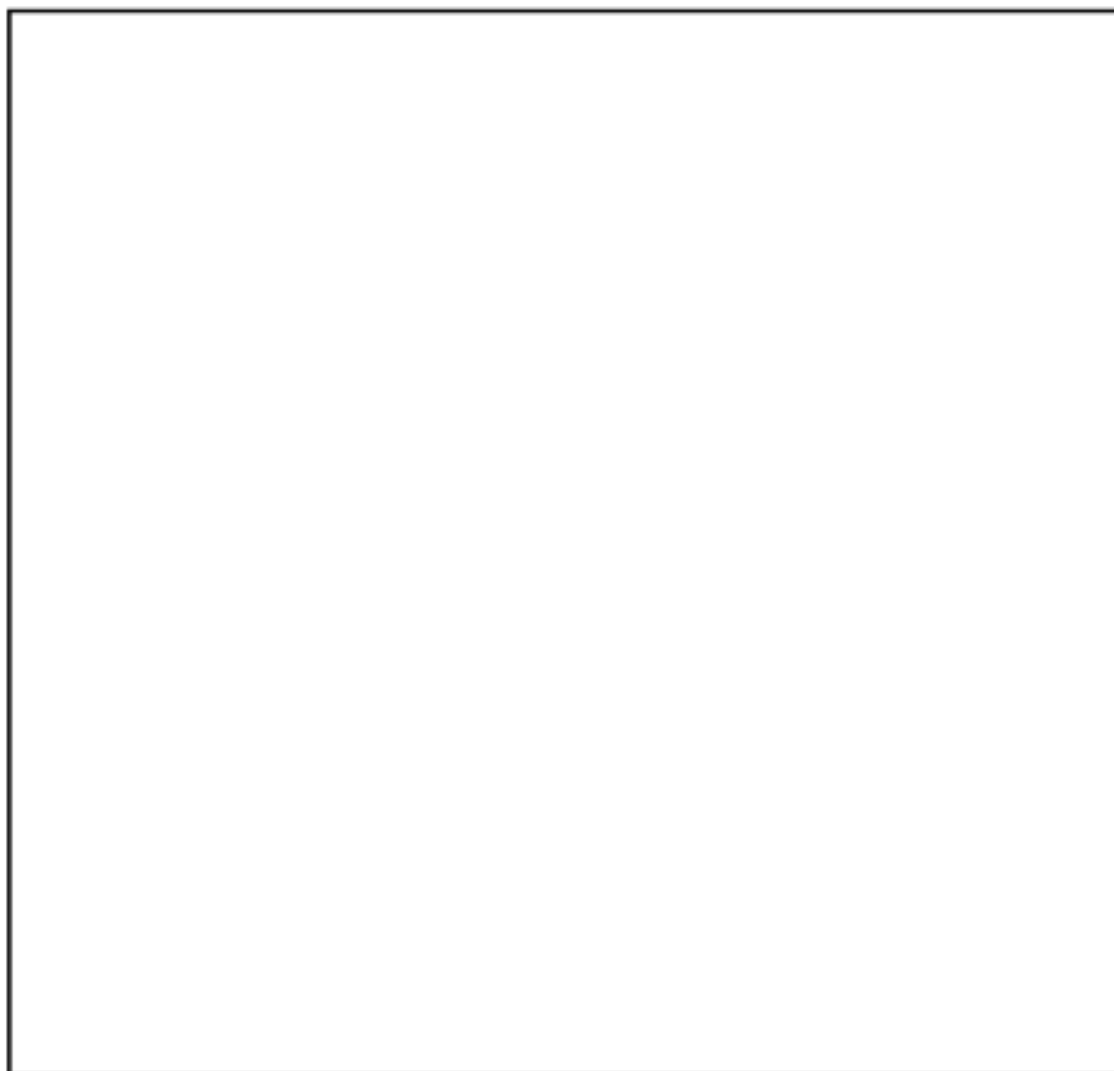
#### 10.14.4 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却機能

##### 10.14.4.1 概要

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却機能を有する特定重大事故等対処施設を設置する。

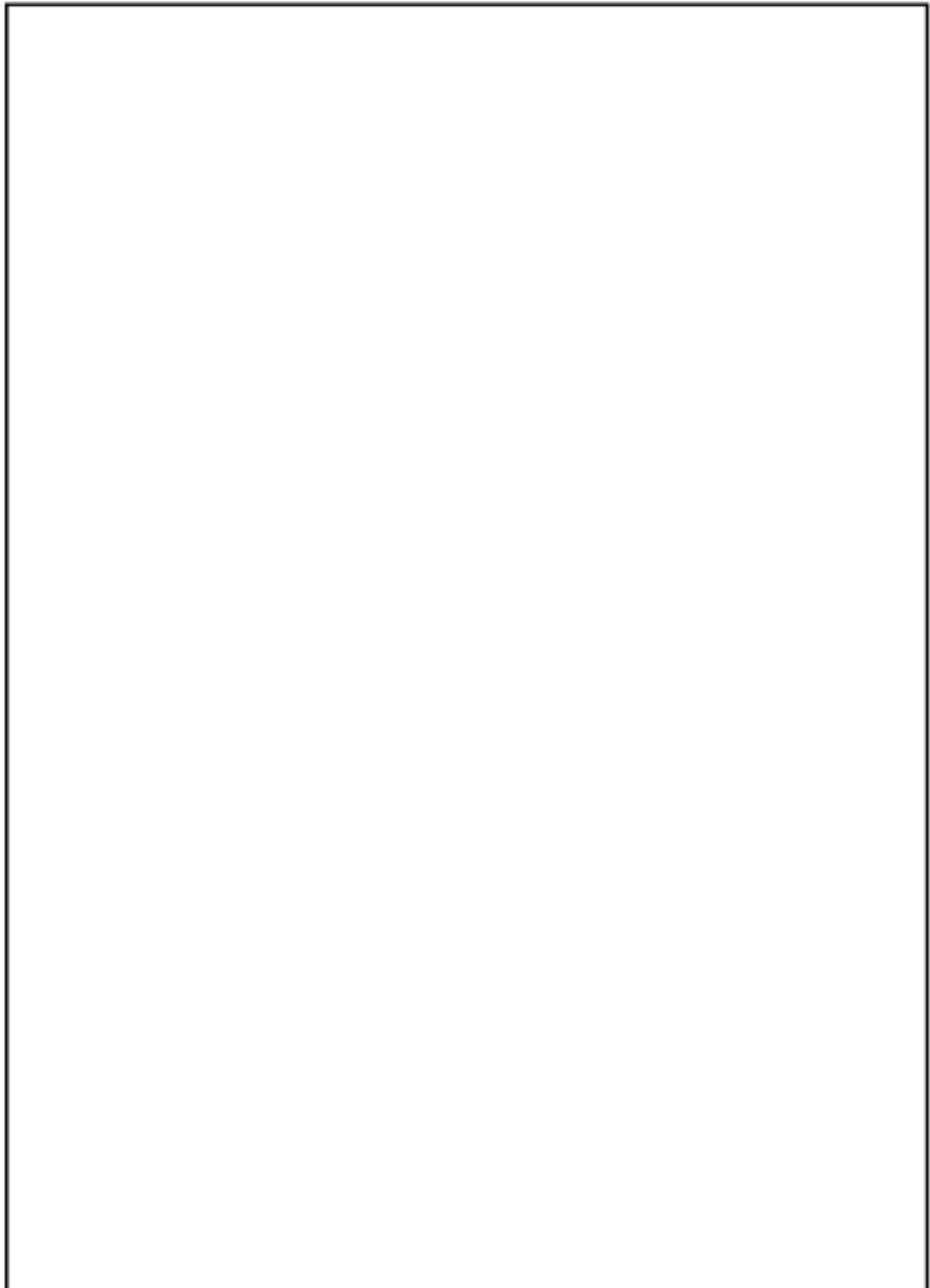
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却機能の概略系統図を第 10.14.4.1 図に示す。

##### 10.14.4.2 設計方針



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。

10.14.4.2.1 多重性又は多様性、独立性、位置的分散



10.14.4.2.2 悪影響防止



**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。**



#### 10.14.4.2.3 容量等



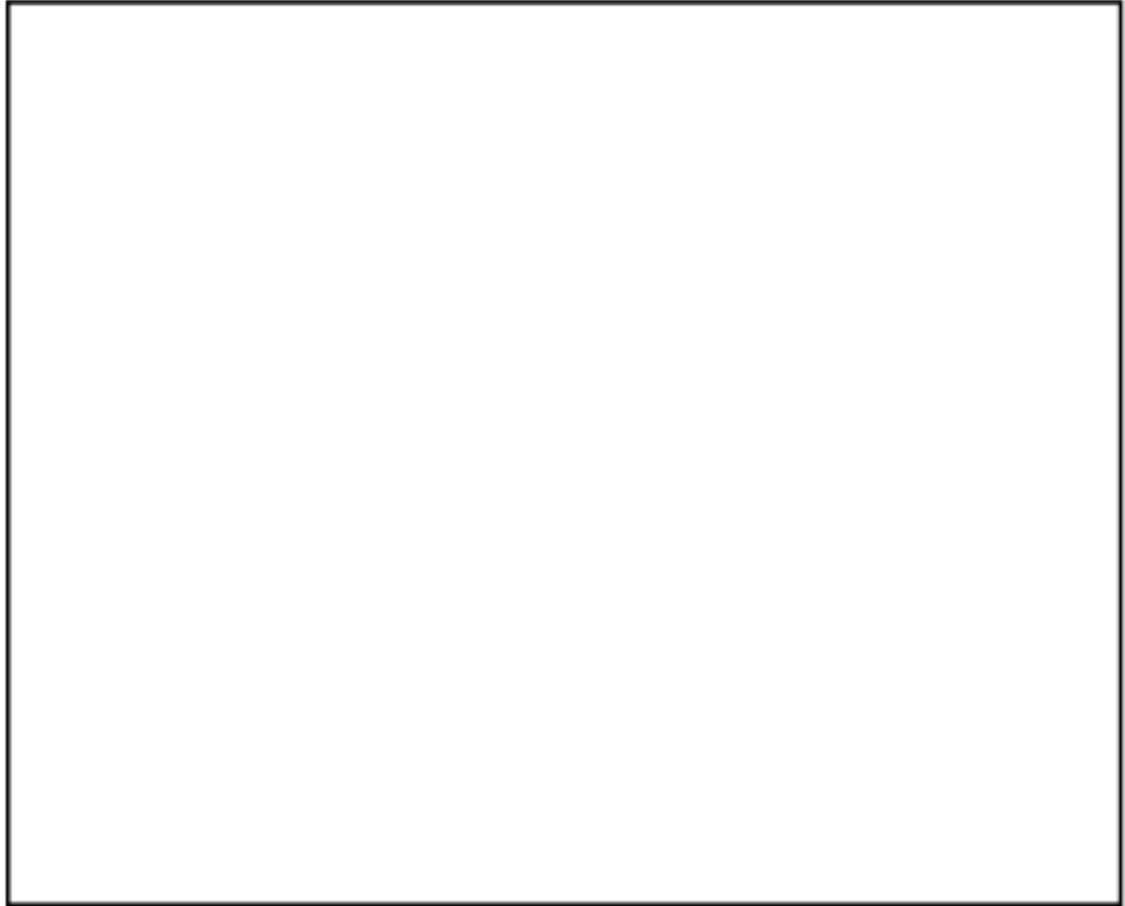
#### 10.14.4.2.4 環境条件等



#### 10.14.4.2.5 操作性の確保



**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。**



#### 10.14.4.3 主要設備及び仕様

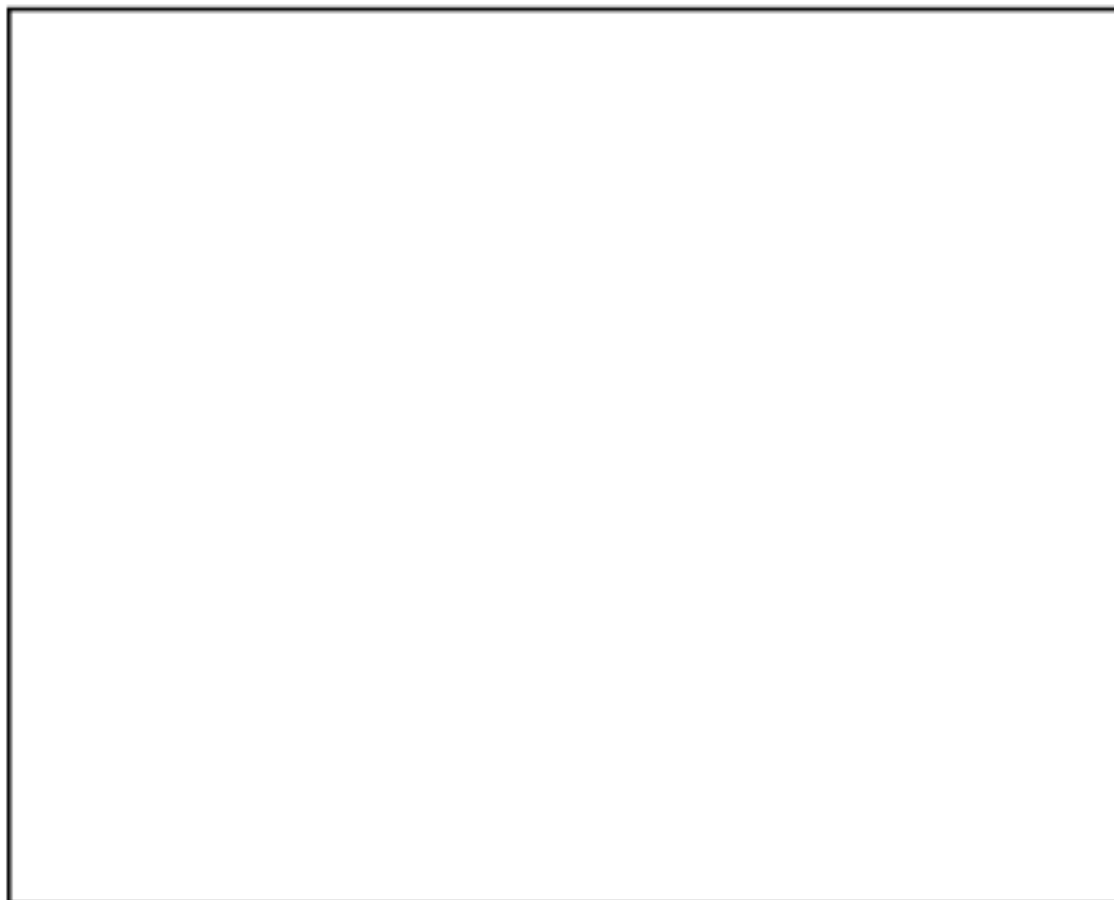


#### 10.14.4.4 試験検査



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。

#### 10.14.4.5 信頼性向上を図るための設計方針



#### 10.14.5 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能

##### 10.14.5.1 概要

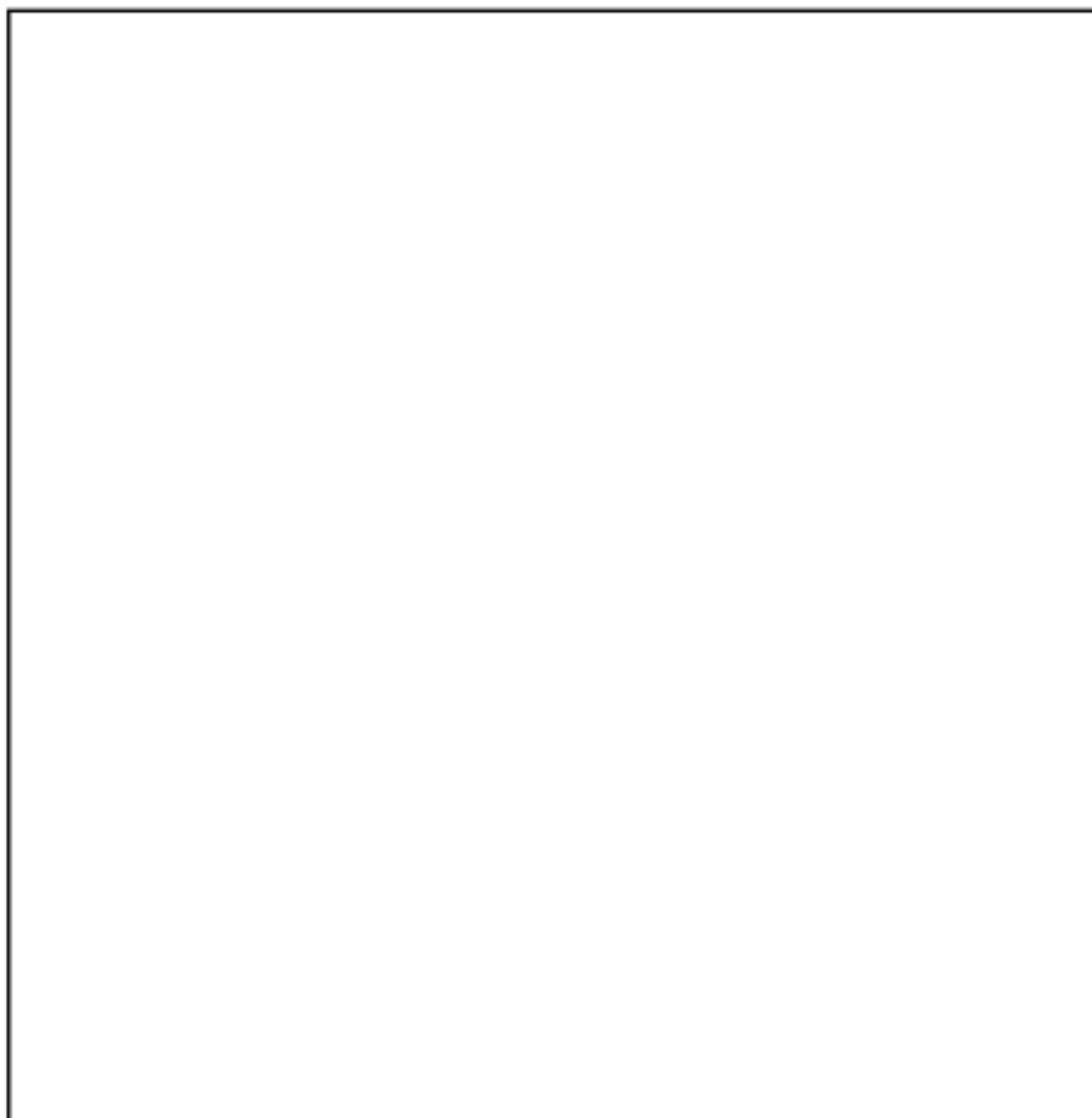
原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能を有する特定重大事故等対処施設を設置する。

格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能の概略系統図を第10.14.5.1 図に示す。

##### 10.14.5.2 設計方針



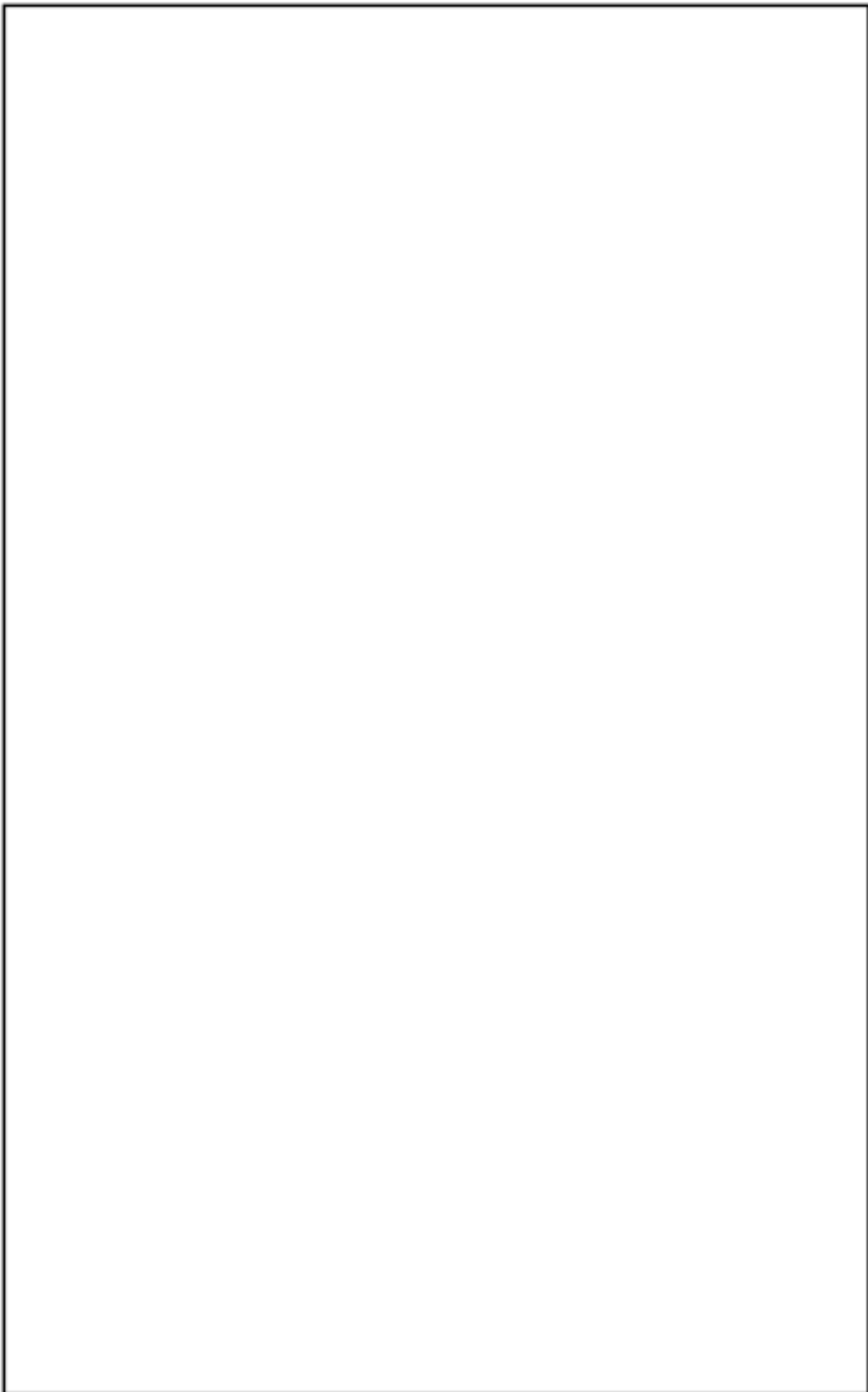
**枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。**



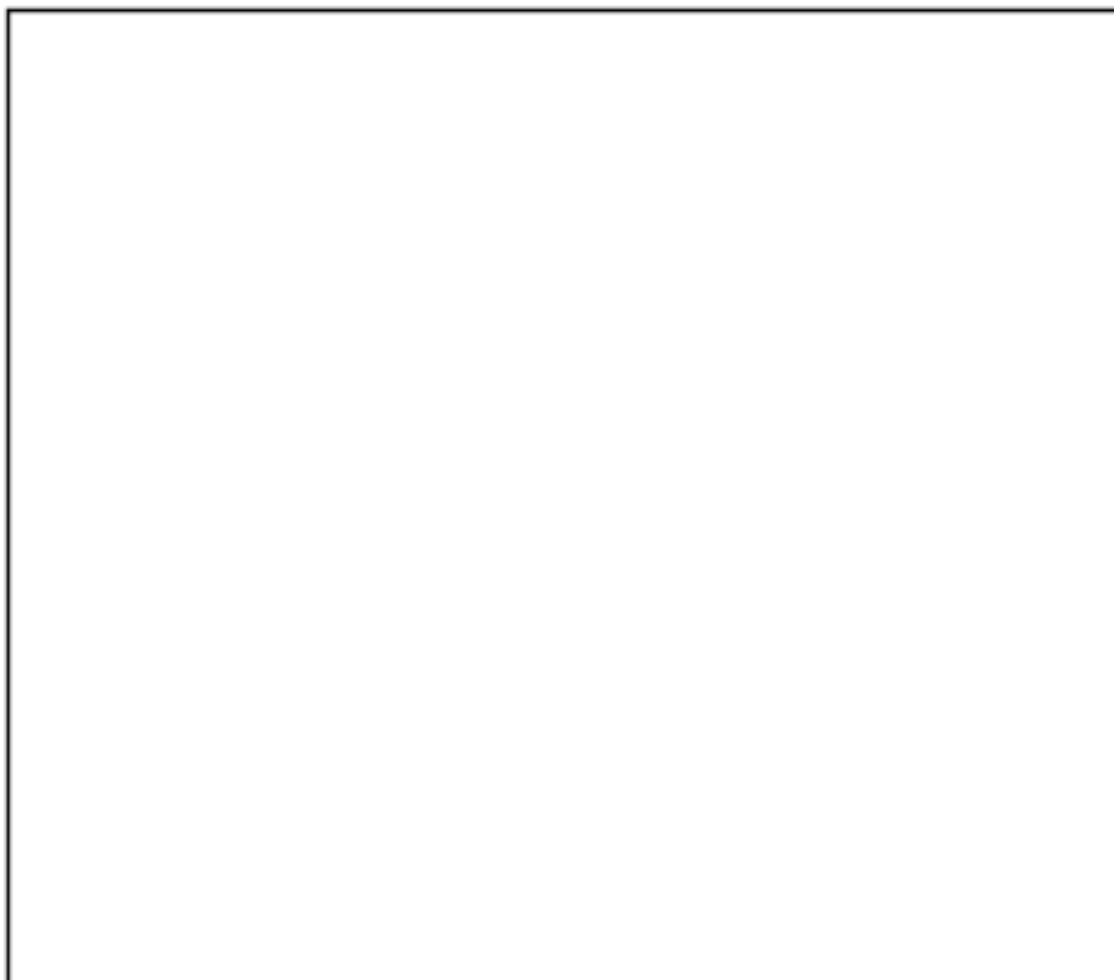
#### 10.14.5.2.1 多重性又は多様性、独立性、位置的分散



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。



#### 10.14.5.2.2 悪影響防止



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。

#### 10.14.5.2.3 容量等



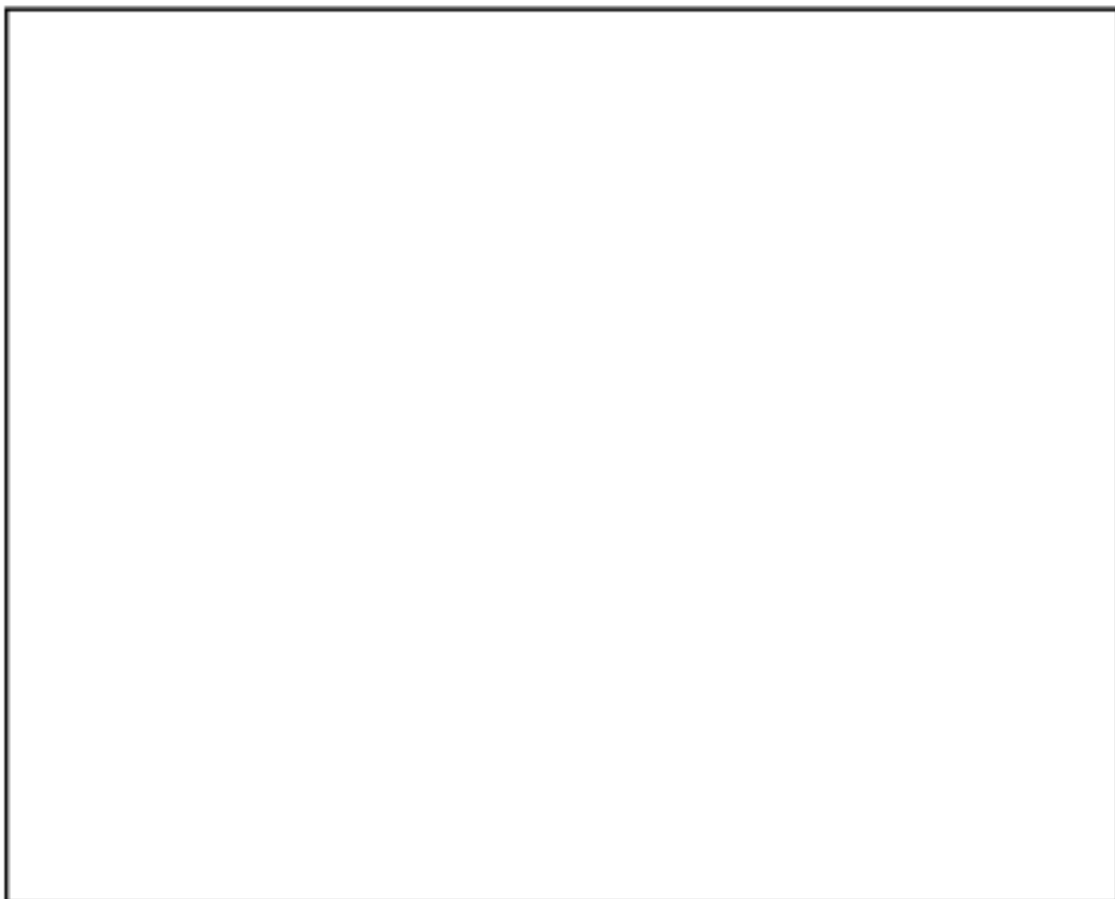
#### 10.14.5.2.4 環境条件等



#### 10.14.5.2.5 操作性の確保



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。



#### 10.14.5.3 主要設備及び仕様



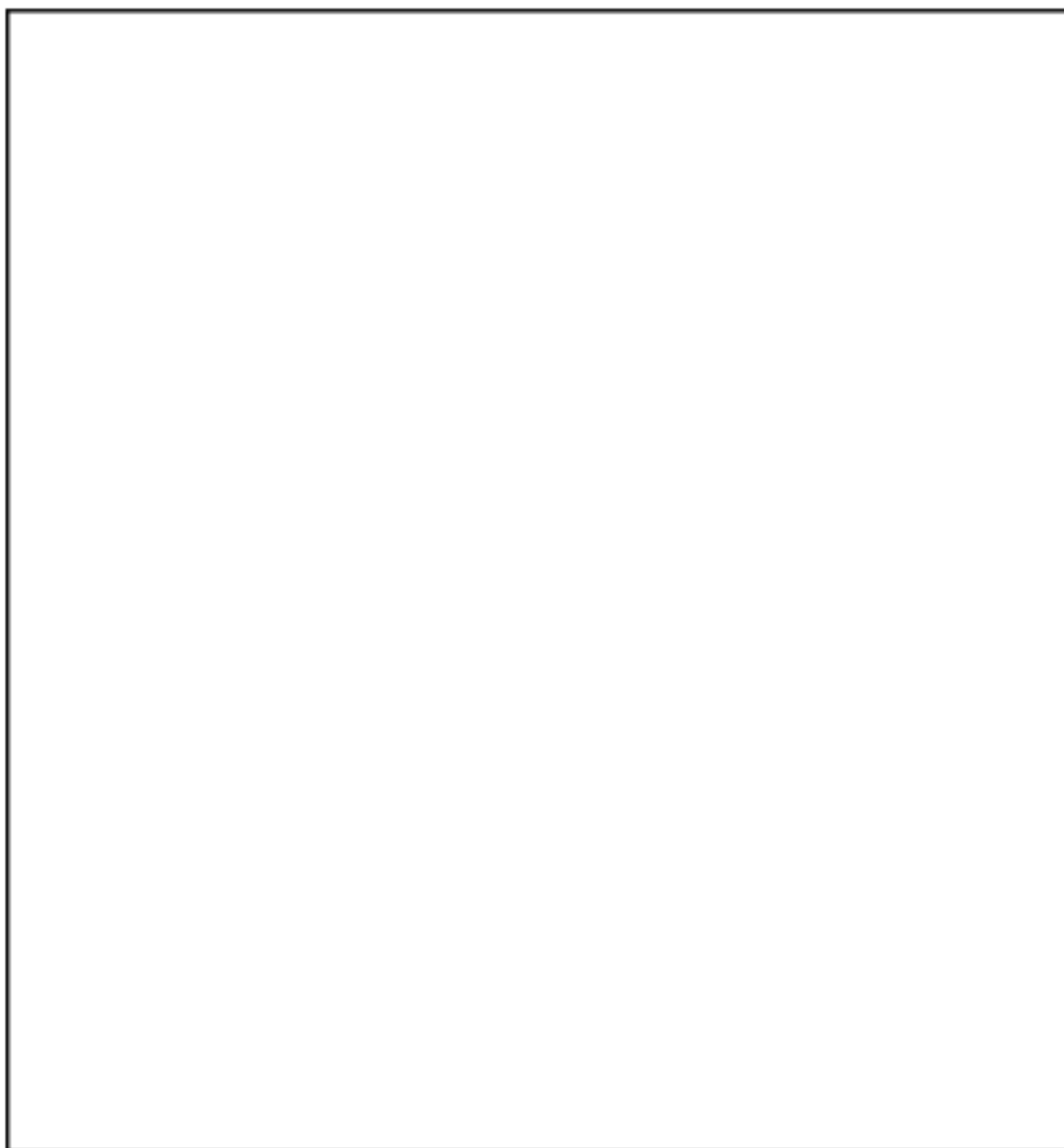
#### 10.14.5.4 試験検査



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。



#### 10.14.5.5 信頼性向上を図るための設計方針



#### 10.14.6 原子炉格納容器の過圧破損防止機能

##### 10.14.6.1 概要

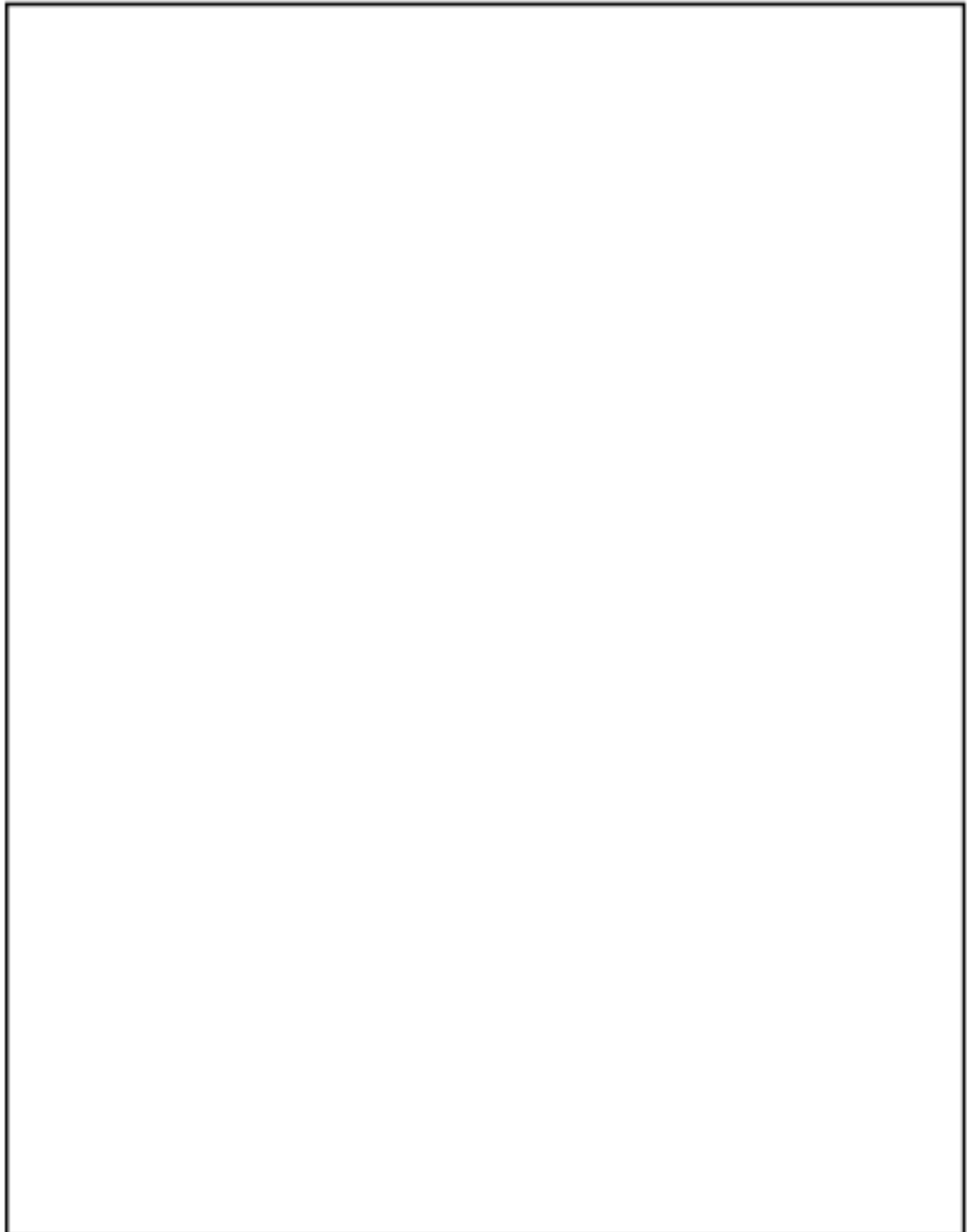
原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格

**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。**

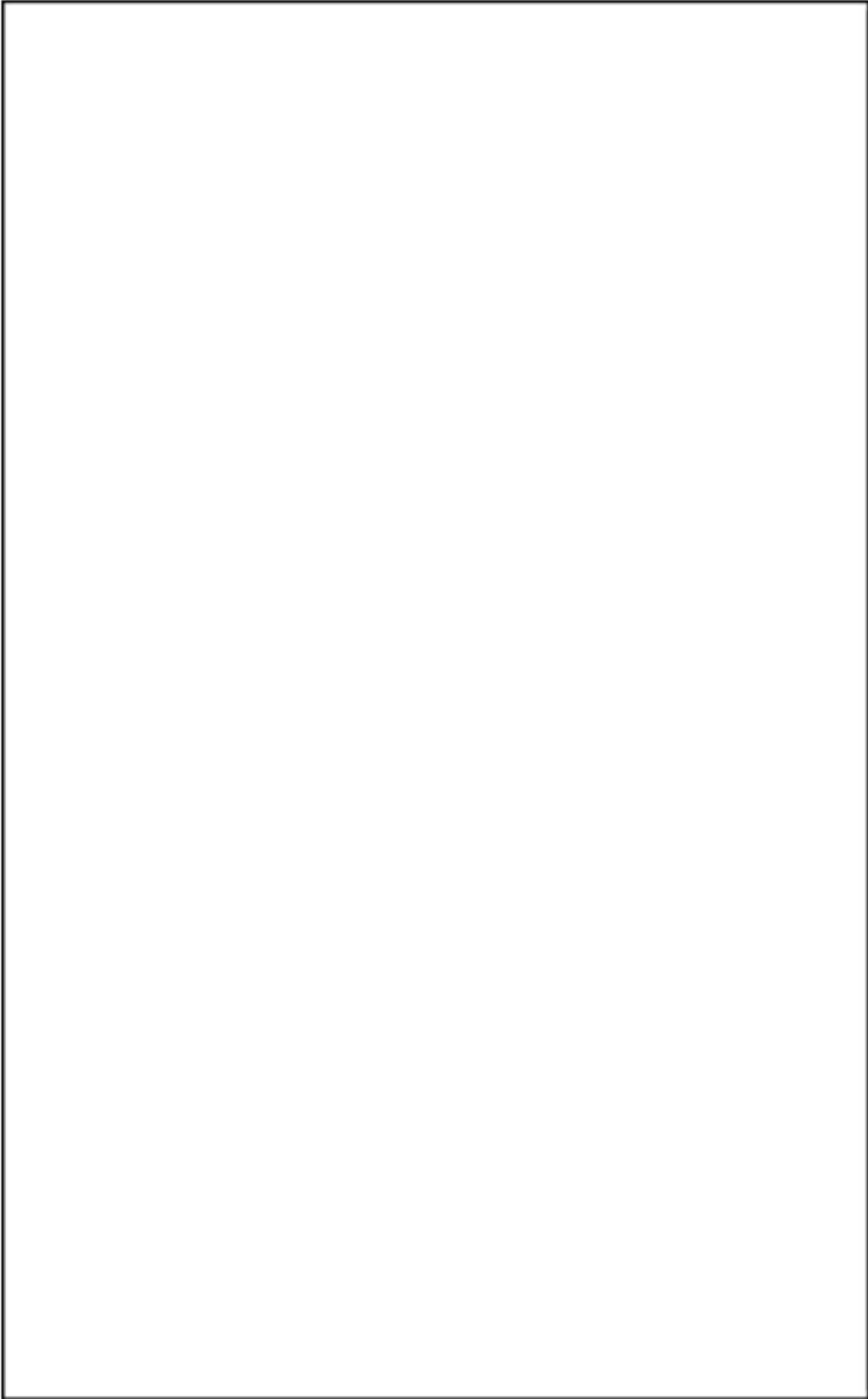
納容器の過圧破損防止機能を有する特定重大事故等対処施設を設置する。

原子炉格納容器の過圧破損防止機能の概略系統図を第 10.14.6.1 図に示す。

#### 10.14.6.2 設計方針



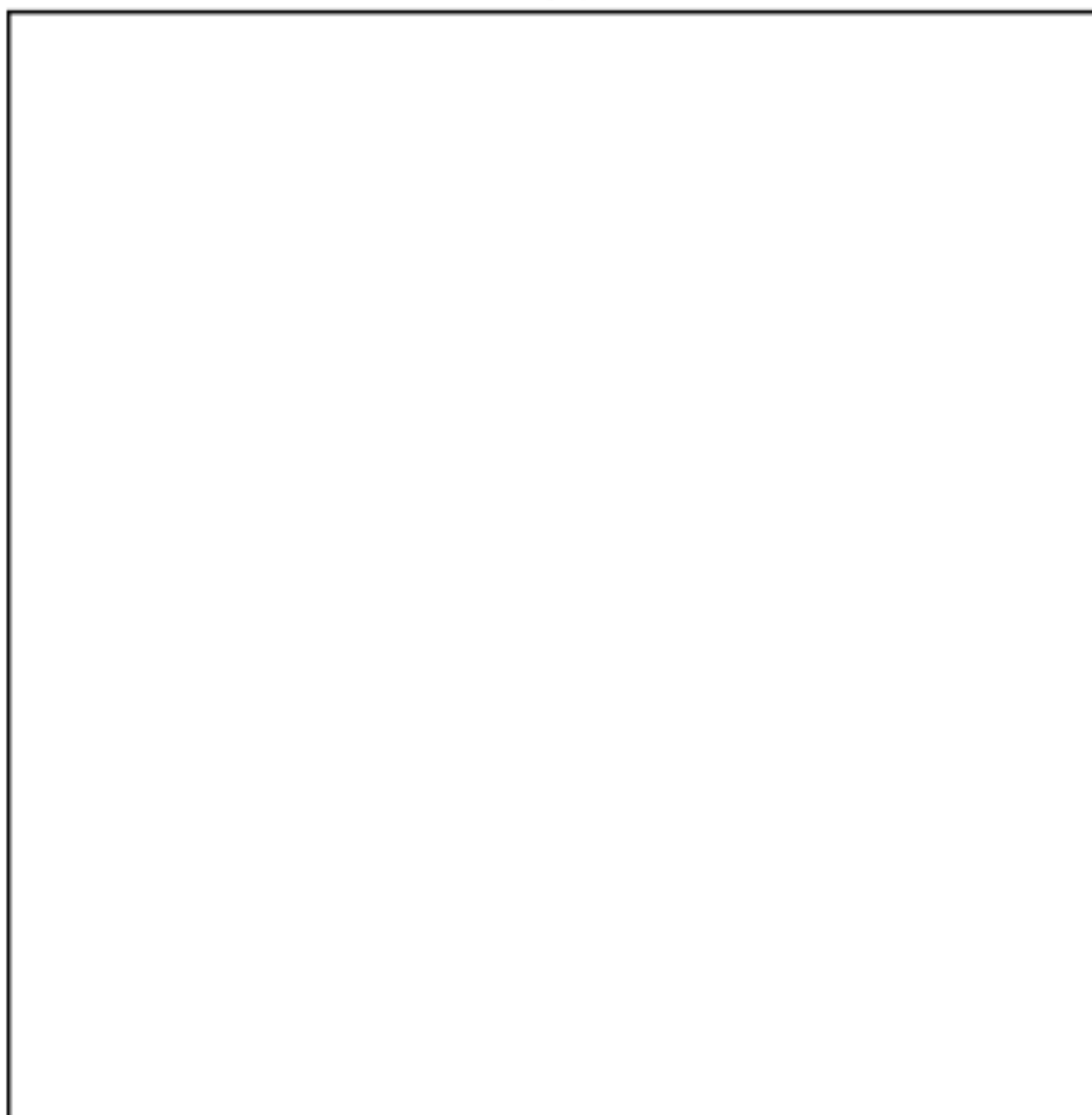
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



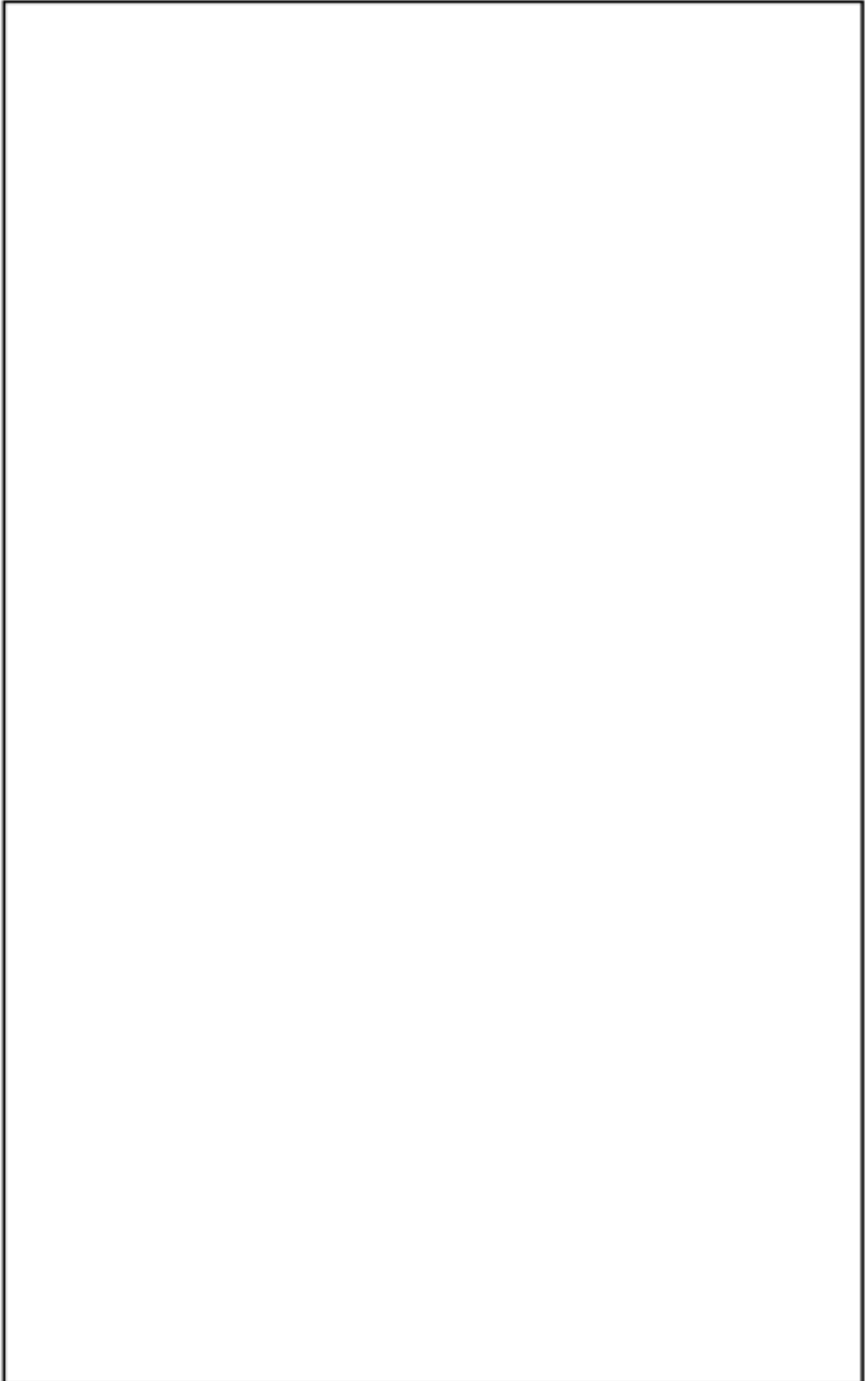
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



#### 10.14.6.2.1 多重性又は多様性、独立性、位置的分散



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。



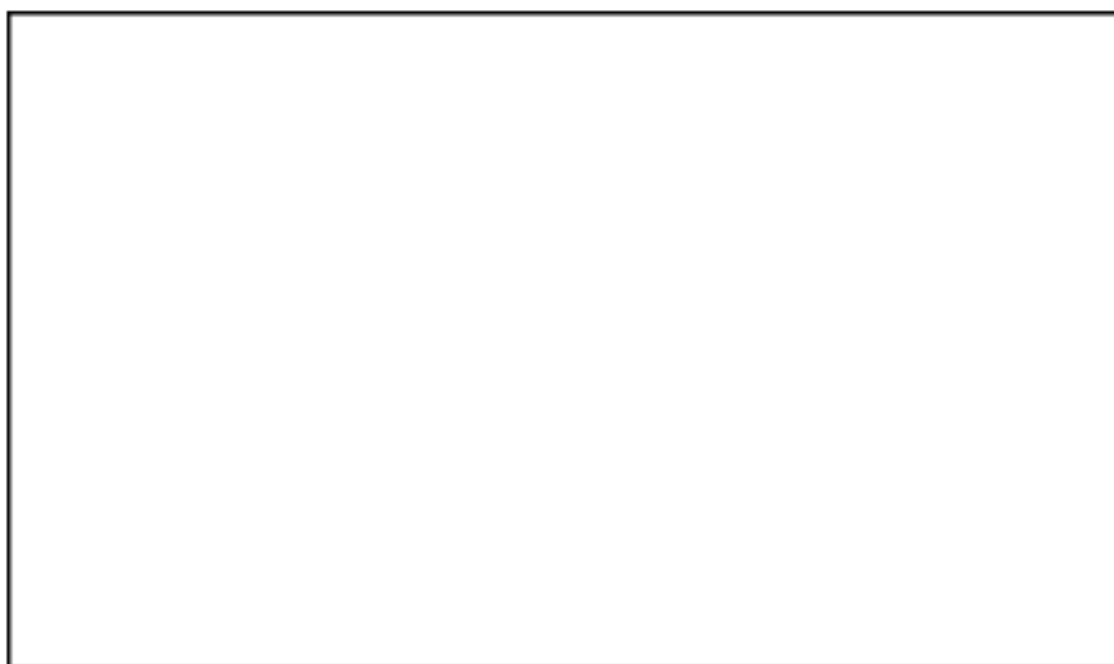
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



10.14.6.2.2 悪影響防止



10.14.6.2.3 容量等



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。

#### 10.14.6.2.4 環境条件等



#### 10.14.6.2.5 操作性の確保



#### 10.14.6.3 主要設備及び仕様



#### 10.14.6.4 試験検査



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。



#### 10.14.6.5 信頼性向上を図るための設計方針



#### 10.14.7 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能

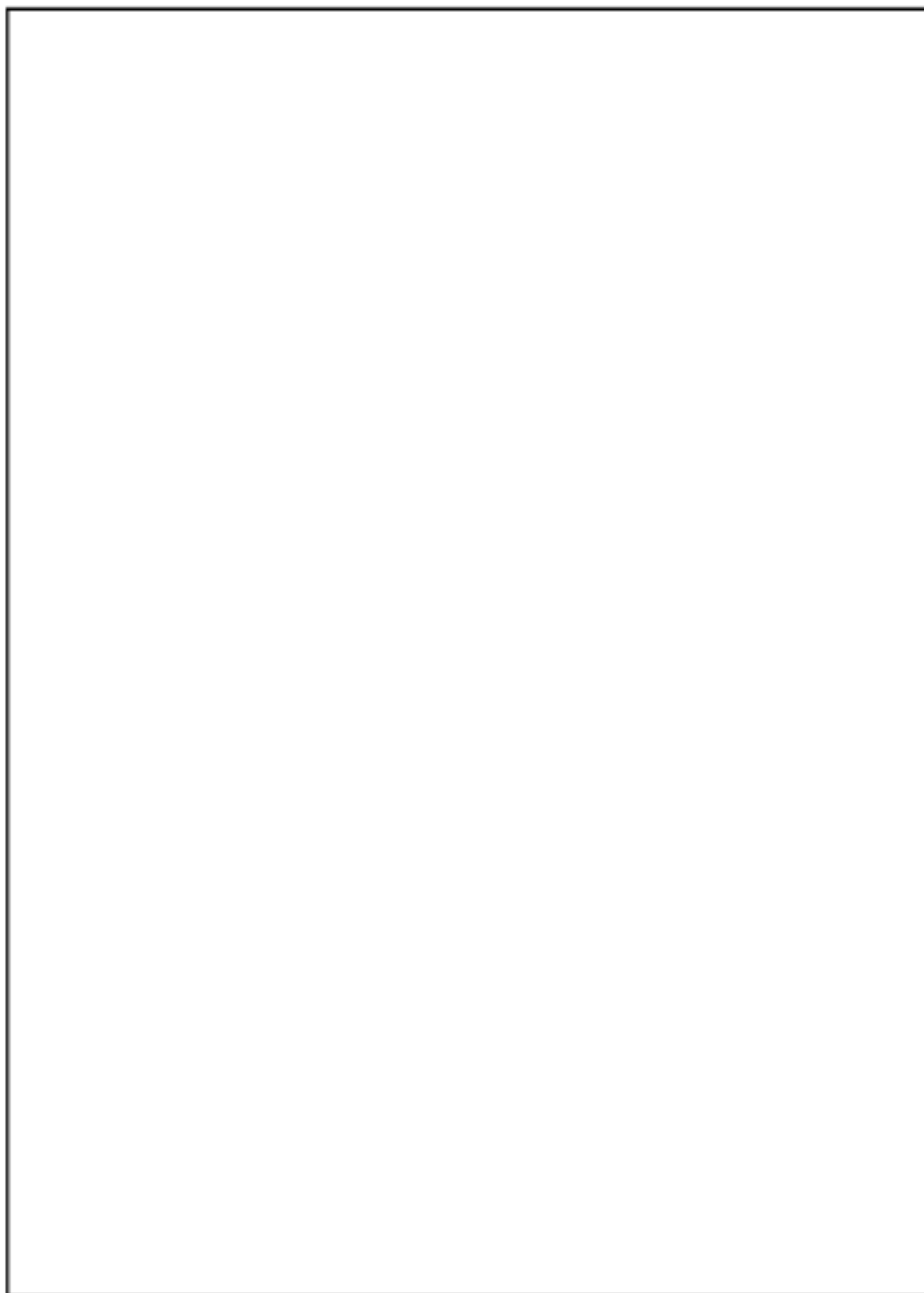
##### 10.14.7.1 概要

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、原子炉格納容器の破損を防止するため、水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能を有する特定重大事故等対処施設を設置する。

##### 10.14.7.2 設計方針



**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。**



#### 10.14.7.2.1 多重性又は多様性、独立性、位置的分散



**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。**



10.14.7.2.2 悪影響防止



10.14.7.2.3 容量等



10.14.7.2.4 環境条件等



**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。**



#### 10.14.7.3 主要設備及び仕様



#### 10.14.7.4 試験検査



#### 10.14.7.5 信頼性向上を図るための設計方針



### 10.14.8 電源設備

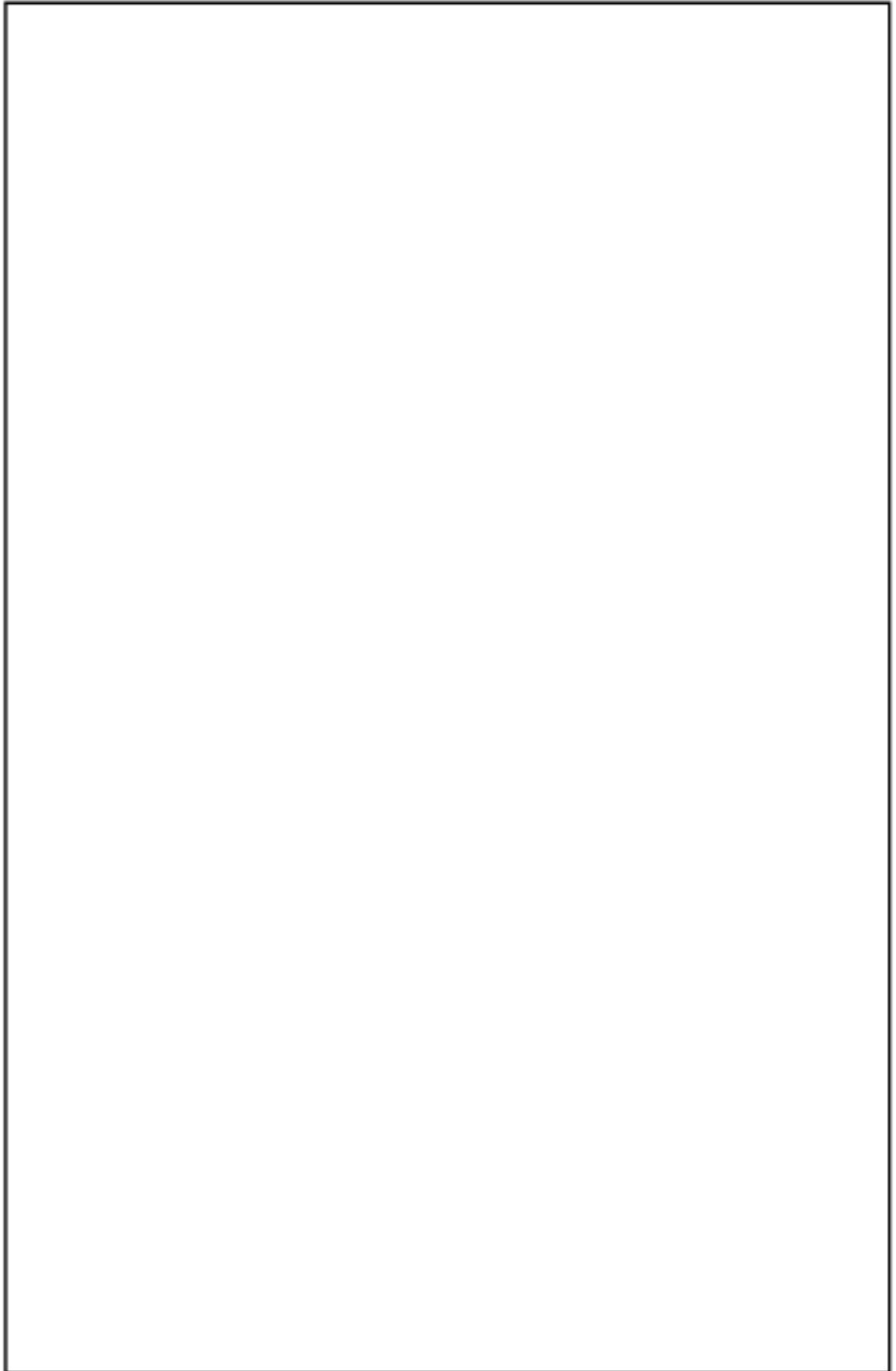
#### 10.14.8.1 概要

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な機器へ電力を供給するための電源設備を設置する。

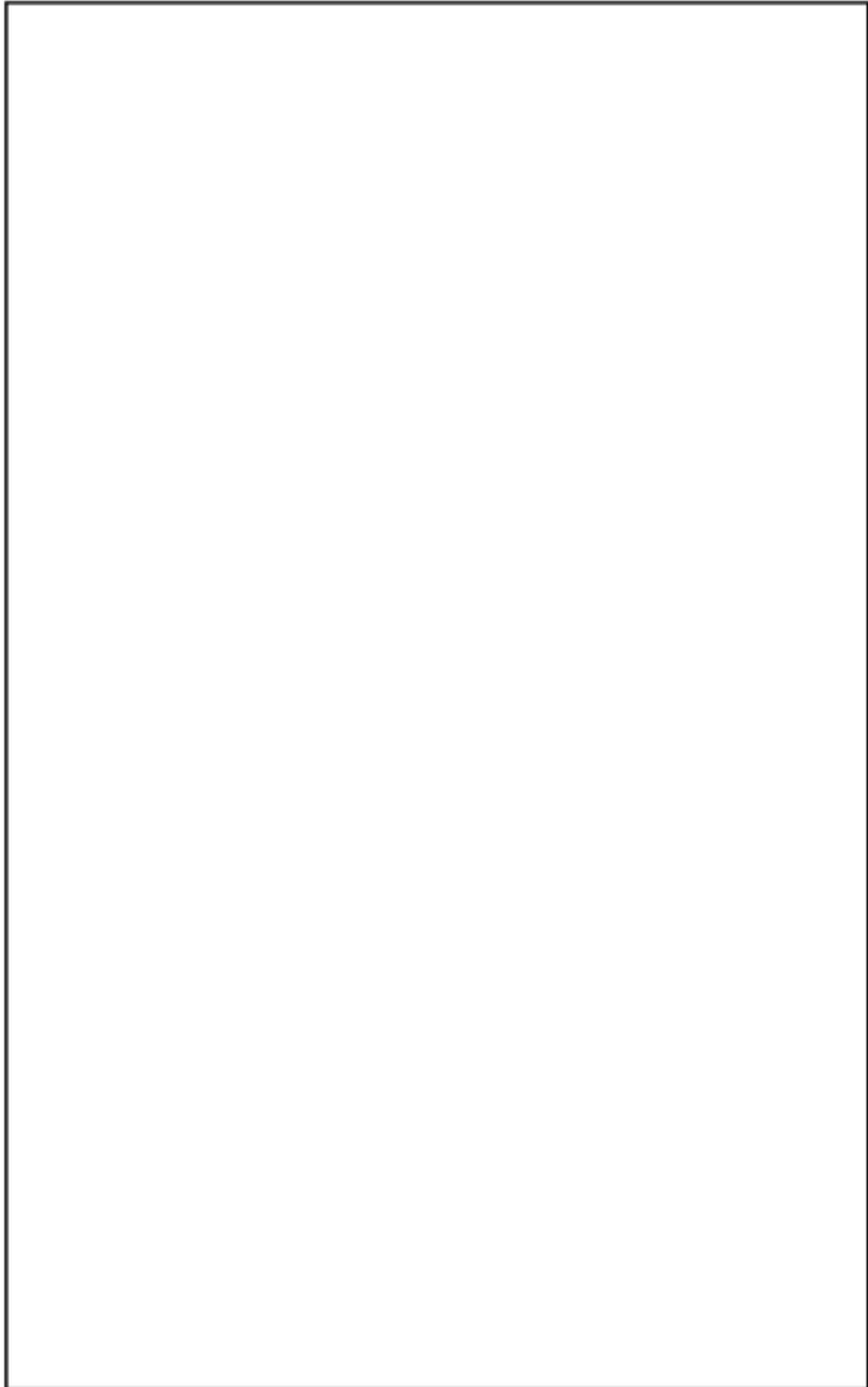
電源設備の概略系統図を第 10.14.8.1 図に示す。

**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。**

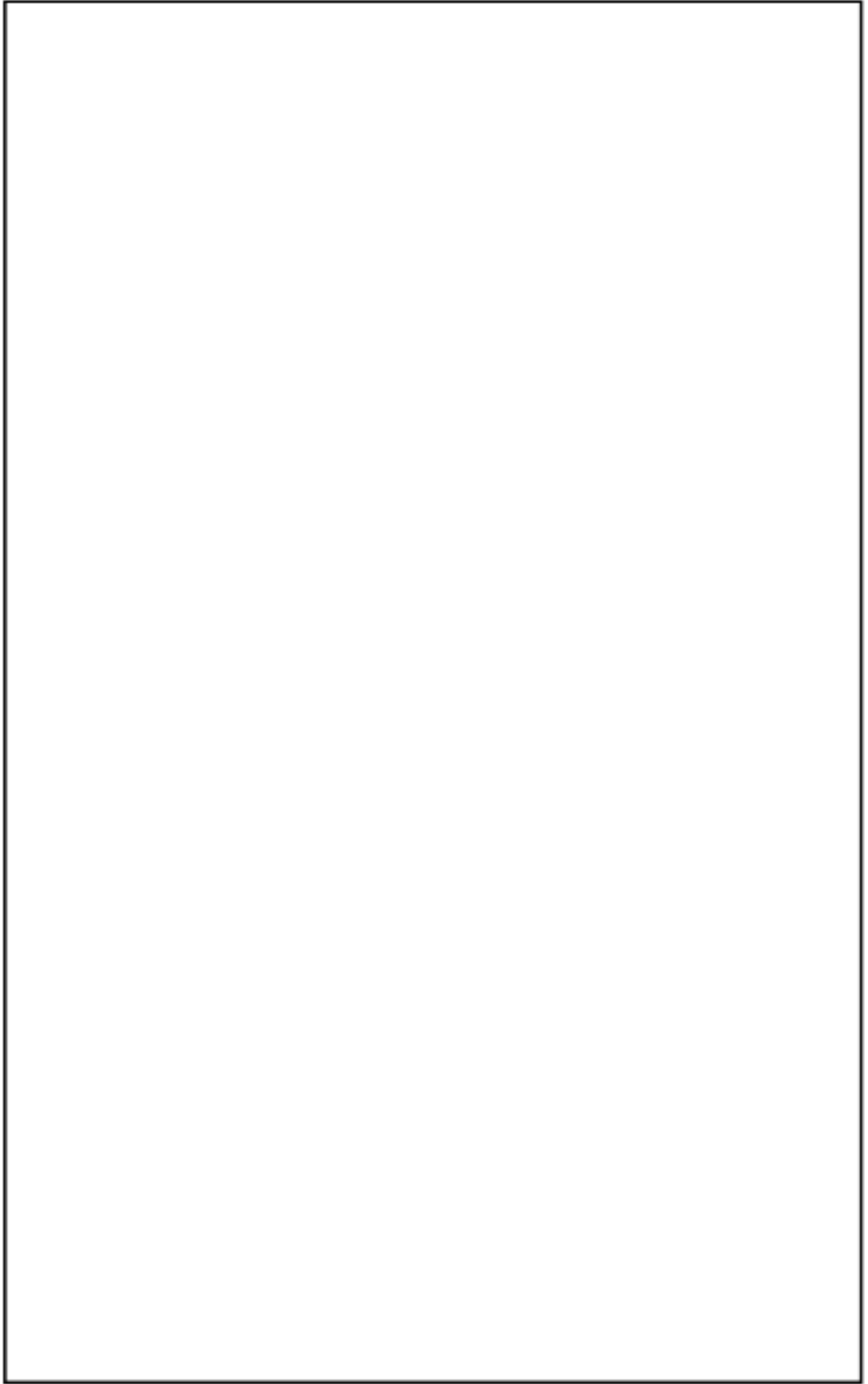
#### 10.14.8.2 設計方針



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。



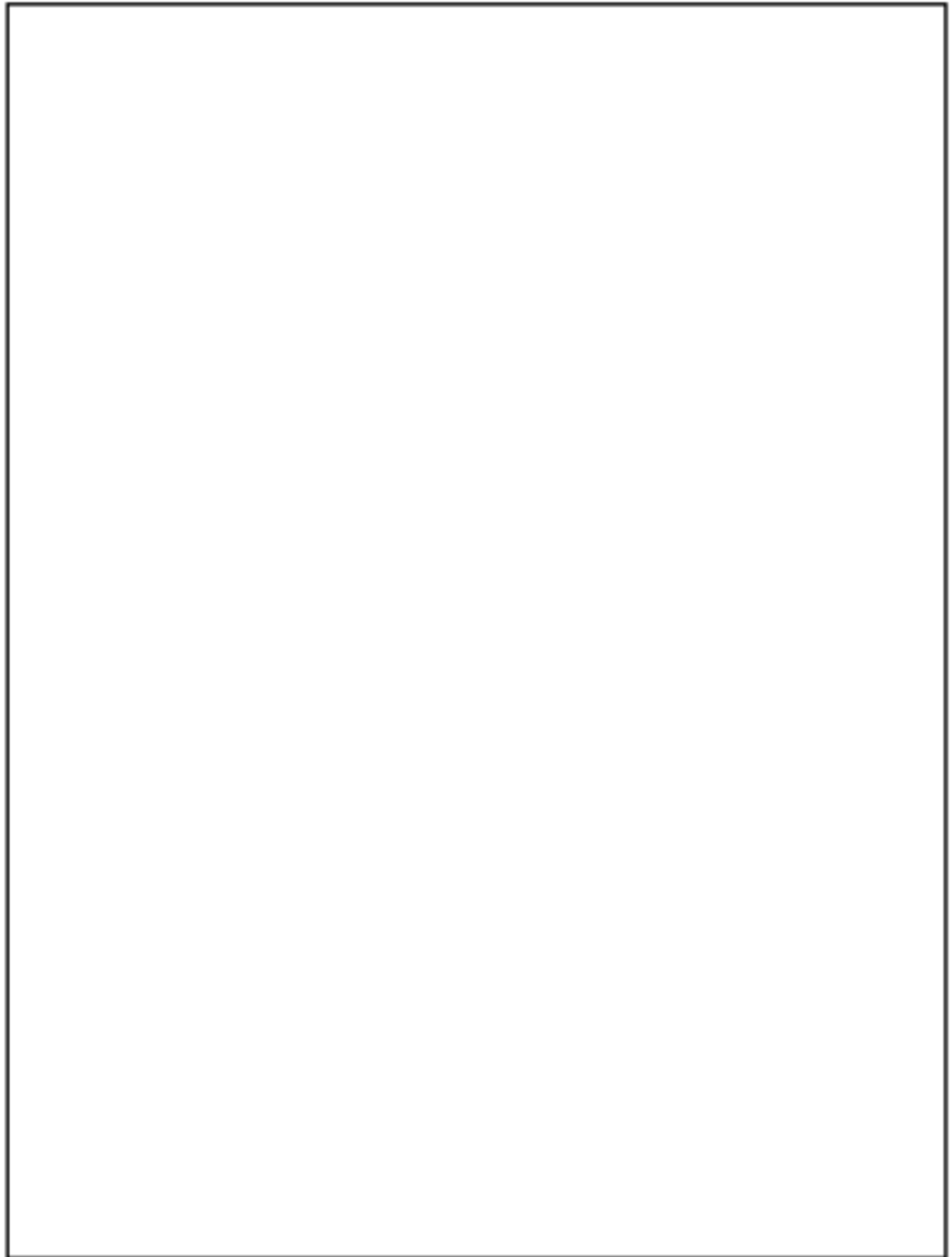
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



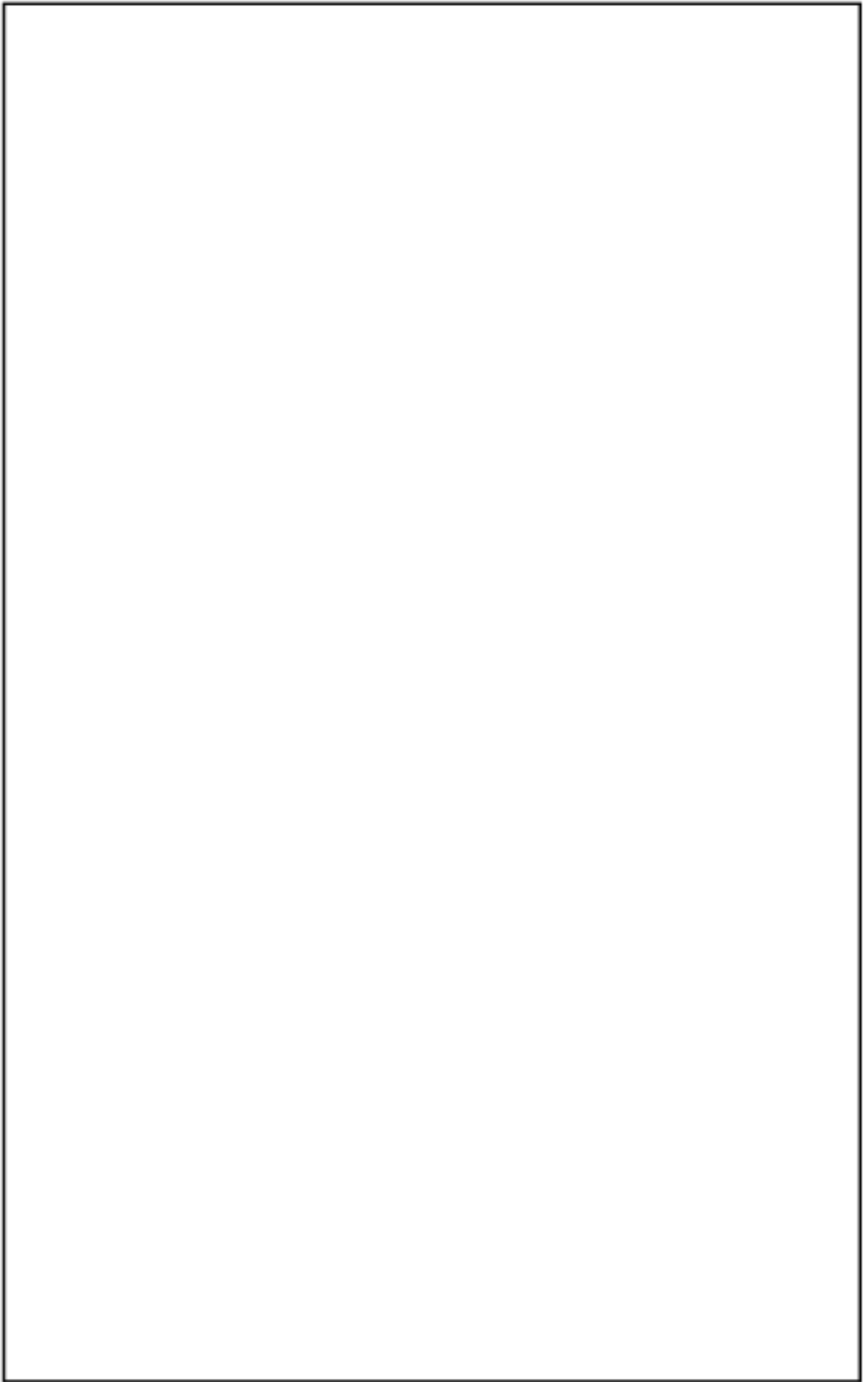
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



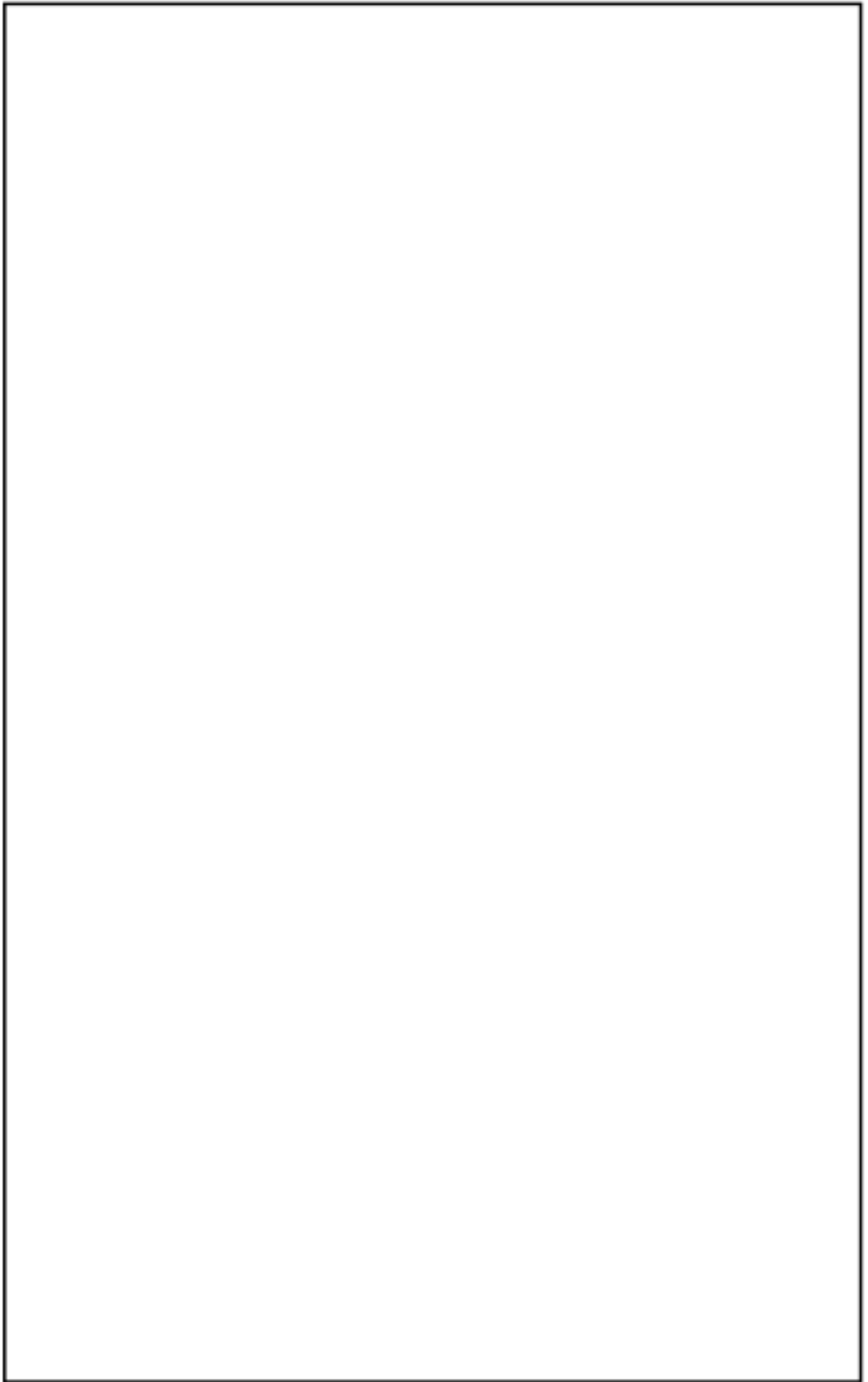
10.14.8.2.1 多重性又は多様性、独立性、位置的分散



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。



10.14.8.2.2 悪影響防止



10.14.8.2.3 共用の禁止

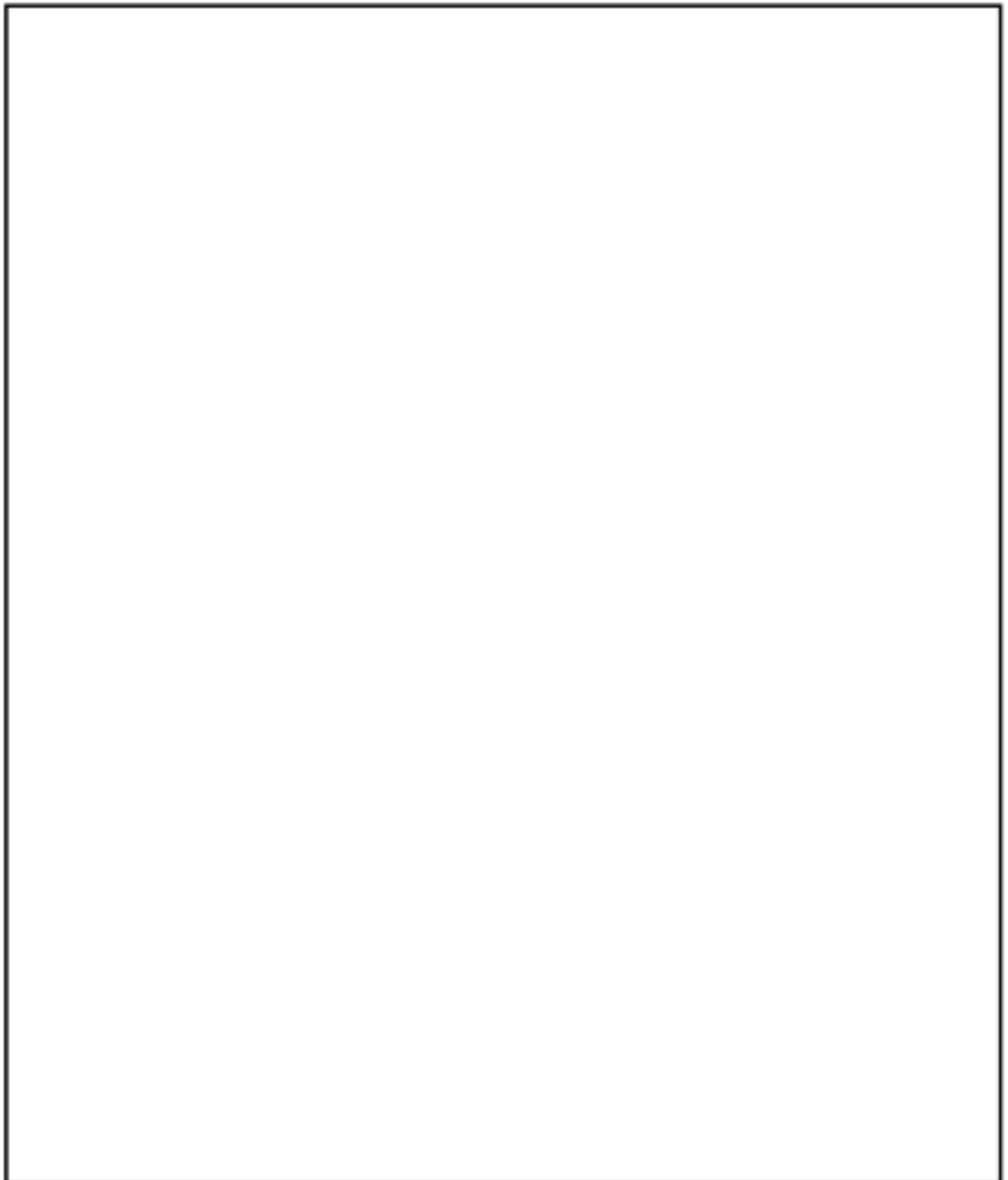


**枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。**

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。



#### 10.14.8.2.4 容量等



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。



#### 10.14.8.2.5 環境条件等



#### 10.14.8.2.6 操作性の確保



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。



#### 10.14.8.3 主要設備及び仕様



#### 10.14.8.4 試験検査



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。

#### 10.14.8.5 信頼性向上を図るための設計方針



#### 10.14.9 計装設備

##### 10.14.9.1 概要

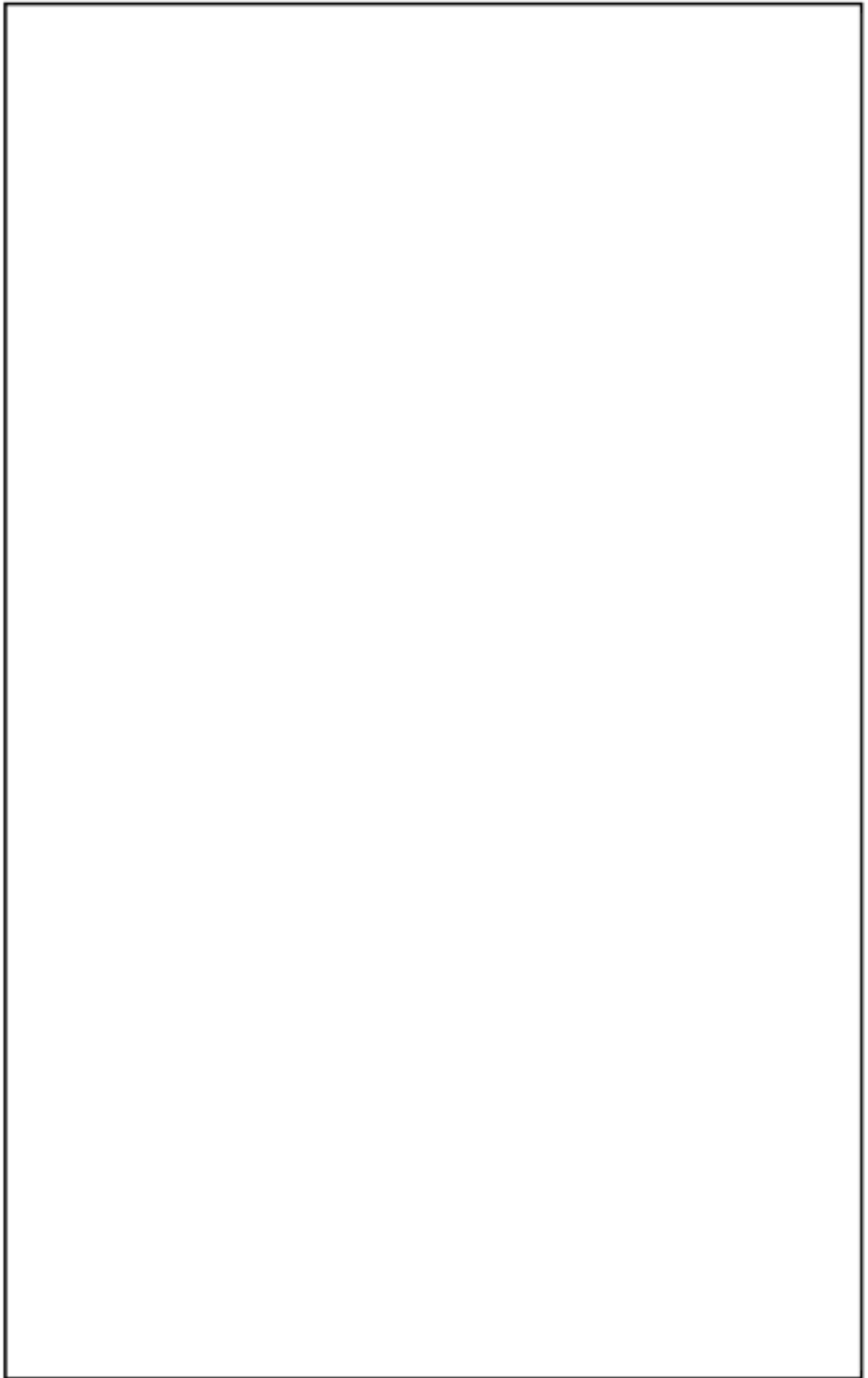
原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、原子炉格納容器の破損を防止するために必要なプラント状態を把握及び特定重大事故等対処施設を構成する設備を監視するための計測機能を有する計装設備を設置する。

計装設備の概略系統図を第 10.14.9.1 図から第 10.14.9.2 図に示す。

##### 10.14.9.2 設計方針

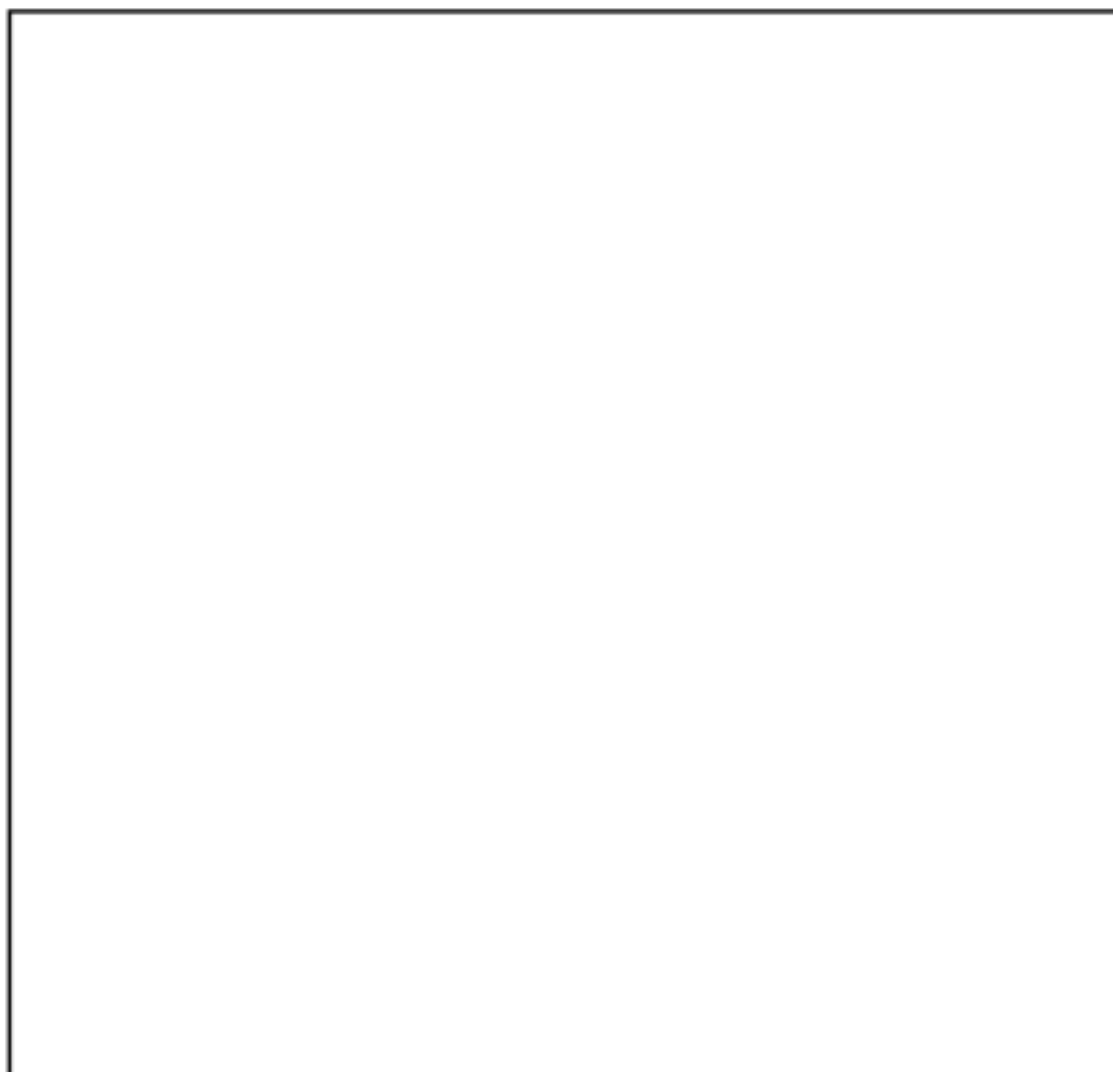


**枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。**



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。

10.14.9.2.1 多重性又は多様性、独立性、位置的分散



10.14.9.2.2 悪影響防止



10.14.9.2.3 容量等



**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。**

10.14.9.2.4 環境条件等

10.14.9.3 主要設備及び仕様

10.14.9.4 試験検査

10.14.9.5 信頼性向上を図るための設計方針

10.14.10 通信連絡設備

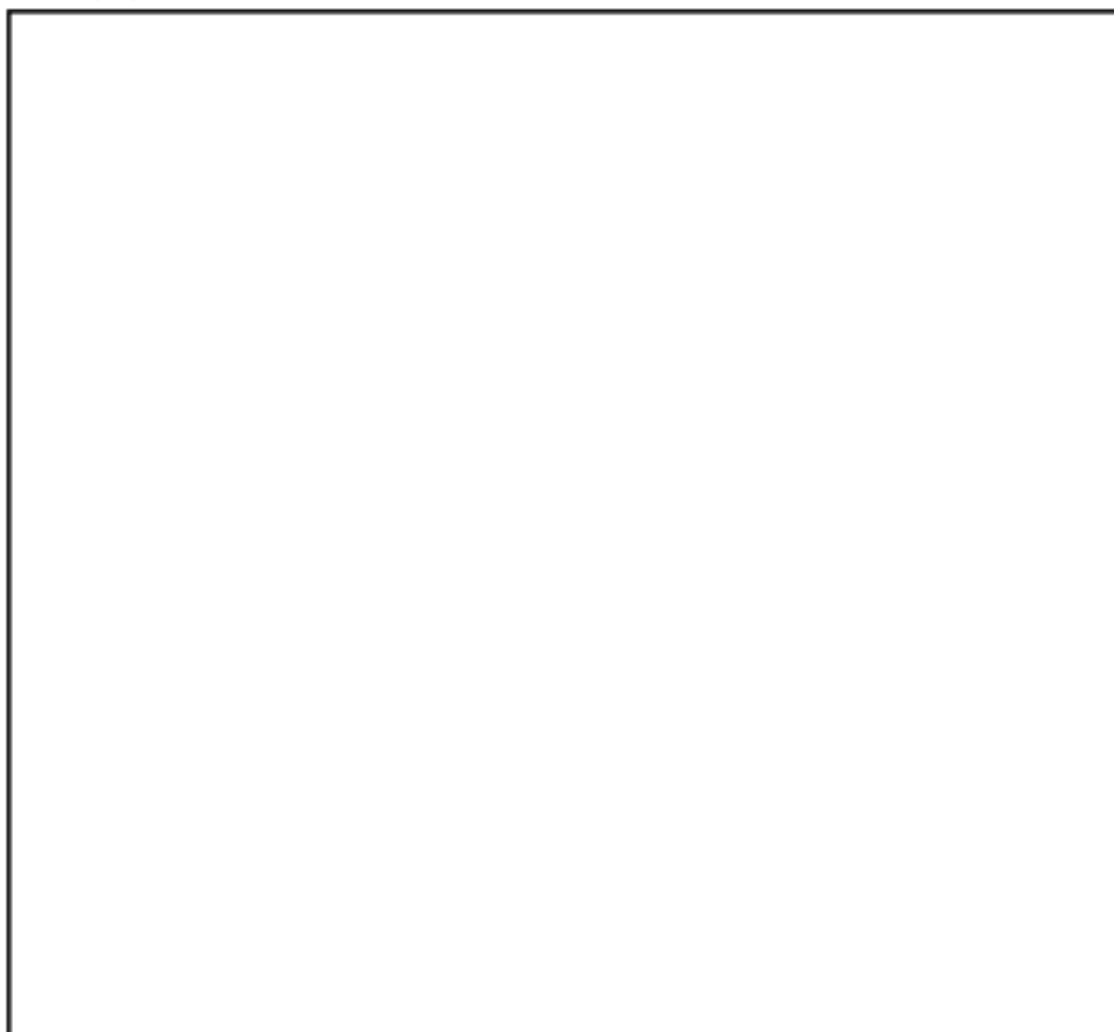
10.14.10.1 概要

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。

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するための緊急時制御室において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備を設置する。

通信連絡設備の概略系統図を第 10.14.10.1 図に示す。

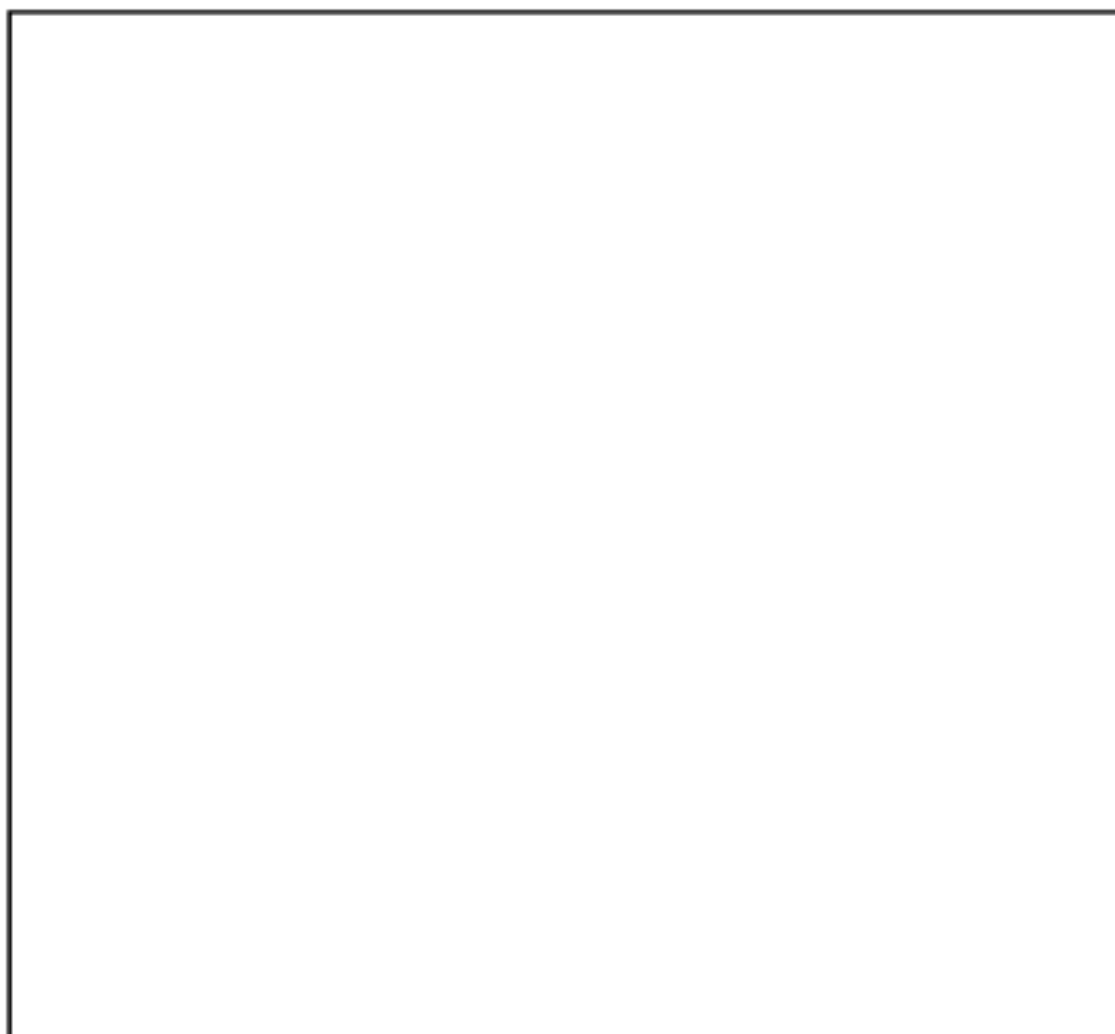
#### 10.14.10.2 設計方針



##### 10.14.10.2.1 多重性又は多様性、独立性、位置的分散



**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。**



10.14.10.2.2 悪影響防止



10.14.10.2.3 共用の禁止



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。

10.14.10.2.4 容量等

10.14.10.2.5 環境条件等

10.14.10.2.6 操作性の確保

10.14.10.3 主要設備及び仕様

10.14.10.4 試験検査

**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。**



#### 10.14.10.5 信頼性向上を図るための設計方針



#### 10.14.11 緊急時制御室

##### 10.14.11.1 概要

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な特定重大事故等対処施設を構成する設備の制御機能を有する緊急時制御室を設置する。

緊急時制御室の概略系統図を第 10.14.11.1 図に示す。

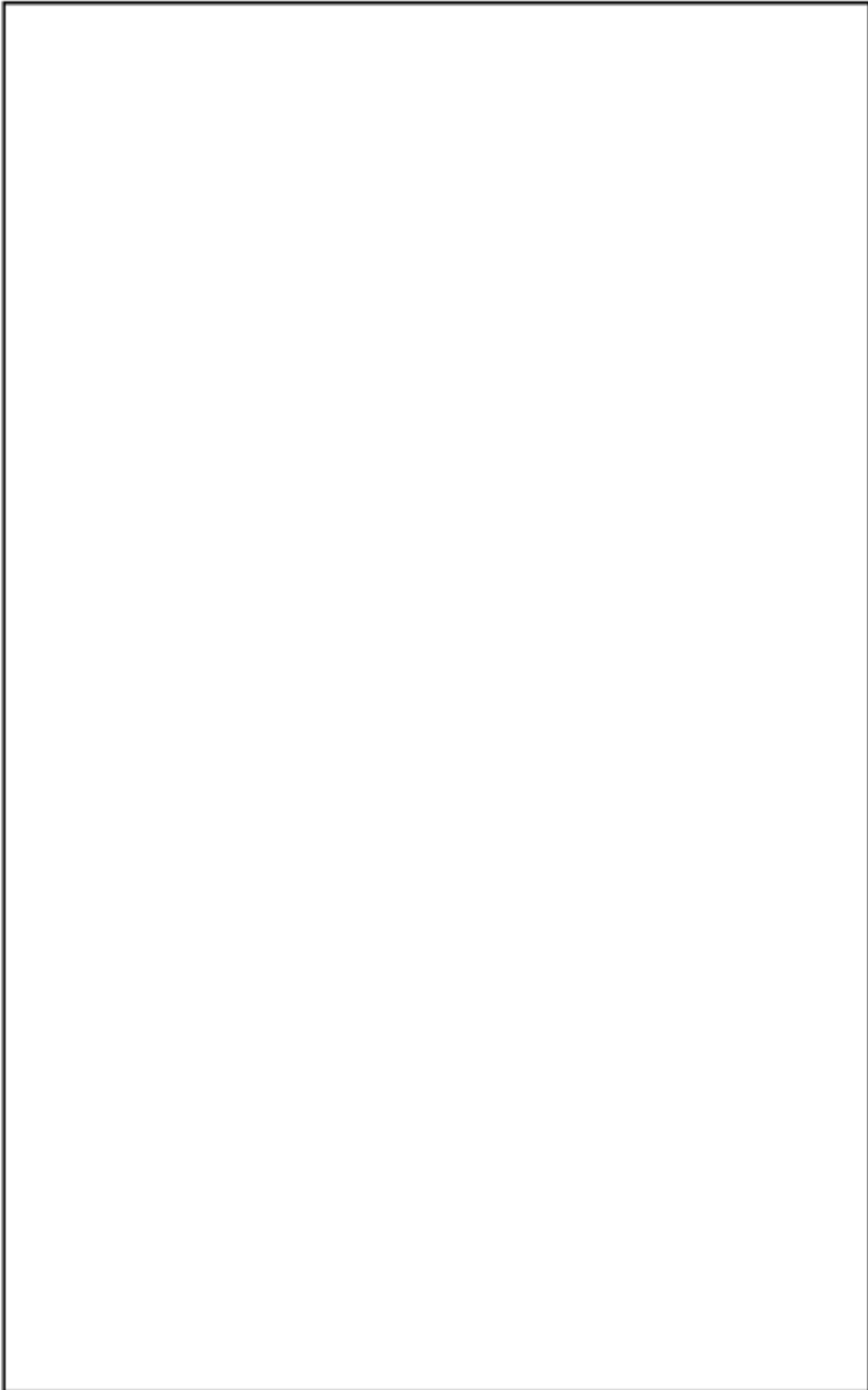
##### 10.14.11.2 設計方針



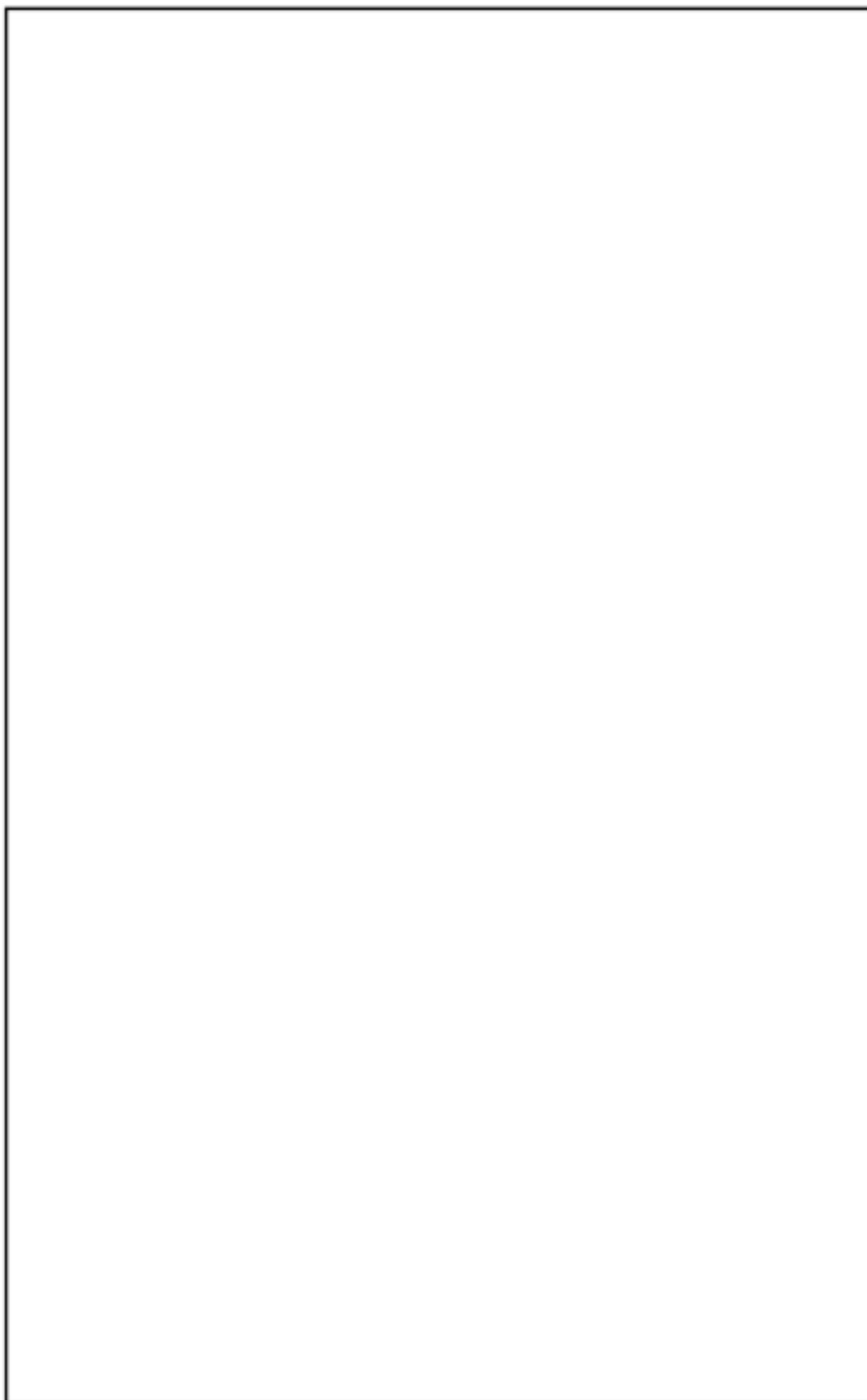
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



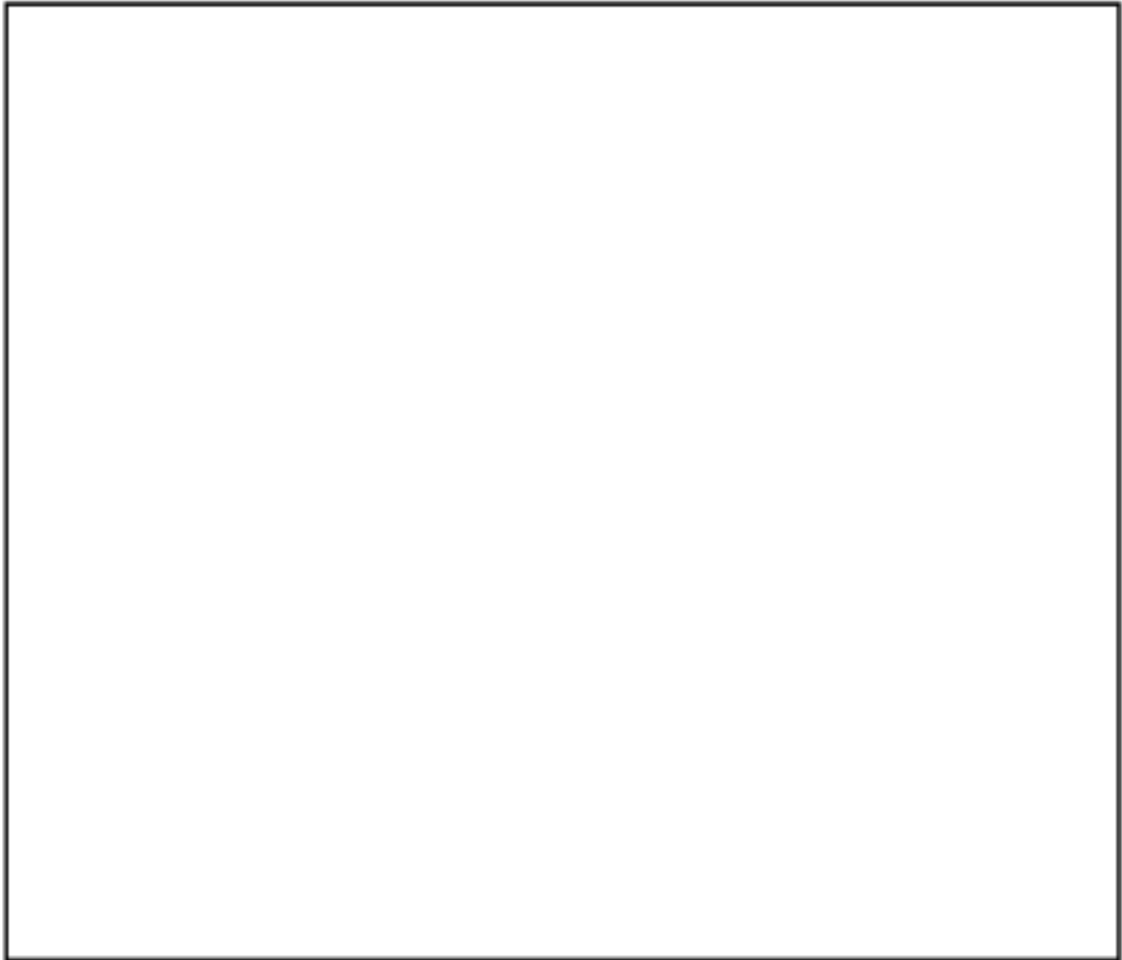
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



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。



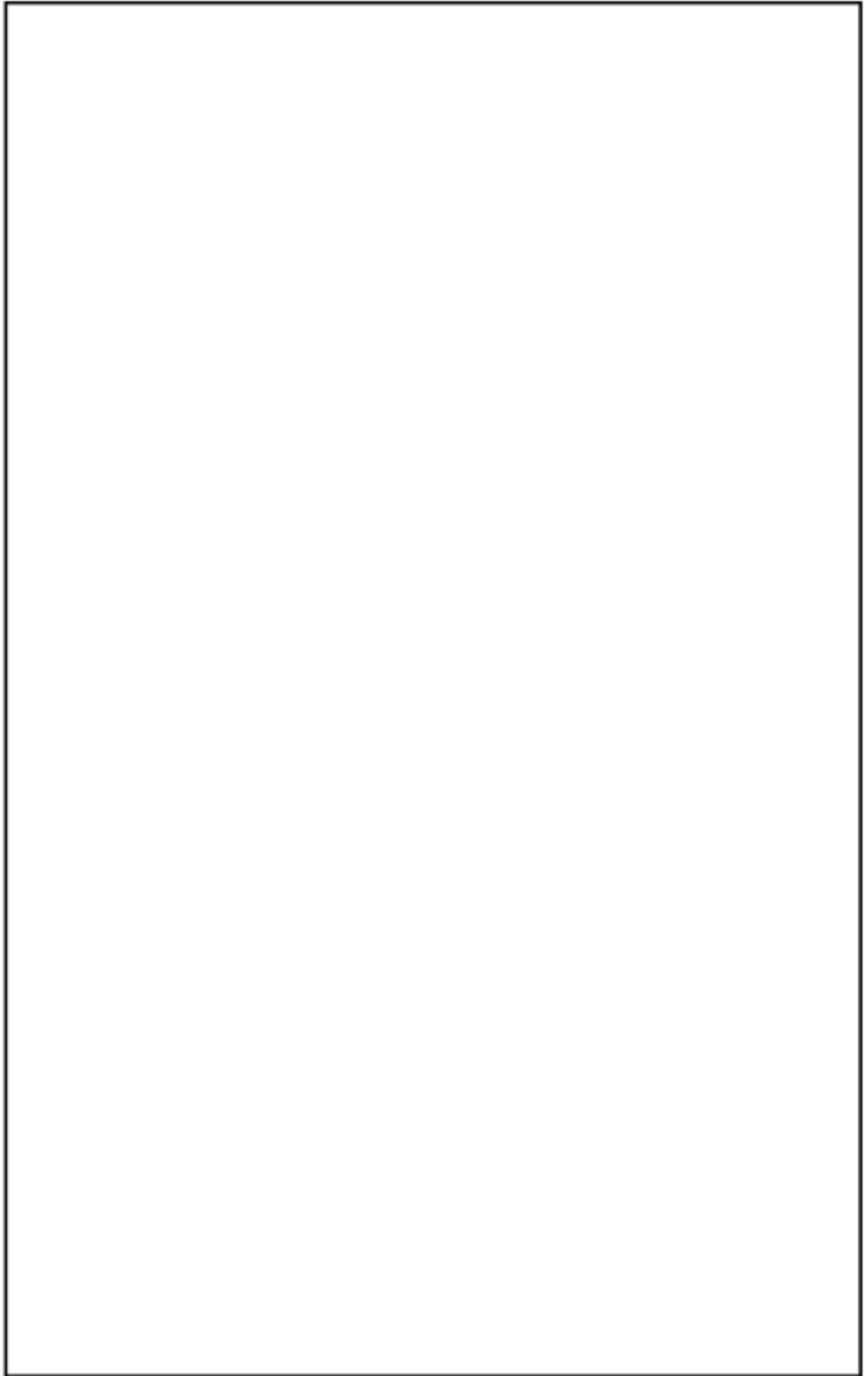
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



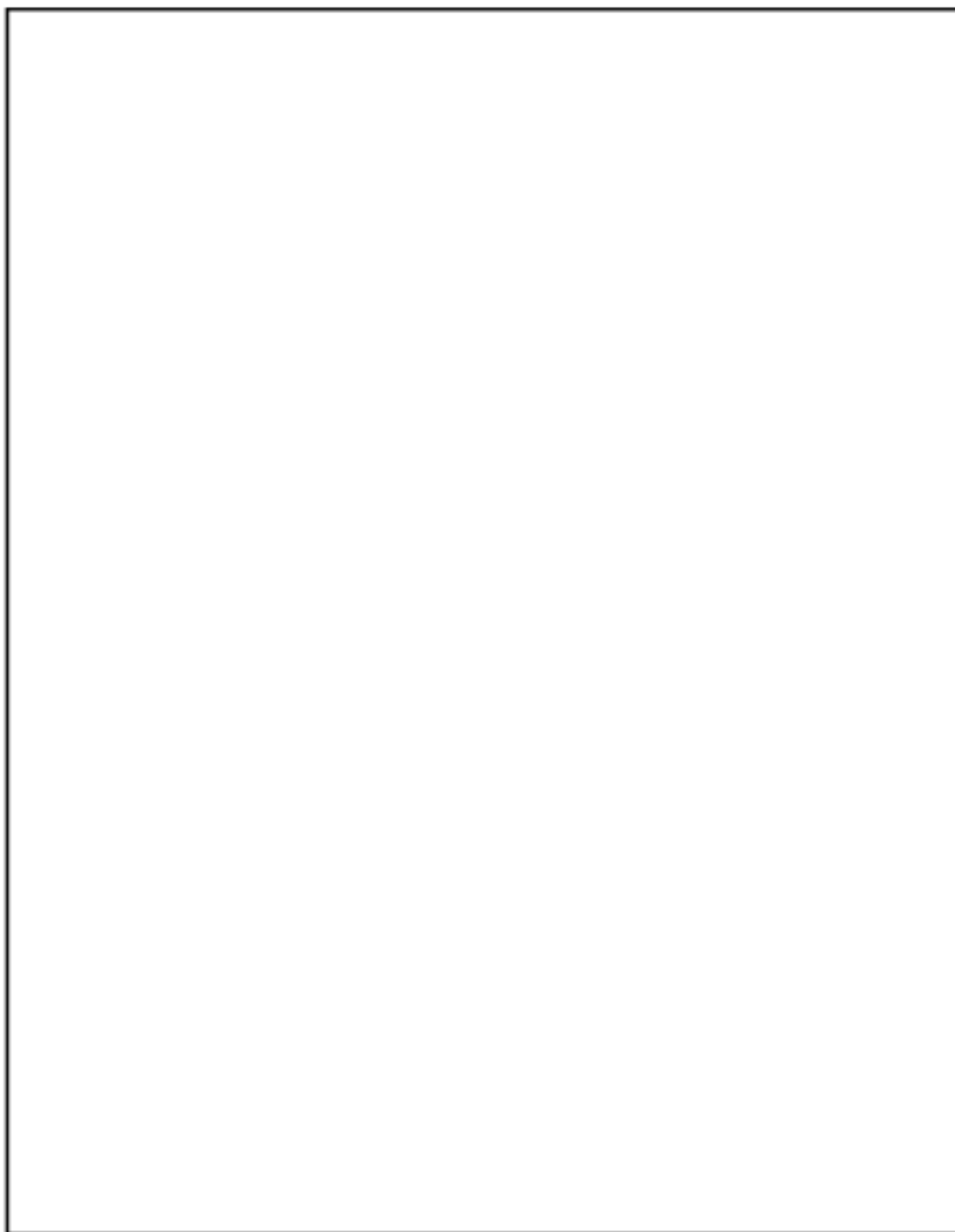
10.14.11.2.1 多重性又は多様性、独立性、位置的分散



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。



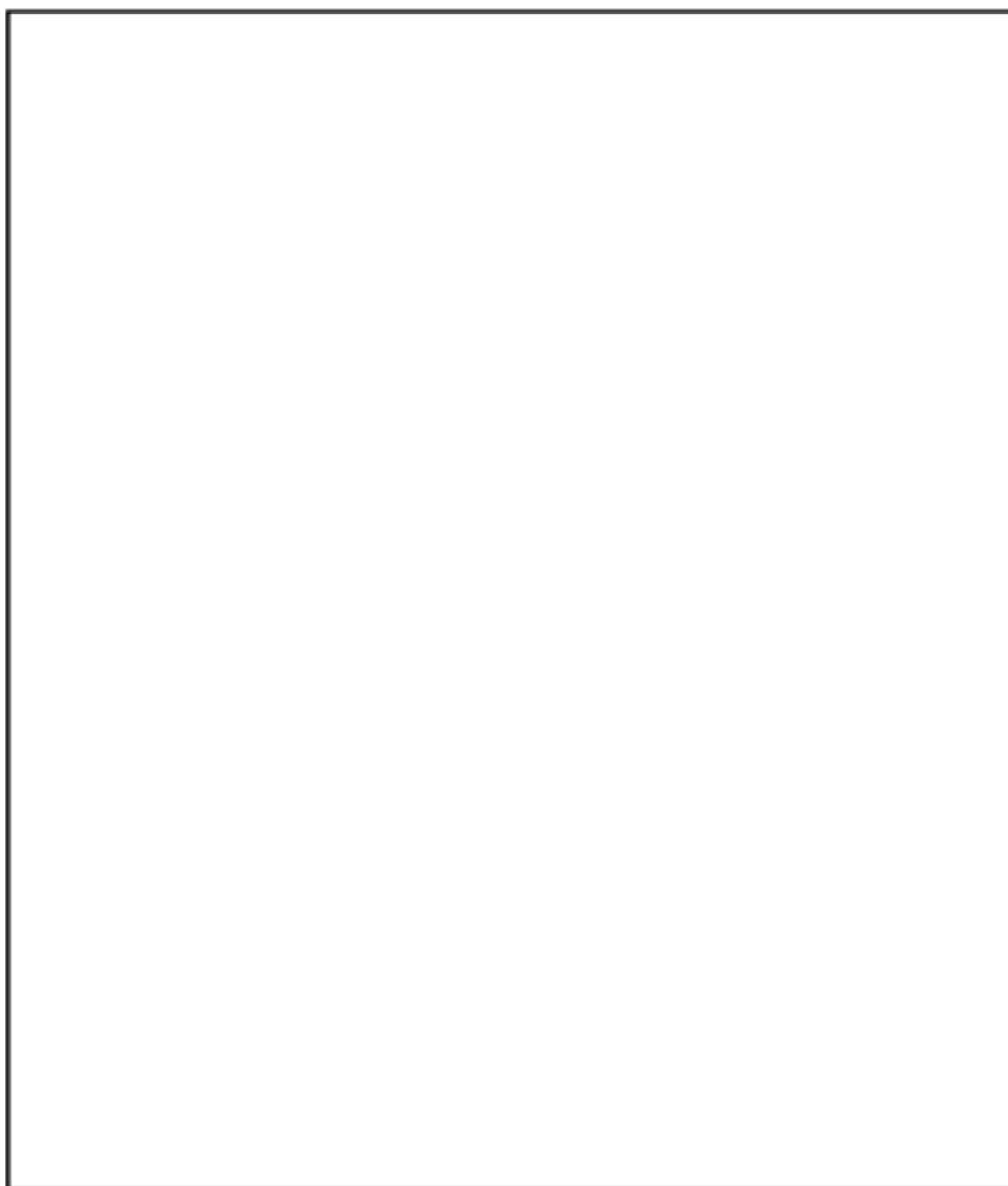
10.14.11.2.2 悪影響防止



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。



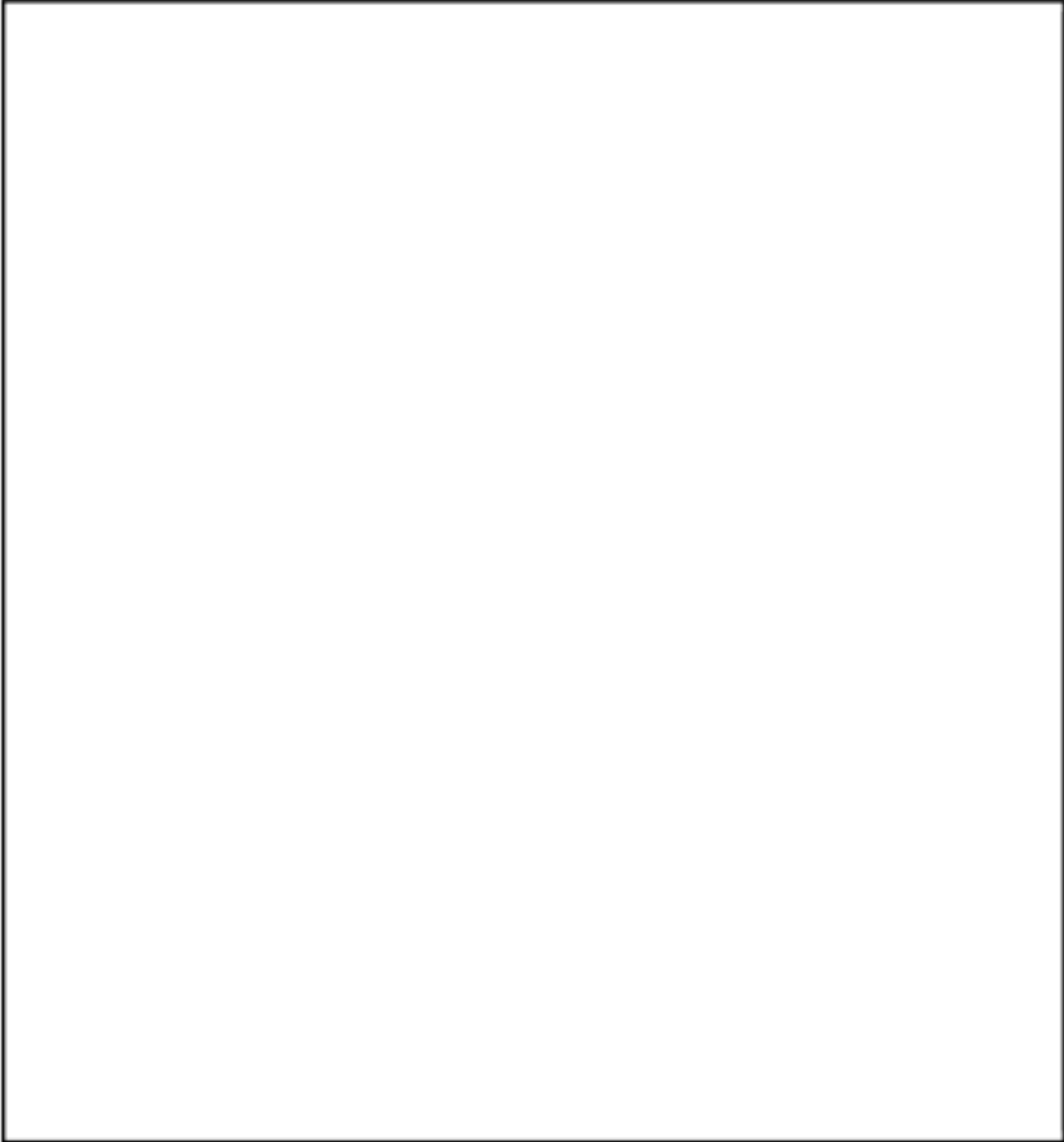
#### 10.14.11.2.3 共用の禁止



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。



10.14.11.2.4 容量等



10.14.11.2.5 環境条件等



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。



10.14.11.2.6 操作性の確保



10.14.11.3 主要設備及び仕様



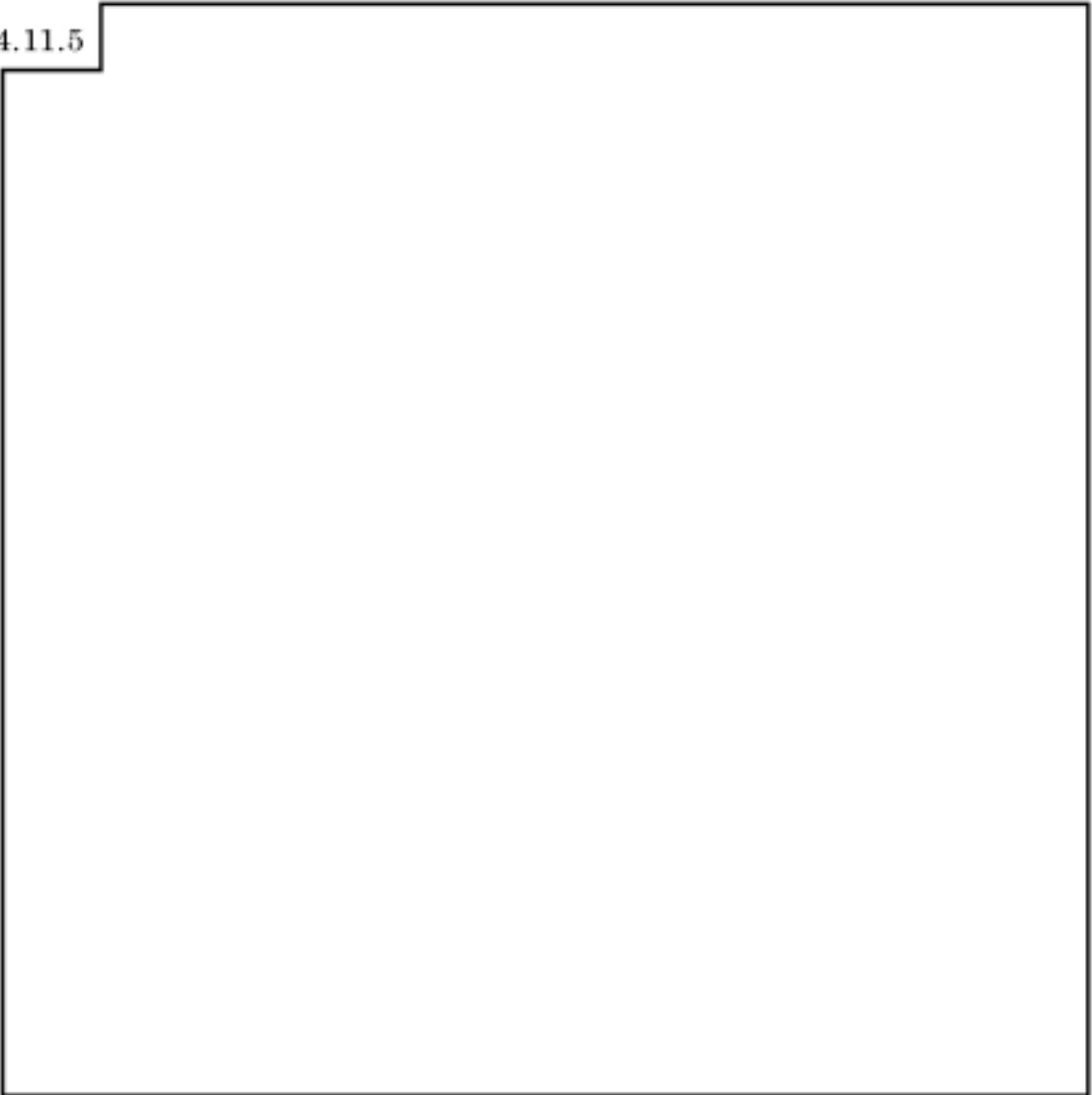
10.14.11.4 試験検査



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。



10.14.11.5



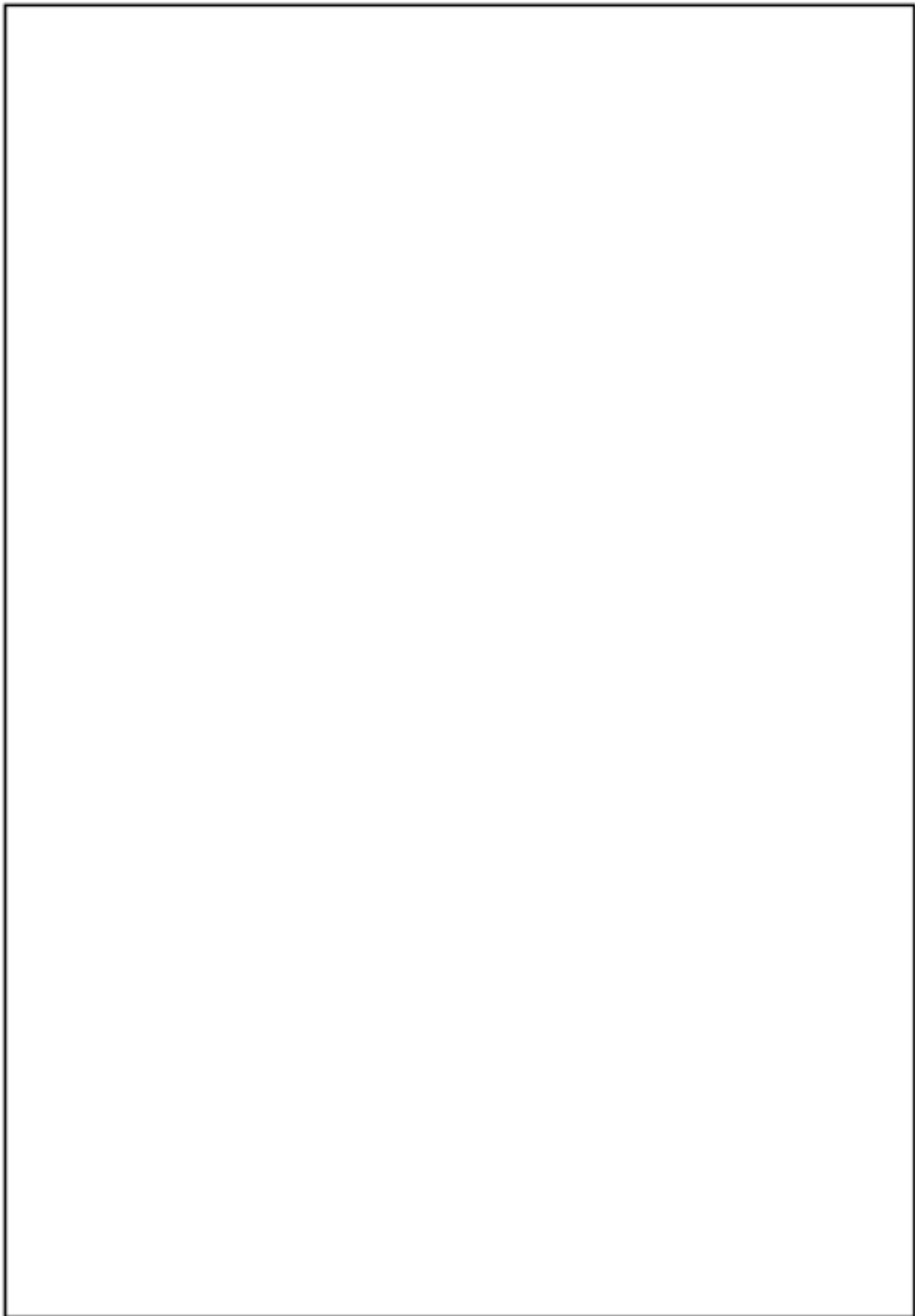
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



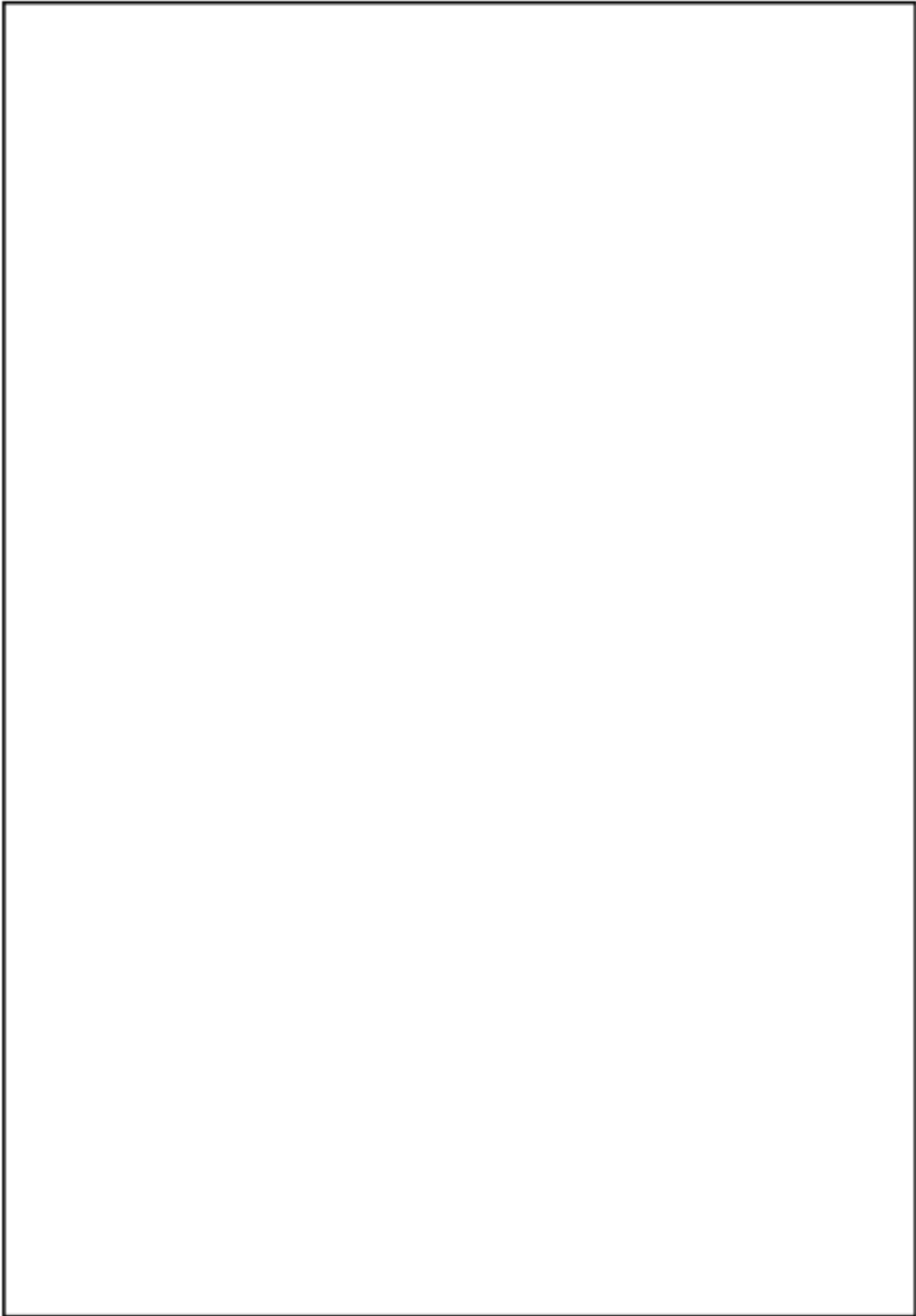
10.14.11.6 信頼性向上を図るための設計方針



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。

## 10.15 使用済燃料輸送容器保管建屋（1号、2号、3号及び4号炉共用）

### 10.15.1 概要

使用済燃料を発電所外に搬出する場合は、使用済燃料輸送容器に装てんして輸送するが、輸送作業を効率的に行うため、使用済燃料輸送容器を一時保管できる使用済燃料輸送容器保管建屋を設置する。

また、本建屋には、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料を装てんしたあるいは取り出した後のウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料輸送容器の一時保管場所としても使用する。

使用済燃料輸送容器保管建屋の平面図及び断面図を第10.14.1図に示す。

### 10.15.2 主要設備

使用済燃料輸送容器保管建屋には、輸送容器を最大8基（使用済燃料輸送容器及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料輸送容器合計）保管できる設計とする。設備仕様の概略を第10.14.1表に示す。

## 10.16 保修点検建屋

1次冷却材ポンプ等の機器の点検及び工具（当社発電所間共用の保修・検査装置等）の事前点検、調整、保管等を効率的に行い、使用時に十分な信頼性を確保するため保修点検建屋（1号、2号、3号及び4号炉共用）を設置する。

保修点検建屋の設備仕様の概略を第10.16.1表、平面図を第10.16.1図に示す。

第 10.1.1 表 メタルクラッド開閉装置の設備仕様 (1 / 2)

構成及び仕様

	受電盤	き電盤	計器用変圧器盤
型式	屋内用鋼板製単位閉鎖垂直自立形		
個数	約 16	約 46	約 14
定格電圧	6.9kV		
電気方式	60Hz 3相 3線 抵抗接地式		
電源引込方式	バスダクト又はケーブルによる		
フィーダ引出方式	ケーブルによる		
母線電流容量	3,000A	2,000A	

遮断器

項目	受電用	き電用
型式	SF <sub>6</sub> ガス遮断器	
個数	約 16	約 60
極数	3極	
操作方式	電動蓄勢バネ操作(DC125V)	
絶縁階級	6号	
定格電圧	7.2kV	
定格電流	3,000A	2,000A 1,200A
遮断電流	44kA	
定格遮断時間	5サイクル	
引きはずし自由方式	電氣的、機械的	
投入方式	バネ式	

第 10.1.1 表 メタルクラッド開閉装置の設備仕様 (2 / 2)

動力変圧器

項 目	非常用母線用	常用母線用
個 数	2	4
型 式	屋内用 3 相乾式変圧器	
冷 却 方 式	自 冷	
周 波 数	60Hz	
容 量	約 2,300kVA	
結 線	一次：星形      二次：三角形	
定 格 電 圧	一次：6.6kV (5 タップ) (6.3、6.45、6.6、6.75、6.9 kV) 二次：460V	
絶 縁	H 種	

第 10.1.2 表 パワーセンタの設備仕様

構成及び仕様

	受電盤	母線連絡盤	き電盤	変圧器盤
型 式	屋内用鋼板製閉鎖垂直自立形			
個 数	約 6	約 6	約 30	約 6
定 格 電 圧	600V			
電 気 方 式	60Hz	3 相	3 線	非接地式
電源引込方式	バスダクト又はケーブルによる			
フィーダ引出方式	ケーブルによる			
母線電流容量	3,000A (主母線)		1,600A (分岐母線)	

遮断器

項 目	受電用	母線連絡用	き電用
型 式	低圧気中遮断器		
個 数	約 6	約 6	約 90
極 数	3 極		
操 作 方 式	電動蓄勢パネ操作(DC125V)		
定 格 電 圧	600V		
定 格 電 流	3,000A	3,000A	1,600A
遮断電流 (交流分実効値)	65kA	65kA	42kA
引きはずし自由方式	電氣的、機械的		

第 10.1.3 表 直流電源設備の設備仕様

(1) 蓄電池

型式	鉛蓄電池
組数	3
容量	約 2,400A・h×2 組 (安全防護系用) 約 4,000A・h×1 組 (一般用)
電圧	129V (浮動充電時)

(2) 充電器

型式	鋼板製垂直自立閉鎖形 自動電圧調整装置付シリコン整流器
個数	4
充電方式	浮動
冷却方式	自冷
交流入力	3相 60Hz 440V
直流出力	129V (浮動充電時) 常用：約 350A×2 個及び約 900A×1 個 後備：約 900A×1 個

(3) 直流き電盤

型式	鋼板製垂直自立閉鎖形配電用遮断器内蔵
個数	3
母線容量	約 600A×2 個及び約 3,000A×1 個

第 10.1.4 表 計測制御用電源設備の設備仕様

(1) 非常用

a. 計器用電源（無停電電源装置）

型 式	静止型インバータ
個 数	4（1個当たり）
容 量	約 10kVA
出力電圧	115V

(2) 常用

a. 計器用電源（変圧器）

型 式	乾式
個 数	7
容 量	約 10kVA ×2 個（後備）
	約 20kVA ×1 個（常用）
	約 30kVA ×1 個（常用）
	約 50kVA ×1 個（常用）
	約 40kVA ×1 個（常用）
	約 60kVA ×1 個（常用）
出力電圧	115V 又は 100V

b. 計器用電源（無停電電源装置）

型 式	静止型インバータ
個 数	1
容 量	約 50kVA
出力電圧	100V

第 10.1.5 表 ディーゼル発電機の設備仕様

(1) エンジン

台 数	2
出 力	約 5,400kW (1 台当たり)
起動方式	圧縮空気起動
使用燃料	A 重油

(2) 発 電 機

台 数	2
型 式	横置回転界磁 3 相同期発電機
容 量	約 6,750kVA (1 台当たり)
力 率	0.8 (遅れ)
電 圧	6,900V
周 波 数	60Hz

(3) 燃料油貯油そう

種 類	横置円筒形
容 量	約 125m <sup>3</sup> (1 基当たり)
基 数	4
取付箇所	E.L. - 3.2m

第 10.2.1 表 電源設備（常設）の設備仕様

(1) 空冷式非常用発電装置

種 類	空冷式ディーゼル発電機
台 数	2
容 量	約 1,825kVA（1 台当たり）
電 圧	6,600V

(2) 燃料油貯油そう（重大事故等時のみ 3 号及び 4 号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用電源設備
- ・ 代替電源設備
- ・ 補機駆動用燃料設備

種 類	横置円筒形
基 数	8
容 量	約 125m <sup>3</sup> （1 基当たり）
使用燃料	A 重油

(3) 号機間電力融通恒設ケーブル（3 号及び 4 号炉共用）

組 数	1
電 圧	6,600V

(4) ディーゼル発電機（重大事故等時のみ 3 号及び 4 号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用電源設備
- ・ 代替電源設備

エンジン

台 数	4
-----	---

出力	約 5,400kW (1 台当たり)
起動方式	圧縮空気起動
使用燃料	A 重油

#### 発電機

台数	4
型式	横置回転界磁 3 相同期発電機
容量	約 6,750kVA (1 台当たり)
力率	0.8 (遅れ)
電圧	6,900V
周波数	60Hz

#### (5) 蓄電池 (安全防護系用)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用電源設備
- ・ 代替電源設備

型式	鉛蓄電池
組数	2
容量	約 2,400A・h (1 組当たり)
電圧	129V (浮動充電時)

#### (6) 蓄電池 (3 系統目)

型式	鉛蓄電池
組数	1
容量	約 3,000A・h
電圧	143V (浮動充電時)

#### (7) 代替所内電気設備変圧器

個数	1
----	---

容 量	約 300kVA
電 圧	6,600V/460V

(8) 代替所内電気設備分電盤

個 数	1
電 圧	440V

第 10.2.2 表 電源設備（可搬型）の設備仕様

(1) タンクローリー（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 代替電源設備
- ・ 補機駆動用燃料設備

台 数	2（予備 1 台）
容 量	3m <sup>3</sup> 以上（1 台当たり）

(2) 号機間電力融通予備ケーブル（3号及び4号炉共用）

組 数	1（予備 1）
電 圧	6,600V

(3) 電源車

型 式	空冷式ディーゼル発電機
台 数	2（予備 1 <sup>*1</sup> ）
容 量	約 610kVA（1 台当たり）
電 圧	6,600V

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

(4) 可搬式整流器

整流器

個 数	1（予備 1 <sup>*1</sup> ）
最大出力	約 15kVA（1 個当たり）
出力電圧	0～150V
出力電流	0～100A

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

降圧変圧器

個 数	1 (予備 1 <sup>*1</sup> )
容 量	約 30kVA (1 個当たり)
電 圧	440V/210V
周 波 数	60Hz

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設

第 10.3.1 表 送電線の設備仕様

(「常用電源設備」及び「非常用電源設備」と兼用)

	高 浜 線	青 葉 線	高浜連絡線
公 称 電 圧	500kV	500kV	77kV
回 線 数	2	2	1
導 体 サ イ ズ	ACSR 410mm <sup>2</sup> 4 導 体	TACSR 810mm <sup>2</sup> 4 導 体	ACSR 330mm <sup>2</sup> 1 導 体
送 電 容 量	約 2,780MW	約 5,540MW	約 92.3MW
亘 長	約 30km (新綾部変電所 まで)	約 30km (新綾部変電所 まで)	約 9km (高浜変電所 まで)
備 考	1号、2号、 3号及び4号炉 共用	1号、2号、 3号及び4号炉 共用	1号、2号、 3号及び4号炉 共用

第 10.3.2 表 特高開閉所機器の設備仕様

500kV 母線（1号、2号、3号及び4号炉共用）

型 式	相分離 SF <sub>6</sub> ガス絶縁方式
定 格 電 圧	550kV
電 流 容 量	4,000A
定格短時間電流	50kA 2サイクル

遮断器

	主変圧器用 遮断器	起動変圧器用 遮断器	500kV 送電 線路用遮断器	500kV 母線 連絡用遮断器
個 数	1	1	4	2
定格電圧	550kV	550kV	550kV	550kV
定格電流	2,000A	2,000A	4,000A	4,000A
定格遮断 容量	50kA	50kA	50kA	50kA
備 考	—	3号及び 4号炉共用	1号、2号、 3号及び 4号炉共用	1号、2号、 3号及び 4号炉共用
	500kV 母線区分用遮断器		予備変圧器用遮断器	
個 数	2		1	
定格電圧	550kV		84kV	
定格電流	4,000A		1,200A	
定格遮断 容量	50kA		31.5kA	
備 考	1号、2号、 3号及び4号炉共用		1号、2号、 3号及び4号炉共用	

第 10.3.3 表 発電機、励磁装置及び発電機負荷開閉器の設備仕様

(1) 発電機

型 式	横置回転界磁 3 相同期タービン発電機
容 量	約 970,000kVA
力 率	90%遅れ
電 圧	23,000V
相	3 相
周波数	60Hz
回転数	約 1,800rpm
結線法	星形
冷却法	水素内部冷却

(2) 励磁装置

名 称	主励磁機	副励磁機
型 式	ブラシレス励磁	永久磁石回転界磁形
個 数	1	1
容 量	約 3,600kW	約 40kVA
電 圧	DC 440V	125V
回 転 数	約 1,800rpm	約 1,800rpm
駆動方法	発電機と直結	発電機と直結

(3) 発電機負荷開閉器

定格電圧	25kV
定格電流	26,000A
個 数	1

第 10.3.4 表 主要変圧器の設備仕様

		主変圧器	所内変圧器	起動変圧器	予備変圧器
型式		屋外無圧密封式 負荷時タップ 切換器付	屋外無圧密封式	屋外無圧密封式 負荷時タップ 切換器付	屋外無圧密封式
容量		約 930,000kVA	約 58,000kVA	約 57,000kVA	約 60,000kVA
電 圧	1 次	23kV	23.0kV/22.45kV /21.9kV	509.375 ±40.625kV	80.5kV/77.0kV /73.5kV/70.0kV
	2 次	509.375 ±40.625kV	6.9kV、6.9kV	6.9kV、6.9kV	6.9kV、6.9kV
相		3	3	3	3
周波数		60Hz	60Hz	60Hz	60Hz
結 線 法	1 次	3角	3角	星形	3角
	2 次	星形	星形、星形	星形、星形	星形、星形
	3 次	—	—	3角	—
冷却方式		送油風冷	送油風冷	送油風冷	送油風冷
個 数		1	1	1	1
備 考		—	—	—	1号、2号、 3号及び4号 炉共用

第 10.4.1 表 補助蒸気設備の設備仕様

(1) 補助ボイラ (1号、2号、3号及び4号炉共用)

型 式	2 胴水管型
個 数	2
容 量	約 15t/h
蒸気条件	
圧 力	約 0.78 MPa [gage]
温 度	約 175℃
材 料	ドラム 炭素鋼 管 低炭素鋼
使用燃料	A重油
燃料タンク容量	約 500kℓ

(2) スチームコンバータ (3号及び4号炉共用)

型 式	横置U字管型
個 数	1
容 量	約 30t/h
加熱蒸気	
圧 力	約 2.45 MPa [gage]
温 度	約 222℃
蒸気条件	
圧 力	約 0.78 MPa [gage]
温 度	約 175℃
本体材料	炭素鋼

(3) 補助蒸気ドレンタンク

型 式	丸 型
個 数	2
容 量	約 11m <sup>3</sup>
使用圧力	大気圧
使用温度	100℃
材 料	炭素鋼

第 10.5.1.1 表 消火設備の主な故障警報

設備		主な警報
消火ポンプ	電動消火ポンプ	ポンプ自動停止、電動機過負荷
	ディーゼル消火ポンプ	ポンプ自動停止、装置異常 (燃料・冷却水レベル低下)
	消火水バックアップポンプ	ポンプ自動停止、電動機過負荷
消火設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>・二酸化炭素消火設備</li> <li>・ハロン消火設備</li> <li>・スプリンクラー</li> <li>・ケーブルトレイ消火設備</li> <li>・エアロゾル消火設備 (電気式)</li> <li>・水噴霧消火設備</li> </ul>	<p style="text-align: center;">設備異常 (電源故障、断線、短絡、地絡等)</p>

第 10.5.1.2 表 火災感知設備の火災感知器の種類

火災感知器の設置箇所	火災感知器の設置型式	
一般エリア 固体廃棄物貯蔵庫	煙感知器又は熱感知器 (一部 3 号及び 4 号炉共 用、 一部 1 号、2 号、3 号 及び 4 号炉共用)	熱感知器又は炎感知器 (一部 3 号及び 4 号炉共 用、 一部 1 号、2 号、3 号 及び 4 号炉共用)
原子炉格納容器	煙感知器	熱感知器又は炎感知器 (一部、防爆型熱感知器 含む)
燃料油貯油そうエリア	防爆型煙感知器	防爆型熱感知器
B 固体廃棄物貯蔵庫	煙感知器	熱感知器 (一部、アナログ式でな い感知器含む)
中央制御室	煙感知器、熱感知器、高感度煙感知器	

### 第 10.5.1.3 表 消火設備の概略仕様

- (1) スプリンクラー（一部 3 号及び 4 号炉共用、  
一部 1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用）
- ・ 消火剤： 水
  - ・ 消火剤量： 消防法施行規則第 13 条に基づく量以上
  - ・ 設置箇所： 火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難な火災区域又は火災区画、火災の影響軽減のための対策が必要な火災区域又は火災区画（原子炉補助建屋、中間建屋、制御建屋、廃棄物処理建屋及び固体廃棄物貯蔵庫）
- (2) 全域ハロン消火設備（一部 3 号及び 4 号炉共用、  
一部 1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用）
- ・ 消火剤： ハロン 1301
  - ・ 消火剤量： 消防法施行規則第 20 条に基づき算出される量以上
  - ・ 設置箇所： 火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難な火災区域又は火災区画、火災の影響軽減のための対策が必要な火災区域又は火災区画（原子炉補助建屋、中間建屋及び制御建屋）
- (3) 局所ハロン消火設備（一部 3 号及び 4 号炉共用、  
一部 1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用）
- ・ 消火剤： ハロン 1301
  - ・ 消火剤量： 消防法施行規則第 20 条に基づき、開口部を考慮して算出される量以上
  - ・ 設置箇所： 火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難な火災区域又は火災区画、火災の影響軽減のための対策が必要な火災区域又は火災区画（原子炉補助建屋、中間建屋及び固体廃棄物処理建屋）

- (4) ケーブルトレイ消火設備（一部3号及び4号炉共用、  
一部1号、2号、3号及び4号炉共用）
- ・消火剤： ハロゲン化物（FK-5-1-12）
  - ・消火剤量： 約 4.3kg /m<sup>3</sup> 以上
  - ・設置箇所： 火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難な火災区域又は火災区画、火災の影響軽減のための対策が必要な火災区域又は火災区画（原子炉補助建屋、中間建屋、制御建屋、固体廃棄物処理建屋及び固体廃棄物固型化处理建屋）
- (5) 二酸化炭素自動消火設備
- ・消火剤： 二酸化炭素
  - ・消火剤量： 消防法施行規則第19条に基づき、開口部を考慮して算出される量以上
  - ・設置箇所： ディーゼル発電機室、海水ポンプ
- (6) エアロゾル消火設備（一部3号及び4号炉共用、一部1号、2号、  
3号及び4号炉共用）
- ・消火剤： 炭酸水素カリウム等
  - ・消火剤量： 約 100g（1個当たり）
  - ・設置箇所： 火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難な火災区域又は火災区画、火災の影響軽減のための対策が必要な火災区域又は火災区画（原子炉補助建屋、中間建屋、制御建屋、固体廃棄物処理建屋及び固体廃棄物固型化处理建屋）

(7) 水噴霧消火設備（3号及び4号炉共用、  
一部1号、2号、3号及び4号炉共用）

- ・消火剤： 水
- ・消火剤量： 消防法施行規則第16条に基づき算出される量以上
- ・設置箇所： 火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難な火災区域又は火災区画（廃棄物処理建屋、固体廃棄物処理建屋、固体廃棄物貯蔵庫）

第 10.5.1.4 表 特定重大事故等対処施設の火災感知設備の火災感知器の種類

火災感知器の 設置箇所	火災感知器の設置型式	
一般エリア	煙感知器又は熱感知器 (一部3号及び 4号炉共用)	熱感知器又は炎感知器 (一部3号及び 4号炉共用)
原子炉格納容器	煙感知器	熱感知器又は炎感知器 (一部、防爆型 熱感知器含む。)
	防爆型煙感知器	防爆型熱感知器

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。

第 10.5.1.5 表 特定重大事故等対処施設の消火設備の概略仕様

(1) スプリンクラー（一部 3 号及び 4 号炉共用）

- ・ 消火剤： 水
- ・ 消火剤量： 消防法施行規則第 13 条に基づく量以上
- ・ 設置箇所： 火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難な火災区域又は火災区画（油内包機器等を設置する ）

(2) 全域ハロン消火設備（一部 3 号及び 4 号炉共用）

- ・ 消火剤： ハロン 1301
- ・ 消火剤量： 消防法施行規則第 20 条に基づき算出される量以上
- ・ 設置箇所： 火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難な火災区域又は火災区画（電気盤等を設置する ）

(3) 局所ハロン消火設備

- ・ 消火剤： ハロン 1301
- ・ 消火剤量： 消防法施行規則第 20 条に基づき、開口部を考慮して算出される量以上
- ・ 設置箇所： 火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難な火災区域又は火災区画（電気盤等を設置する ）

(4) ケーブルトレイ消火設備（一部 3 号及び 4 号炉共用）

- ・ 消火剤： ハロゲン化物（FK-5-1-12）
- ・ 消火剤量： 約 4.3kg/m<sup>3</sup> 以上
- ・ 設置箇所： 火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難な火災区域又は火災区画（ケーブルを設置する ）

**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。**

(5) 二酸化炭素自動消火設備（一部3号及び4号炉共用）

- ・消火剤： 二酸化炭素
- ・消火剤量： 消防法施行規則第19条に基づき、開口部を考慮して算出される量以上
- ・設置箇所： 火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難な火災区域又は火災区画（油内包機器等を設置する ）

(6) エアロゾル消火設備

- ・消火剤： 炭酸水素カリウム等
- ・消火剤量： 約100g（1個当たり）
- ・設置箇所： 火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難な火災区域又は火災区画（電気盤等を設置する ）

**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。**

第 10.6.1.1.1 表 浸水防護設備の設備仕様

(1) 取水路防潮ゲート（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）

種 類	防潮壁
材 料	鉄筋コンクリート、鋼材
個 数	1

種 類	無停電電源装置
個 数	6
容 量	約 1kVA
出力電圧	100V

(2) 放水口側防潮堤（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

種 類	防潮堤
材 料	セメント改良土、鋼材、鋼管杭鉄筋コンクリート
個 数	1

(3) 防潮扉（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

種 類	防潮堤
材 料	鋼管杭、アルミニウム合金鉄筋コンクリート
個 数	1

(4) 屋外排水路逆流防止設備（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

種 類	逆流防止蓋（フラップゲート）
材 料	ステンレス鋼
個 数	5

(5) 1号及び2号炉放水ビット止水板（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

種 類	止水板
材 料	鋼材、鉄筋コンクリート
個 数	2

(6) 海水ポンプ室浸水防止蓋（3号及び4号炉共用）

種 類	閉止蓋
材 料	ステンレス鋼
個 数	80

(7) 潮位観測システム（防護用）

（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）

種 類	潮位計（注1）、衛星電話（津波防護用）（注2）
個 数	一式

（注1）：4台設置し、このうち1台を予備とする。

（注2）：1号及び2号炉中央制御室並びに中央制御室に各々3台設置し、このうち各々1台を予備とする。

第 10.6.2.1 表 浸水防護設備の設備仕様

(1) 原子炉補助建屋水密扉

種	類	片開扉
材	料	炭素鋼
個	数	4

(2) 中間建屋水密扉

種	類	片開扉
材	料	炭素鋼
個	数	4

(3) 制御建屋水密扉（3号及び4号炉共用）

種	類	片開扉
材	料	炭素鋼
個	数	2

第 10.8.1.1 表 非常用取水設備の主要仕様

(1) 海水取水トンネル（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用取水設備（通常運転時等）
- ・非常用取水設備（重大事故等時）

種	類	トンネル
材	料	鉄筋コンクリート
個	数	1

(2) 海水ポンプ室（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用取水設備（通常運転時等）
- ・非常用取水設備（重大事故等時）

種	類	取水槽
材	料	鉄筋コンクリート
個	数	1

第 10.9.1 表 敷地内土木構造物の設備仕様

(1) 連続地中壁（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

種	類	地中壁
材	料	鉄筋コンクリート
個	数	1

(2) 抑止ぐい（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

種	類	鋼製杭
材	料	鋼管、H鋼及び中詰めモルタル
個	数	245

第 10.10.1.1 表 緊急時対策所の設備仕様

- (1) 緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）（1号、2号、3号及び4号炉共用）

個 数 一式

- (2) 情報収集設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所

・通信連絡設備

設 備 名	安全パラメータ表示システム (SPDS) (1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設)
-------	--

個 数 一式

設 備 名	安全パラメータ伝送システム (1号、2号、3号及び4号炉共用、既設)
-------	---------------------------------------

個 数 一式

設 備 名	SPDS表示装置 (1号、2号、3号及び4号炉共用)
-------	-------------------------------

個 数 一式

- (3) 通信連絡設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。なお、衛星電話（固定）は「津波に対する防護設備」についても兼用する。

・緊急時対策所

・通信連絡設備

設 備 名	衛星電話（固定）
-------	----------

個	数	(1号、2号、3号及び4号炉共用)
設	備	一式
名		衛星電話(携帯)
		(1号、2号、3号及び4号炉共用)
個	数	一式
設	備	衛星電話(可搬)
名		(1号、2号、3号及び4号炉共用)
		一式
個	数	緊急時衛星通報システム
設	備	(1号、2号、3号及び4号炉共用)
名		一式
		携行型通話装置
		(1号、2号、3号及び4号炉共用)
個	数	一式
設	備	統合原子力防災ネットワークに接続
名		する通信連絡設備
		(1号、2号、3号及び4号炉共用)
		一式
個	数	運転指令設備
設	備	(1号、2号、3号及び4号炉共用)
名		一式
		電力保安通信用電話設備
		(1号、2号、3号及び4号炉共用)
		一式
個	数	加入電話
設	備	(1号、2号、3号及び4号炉共用)
名		一式
		加入ファクシミリ

		(1号、2号、3号及び4号炉共用)
個	数	一式
設	備	無線通話装置
		(1号、2号、3号及び4号炉共用)
個	数	一式
設	備	社内TV会議システム
		(1号、2号、3号及び4号炉共用)
個	数	一式

(4) 酸素濃度計 (1号、2号、3号及び4号炉共用)

個	数	1 (予備 2)
測	定	範
圍		0~25%

(5) 二酸化炭素濃度計 (1号、2号、3号及び4号炉共用)

個	数	1 (予備 2)
測	定	範
圍		0~1%

第 10.10.2.1 表 緊急時対策所（重大事故等時）（常設）の設備仕様

(1) 緊急時対策所遮蔽（1号、2号、3号及び4号炉共用）

個 数 一式

(2) 緊急時対策所情報収集設備

（1号、2号、3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）
- ・緊急時対策所
- ・通信連絡設備

設 備 名 安全パラメータ表示システム（SPDS）  
（1号、2号、3号及び4号炉共用、  
一部既設）

個 数 一式

設 備 名 安全パラメータ伝送システム  
（1号、2号、3号及び4号炉共用、  
既設）※1

個 数 一式

設 備 名 SPDS表示装置  
（1号、2号、3号及び4号炉共用）

個 数 一式

※1 計装設備（重大事故等対処設備）は兼用しない。

(3) 通信連絡設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。なお、衛星電話（固定）は「津波に対する防護設備」についても兼用する。

- ・緊急時対策所

・通信連絡設備

設 備 名	衛星電話（固定） （1号、2号、3号及び4号炉共用）
個 数	一式
設 備 名	緊急時衛星通報システム （1号、2号、3号及び4号炉共用）
個 数	一式
設 備 名	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 （1号、2号、3号及び4号炉共用）
個 数	一式

第 10.10.2.2 表 緊急時対策所（重大事故等時）（可搬型）の設備仕様

(1) 緊急時対策所非常用空気浄化ファン

（1号、2号、3号及び4号炉共用）

台数	1（予備2）
容量	約 40m <sup>3</sup> /min（1台当たり）

(2) 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット

（1号、2号、3号及び4号炉共用）

型式	微粒子フィルタ／よう素フィルタ
基数	1（予備2）
容量	約 40m <sup>3</sup> /min（1基当たり）
効率	
単体除去効率	99.97%以上（0.15μm粒子）／95%以上
総合除去効率	99.99%以上（0.7μm粒子）／99.75%以上

(3) 空気供給装置（1号、2号、3号及び4号炉共用）

型式	空気ポンプ
本数	720本以上（予備1）

(4) 緊急時対策所内可搬型エリアモニタ

（1号、2号、3号及び4号炉共用）

型式	半導体式検出器
個数	1（予備1）
計測範囲	0.001～99.99mSv/h

(5) 緊急時対策所外可搬型エリアモニタ

（1号、2号、3号及び4号炉共用）

型 式	半導体式検出器
個 数	1 (予備 1)
計 測 範 囲	0.001~99.99mSv/h

(6) 酸素濃度計 (1号、2号、3号及び4号炉共用)

個 数	1 (予備 2)
測 定 範 囲	0~25%

(7) 二酸化炭素濃度計 (1号、2号、3号及び4号炉共用)

個 数	1 (予備 2)
測 定 範 囲	0~1%

(8) 通信連絡設備 (1号、2号、3号及び4号炉共用)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所
- ・ 通信連絡設備

設 備 名	衛星電話 (携帯) (1号、2号、3号及び4号炉共用)
個 数	一式
設 備 名	衛星電話 (可搬) (1号、2号、3号及び4号炉共用)
個 数	一式
設 備 名	携行型通話装置 (1号、2号、3号及び4号炉共用)
個 数	一式

(9) 電源車 (緊急時対策所用) (1号、2号、3号及び4号炉共用)

台 数	2 (予備 1)
-----	----------

容	量	約 220kVA (1 台当たり)
電	圧	440V

第 10.13.1.1 表 警報装置の仕様

通信種別	主要設備	電源	通信回線
警報装置	事故一点放送装置	非常用昇降電源 通信用無停電電源装置	—

第 10.13.1.2 表 通信設備（発電所内）の仕様

通信種別	主要設備		電源	通信回線
通信設備 (発電所内)	運転指令設備		非常用所内電源 通信用無停電電源装置	—
	電力保安通信用電話設備	保安電話（固定）（注1）	常用所内電源 通信用無停電電源装置	—
		保安電話（携帯）（注1）	常用所内電源 通信用無停電電源装置 充電電池	
	トランシーバー		充電電池 乾電池	
	携行型通話装置		乾電池	
	衛星電話	固定（注1）（注3）	非常用所内電源 緊急時対策所無停電電源装置 衛星電話用無停電電源装置 蓄電池	衛星系回線 （通信事業者回線）
		携帯（注1）	充電電池	
	無線通話装置（注2）		固定：常用所内電源 非常用所内電源 通信用無停電電源装置 車載：移動式放射能測定装置 （モニタ車）の車用蓄電池	無線系回線

（注1）：発電所外用（社内及び社外）と共用。

（注2）：発電所外用（社内）と共用。

（注3）：津波に対する防護設備と兼用。

第 10.13.1.3 表 通信設備（発電所外）（社内）の仕様

通信種別	主要設備		電源	通信回線
通信設備（発電所外） 社内	加入電話（注2）（注4）		通信事業者から給電	有線系回線 （通信事業者回線）
	携帯電話（注2）（注4）		充電電池	無線系回線 （通信事業者回線）
	加入ファクシミリ（注2）		非常用所内電源	有線系回線 （通信事業者回線）
	電力保安通信用 電話設備	保安電話（固定） （注1）	常用所内電源 通信用無停電電源装置	有線系回線、無線系回線 （専用の電力保安通信用回線） 衛星系 （通信事業者回線）
		保安電話（携帯） （注1）	常用所内電源 通信用無停電電源装置 充電電池	
		衛星保安電話	非常用所内電源 蓄電池	
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（注2）	TV会議システム	非常用所内電源 緊急時対策所無停電電源装置	有線系回線、衛星系回線 （通信事業者回線）
		IP電話		
		IP-FAX		
	社内TV会議システム		非常用所内電源 緊急時対策所無停電電源装置	有線系 （専用の電力保安通信用回線） 衛星系 （通信事業者回線）
	衛星電話	固定（注1）	非常用所内電源 緊急時対策所無停電電源装置 衛星電話用無停電電源装置 蓄電池	衛星系回線 （通信事業者回線）
携帯（注1）		充電電池		
可搬		非常用所内電源 緊急時対策所無停電電源装置		

通信種別		主要設備	電源	通信回線
通信設備 (発電所外)	社内	無線通話装置(注3)	固定：常用所内電源 非常用所内電源 通信用無停電電源 装置 車載：移動式放射能測定 装置(モニタ車) の車用蓄電池	無線系回線

(注1)：発電所内用及び発電所外用(社外)と共用。

(注2)：発電所外用(社外)と共用。

(注3)：発電所内用と共用。

(注4)：災害時優先回線を含む。

第 10.13.1.4 表 通信設備（発電所外）（社外）の仕様

通信種別	主要設備	電源	通信回線	
通信設備 (発電所外)	社外	加入電話（注 2）（注 3）	通信事業者から給電	有線系回線 (通信事業者回線)
		携帯電話（注 2）（注 3）	充電電池	無線系回線 (通信事業者回線)
		加入ファクシミリ（注 2）	非常用所内電源	有線系回線 (通信事業者回線)
	電力保安通信用 電話設備	保安電話（固定） （注 1）	常用所内電源 通信用無停電電源装置	有線系回線 (通信事業者回線)
		保安電話（携帯） （注 1）	常用所内電源 通信用無停電電源装置 充電電池	
	統合原子力防 災ネットワーク に接続する 通信連絡設備 （注 2）	TV会議システム	非常用所内電源 緊急時対策所無停電電源 装置	有線系回線、衛星系回 線 (通信事業者回線)
		IP電話		
		IP-FAX		
	衛星電話	固定（注 1）	非常用所内電源 緊急時対策所無停電電源 装置 衛星電話用無停電電源装 置 蓄電池	衛星系回線 (通信事業者回線)
		携帯（注 1）	充電電池	
緊急時衛星通報システム		非常用所内電源 緊急時対策所無停電電源 装置	衛星系回線 (通信事業者回線)	

（注 1）：発電所内用及び発電所外用（社内）と共用。

（注 2）：発電所外用（社内）と共用。

（注 3）：災害時優先回線を含む。

第 10.13.1.5 表 データ伝送設備の仕様

通信種別	主要設備	電源	通信回線
データ伝送設備	発電所内	SPDS表示装置	有線系回線、無線系回線
		非常用所内電源 緊急時対策所無停電電源装置	
	発電所外	安全パラメータ表示システム (SPDS) (注1)	有線系回線、無線系回線 (専用の電力保安通信用回線) 有線系回線、衛星系回線 (通信事業者回線)
		非常用所内電源 蓄電池	
	安全パラメータ表示システム (SPDS) (注1)		
	安全パラメータ伝送システム		

(注1)：発電所内用及び発電所外用と共用。

第 10.13.2.1 表 通信連絡設備（重大事故等時）（常設）の設備仕様

(1) 衛星電話（固定）（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・津波に対する防護設備
- ・緊急時対策所
- ・通信連絡設備

設 備 名	衛星電話（固定）
使 用 回 線	衛星系回線
個 数	一式

(2) 緊急時衛星通報システム（1号、2号、3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所
- ・通信連絡設備

設 備 名	緊急時衛星通報システム
使 用 回 線	衛星系回線
個 数	一式

(3) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所
- ・通信連絡設備

設 備 名	TV会議システム
使 用 回 線	有線系回線、衛星系回線
個 数	一式

設 備 名	IP電話
使 用 回 線	有線系回線

個 数 一式

設 備 名 IP電話  
使 用 回 線 衛星系回線  
個 数 一式

設 備 名 IP-FAX  
使 用 回 線 有線系回線  
個 数 一式

設 備 名 IP-FAX  
使 用 回 線 衛星系回線  
個 数 一式

#### (4) 安全パラメータ表示システム (SPDS)

(1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備 (重大事故等対処設備)
- ・緊急時対策所
- ・通信連絡設備

設 備 名 安全パラメータ表示システム  
(SPDS)  
使 用 回 線 有線系回線、無線系回線  
個 数 一式

#### (5) 安全パラメータ伝送システム

(1号、2号、3号及び4号炉共用、既設)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所
- ・通信連絡設備

設 備 名	安全パラメータ伝送システム
使 用 回 線	有線系回線、衛星系回線
個 数	一式

(6) S P D S 表示装置（1号、2号、3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）
- ・緊急時対策所
- ・通信連絡設備

設 備 名	S P D S 表示装置
個 数	一式

第 10.13.2.2 表 通信連絡設備（重大事故等時）（可搬型）の設備仕様

(1) 衛星電話（携帯）（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所

・通信連絡設備

設 備 名	衛星電話（携帯）
使 用 回 線	衛星系回線
個 数	一式

(2) 衛星電話（可搬）（1号、2号、3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所

・通信連絡設備

設 備 名	衛星電話（可搬）
使 用 回 線	衛星系回線
個 数	一式

(3) トランシーバー（1号、2号、3号及び4号炉共用）

設 備 名	トランシーバー
使 用 回 線	無線系回線
個 数	一式

(4) 携行型通話装置（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所

・通信連絡設備

設 備 名	携行型通話装置
使 用 回 線	有線系回線
個 数	一式

第 10.14.1.1 表 (1/3) 特定重大事故等対処施設を構成する設備と設置場所

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。

第 10.14.1.1 表 (2/3) 特定重大事故等対処施設を構成する設備と設置場所

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。

第 10.14.1.1 表 (3/3) 特定重大事故等対処施設を構成する設備と設置場所

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。

8-10-262

第 10.14.1.2 表

--

第 10.14.1.3 表

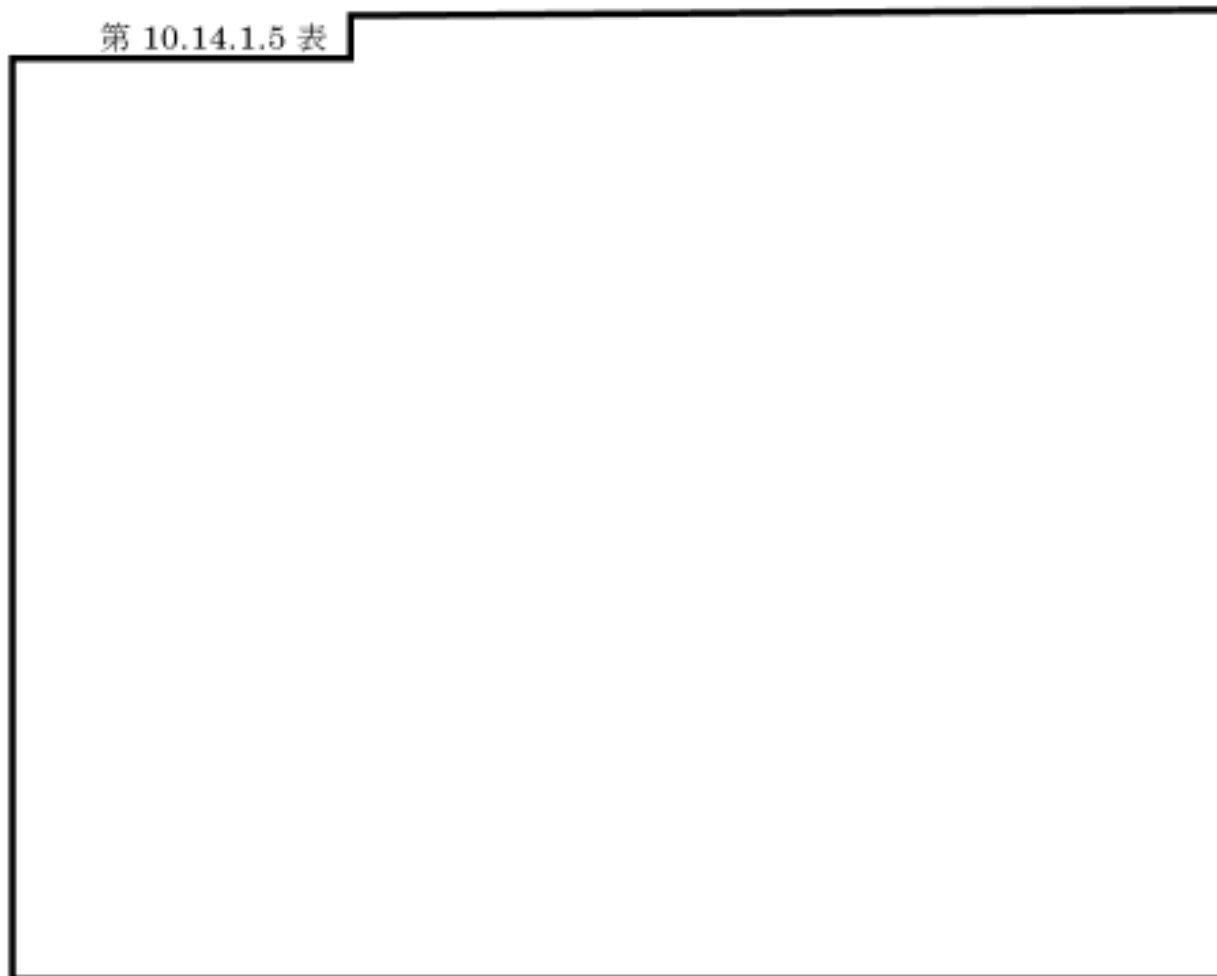
--

第 10.14.1.4 表

--

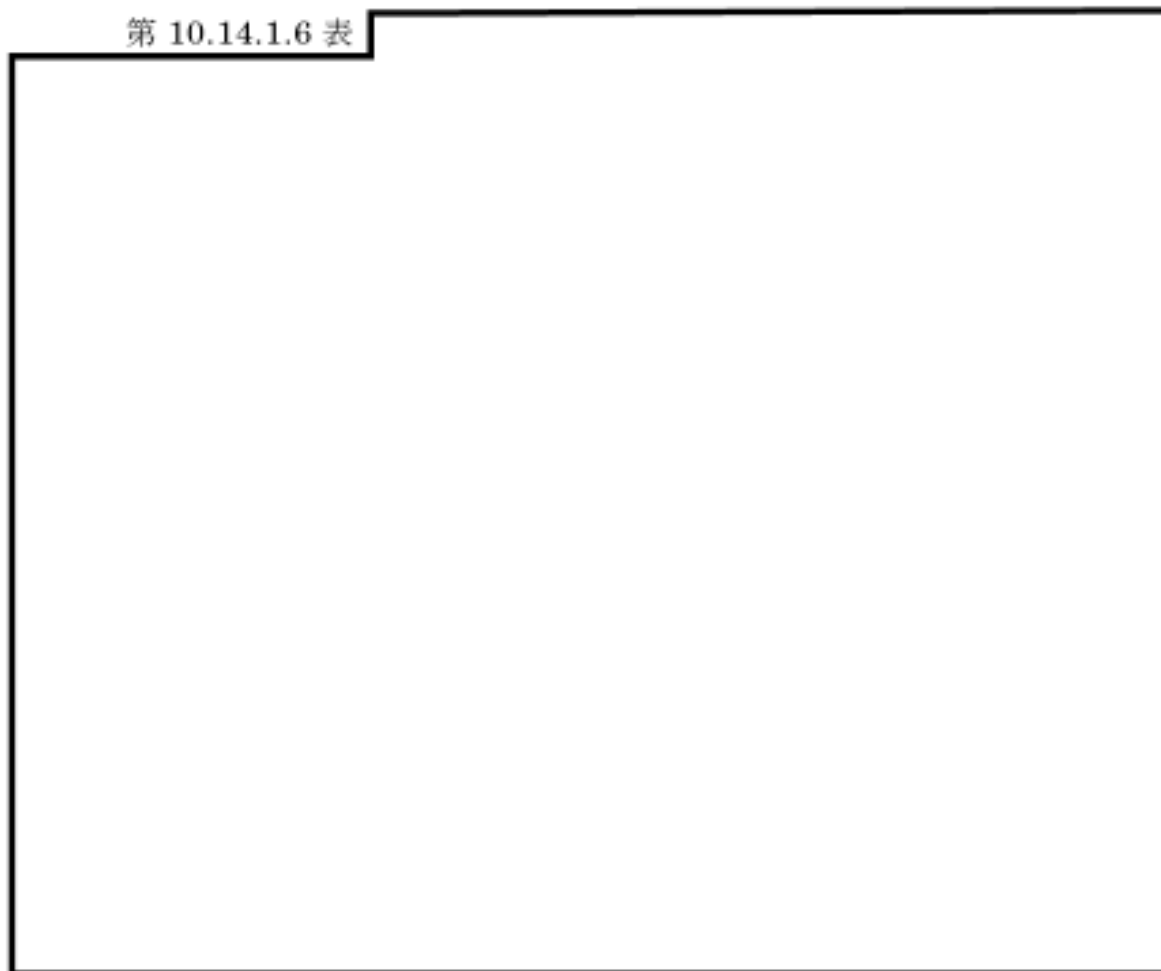
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.14.1.5 表



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。

第 10.14.1.6 表



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。

第 10.14.1.7 表 評価対象建屋等及び評価対象設備の評価内容

--

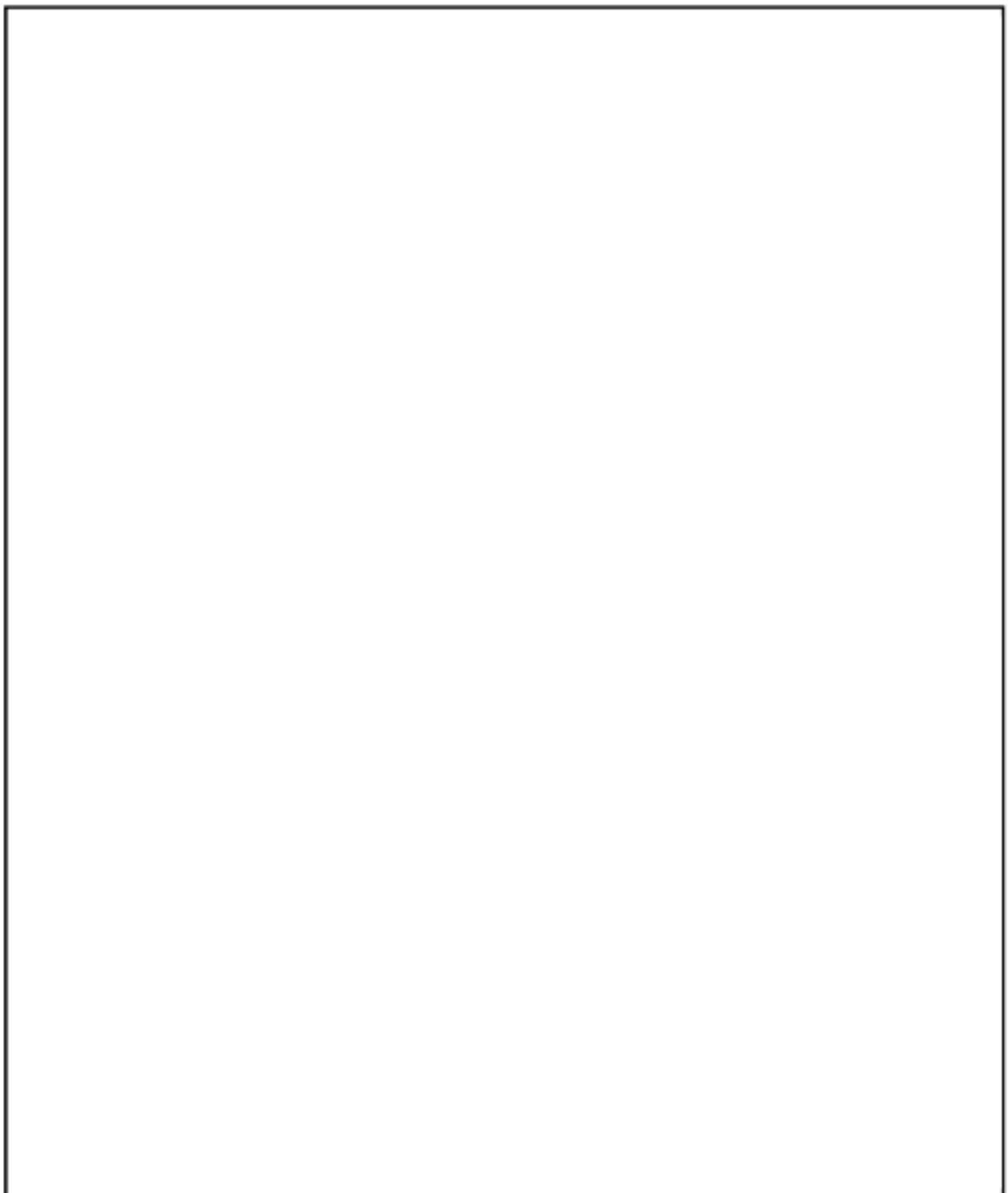
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.14.1.8 表 エンジンの主要諸元

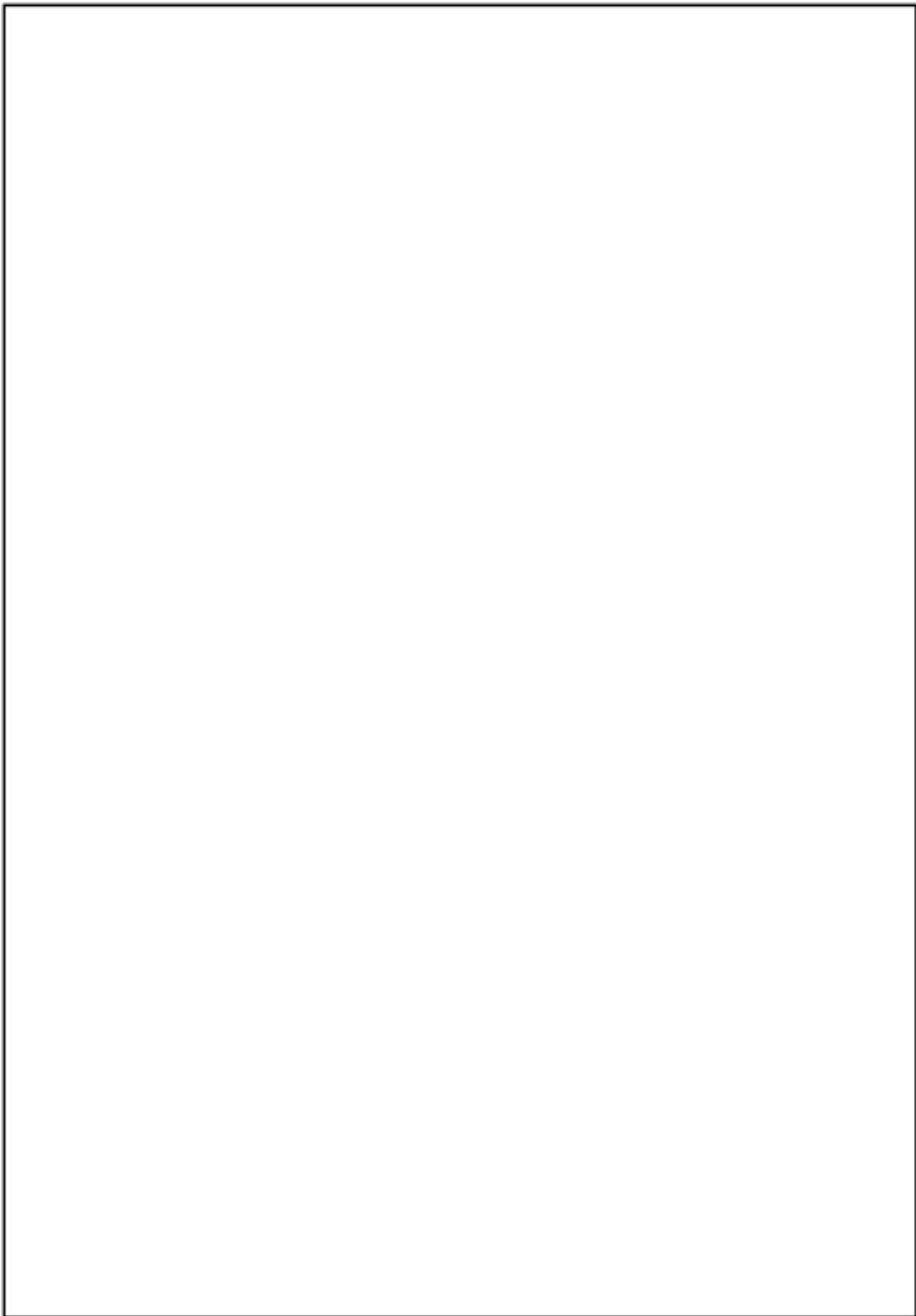
--

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。

第 10.14.2.1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能の設備仕様

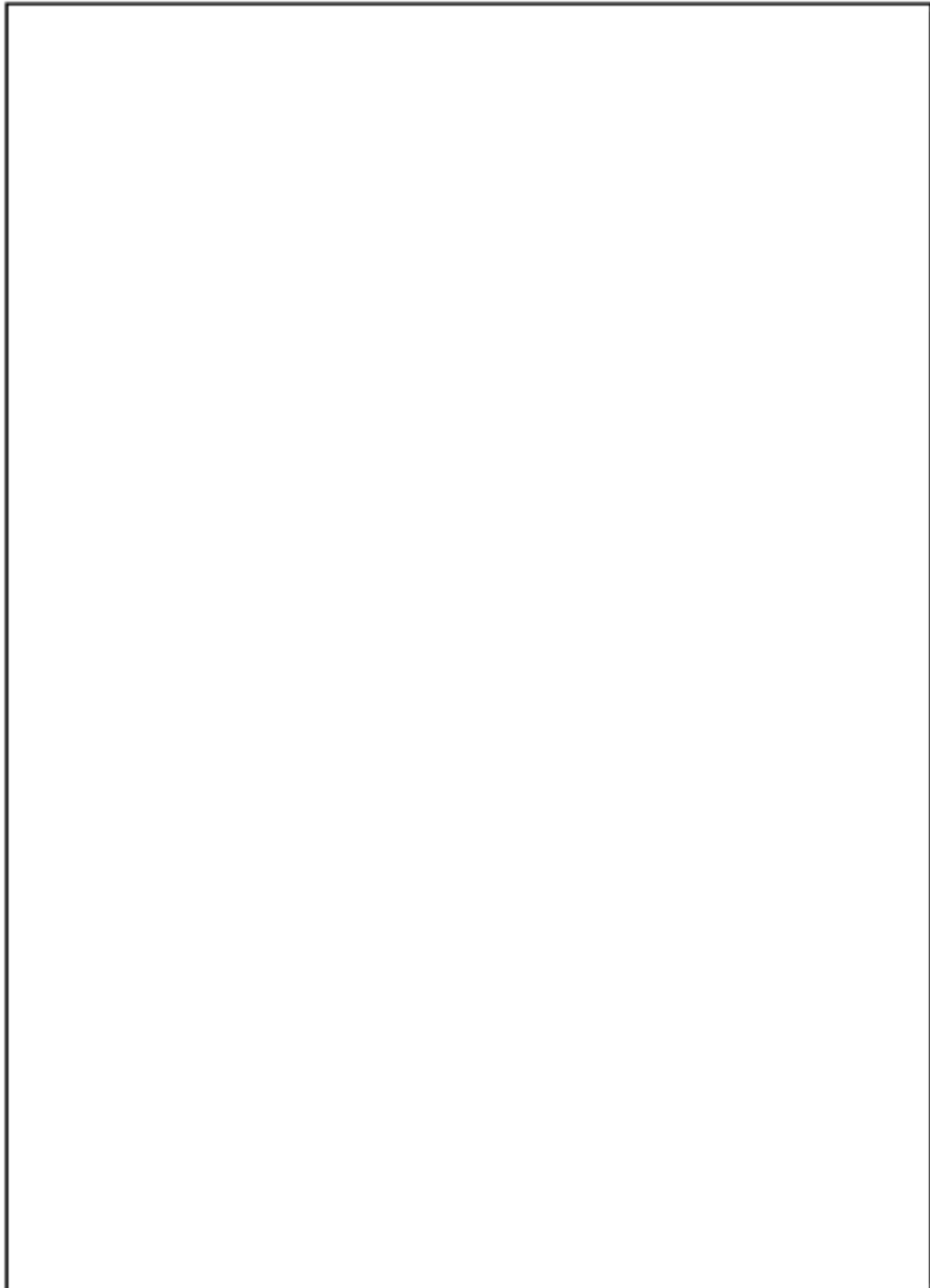


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



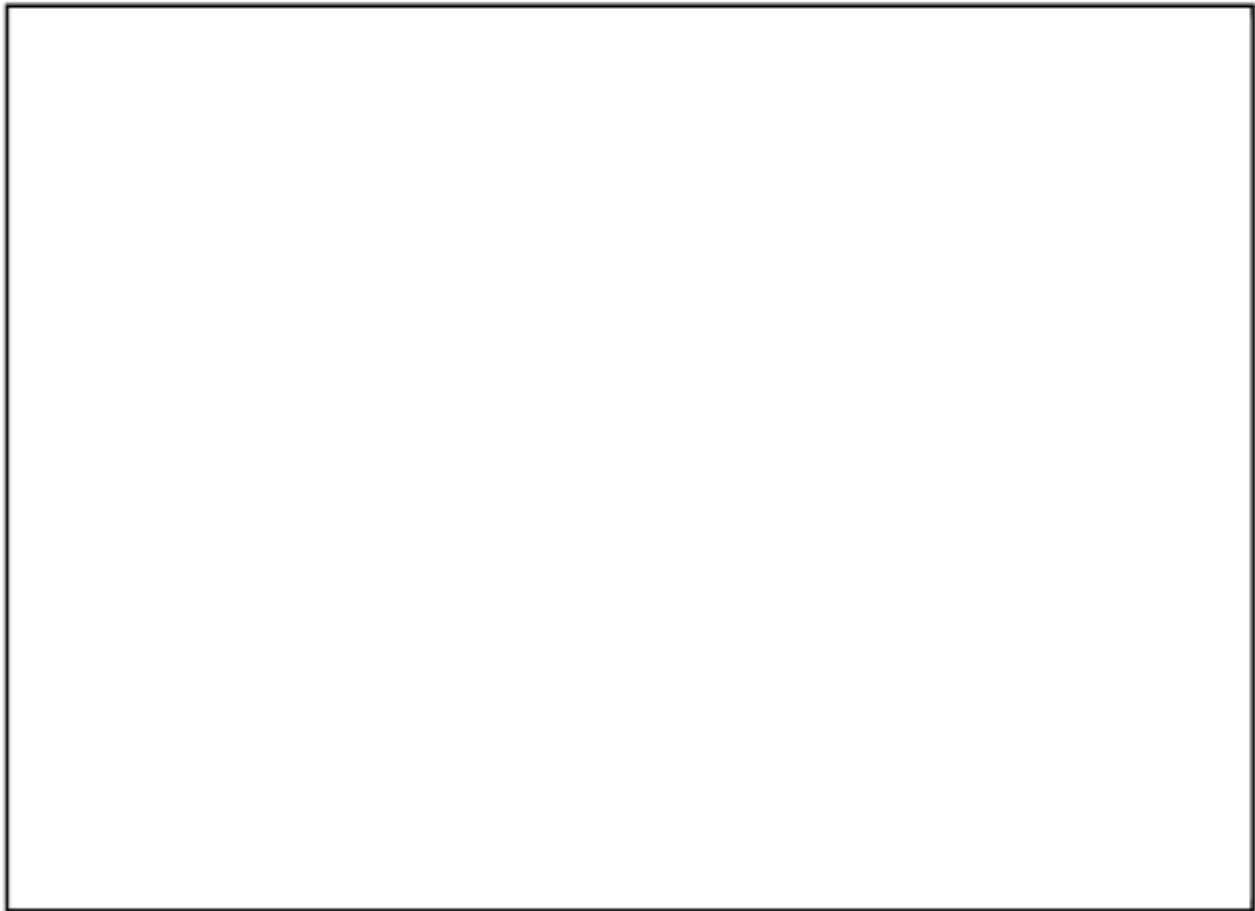
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.14.3.1 表 炉内の溶融炉心の冷却機能の設備仕様



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。

第 10.14.4.1 表 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却機能の設備仕様



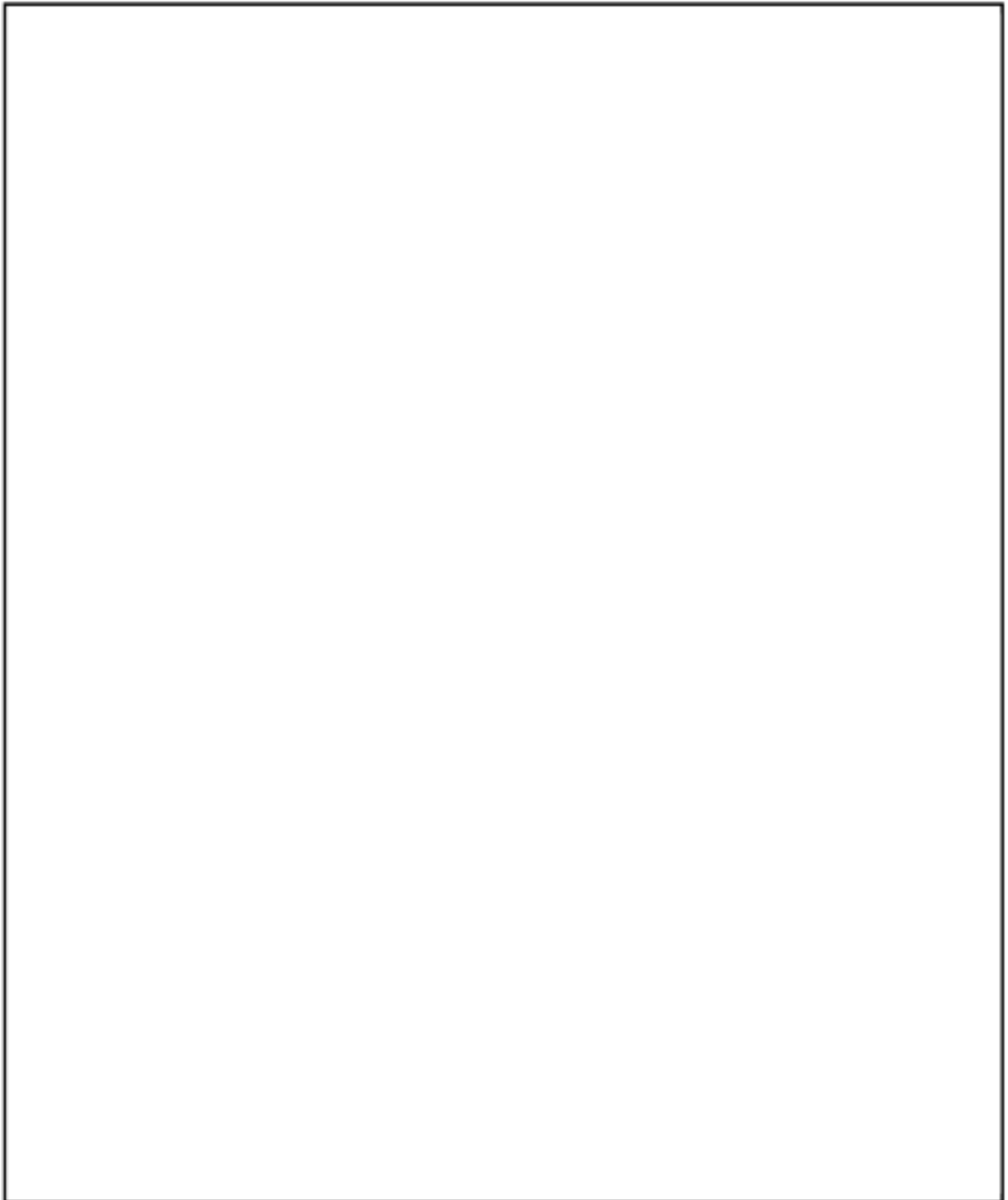
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.14.5.1 表 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能の設備仕様

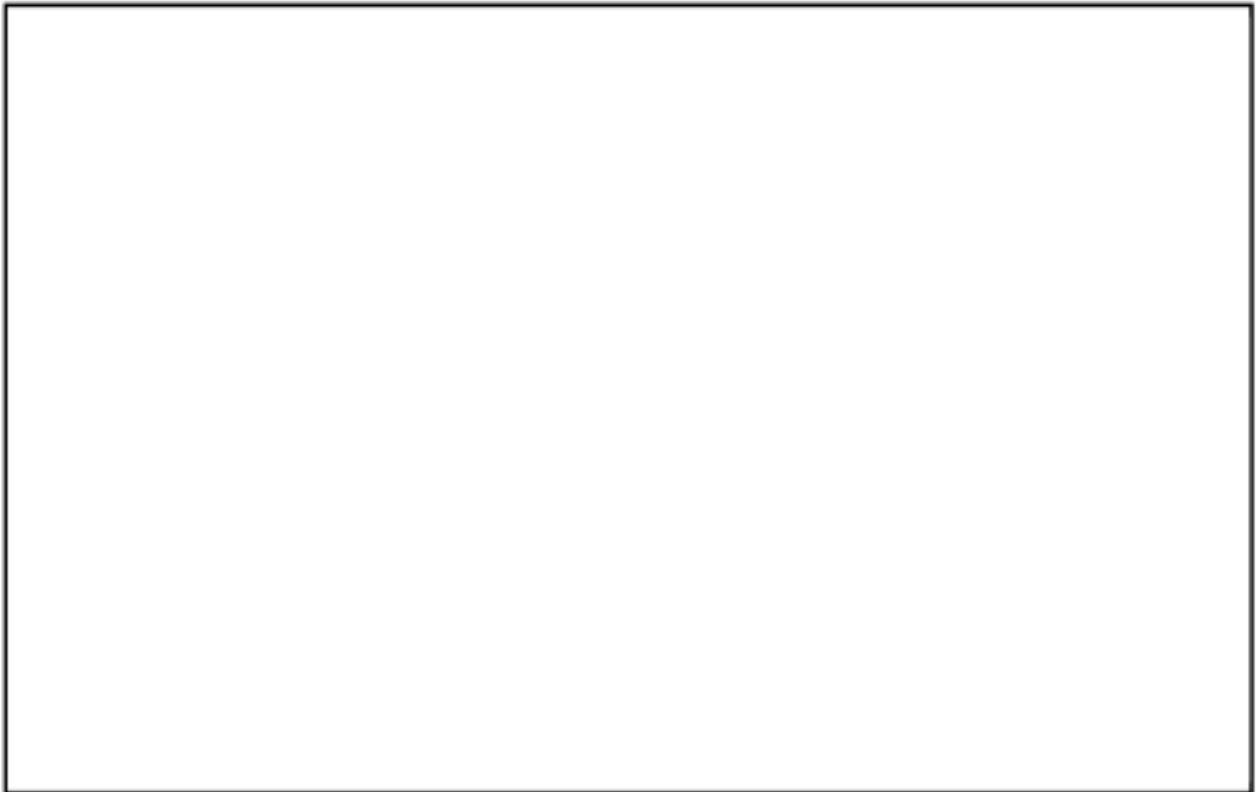
--

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。

第 10.14.6.1 表 原子炉格納容器の過圧破損防止機能の設備仕様



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。



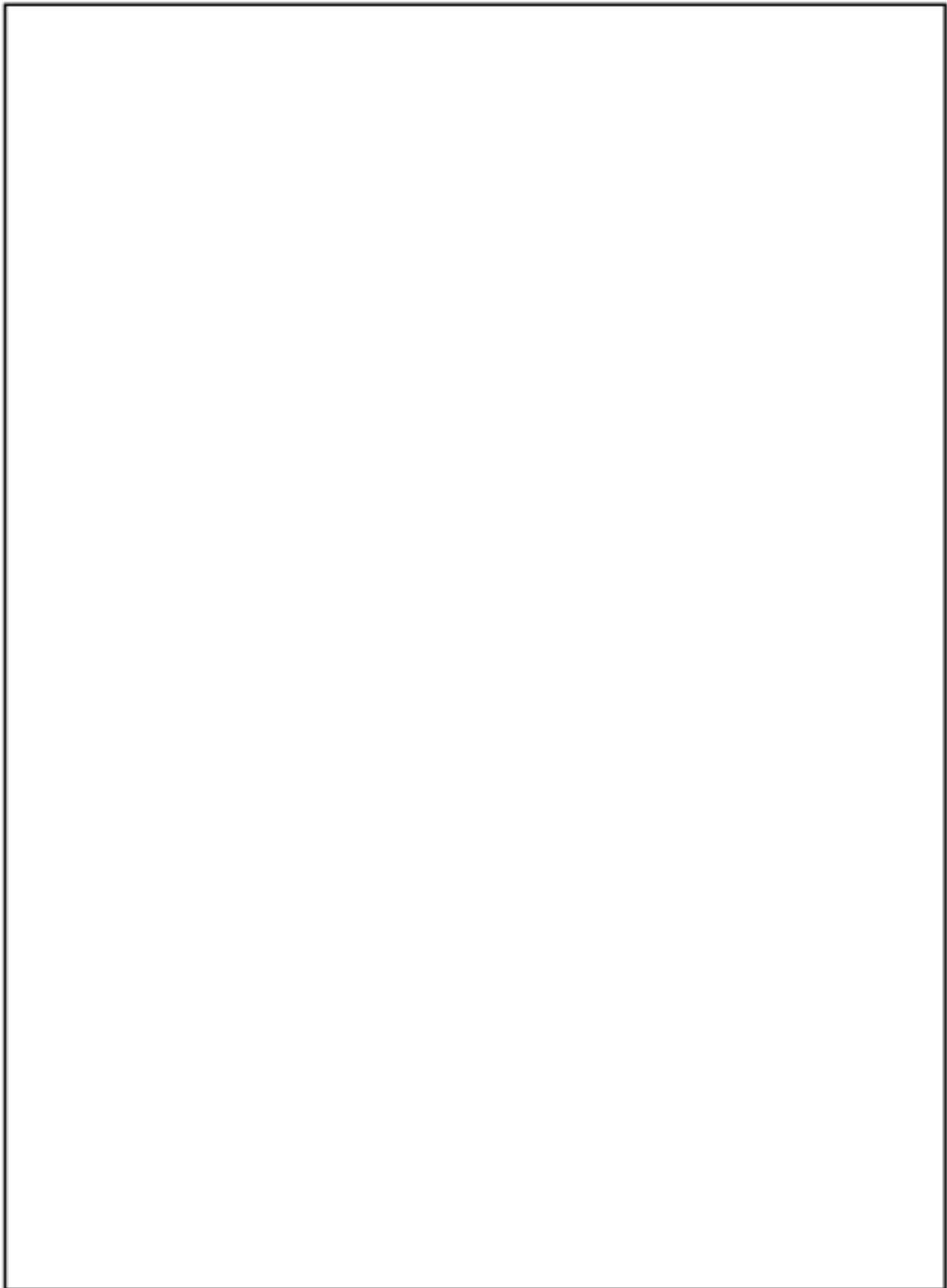
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.14.7.1 表 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能の設備仕様

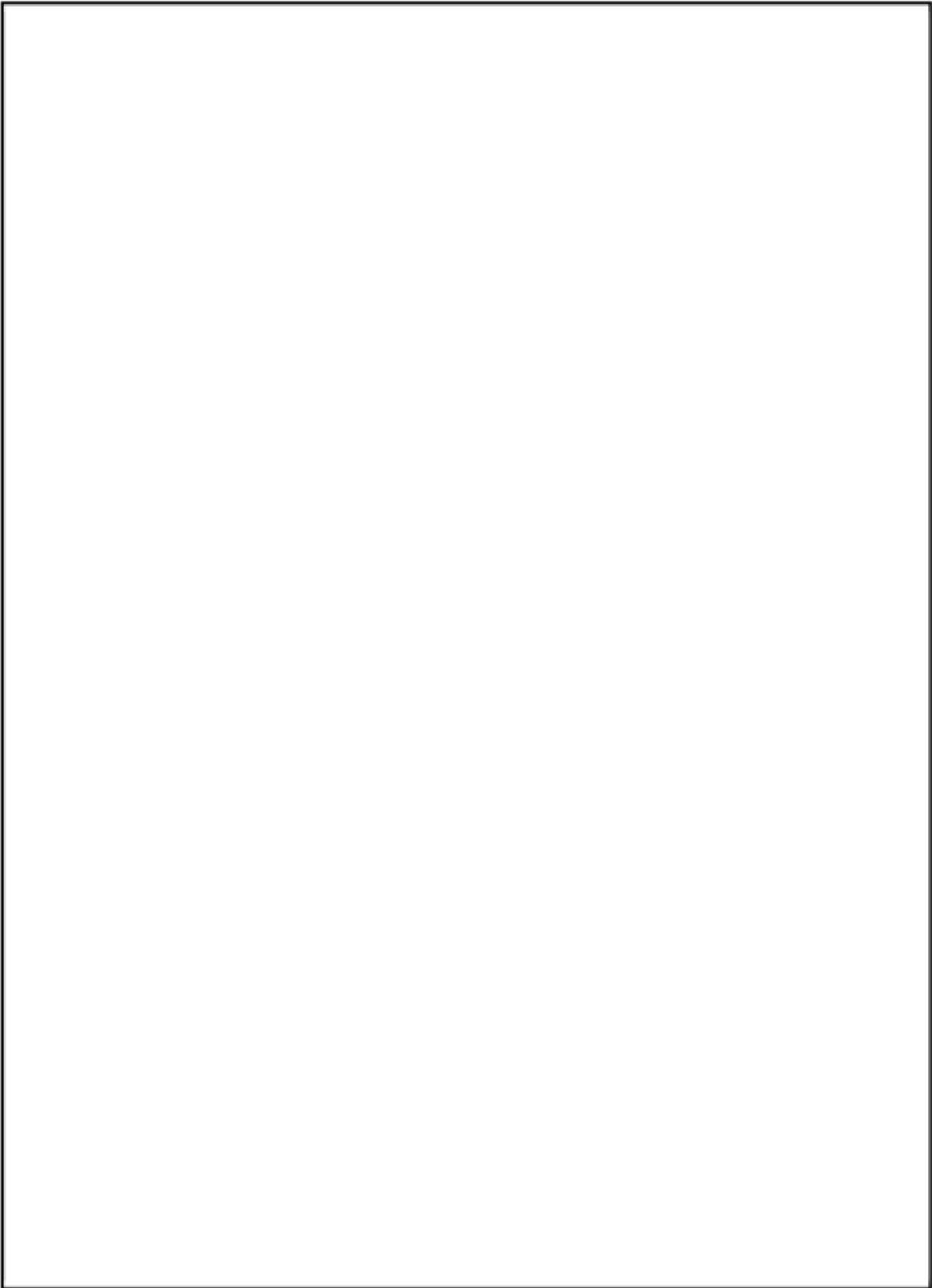


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

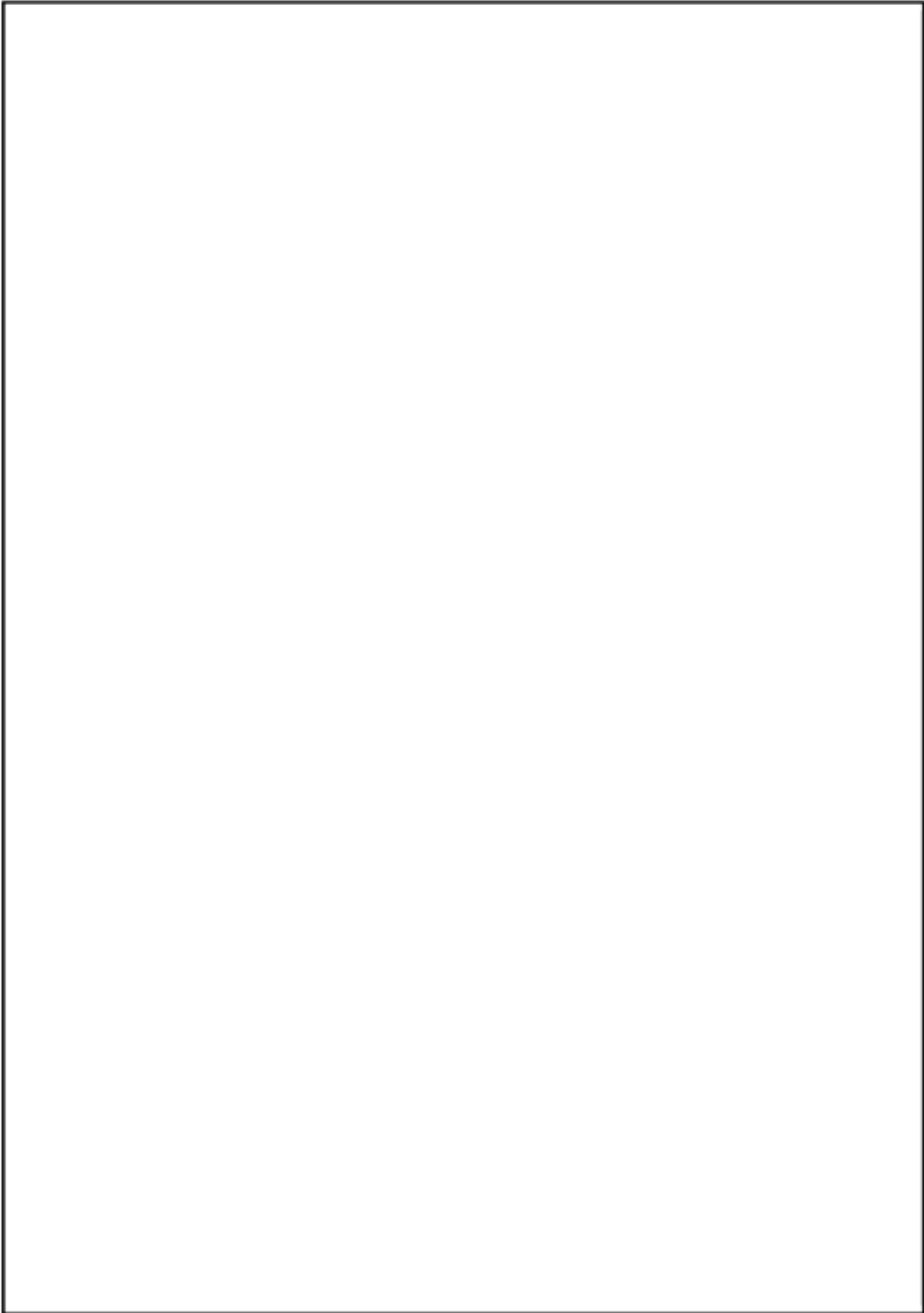
第 10.14.8.1 表 電源設備の設備仕様



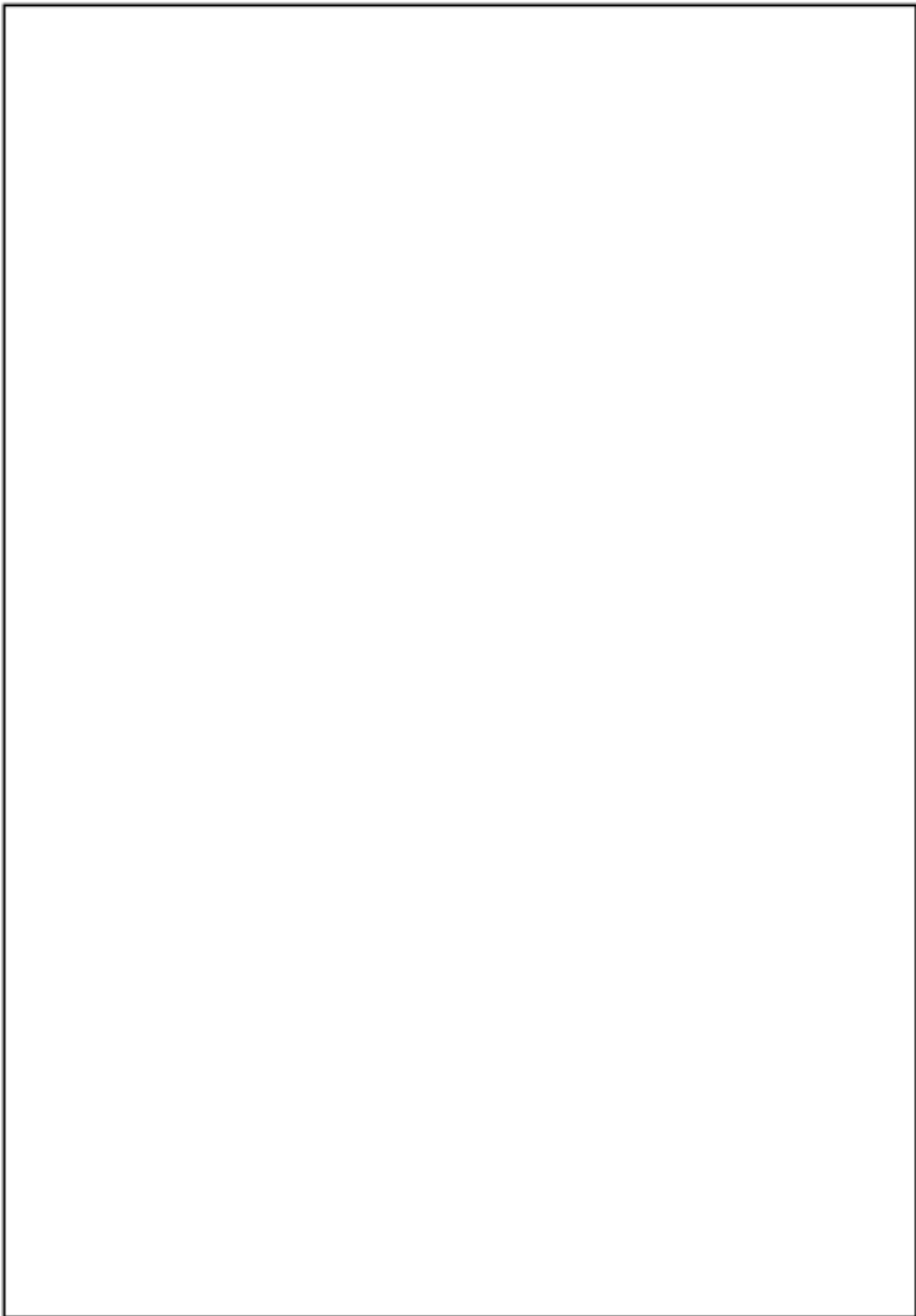
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



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。



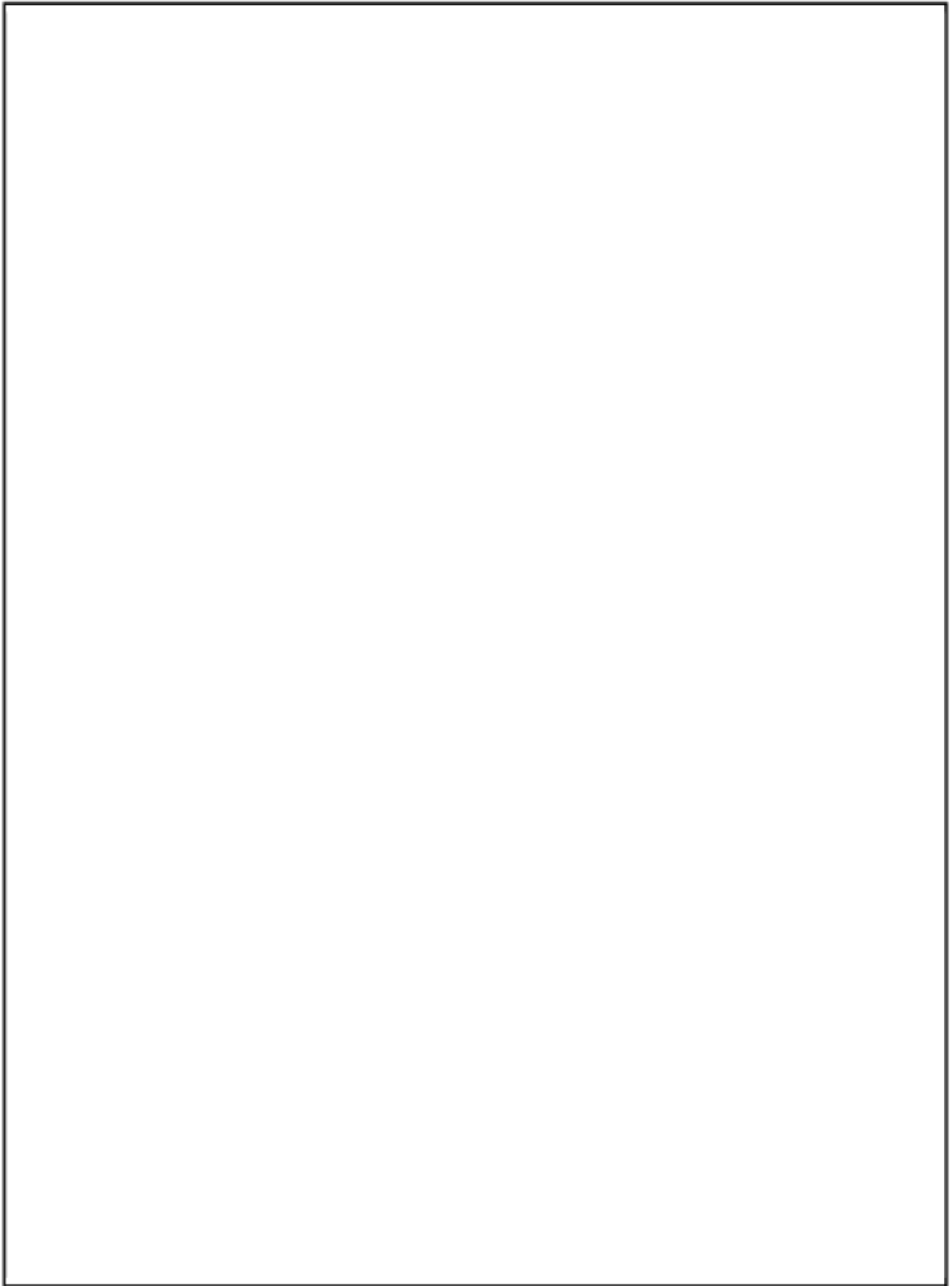
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



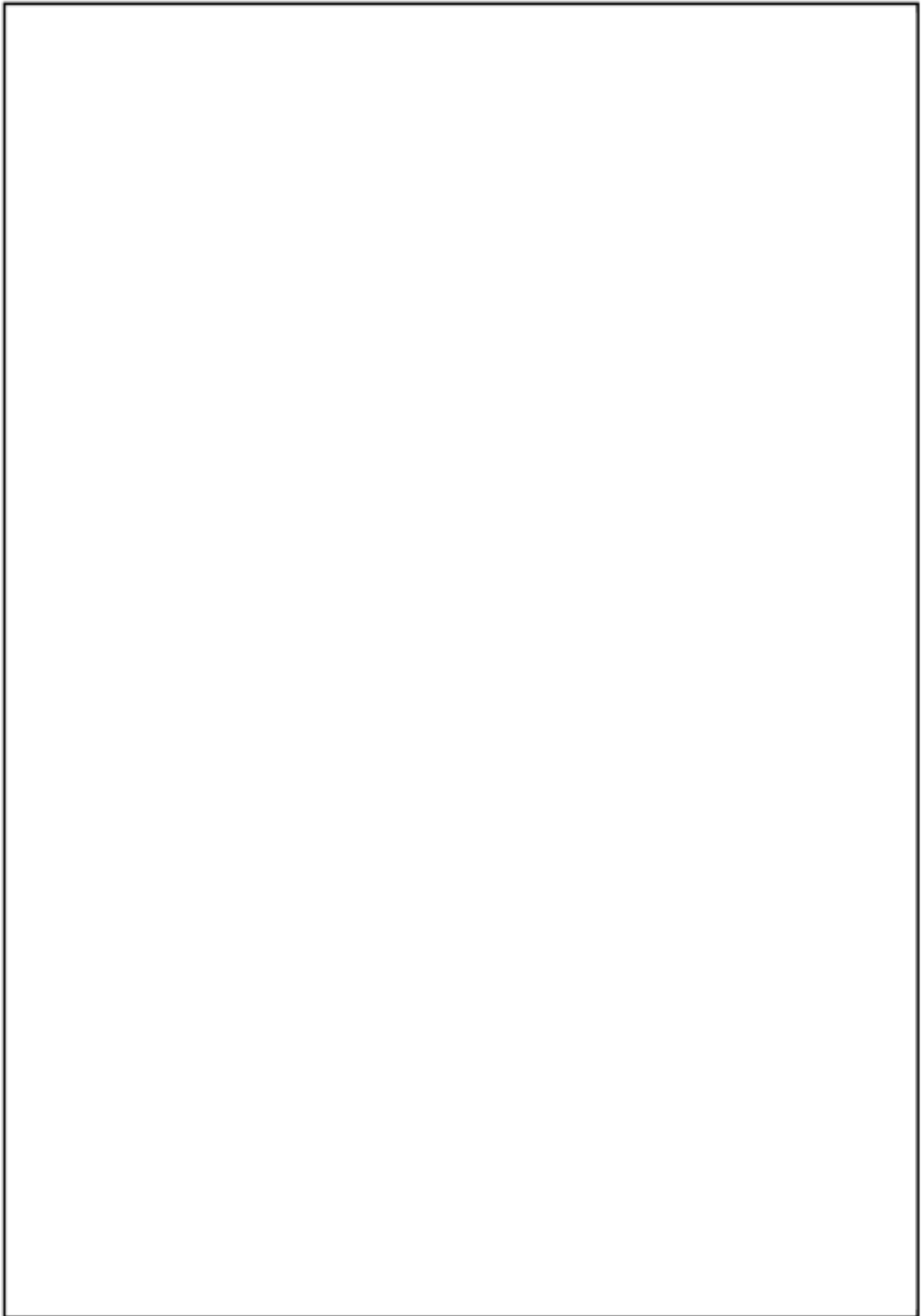
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

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。

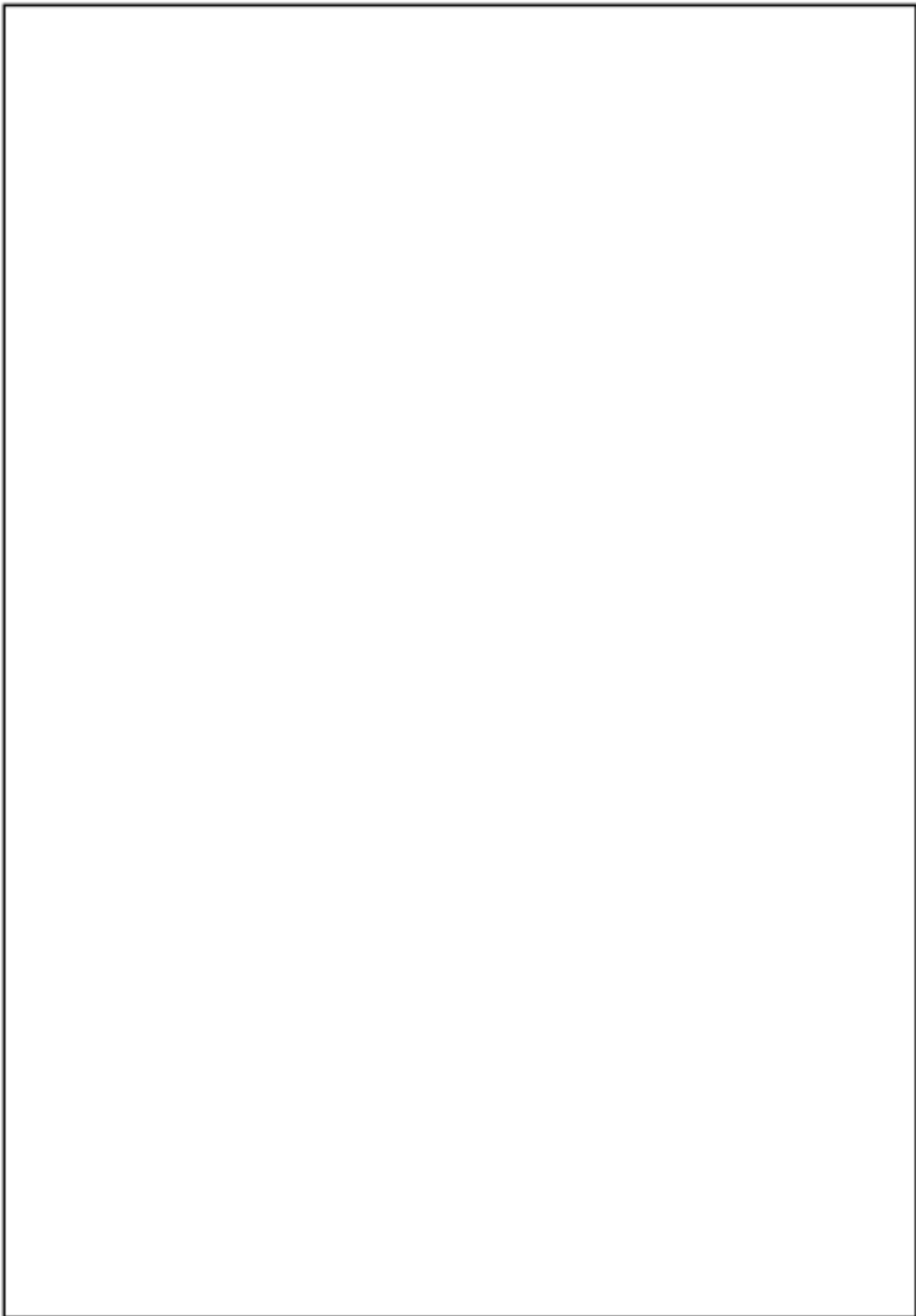
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



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。

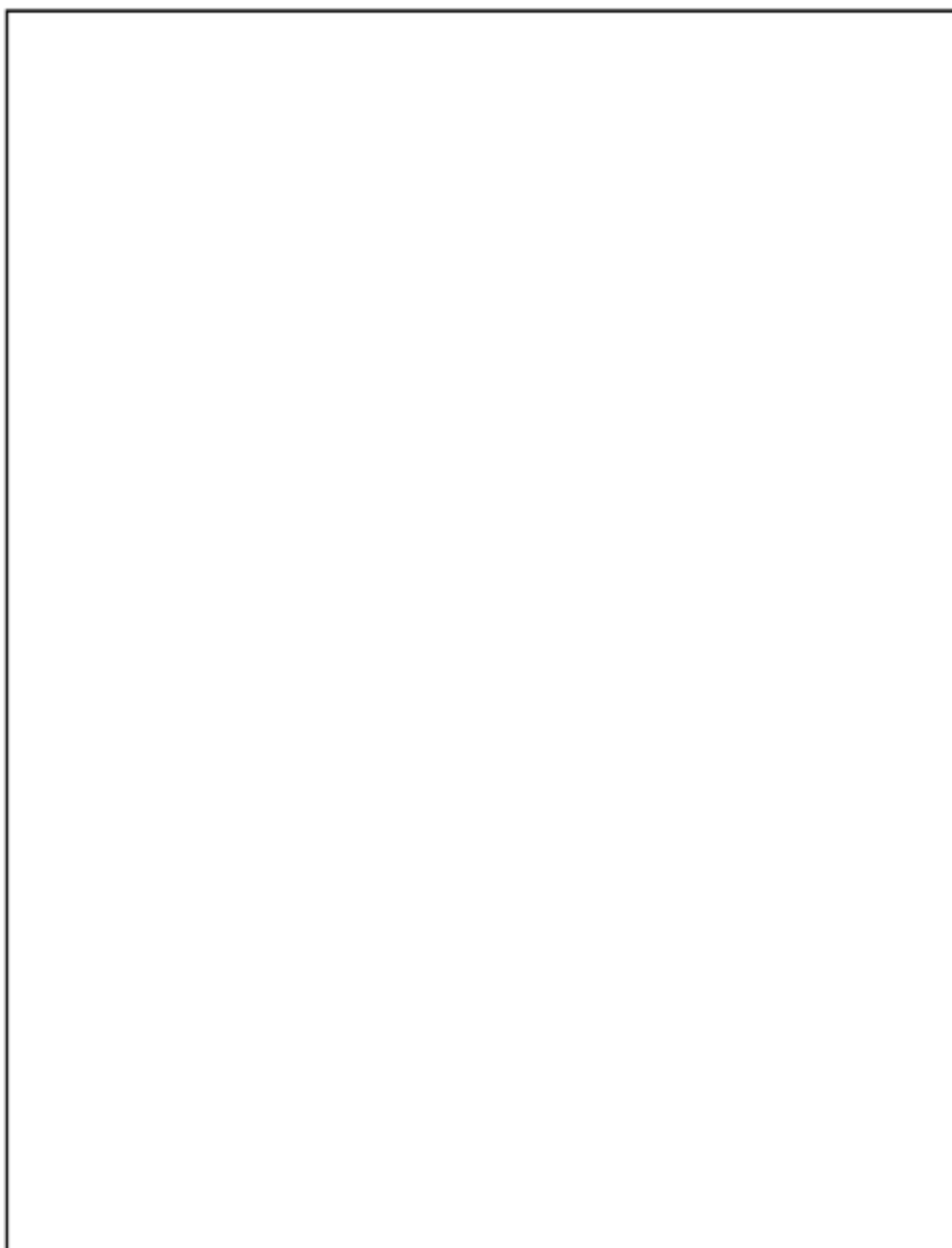


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

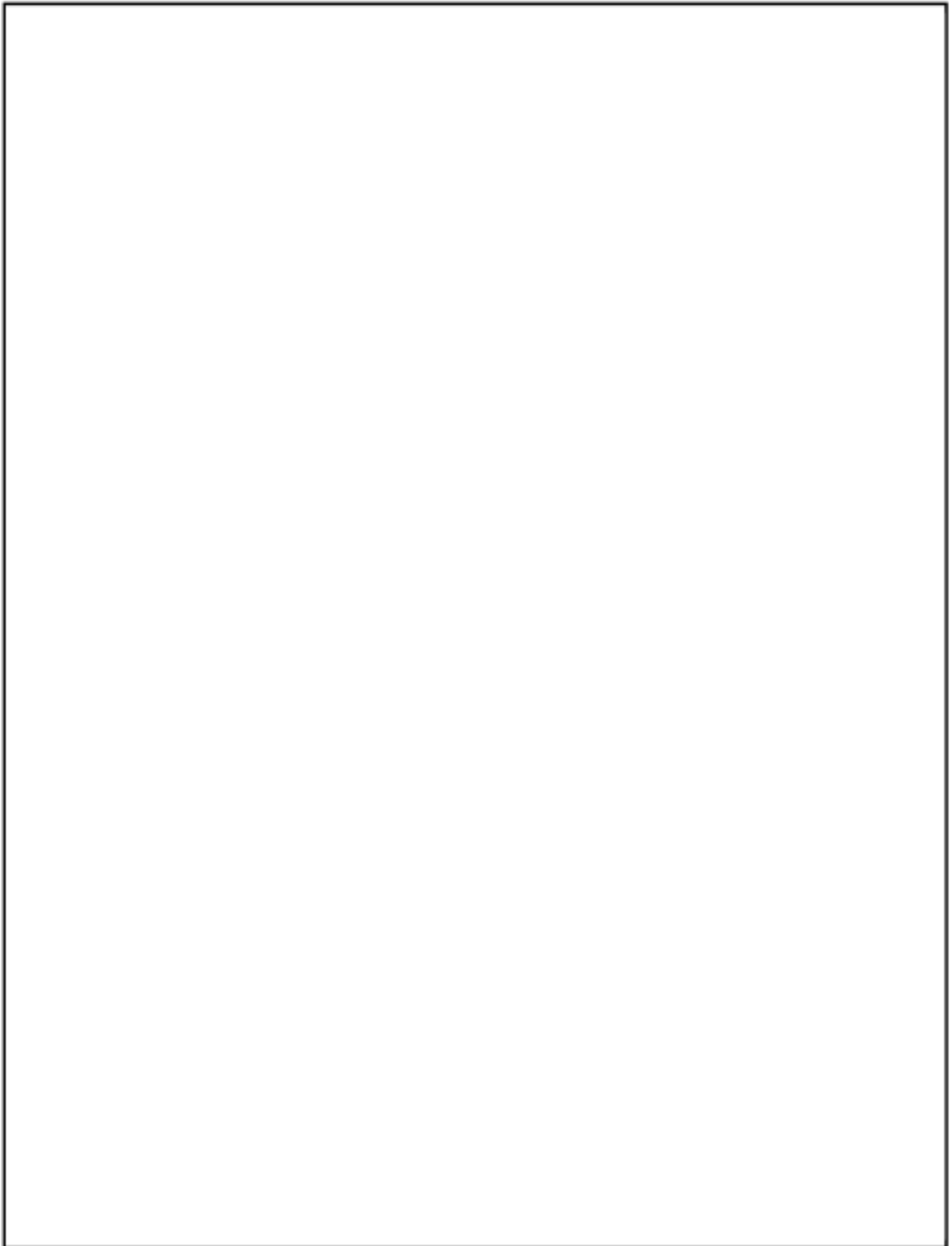


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.14.9.1 表 計装設備の設備仕様



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。



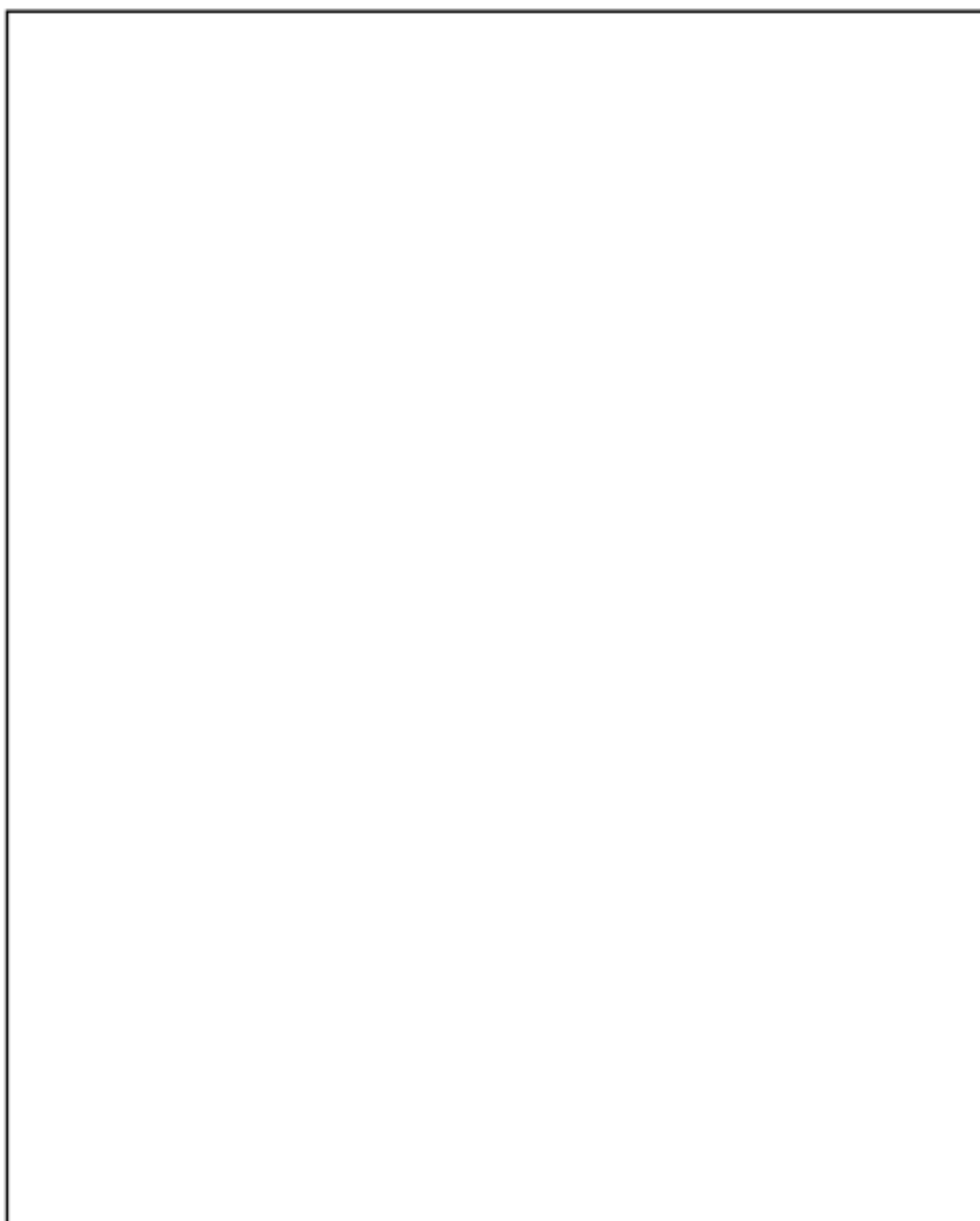
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.14.10.1 表 通信連絡設備の設備仕様

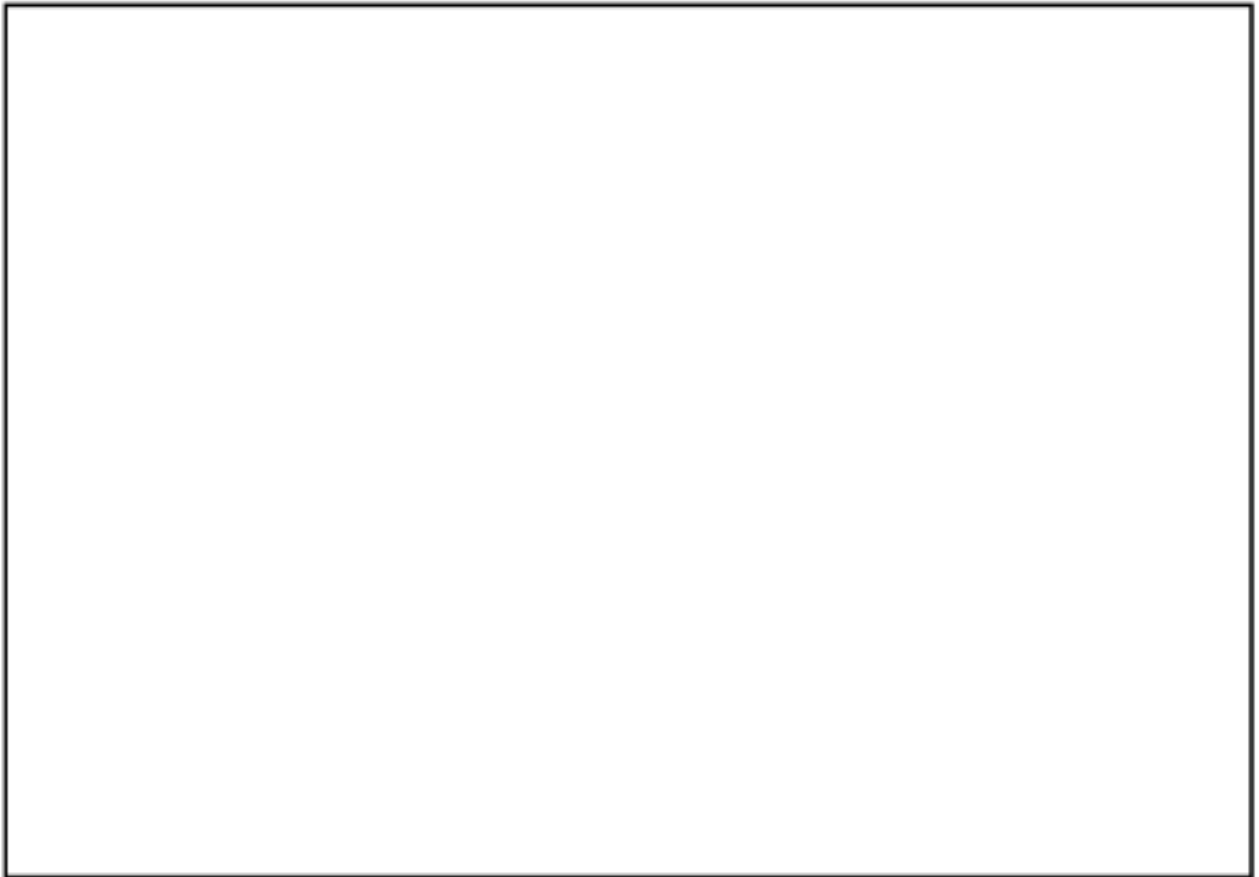
--

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。

第 10.14.11.1 表 緊急時制御室の設備仕様



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。



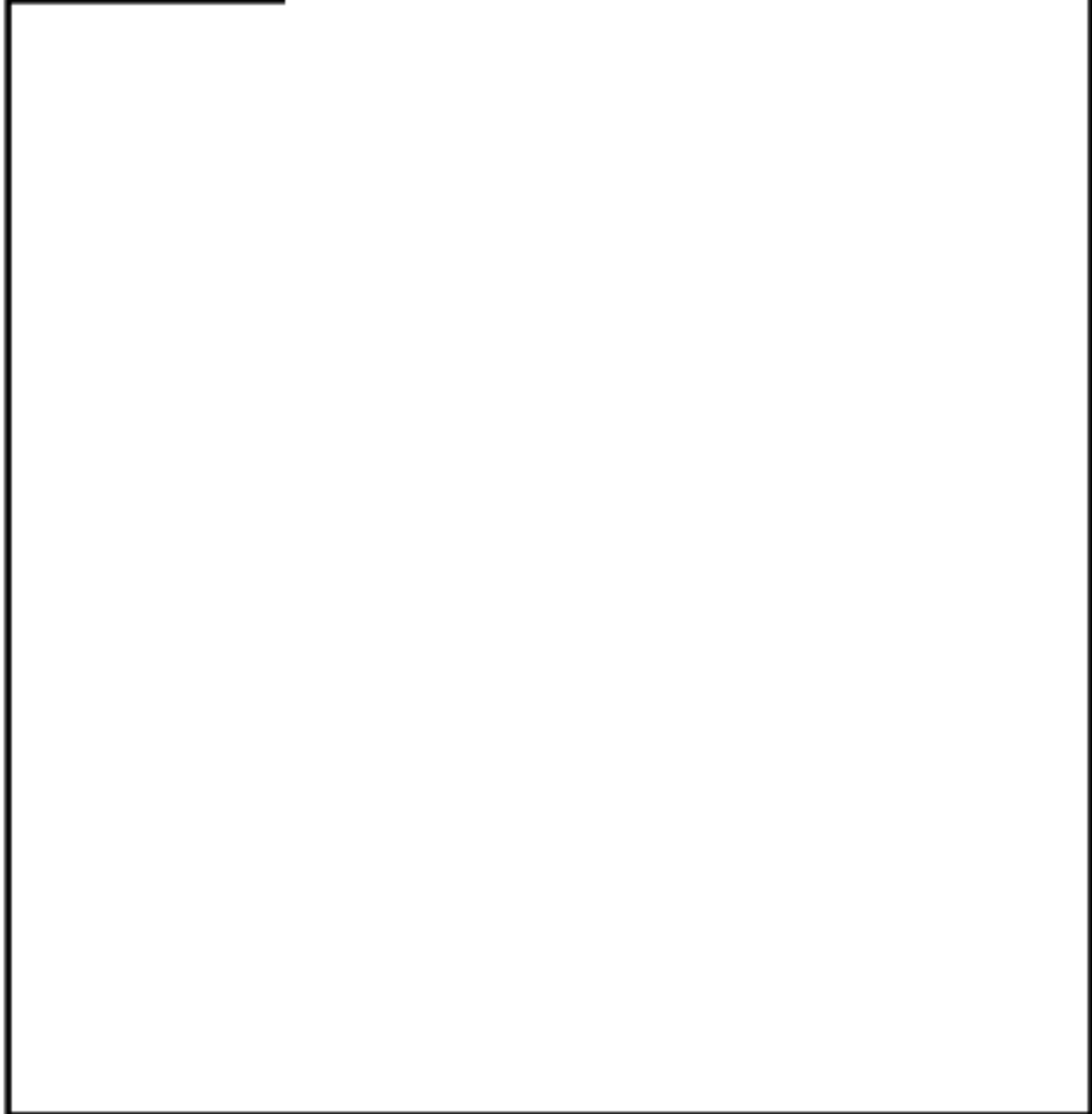
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.14.11.2 表



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。

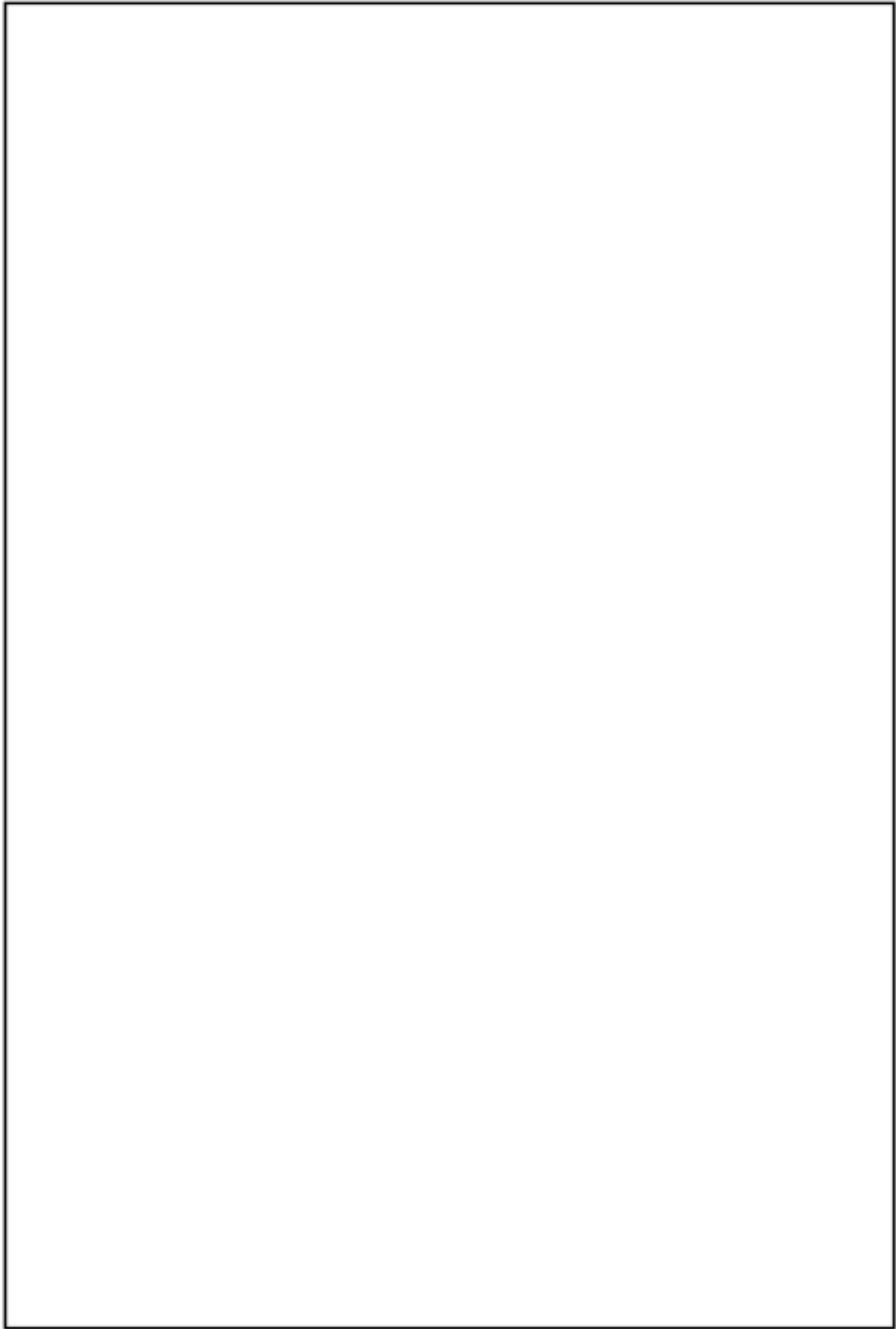
第 10.14.11.3 表



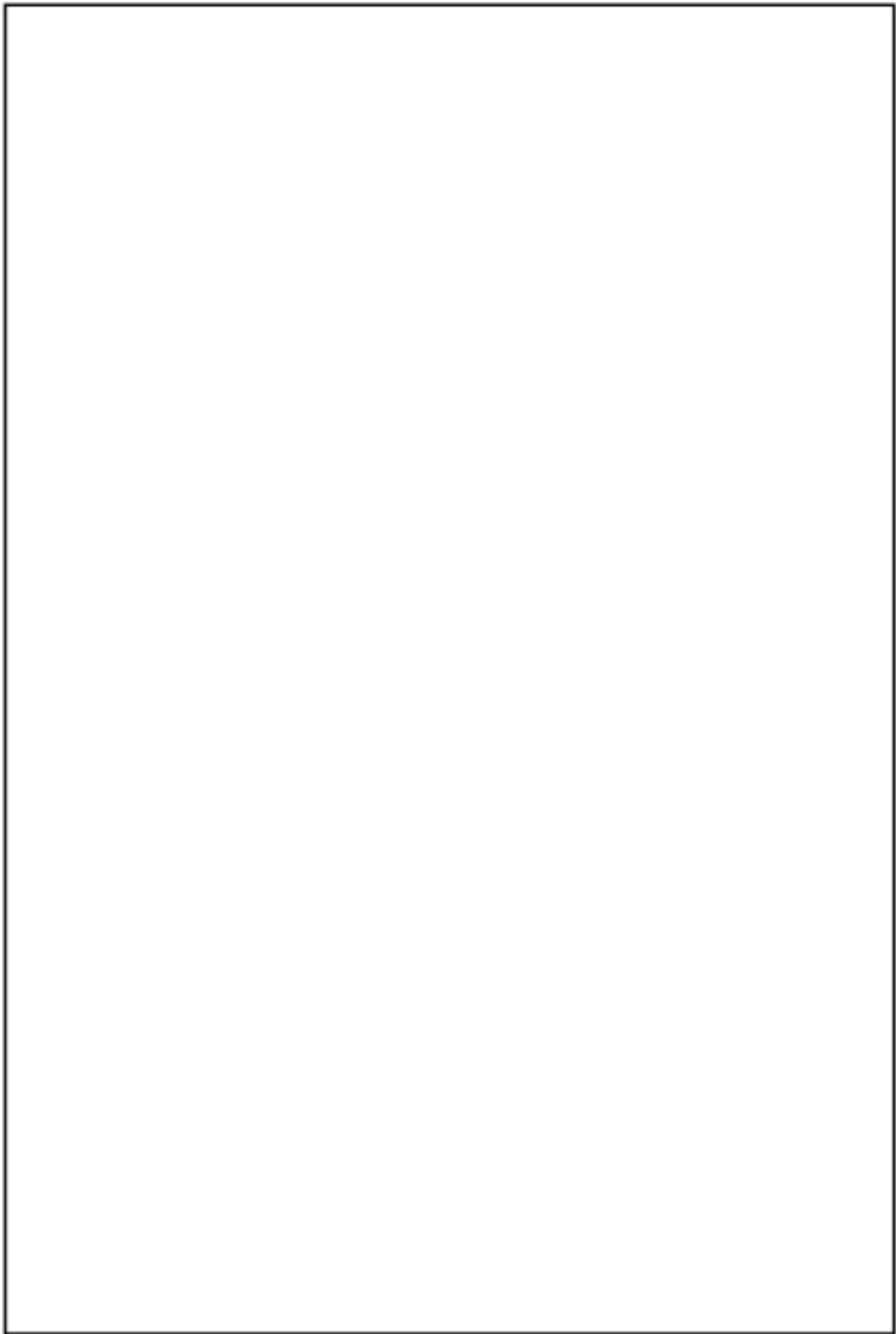
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.14 .12.1 表

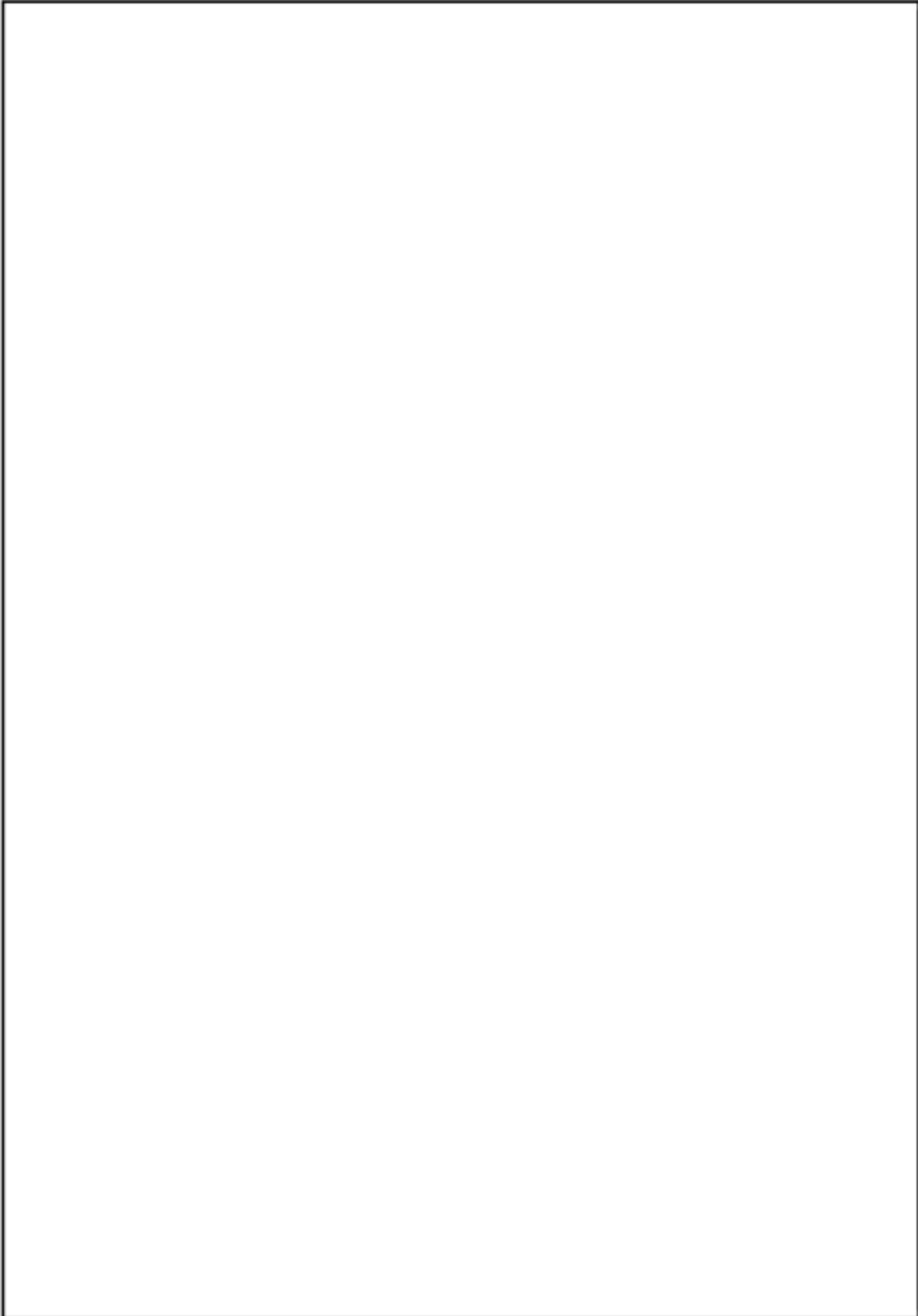
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



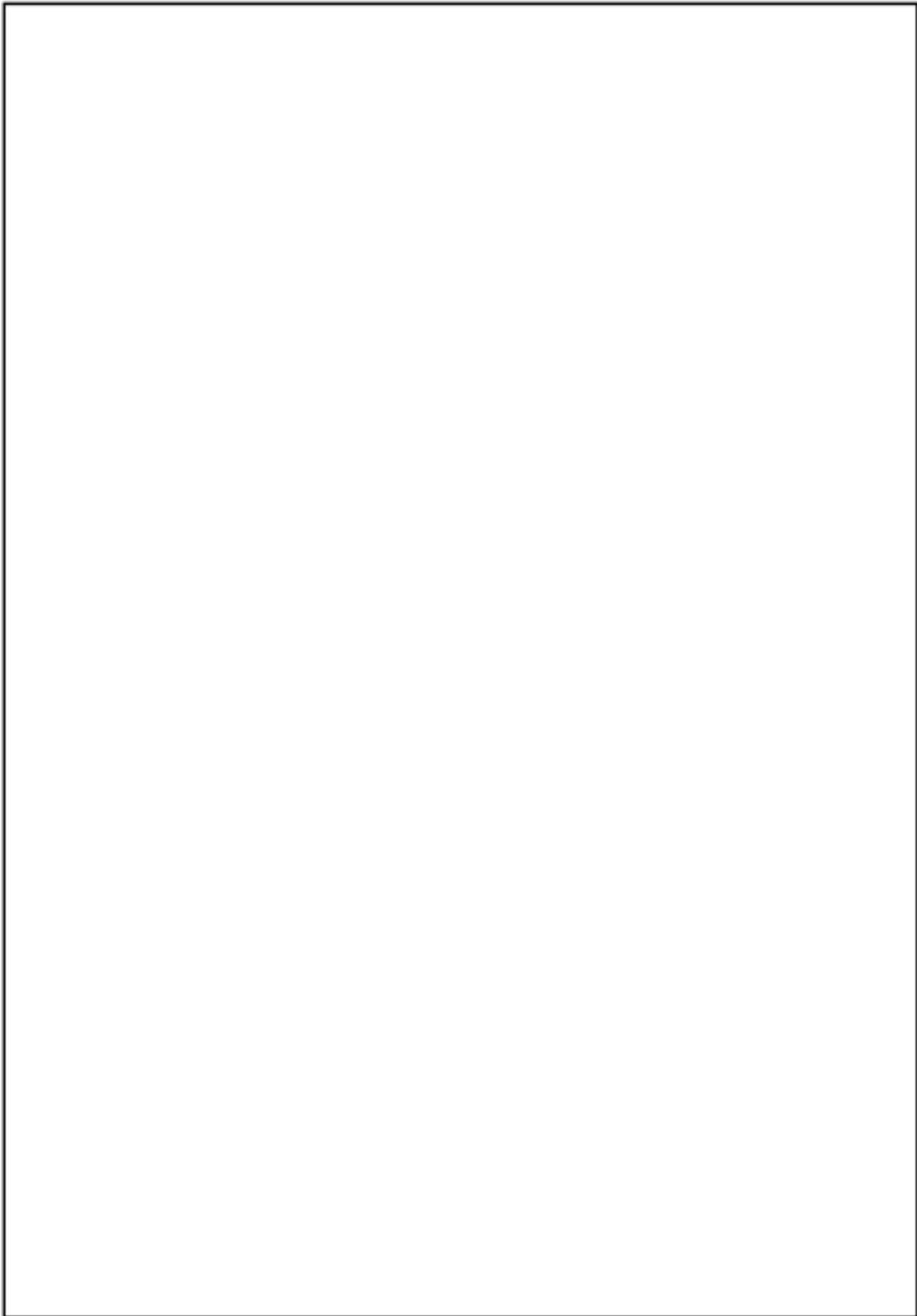
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



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。

第 10.14.13.1 表



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。

第10.15.1表 使用済燃料輸送容器保管建屋の設備仕様

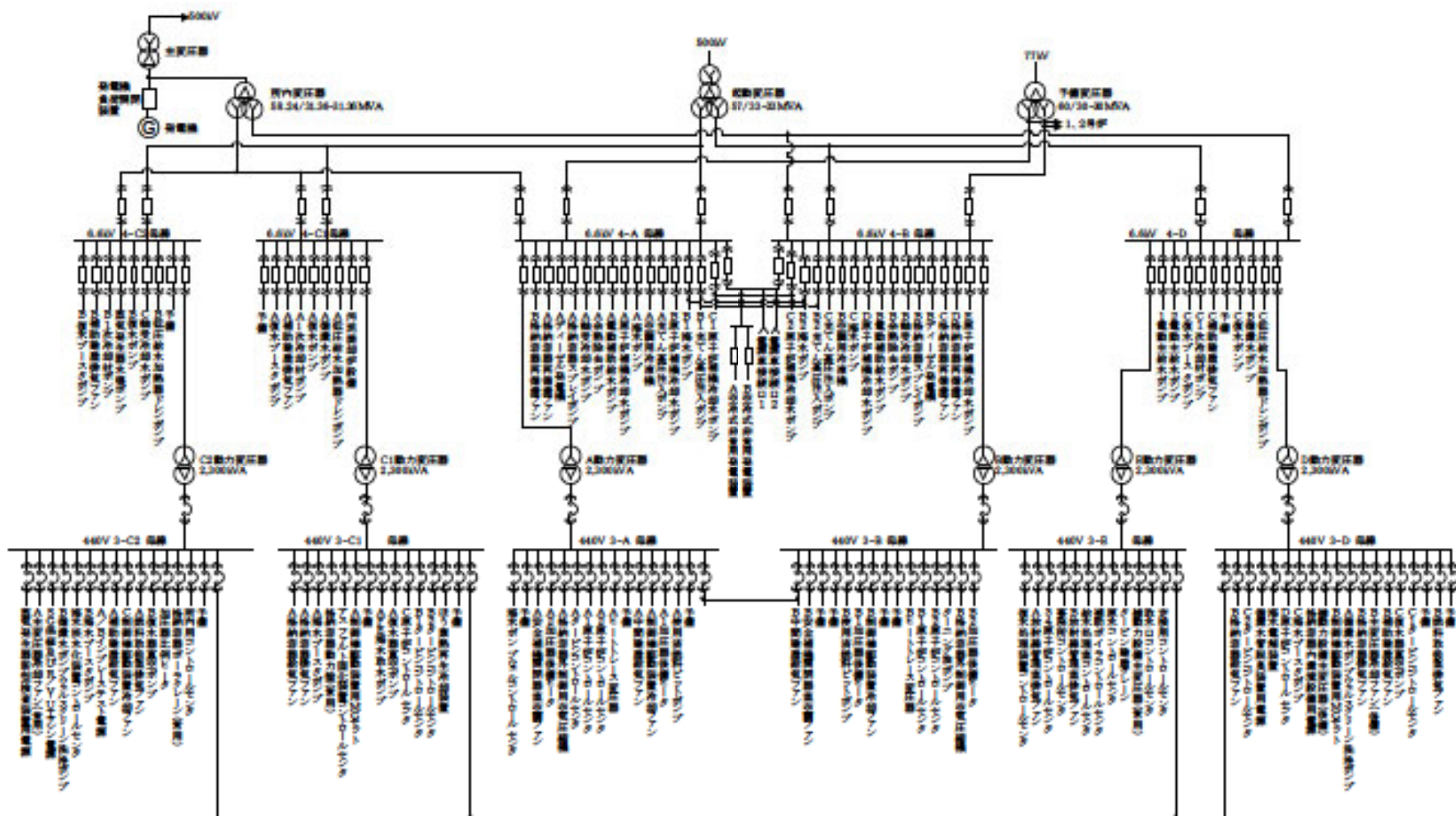
使用済燃料輸送容器保管建屋（1号、2号、3号及び4号炉共用）

構造	鉄筋コンクリート造
面積	約 700 m <sup>2</sup>
保管容量	8基（使用済燃料輸送容器及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料輸送容器合計）

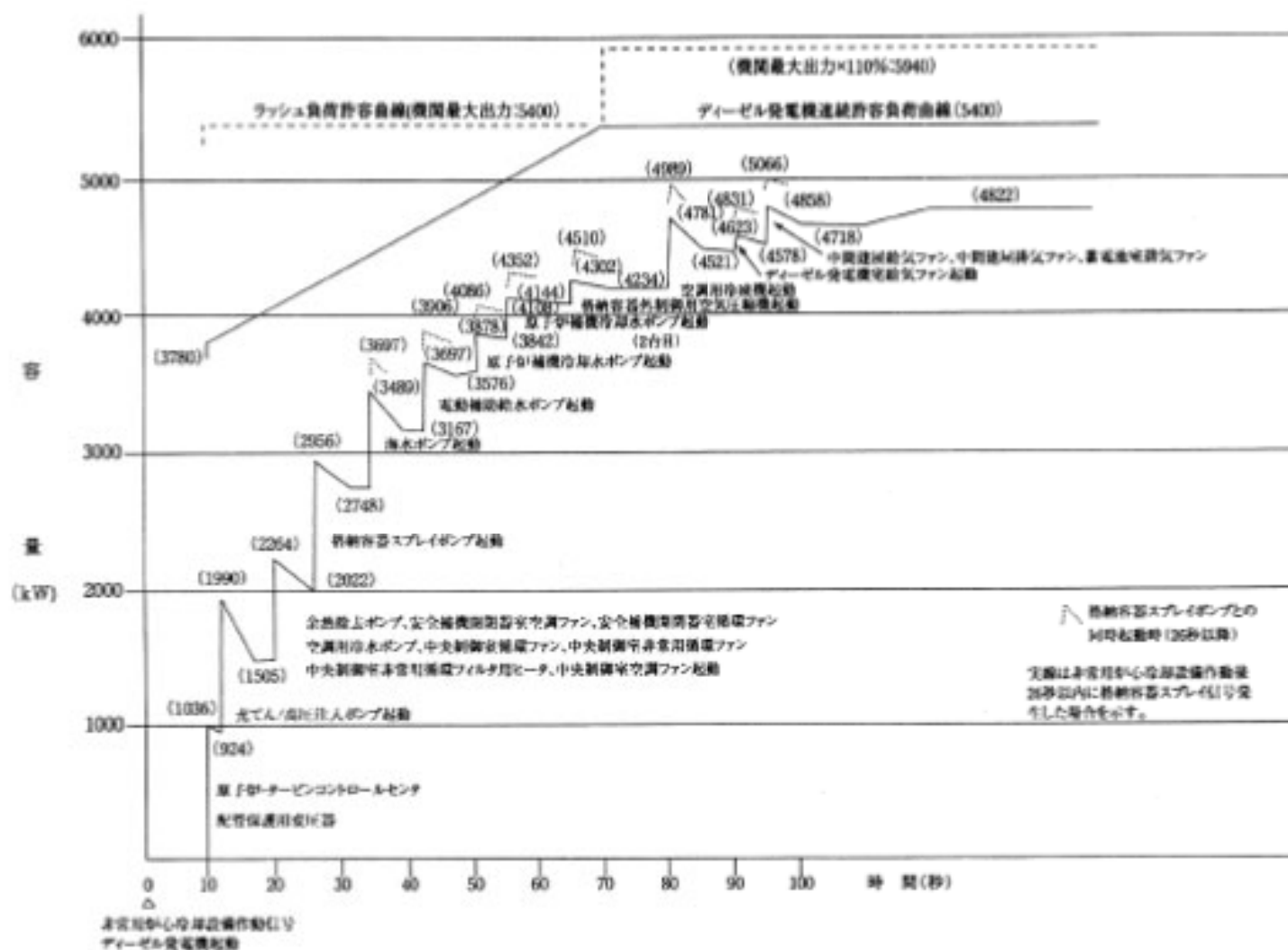
第 10.16.1 表 保修点検建屋の設備仕様

(1) 保修点検建屋（1号、2号、3号及び4号炉共用）

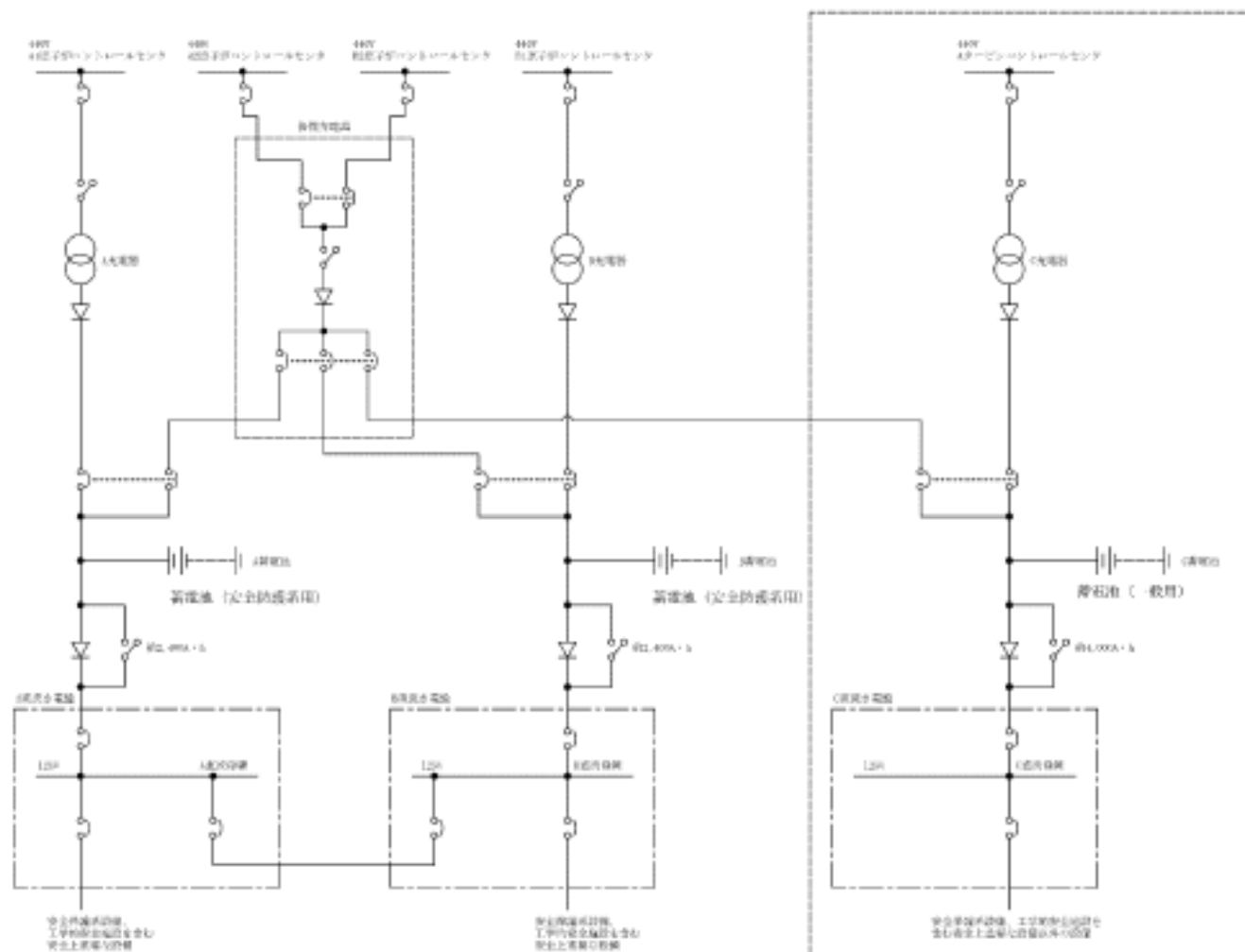
構造	鉄骨造（一部鉄筋コンクリート造）
面積	
地階	約 280 m <sup>2</sup>
1階	約 1,600 m <sup>2</sup>
2階	約 770 m <sup>2</sup>



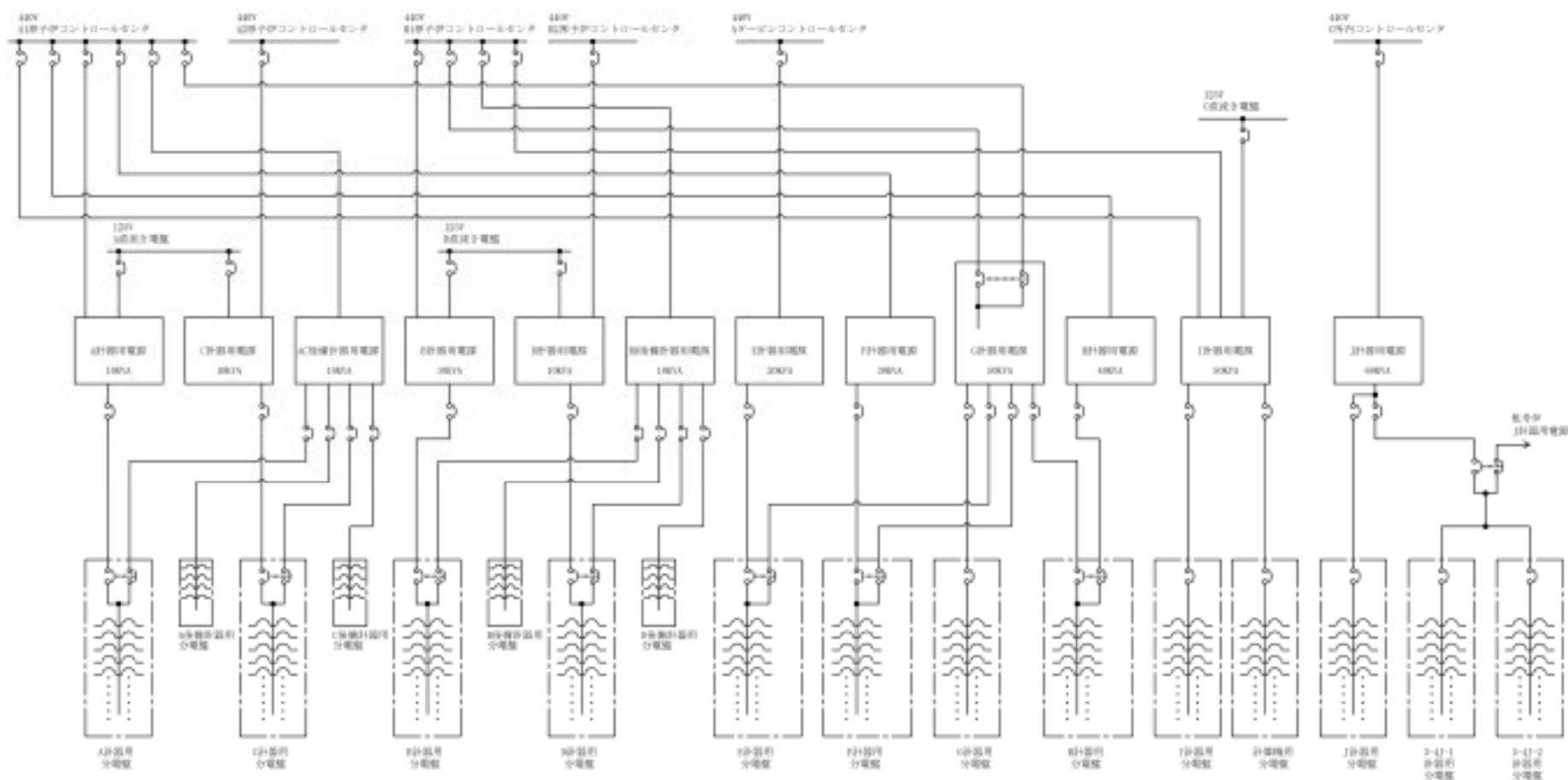
第 10.1.1 图 所内单线结线图



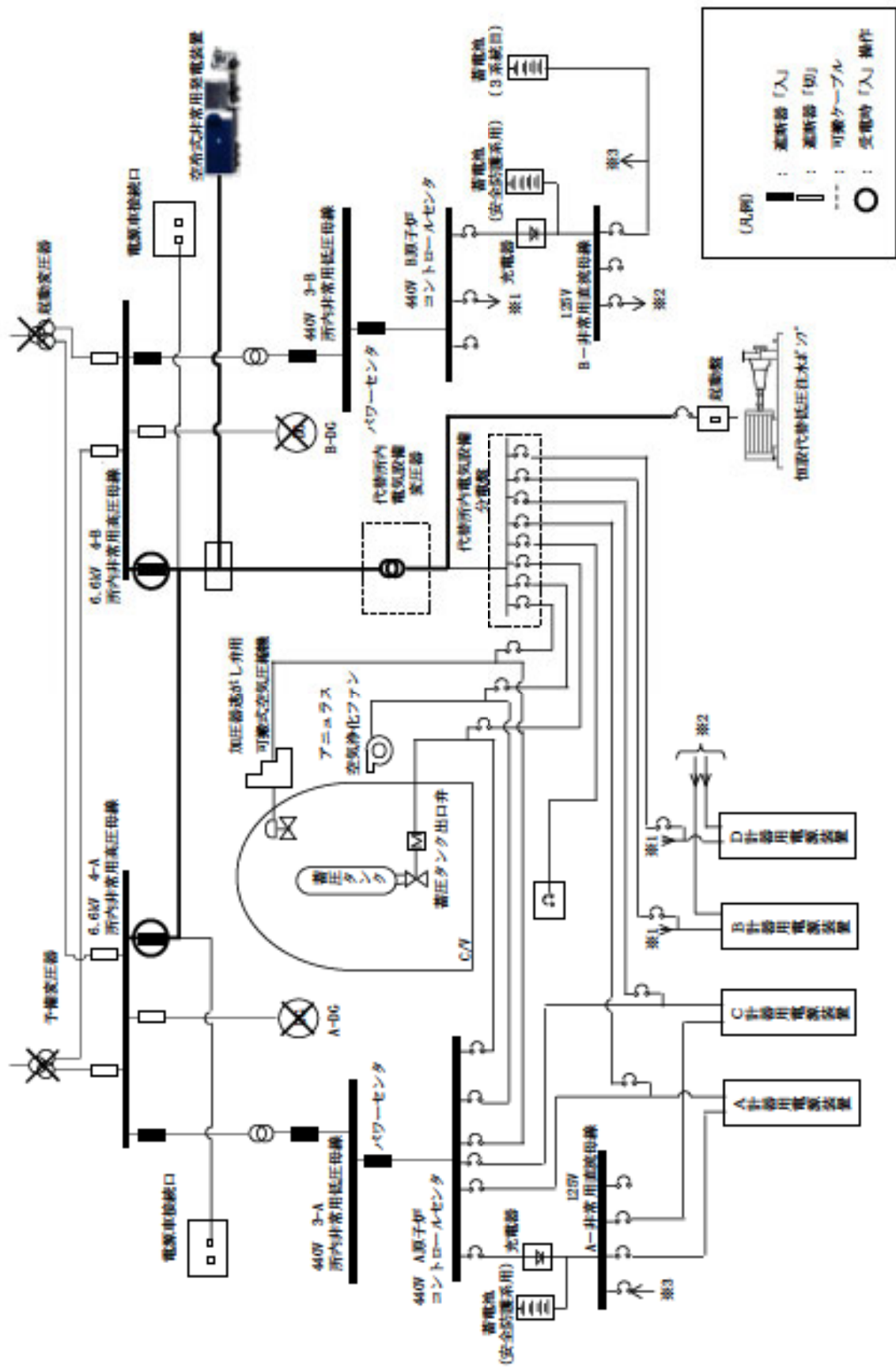
第 10.1.2 図 工学的安全施設作動時におけるディーゼル発電機の負荷曲線



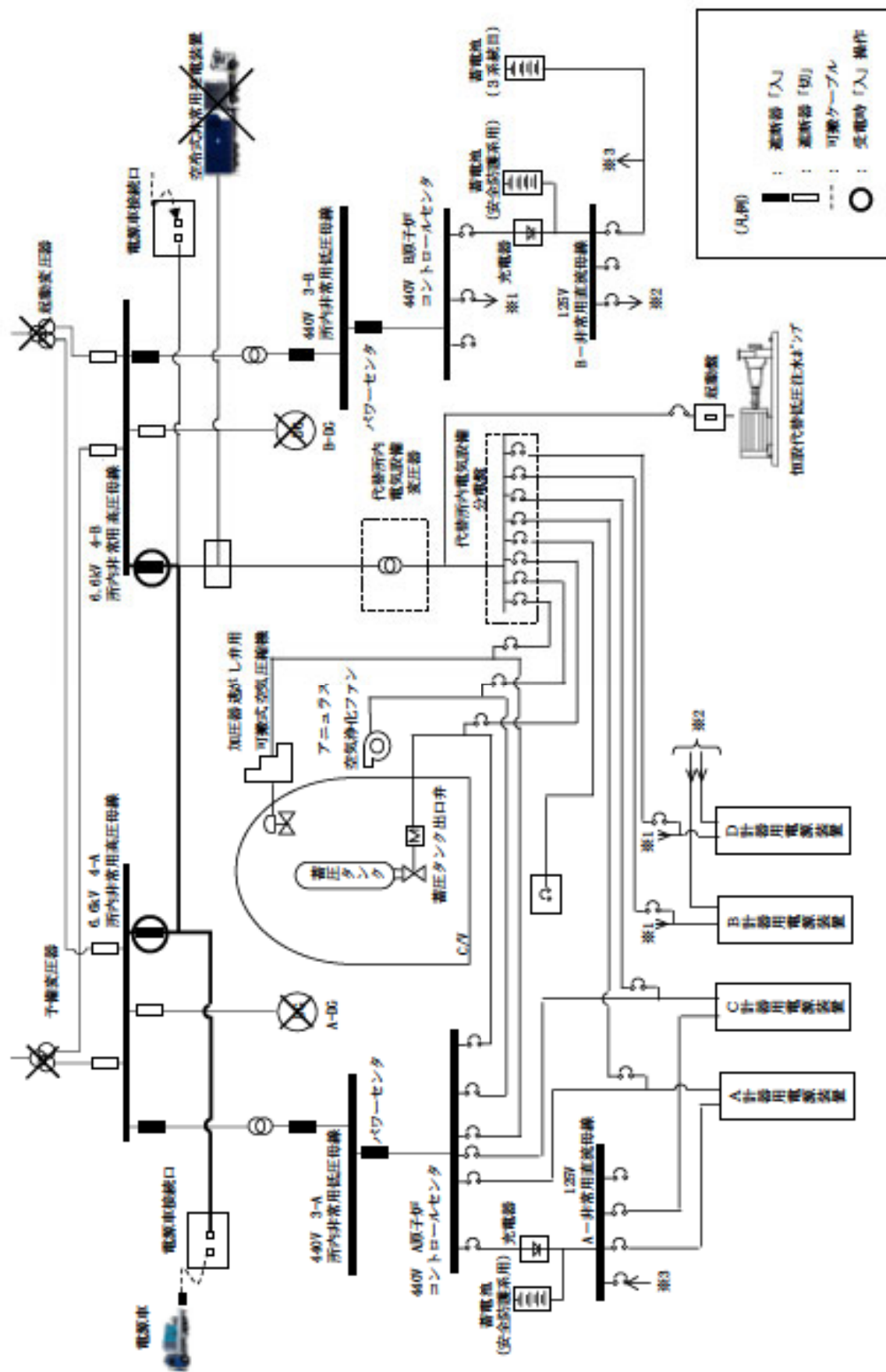
第 10.1.3 図 直流単線結線図



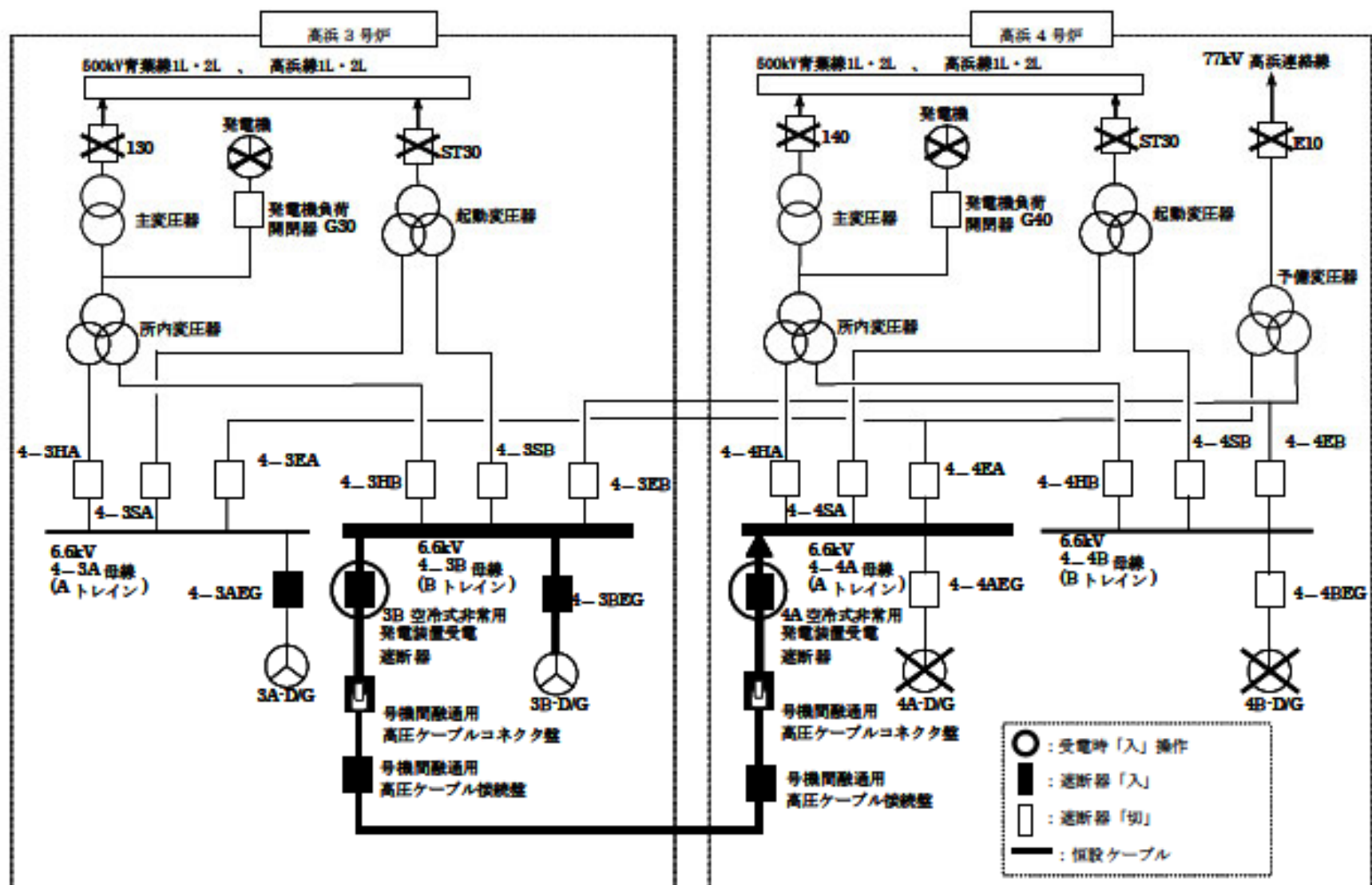
第 10.1.4 図 計測制御用電源単線結線図



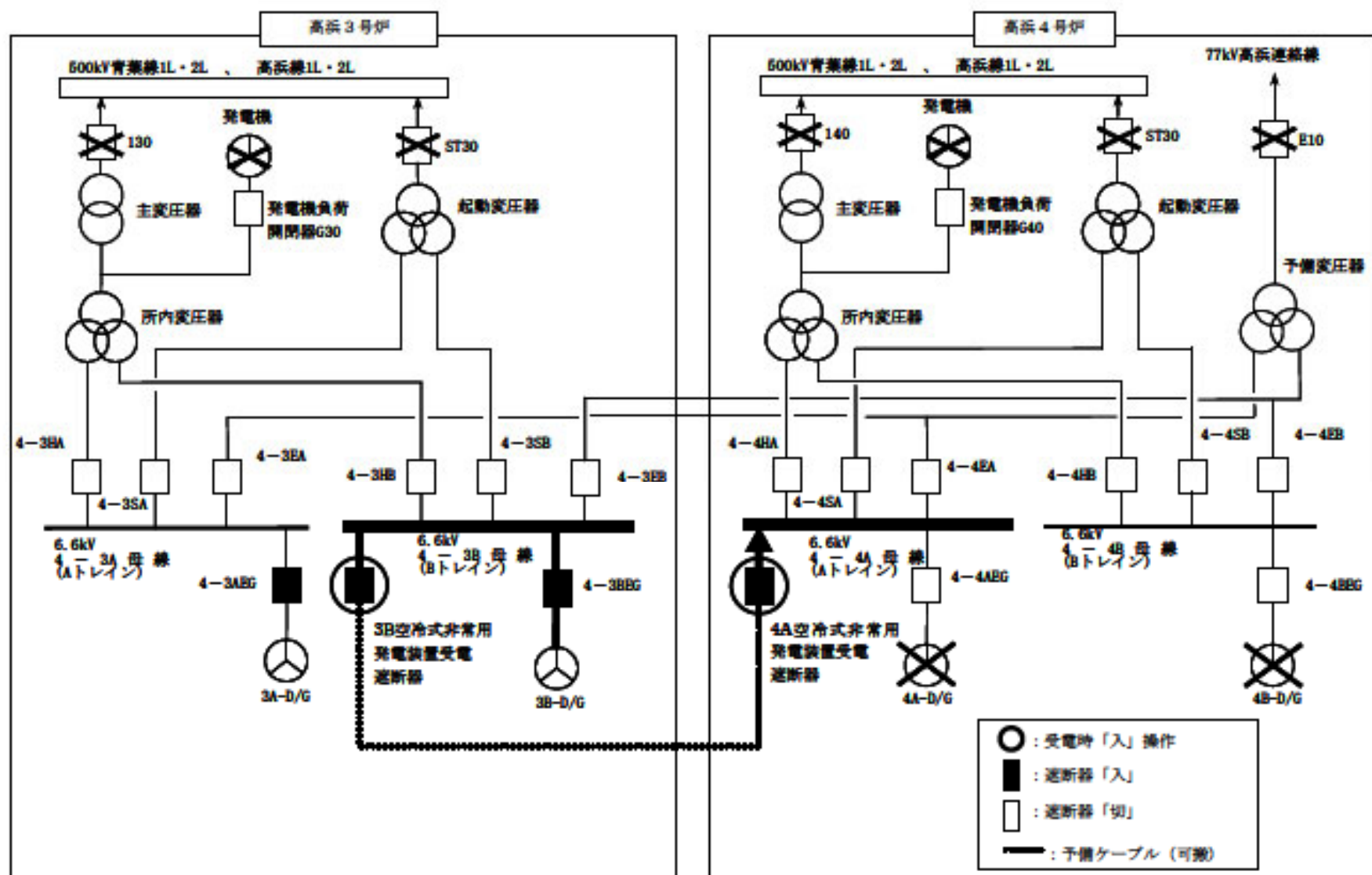
第 10.2.1 図 電源系統概要図 ( 1 )



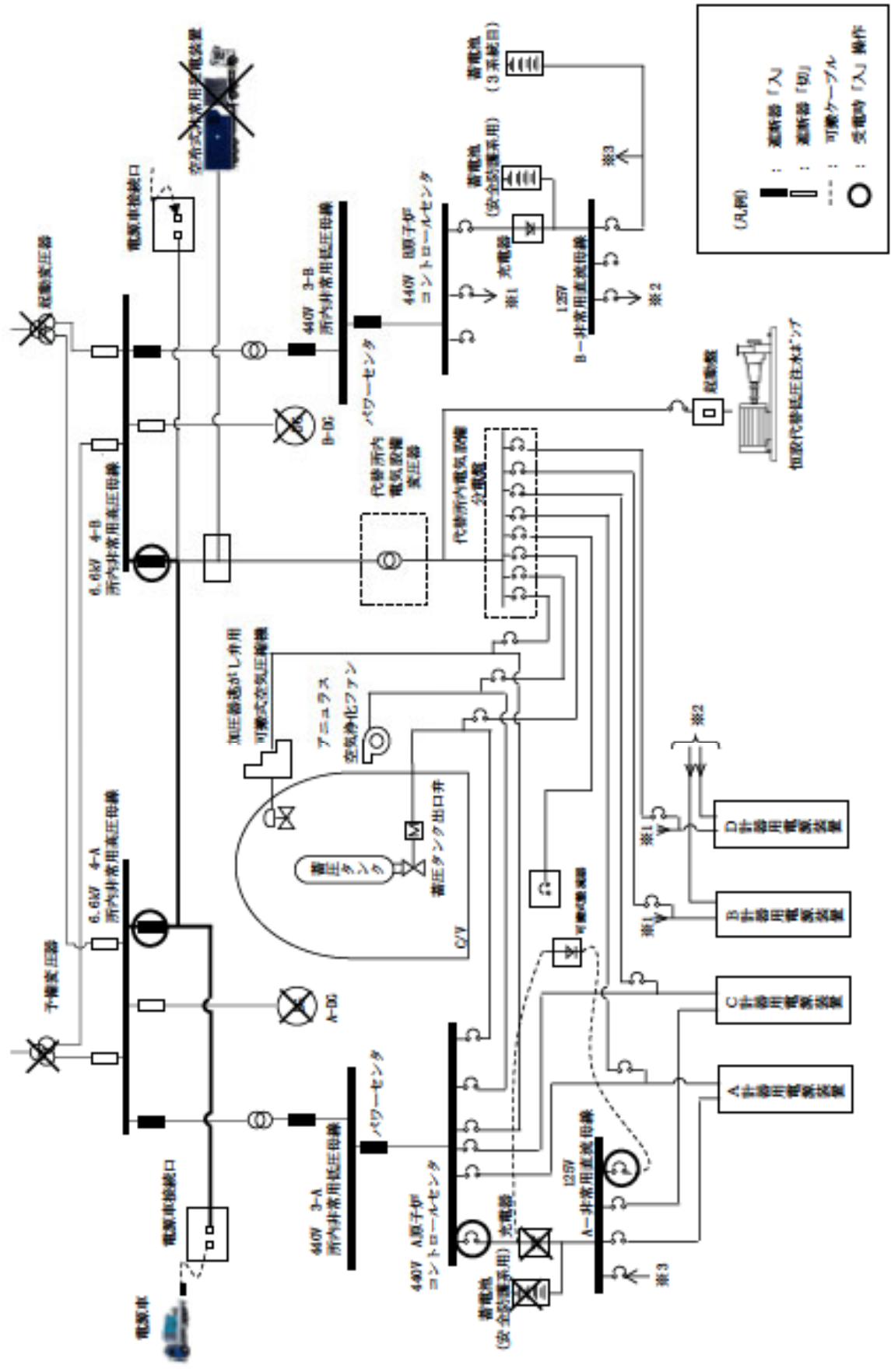
第 10.2.2 図 電源系統概要図 ( 2 )



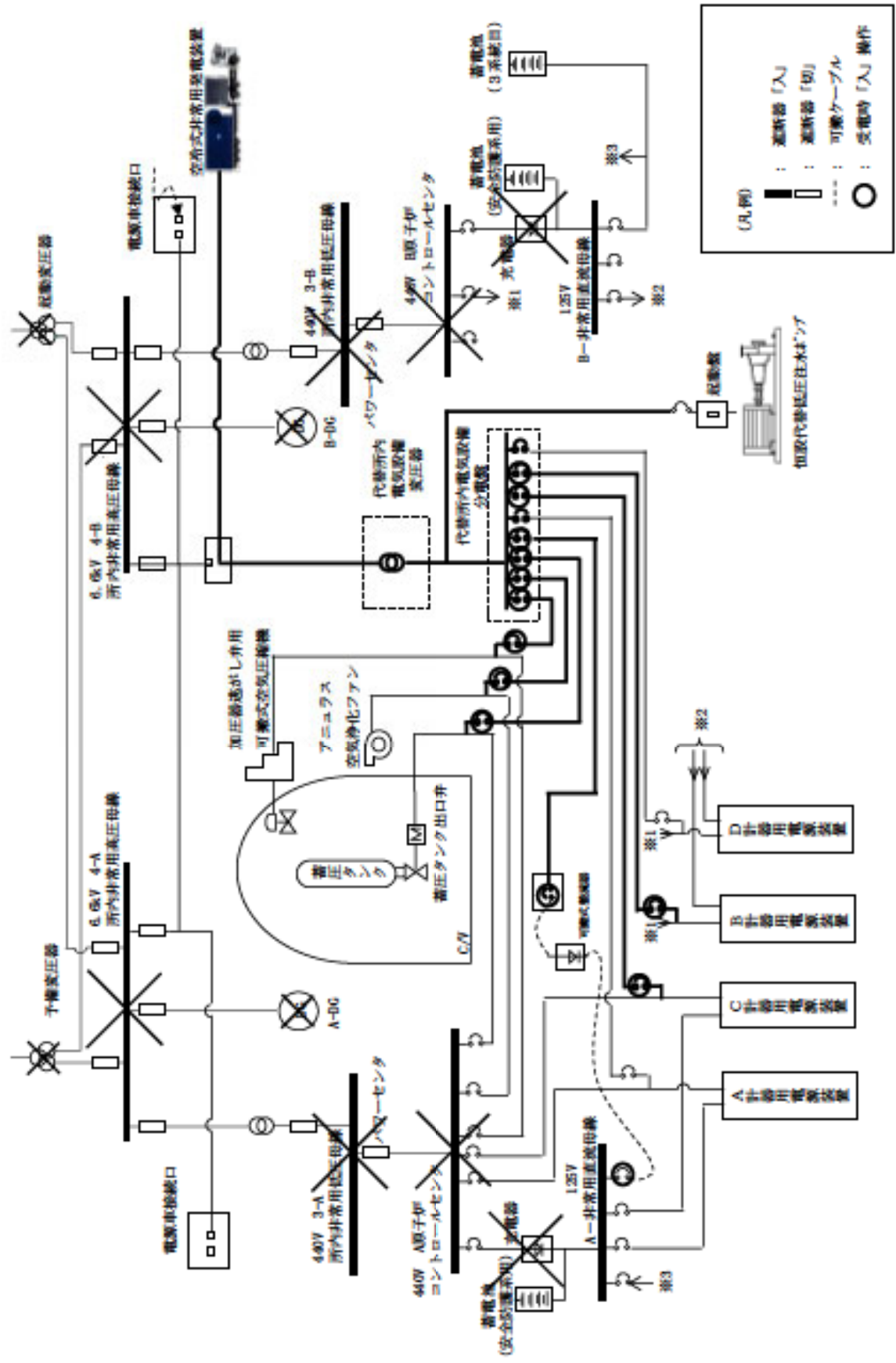
第 10.2.3 図 電源系統概要図 (3)



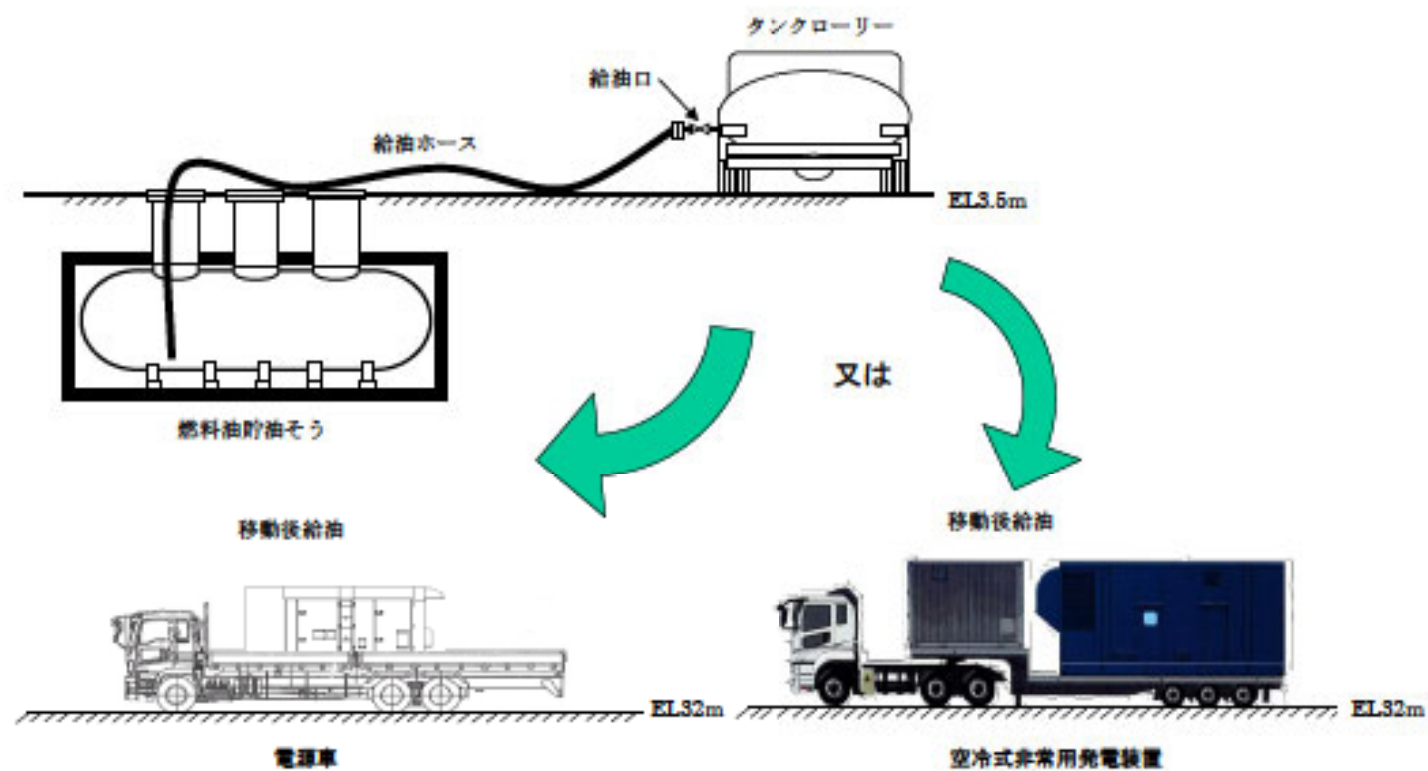
第 10.2.4 図 電源系統概要図 (4)



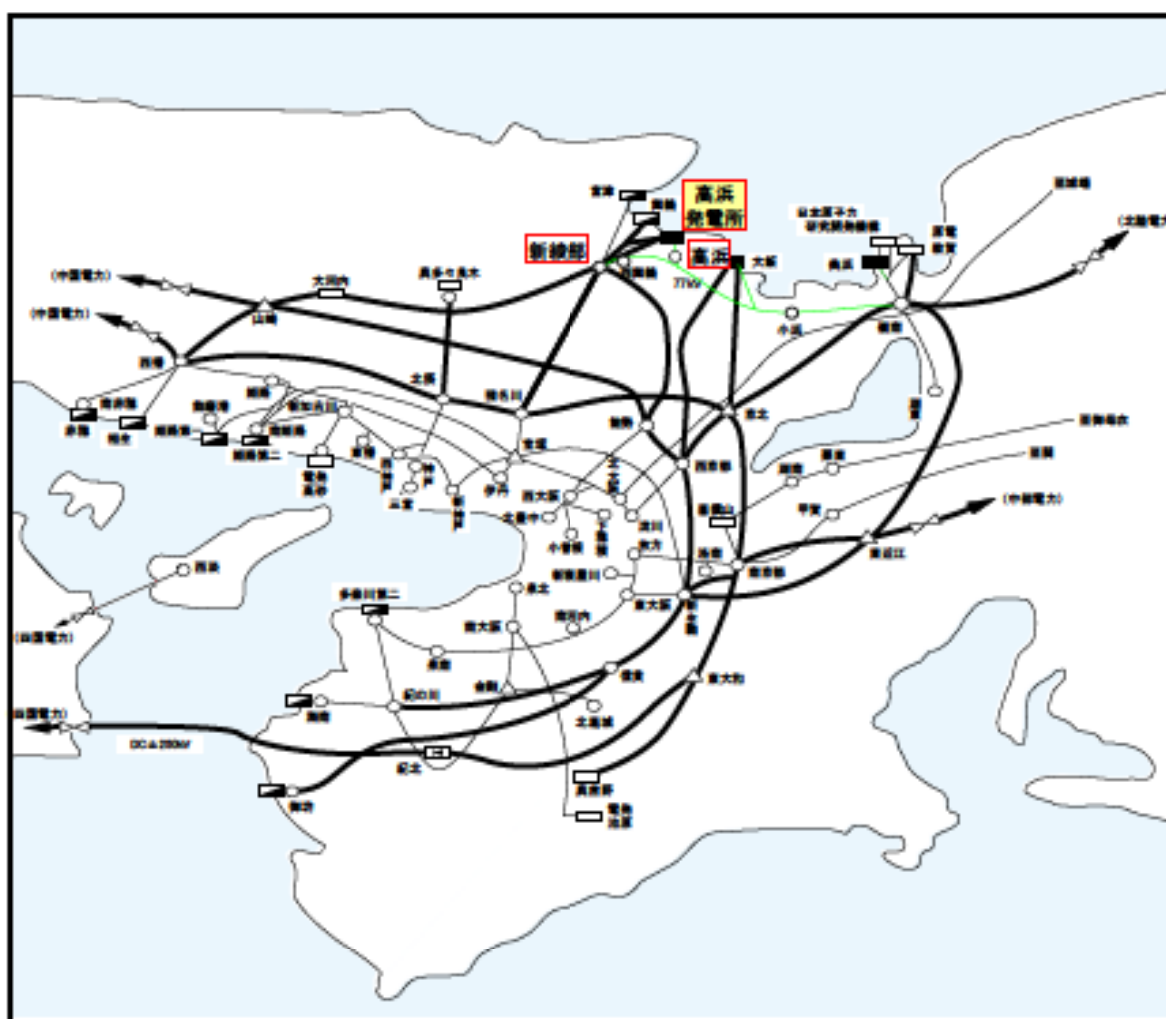
第 10.2.5 図 電源系統概要図 (5)



第 10.2.6 図 電源系統概要図 ( 6 )

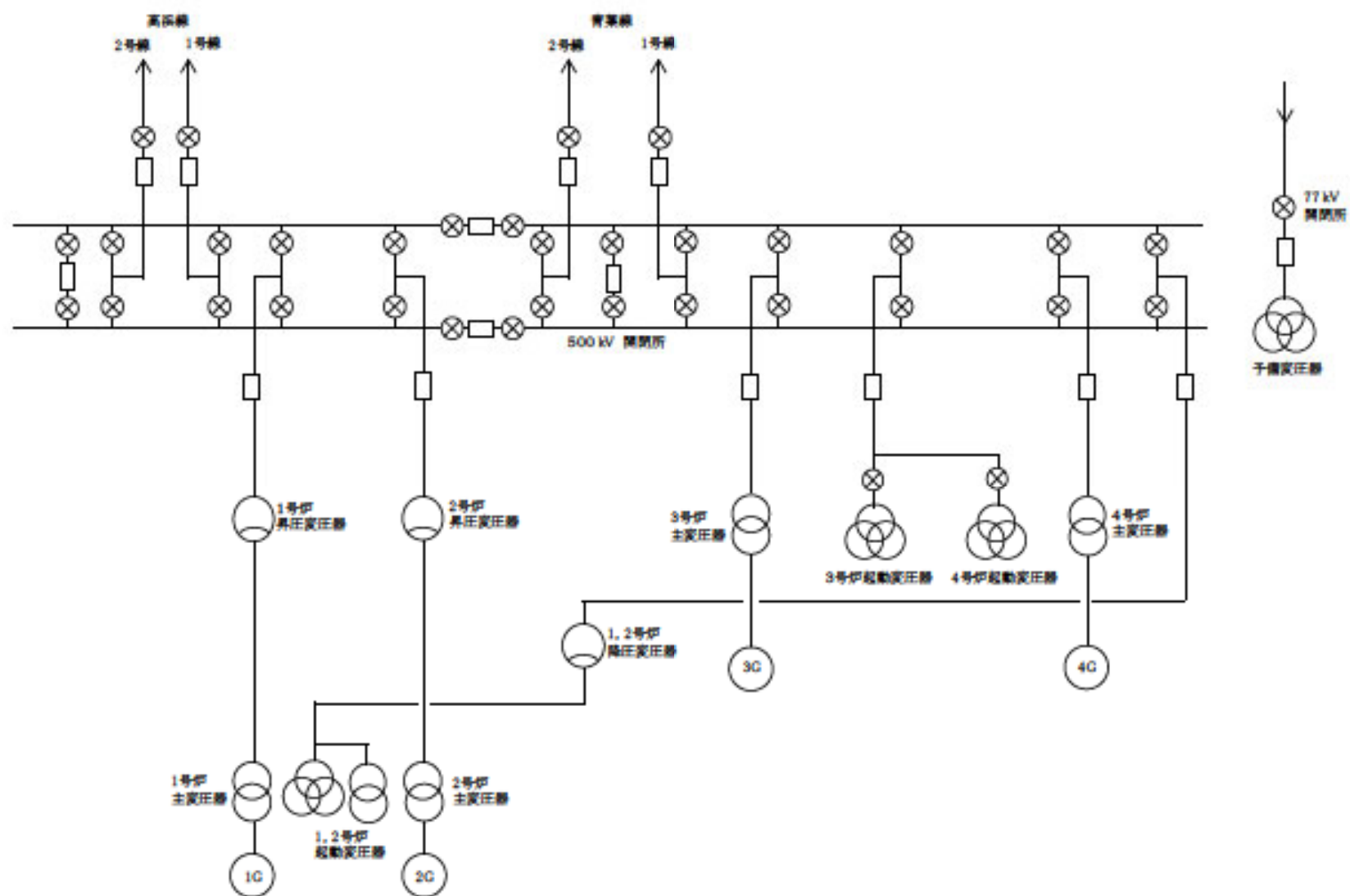


第 10.2.7 図 電源系統概要図 (7)

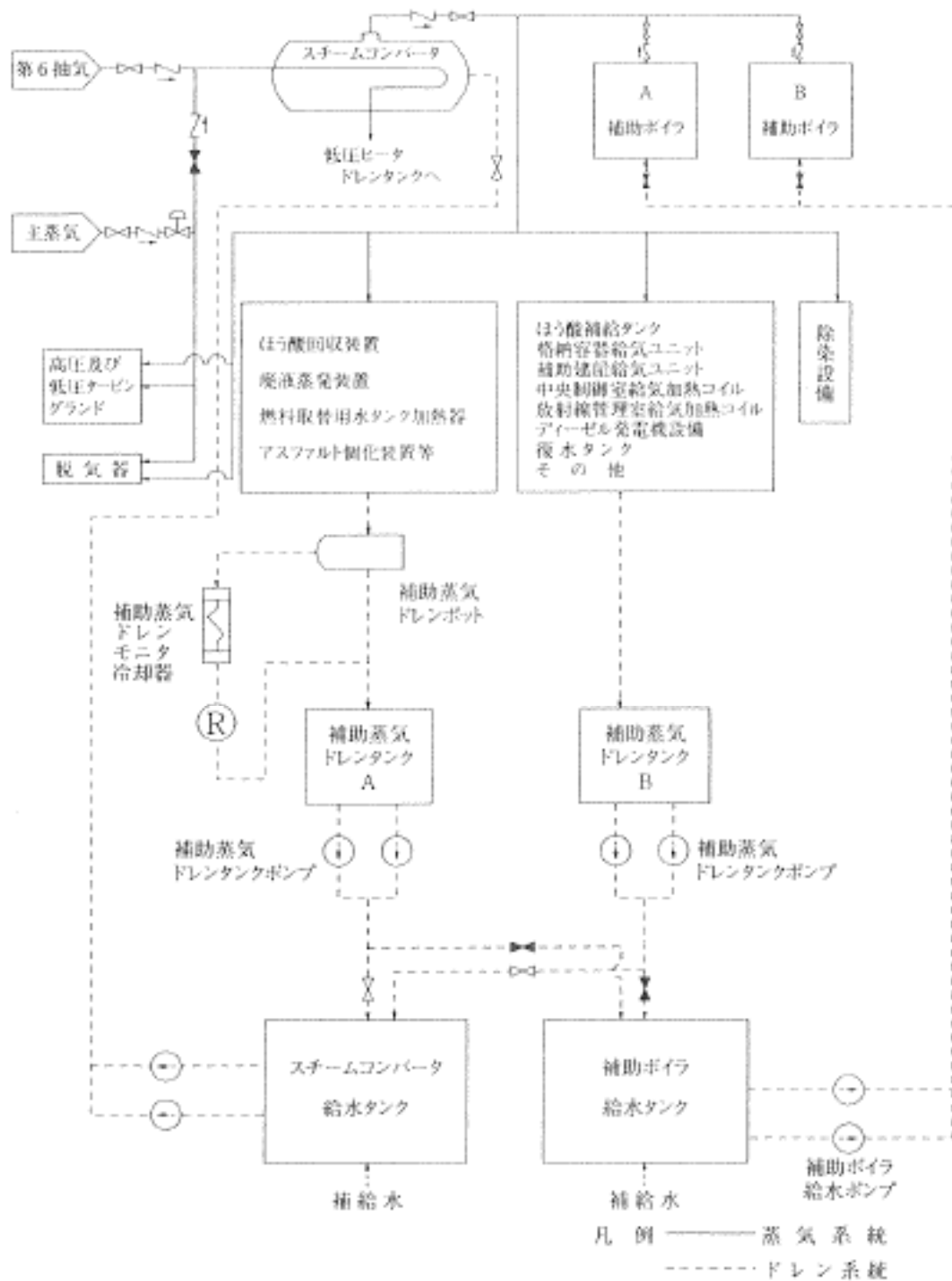


	送電線			自社発電所			他社発電所	変電所	開閉所	変換所
	500kV	275kV~117kV	77kV	原子力	火力	水力				
既設設備	—	—	—	■	▤	□	□	○	△	□

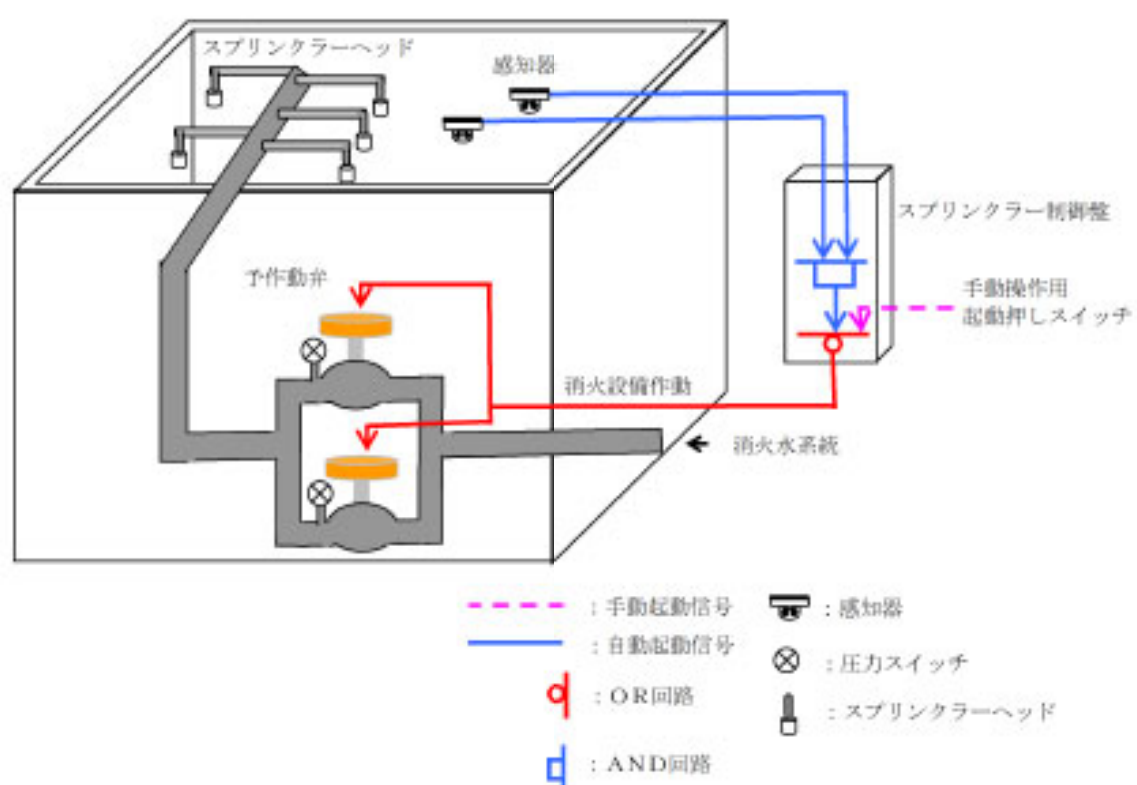
第 10.3.1 図 送電系統図（平成 26 年 10 月時点系統図）



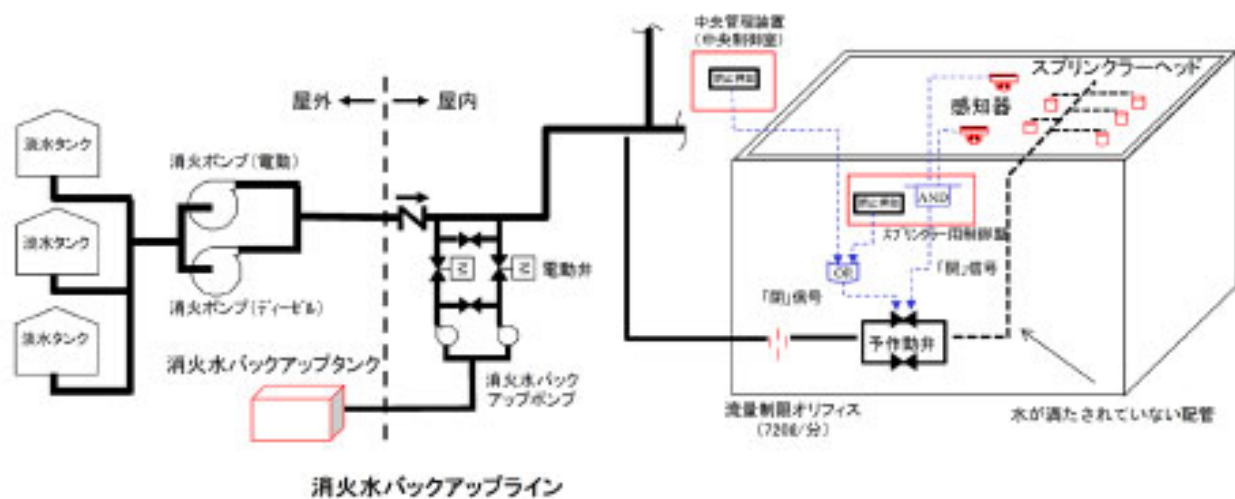
第 10.3.2 图 特高開閉所單線結線圖



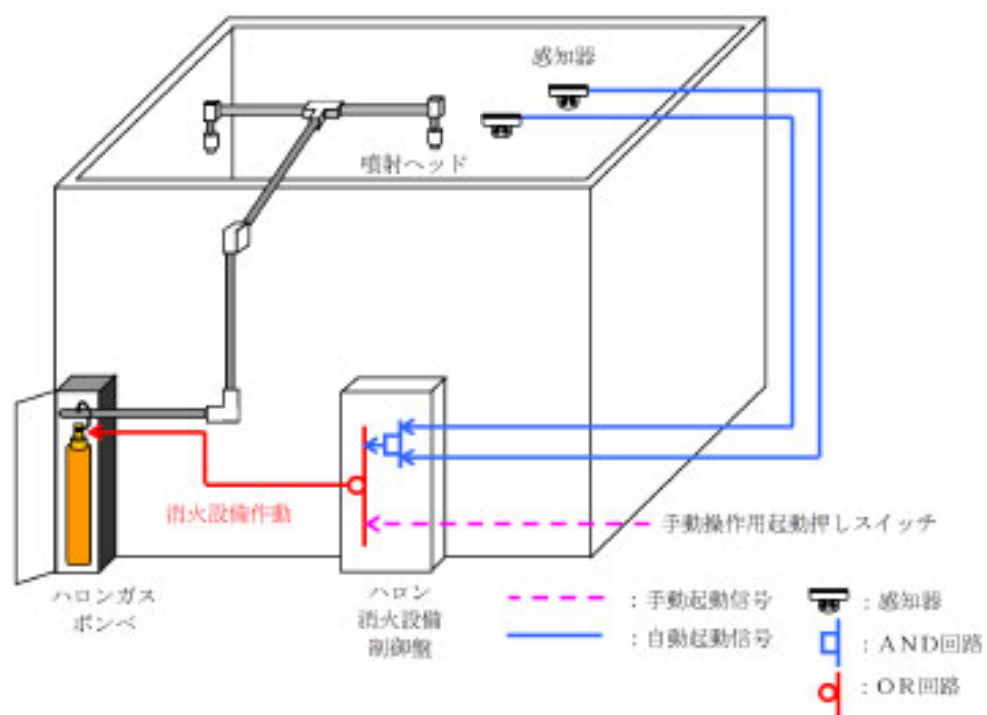
第 10.4.1 図 補助蒸気設備系統図



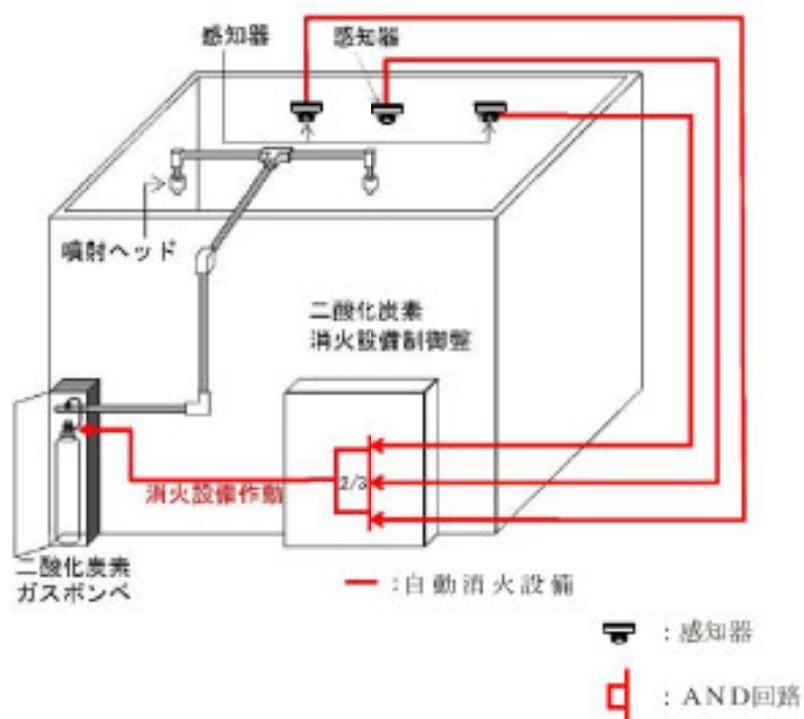
第 10.5.1.1 図 スプリンクラー概要図(1/2)



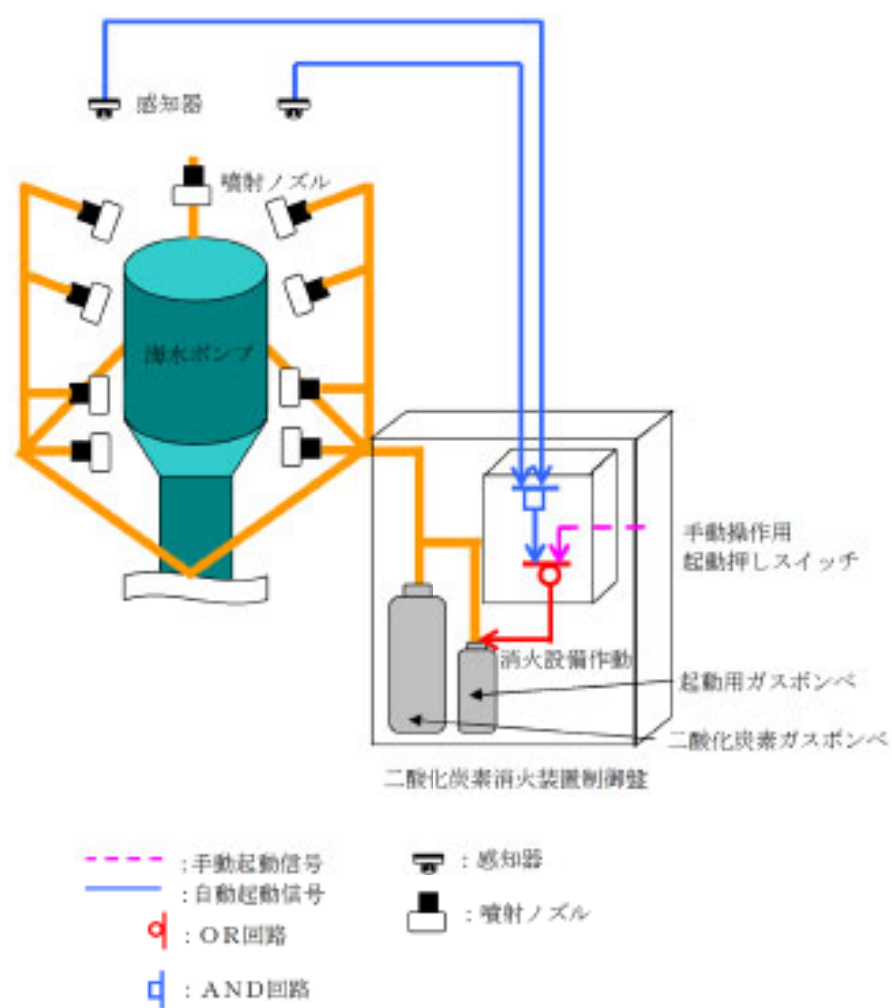
第 10.5.1.1 図 スプリンクラー概要図(2/2)



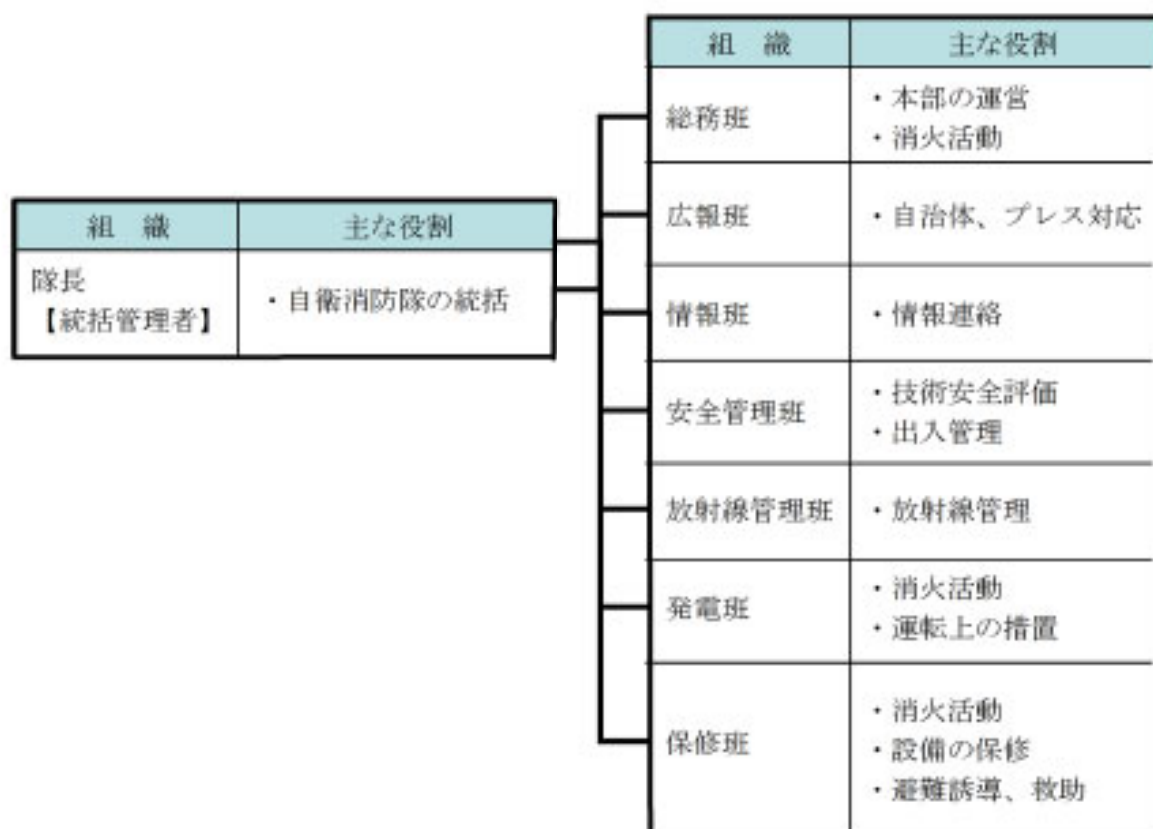
第 10.5.1.2 図 ハロン消火設備概要図



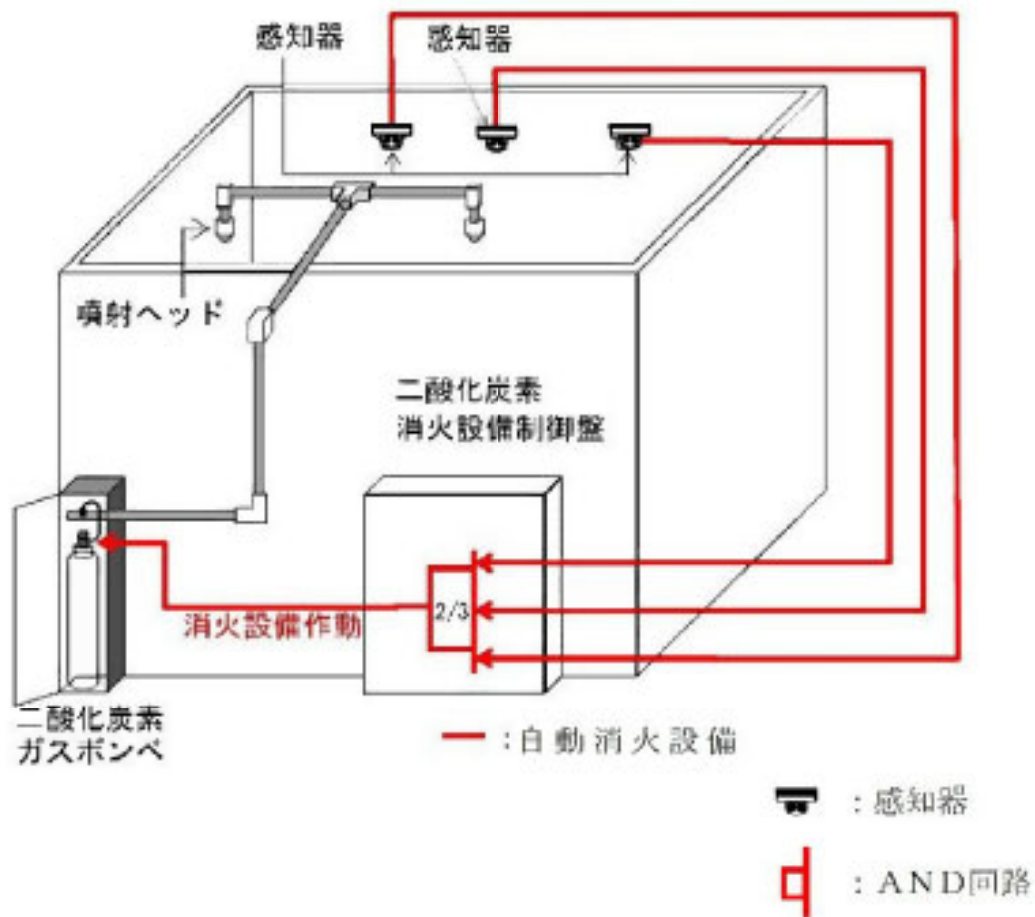
第 10.5.1.3 図 二酸化炭素消火設備概要図  
(ディーゼル発電機室)



第 10.5.1.4 図 二酸化炭素消火設備概要図  
(海水ポンプ)



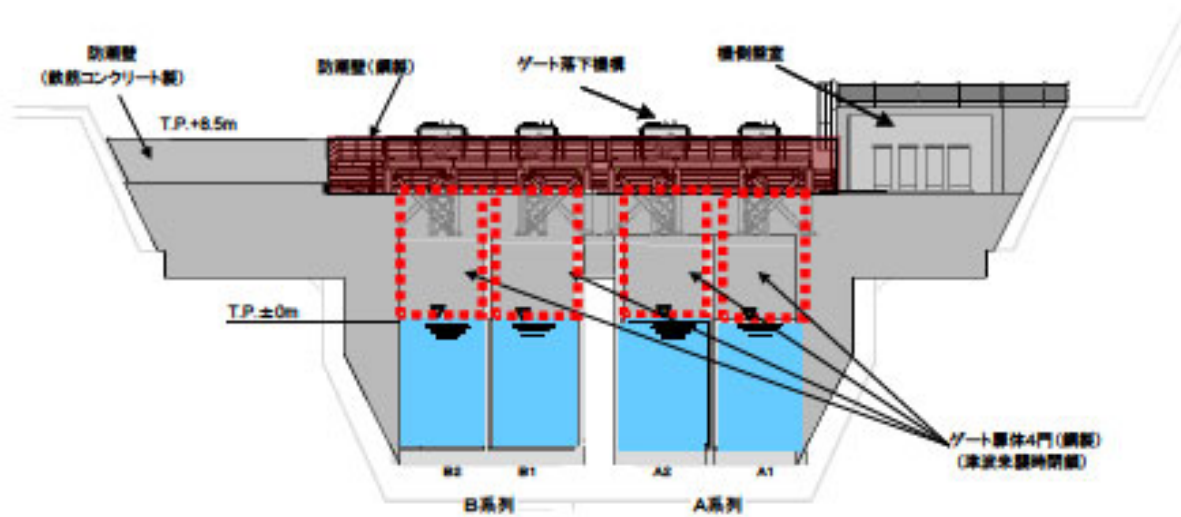
第 10.5.1.5 図 自衛消防隊体制図



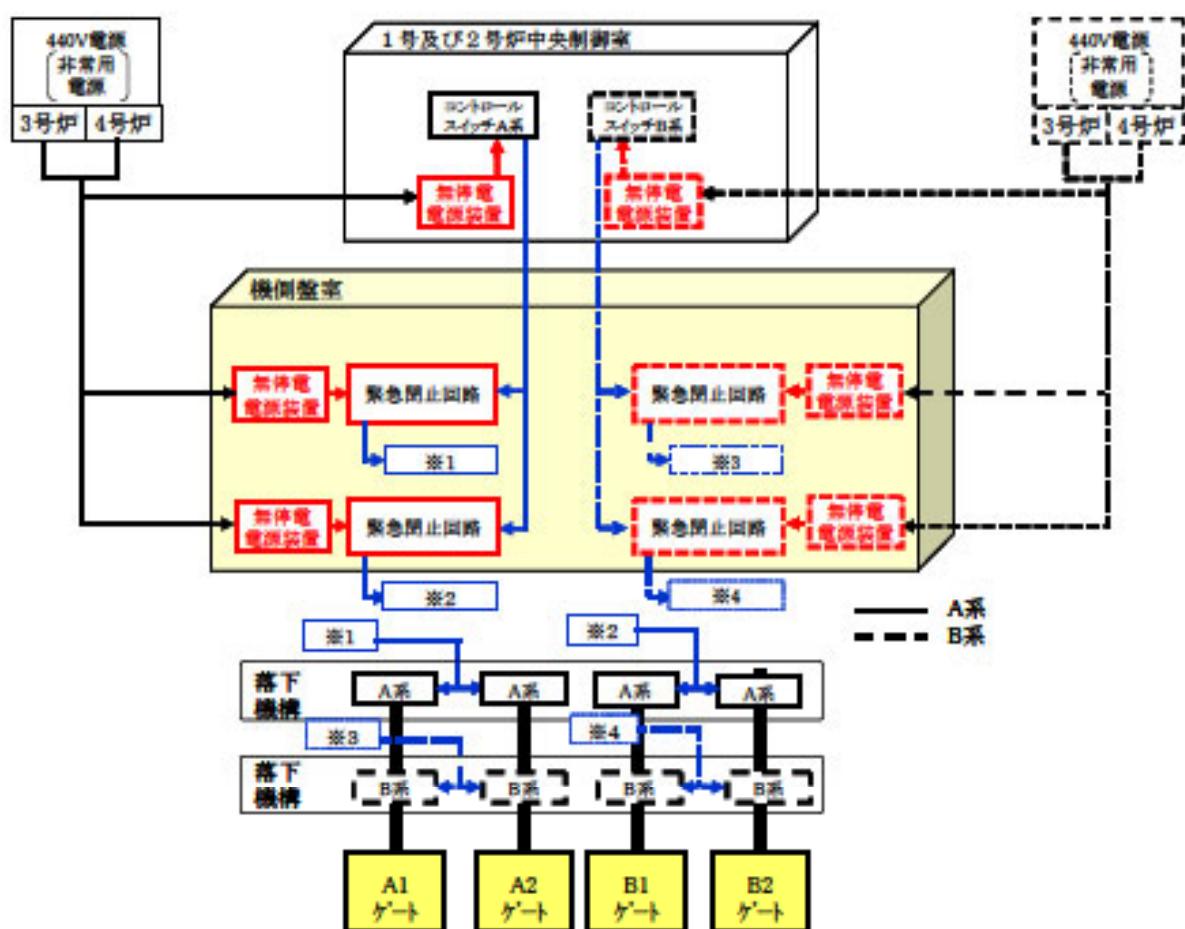
第 10.5.1.6 図 特定重大事故等対処施設の二酸化炭素消火設備概要図



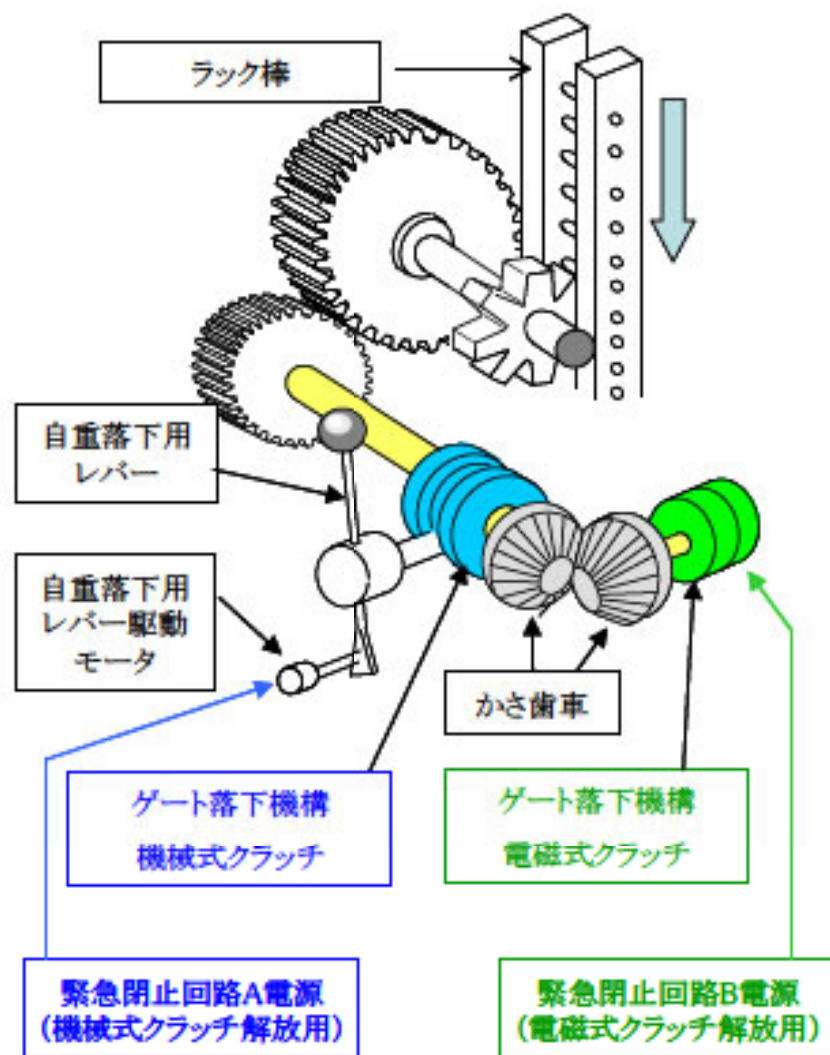
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 10.6.1.1.1 図 取水路防潮ゲート概念図



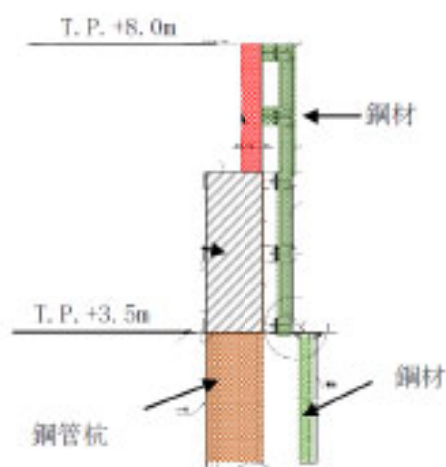
第 10.6.1.1.2 図 取水路防潮ゲート電源構成概念図



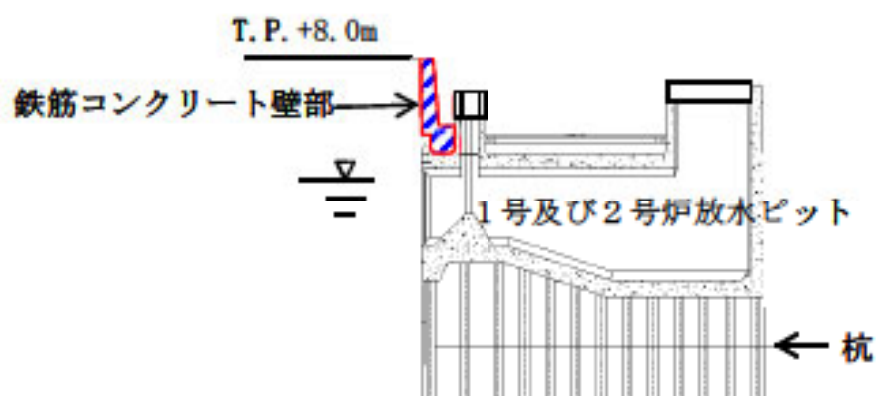
通常時: 機械式クラッチ及び電磁式クラッチが連結されており、ゲート開状態が維持されている。  
 閉止時: 閉止信号により機械式クラッチ又は電磁式クラッチが切り離され、ゲートは落下する。

第 10.6.1.1.3 図 取水路防潮ゲート閉止機構概念図

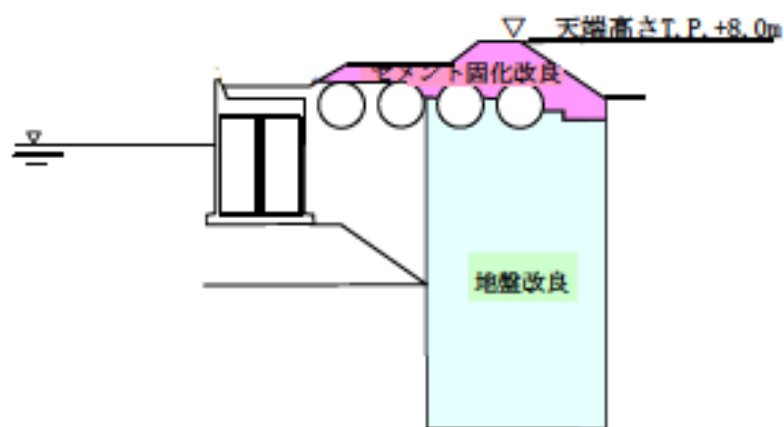
杭基礎形式部



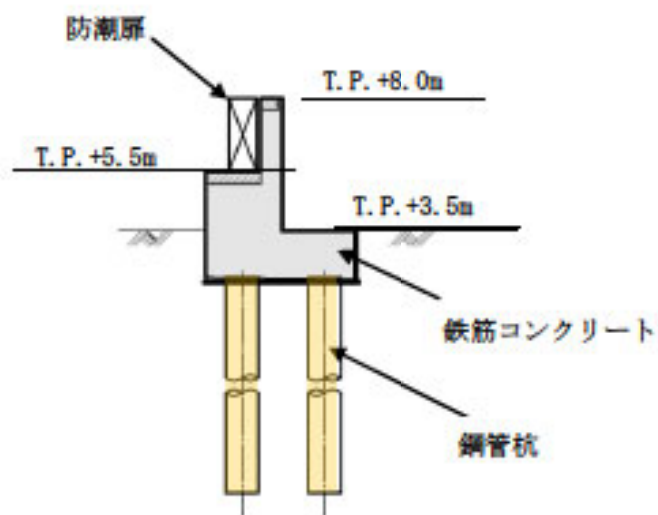
鉄筋コンクリート壁部



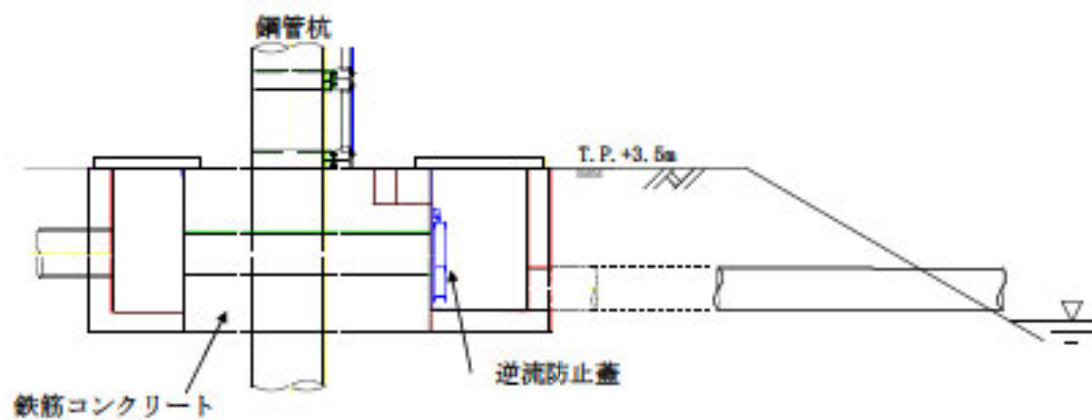
地盤改良部



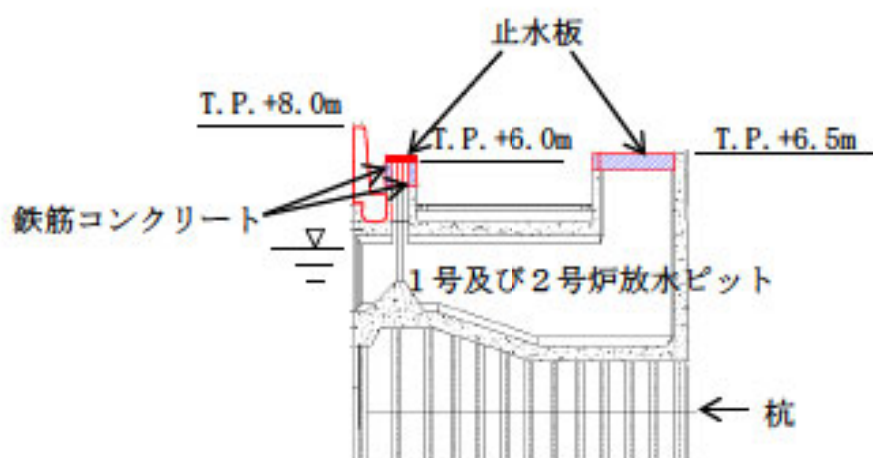
第 10.6.1.1.4 図 放水口側防潮堤概念図



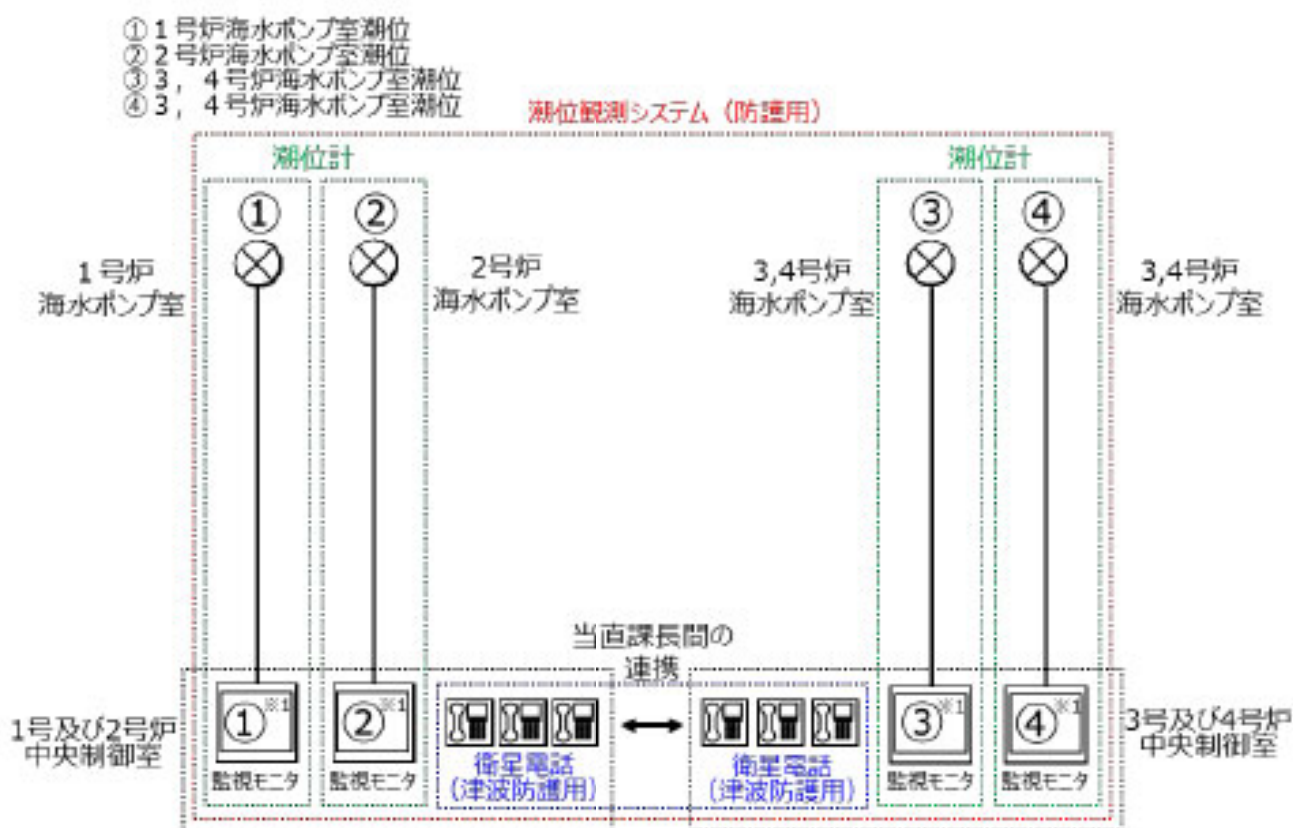
第 10.6.1.1.5 図 防潮扉概念図



第 10.6.1.1.6 図 屋外排水路逆流防止設備概念図

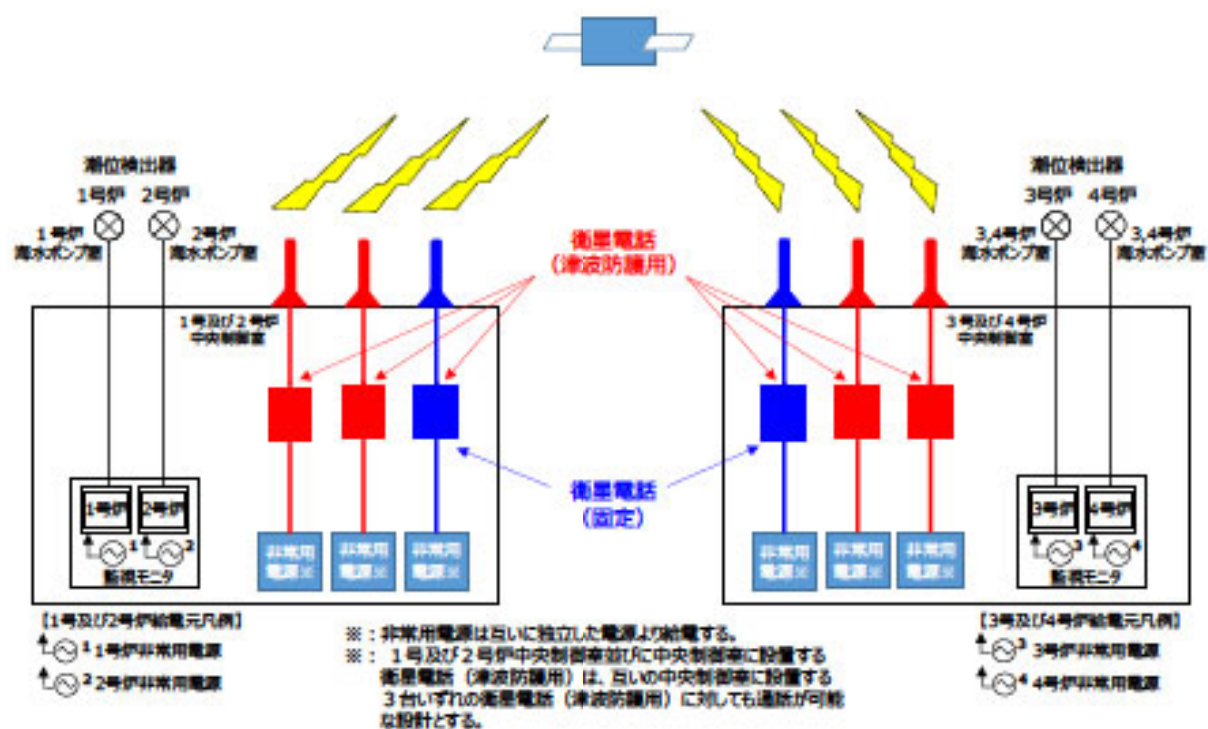


第 10.6.1.1.7 図 1号及び2号炉放水ピット止水板概念図

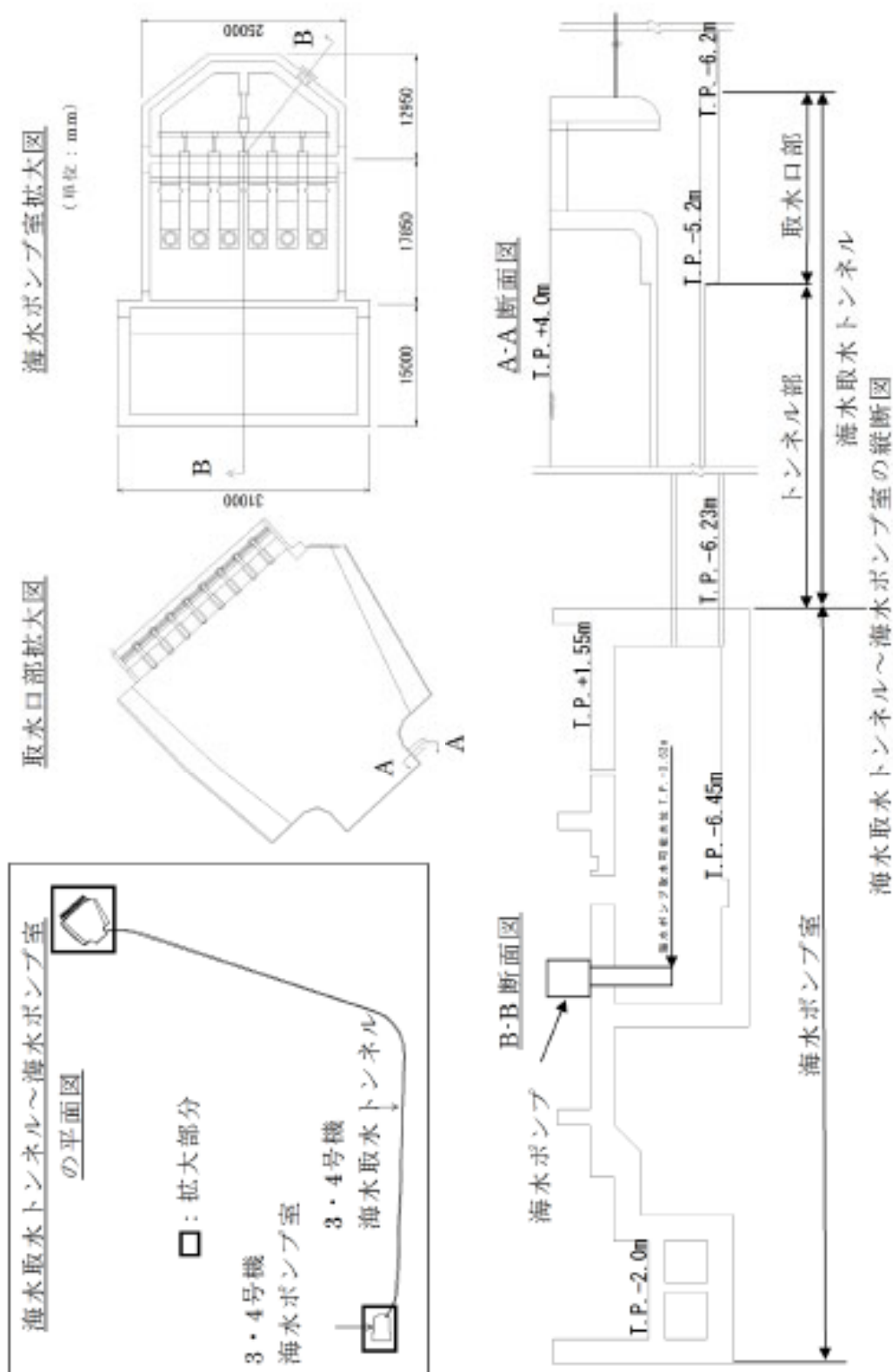


※ 1 : 電源箱及び演算装置は監視モニタの盤内機器であり、監視モニタの一部である。

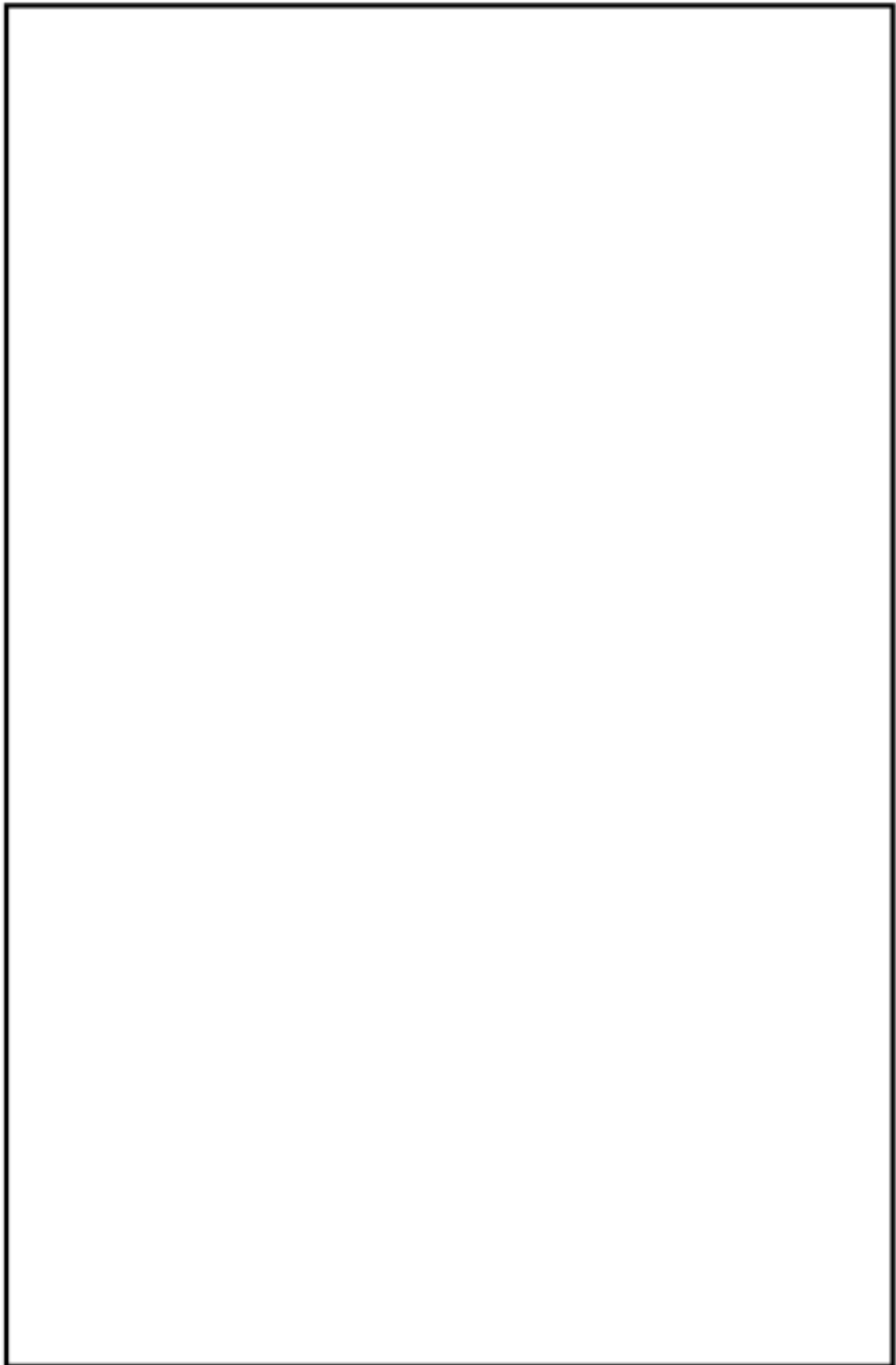
第 10.6.1.1.8 図 潮位観測システム（防護用）概念図



第 10.6.1.1.9 図 潮位観測システム（防護用）電源構成概念図

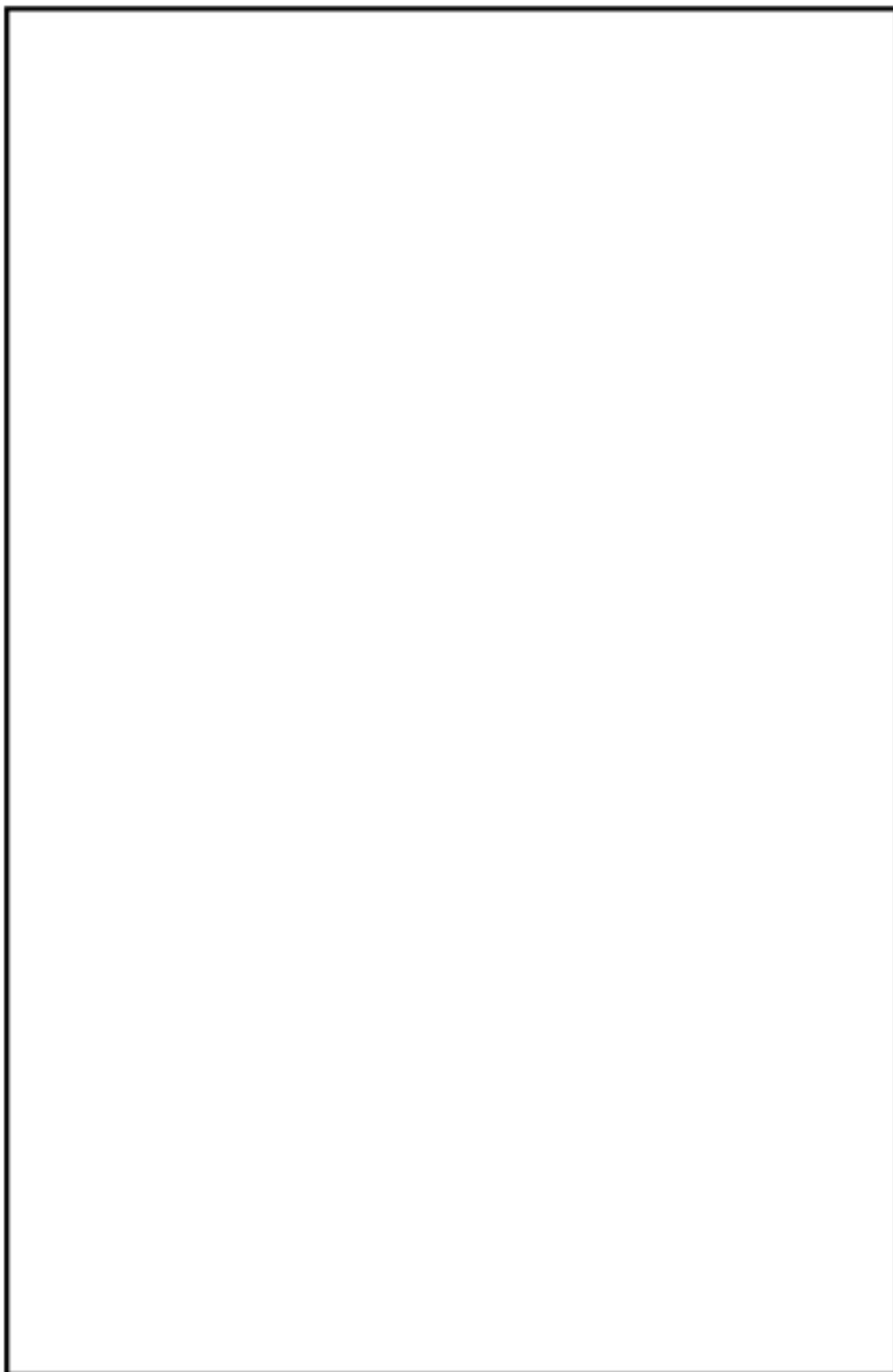


第 10.8.1 図 非常用取水設備概要図



第 10.12.1 図 作業用照明配置概要図（地下 1 階から 2 階）

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。



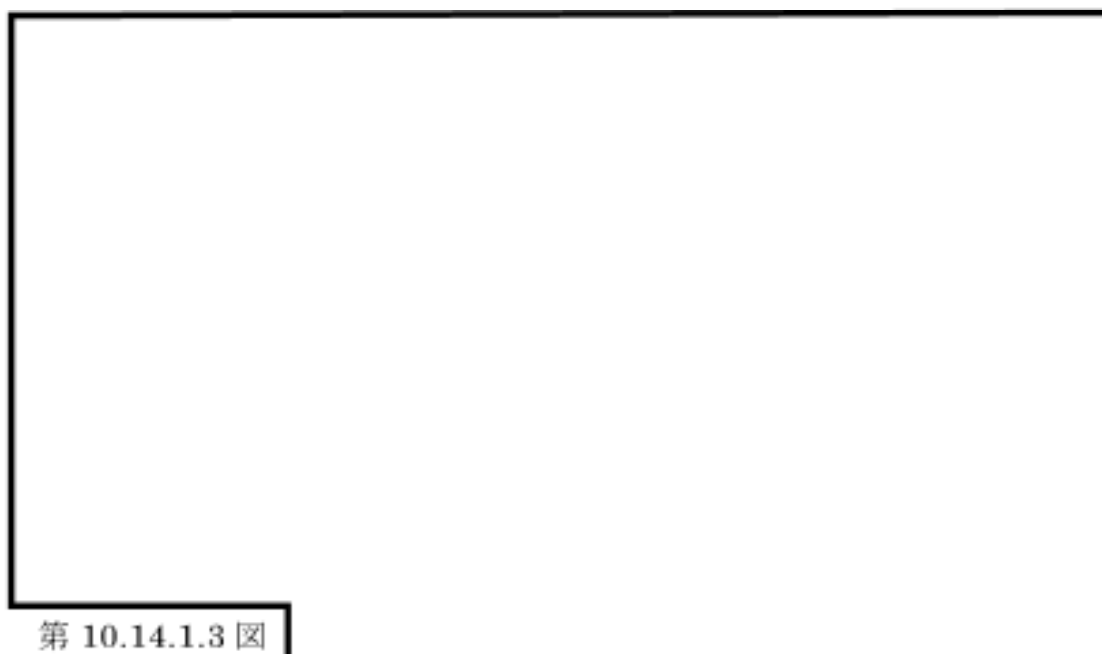
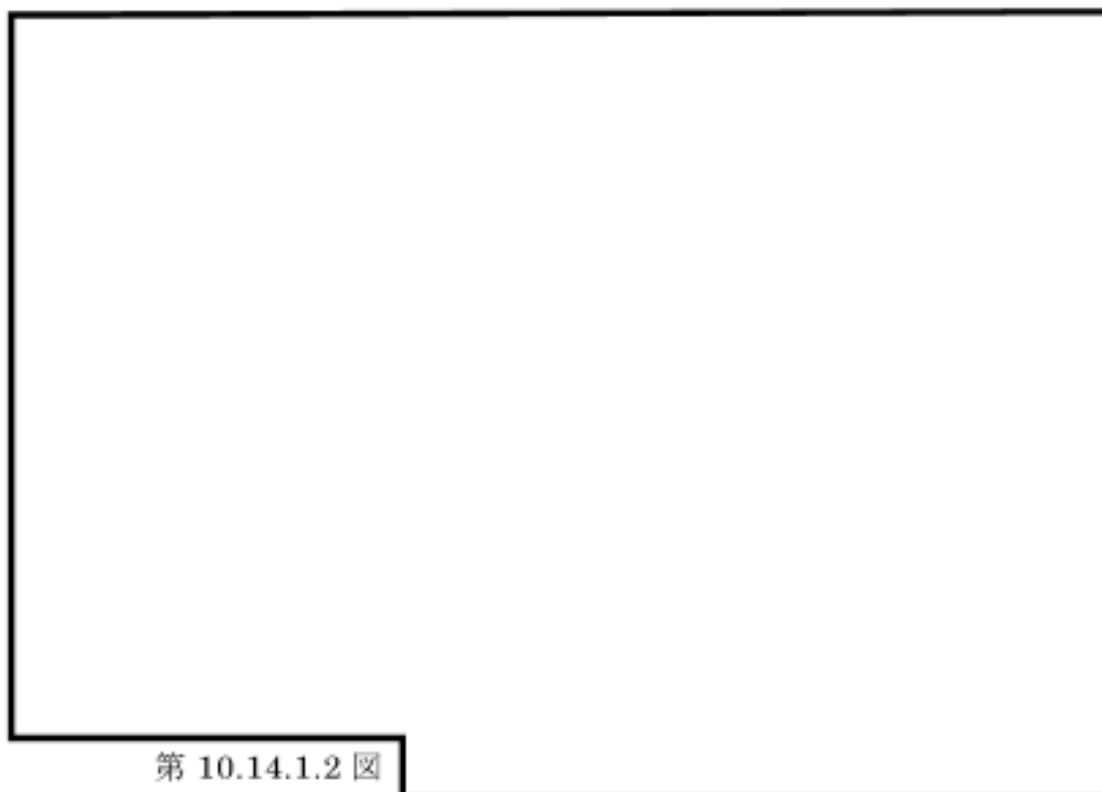
第 10.12.2 図 作業用照明配置概要図（3 階から 5 階）

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。



第 10.14.1.1 図 特定重大事故等対処施設の構内配置図

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。



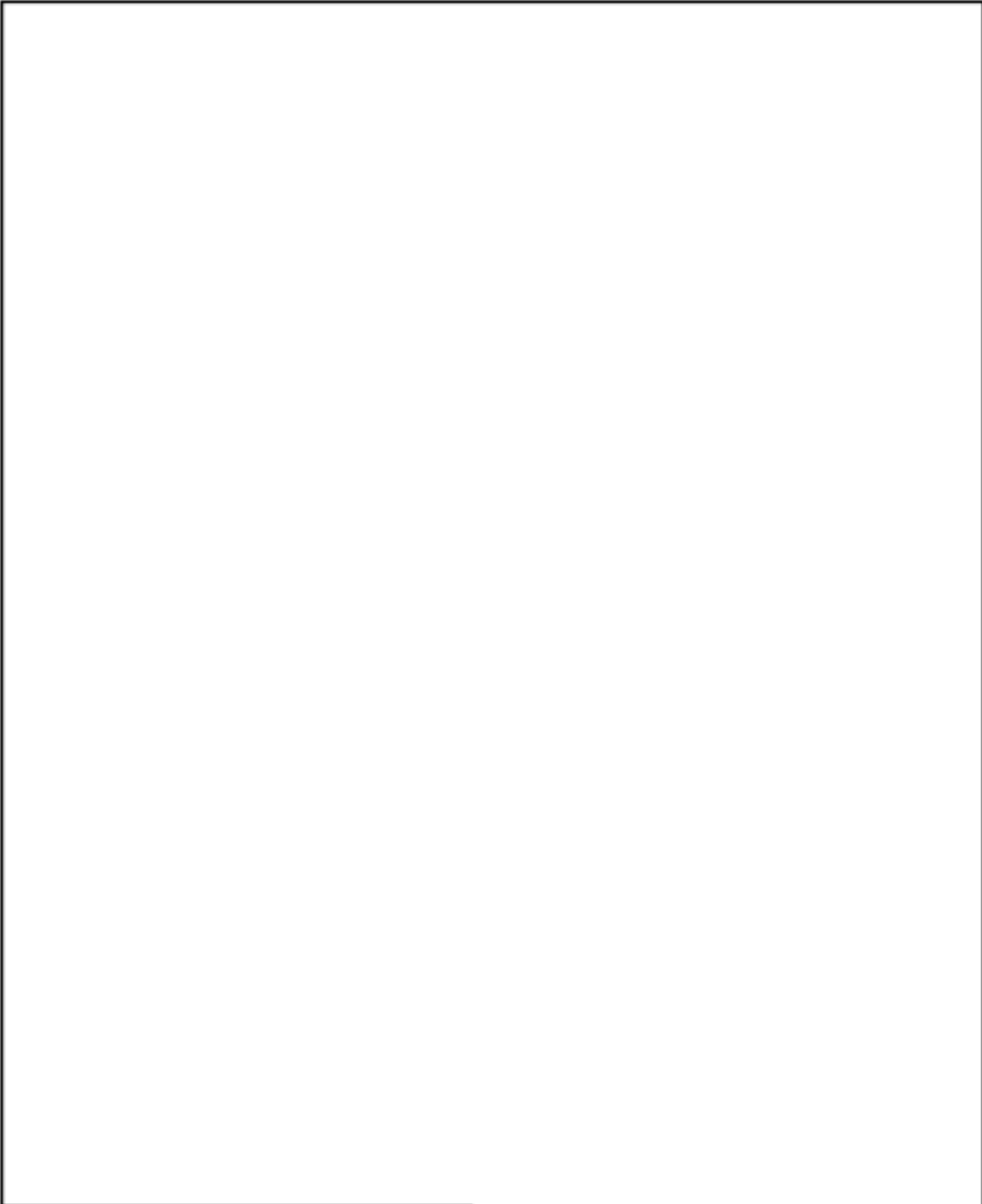
**枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。**

第 10.14.1.4 図 (1/2)

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。

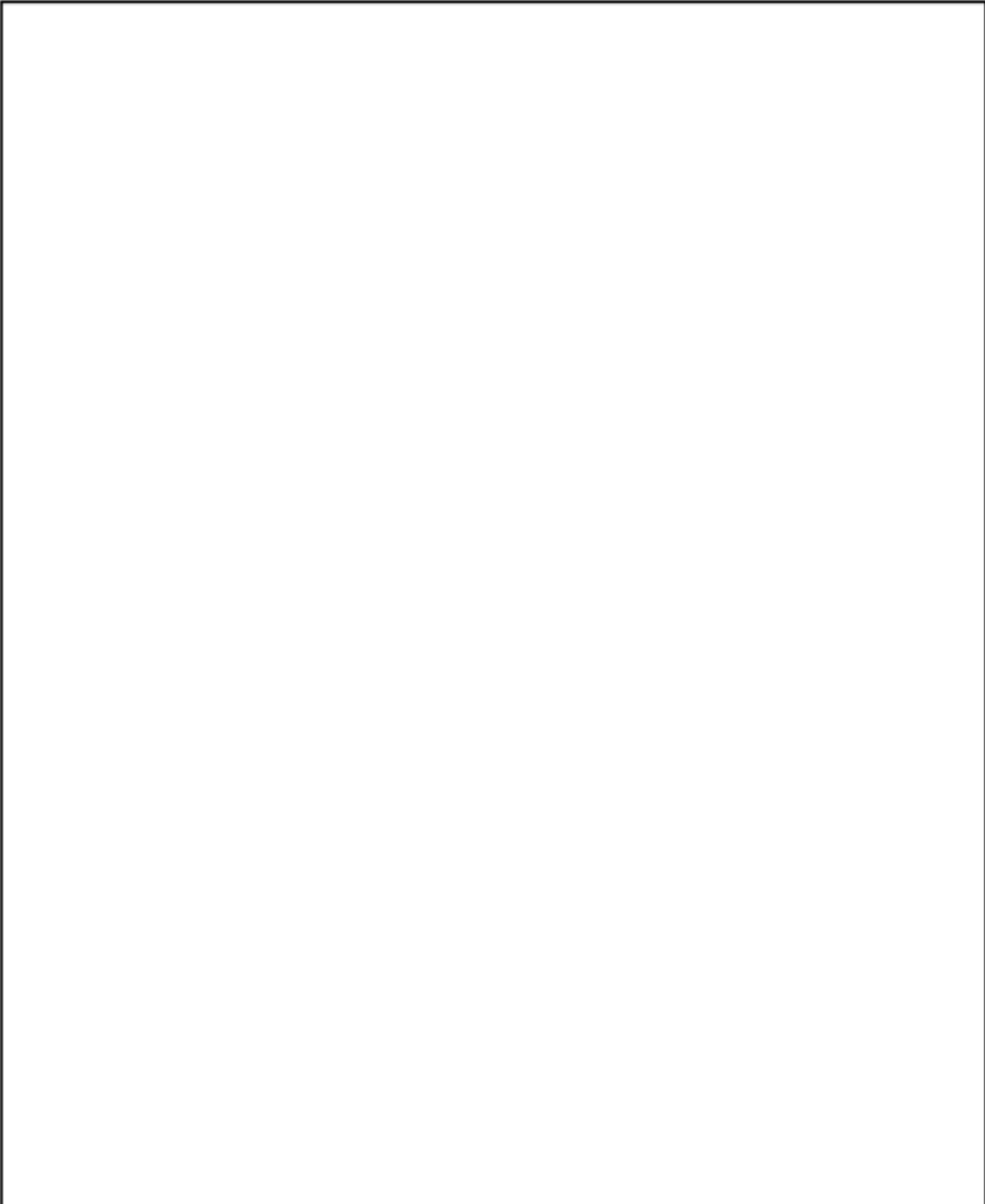
第 10.14.1.4 図 (2/2)

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。



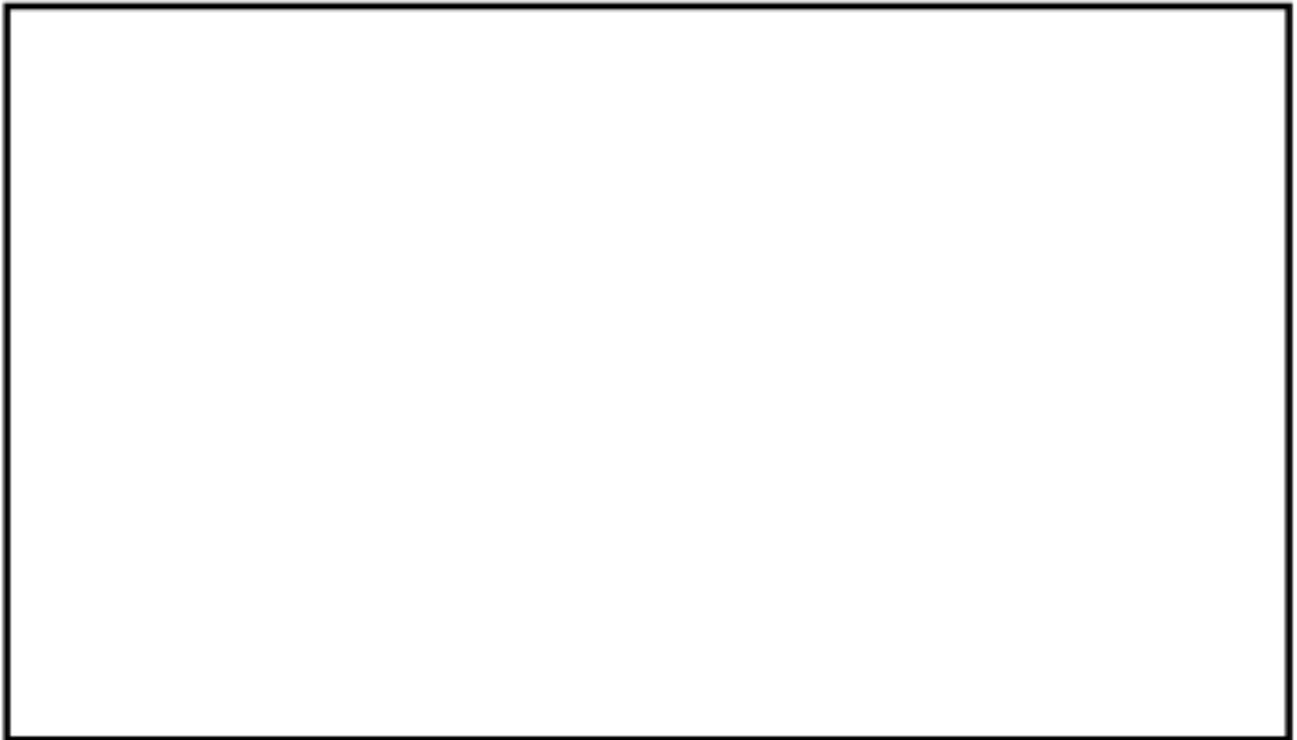
第 10.14.1.5 図 (1/2)

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。



第 10.14.1.5 図 (2/2)

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。



第 10.14.1.6 図 衝撃荷重曲線



第 10.14.1.7 図 衝撃荷重の入力面積

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。



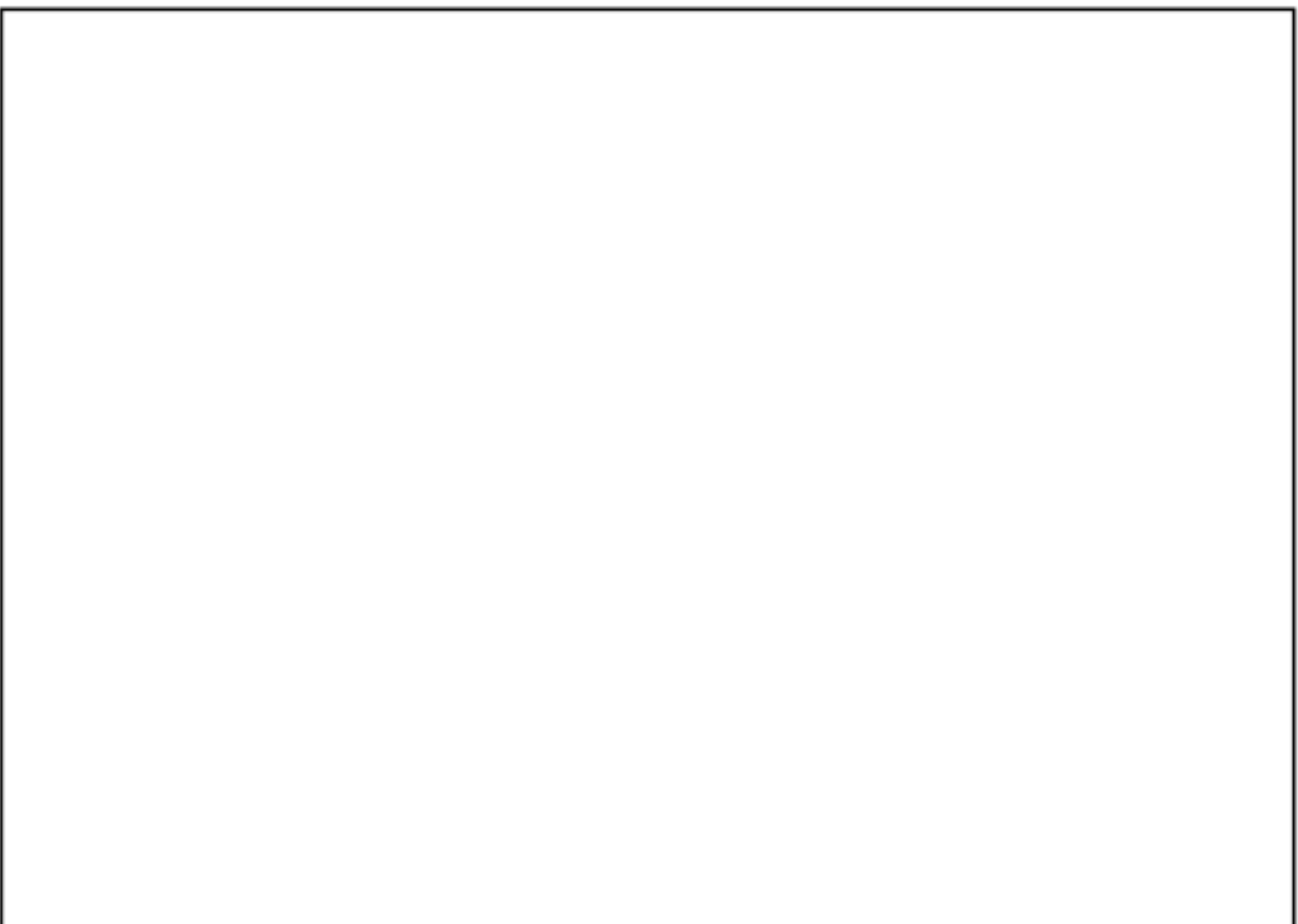
第 10.14.2.1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能 概略系統図

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。



第 10.14.2.2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能 概略系統図

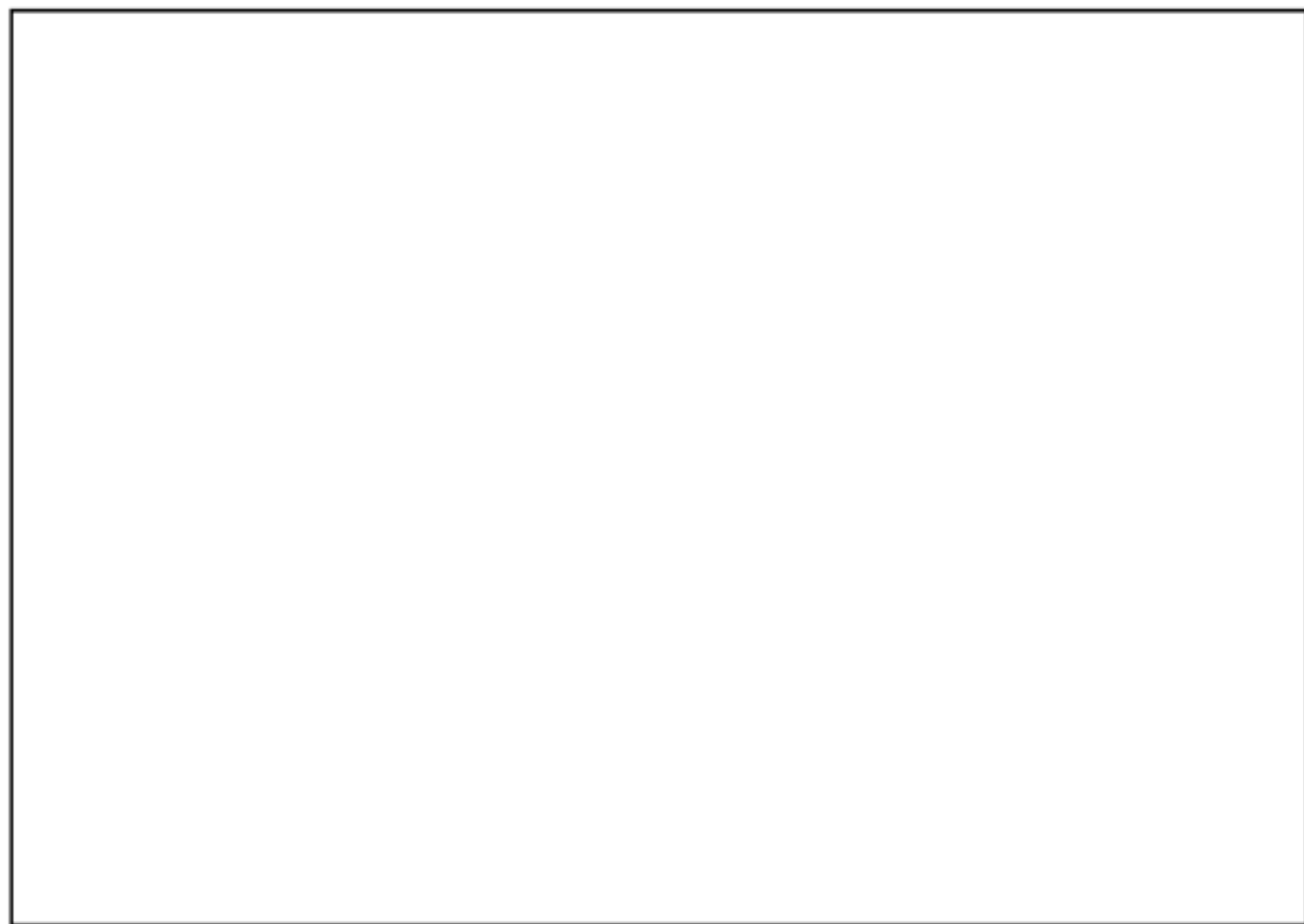
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 10.14.3.1 図 炉内の熔融炉心の冷却機能 概略系統図

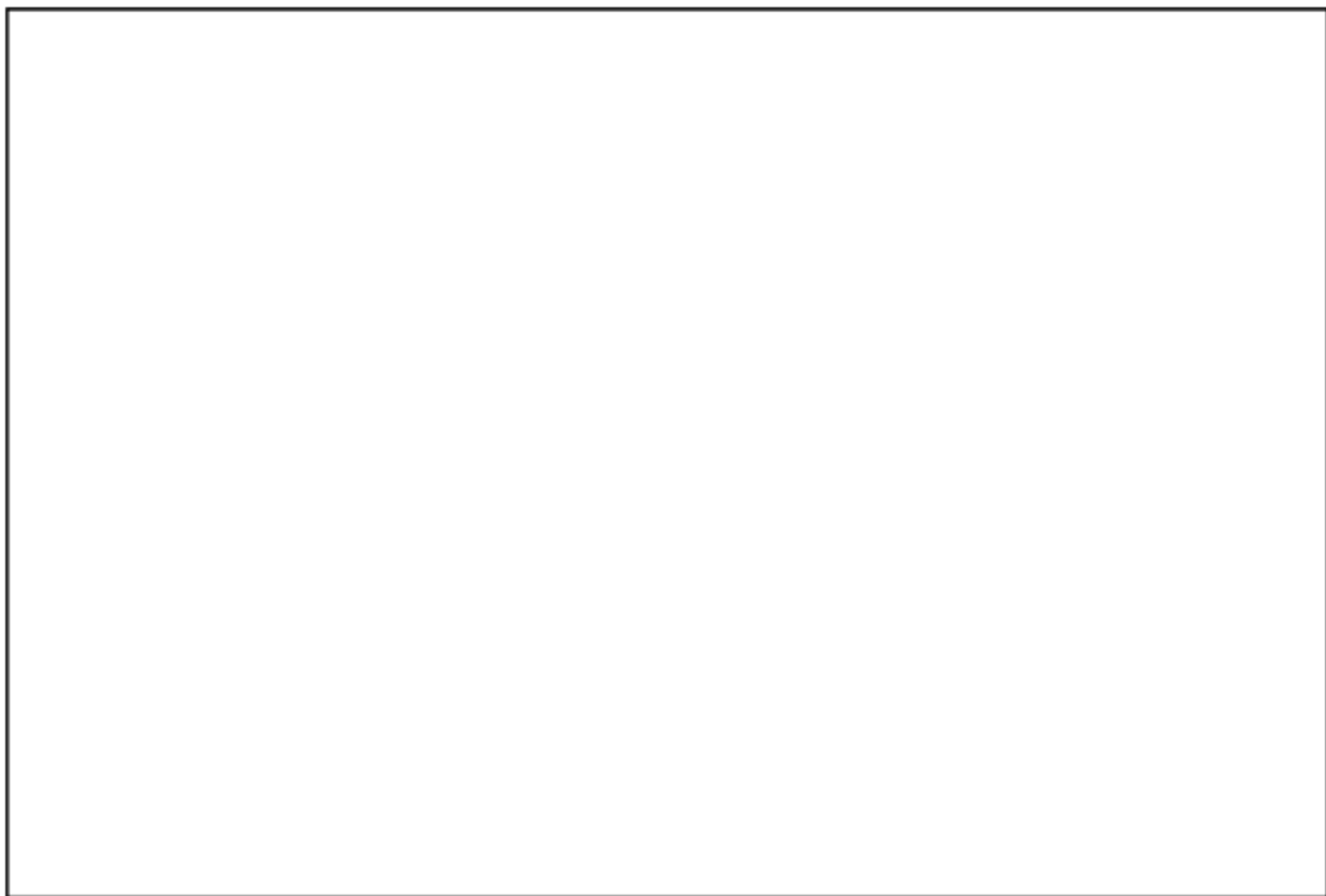
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

8-10-345



第 10.14.4.1 図 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却機能 概略系統図

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。



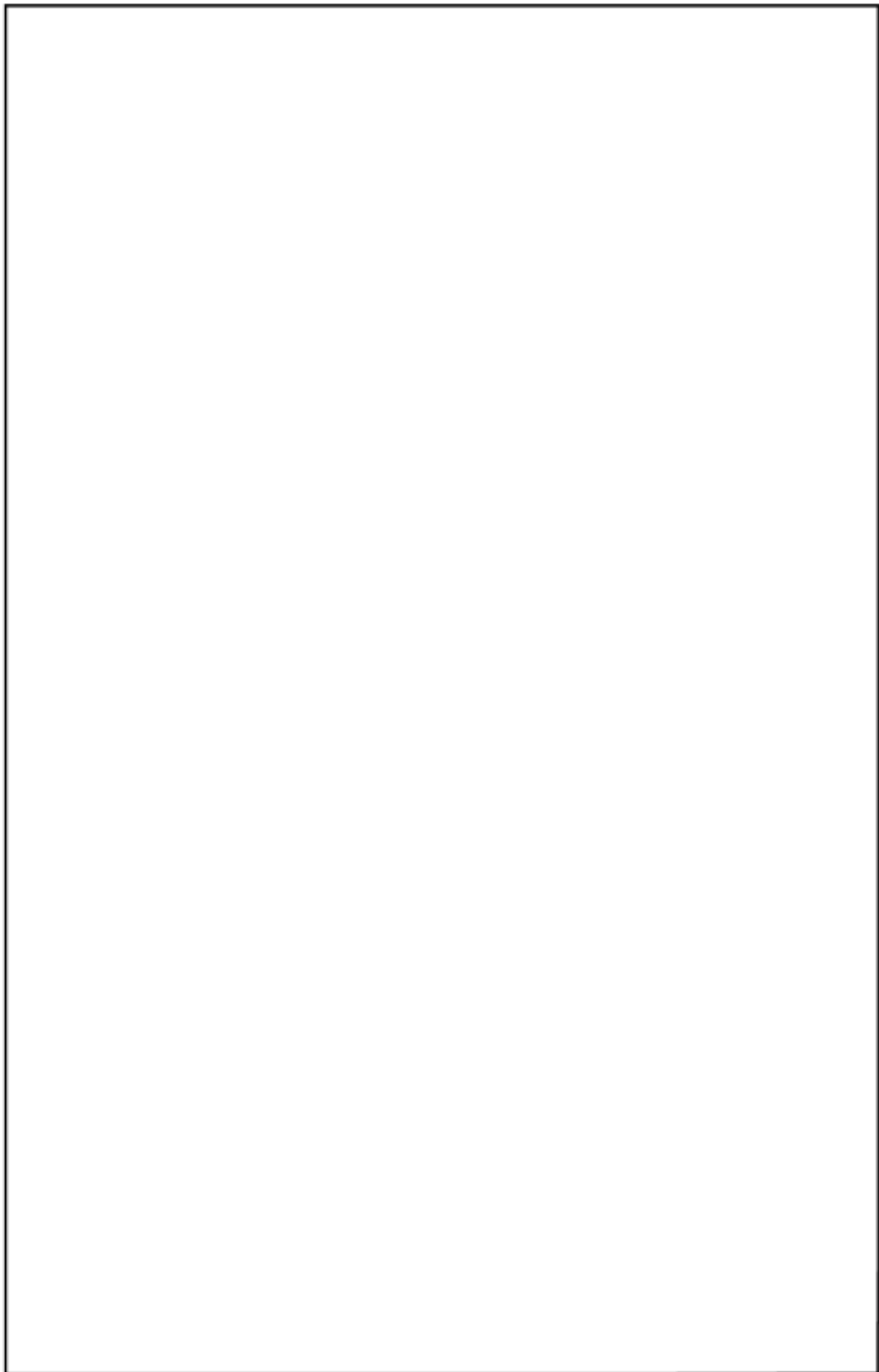
第 10.14.5.1 図 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能 概略系統図

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。



第 10.14.6.1 図 原子炉格納容器の過圧破損防止機能 概略系統図

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。



第 10.14.8.1 図 電源設備 概略系統図

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。



第 10.14.9.1 図 計装設備 概略系統図

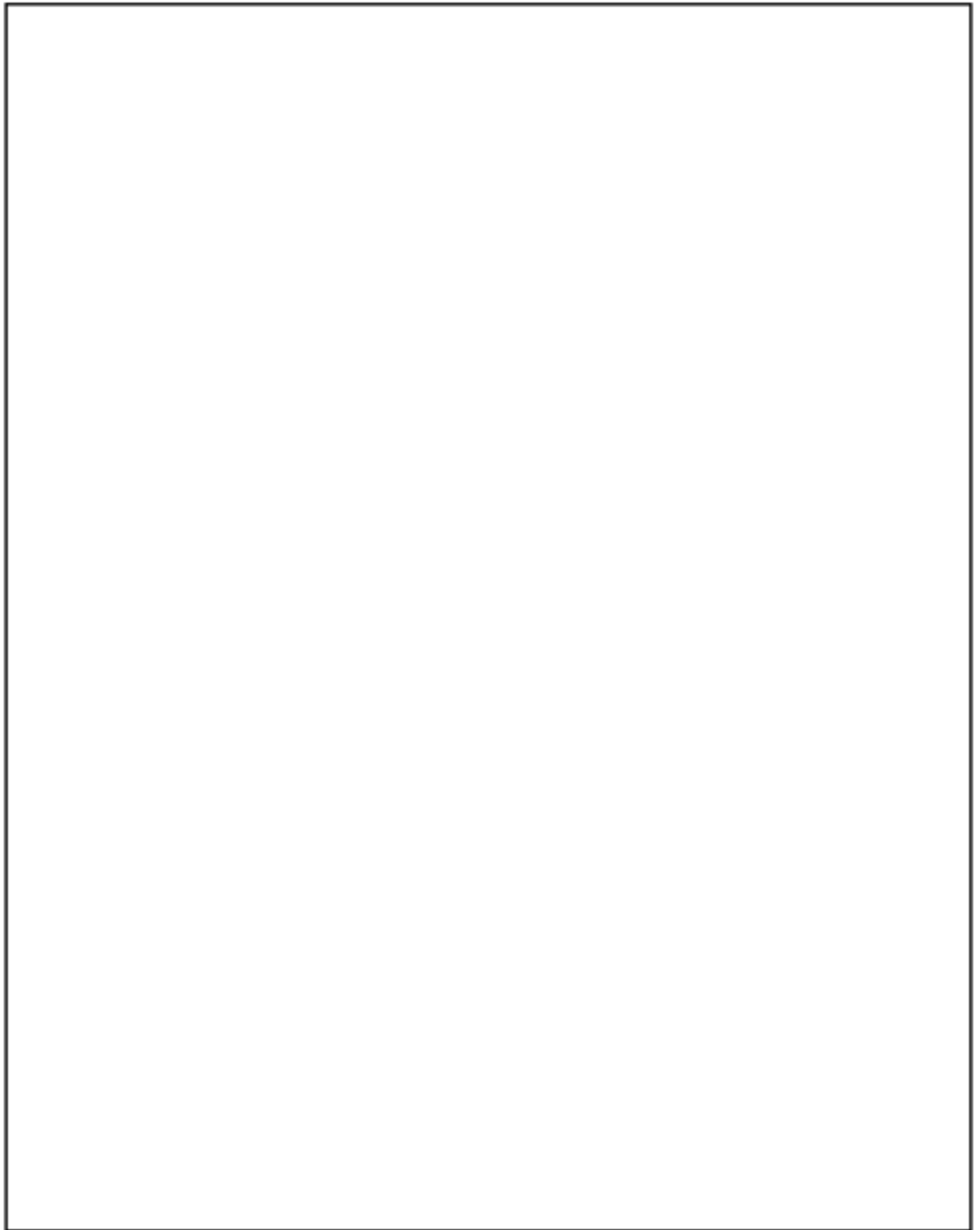
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

8-10-350

第 10.14.9.2 図 計装設備 概略系統図

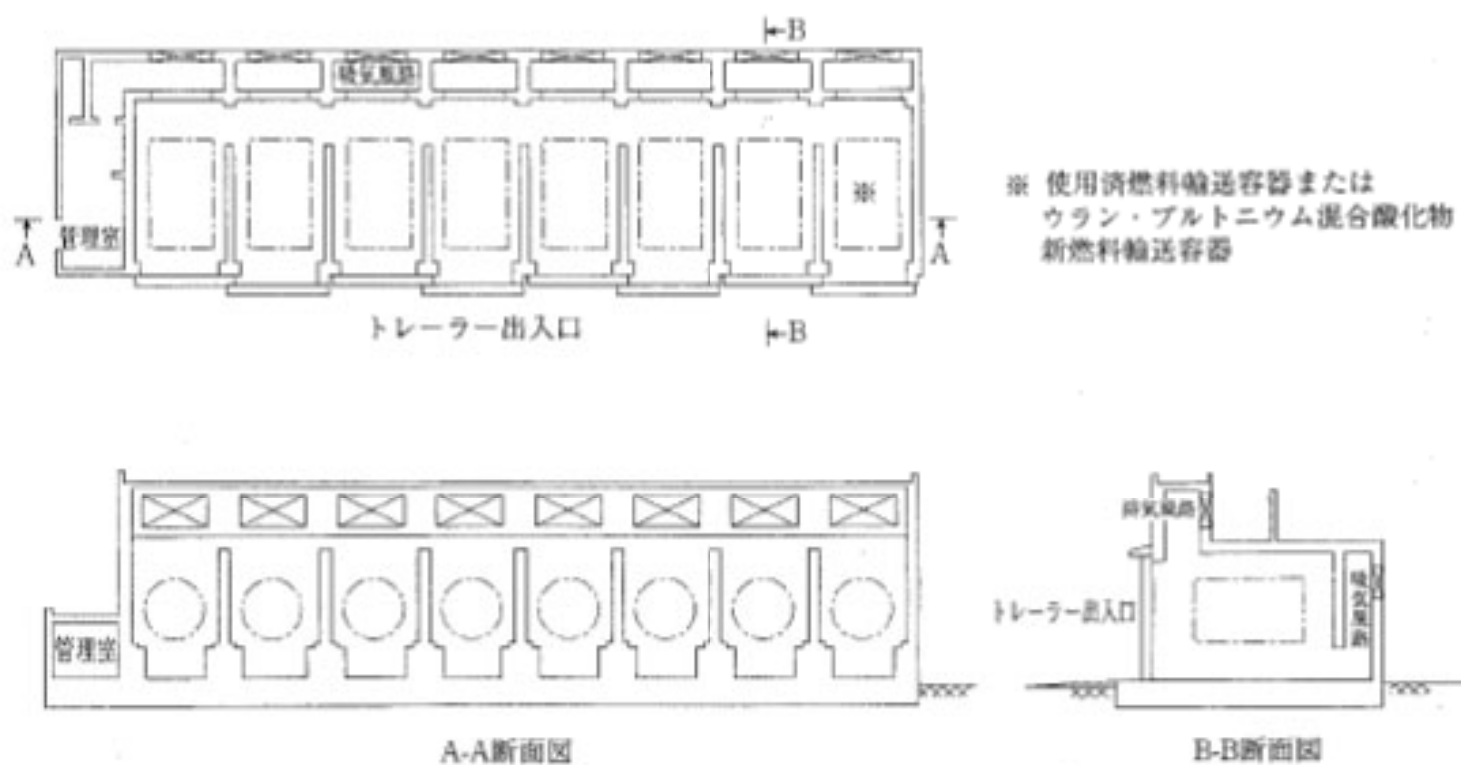
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.14.10.1 図 通信連絡設備 概略系統図

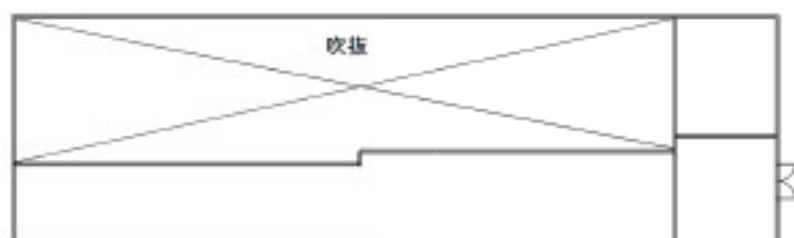


第 10.14.11.1 図 緊急時制御室 概略系統図

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。



第 10.15.1 図 使用済燃料輸送容器保管建屋平面図・断面図



2階平面図



1階平面図



地階平面図

第 10.16.1 図 保修点検建屋

## 10.17 参考文献

- (1) 「PWR型原子力発電用電線貫通部の環境試験」  
火力原子力発電 Vol.28, No.252, 1977
- (2) 最新 航空実用ハンドブック, 株式会社 朝日ソノラマ 日本航空広報部
- (3) Stellungnahme der HSK zur Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke bei einem vorsätzlichen Flugzeugabsturz, Würenlingen, März 2003
- (4) 航空豆知識, JALホームページ
- (5) Aircraft Crash Impact Analyses Demonstrate Nuclear Power Plant's Structural Strength, December 2002, 米国NEI研究レポート
- (6) Zusammenfassung de GRS-Studie durch das Bundesministerium für Umwelt,Naturschutz und Reaktorsicherheit(BMU),Bonn,den 27.11.2002
- (7) P.P. Degen, "Perforation of Reinforced Concrete Slabs by Rigid Missiles", Journal of the Structural Division, ASCE, Vol.106, No.ST7, July 1980
- (8) K. Muto et al., "Experimental Studies on Local Damage of Reinforced Concrete Structures by the Impact of Deformable Missiles Part1: Outline of Test Program and Small-Scale Tests", Transactions of the 10th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Vol.J, pp.257-264, 1989
- (9) Y. Esashi et al., "Experimental Studies on Local Damage of Reinforced Concrete Structures by the Impact Deformable Missiles Part2: Intermediate Scale Tests", Transactions of the 10th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Vol.J, pp.265-270, 1989
- (10) K. Muto et al., "Experimental Studies on Local Damage of Reinforced Concrete Structures by the Impact of Deformable

- Missiles Part3: Full-Scale Tests", Transactions of the 10th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Vol.J, pp.271-278, 1989
- (11) K. Muto et al., "Experimental Studies on Local Damage of Reinforced Concrete Structures by the Impact of Deformable Missiles Part4: Overall Evaluation of Local Damage", Transactions of the 10th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Vol.J, pp.279-284, 1989
- (12) W.S. Chang, "Impact of Solid Missiles on Concrete Barriers", Journal of the Structural Division, ASCE, Vol.107, No.ST2, February 1981
- (13) J.D. Riera, "A Critical Reappraisal of Nuclear Power Plant Safety against Accidental Aircraft Impact", Nuclear Engineering and Design, Vol.57, pp.193-206, 1980
- (14) W.A. von Rieseemann et al., "Full-Scale Aircraft Impact Test for Evaluation of Impact Forces Part1: Test Plan, Test Method, and Test Results", Transactions of the 10th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Vol.J, pp.285-292, 1989
- (15) K. Muto et al., "Full-Scale Aircraft Impact Test for Evaluation of Impact Force Part2: Analysis of the Results", Transactions of the 10th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Vol.J, pp.293-299, 1989
- (16) Airplane Characteristics for Airport Planning, BOEING社ホームページ
- (17) 平成25年度版 民間航空機関連データ集 (平成26年3月), 一般財団法人 日本航空機開発協会
- (18) PRTR制度 届外排出量の推計方法等に係わる資料 平成23年度届出外排出量の推計方法等 詳細版, 16.航空機に係る排出量, 経済

産業省

- (19) Federal Aviation Administration, U.S. DEPARTMENT OF TRANSPORTATION FEDERAL AVIATION ADMINISTRATION TYPE CERTIFICATE DATA SHEET
- (20) Dimensions & key data, Airbus社ホームページ
- (21) Airliners.net, <http://www.airliners.net/>
- (22) 空港土木施設設計基準 国土交通省航空局監修, 平成17年4月, 財団法人 港湾空港建設技術サービスセンター
- (23) Jane's All the World's Aircraft 2000-2001
- (24) Jane's All the World's Aircraft 2013-2014
- (25) Jane's Aero – Engines Issue 25, 2009
- (26) 民間航空機に関する市場予測2014-2033 (2014年3月), 一般財団法人 日本航空機開発協会
- (27) BWR配管における混合ガス(水素・酸素)の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン(第3版), 平成22年3月, 一般社団法人 日本原子力技術協会

## 11. 運転保守

### 11.1 運転保守の基本方針

原子炉施設の運転保守の基本方針及び基本設計で前提とした運転管理事項は「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第 43 条の 3 の 24 の規定に基づいて定める高浜発電所原子炉施設保安規定によるものとする。

### 11.2 保安管理体制

発電所の保安管理体制は、所長、発電用原子炉主任技術者（原子炉保安監理担当）、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者、品質保証室、安全・防災室、所長室、技術課、放射線管理課、第一発電室、第二発電室、保全計画課、電気保修課、計装保修課、原子炉保修課、タービン保修課、土木建築課、電気工事グループ及び機械工事グループをもって構成する。

さらに、発電所における原子炉施設の保安運営に関する重要事項を審議するため、本店に原子力発電安全委員会を、高浜発電所に原子力発電安全運営委員会を設置する。

### 11.3 運転管理

原子炉施設の運転管理は、保安規定に定める原子炉施設運転上の制限、条件及び異常時の措置を遵守するとともに、原子炉施設の運転に習熟した者を確保し、機器の性能及び状態を的確に把握した上で行う。

### 11.4 燃料管理

燃料の輸送、貯蔵、原子炉内への装荷、取り出し等はあらかじめ定める燃料取替計画に従い、所定の容器及び燃料取扱設備を使用し、燃料が臨界に達する恐れがないように必要な措置をとりながら行う。

### 11.5 放射性廃棄物管理

放射性気体及び液体廃棄物を発電所外に放出する場合は、法令に定められた許容濃度等の制限値を遵守することはもちろん、発電所周辺の一般公衆の被曝線量が「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に定める線量目標値を超えないように努める。

また放射性固体廃棄物を所内に貯蔵する場合は、所定の貯蔵設備において厳重に管理する。

### 11.6 放射線管理

放射線管理は、発電所従業員の被曝線量を法令に定められた制限値以下とすることはもちろん無用の放射線被曝を防止する方針で行う。

また発電所に管理区域、保全区域、周辺監視区域等を設け、出入管理、被曝管理、管理区域内における作業管理、放射線の測定、放射性汚染物質の移動の管理等を厳重に実施する。

### 11.7 保守

原子炉施設の保守は、保安規定に定める検査を行うとともに、原子炉施設の安全確保を妨げないような措置をとりながら適正な運転を計るために必要な保守、改造を行う。

### 11.8 非常時の措置

地震、火災、その他の原因によって、相当な規模の放射線事故が発生した場合、又は発生する恐れがある場合には、発電所の通常組織とは異なる非常災害対策組織を設置して放射線事故の原因除去、拡大防止等のための活動を迅速かつ適切に行う。

### 11.9 教育及び訓練

発電所従業員に対して、原子炉施設の保安及び放射線防護に関する教育並びに非常災害に対するための総合的な実施訓練を定期的及び必要に応じて計画し、実施する。

### 11.10 健康管理

労働安全衛生法に基づいて発電所従業員の健康診断を実施し、必要がある場合は保健指導及び就業上の措置を講じる。また発電所内において人の障害が発生した場合、又は発生する恐れがある場合には必要な応急措置をとる。

### 11.11 発電所従業員以外の者に対する保安措置

発電所従業員以外の者を保全区域及び管理区域に立入らせる場合は、保安上必要な注意を与えるとともに、特に管理区域内で作業する請負業者には放射線防護上の必要事項を明確にしてこれを遵守させる。

### 11.12 記録及び報告

原子炉施設に係る事項を法令に定めるところにより記録し保存するとともに、報告を行う。

追 補

( 添 付 書 類 八 )

## 目 次

追補1 「3.原子炉及び炉心」の追補	
I 燃料棒のわん曲について .....	8-追-5
II 取替炉心に関する説明 .....	8-追-19
追補2 「9.タービン及び付属設備」の追補	
I タービンミサイルについて .....	8-追-29
追補3 「10.放射性廃棄物廃棄施設」の追補	
I 洗浄排水処理系について .....	8-追-51
追補4 「6.原子炉補助施設」の追補	
I 使用済燃料貯蔵設備の未臨界性について .....	8-追-56

## 追 補 1

### 「3.原子炉及び炉心」の追補

添付書類八「3.原子炉及び炉心」の記述に次のとおり追補する。

下記項目の記載内容のうち  内は商業機密に属するものですので公開  
できません。

## 記

### 追補 1 「3.原子炉及び炉心」の追補

- I 燃料棒のわん曲について
- II 取替炉心に関する説明

## I 燃料棒のわん曲について

### 1. 序

高浜3, 4号炉燃料(17×17燃料、9グリッド(R型))のわん曲の解析・評価は下記の基本方針に従って行う。

- (1) わん曲現象評価モデルは、美浜2号炉(14×14燃料、7グリッド)、玄海2号炉(14×14燃料、8グリッド)、大飯1, 2号炉(17×17燃料、9グリッド)、川内1号炉(17×17燃料、9グリッド)等に適用された評価モデル<sup>(1)</sup>を用いる。
- (2) 燃料寿命末期に、わん曲により接触する可能性のあるチャンネル数は1チャンネル以下であることを確認する。
- (3) 燃料寿命末期における予測わん曲量に対応するDNBペナルティが、DNBに関する設計評価上の余裕(設計余裕)以下になることを確認する。

### 2. 高浜3, 4号炉燃料のわん曲量の評価

高浜3, 4号炉燃料は、わん曲の軽減対策として9グリッド集合体を採用している。以下に高浜3, 4号炉燃料のクリティカル・スパン(わん曲発生頻度の一番高いスパン)における99.7%確率限界のわん曲量(チャンネル閉塞割合で表示)を求める。なお、9グリッド集合体のわん曲軽減効果を見るため、17×17燃料で7グリッド、8グリッドとした場合のわん曲量も併せて求める。

#### (1) 解析に使用するインプット・データ

主要なインプット・データを第1表に示す。

グリッド拘束力については、17×17燃料集合体の拘束力の実測値に基づき、内側セル、外側セル共に平均値約□□lbs、標準偏差約□□lbsを用いる。

初期わん曲については、7グリッドの場合の初期わん曲をサリー1号炉の実績に合うように選び、他のグリッド数の初期わん曲はスパン長に比例すると安全側の仮定を設定して求める。この仮定は非一様温度分布等による炉内初期わん曲はスパン長の二乗に比例するのに対し、グリッ

ドのディンプルの直角度のずれによる炉内初期わん曲はスパン長に比例するということに基づいている。

照射時間については、3サイクルの運転を経る燃料集合体を対象として設定する。

## (2) わん曲量の評価

評価モデルを用いた、7,8及び9グリッドの17×17燃料のわん曲量評価結果を第1図に示す。

## 3. わん曲により接触する可能性のあるチャンネル数の評価

燃料寿命末期において接触する可能性のあるチャンネル数を第2図に示す手法に基づき95%信頼度で求めた結果を第2表に示す。表から明らかのように、9グリッド設計においては、接触する可能性のあるチャンネル数は1チャンネルより十分小さくなり、實際上接触する恐れはないといえる。

## 4. 予測わん曲量に対応するDNBペナルティが、DNBに関する設計評価上の余裕(設計余裕)の範囲内にあることの評価<sup>(2)(3)</sup>

燃料棒わん曲によるDNBペナルティが熱水力設計(DNB評価)に及ぼす影響の評価法を第3図に示す。

評価法の概要は以下のとおりである。

シンプルセルにおける接触曲りおよび部分部分曲りDNBテストの結果から、接触DNBペナルティ $\delta_{\text{con}}$ および85%曲りDNBペナルティ $\delta_{\text{pb},85}$ が決まる。部分曲りに対応するDNBペナルティは、第4図に示す様に原点と $\delta_{\text{pb},85}$ と $\delta_{\text{con}}$ を直線で結んだもので与えられる。

一方、曲りの予測モデルから、寿命末期における投影クリアランスの標準偏差、 $B_{\sigma}$ が求まり、これより95%確率の投影クリアランス減少量 $\Delta C_{95}$ は、

$$\Delta C_{95} = 1.645 B_{\sigma} \cdot C_0$$

で与えられる。ここに $C_0$ は曲りの無い場合のギャップである。

$\Delta C_{95}/C_0$ が0.85より小さければ、95%確率のDNBペナルティ $\delta_{95}$ は

$$\delta_{95} = \frac{(\Delta C_{95}/C_0)}{0.85} \delta_{\text{pb},85}$$

で与えられ、また、0.85より大きい場合には

$$\delta_{95} = \delta_{pb,85} + \frac{(\Delta C_{95}/C_0) - 0.85}{1.0 - 0.85} (\delta_{con} - \delta_{pb,85})$$

で与えられる。

このようにして求めたDNBペナルティ、 $\delta_{95}$ と炉心熱設計上の余裕(設計余裕 $\delta_D$ )とを比較し、DNBペナルティが設計余裕によってカバーされていることを確認する。

高浜3、4号炉における評価結果を以下に示す。

(1) 燃料寿命末期におけるわん曲量

第1図のわん曲予測カーブより、燃料寿命末期におけるわん曲量(標準偏差 $B_G$ で表示)を求めると以下の値になる。

9グリッド(高浜3、4号炉) ...  $B_G =$   (  mil)

8グリッド(わん曲軽減効果確認用) ...  $B_G =$   (  mil)

(2) 高浜3、4号炉における接触DNBペナルティ( $\delta_{con}$ )および85%曲りDNBペナルティ( $\delta_{pb,85}$ )

高浜3、4号炉における $\delta_{con}$ を、運転領域中で最大となる2,400psia、118%出力条件で求めると31%となる。また $\delta_{pb,85}$ は安全側に10.2%とする。

(3) 高浜3、4号炉の熱水力設計余裕( $\delta_D$ )

a. DNB解析上のピッチ減少法に見込んでいる余裕

燃料集合体の製作公差および炉心内でのわん曲の進行のDNBに及ぼす影響を考慮するために、高温水路のピッチを減少させDNBRを控え目に評価している。

この、ピッチ減少(高浜3、4号炉の場合  mil)によるDNBRの余裕は2.2%である。

b. 熱拡散係数(TDC)およびグリッド係数( $\kappa_g$ )に見込んでいる余裕

高浜3、4号炉のDNB解析では、TDCおよび改良型スペーサファクタ( $F_g$ )に含まれる $\kappa_g$ として、それぞれ0.038および0.046を用いている。

一方、7段のRグリッドを用いた17×17燃料集合体のTDC実験を行

い平均値で0.059を得ており、更に15×15燃料集合体の実験でグリッドスパン長が短いほどTDCが大きくなることが確認されているので、高浜3、4号炉（9段のRグリッド）の場合、 $TDC=0.059$ を採用することができる。

また、グリッド間隔をかえたDNB実験によれば、 $\kappa_s$ はグリッド間隔の関数で示され、高浜3、4号炉の場合、 $\kappa_s = \square$ を採用することができる。

TDCおよび $\kappa_s$ で見込んでいるDNBRの余裕は、高浜3、4号炉の場合には9%である。

c. DNB相関式乗数の余裕

17×17燃料のDNB実験を行った結果、「W-3相関式」に0.88を乗じると従来の手法と同じ精度でDNB熱流束を予測できることが確認されている。

高浜3、4号炉のDNB解析では、「W-3相関式」に0.865を乗じたものでDNBRを求めているため、DNBRの余裕は1.7%となる。

d. 熱水力設計余裕 ( $\delta_D$ )

設計余裕としては、更にDNB相関式（最小DNBR  $\geq 1.30$ ）における余裕（「95%の信頼度でDNBが生じない確率が95%」に対応するDNBRが1.30より小さいことによる余裕）があるが、これを考慮しない場合でも、前記a、b、c項により $\delta_D$ は約13%となる。

(4) 燃料棒わん曲によるDNBペナルティが、熱水力設計（DNB評価）に及ぼす影響の評価

前記a、b、cの値を用いて、第3図に従い、燃料棒わん曲によるDNBペナルティが熱水力設計（DNB評価）に及ぼす影響を評価した。結果を第3表に示す。

表から明らかなように、9グリッドでは、予測わん曲量に対応するDNBペナルティは十分余裕をもって、DNBに関する設計評価上の余裕（設計余裕）の範囲内にある。

## 5. わん曲対策

### (1) わん曲評価モデルの改善、詳細化

現在の、わん曲現象評価モデルは、わん曲現象の大局的な把握を行っていると考えられる。

しかしながら、現在のモデルで考慮しているパラメータ（①グリッドの拘束力に基づく圧縮力と初期わん曲との組合せ、②被覆管の偏肉による偏心）以外のパラメータと組み合わせることで大きなわん曲に至ることも考えられる（ただし、これの発生確率は小さいと考える。）ので、これらパラメータの解明を含めて、以下の実績データの収集調査等を行い、その結果に従い評価モデルの改善、詳細化を行う。

a 現在までに収集した14×14燃料、15×15燃料及び17×17燃料の照射実績を調査検討し、高浜3、4号炉に採用される予定の17×17燃料のわん曲に対して十分対策を施している。

b より詳細なデータを積み重ねるため、一定のパラメータのみを変更し、他のパラメータは共通としている燃料集合体を作り、このパラメータのわん曲に及ぼす影響を検討する、いわゆる特性区分燃料集合体（**Characterized Assembly**）の国内外先行プラントでの照射実績データの調査検討を行う。

### (2) 接触燃料棒の安全性確認

わん曲した燃料棒の安全性の確認のために以下の炉外・炉内実験を実施済み、あるいは実施中である。

#### a. 炉外実験

わん曲した燃料棒の熱的健全性を確認するため、他電力・メーカーと共同して、わん曲の程度をかえた燃料棒のDNB実験をコロンビア大学高温ループを使って実施し、わん曲した燃料棒の熱水力設計手法を確立した。

#### b. 炉内実験

わん曲により接触した燃料棒の炉内における熱的・機械的健全性の確認のため、他電力・メーカーと共同して、ハルデン炉（**Halden Heavy Water Reactor**, ノルウェー）で接触燃料棒の照射実験を実施中である。

(3) わん曲対策実施スケジュール

わん曲対策の実施スケジュールを第4表に示す。

第4表のわん曲対策実施の結果得られた新しい知見を、必要に応じて高浜3，4号炉の燃料設計、品質管理に反映させる意向である。

6. 結論

高浜3，4号炉燃料（17×17燃料、9グリッド（R型））のわん曲の解析評価の結果、接触チャンネル数及び熱水力設計に及ぼす影響はともに解析評価の基本方針を満足することを確認した。

今後更にわん曲対策に努め、新しい知見が得られた場合には必要に応じて高浜3，4号炉の燃料設計、品質管理に反映していく予定である。

第1表 わん曲量評価に用いたパラメータ

(1) 被覆管諸元

外 径	約9.5mm (0.374 inch)
肉 厚	約0.6mm (0.0225 inch)
燃料棒間 ギャップ	約3.1mm (122 mil)

(2) グリッド数、グリッドスパン長

<u>スパン</u>	<u>7グリッド</u>	<u>8グリッド</u>	<u>9グリッド</u>
1(Top)	47.5cm	52.3cm	50.8cm
2	66.5cm	"	"
3	"	"	45.3cm
4	"	"	"
5	"	"	"
6	61.5cm	"	"
7		62.1cm	"
8			47.0cm

(3) グリッド初期拘束力

平均値 =  kg (  lbs)

標準偏差 =  kg (  lbs)      内側、外側セル共  
(17×17燃料集合体の実測値に基づき決定)

(4) 初期わん曲 (2σレベル)

<u>7グリッド</u>	<u>8グリッド</u>	<u>9グリッド</u>
<input type="text"/> mil	<input type="text"/> mil	<input type="text"/> mil
サリー1号炉 実績に合うよ うに選定	"スパン長に比例"する との仮定より7グリッド の値から計算	

(5) 運転条件

<u>サイクル</u>	<u>1</u>	<u>2</u>	<u>3</u>
サイクル長さ	10,000EFPH	7,000EFPH	7,000EFPH

第2表 接触する可能性のあるチャンネル数

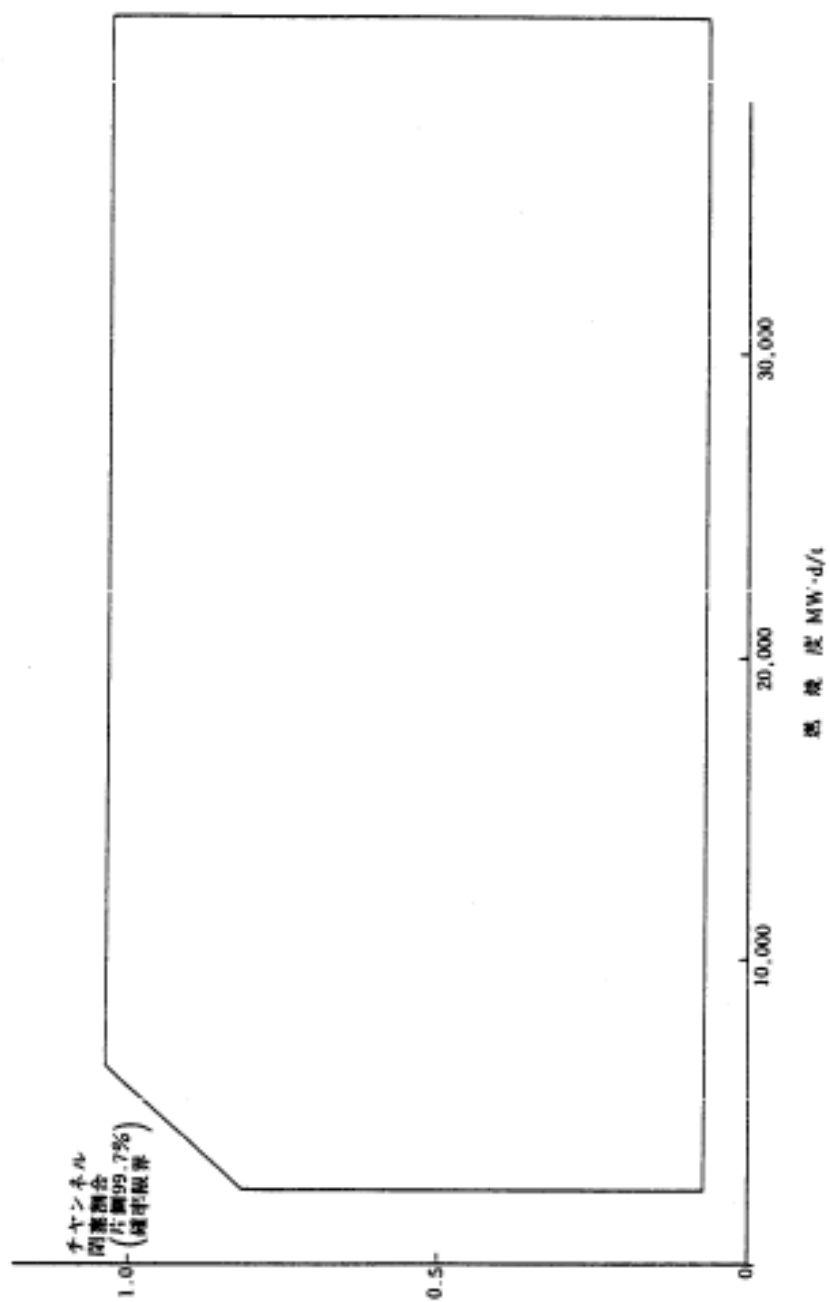
	評 価 結 果	8グリッドの場合
寿命末期における、 99.7%確率限界チャンネル閉塞割合	<input type="text"/>	<input type="text"/>
接触する可能性のある チャンネル数	<input type="text"/>	<input type="text"/>

第3表 わん曲燃料棒のDNBへの影響

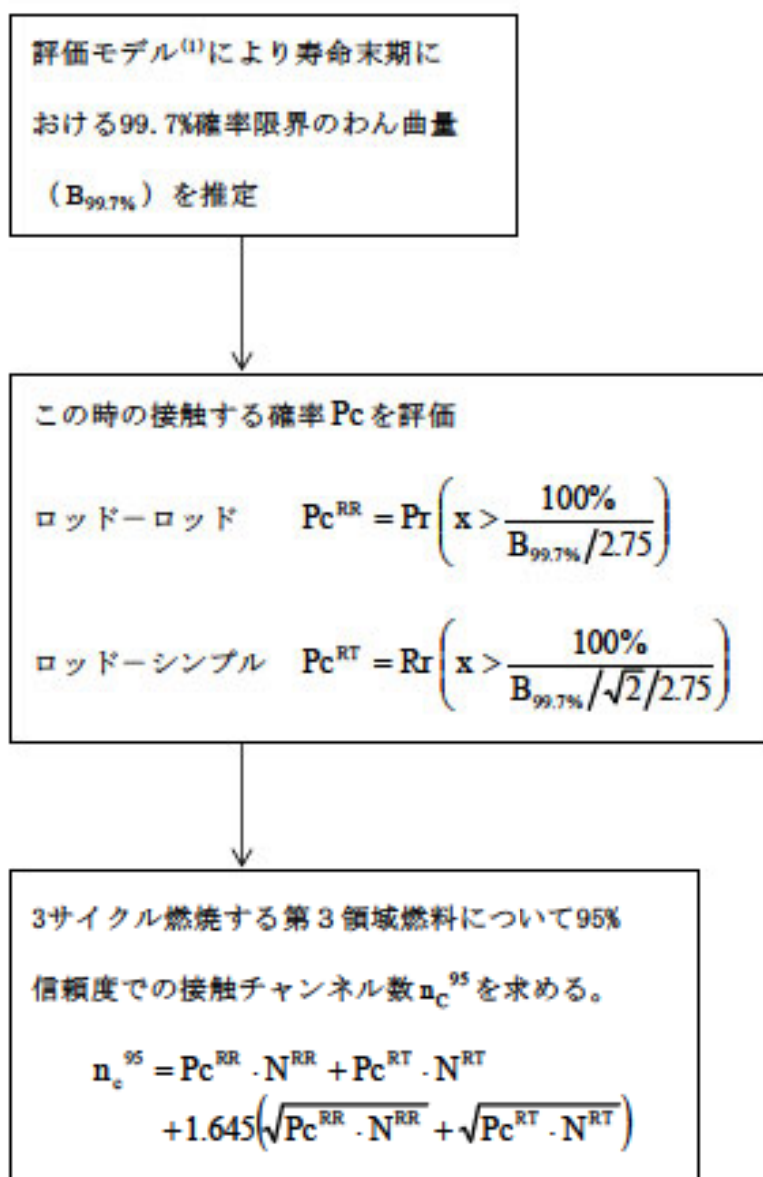
わん曲によるDNBペナルティ $\delta_p$		DNBに関する設計 評価上の余裕(熱水力 設計余裕)。但し、DN B 相関式における余 裕を除く。 $\delta_D$
評 価 結 果	8グリッドの場合	
2.9%	5.2%	約13%

第4表 わん曲対策実施スケジュール

年	1976 (昭和 51年)	1977 (昭和 52年)	1978 (昭和 53年)	1979 (昭和 54年)	1980 (昭和 55年)	1981 (昭和 56年)	1982 (昭和 57年)	1983 (昭和 58年)							
<u>わん曲評価モデル の改善、詳細化</u>															
<u>接触燃料棒の安全 性確認</u>															
○炉外実験 DNB実験 (コロンビア大学)									▽						
○炉内実験 (ハルデン炉)															
<u>製 造 (予定)</u>															
○部品発注															
○燃料製造															
<u>装 荷</u>															
							▽								
							▽	3号炉							
							▽	4号炉							



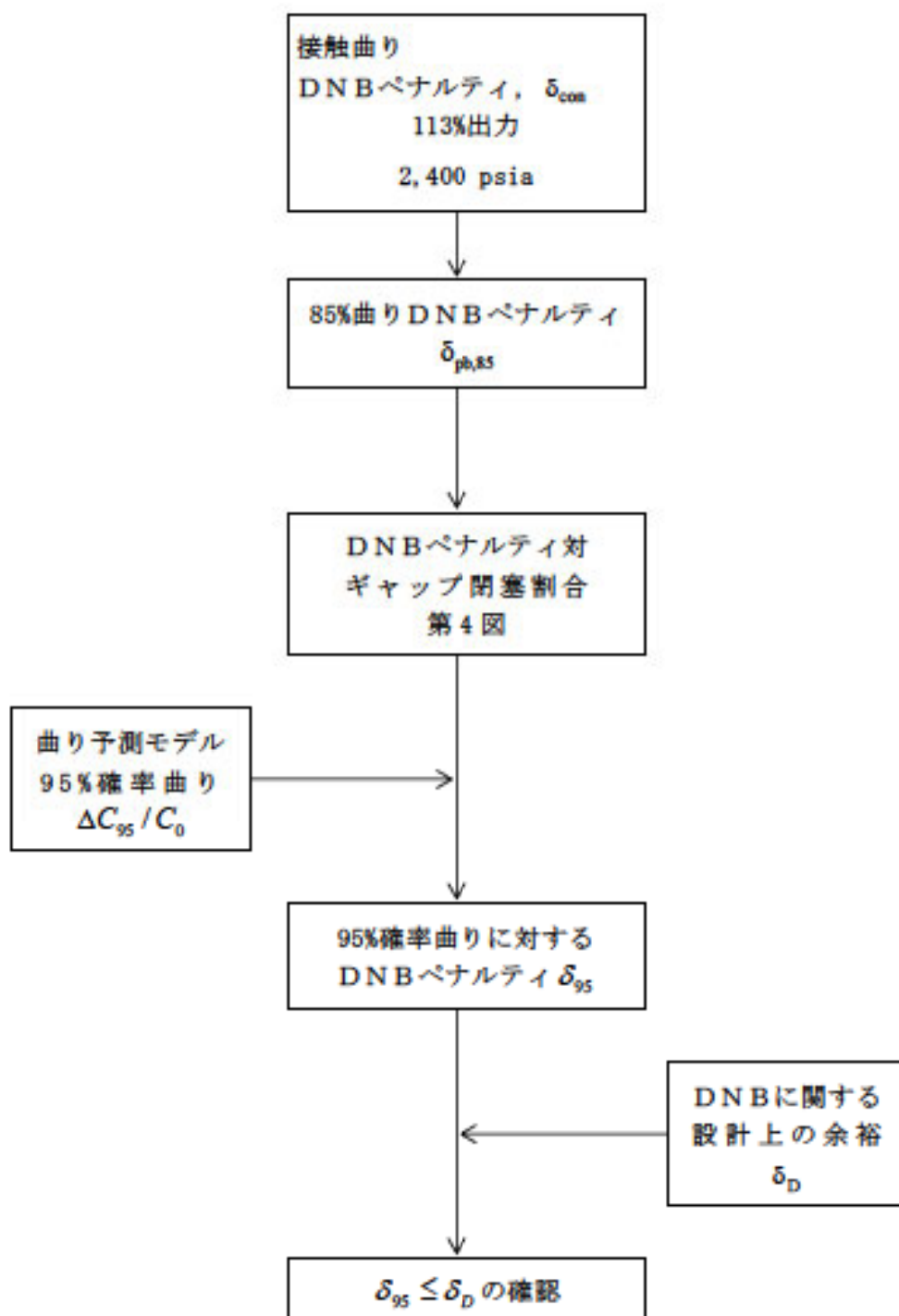
第1図 高浜3,4号炉燃料集合体(17×17燃料、  
9グリッド)のわん曲の時間変化



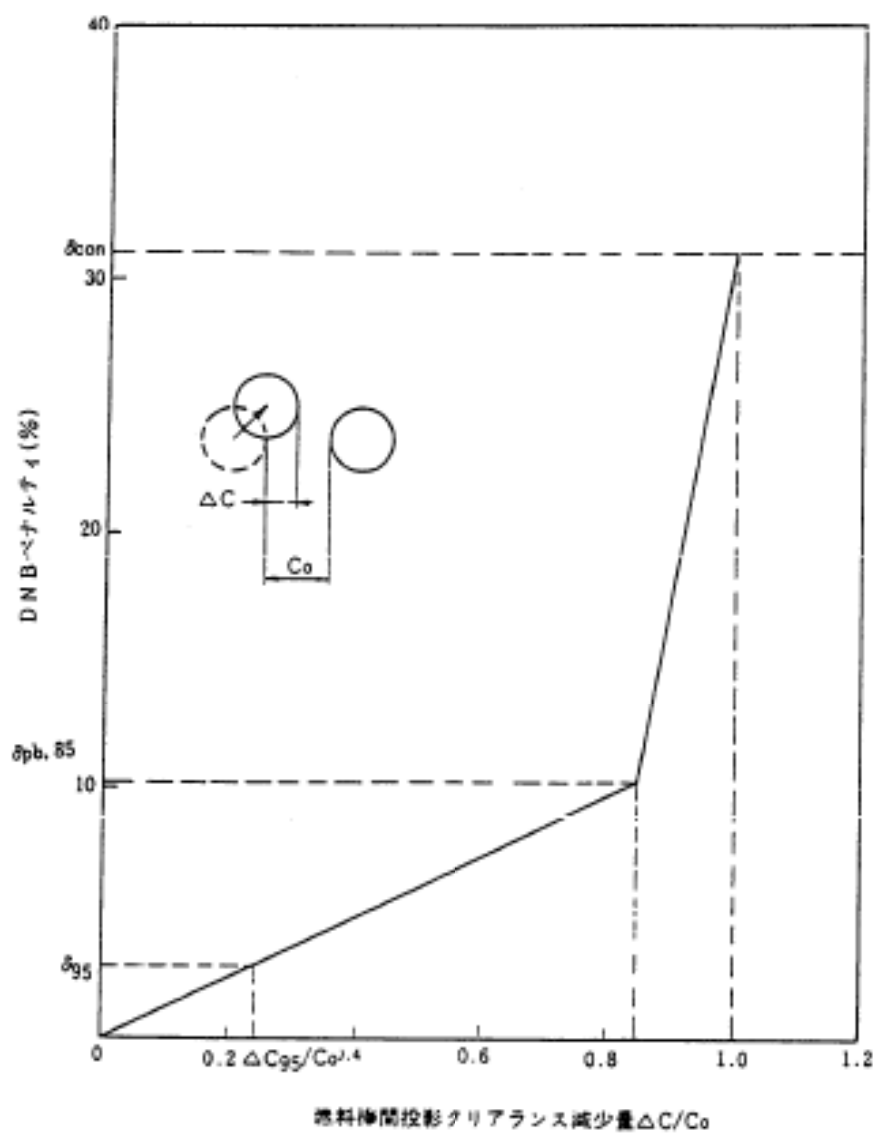
但し、 $N^{RR}$  ・ 1領域中のロッド-ロッドの全チャンネル数

$N^{RT}$  ・ 1領域中のロッド-シンプルな全チャンネル数

第2図 わん曲による接触チャンネル数評価法



第3図 燃料棒曲りによるDNBペナルティ評価手順



第4図 DNBペナルティ対燃料棒間投影クリアランス減少量

参考文献

- (1) 「燃料棒のわん曲 (Bowling) について」 MAPI-1031  
三菱原子力工業 昭和51年
- (2) 「燃料棒曲りDNBテスト報告書」 昭和52年11月  
通産省発電用事業炉部会提出資料
- (3) Rod Bowed to Contact Departure from Nuclear Boiling Tests in  
Coldwall Thimble Cell Geometry  
Journal of Nuclear Science and Technology, 15 [8] August 1978

## II 取替炉心に関する説明

### 1. 取替炉心の主要パラメータ

取替炉心の燃料取替方式としては、3領域3サイクル方式を採用しており、燃料の燃焼に伴って炉心の反応度が低下すると、内側にある52体の燃料集合体を取り出し、外周部の燃料集合体を内側に移動し、同数の新燃料集合体を外集部に装荷する。

最初の燃料取替えはサイクル燃焼度約14,500MW・d/t後に行い、それ以降は約9,350MW・d/t後に行う予定である。

第1サイクル及び取替サイクルの主要パラメータを第1表に示す。サイクル燃焼度、ウラン235装荷量、サイクル初期臨界ほう素濃度等の核パラメータは第4サイクル以降ほぼ同一の値となっており、平衡サイクルと考えられる。

### 2. 燃焼に伴う変化

第1サイクル初期・末期、第4サイクル初期・末期の水平方向出力分布を第1図～第4図に示す。また第1及び第4サイクルにおける水平方向ピーキングファクタ  $R_{XY}^{NS}$  の計算値を第5図に示す。各サイクルとも設計目標値1.435を十分下まわっている。

燃料の燃焼に伴う臨界ほう素濃度の変化を、第6図に示すが、Xe, Sm平衡後はほとんど直線的に減少している。

### 3. 取替炉心の安全性確認

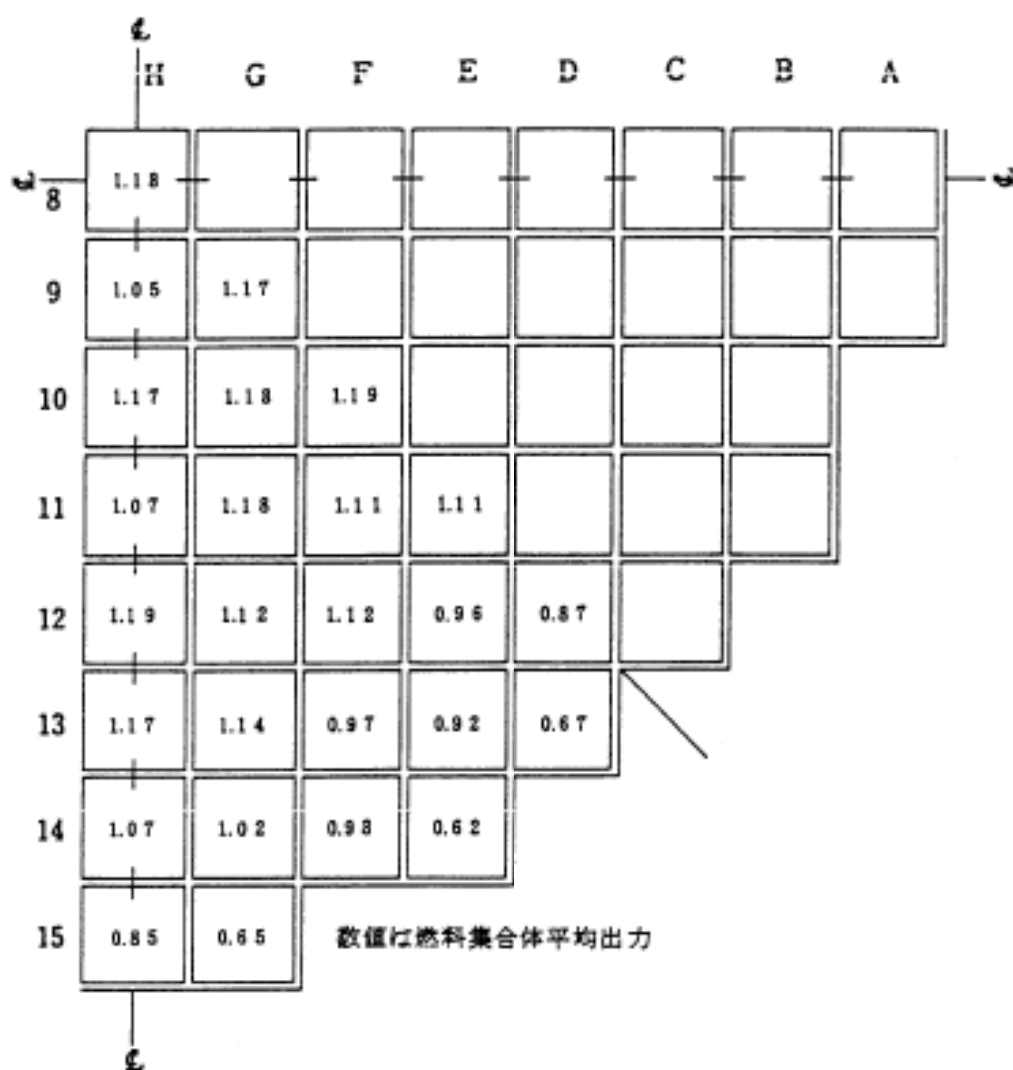
取替サイクルにおいては、第2表に示す各項目について実測あるいは計算により安全性を確認するが、第1サイクルにおける各項目のBest Estimate値は、いずれも制限値と比べて余裕があり取替サイクルにおいても十分制限値を満足するものと予測される。

第1表 取替炉心の主要パラメータ

領域 \ サイクル	1	2	3	4	5
第1領域 2.10wt%	53	1	1	1	
第2領域 2.60wt%	52	52			
第3領域 3.10wt%	52	52	52		
第4領域 3.0 wt%		52	52	52	1
第5領域 3.0 wt%			52	52	52
第6領域 3.0 wt%				52	52
第7領域 3.0 wt%					52
サイクル燃焼度 (MW・d/t)	14,500	9,350	9,200	9,350	9,350
ウラン235 (t)	1.88	1.51	1.55	1.56	1.56
サイクル初期 臨界ほう素濃度 (ppm)	1,160	1,260	1,280	1,320	1,320

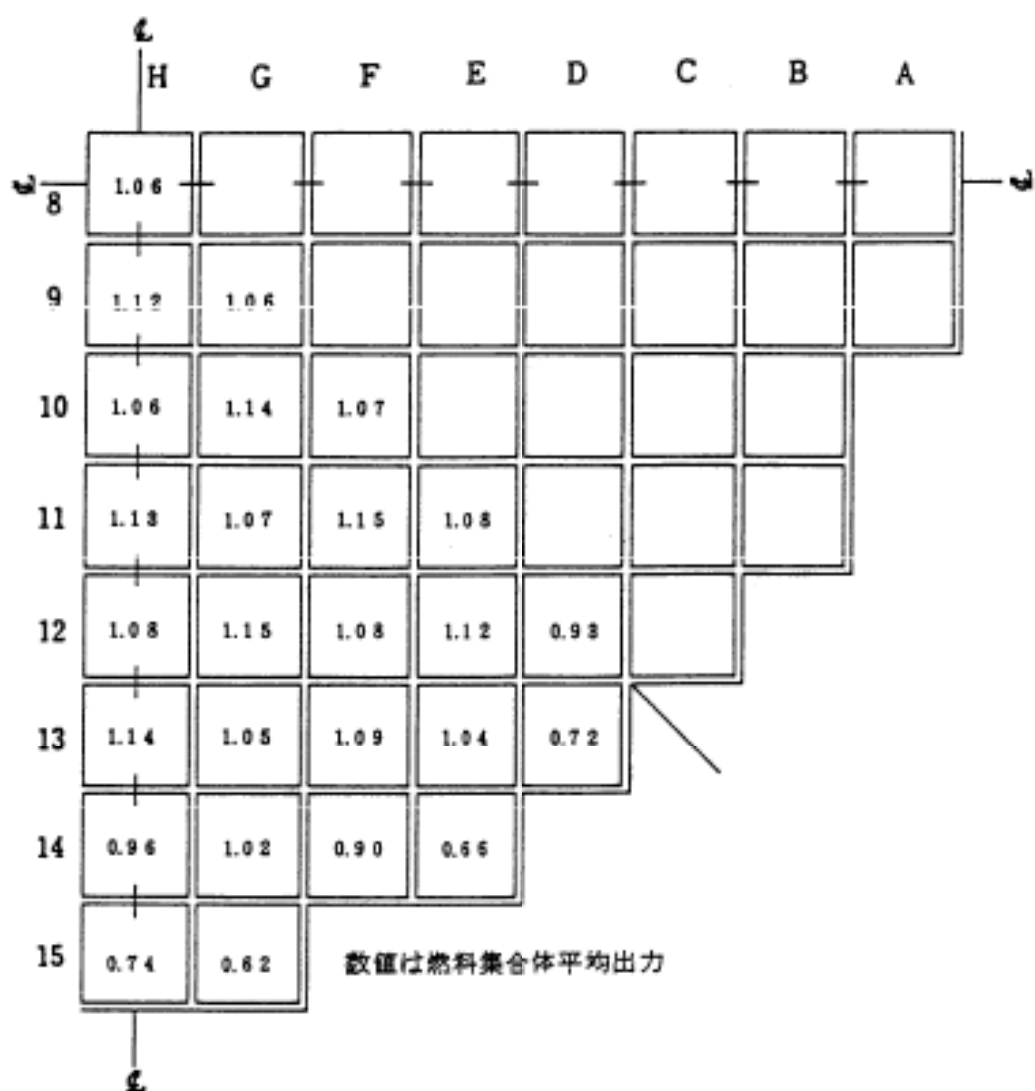
第2表 取替炉心の安全性確認項目

項 目	単 位	制 限 値	第1サイクル	取替サイクル
反応度停止余裕 (サイクル末期)	%ΔK/K	≥ 1.77	3.26	2.02
最大線出力密度	kW/m	≤ 39.6	≤ 39.6	≤ 39.6
燃料集合体最高燃焼度	MW・d/t	≤ 39,000	17,600	35,000
$F_{XY}^N$		≤ 1.435	< 1.435	< 1.435
減速材温度係数 $\frac{\partial \rho}{\partial T_m}$	$10^{-4}(\Delta K/K)/^{\circ}C$	$-78 < \frac{\partial \rho}{\partial T_m} < +8$	-65 ~ +2	少し 一側
ドブラ係数 $\frac{\partial \rho}{\partial T_f}$	$10^{-4}(\Delta K/K)/^{\circ}C$	$-5.6 < \frac{\partial \rho}{\partial T_f} < -2.3$	-4.0 ~ -2.7	~
制御棒クラスタ落下時のワース	%ΔK/K	≤ 0.25	0.19	~
” $F_{\Delta H}^N$		≤ 1.60	1.45	~
制御棒クラスタ飛出事故時のワース	%ΔK/K	≤ 0.184	0.106	~
” $F_Q$		≤ 6.96	5.36	~
最大反応度添加率	$10^{-4}(\Delta K/K)/s$	≤ 86	76	~



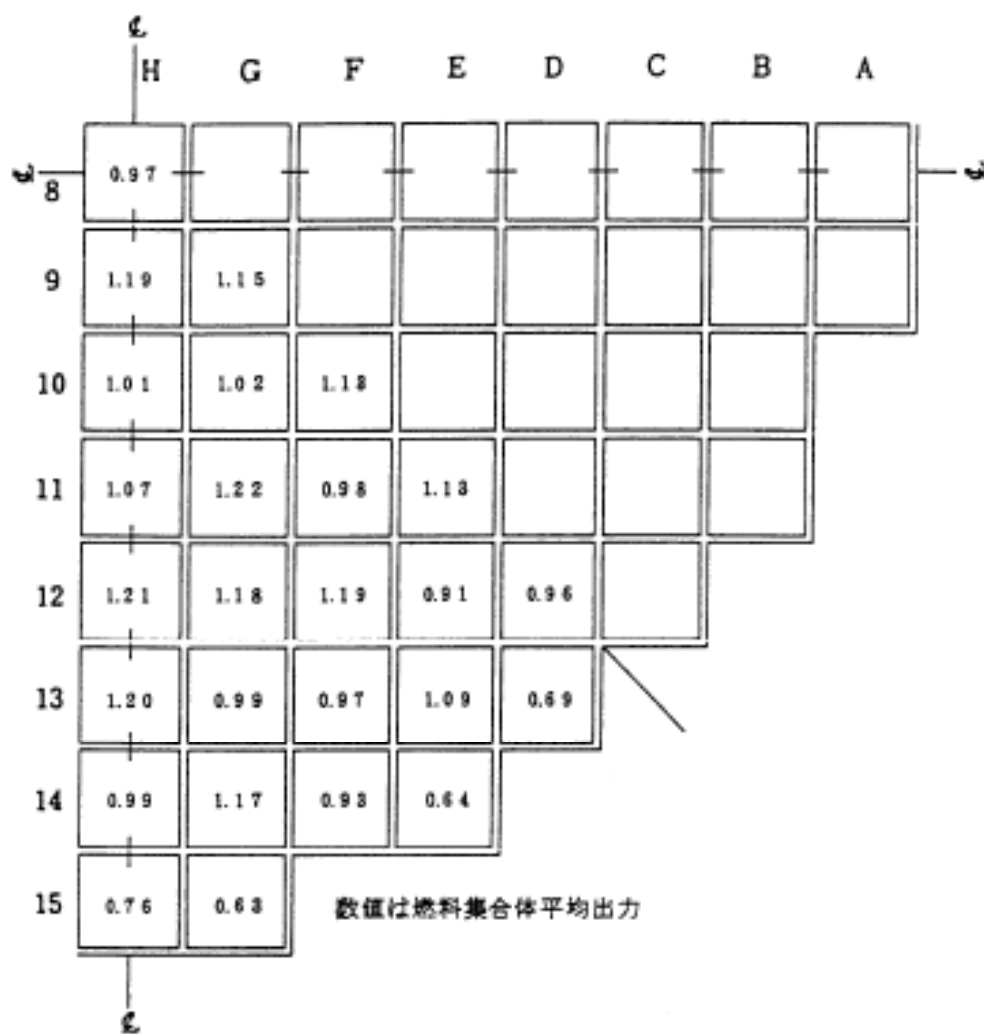
第1図 水平方向出力分布

第1サイクル初期、制御棒全引抜、高温全出力



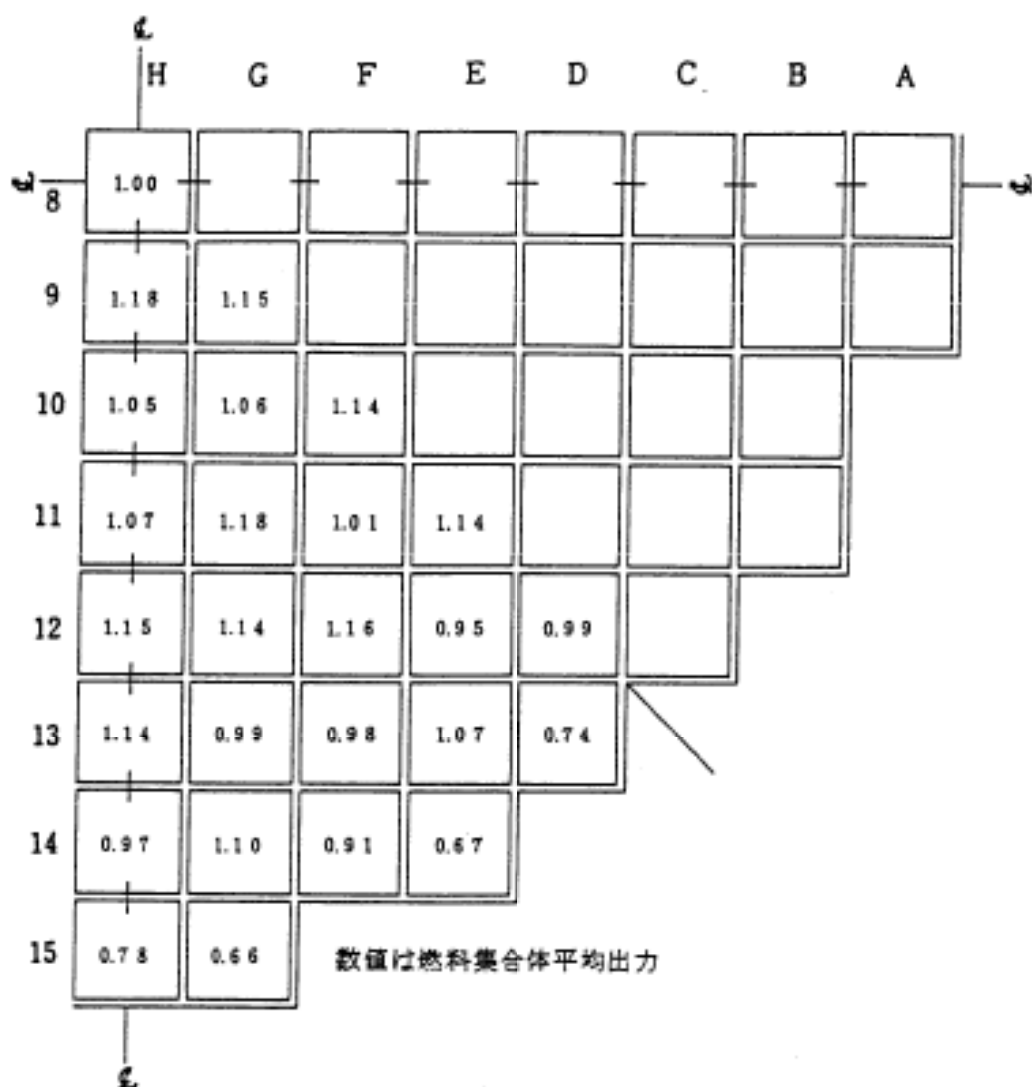
第2図 水平方向出力分布

第1サイクル末期、制御棒全引抜、高温度出力



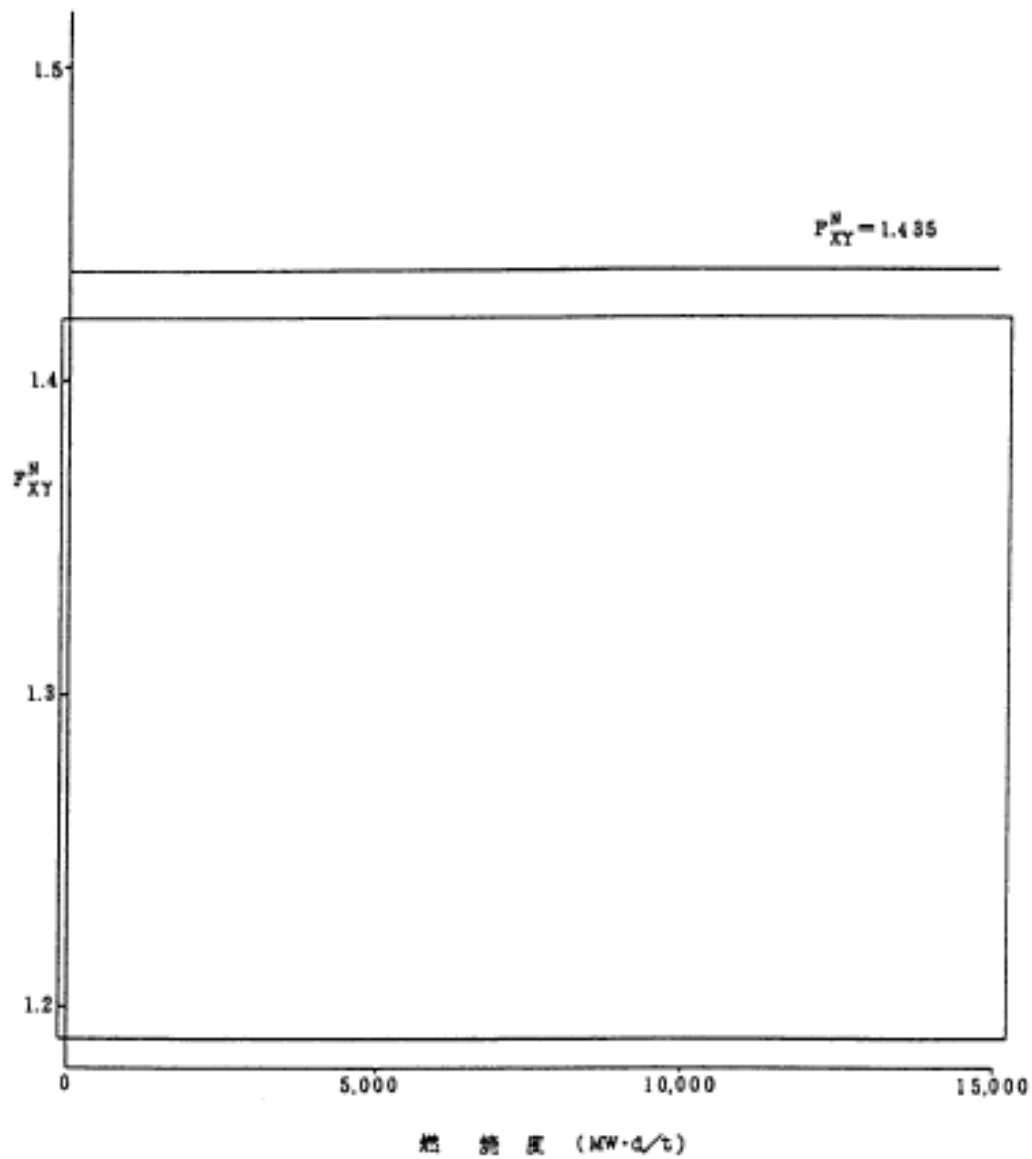
第3図 水平方向出力分布

第4サイクル初期、制御棒全引抜、高温全出力

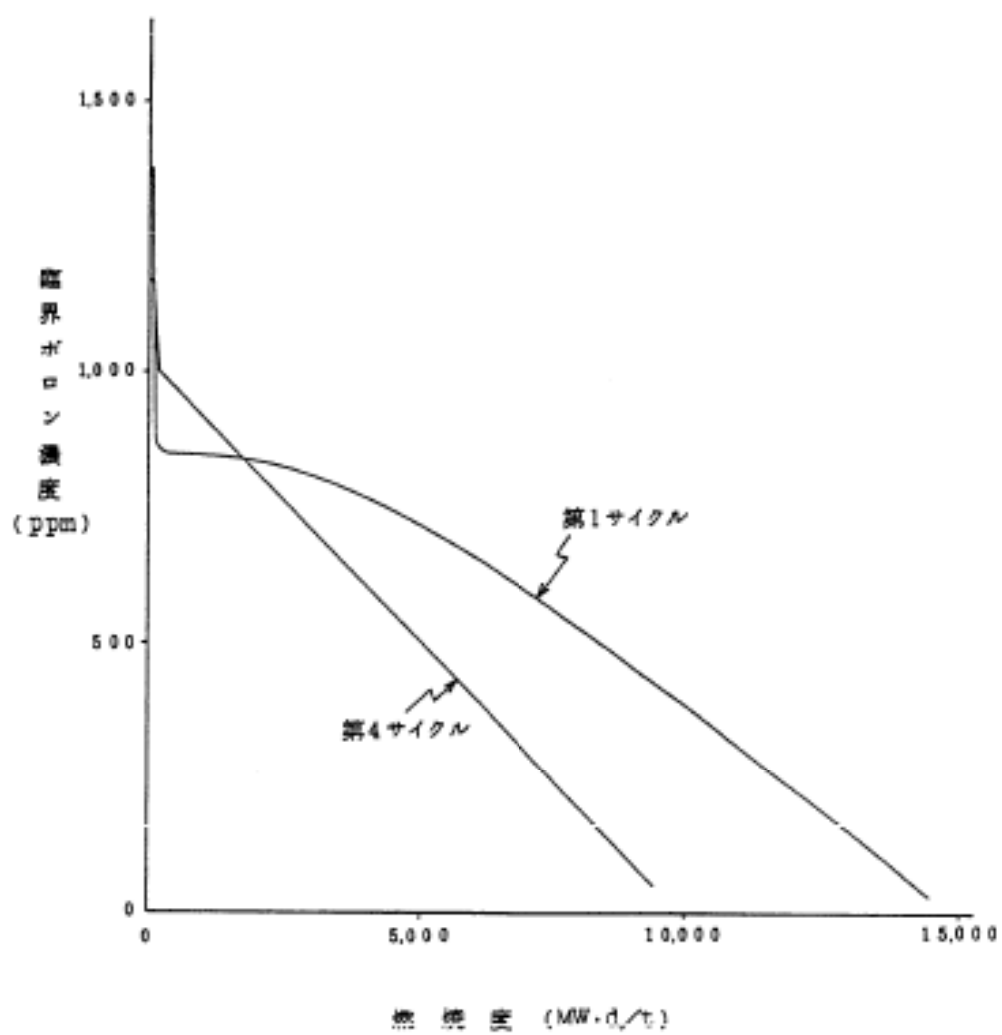


第4図 水平方向出力分布

第4サイクル末期、制御棒全引抜、高温全出力



第5図 燃焼による  $F_{XY}^N$  の変化



第6図 燃焼による銻界セシウム濃度の変化

## 追 補 2

### 「9.タービン及び付属設備」の追補

添付書類八「9.タービン及び付属設備」の記述に次のとおり追補する。

## I タービンミサイルについて

### 1. 概要

最近の原子力発電所のタービンは、火力発電所のタービンでの製作経過、運転実績をベースに多重の過速防止機構、タービン材料の健全性の面で高い信頼性を持ち、更に十分な品質管理、製作管理、据付管理、運転管理等を実施しているので、タービンミサイルが発生するような事故は極めて起こりにくいものと思われる。

タービン事故に際して発生するミサイルとしては、低圧タービン羽根、T-Gカップリング、低圧タービン・ディスク（羽根車）、高圧ロータなどが想定されるが、羽根、カップリングについては原子炉格納施設及び燃料取扱建屋に到達しないか、又は到達したとしてもそれらの十分なコンクリート厚さにより原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットは防護される。ディスクについては、その破損の確率は極めて低いと考えられるが、仮に過去の事故例に基づいた破損発生率を用い、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットの破損確率を計算すると極めて小さい値となる。

また、高圧ロータ等については、破損時のエネルギーからミサイル化することはありえない。したがってタービンミサイルによる影響は無視できると考える。

### 2. タービンの過速防止とタービン・ロータの健全性

#### 2.1 タービンの事故

タービン事故が起因となってミサイルを発生させるケースを大別すると、次のとおりである。

- (1) ロータ又はディスク自身が破裂してミサイルを生じさせるもの。
- (2) 軸系が過大振動又は軸受機能喪失により軸が振れ廻り、ロータ付属物を飛ばすもの。

後者の場合は軸系が異常過大振動で曲り、また、振れ廻るために回転部が静止部に接触し、カップリング、ブレード等をミサイルとして飛ばすことであるが、ロータ自身は他の静止部品と接触し摩擦によりエネル

ギを失い、ミサイルとならない。

一方、前者すなわちロータ又はディスク自身の破裂事故は、原子力発電プラントでは、低圧タービン・ディスクのみがミサイルとなりうるが、そのミサイルとしてのエネルギーが大きく、原子炉施設の安全上重要な機器へ与える影響が大きいため、その可能性が問題となる。

(ただし、三菱重工製及びウエスティングハウス社製のタービン・ディスクでミサイルになったものはない。)

ロータ及びディスクの破裂事故の発生原因から分類すると次のとおりである。

(1) 定格回転時にも起こり得るバースト

製造時より存在していた材料の欠陥が起動停止等の繰返しによる疲労と運転中の疲労腐食により拡大し、その大きさが限界欠陥寸法を上回り破裂を起こす。

(2) タービン回転数が破壊回転数まで上昇することによる破裂

これらの事故形態を考慮して現在のタービンでは、次章以下で述べるように極めて厳しい設計的配慮、品質管理、運用管理がなされており、現有技術ではかかるロータ又はディスクの破裂事故は十分防止できるものと思われる。

## 2.2 品質管理による事故防止

### 2.2.1 ロータの製作技術の進歩

脆性破壊を防止するため、ロータ材の製造法として従来の大気造塊法に対し、真空造塊法が採用されるなど造塊技術が改良され、材料脆性破面遷移温度は可能な限り低温とし、また、超音波探傷検査をロータ素材検査に採用することにより、内部欠陥の発見が可能になった。

また、従来一般に使用されていたシリコン脱酸は、真空カーボン脱酸に切り替えられ、鍛造法も鍛造比を大きくとったり、大型ロータについては、特殊鍛造法を取り入れるなど鍛造効果を向上させ、また、原料を精選し不純物をすくなくするなどにより、密集した微小欠陥を発生せしめないよう改善している。

## 2.2.2 非破壊検査技術の向上

ロータ・ディスク材の健全性チェックのための非破壊検査技術、特に超音波による探傷検査技術は、この数年間著しく向上した。

したがって、過去、破裂事故に結びついたような材質欠陥は、現有検査技術によれば、十分事前に検知されロータ・ディスク素材として受け入れられる余地は全くない。

現在ロータ・ディスク材の健全性をチェックするため適用されている非破壊検査は次のとおりである。

超音波探傷試験	外周及び中心孔から素材内部を探傷
磁粉探傷試験	外周コーナー部及び中心孔表面付近を探傷
染色探傷試験	外周及び中心孔を探傷
目視検査	外表面及び中心孔表面を探傷

## 2.2.3 振動管理の強化

軸系バランシング不良による軸の過大振動によるミサイル化を防ぐ対策として以下のことを実施している。

- (1) 回転体の振動管理強化
- (2) 軸受ボルトゆるみ止め対策
- (3) 防火対策の強化

回転体の振動管理技術として、この数年間特に強化された事項として次のものがあげられる。

- a. 工場におけるバランシングの強化
- b. 現地バランシングの強化
- c. 運転上の振動監視計器の増強
- d. 軸振動の限度値と処置基準の確立

現有管理技術によれば次のような関門により軸系バランシング不良による事故が発生する可能性はない。

- 単体としてアンバランスのあるロータが出荷されることがない。
- 現地バランシングは最新技術手法を駆使し、短期間で適確に調整が可能。

- 試運転中といえども、軸振動が過大となれば定められた適確な処置をとり、過大振動で運転されるようなことは許容されない。
- 軸受ボルトの締付け管理およびゆるみどめ処置により、軸振動で軸受ボルトがゆるんだり、軸受機能を喪失するような事態はない。

## 2.3 設備の多重化等による事故防止

### 2.3.1 调速機構の多重化

タービンを制御するガバナ機構は多重化されており、万一そのうちのひとつが機能を失っても、他の機構がバックアップし、タービン速度が制御されず、爆走するようなことがないよう考慮されている。

- (1) 主ガバナ
- (2) 補助ガバナ
- (3) 機械式過速度トリップ装置
- (4) 電気式過速度トリップ装置

### 2.3.2 蒸気弁の多重化

タービンへの蒸気の流入を制御又は遮断する蒸気弁はスタックして、その機能を失なわぬよう定期的に弁の開閉テストを行い常時チェックしている。

それでもなお、万一いずれかの弁がスタックしてもタービンが過速することを防ぐため、蒸気弁は二重に設けられている。

すなわち、高圧タービン入口には、主蒸気止弁と主蒸気加減弁を、低圧タービン入口には再熱蒸気止弁とインターセプト弁をそれぞれ二重にして、万一ひとつの蒸気弁が全閉しない場合にも、他の弁が蒸気を遮断する。

以上の様に制御系統及び弁類の多重化、並びに弁作動の周期的チェックにより通常運転時、負荷急変時を問わずいかなる運転状態でも定格回転数の111%以下となるよう設計されている。

また、高浜3、4号機と類似の国内プラントのタービンの負荷遮断時の過速度実測値は、たかだか定格速度の6%程度の上昇であった。

今、最悪の過速度状態での111%を仮定しても、回転数は定格回転数の117%となり設計最大速度118%を越えることはない。

## 2.4 運転時の事故防止

### 2.4.1 過大熱応力の防止

起動時及び負荷の急激な変化時には、ロータ及びディスクに接する蒸気温度が急激に変化し、ロータ及びディスクに過大な熱応力を生ぜしめる可能性がある。このような過大な熱応力は回数が重なるにつれて、ロータの熱疲労クラックを発生する原因となるので、ロータに過大な熱応力が生じないように、次のような規制を行っている。

#### (1) 高圧タービン・ロータ

発生する熱応力が最も大きい調速段出口のロータ・メタル温度と調速段出口蒸気温度を監視し、その温度差によって負荷変化率を規制し過大熱応力を防止する。

#### (2) 低圧タービン・ロータ

低圧タービン入口蒸気温度の変化を制御し過大熱応力を防止する。

### 2.4.2 タービン保安装置の作動確認

タービン停止又は蒸気弁を閉鎖しなければならない場合、安全装置が確実に作動することを確認するために、定期的に各弁の開閉及び保安装置の作動試験を実施している。

前述のように最近、設計・製作されているタービンについては、保安装置及び弁の多重化等により設計最大速度の118%に達することはない。万一達したとしても、ロータ強度としては設計上の配慮が充分に行われ、材料の製造、検査に対する品質管理面での厳格化、また、運転中の運転管理（振動管理、ロータの熱応力管理、水質管理、保安装置の作動確認等）の十分な実施により、今後のタービンについては破損の確率は無視出来る程度である。

仮想的タービンミサイルの検討は、設計回転数上限2124rpm（1800rpmの118%）にて行う。

### 3. 仮想的タービンミサイルの評価

前述のごとく最近のタービンの破損の可能性は極めて低いが仮想的にタービンの破損を考えた場合の影響を代表的に高浜3号機について検討する。高浜4号機については、高浜3号機と対称配置であり、同じ結果となる。仮想的タービンミサイルに対し、防護の対象とすべき機器類として以下の観点から選定する。

- (1) 原子炉の安全な停止機能の確保
- (2) 原子炉格納容器と原子炉冷却材圧力バウンダリ同時破損防止
- (3) 燃料及び使用済燃料ピットの健全性の確保
- (4) 残留熱除去機能の確保
- (5) 非常用電源の確保

系統の多重性・配置及び多層のコンクリート壁及びコンクリート床等から、高浜3号機の仮想的タービンミサイルによる防護すべき対象物としては、

- (1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ
- (2) 使用済燃料ピット

となる。

以下にそれらに対する検討を行う。

更に高浜1, 2号機、高浜4号機からの影響についても、検討を行う。

#### 3.1 仮想的タービンミサイル

前述のごとく最新設計のタービンは破損事故が起こることはあり得ないことであるが、仮想的なタービン事故を想定し、それによる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットに対する影響を評価する。

仮想的タービンミサイルとして、

- (1) 低圧タービン羽根
- (2) タービン発電機カップリング (T-Gカップリング)
- (3) 低圧タービン翼車 (ディスク)
- (4) その他 (タービン・ロータ、発電機ロータ等)

を想定した。

## 3.2 低圧タービン羽根の検討

### 3.2.1 低圧タービン羽根のミサイル化

運転中にタービン羽根が破損する仮定としては最終翼の付け根の応力が降伏点に達した時に破損するとすると、その回転速度は定格の約160%と予想される。従って、設計最大回転速度118%に対し十分な強度的余裕があり破損することは極めてすくない。

また、仮に設計最大回転速度118%で破損したとすると、その破損翼はフロガイドフランジに衝突し、その初期エネルギーの半分以上を失なう。残留エネルギーはさらにその外に位置する外部車室を貫通する程のものではなく、翼は車室内に留まる。

### 3.2.2 仮想羽根ミサイル

低圧タービン最終段動翼のケーシング外飛散事故は、前述の如くタービンの構造上からも起こり得ないものであるが、仮りにこの動翼が設計最大回転数118%で破損したとすると、その性状は、

重 量	7.7kg
最小断面積	3.69cm <sup>2</sup>
破損瞬時の羽根重心速度	307m/s

となる。

この破損羽根が、低圧タービン外部ケーシングより飛び出した時の残存エネルギー率を、過去の火力タービンの羽根飛散事故例に基づき2.0%とし、外部に対しミサイル化した飛散羽根の速度を求めるものとする。

破損瞬時の羽根の初期エネルギー

$$E_s = \frac{1}{2g} \cdot W \cdot V_s^2 = \frac{1}{2 \times 9.8} \times 7.7 \times 307^2 = 3.7 \times 10^4 \text{ kg} \cdot \text{m}$$

ケーシング飛出し後の羽根残存エネルギー

$$E_m = \left( \frac{2.0}{100} \right) E_s = 7.4 \times 10^2 \text{ kg} \cdot \text{m}$$

従ってこの仮想ミサイルの飛散初速度は

$$V_m = \sqrt{2g \frac{E_m}{W}} = 43.4 \text{ m/s}$$

### 3.2.3 鉄筋コンクリート壁によるミサイル防護効果

鉄筋コンクリート壁の仮想ミサイルに対する防護必要最小厚さの評価を修正NDR C式により行うものとする。

但し、式を使用するに当って

- ・形状係数 1.14 (鋭い先端の物体)
- ・コンクリート極限圧縮強さは4週圧縮強度 225kg/cm<sup>2</sup>

とする。

必要最小厚さを求めると13.6cmとなり、対象物は十分な防護効果を有する。また、高浜1、2号機からの低圧タービン羽根のミサイルは到達しない。

## 3.3 T-Gカップリングの検討

### 3.3.1 T-Gカップリングのミサイル化

T-Gカップリングの破損は、カップリングそれ自身が破損するか、カップリング部の焼きばめが、緩み抜けるかのいずれかである。

カップリングそれ自身の強度は十分に高く、また、カップリング部の焼きばめも定格速度の約200%で緩む。従って、設計最大速度の118%に於いては破損するとは考えられない。

### 3.3.2 T-Gカップリングのミサイル

前述のようにT-Gカップリングが破損し、ミサイル化することはあり得ないが、何らかの原因で設計最大速度118%でカップリングが破損し、ミサイル化したと仮定する。

その性状は

重	量	9,822kg
慣性モーメント		3,008kg・m <sup>2</sup>
投影最小面積		3,150cm <sup>2</sup>

118%破損瞬時の回転 222.3rad/s

速度となる。

今、このT/Gカップリングの破損時の併進運動エネルギーを過去の火力発電所での発生事故例をもとに算定する。

118%速度時の回転エネルギーは

$$E = \frac{1}{2} \times \frac{3,008}{9.8} \left( \frac{2,124}{60} \times 2\pi \right)^2 = 7.59 \times 10^6 \text{ kg} \cdot \text{m}$$

となり、併進運動エネルギーを初期回転エネルギーの4.5%として、飛び出し速度を求める。

$$\text{併進エネルギー } E_2 = 7.59 \times 10^6 \times 0.045 = 3.4 \times 10^5 \text{ kg} \cdot \text{m}$$

$$\text{併進速度 } V = \sqrt{\frac{2gE_2}{W}} = \sqrt{\frac{2 \times 9.8 \times 34}{9,822}} \times 10^2 = 26.1 \text{ m/s}$$

この併進速度によるT-Gカップリングミサイルは、図4に示す飛跡限界から解るように原子炉格納容器及び使用済燃料ピットへは届かず、その影響は極めて小さいものと思われる。また、高浜1、2号機、高浜4号機からのT-Gカップリングミサイルは到達しない。

### 3.4 タービンディスクの検討

#### 3.4.1 ディスクの破損確率 (P1)

- (1) WH社の資料\*によれば1800rpm、低圧最終翼長40°タービンにおける設計最大速度時の破損確率は、 $1.6 \times 10^{-10}$ /年と示されている。

この値は次のように評価されたものである。

- a. タービン過速度防御系の主要な構成要素のいくつかにおいて、その所定の機能を満たすことが同時に不可能となり、設計最大速度に達する確率を過速度制御系の信頼性の観点から評価すると、 $2.5 \times 10^{-4}$ /年となる。
- b. 設計最大速度時にディスクに生ずる応力は、材料の降伏強さよりはるかに小さく、破損するとすれば脆性破壊によるものとなる。冷態起動を15回/年として、40年間で600回の応力サイクルがあ

ると考え、脆性破壊の生ずる確率を評価すると、

$$6.3 \times 10^{-7}$$

となる。

従って、 $a \times b$ より $1.6 \times 10^{-10}$ /年となり、ディスクの破損確率は極めて小さい。

\* BYRON / BRAID WOOD STATION PSAR ATTACHMENT 1 TO  
APPENDIX C O

" HYPOTHETICAL TURBINE MISSILES"

(2) 過去の事故例による場合

前述のように現在のタービンにおいては、ディスクの破損に至る確率は極めて小さいと考えられ、ディスクミサイルによる影響の評価は必要ないと思われる。

ディスクミサイルの評価に当たって、その前提として発生確率( $P_1$ )を過去のディスク破損例をベースとして求め

$P_1 = 5 \times 10^{-5}$ /年とする。

### 3.4.2 ディスクミサイルの到達確率 ( $P_2$ ) 評価方法

確率評価の前提条件は以下の通りとする。

- (1) 対象物として原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットとするが、原子炉冷却材圧力バウンダリに対してはその外周にある外周コンクリート壁及び原子炉格納容器の側壁及びトップドーム部を、使用済燃料ピットに対してはその屋根を検討の対象とする。
- (2) ディスクの破損は設計最大速度の118%時に生じ、ディスクミサイル化するものとする。
- (3) タービンディスクミサイルとしては低圧タービン3台、6流、全30段のディスクにつき考えるものとする。

なお、到達確率の算定に当たっては全30段の平均値とする。

- (4) ミサイルとしては4分割ディスクとし、上方に2片のミサイルを考慮する。

各段のミサイルの諸元は以下の通りである。

表1 ディスクミサイルの諸元

ディスク №	ケシング貫通後 最大速度(m/s)	重 量 (kg)	最小投影面積 (cm <sup>2</sup> )
1	0	2067	—
2	54	1642	2318
3	84	1331	1728
4	0	1354	—
5 (最終段)	23	1321	2062

- (5) 飛び出し角度範囲は最終段ディスクについては0～25°(外側)、中間段ディスクについては±5°とする。  
飛び出し速度は0～最大速度で一様分布とする。
- (6) 衝突確率の評価に際しては、対象の外周コンクリート壁トップドーム部及び使用済燃料ピットはその平面を、外周コンクリート壁の側壁はその立面を衝突範囲とし、その衝突範囲を微小範囲に区分し、各速度、各飛び出し角度に対しモンテカルロ法で衝突確率を求め全範囲を集積することによって評価する。
- (7) 貫通（必要遮蔽厚さ）計算に対しては  
コンクリートは、修正NDRC式  
鋼板は、BRL式  
を使用する。  
なお、修正NDRC式の使用に当って  
・形状係数  $N=0.84$ （鈍い先端の物体）  
・コンクリート4週強度  $225\text{kg/cm}^2$   
を使用する。
- (8) 対象物の有効厚さの計算に当っては対象物への入射角( $\alpha$ )を考慮し  $1/\cos^2\alpha$ を採用する。
- (9) 遮蔽効果は貫通確率をPとすると、以下のように与えられる。

$$P = \frac{\int_{V_{\min}}^{V_{\max}} P'(V) dV}{\int_{V_{\min}}^{V_{\max}} dV}$$

ここで  $P'(V)$  は、

$V < V_{P1}$  の場合  $P'(V) = 0$

$V_{P1} \leq V \leq V_{P2}$  の場合

$$P'(V) = \frac{T_{\max}(V) - T}{T_{\max}(V) - T_{\min}(V)}$$

$V_{P2} < V$  の場合  $P'(V) = 1$

ただし、

$V_{\max}$  は最大速度

$V_{\min}$  は最小速度

$T_{\max}(V)$  は貫通最大厚さの関数（最小投影面積に対応）

$T_{\min}(V)$  は貫通最小厚さの関数（最大投影面積に対応）

$T$  は有効厚さ

$V_{P1}$  は、 $T_{\max}(V) = T$  となる速度

$V_{P2}$  は、 $T_{\min}(V) = T$  となる速度である。

### 3.4.3 ディスクミサイルの到達確率 ( $p_2$ )

#### (1) 使用済燃料ピットに対する到達確率 ( $p_2$ )

ディスク№	3号機タービンからの到達確率	4号機タービンからの到達確率
1	0	0
2	0.001009	0
3	0.000896	0.00000628
4	0	0
5	0	0
計	0.001905	0.00000628
平均	$3.81 \times 10^{-4}$	$1.26 \times 10^{-6}$

(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリーに対する到達確率( $P_2$ )

防護壁としては、外周コンクリート壁の側壁部900mm（最小厚さ）、トップドーム部400mm、また、原子炉格納容器の鋼板については円筒部44mm、トップドーム部22mmを考える。

- a. 外周コンクリート壁側壁部のコンクリート必要厚さ（最高速度の第3段ディスクで84m/sを使用）は1106mmとなり、側壁を貫通するが、コンクリート貫通後の速度に対し、鋼板の必要厚さは

円筒部 28.2mm

トップドーム部 10.4mm

である。

従って、格納容器を貫通することはないので原子炉冷却材圧力バウンダリーの到達確率は  $P_2 = 0$  となる。

- b. 外周コンクリート壁ドーム部については外周コンクリート壁ドーム部を貫通後、原子炉格納容器鋼板を貫通する確率を求め、原子炉冷却材圧力バウンダリーに対する到達確率  $P_2$  を計算すると以下の通りである。

(3号機タービンからの到達確率)

ディスクNo	ドームへの衝突確率	外周コンクリート壁ドーム貫通確率	原子炉格納容器ドーム貫通確率	到達確率 $P_2$
1	0	0	0	0
2	0.03057	0.480	0	0
3	0.02276	0.672	0.163	$2.493 \times 10^{-3}$
4	0	0	0	0
5	0	0	0	0
平均				$4.99 \times 10^{-4}$

(4号機タービンからの到達確率)

ディスクNo	ドームへの 衝突確率	外周コンクリート 壁ドーム貫通確率	原子炉格納容器 ドーム貫通確率	到達確率 $P_2$
1	0	0	0	0
2	0	0	0	0
3	0.000210	0.672	0.163	$2.300 \times 10^5$
4	0	0	0	0
5	0	0	0	0
平均				$4.60 \times 10^6$

(3) ディスクミサイル総合評価 ( $P_1 = 5 \times 10^{-5}$ /年とする)

(3号機タービンからの到達確率)

使用済燃料ピット  $P_1 \times P_2 = 1.91 \times 10^{-8}$ /年

原子炉 側壁  $P_1 \times P_2 = 0$

冷却材圧力バウンダリ ドーム部  $P_1 \times P_2 = 2.49 \times 10^{-8}$ /年

(4号機タービンからの到達確率)

使用済燃料ピット  $P_1 \times P_2 = 6.3 \times 10^{-11}$ /年

原子炉 側壁  $P_1 \times P_2 = 0$

冷却材圧力バウンダリ ドーム部  $P_1 \times P_2 = 2.3 \times 10^{-10}$ /年

以上の結果からディスクミサイルによる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットに対する影響は極めて小さいものであると判断される。また、高浜1, 2号機のディスクミサイルは到達しない。

### 3.5 その他（高圧ロータ、発電機ロータ）の検討

#### 3.5.1 高圧ロータ

高圧ロータは、直径が小さく初期エネルギーは小さい。また、高圧タービンは、内圧に耐えるよう厚肉のケーシング及び質量の大きい翼環を採用しているため、高圧ロータが118%速度で破裂してもケーシング内にとどまり、外部ミサイルとならない。

### 検討結果

- 1/4 ロータ破片の重量 13.7t
  - " 外径 1700mm
  - " 長さ 3810mm
  - " 初期エネルギー $E_0$   
(118%速度時)  $4.52 \times 10^6 \text{kg} \cdot \text{m}$
  - 車室上半の重量 65.7t
  - 非弾性衝突に対し圧縮、剪断等  
で吸収されるエネルギー  $\Delta KE$   
(1/4ロータ片に対し)  $3.01 \times 10^6 \text{kg} \cdot \text{m}$
  - 車室の引張変形で吸収できるエネルギー  $4.09 \times 10^6 \text{kg} \cdot \text{m}$   
(1/4ロータ片に対し)  $E_t$
  - ボルトで吸収できるエネルギー  $2.97 \times 10^6 \text{kg} \cdot \text{m}$   
(同上)  $E_b$
- $E_0 < \Delta KE + E_t$  及び  $E_0 < \Delta KE + E_b$

であるので、ロータが118%速度で破裂しても、ケーシングを貫通したり、ボルトが切れて、ケーシングとロータがミサイルとして飛び出すことはない。

### 3.5.2 発電機ロータ

発電機ロータは、固定子の半径方向厚み及び質量が大きいことから118%速度で破裂しても、固定子内にとどまり、外部ミサイルとならない。

### 検討結果

- 1/4 ロータ破片の重量 30.6t
- " 外径 1700mm
- " 長さ 6950mm
- " 初期エネルギー $E_0$   
(118%速度時)  $22.7 \times 10^6 \text{kg} \cdot \text{m}$
- 固定子重量 232t
- 非弾性衝突に対し圧縮、剪断時  
で吸収されるエネルギー  $\Delta KE$   
(1/4ロータ片に対し)  $13.3 \times 10^6 \text{kg} \cdot \text{m}$

- 固定子の引張変形で吸収できるエネルギー  $62.3 \times 10^6 \text{kg} \cdot \text{m}$   
( 同 上 )  $E_t$

$E_0 < \Delta KE + E_t$ であるからロータが118%速度で破裂しても固定子を貫通し、ミサイルとして飛び出すことはない。

以上から、破損ロータのミサイル化は考えられない。

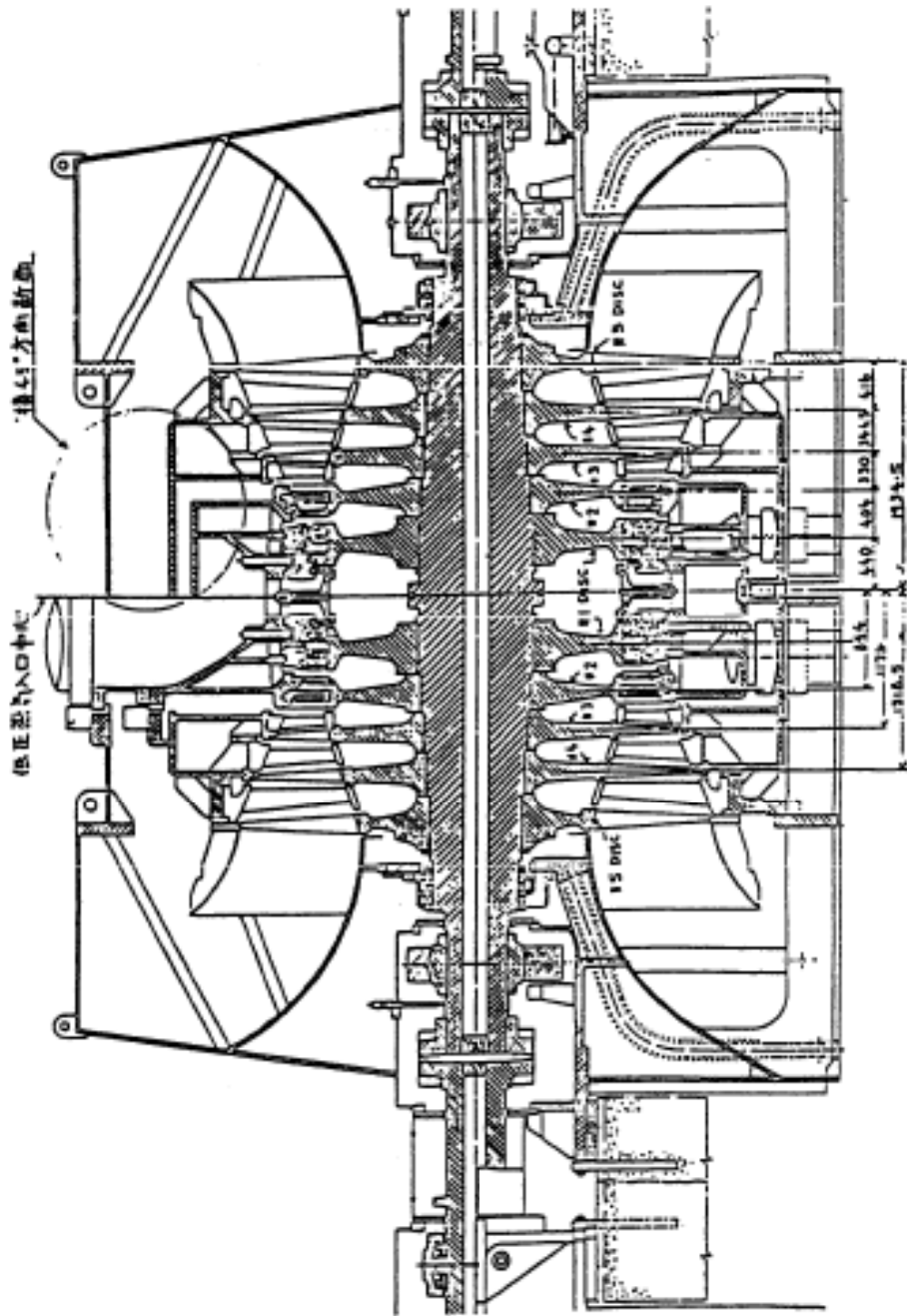


図 2 原田カーボン蒸機

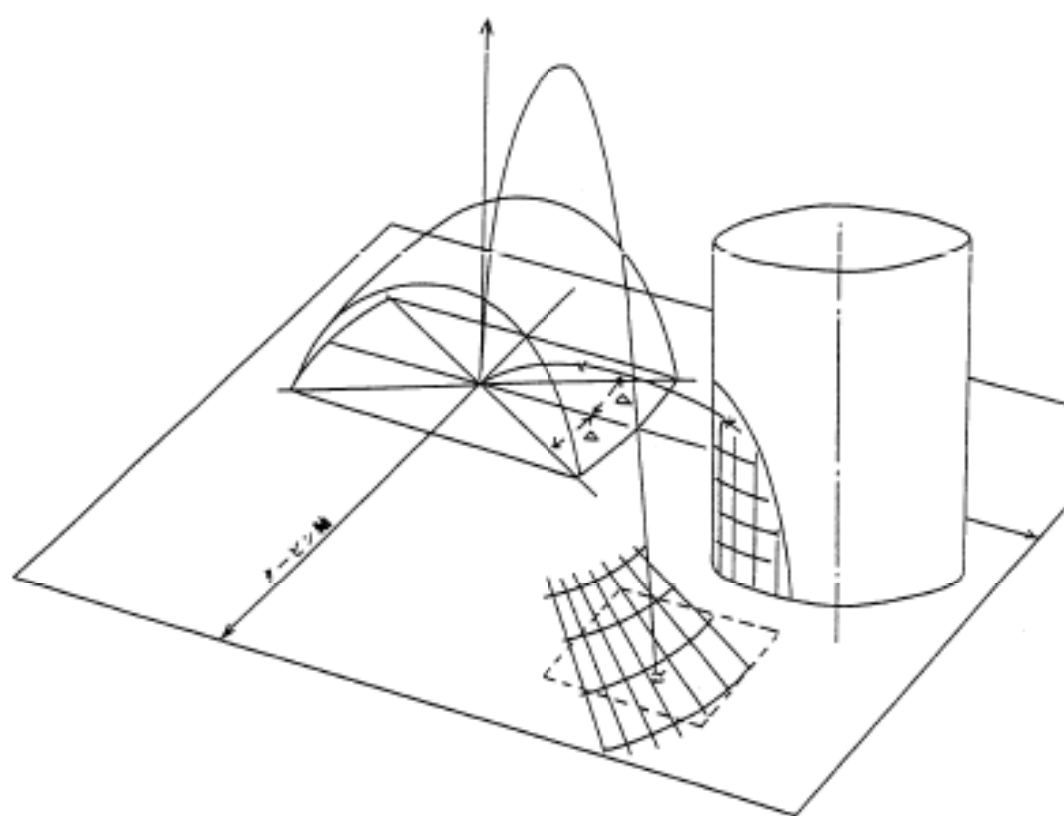
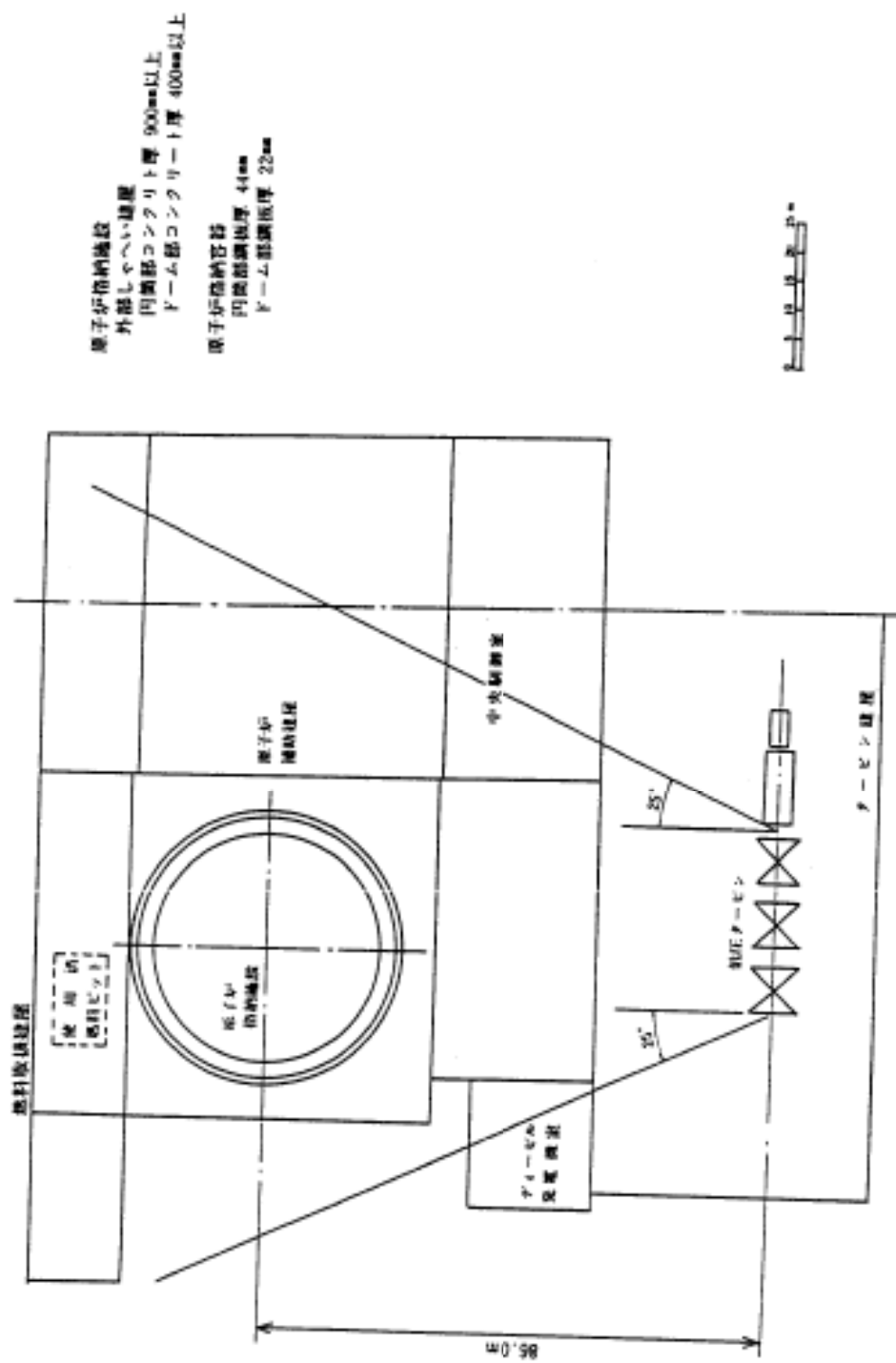


図 3 解析モデル図





原子炉格納施設  
 外部しゃへい建屋  
 円筒部コンクリート厚 900mm以上  
 ドーム部コンクリート厚 400mm以上

原子炉格納容器  
 円筒部鋼板厚 44mm  
 ドーム部鋼板厚 22mm

図 5 平面配置図

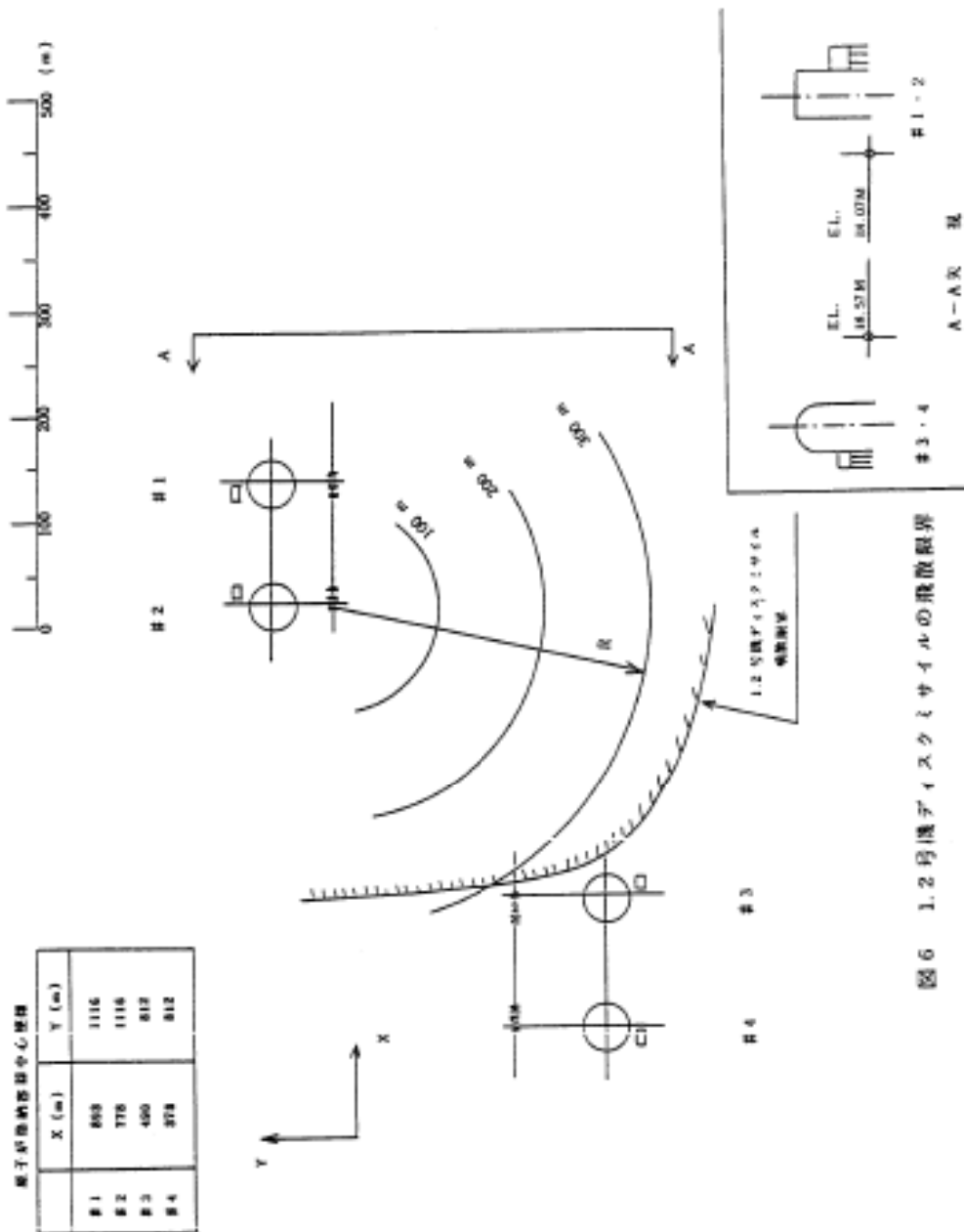


図6 1.2号機ドリスクリューの飛散境界

## 追 補 3

### 「10.放射性廃棄物廃棄施設」の追補

添付書類八「10.放射性廃棄物廃棄施設」の記述に次のとおり追補する。

## I 洗浄排水処理系について

### 1. 概要

洗浄排水処理系は逆浸透膜分離管（半透膜）を用いて放射性洗浄排水を処理し、排水中に含まれる不純物及び放射性物質を分離することにより、透過水（処理水）の水質向上及び放射性物質濃度の低減を図るもので図に示すように洗浄排水タンク、洗浄排水フィルタ、循環タンク、高圧ポンプ、逆浸透膜分離管、冷却器、洗浄排水モニタタンク等よりなる。

洗浄排水の処理は、洗浄排水タンクに集めた排水について連続処理する。

洗浄排水は、洗浄排水ポンプにより、タンクから洗浄排水フィルタを経て循環タンクへ移送する。循環タンクの水位が一定に保たれるように処理濃縮を行うため、透過水量に見合うだけの洗浄排水が循環タンクへ移送されるように制御する。処理濃縮は循環タンクから高圧ポンプにより加圧された洗浄排水を逆浸透膜分離管へ送り、ここで透過水と濃縮液に分離される。

透過水は、透過水タンクへ集めて、透過水の水質が良好であることを電導度により確認した後、透過水ポンプにより洗浄排水モニタタンクへ移送する。透過水の水質が劣化した場合は、自動的に洗浄排水タンクへ戻される。洗浄排水モニタタンクの透過水は試料採取分析を行い、放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、放射性物質の濃度を監視しながら放出する。

一方、逆浸透膜分離管により分離された濃縮液は、冷却器を経て循環タンクへ戻り、クローズドシステム内でリサイクルさせ目標の濃度まで濃縮する。更に濃縮液を減容する場合には循環タンクへの給水を停止し、循環タンクの水位を下げながら処理濃縮を行い所定の濃度まで再濃縮する。

この場合の透過水は洗浄排水タンクへ戻し、再処理することを原則とする。

最終的に濃縮された循環タンク内の濃縮液は、高圧ポンプによりドラム詰装置へ移送し放射性固体廃棄物として取扱う。

本装置の付属設備として、薬注装置、膜分離管のボール洗浄装置を設ける。

## 2. 洗浄排水処理装置の性能

逆浸透膜及び装置の性能、耐久性を確認するために、高浜発電所の実洗浄排水を用いた長期間にわたる試験を実施した結果、本装置の性能は次の通りである。

### (1) 除染性能

洗浄排水中の放射性物質の除染係数（DF\*）は全試験期間中を通じ100以上を確保できているので本装置では100以上を十分確保できる。

ただし、評価上の除染係数（DF）は10とする。

$$* \quad DF = \frac{\text{処理液初期濃度}}{\text{透過水平均濃度}}$$

### (2) 不純物（洗剤）の除去率

洗浄排水中の不純物（洗剤）の除去率は試験の結果から90%以上を十分確保できる。

### (3) 濃縮液の減容度

試験において減容度160まで実施できたので本装置では減容度100程度が期待できる。

### (4) 膜分離管の寿命

膜分離管の寿命は、1年程度であるが更に長期にわたる膜寿命を確保するため次の膜の劣化防止対策を講じている。

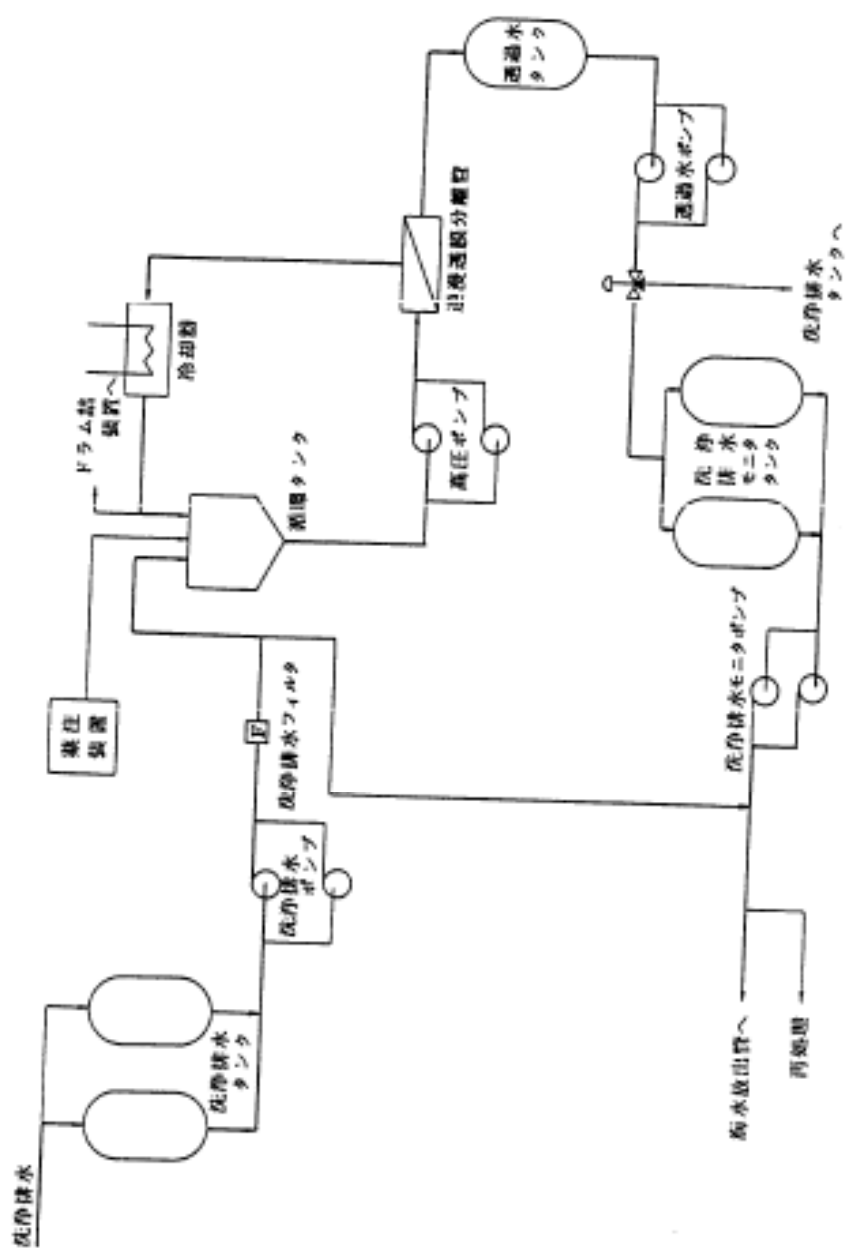
- 膜の機械的な損傷を防止するため、洗浄排水中に含まれる固形粒子をフィルタで除去する。
- 膜の加水分解を防止するため、洗浄排水のPH及び温度を調整する。
- ポール洗浄装置により膜面に沈着したスケールを、定期的に除去する。

## 3. 逆浸透法の基本原理

逆浸透法の基本原理は溶媒のみを通過させ、溶質を通過させない半透膜で、濃度の異なる溶液を隔だてておくと、自然現象として溶媒は希薄液側から濃厚液側に移動する。そしてある高さに達すると、溶媒の移動はなくなる。これが、濃度差を駆動力とする正浸透現象で、その時の両液の液面

差に対応する圧力が浸透圧である。そこで逆に、浸透圧より高い圧力を濃厚液側に加えてやると、濃厚液側から希薄液側へ溶媒が移動してくる。これを逆浸透現象と呼び、濃厚液側から溶媒を取り出す方法である。

本装置はこの半透膜を用いて放射性洗浄排水を処理するものである。



洗淨排水処理系説明図

## 追 補 4

### 「6.原子炉補助施設」の追補

添付書類八「6.原子炉補助施設」の記述に次のとおり追補する。

## I 使用済燃料貯蔵設備の未臨界性について

### 1. 概要

使用済燃料ピット中の使用済燃料ラックは、燃料集合体の間隔を十分にとって、ほう酸水中に使用済燃料を貯蔵する。未臨界性の設計基準は、米国の評価基準<sup>(1)</sup>等を参考として、純水で満たされていると想定しても、未臨界性評価上の不確定さを含む実効増倍率が0.98以下であることとする。

使用済燃料ピットの未臨界性評価における不確定さは、以下のとおりである。

### 2. 未臨界性評価における不確定さについて

使用済燃料ピットの未臨界性評価における実効増倍率の不確定さとして、臨界計算上の不確定さ及びラック製作公差等による不確定さを考慮する。評価に用いる燃料集合体は、不確定さの大きい17×17型燃料集合体とする。

高浜3号炉及び4号炉の使用済燃料ラックは、通常のステンレス鋼を使用したものと、ラック間隔を縮小し使用済燃料の貯蔵体数の増加を図るためにボロン添加ステンレス鋼を使用したものの2種類に大別できる。

使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価における不確定さについては、以下に示すとおり十分な検討を行っている。

#### 2.1 臨界実験の解析（軽水減速一様格子体系－WH社）

PHOENIX-P/HIDRAコード<sup>(2)</sup>による解析結果の妥当性を各種臨界実験結果<sup>(3)</sup>との比較から示す。

軽水減速の一様な格子状体系を扱った101種類の臨界実験を解析評価した結果を第1表に示す。

第1表に示す実効増倍率（ $K_{eff}$ ）計算値は、臨界条件である $K_{eff} = 1.0$ に十分近く、解析が妥当であることを示している。

#### 2.2 不確定さの評価

##### 2.2.1 ステンレス鋼ラックに対する不確定さ

ラックに対する不確定さは以下のとおりである。

(1) 臨界計算上の不確定さ

前記2.1項の格子状体系を扱った臨界実験の解析を評価したもので

$$\text{平均誤差} \quad \delta k = 0.0000$$

(平均値は1.0022となるので、安全側に0.0000とする)

$$95\% \text{信頼度での計算上の不確定さ} \quad \epsilon_c = 0.0156$$

(ANSIで要求されている信頼度)

(2) 製作公差及び燃料集合体の偏心配置に基づく不確定さ

製作公差及びラック内の燃料集合体の偏心に基づく不確定さは以下のように考慮する。

a. ラック間隔の公差による不確定さ ( $\epsilon_p$ )

ラック間隔の公差による実効増倍率の不確定さを解析結果に基づいてウラン燃料の場合  $\epsilon_p = 0.0056$ 、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の場合  $\epsilon_p = 0.0054$  と評価している。

b. ラック辺の公差による不確定さ ( $\epsilon_w$ )

ラック辺の公差による実効増倍率の不確定さを解析結果に基づいて、ウラン燃料の場合  $\epsilon_w = 0.0023$ 、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の場合  $\epsilon_w = 0.0021$  と評価している。

c. ラック内での燃料集合体の片寄り (偏心) による不確定さ ( $\epsilon_r$ )

全ての燃料集合体が第1図のように偏心した場合の実効増倍率の不確定さを解析結果に基づいて、ウラン燃料の場合  $\epsilon_r = 0.0044$ 、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の場合  $\epsilon_r = 0.0076$  と評価している。

d. 燃料製作公差による不確定さ ( $\epsilon_f$ )

燃料ペレットの直径、密度、被覆管外径、被覆管内径、集合体外寸の製作公差による実効増倍率の不確定さを解析結果に基づいて、ウラン燃料の場合  $\epsilon_f = 0.0032$ 、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の場合  $\epsilon_f = 0.0028$  と評価している。

(3) 設計上の不確定さ

以上の各不確定さから、設計上の不確定さ ( $\epsilon$ ) を下式で評価する。  
すなわち、ウラン燃料の場合、

$$\epsilon = \delta k + [\epsilon_c^2 + \epsilon_p^2 + \epsilon_w^2 + \epsilon_r^2 + \epsilon_f^2]^{1/2} = 0.0176$$

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の場合、

$$\epsilon = \delta k + [\epsilon_c^2 + \epsilon_p^2 + \epsilon_w^2 + \epsilon_f^2 + \epsilon_r^2]^{1/2} = 0.0185$$

となり、未臨界性評価上は若干の余裕をみてウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料とも不確定さを0.020としている。

## 2.2.2 ボロン添加ステンレス鋼ラックに対する不確定さ

ラックに対する不確定さは以下のとおりである。

### (1) 臨界計算上の不確定さ

前記2.1項の格子状体系を扱った臨界実験の解析を評価したもので

$$\text{平均誤差} \quad \delta k = 0.0000$$

(平均値は1.0022となるので、安全側に0.0000とする)

$$95\% \text{信頼度での計算上の不確定さ} \quad \epsilon_c = 0.0156$$

(ANSIで要求されている信頼度)

### (2) 製作公差及び燃料集合体の偏心配置に基づく不確定さ

製作公差及びラック内の燃料集合体の偏心に基づく不確定さは以下のように考慮する。

#### a. ラック間隔の公差による不確定さ ( $\epsilon_p$ )

ラック間隔の公差による実効増倍率の不確定さを解析結果に基づいてウラン燃料の場合  $\epsilon_p = 0.0128$ 、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の場合  $\epsilon_p = 0.0123$  と評価している。

#### b. ラック辺の公差による不確定さ ( $\epsilon_w$ )

ラック辺の公差による実効増倍率の不確定さを解析結果に基づいて、ウラン燃料の場合  $\epsilon_w = 0.0052$ 、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の場合  $\epsilon_w = 0.0049$  と評価している。

#### c. ラック内での燃料集合体の片寄り (偏心) による不確定さ ( $\epsilon_f$ )

全ての燃料集合体が第1図のように偏心した場合の実効増倍率の不確定さを解析結果に基づいて、ウラン燃料の場合  $\epsilon_f = 0.0010$ 、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の場合  $\epsilon_f = 0.0059$  と評価している。

#### d. 燃料製作公差による不確定さ ( $\epsilon_r$ )

燃料ペレットの直径、密度、被覆管外径、被覆管内径、集合体外

寸の製作公差による実効増倍率の不確定さを解析結果に基づいて、ウラン燃料の場合  $\epsilon_f = 0.0033$ 、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の場合  $\epsilon_f = 0.0028$  と評価している。

(3) 設計上の不確定さ

以上の各不確定さから、設計上の不確定さ ( $\epsilon$ ) を下式で評価する。すなわち、ウラン燃料の場合、

$$\epsilon = \delta k + [\epsilon_c^2 + \epsilon_p^2 + \epsilon_w^2 + \epsilon_f^2 + \epsilon_r^2]^{1/2} = 0.0211$$

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の場合、

$$\epsilon = \delta k + [\epsilon_c^2 + \epsilon_p^2 + \epsilon_w^2 + \epsilon_f^2 + \epsilon_r^2]^{1/2} = 0.0215$$

となり、未臨界性評価上は若干の余裕をみてウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料とも不確定さを0.025としている。

### 3. 未臨界性評価結果の例

ステンレス鋼ラック及びボロン添加ステンレス鋼ラックを使用した使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価の例として、以下の解析を行っている。

#### 3.1 解析手法及び解析条件

(1) 解析手法

未臨界性評価には、PHOENIX-P/HIDRAコードを用いる。まず、PHOENIX-Pコードで燃料、ラック等の群定数を求め、これを2次元拡散コードHIDRAに入力して臨界計算を行う。

(2) 解析条件

a. ウラン燃料の濃縮度は将来の高燃焼度化及び長期運転化を考慮し、5.05wt% (濃縮度5.0wt%に余裕を見込む) とする。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料のプルトニウム富化度は14wt% (ペレット最大プルトニウム富化度13wt%に余裕を見込む) とし、核分裂性プルトニウム同位体割合を約68wt%とする。さらに、 $^{241}\text{Am}$ については全て $^{241}\text{Pu}$ とする。

b. 燃料集合体は純水中 (水密度1.0g/cm<sup>3</sup>) に貯蔵されるとする。

c. ステンレス鋼ラックの仕様は、中心間隔365mm、キャン厚さ6mm、

材質はSUS304とする。

ボロン添加ステンレス鋼ラックの仕様は、中心間隔300mm、キャン厚さ6mm、ボロン添加量0.50wt%（下限値）とする。

- d. 計算体系は、垂直方向には有限の高さ（燃料有効長366cm＋反射体10cm）をとり、水平方向には無限の拡がりを持つ体系とする。

したがって、PHOENIX-P/HIDRAコードでは体系からの中性子漏えいについて水平方向は漏えいなし、垂直方向は通常の幾何学的バックリングを使用する。

### 3.2 使用済燃料貯蔵設備の評価

水密度 $1.0\text{g/cm}^3$ の純水で満たされたとして評価した結果、実効増倍率は、ステンレス鋼ラックにウラン燃料を貯蔵した場合0.930、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の場合0.902となり、不確定さ0.020を考慮しても0.98を超えることはない。ボロン添加ステンレス鋼ラックにウラン燃料を貯蔵した場合0.913、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の場合0.900となり、不確定さ0.025を考慮しても0.98を超えることはない。

また、 $15\times 15$ 型燃料集合体における実効増倍率はステンレス鋼ラックの場合0.937、ボロン添加ステンレス鋼ラックの場合0.920となり、上記の不確定さを考慮しても0.98を超えることはない。

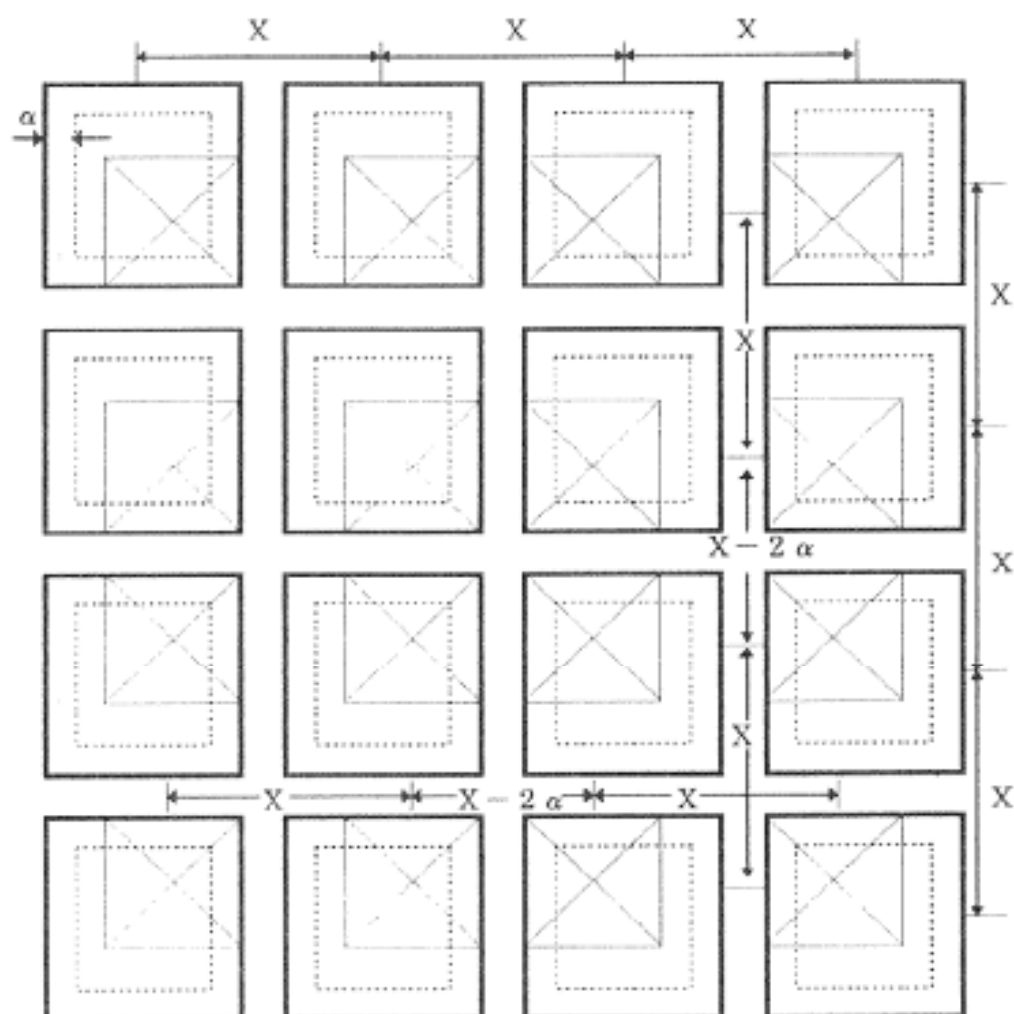
## 4. 参考文献

- (1) ANSI / ANS - 57.2, 1983
- (2) 「三菱PWRの新核設計手法と信頼性」 MAPI-1087 改3  
三菱重工業 平成10年
- (3) 「Criticality Calculation for Uniform Water - Moderated Lattices」  
L. E. Strawbridge, R. F. Barry [Nuclear Science and Engineering  
23, 58-73 (1965)]

第1表 ベンチマーク臨界実験結果

実験体系	実験の数	実験のバックリングを用いた K <sub>eff</sub> 計算値
UO <sub>2</sub>		
Al clad	14	1.0015
SS clad	19	1.0013
Borated H <sub>2</sub> O	7	1.0011
Subtotal	40	1.0013
U-Metal		
Al clad	41	1.0000
Unclad	20	1.0086
Subtotal	61	1.0028
Total	101	1.0022
平均誤差		0.0022
標準偏差		0.0081
95%信頼度の不確かさ		0.0156

X : ラックピッチ  
 $\alpha$  : 片寄り



第1図 ラック内での燃料集合体の片寄り（偏心）

(添付)

1. 発電用原子炉施設に係る特定機器の設計の型式証明の変更について(原規規  
発第 2206025 号), 原子力規制委員会, 令和 4 年 6 月 2 日  
(型式証明番号: C-S E-2110271)

原規規発第 2206025 号  
令和 4 年 6 月 2 日

三菱重工業株式会社  
取締役社長 泉澤 清次 殿

原子力規制委員会

発電用原子炉施設に係る特定機器の設計の型式証明の変更について

令和 4 年 1 月 28 日付け Doc No. L5-95JY103 B0 (令和 4 年 4 月 6 日付け Doc  
No. L5-95JY104 B0 をもって一部補正) をもって申請がありました上記の件につ  
いては、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和 32 年法  
律第 166 号)第 43 条の 3 の 30 第 4 項の規定に基づき、特定機器の型式の設  
計について型式証明の変更(C-S E-2110271)を承認します。

添 付 書 類 九

変更後における発電用原子炉施設の放射線の管理に関する説明書

目 次

1. 放射線防護に関する基本方針	9-1-1
1.1 基本的考え方	9-1-1
1.2 具体的方法	9-1-2
2. 放射線管理	9-2-1
2.1 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定	9-2-1
2.1.1 管理区域	9-2-1
2.1.2 保全区域	9-2-1
2.1.3 周辺監視区域	9-2-1
2.2 管理区域等の管理	9-2-3
2.3 作業管理	9-2-8
2.3.1 人の出入管理	9-2-8
2.3.2 物品の出入管理	9-2-9
2.3.3 管理区域内の区分	9-2-9
2.3.4 作業管理	9-2-9
2.4 個人管理	9-2-11
2.5 保全区域内の管理	9-2-13
2.6 周辺監視区域内の管理	9-2-14
2.7 放射性廃棄物の放出管理	9-2-15
2.7.1 気体廃棄物	9-2-15
2.7.2 液体廃棄物	9-2-16
3. 周辺監視区域境界付近及び周辺地域の環境放射線監視	9-3-1
3.1 空間放射線量等の監視	9-3-1
3.2 環境試料の放射能監視	9-3-2
3.3 異常時における測定	9-3-3
4. 放射性廃棄物処理	9-4-1
4.1 放射性廃棄物処理の基本的考え方	9-4-1

4.2	気体廃棄物処理 .....	9-4-3
4.2.1	気体廃棄物の発生源 .....	9-4-3
4.2.2	1次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度 .....	9-4-5
4.2.3	気体廃棄物の放出量 .....	9-4-10
4.3	液体廃棄物処理 .....	9-4-19
4.3.1	放射性廃液の発生源 .....	9-4-19
4.3.2	放射性廃液の発生量 .....	9-4-20
4.3.3	液体廃棄物の放出量 .....	9-4-20
4.4	固体廃棄物処理 .....	9-4-23
4.4.1	固体廃棄物の発生源とその発生量 .....	9-4-23
4.4.2	保管管理 .....	9-4-24
4.5	参考文献 .....	9-4-30
5.	平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける 線量評価 .....	9-5-1
5.1	実効線量の計算 .....	9-5-1
5.1.1	気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 線による実効線量 .....	9-5-1
5.1.2	液体廃棄物中の放射性物質による実効線量 .....	9-5-13
5.1.3	よう素による実効線量 .....	9-5-15
5.2	線量評価結果 .....	9-5-31
5.3	参考文献 .....	9-5-40
	追 補 .....	9-追-1

表

第2.2.1表	管理区域内の遮へい設計基準	9-2-4
第2.7.1表	気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出管理目標値 (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)	9-2-16
第2.7.2表	液体廃棄物中の放射性物質(トリチウムを除く) の放出管理目標値 (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)	9-2-17
第3.1.1表	空間放射線量等の監視用設備 (1号、2号、3号及び4号炉共用)	9-3-1
第4.2.1表	1次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度	9-4-9
第4.2.2表(1)	希ガスの放出量(1号炉)	9-4-15
	表(2)希ガスの放出量(2号炉)	9-4-16
	表(3)希ガスの放出量(3号及び4号各炉)	9-4-17
第4.2.3表(1)	よう素の放出量(1号炉)	9-4-15
	表(2)よう素の放出量(2号炉)	9-4-16
	表(3)よう素の放出量(3号及び4号各炉)	9-4-17
第4.2.4表	希ガス及びよう素の放出量	9-4-18
第4.3.1表	放射性廃液の年間推定発生量及び液体廃棄物の 年間推定放出量(3号炉及び4号炉合算)	9-4-22
第4.3.2表	液体廃棄物の核種構成	9-4-22
第4.4.1表	固体廃棄物の年間推定発生量 (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)	9-4-25
第5.1.1表	線量計算に用いた放出源の有効高さ	9-5-32
第5.1.2表	着目方位及び隣接2方位への最大放出回数	9-5-33
第5.1.3表	線量計算に用いた気象条件(1)	9-5-34
第5.1.4表	線量計算に用いた気象条件(2)	9-5-35
第5.1.5表	敷地境界外における希ガスの $\gamma$ 線による年間実効線量 (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)	9-5-12
第5.1.6表	液体廃棄物中に含まれる核種 <i>i</i> の実効線量係数	9-5-36
第5.1.7表	液体廃棄物の放水口濃度	9-5-37

第5.1.8表	濃縮係数	9-5-38
第5.1.9表	気体廃棄物中のよう素による実効線量計算結果 (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)	9-5-24
第5.1.10表	液体廃棄物中のよう素による実効線量計算結果 (1号炉及び2号炉合算)	9-5-27
第5.1.11表	液体廃棄物中のよう素による実効線量計算結果 (3号炉及び4号炉合算)	9-5-28
第5.1.12表	気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に 摂取する場合の実効線量計算結果 (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)	9-5-30

図

第2.1.1図	管理区域及び保全区域図	9-2-18
第2.1.2図	管理区域詳細図（地下1階）	9-2-19
第2.1.3図	管理区域詳細図（1階）	9-2-20
第2.1.4図	管理区域詳細図（2階）	9-2-21
第2.1.5図	管理区域詳細図（3階）	9-2-22
第2.1.6図	管理区域詳細図（4階）	9-2-23
第2.1.7図	管理区域詳細図（5階）	9-2-24
第2.1.8図	周辺監視区域図	9-2-25
第4.1.1図	気体廃棄物処理系統図（換気系を含む）	9-4-26
第4.1.2図	液体廃棄物処理系統説明図	9-4-27
第4.1.3図	固体廃棄物処理系統説明図	9-4-28
第4.3.1図	液体廃棄物の年間推定発生量とその放射性物質の濃度 （3号炉及び4号炉合算）	9-4-29
第5.1.1図	評価地点	9-5-39

## 1. 放射線防護に関する基本方針

### 1.1 基本的考え方

放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）及び「労働安全衛生法」を遵守し、発電所放射線業務従事者等及び周辺監視区域外の公衆が、本発電所に起因する放射線被ばくから十分安全に防護されるように放射線防護対策を講じる。

さらに、発電所周辺の一般公衆の受ける線量については、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に基づき、合理的に達成できる限り低くすることとする。

また、放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄の運用については、「原子炉等規制法」に基づき、保安規定にこれを定める。

## 1.2 具体的方法

- (1) 放射線防護に関して、外部被ばくに対しては十分な遮へい設備により、また、空気中の放射性物質による内部被ばくに対しては換気設備等により、これを合理的に達成できる限り低減する方針で設計し、運用する。
- (2) 放射線業務従事者に対しては、不必要な放射線被ばくを防止するために、管理区域を設定して立入りの制限を行い、外部放射線に係る線量当量、空気中もしくは水中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を監視して、その結果を管理区域内の諸管理に反映する。
- (3) 放射線業務従事者の受ける線量を測定評価し、線量の低減に努めるとともに、その結果を作業環境の整備及び作業方法等の改善に反映する。  
さらに、各個人については、定期的又は必要に応じ健康診断を行って常に身体的状態を把握する。
- (4) 管理区域の外側に周辺監視区域を設定して、この区域内での人の居住を禁止し、境界には、さく又は標識を設ける等の方法によって人の立入りを制限する。
- (5) 気体及び液体廃棄物の放出管理については、発電所周辺の一般公衆の受ける線量が「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に定める線量目標値を超えないように努める。

なお、平常時線量評価は、「添付書類八 3.3 核設計」に示されている代表的なケースの平衡炉心により評価を行う。

## 2. 放射線管理

### 2.1 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定

#### 2.1.1 管理区域

炉室、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の場所であって、その場所における外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（以下「線量限度等を定める告示」という。）（第1条）に定められた値を超えるか又は超えるおそれのある区域は、すべて管理区域とし、管理区域の外側で $1.3\text{mSv}/3\text{ヶ月}$ を超えないように管理する。

実際には、部屋、建物その他の施設の配置及び管理上の便宜も考慮して、原子炉格納施設、原子炉補助建屋の大部分、固体廃棄物貯蔵庫、蒸気発生器保管庫、廃樹脂貯蔵室、固体廃棄物処理建屋、固体廃棄物固型化处理建屋、廃樹脂処理建屋、使用済燃料輸送容器保管建屋、保守点検建屋、使用済燃料乾式貯蔵施設等を管理区域とする。管理区域の範囲を第2.1.1図～第2.1.7図に示す。

また、運用段階で、もしも一時的に上記管理区域に係る値を超えるか又は超えるおそれのある区域が生じた場合は、一時的な管理区域とする。

#### 2.1.2 保全区域

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（第1条）の規定に基づき、原子炉施設の保全のため特に管理を必要とする原子炉補助建屋で管理区域以外の区域、タービン建屋等を第2.1.1図に示すように保全区域として設定する。

#### 2.1.3 周辺監視区域

線量又は空気中若しくは水中の放射性物質の濃度が、「線量限度等を定める告示」（第3条及び第9条）に定められた値を超えるおそれのある区域を周辺監視区域とする。実際には、周辺監視区域境界は管理上

の便宜も考慮して第 2.1.8 図に示すように設定する。

## 2.2 管理区域等の管理

管理区域については、「实用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」(第8条)に従って、次の措置を講じる。

- a. 壁、さく等の区画物によって区画するほか、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別し、かつ、放射線等の危険性の程度に応じて、人の立入制限、かぎの管理等の措置を講じる。
- b. 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙を禁止する。
- c. 床、壁その他の触れるおそれのある物であって放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が、「線量限度等を定める告示」(第5条)に定める表面密度限度を超えないようにする。
- d. 管理区域から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合には、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品(その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装)の表面の放射性物質の密度が、c.の表面密度限度の1/10を超えないようにする。

また、管理区域内の各区域は、外部放射線に係る線量当量率、放射線業務従事者等の立入頻度等に差異があるため、これらのことを考慮して区域内管理及び作業管理を行う。

作業管理については、「2.3 作業管理」で述べることにし、ここでは区域内管理について述べる。

管理区域内の管理は、遮へい、換気空調設備等の防護施設の設置及び維持並びに外部放射線に係る線量当量等の監視により行う。

次に、その具体的な方法について述べる。

### (1) 遮へい

放射線業務従事者等を不必要な外部被ばくから防護するため、遮へいは、関係各区域への立入りの頻度、滞在時間等を考慮して、第 2.2.1 表のように管理区域を3区分に分け、これらの基準に適合する維持管理が行えるよう遮へいを設置する。

第 2.2.1 表 管理区域内の遮へい設計基準

区 分	外部放射線に係る 基準線量当量率	例
第Ⅱ区分	$\leq 0.01\text{mSv/h}$	原子炉補助建屋内通路
第Ⅲ区分	$\leq 0.15\text{mSv/h}$	燃料取替時の原子炉格納施設
第Ⅳ区分	$> 0.15\text{mSv/h}$	運転中の原子炉格納施設内、ガス減衰タンク室内

遮へいの具体的な説明は、「添付書類八 11. 放射線管理施設」に示す。

## (2) 換 気

放射線業務従事者等を空気中の放射性物質による内部被ばくから防護するため、換気空調設備は以下の条件を満足するように管理する。

- a. 換気は系統ごとに行い、空気中の放射性物質による内部被ばくの拡大を防止していること。
- b. 各換気系統について空気の供給は清浄区域から行い、空気中の放射性物質による内部被ばくの可能性がある区域に向かって流れていること。
- c. フィルタは、所定の性能を維持していること。
- d. 各換気系統の容量は、各区域等の換気、除熱を行うのに十分であること。
- e. 人が常時立ち入る場所は、空気中の放射性物質の濃度が濃度限度よりも十分低くなっていること。

換気空調設備の具体的な説明は、「添付書類八 12. 発電所補助施設」に示す。

## (3) 線量等の測定

放射線業務従事者等の受ける線量の管理が、容易かつ確実にできるようにするため、放射線測定器等により、管理区域の外部放射線に係る線量当量率等の状況を把握する。

a. 外部放射線に係る線量当量率の測定

管理区域内空間の外部放射線に係る線量を把握するため、管理区域内の主要部分における外部放射線に係る線量当量率を測定する。

外部放射線に係る線量当量率測定用のエリアモニタの主な設置場所については「添付書類八 11.2 放射線管理設備」に示す。

エリアモニタは、放射線レベルがあらかじめ設定された値以上になると、現場、中央制御室及び放射線管理室において警報を発する。

ただし、固体廃棄物処理建屋及び固体廃棄物固型化処理建屋のエリアモニタは、現場、固体廃棄物処理建屋内制御室、中央制御室（1号及び2号炉共用）及び放射線管理室（1号及び2号炉共用）において警報を発する。

また、使用済燃料輸送容器保管建屋のエリアモニタについては、現場、中央制御室（1号及び2号炉共用）及び放射線管理室（1号及び2号炉共用）において警報を発する。

警報は異常の発見を主目的にするところから、その警報設定点は、平常時の値等を基にして定める。

放射線業務従事者等が、特に頻繁に立ち入る箇所については、定期的及び必要の都度、サーベイメータにより外部放射線に係る線量当量率の測定を行う。

保守点検建屋のエリアモニタ（1号、2号、3号及び4号炉共用）は、保守点検建屋内電気盤室及び中央制御室（3号及び4号炉共用）で指示、自動記録を行い、放射線レベルが設定値以上になると現場、保守点検建屋内電気盤室、中央制御室（3号及び4号炉共用）及び放射線管理室（3号及び4号炉共用）に警報を発する。

サーベイメータとしては、線量当量率サーベイメータを使用する。

b. 空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度の測定

管理区域内の空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を把握するため次の測定を行う。

(a) 原子炉格納施設モニタによる測定

原子炉格納施設モニタにより、原子炉格納容器内の空気中の放射性物質の濃度（じんあい及びガス）を常に測定する。放射性物質の濃度があらかじめ設定された値以上になると、中央制御室において警報を発し、適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。

警報は異常の発見を主目的にするところから、その警報設定点は、平常時の値等を基にして定める。

(b) サンプリングによる測定

空気中の放射性物質の濃度又は床等の表面の放射性物質の密度は、前に述べた原子炉格納施設モニタ及びサーベイメータによっても測定できるが、放射線業務従事者等が特に頻繁に立ち入る箇所については、サンプリングによる測定を定期的及び必要の都度行う。

以上のモニタ等については「添付書類八 11.2 放射線管理設備」に示す。

c. 系統内の放射能測定

原子炉施設が、正常に運転されていることを確認するため、系統内の気体及び液体中の放射性物質の濃度を測定する。

(a) 復水器空気抽出器ガスモニタによる測定

復水器真空ポンプからの排気中の放射性物質の濃度を測定し、1次冷却系から2次冷却系への漏えいを検知する。

(b) 蒸気発生器ブローダウン水モニタによる測定

蒸気発生器2次側ブローダウン水の放射性物質の濃度を測定し、1次冷却系から2次冷却系への漏えいを検知する。

(c) 原子炉補機冷却水モニタによる測定

原子炉補機冷却水中の放射性物質の濃度を測定し、1次冷却設備、化学体積制御設備、放射性廃棄物廃棄施設、余熱除去設備等から原子炉補機冷却水設備への1次冷却材の漏えいを検知する。

(d) ほう酸蒸留水モニタによる測定

ほう酸回収装置蒸留水ラインの放射性物質の濃度を測定し、1次系純水タンクへ流入する放射性物質の管理を行う。

(e) 補助蒸気復水モニタによる測定

液体廃棄物処理設備の廃液蒸発器等の加熱蒸気側ドレン中の放射性物質の濃度を測定し、廃液側から蒸気ドレン側への廃液の漏えいを検知する。

(f) 高感度型主蒸気管モニタによる測定

主蒸気管中の放射性物質の濃度を測定し、1次冷却系から2次冷却系への漏えいを検知する。

(g) 雑固体焼却炉排気モニタによる測定

雑固体焼却設備排気中の放射性物質の濃度（じんあい及びガス）を測定する。

(h) 固体廃棄物処理建屋排気ガスモニタによる測定

固体廃棄物処理建屋及び固体廃棄物固型化処理建屋の排気中の放射性物質の濃度を測定する。

上記のように、(a)～(h)は、気体又は液体中の放射性物質の濃度を常に測定し、放射性物質の濃度があらかじめ設定された値以上になると、中央制御室及び放射線管理室において警報を発し、適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。

ただし、固体廃棄物処理建屋内の各モニタは固体廃棄物処理建屋内制御室、中央制御室（1号及び2号炉共用）及び放射線管理室（1号及び2号炉共用）において警報を発する。

警報は異常の発見を目的とするところから、その警報設定点は平常時の値等を基にして定める。

以上のモニタについては、「添付書類八 11.2 放射線管理設備」に示す。

(i) サンプルングによる測定

上記のモニタのほかに、主な系統は定期的及び必要の都度サンプルリングし、試料放射能測定装置により放射性物質の濃度を測定する。

## 2.3 作業管理

「2.2 管理区域等の管理」で述べたように、設備及び作業環境の管理を十分に行い作業環境の条件の向上に努めるが、実際に放射線業務従事者が作業を行う場合には作業員の被ばくを低減するため、更に、厳重な作業管理を行う。

### 2.3.1 人の出入管理

#### (1) 管理区域への立入制限

管理区域への立入りは、あらかじめ指定された者で、かつ、必要な場合に限るものとする。

管理区域への立入制限は、出入管理室において行う。

#### (2) 出入管理の原則

- a. 管理区域の出入口は、1箇所とする。
- b. 管理区域に立ち入る者には、個人線量計を装着させる。
- c. 管理区域に立ち入る者には、指定された被服を着用させる。汚染のある区域へ立ち入る場合は、必要に応じて適切な防護具等を着用させ、内部被ばくの防止に努める。
- d. 管理区域から退出する者には、退出モニタ等によって放射性物質による表面汚染を検査させる。
- e. 管理区域の人の出入りについては、出入管理室において確認し、記録する。

#### (3) 管理区域での遵守事項

- a. 管理区域立入り時には、前に述べた個人線量計、指定された被服等の着用を遵守させるとともに、不用品を持ち込ませないよう注意する。
- b. 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙は禁止する。
- c. 異常事態の発生又はそのおそれがある事象を発見した場合は、直ちに必要箇所へ連絡させ、その指示に従わせる。
- d. 管理区域退出時は、退出モニタ等により身体表面の放射性物質に

よる汚染を検査し、汚染が発見された場合は放射線管理担当者へ連絡させるとともに、その指示に従わせる。

### 2.3.2 物品の出入管理

管理区域への物品の持込み及び持出しは、出入管理室において行う。ただし、燃料及び大型機器の搬出入に際しては、原子炉補助建屋及び原子炉格納施設の機器搬入口に臨時の出入管理室を設け、出入管理を行う。

管理区域から物品を持ち出す場合は、その物品の表面の放射性物質の密度が「線量限度等を定める告示」（第2条）に定める管理区域に係る値を超えていないことを測定により確認する。

また、放射性物質等を運搬する場合には、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」、「核燃料物質等車両運搬規則」等を遵守する。

### 2.3.3 管理区域内の区分

管理区域は、外部放射線に係る線量に起因する管理区域と空気中の放射性物質の濃度又は床等の表面の放射性物質の密度に起因する管理区域とに区分する。さらに、外部放射線に係る線量に起因する管理区域はその外部放射線に係る線量の高低により区分し、段階的な出入管理を行うことにより管理区域へ立ち入る者の被ばく管理等が容易かつ確実にできるようにする。

### 2.3.4 作業管理

管理区域内での作業は、放射線業務従事者の受ける線量を合理的に達成できる限り低減するため原則として次のように行う。

- (1) 事前に被ばくの経歴、作業環境及びその変化を考慮し、放射線業務従事者の受ける線量を低減するよう作業計画を立てるとともに、作業方法、手順等について、その周知徹底を図る。
- (2) 放射線防護については、防護具類、個人線量計の着用、時間制限等必要な条件を定める。

- (3) 作業を行う場合は、責任者を定めるとともに上記条件等を遵守させ、放射線業務従事者の受ける線量の低減を図る。
- (4) 作業中に作業環境の変化が起こり得るような場合は、必要に応じ、外部放射線に係る線量当量率、空気中の放射性物質の濃度等を測定し、作業環境の確認を行う。
- (5) 必要な場合は一時遮へいの使用、除染等を行い作業環境の保全に努める。
- (6) 請負業者の作業管理については、当社の放射線業務従事者に準じて行わせるほか、立会い等により指導助言を行う。

## 2.4 個人管理

放射線業務従事者の個人管理は、線量を測定・評価するとともに定期的及び必要に応じて健康診断を実施し、身体的状態を把握することによって行う。

### (1) 管理区域立入り前の措置

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」(第1条)に従って、原子炉の運転、原子炉施設の保全、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の運搬、貯蔵、廃棄、汚染の除去等の業務に従事する者であって、管理区域に立ち入る者を放射線業務従事者とする。

放射線業務従事者に対しては、あらかじめ次のような措置を講じる。

- a. 放射線防護に関する教育及び必要に応じ訓練を行う。
- b. 被ばくの経歴及び健康診断結果を確認する。

### (2) 線量限度

放射線業務従事者の受ける線量は、「線量限度等を定める告示」(第6条及び第8条)に定める線量限度を超えないようにする。

### (3) 線量の管理

放射線業務従事者の受ける線量が、線量限度を超えないよう被ばく管理上、必要な措置を講じる。

#### a. 外部被ばくによる線量の測定・評価

放射線業務従事者の外部被ばくによる線量を測定するため、管理区域に立ち入る場合は個人線量計を着用させ、外部被ばくによる線量を定期的及び必要に応じて測定・評価する。

#### b. 内部被ばくによる線量の測定・評価

放射線業務従事者の内部被ばくによる線量の測定・評価は、原則として次のように行う。

- (a) 内部被ばくによる線量の評価に資するためホールボディカウンタによる測定を行う。また、必要に応じて尿検査等を実施する。
- (b) ホールボディカウンタによる測定は、発電所入退所時(放射線業務従事者として勤務を開始及び終了する時)、定期的及び必要に応じて行う。

(c) 内部被ばくによる線量の評価は、ホールボディカウンタの測定結果等により行う。

c. 線量評価結果の通知及び記録

(a) 線量測定結果は、定期的に評価、記録するとともに以後の放射線管理に反映させる。

(b) 線量評価結果は、所属長を通じて本人に通知する。

(4) 健康管理

a. 「労働安全衛生規則」(第44条及び第45条)による健康診断のほか「電離放射線障害防止規則」(第56条)の規定に基づき放射線業務従事者について健康診断を実施し、その身体的状態を把握する。

b. 健康診断結果及び線量測定結果による医師の勧告等を考慮し、必要に応じて保健指導及び就業上の措置を講じる。

c. 発電所内において放射線障害が発生した場合又はそのおそれのある場合は必要な措置をとる。

なお、放射線業務従事者以外の者で管理区域に一時的に立ち入る者には、必要に応じて外部被ばく及び内部被ばくによる線量の測定を行う。

## 2.5 保全区域内の管理

保全区域は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」(第8条)の規定に基づき、標識を設ける等の方法によって明らかに他の場所と区別し、かつ、管理の必要性に応じて人の立入制限、かぎの管理、物品の持出制限等の措置を講じる。

## 2.6 周辺監視区域内の管理

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」(第8条)の規定に基づき、周辺監視区域には人の居住を禁止し、境界にさく又は標識を設ける等の方法により、周辺監視区域に業務上立ち入る者以外の立入りを制限する。

周辺監視区域内の外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度及び表面の放射性物質の密度は、「線量限度等を定める告示」(第2条)に定める値以下に保つ。

具体的には、管理区域内に遮へい設備を設けること等により、管理区域の外側における外部放射線に係る線量が、3ヶ月間につき1.3mSv以下になるように管理する。

また、空気中の放射性物質については、管理区域との境界を壁等によって区画するとともに、管理区域内の放射性物質の濃度の高い空気が、容易に流出することのないよう換気システムを管理する。

表面の放射性物質の密度については、「2.3 作業管理」に述べたように、人及び物品の出入管理を十分に行う。

これらの基準を満足していることを確認するために、管理区域外において、定期的に外部放射線に係る線量当量等の測定を行うとともに、必要に応じて放射線サーベイを行う。

さらに、水中の放射性物質については、管理区域との境界を壁等によって区画するとともに、管理区域内の放射性物質の濃度の高い水が容易に流出することのないよう排水システムを管理する。

周辺監視区域外においては、「線量限度等を定める告示」(第3条及び第9条)に定める線量限度及び濃度限度以下に管理するが、その方法については、「2.7 放射性廃棄物の放出管理」で、その監視については、「3. 周辺監視区域境界付近及び周辺地域の環境放射線監視」で述べる。

## 2.7 放射性廃棄物の放出管理

発電所外に放出される放射性の気体廃棄物及び液体廃棄物は、次に述べるように厳重な管理を行い、周辺監視区域外の空气中及び水中の放射性物質の濃度が「線量限度等を定める告示」(第9条)に定める値を超えないようにする。

さらに、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に基づき、発電所から放出される放射性物質について放出管理目標値を次のように定め、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」に基づく測定を行い、この管理目標値を超えることのないように努める。

### 2.7.1 気体廃棄物

#### (1) 放出管理

平常運転時の気体廃棄物は、放射能を減衰させるか又はフィルタを通して排気筒から放出する。

排気筒から放出するものは、気体廃棄物処理設備、格納容器排気系統、アニュラス空気浄化設備、安全補機室空気浄化設備、燃料取扱室排気系統、放射線管理室排気系統、格納容器減圧装置及び補助建屋排気系統からの排気である。この気体廃棄物の排気中の放射性物質の濃度は、排気筒ガスモニタによって常に監視する。

また、原子炉格納容器内の空気は、原子炉停止時等必要なときのみ放出するが、放出する場合にはあらかじめ原子炉格納施設モニタ等によって、放射性物質の濃度を確認する。

排気筒ガスモニタの測定結果は、中央制御室に指示・記録するとともに、放射性物質の濃度があらかじめ設定された値以上になると中央制御室に警報を発し、適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。

排気筒ガスモニタの警報設定点は、平常時の値及び放出管理目標値を基にして定める。

また、排気筒から放出される気体廃棄物中の放射性よう素、放射性

粒子及びトリチウムについては、排気筒ガスモニタ付近に連続サンプリングができるサンプルパッケージを設置し、定期的に測定する。

以上の排気筒ガスモニタ等については、「添付書類八 11.2 放射線管理設備」に示す。

## (2) 放出管理目標値

「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に基づき、「4. 放射性廃棄物処理」及び「5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価」の結果から、気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出管理目標値（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算）を第2.7.1表のように設定し、これを超えないように努める。

第2.7.1表 気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出管理目標値  
（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算）

項 目	放出管理目標値 (Bq/y)
希 ガ ス	$3.4 \times 10^{15}$
よう素 (I-131)	$6.1 \times 10^{10}$

## 2.7.2 液体廃棄物

### (1) 放出管理

平常運転時の液体廃棄物は、「添付書類八 10.3 液体廃棄物処理設備」で述べた処理を行った後、復水器冷却水等と混合、希釈して放出する。

これらの液体廃棄物を放出する場合には、あらかじめタンクにおいてサンプリングし、放射性物質の濃度を測定する。

また、液体廃棄物中の放射性物質の濃度は、廃棄物処理設備排水モニタによって常に監視する。

この廃棄物処理設備排水モニタの測定結果は、中央制御室に指示・記録するとともに、放射性物質の濃度があらかじめ設定された値以上になると警報を発し、適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。

廃棄物処理設備排水モニタの警報設定点は、平常時の値及び放出管理目標値を基にして定める。

廃棄物処理設備排水モニタについては、「添付書類八 11.2 放射線管理設備」に示す。

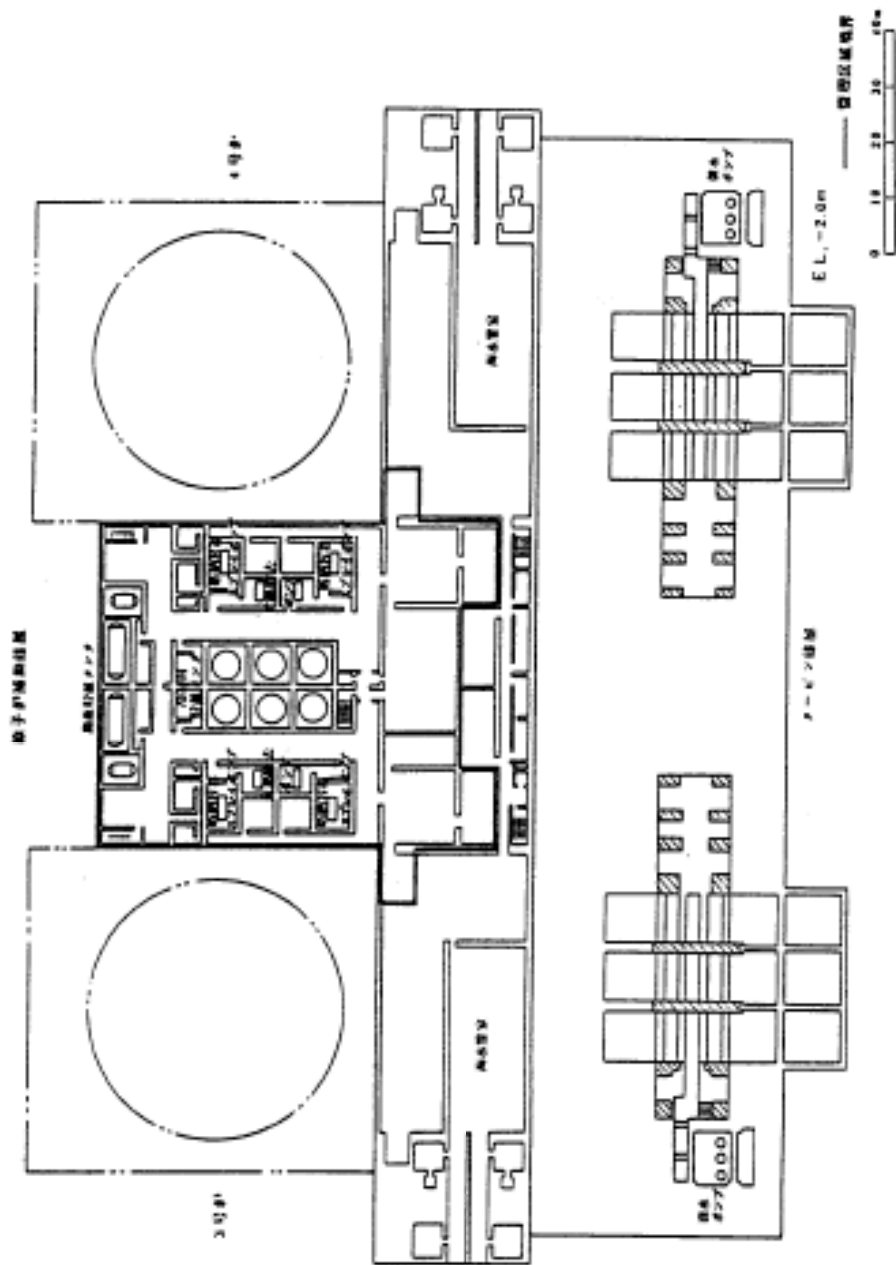
## (2) 放出管理目標値

「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に基づき、「4. 放射性廃棄物処理」及び「5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価」の結果から、液体廃棄物中の放射性物質（トリチウムを除く。）の放出管理目標値（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算）を第 2.7.2 表のように設定し、これを超えないように努める。

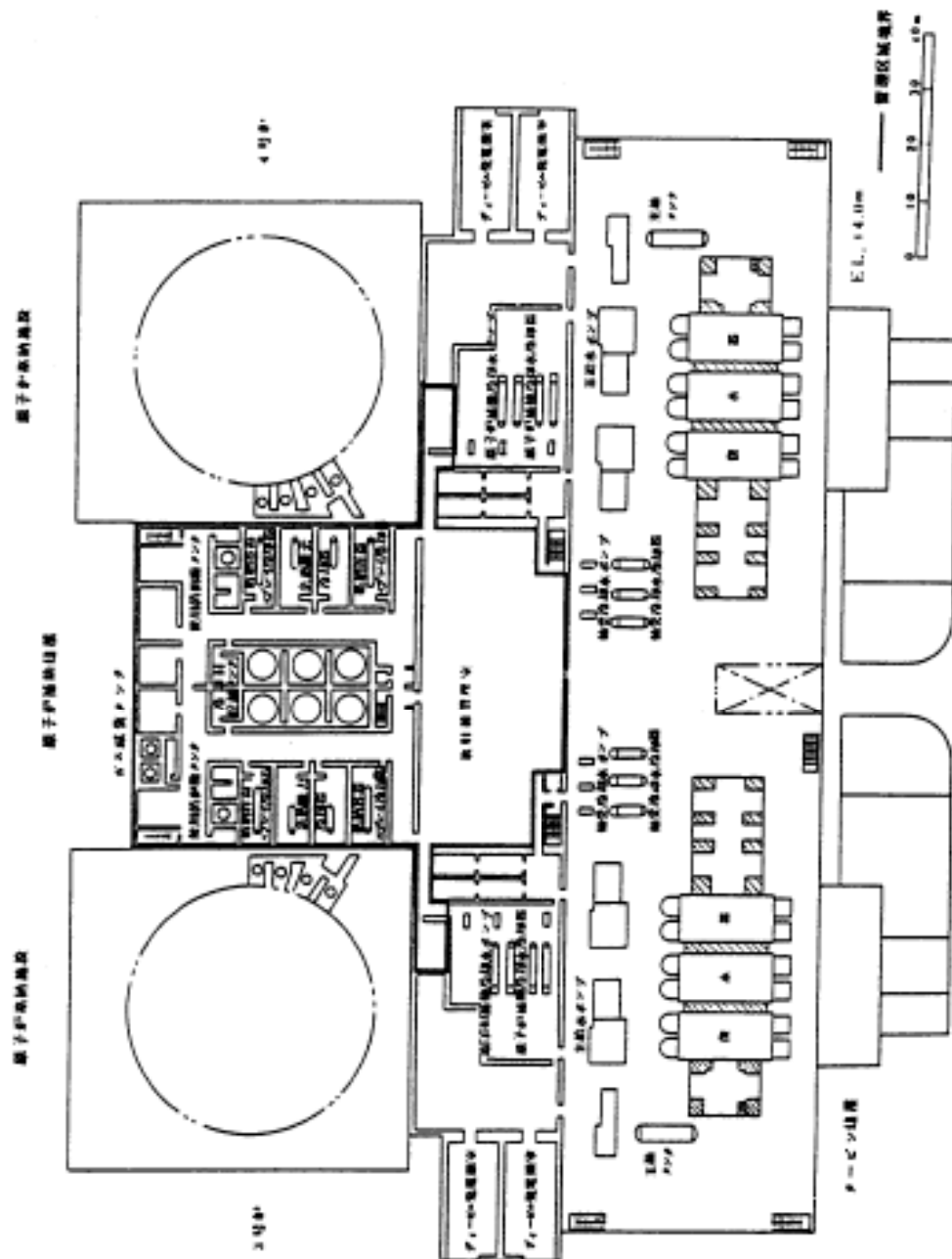
第2.7.2表 液体廃棄物中の放射性物質（トリチウムを除く）の放出管理目標値（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算）

項 目	放出管理目標値 (Bq/y)
液体廃棄物中の放射性物質 (トリチウムを除く)	1.4×10 <sup>11</sup>



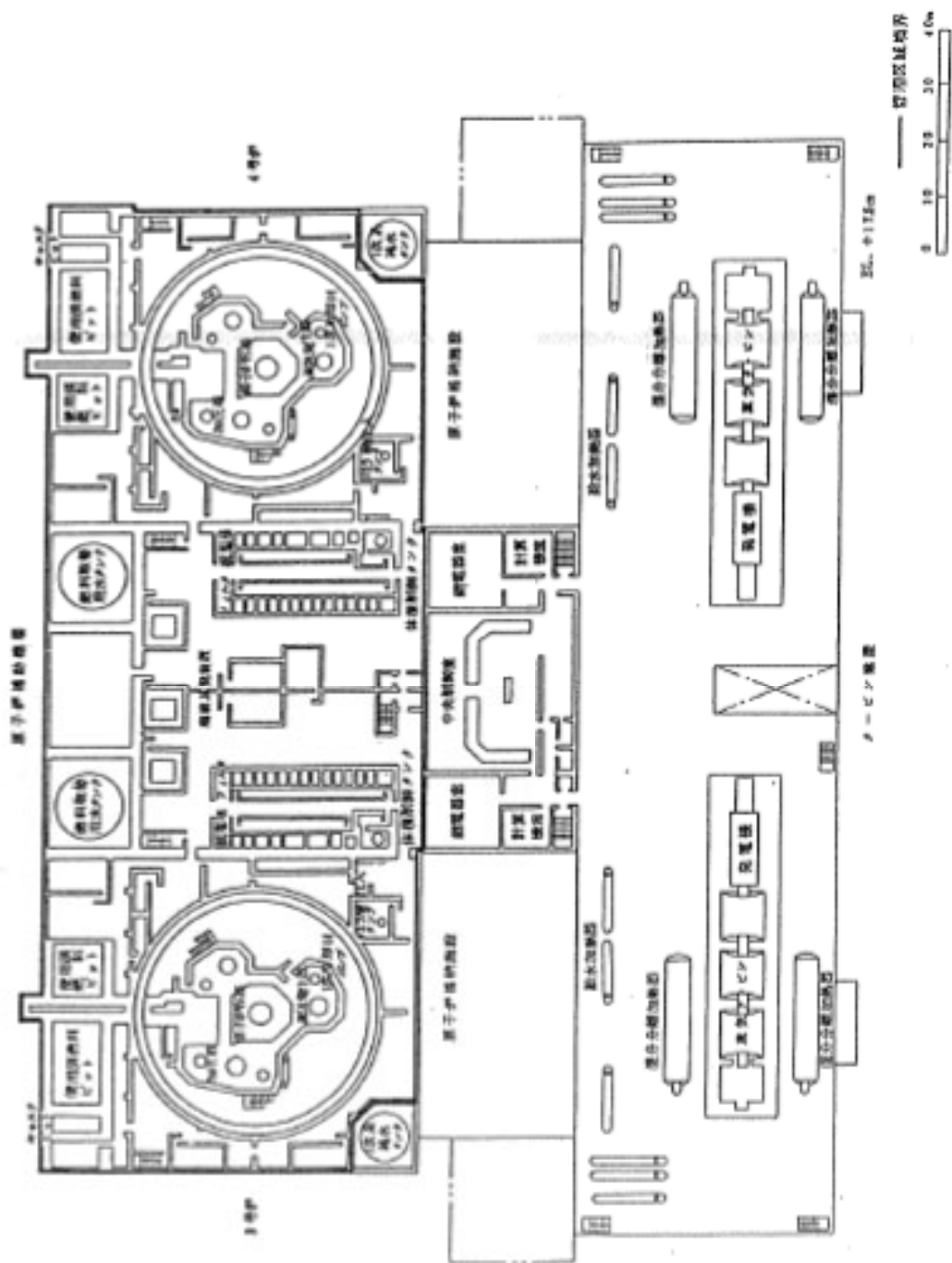


第 2.1.2 图 管理区域详图 (地下1层)



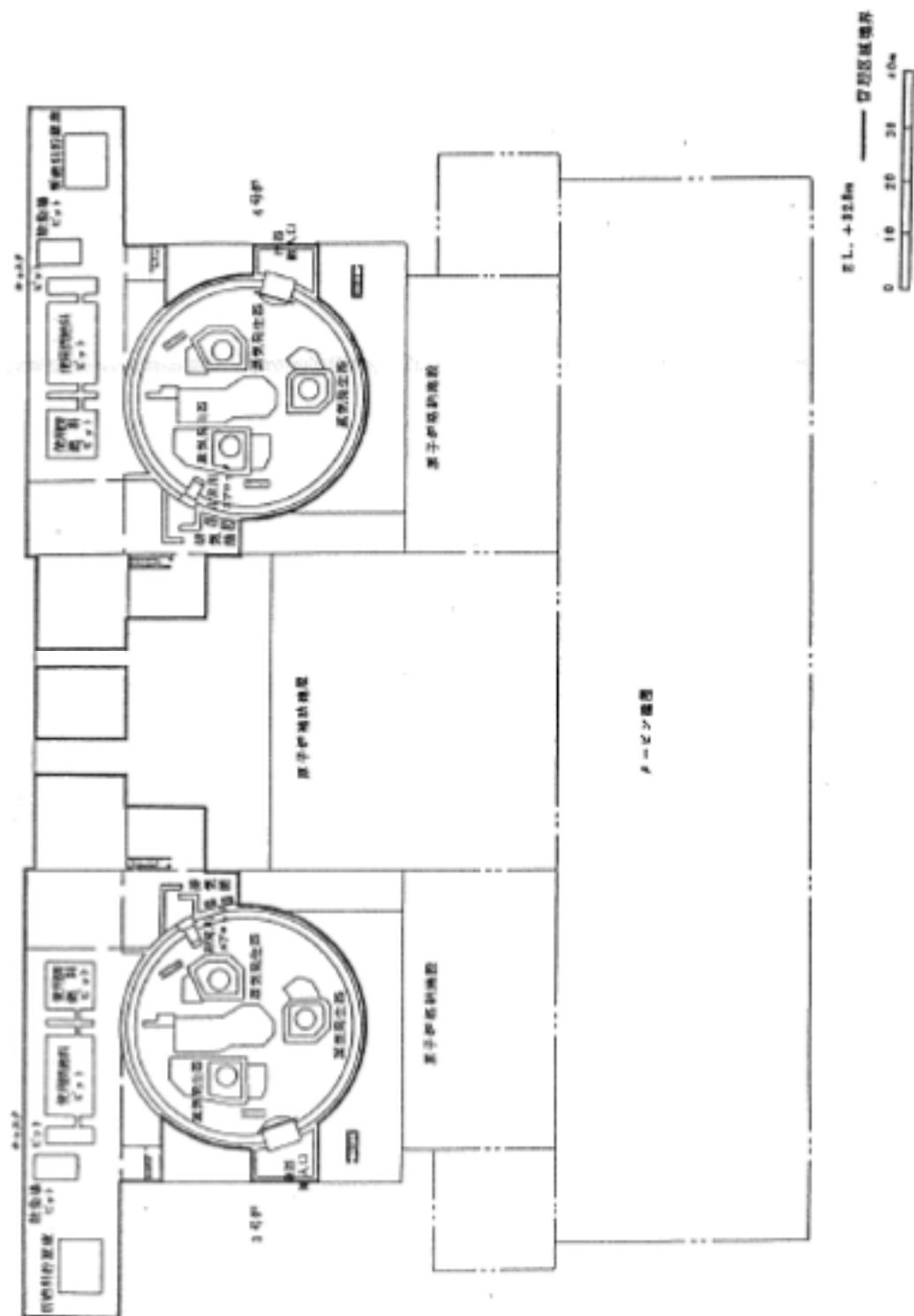
第 2.1.3 図 管理区域詳細図 ( 1 階 )



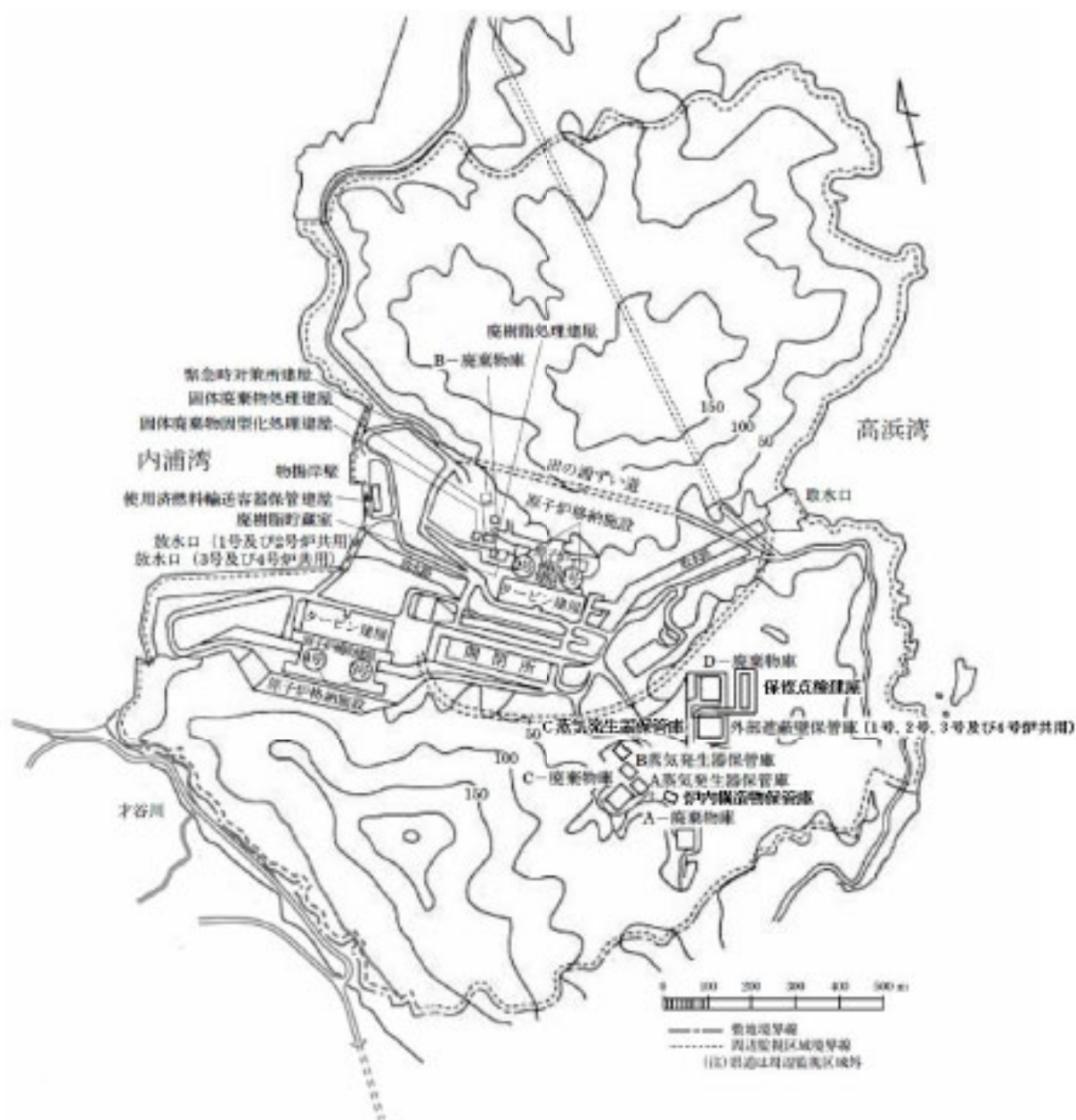


第 2.1.5 図 管理区域群相図 ( 3 階 )





第 2.1.7 図 管理区域詳細図 ( 5 階 )



第 2.1.8 図 周辺監視区域図

### 3. 周辺監視区域境界付近及び周辺地域の環境放射線監視

「2.7 放射性廃棄物の放出管理」に述べたように、気体及び液体廃棄物の放出に当たっては、厳重な管理を行うが、さらに、異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界付近及び周辺地域の環境放射線監視を次のように行う。

#### 3.1 空間放射線量等の監視

周辺監視区域境界付近及び周辺地域の空間放射線量等の監視は、長期間の空間放射線量の測定及び空間放射線量率の測定により行う。

空間放射線量は、周辺監視区域境界付近及び周辺地域に設置しているモニタリングポイントの熱蛍光線量計を定期的に回収して線量を読み取ることにより測定する。

空間放射線量率は、周辺監視区域境界付近に設置しているモニタリングポスト及びモニタリングステーションで測定する。

空間放射線量等の監視用設備の種類、測定頻度等を第 3.1.1 表に示す。

第 3.1.1 表 空間放射線量等の監視用設備

(1号、2号、3号及び4号炉共用)

設備の種類	測定対象	測定頻度	検出器の種類	備 考
モニタリングポイント	空間放射線量	3ヶ月ごとに読取り	熱蛍光線量計	—
モニタリングポスト	空間放射線量率	常 時	シンチレーション検出器 電離箱検出器	中央制御室で監視
モニタリングステーション	空間放射線量率	常 時	シンチレーション検出器 電離箱検出器	

### 3.2 環境試料の放射能監視

周辺環境の放射性物質の濃度の長期的傾向を把握するため、当社の環境モニタリングセンターにおいて、次のように環境試料の測定を行う。

環境試料の種類：空気中放射性粒子、海水、海底土、海洋生物、陸土、  
陸上生物

頻 度：原則として半期に1回とし、必要に応じ増加

測 定 核 種：核分裂生成物及び腐食生成物のうち、主要な核種

測 定 器：試料放射能測定装置、化学分析装置

### 3.3 異常時における測定

放射性廃棄物の放出は、排気筒ガスモニタ及び液体廃棄物処理設備排水モニタにより常に監視し、異常な放出がないよう十分に管理を行う。ただし、万一異常な放出があつて敷地外に影響があると考えられる場合は、モニタリングポスト及びモニタリングステーションにより測定するほか、移動式放射能測定装置（モニタ車）により緊急時対策所又は中央制御室と連絡をとりつつ敷地周辺の放射能測定を行い、その範囲、程度等の推定を迅速かつ確実に行う。モニタ車には、線量当量率サーベイメータ、ダストサンプラ、よう素サンプラ、無線通話装置等を備える。

## 4. 放射性廃棄物処理

### 4.1 放射性廃棄物処理の基本的考え方

放射性廃棄物廃棄施設の設計及び管理に際しては、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」を遵守するとともに、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」の考え方に基づくものとする。

気体廃棄物としては、起動停止時の体積制御タンクでのガス置換に伴うベントガス等の廃ガスがある。また、本原子炉は運転中に水素をキャリアとして体積制御タンクから連続脱ガスを行う設備を設けているので、この設備を使用する場合には水素を主体とするパージガスが気体廃棄物となる。前者の気体廃棄物は、ガス減衰タンク内に貯留し、後者の気体廃棄物は水素を除去した後、水素再結合ガス減衰タンク内に貯留して放射能の減衰を図る。放出する場合は、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。

また、換気空気は、微粒子フィルタ等を通した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。

液体廃棄物は、蒸発器及び脱塩塔等で処理し、蒸留水等を放出する場合は放射性物質の濃度が十分低いことを確認する。また、その際に発生する濃縮廃液は固化し、固体廃棄物として取り扱う。放射性物質の濃度の低い液体廃棄物を放出する場合には、放水口における水中の放射性物質の濃度が、「線量限度等を定める告示」（第8条）に定める濃度限度以下になるようにする。

固体廃棄物の主な発生源は、廃液蒸発装置の濃縮廃液、ウエス、金属、機材、使用済フィルタ等の雑固体廃棄物及び脱塩塔使用済樹脂である。

濃縮廃液等は固化材（アスファルト又はセメント）と共にドラム詰めを行い貯蔵保管する。

雑固体廃棄物のうち、可燃物は必要に応じて圧縮減容又は焼却処理後ドラム詰め等を行い貯蔵保管する。また、不燃物は必要に応じて圧縮減容後ドラム詰め等を行うか、又は必要に応じて圧縮減容後固型化材（モルタル）を充てんしてドラム詰めを行い貯蔵保管する。

脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵するか、又はドラム

詰めする。また、脱塩塔使用済樹脂の一部は、雑固体廃棄物として取り扱い焼却する。

使用済制御棒等の放射化された機器は使用済燃料ピット又は使用済燃料乾式貯蔵容器に貯蔵する。

発生したドラム詰め等固体廃棄物は、所要の遮蔽設計を行った発電所内の固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

また、3号炉及び4号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた2基等は、所要の遮蔽設計を行った発電所内の蒸気発生器保管庫（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）に貯蔵保管する。3号炉及び4号炉の蒸気発生器取替えに伴い取り外した蒸気発生器6基等は必要に応じて汚染拡大防止対策を講じて、発電所内の蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）に貯蔵保管する。3号炉及び4号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物、並びにその他雑固体廃棄物（不燃物に限る。）は、所要の遮蔽設計を行った発電所内の外部遮蔽壁保管庫に貯蔵保管する。

なお、必要に応じて、固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。

気体廃棄物処理系統図、液体廃棄物処理系統図及び固体廃棄物処理系統図を、それぞれ第4.1.1図、第4.1.2図及び第4.1.3図に示す。

## 4.2 気体廃棄物処理

### 4.2.1 気体廃棄物の発生源

平常運転時において発生する気体廃棄物の発生源としては、次のものがある。

#### (1) ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクの排気

起動停止時の体積制御タンクでのガス置換に伴うベントガス等の廃ガスは、水素再結合ガス圧縮装置により加圧、圧縮し、ガス減衰タンクに貯留する。放出する場合は、放射能を十分減衰させた後、補助建屋排気筒ガスモニタにより放射性物質の濃度を監視しながら、補助建屋排気筒から放出する。

1次冷却材中のほう素濃度を変更する際に生じる抽出水（以下「1次冷却材抽出水」という。）、格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレンは、いったん冷却材貯蔵タンクに貯留後、ほう酸回収装置に送られる。ほう酸回収装置で分離された気体及び体積制御タンクから連続脱ガスを行う場合に水素をキャリアとしてパージされた廃ガスは、水素再結合装置で水素を除去した後、水素再結合ガス減衰タンクに貯留する。放出する場合は、放射能を十分減衰させた後、補助建屋排気筒ガスモニタにより放射性物質の濃度を監視しながら、補助建屋排気筒から放出する。

なお、水素再結合ガス減衰タンクの排気による放出量は、タンクの切替パターン等の運用方法を考慮して定まる保持時間を用いて求める。

また、ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクに移行する放射性物質としては、希ガス及びよう素が考えられるが、よう素については、冷却材混床式脱塩塔により除去された後ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクで減衰されるので、その量は極めて少なく、無視できる程度である。

#### (2) 原子炉格納容器換気空気

原子炉格納容器内で1次冷却材の漏えいがあれば、その中に含まれる希ガス及びよう素が一部空気中に移行するので、若干の放射性物質が換気空気に混在する。

また原子炉格納容器内空気中の Ar-40 は、その一部が原子炉容器外周部において中性子照射を受け Ar-41 となる。

原子炉停止中に放射線業務従事者が原子炉格納容器内に立ち入る場合等、必要に応じて格納容器換気空調設備により換気を行うが、原子炉格納容器内空気中に放射性よう素及び粒子が浮遊している場合は、換気に先立って、格納容器空気浄化装置を作動し、微粒子フィルタ及びよう素除去フィルタを内蔵したフィルタユニットにより空気を浄化する。

換気空気は、原子炉格納施設モニタにより放射性物質の濃度を確認し、微粒子フィルタにより粒子を除去した後、格納容器排気筒ガスモニタにより放射性物質の濃度を監視しながら、格納容器排気筒から放出する。

原子炉運転中に原子炉格納容器内圧力が上昇すると、減圧を行うため、原子炉格納容器内空気の一部を微粒子フィルタ及びよう素除去フィルタを内蔵した安全補機室空気浄化フィルタユニットを通した後、格納容器排気筒ガスモニタにより放射性物質の濃度を監視しながら、格納容器排気筒から放出する。

なお、原子炉格納容器減圧時の排気による放出量の計算及び線量評価では、格納容器内制御用空気圧縮機の設置に伴う排気量の減少は考慮しない。

### (3) 原子炉補助建屋の換気空気

原子炉補助建屋内で1次冷却材の漏えいがあれば、その中に含まれる希ガス及びよう素が一部空気中に移行するので、若干の放射性物質が換気空気に混在する。

一般補機室及び安全補機室の換気空気は、通常、微粒子フィルタを内蔵した補助建屋排気フィルタユニットにより排気中の粒子をろ過した後、補助建屋排気筒ガスモニタで放射性物質の濃度を監視しながら、補助建屋排気筒から放出する。

使用済燃料ピットの換気空気は、通常微粒子フィルタを内蔵した燃料取扱室排気フィルタユニットにより排気中の粒子を除去した後、格

納容器排気筒ガスモニタで放射性物質の濃度を監視しながら、格納容器排気筒から放出する。

なお、化学体積制御系高温 1 次冷却材配管部分には無漏えい弁を用いているので、原子炉補助建屋内高温 1 次冷却材の漏えいは無視できる。

また、定期検査等のために低温停止をする時は、1 次冷却材の脱ガスを行うので、燃料取替や機器の補修に伴って原子炉格納容器及び原子炉補助建屋の換気空気中に移行する希ガスの量は無視し得るが、よ素 131 はこれらの換気空気中に若干含まれる。

#### 4.2.2 1 次冷却材中の希ガス及びよ素の濃度

気体廃棄物中の主な放射性物質は、燃料被覆管に欠陥がある場合に、1 次冷却材中に漏出する核分裂生成物のうちの希ガス及びよ素である。これらの放射性物質の 1 次冷却材中の濃度（年平均）は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下「線量目標値に対する評価指針」という。）に従って、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉について、次のとおり求める。

また、線量評価に当たっては、燃料被覆管欠陥率を 1% と想定し、原子炉の年間稼働率は 80% とする。

なお、3 号炉及び 4 号炉については体積制御タンクの連続脱ガスを行うこととする。

##### (1) 計 算 式

1 次冷却材中の希ガス及びよ素の濃度は次式を用いて計算する。

$$Aw_i = \frac{Ac_i \cdot v_i}{W_m \cdot \alpha_i \cdot t} \cdot \left\{ t - \frac{1}{\alpha_i} \cdot (1 - e^{-\alpha_i t}) \right\} \dots\dots\dots (9-1)$$

$$\alpha_i = \lambda_i + \frac{W_p}{W_m} \cdot \left\{ \frac{(DF_i - 1)}{DF_i} + FS_i \right\} + \frac{W_B}{W_m}$$

$$Ac_i = \frac{\lambda_i \cdot F \cdot Y_i / 100}{\lambda_i + v_i + \sigma_i \cdot \phi}$$

$$F = 3.2 \times 10^{16} \cdot P \cdot \frac{f}{100} \text{ (fissions/s)}$$

$Aw_i$	: 核種 i の 1 次冷却材中の濃度	(Bq/g)
$Ac_i$	: 被覆管欠陥率に相当する燃料棒内の核種 i の量	(Bq)
$v_i$	: 核種 i の逃散率係数	(s <sup>-1</sup> )
$W_m$	: 1 次冷却材保有量	(g)
$\alpha_i$	: 核種 i の除去定数	(s <sup>-1</sup> )
t	: 年間原子炉運転時間	(s)
$\lambda_i$	: 核種 i の崩壊定数	(s <sup>-1</sup> )
$W_p$	: 浄化系流量	(g/s)
$DF_i$	: 核種 i の浄化系の除染係数	
$FS_i$	: 核種 i のストリップング係数	
$W_n$	: ほう酸回収装置で処理される 1 次冷却材抽出水の年間平均流量	(g/s)
$Y_i$	: 核種 i の核分裂収率	(%)
$\sigma_i$	: 核種 i の熱中性子断面積	(cm <sup>2</sup> )
$\phi$	: 炉心平均熱中性子束	(n/(cm <sup>2</sup> ·s))
P	: 炉心熱出力	(MWt)
f	: 燃料被覆管欠陥率	(%)

## (2) 計算条件

(9-1) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

$v_i$	: (Kr, Xe)	$6.5 \times 10^{-8}$	(s <sup>-1</sup> )
	(I)	$1.3 \times 10^{-8}$	(s <sup>-1</sup> )
$W_m$	: (1号炉)	$1.91 \times 10^8$	(g)
	(2号炉)	$1.90 \times 10^8$	(g)
	(3号及び4号各炉)	$1.95 \times 10^8$	(g)
t	:	$2.52 \times 10^7$	(s)
		(原子炉の年間稼働率 80%)	
$W_p$	: (1号及び2号各炉)	$3.75 \times 10^3$	(g/s)
	(3号及び4号各炉)	$3.75 \times 10^3$	(g/s)

$DF_i$	:(Kr, Xe)	1	
	(I)	10	
$FS_i$	:(1号及び2号各炉)	(3号及び4号各炉)	
	$\left[ \begin{array}{c} \text{体積制御タンクの} \\ \text{連続脱ガス無} \end{array} \right]$	$\left[ \begin{array}{c} \text{体積制御タンクの} \\ \text{連続脱ガス有} \end{array} \right]$	
	(Kr-85m)	$2.7 \times 10^{-1}$	$3.0 \times 10^{-1}$
	(Kr-85)	$2.3 \times 10^{-6}$	$2.0 \times 10^{-1}$
	(Kr-87)	$6.0 \times 10^{-1}$	$6.0 \times 10^{-1}$
	(Kr-88)	$4.3 \times 10^{-1}$	$4.3 \times 10^{-1}$
	(Xe-131m)	$1.0 \times 10^{-2}$	$2.2 \times 10^{-1}$
	(Xe-133m)	$3.7 \times 10^{-2}$	$2.3 \times 10^{-1}$
	(Xe-133)	$1.6 \times 10^{-2}$	$2.3 \times 10^{-1}$
	(Xe-135m)	$8.0 \times 10^{-1}$	$8.0 \times 10^{-1}$
	(Xe-135)	$1.8 \times 10^{-1}$	$2.8 \times 10^{-1}$
	(Xe-138)	1.0	1.0
	(I-131)	0.0	0.0
	(I-133)	0.0	0.0
$W_B$	:(1号炉)	$1.59 \times 10^2$	(g/s)
	(2号炉)	$1.58 \times 10^2$	(g/s)
	(3号及び4号各炉)	$1.27 \times 10^2$	(g/s)
$\sigma_i$	:(Xe-135 についてのみ考慮する)		
		$2.65 \times 10^{-18}$	(cm <sup>2</sup> )
$\phi$	:(1号及び2号各炉)	$3.60 \times 10^{13}$	(n/(cm <sup>2</sup> ·s))
	(3号及び4号各炉)	$4.30 \times 10^{13}$	(n/(cm <sup>2</sup> ·s))
$P$	:(1号及び2号各炉)	2,432	(MWt)
	(3号及び4号各炉)	2,652	(MWt)
$f$	:	1	(%)
$\lambda_i$	:	「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」 <sup>(1)</sup> による。	
$Y_i$	:		

(3) 計算結果

1次冷却材中の希ガス及び酸素の濃度を第4.2.1表に示す。

第 4.2.1 表 1 次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度  
(単位 : Bq/g)

核 種	1 号炉	2 号炉	3 号及び 4 号各炉
Kr-85m	$7.05 \times 10^4$	$7.09 \times 10^4$	$7.49 \times 10^4$
Kr-85	$2.68 \times 10^4$	$2.70 \times 10^4$	$5.53 \times 10^3$
Kr-87	$4.10 \times 10^4$	$4.12 \times 10^4$	$4.39 \times 10^4$
Kr-88	$1.22 \times 10^5$	$1.22 \times 10^5$	$1.31 \times 10^5$
Xe-131m	$5.54 \times 10^4$	$5.57 \times 10^4$	$1.85 \times 10^4$
Xe-133m	$9.57 \times 10^4$	$9.62 \times 10^4$	$6.09 \times 10^4$
Xe-133	$6.36 \times 10^6$	$6.39 \times 10^6$	$2.77 \times 10^6$
Xe-135m	$3.72 \times 10^3$	$3.74 \times 10^3$	$3.98 \times 10^3$
Xe-135	$1.25 \times 10^5$	$1.26 \times 10^5$	$1.08 \times 10^5$
Xe-138	$1.99 \times 10^4$	$2.00 \times 10^4$	$2.13 \times 10^4$
I-131	$7.60 \times 10^4$	$7.61 \times 10^4$	$8.36 \times 10^4$
I-133	$1.29 \times 10^5$	$1.30 \times 10^5$	$1.41 \times 10^5$

### 4.2.3 気体廃棄物の放出量

気体廃棄物の発生源については、「4.2.1 気体廃棄物の発生源」の項で述べたが、気体廃棄物の放出量の計算は、「線量目標値に対する評価指針」に従って、1号炉、2号炉、3号炉および4号炉について、次のように、ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクから放出される希ガス、原子炉格納容器換気により放出される希ガス及びよう素、原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及びよう素、原子炉補助建屋の換気により放出される希ガス及びよう素並びに定期検査時に放出されるよう素 (I-131) に分けて行う。

#### (1) 計 算 式

- a. ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクから放出される希ガスの量

ガス減衰タンク (1号炉及び2号炉) から放出される希ガスの量は次式を用いて計算する。

$$Q_{\text{GDTN}} = A_{wi} \cdot (K \cdot W_e + W_d + n_d \cdot W_m) \cdot e^{-\lambda_i \cdot t_N} \dots\dots\dots (9-2)$$

$Q_{\text{GDTN}}$  : ガス減衰タンクから放出される核種 i の量 (Bq/y)

$t_N$  : ガス減衰タンクの保持時間 (s)

K : 抽出操作に伴う1次冷却材濃度の平均希釈率

$W_e$  : ほう酸回収装置で処理される1次冷却材抽出水量 (g/y)

$W_d$  : ほう酸回収装置で処理される1次系機器ドレン量 (g/y)

$n_d$  : 低温停止時における1次冷却材の脱ガス回数 (y<sup>-1</sup>)

ガス減衰タンク (3号炉及び4号炉) 及び水素再結合ガス減衰タンク (3号炉及び4号炉) から放出される希ガスの量は次式を用いて計算する。

$$Q_{\text{GDTN}} = (Q_{\text{NS}} \cdot e^{-\lambda_i \cdot t_N} + Q_{\text{EH}} \cdot e^{-\lambda_i \cdot t_N}) \dots\dots\dots (9-3)$$

$$Q_{\text{NS}} = A_{wi} \cdot n_d \cdot W_m$$

$$Q_{\text{EH}} = A_{wi} \cdot (K \cdot W_e + W_d) + A_{wi} \cdot q \cdot t_v$$

$$A_{vi} = \frac{A_{wi} \cdot W_p \cdot FS_i}{V_v \cdot \left( \lambda_i + \frac{q}{V_v} \right)}$$

- $Q_{GDTi}$  : ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクから放出される核種 i の量 (Bq/y)  
 $Q_{Ni}$  : ガス減衰タンクへの核種 i の移行量 (Bq/y)  
 $Q_{Hi}$  : 水素再結合ガス減衰タンクへの核種 i の移行量 (Bq/y)  
 $t_{H}$  : 水素再結合ガス減衰タンクの保持時間 (s)  
 $A_{vi}$  : 体積制御タンク気相部の核種 i の濃度 (Bq/Ncm<sup>3</sup>)  
 $q$  : 体積制御タンクのパージ流量 (Ncm<sup>3</sup>/s)  
 $t_v$  : 連続脱ガス装置の年間運転時間 (s/y)  
 $V_v$  : 体積制御タンク気相部体積 (Ncm<sup>3</sup>)

b. 原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス及びよう素の量

原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス及びよう素の量は次式を用いて計算する。

$$Q_{CVi} = n \cdot \left[ \frac{\beta_i}{\lambda_i + \gamma_i} \cdot \{1 - e^{-(\lambda_i + \gamma_i) \cdot t_f}\} + \frac{\beta_i}{\lambda_i} \cdot \{(1 - e^{-\lambda_i \cdot T}) \cdot e^{-(\lambda_i + \gamma_i) \cdot t_f}\} \right] \dots\dots\dots (9-4)$$

$$\beta_i = A_{wi} \cdot L_1 \cdot P_{1i}$$

$$\gamma_i = \frac{V_R}{V_{CV}} \cdot \eta_{Ci} \cdot M$$

- $Q_{CVi}$  : 核種 i の原子炉停止時の原子炉格納容器換気による放出量 (Bq/y)  
 $n$  : 原子炉停止時の原子炉格納容器換気回数 (y<sup>-1</sup>)  
 $t_f$  : 格納容器空気浄化装置運転時間 (s)  
 $T$  : 原子炉停止時の原子炉格納容器換気の間隔 (s)  
 $L_1$  : 原子炉格納容器内 1 次冷却材漏えい率 (g/s)  
 $P_{1i}$  : 原子炉格納容器内で漏えい 1 次冷却材中の核種 i が

空気中に移行する割合

$V_R$  : 格納容器空気浄化装置容量 (m<sup>3</sup>/s)

$V_{CV}$  : 原子炉格納容器自由体積 (m<sup>3</sup>)

$\eta_{ci}$  : 格納容器空気浄化装置の核種  $i$  に対するよう素フィルタの捕集効率

$M$  : 格納容器空気浄化装置の混合効率

- c. 原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及びよう素の量

原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及びよう素の量は次式を用いて計算する。

$$Q_{CVDi} = \frac{\beta_i \cdot V_p}{\lambda_i \cdot T \cdot V_{CV}} \cdot (1 - \eta_{Di}) \cdot \left\{ T - \frac{1}{\lambda_i} (1 - e^{-\lambda_i \cdot T}) \right\} \dots\dots\dots (9-5)$$

$Q_{CVDi}$  : 核種  $i$  の原子炉格納容器減圧時の放出量 (Bq/y)

$V_p$  : 原子炉格納容器減圧時の排気量 (m<sup>3</sup>/y)

$\eta_{Di}$  : 原子炉格納容器減圧時排気ラインの核種  $i$  に対するよう素フィルタの捕集効率

- d. 原子炉補助建屋の換気により放出される希ガス及びよう素の量

原子炉補助建屋の換気により放出される希ガス及びよう素の量は次式を用いて計算する。

$$Q_{ABi} = A_{wi} \cdot L_2 \cdot P_{2i} \cdot t \dots\dots\dots (9-6)$$

$Q_{ABi}$  : 核種  $i$  の原子炉補助建屋の換気による放出量 (Bq/y)

$L_2$  : 原子炉補助建屋での 1 次冷却材漏えい率 (g/s)

$P_{2i}$  : 原子炉補助建屋で漏えい 1 次冷却材中の核種  $i$  が空気中に移行する割合

- e. 定期検査時に放出されるよう素 (I-131) の量

定期検査時に放出される I-131 の量は次式を用いて計算する。

$$Q_{I-131} = (Q_{CVI-131} + Q_{CVDI-131} + Q_{ABI-131}) \times \frac{1}{4} \dots\dots\dots (9-7)$$

$Q_{I-131}$  : 定期検査時に放出される I-131 の量 (Bq/y)

$Q_{CVI-131}$  : 原子炉停止時に原子炉格納容器換気により放出さ

れる I-131 の量 (Bq/y)

$Q_{\text{CVDI-131}}$  : 原子炉格納容器減圧時に放出される I-131 の量 (Bq/y)

$Q_{\text{ABI-131}}$  : 原子炉補助建屋の換気により放出される I-131 の量 (Bq/y)

(2) 計算条件

(9-2) 式及び(9-3)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

$t_N$	:	2.59×10 <sup>6</sup> (s)	(30 d)
$t_H$	:	(3号及び4号各炉)	3.46×10 <sup>6</sup> (s) (40 d)
$K$	:	1	
$W_e$	:	(1号炉)	4.02×10 <sup>9</sup> (g/y)
		(2号炉)	3.99×10 <sup>9</sup> (g/y)
		(3号及び4号各炉)	3.20×10 <sup>9</sup> (g/y)
$W_d$	:	(1号及び2号各炉)	3.00×10 <sup>8</sup> (g/y)
		(3号及び4号各炉)	3.00×10 <sup>8</sup> (g/y)
$n_d$	:	4	(y <sup>-1</sup> )
$q$	:	(3号及び4号各炉)	3.33×10 <sup>2</sup> (Ncm <sup>3</sup> /s)
			(1.2Nm <sup>3</sup> /h)
$t_v$	:	(3号及び4号各炉)	2.52×10 <sup>7</sup> (s/y)
			(292d/y)
$V_v$	:	(3号及び4号各炉)	1.00×10 <sup>7</sup> (Ncm <sup>3</sup> )
			(46°C、0.206MPa で 5.1m <sup>3</sup> )

(9-4) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

$n$	:	10	(y <sup>-1</sup> )
$t_f$	:	5.76×10 <sup>4</sup> (s)	(16h)
$T$	:	2.52×10 <sup>6</sup> (s)	(29.2d)
$L_1$	:	1.16 (g/s)	(0.1t/d)
$P_{li}$	:	(Kr,Xe) 1.0	(I) 0.1
$V_R$	:	(1号及び2号各炉)	8.50 (m <sup>3</sup> /s)

		(255m <sup>3</sup> /min×2)	
	(3号及び4号各炉)	1.17×10 <sup>1</sup>	(m <sup>3</sup> /s)
		(350m <sup>3</sup> /min×2)	
V <sub>CV</sub>	(1号及び2号各炉)	6.95×10 <sup>4</sup>	(m <sup>3</sup> )
	(3号及び4号各炉)	6.74×10 <sup>4</sup>	(m <sup>3</sup> )
η <sub>CS</sub>	:	(Kr, Xe) 0.0	(I) 0.9
M	:	0.7	

(9-5) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

V <sub>P</sub>	(1号及び2号各炉)	1.20×10 <sup>6</sup>	(m <sup>3</sup> /y)
	(3号及び4号各炉)	1.30×10 <sup>6</sup>	(m <sup>3</sup> /y)
η <sub>Di</sub>	(1号及び2号各炉)	(Kr, Xe) 0.0	(I) 0.0
	(3号及び4号各炉)	(Kr, Xe) 0.0	(I) 0.9

(9-6) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

L <sub>2</sub>	:	9.26×10 <sup>-1</sup> (g/s)	(0.08t/d)
P <sub>2i</sub>	(1号及び2号各炉)	(Kr, Xe) 1.0	(I) 0.005
	(3号及び4号各炉)	(Kr, Xe) 1.0	(I) 0.001

### (3) 計算結果

気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出量を1号炉、2号炉並びに3号及び4号各炉について、それぞれ第4.2.2表(1)、(2)及び(3)並びに第4.2.3表(1)、(2)及び(3)に示す。

また、気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出量の1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算について、第4.2.4表に示す。

第 4.2.2 表(1) 希ガスの放出量 (1号炉)

(単位: Bq/y)

項目 核種	ガス減衰 タンクから の排気	原子炉停止時 の原子炉格納 容器換気	原子炉格納 容器減圧時 の排気	原子炉補助 建屋の換気	合計
Kr-85m	~0	$1.9 \times 10^{10}$	$3.3 \times 10^9$	$1.7 \times 10^{12}$	$1.7 \times 10^{12}$
Kr-85	$1.4 \times 10^{14}$	$8.0 \times 10^{11}$	$6.8 \times 10^{10}$	$6.3 \times 10^{11}$	$1.4 \times 10^{14}$
Kr-87	~0	$3.2 \times 10^9$	$5.4 \times 10^8$	$9.6 \times 10^{11}$	$9.7 \times 10^{11}$
Kr-88	~0	$2.1 \times 10^{10}$	$3.5 \times 10^9$	$2.9 \times 10^{12}$	$2.9 \times 10^{12}$
Xe-131m	$4.9 \times 10^{13}$	$7.9 \times 10^{11}$	$8.6 \times 10^{10}$	$1.3 \times 10^{12}$	$5.2 \times 10^{13}$
Xe-133m	$4.7 \times 10^{10}$	$3.1 \times 10^{11}$	$4.8 \times 10^{10}$	$2.3 \times 10^{12}$	$2.7 \times 10^{12}$
Xe-133	$6.4 \times 10^{14}$	$4.8 \times 10^{13}$	$6.3 \times 10^{12}$	$1.5 \times 10^{14}$	$8.4 \times 10^{14}$
Xe-135m	~0	$5.9 \times 10^7$	$1.0 \times 10^7$	$8.7 \times 10^{10}$	$8.7 \times 10^{10}$
Xe-135	~0	$6.8 \times 10^{10}$	$1.2 \times 10^{10}$	$3.0 \times 10^{12}$	$3.0 \times 10^{12}$
Xe-138	~0	$2.9 \times 10^8$	$4.9 \times 10^7$	$4.7 \times 10^{11}$	$4.7 \times 10^{11}$
放出量合計	$8.2 \times 10^{14}$	$5.0 \times 10^{13}$	$6.5 \times 10^{12}$	$1.7 \times 10^{14}$	$1.1 \times 10^{15}$
$\gamma$ 線 実効係数 <sup>*</sup> - (MeV/dis)	$3.7 \times 10^{-2}$	$4.5 \times 10^{-2}$	$4.6 \times 10^{-2}$	$9.1 \times 10^{-2}$	$4.6 \times 10^{-2}$
$\beta$ 線 実効係数 <sup>*</sup> - (MeV/dis)	$1.6 \times 10^{-1}$	$1.4 \times 10^{-1}$	$1.4 \times 10^{-1}$	$1.6 \times 10^{-1}$	$1.6 \times 10^{-1}$

第 4.2.3 表(1) よう素の放出量 (1号炉)

(単位: Bq/y)

項目 核種	原子炉停止時 の原子炉格納 容器換気	原子炉格納 容器減圧時 の排気	原子炉補助 建屋の換気	定期検査時 のよう素 131	合計
I-131	$2.1 \times 10^9$	$9.7 \times 10^9$	$8.9 \times 10^9$	$5.2 \times 10^9$	$2.6 \times 10^{10}$
I-133	$1.9 \times 10^9$	$2.7 \times 10^9$	$1.5 \times 10^{10}$	—	$2.0 \times 10^{10}$

第 4.2.2 表(2) 希ガスの放出量 (2号炉)

(単位: Bq/y)

項目 核種	ガス減衰 タンクから の排気	原子炉停止時 の原子炉格納 容器換気	原子炉格納 容器減圧時 の排気	原子炉補助 建屋の換気	合計
Kr-85m	~0	$1.9 \times 10^{10}$	$3.3 \times 10^9$	$1.7 \times 10^{12}$	$1.7 \times 10^{12}$
Kr-85	$1.4 \times 10^{14}$	$8.1 \times 10^{11}$	$6.8 \times 10^{10}$	$6.3 \times 10^{11}$	$1.4 \times 10^{14}$
Kr-87	~0	$3.2 \times 10^9$	$5.5 \times 10^8$	$9.7 \times 10^{11}$	$9.7 \times 10^{11}$
Kr-88	~0	$2.1 \times 10^{10}$	$3.6 \times 10^9$	$2.9 \times 10^{12}$	$2.9 \times 10^{12}$
Xe-131m	$4.9 \times 10^{13}$	$7.9 \times 10^{11}$	$8.6 \times 10^{10}$	$1.3 \times 10^{12}$	$5.2 \times 10^{13}$
Xe-133m	$4.7 \times 10^{10}$	$3.2 \times 10^{11}$	$4.8 \times 10^{10}$	$2.3 \times 10^{12}$	$2.7 \times 10^{12}$
Xe-133	$6.4 \times 10^{14}$	$4.8 \times 10^{13}$	$6.3 \times 10^{12}$	$1.5 \times 10^{14}$	$8.4 \times 10^{14}$
Xe-135m	~0	$5.9 \times 10^7$	$1.1 \times 10^7$	$8.8 \times 10^{10}$	$8.8 \times 10^{10}$
Xe-135	~0	$6.9 \times 10^{10}$	$1.2 \times 10^{10}$	$3.0 \times 10^{12}$	$3.0 \times 10^{12}$
Xe-138	~0	$2.9 \times 10^8$	$4.9 \times 10^7$	$4.7 \times 10^{11}$	$4.7 \times 10^{11}$
放出量合計	$8.2 \times 10^{14}$	$5.0 \times 10^{13}$	$6.5 \times 10^{12}$	$1.7 \times 10^{14}$	$1.1 \times 10^{15}$
$\gamma$ 線 実効補正 (MeV/dis)	$3.7 \times 10^{-2}$	$4.5 \times 10^{-2}$	$4.6 \times 10^{-2}$	$9.1 \times 10^{-2}$	$4.6 \times 10^{-2}$
$\beta$ 線 実効補正 (MeV/dis)	$1.6 \times 10^{-1}$	$1.4 \times 10^{-1}$	$1.4 \times 10^{-1}$	$1.6 \times 10^{-1}$	$1.6 \times 10^{-1}$

第 4.2.3 表(2) よう素の放出量 (2号炉)

(単位: Bq/y)

項目 核種	原子炉停止時 の原子炉格納 容器換気	原子炉格納 容器減圧時 の排気	原子炉補助 建屋の換気	定期検査時 のよう素 131	合計
I-131	$2.1 \times 10^9$	$9.7 \times 10^9$	$8.9 \times 10^9$	$5.2 \times 10^9$	$2.6 \times 10^{10}$
I-133	$1.9 \times 10^9$	$2.7 \times 10^9$	$1.5 \times 10^{10}$	—	$2.0 \times 10^{10}$

第 4.2.2 表(3) 希ガスの放出量 (3号及び4号各炉)

(単位: Bq/y)

項目 核種	ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクからの排気	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋の換気	合計
Kr-85m	~0	$2.1 \times 10^{10}$	$3.9 \times 10^9$	$1.8 \times 10^{12}$	$1.8 \times 10^{12}$
Kr-85	$1.3 \times 10^{14}$	$1.7 \times 10^{11}$	$1.6 \times 10^{10}$	$1.3 \times 10^{11}$	$1.3 \times 10^{14}$
Kr-87	~0	$3.4 \times 10^9$	$6.5 \times 10^8$	$1.1 \times 10^{12}$	$1.1 \times 10^{12}$
Kr-88	~0	$2.2 \times 10^{10}$	$4.2 \times 10^9$	$3.1 \times 10^{12}$	$3.1 \times 10^{12}$
Xe-131m	$4.6 \times 10^{13}$	$2.7 \times 10^{11}$	$3.2 \times 10^{10}$	$4.3 \times 10^{11}$	$4.7 \times 10^{13}$
Xe-133m	$1.1 \times 10^{10}$	$2.0 \times 10^{11}$	$3.4 \times 10^{10}$	$1.5 \times 10^{12}$	$1.7 \times 10^{12}$
Xe-133	$4.0 \times 10^{14}$	$2.1 \times 10^{13}$	$3.1 \times 10^{12}$	$6.5 \times 10^{13}$	$4.9 \times 10^{14}$
Xe-135m	~0	$6.3 \times 10^7$	$1.2 \times 10^7$	$9.3 \times 10^{10}$	$9.3 \times 10^{10}$
Xe-135	~0	$5.9 \times 10^{10}$	$1.2 \times 10^{10}$	$2.6 \times 10^{12}$	$2.6 \times 10^{12}$
Xe-138	~0	$3.1 \times 10^8$	$5.9 \times 10^7$	$5.0 \times 10^{11}$	$5.0 \times 10^{11}$
放出量合計	$5.7 \times 10^{14}$	$2.2 \times 10^{13}$	$3.2 \times 10^{12}$	$7.6 \times 10^{13}$	$6.8 \times 10^{14}$
$\gamma$ 線 実効係数 <sup>*</sup> (MeV/dis)	$3.4 \times 10^{-2}$	$4.7 \times 10^{-2}$	$4.9 \times 10^{-2}$	$1.5 \times 10^{-1}$	$4.7 \times 10^{-2}$
$\beta$ 線 実効係数 <sup>*</sup> (MeV/dis)	$1.7 \times 10^{-1}$	$1.4 \times 10^{-1}$	$1.4 \times 10^{-1}$	$1.8 \times 10^{-1}$	$1.7 \times 10^{-1}$

第 4.2.3 表(3) よう素の放出量 (3号及び4号各炉)

(単位: Bq/y)

項目 核種	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋の換気	定期検査時のよう素131	合計
I-131	$1.1 \times 10^9$	$1.2 \times 10^9$	$2.0 \times 10^9$	$1.1 \times 10^9$	$5.3 \times 10^9$
I-133	$1.4 \times 10^9$	$3.3 \times 10^8$	$3.3 \times 10^9$	—	$5.0 \times 10^9$

Ar-41 の放出量は1号、2号、3号及び4号各炉で  $3.7 \times 10^{11} \text{Bq/y}$  程度で十分小さく無視できる。

また、N-16（半減期 7.35 秒）<sup>(2)</sup>及び N-17（半減期 4.14 秒）<sup>(2)</sup>は、1次冷却材の原子炉格納容器内漏えい又は原子炉補助建屋内の漏えいにより空气中に存在するが、短半減期核種であるため、その放出量は無視できる程度である。

さらに、濃縮廃液等のアスファルト固化処理及び可燃性雑固体廃棄物の焼却処理に伴う排ガス中にも若干の放射性物質が含まれるが、その年間放出量は無視できる程度である。

第 4.2.4 表 希ガス及びよう素の放出量

(単位：Bq/y)

核種		原子炉				合計
		1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	
希ガス		$1.1 \times 10^{15}$	$1.1 \times 10^{15}$	$6.8 \times 10^{14}$	$6.8 \times 10^{14}$	$3.5 \times 10^{15}$
よう素	I-131	$2.6 \times 10^{10}$	$2.6 \times 10^{10}$	$5.3 \times 10^9$	$5.3 \times 10^9$	$6.2 \times 10^{10}$
	I-133	$2.0 \times 10^{10}$	$2.0 \times 10^{10}$	$5.0 \times 10^9$	$5.0 \times 10^9$	$4.9 \times 10^{10}$

## 4.3 液体廃棄物処理

### 4.3.1 放射性廃液の発生源

平常運転時において発生する液体廃棄物の発生源としては、次のものがある。

- (1) 1次冷却材抽出水
- (2) 格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレン
- (3) 良水質の補助建屋機器ドレン
- (4) 低水質の補助建屋機器ドレン（保修点検建屋ドレン含む）
- (5) 格納容器床ドレン及び補助建屋床ドレン
- (6) 薬品ドレン
- (7) 洗たく排水、手洗排水及びシャワ排水（以下「洗浄排水」という。）

(1)及び(2)の廃液については、脱塩塔でイオン状不純物を除去して冷却材貯蔵タンクに貯留した後、脱ガスタで溶存気体を分離し（分離された気体は気体廃棄物として処理する）ほう酸回収装置蒸発器により溶存する固形分を濃縮分離する。蒸留水は、脱塩塔を通して、原則として再使用する。なお、放出する場合は、試料採取分析し、放射性物質の濃度が十分低いことを確認し、復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。また、濃縮液は、ほう酸溶液として原則として再使用する。

(3)の廃液については、良水質廃液貯蔵タンクに貯留し、廃液蒸発装置で溶存する固形分を濃縮分離する。蒸留水は、脱塩塔を通して廃液蒸留水モニタタンクに送り、原則として再使用する。なお、放出する場合は、試料採取分析し、放射性物質の濃度が十分低いことを確認し、復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。また、濃縮廃液は、固体廃棄物として処理する。

(4)、(5)及び(6)の廃液については、低水質廃液貯蔵タンクに貯留し、廃液蒸発装置で溶存する固形分を濃縮分離する。蒸留水は、脱塩塔を通して廃液蒸留水タンクに送り、ここで放射性物質の濃度が十分低いことを確認し、復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。

濃縮廃液は、固体廃棄物として処理する。

(7)の廃液については、原則として洗浄排水処理装置で処理し、固形分を分離する。処理水は洗浄排水モニタタンクに貯留し、放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。分離した固形分は、雑固体廃棄物として処理する。

上記の他、酸液ドレンタンクに集められる強酸ドレンがあるが、これは中和処理した後、固体廃棄物として処理する。

#### 4.3.2 放射性廃液の発生量

平常運転時に発生する放射性廃液の量は、次の前提条件に基づき推定する。

(1) 1次冷却材抽出水量は、標準的な起動停止を仮定して推定する。

(2) 1次冷却材ドレン及び機器ドレンは、各機器からのドレン量、漏えい量等から推定する。

(3) 床ドレンは、床面積、キャスクの除染等から推定する。

(4) 洗浄排水及び薬品ドレンについては、実績等を考慮し推定する。

放射性廃液の年間推定発生量は、第 4.3.1 表に示す。

#### 4.3.3 液体廃棄物の放出量

放射性廃液の発生源のうち、1次冷却材抽出水、格納容器冷却材ドレン、補助建屋冷却材ドレン及び良水質の補助建屋ドレンは、処理後、100%を液体廃棄物として放出するものとして評価する。液体廃棄物の年間推定放出量を第 4.3.1 表に示す。

上記放出量中に含まれる放射エネルギー（トリチウムを除く。）は、3号炉及び4号炉合算で約  $3.2 \times 10^{10} \text{Bq/y}$  となる。

放出放射エネルギーの算定に当たっては、燃料被覆管欠陥率を 1%と想定し、1次冷却材中の放射性物質の濃度（希ガス及びトリチウムを除く。）は、3号炉及び4号炉で約  $7.8 \times 10^5 \text{Bq/g}$  とした。

発生源別液体廃棄物の年間推定放出量とその放射性物質の濃度の概略を第 4.3.1 図に示す。

液体廃棄物による実効線量評価を行う際には、液体廃棄物処理設備

運用の変動を考慮して、液体廃棄物の放出量はトリチウムを除き 1 号、2 号、3 号及び 4 号各炉  $3.7 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ 、トリチウムについては、1 号、2 号、3 号及び 4 号各炉  $5.6 \times 10^{13} \text{Bq/y}$  とする。

また、トリチウムを除いた液体廃棄物の核種構成を第 4.3.2 表に示す。

これらの希釈水となる復水器冷却水等の量は、放水口（1 号及び 2 号炉共用）において各炉当たり  $1.28 \times 10^9 \text{m}^3/\text{y}$ 、放水口（3 号及び 4 号炉共用）において各炉当たり  $1.59 \times 10^9 \text{m}^3/\text{y}$  である。

第 4.3.1 表 放射性廃液の年間推定発生量及び液体廃棄物の  
年間推定放出量（3号炉及び4号炉合算）

（単位：m<sup>3</sup>/y）

種 類	放射性廃液の 年間推定発生量	液体廃棄物の 年間推定放出量
(1) 1次冷却材抽出水		
(2) 格納容器冷却材ドレン及び補助建屋 冷却材ドレン	約 9,100	約 9,100
(3) 良水質の補助建屋機器ドレン	約 500	約 500
(4) 低水質の補助建屋機器ドレン（保 点検建屋ドレン含む。）		
(5) 格納容器床ドレン及び補助建屋床 ドレン	約 1,200	約 1,200
(6) 薬品ドレン		
(7) 洗浄排水	約 3,000	約 3,000
合 計	約 13,800	約 13,800

第4.3.2表 液体廃棄物の核種構成

核 種	核種構成 (%)
Cr-51	2
Mn-54	3
Fe-59	2
Co-58	10
Co-60	15
Sr-89	2
Sr-90	1
I-131	15
Cs-134	20
Cs-137	30
計	100

## 4.4 固体廃棄物処理

### 4.4.1 固体廃棄物の発生源とその発生量

平常運転時において、発生する固体廃棄物の発生源としては、廃液蒸発装置の濃縮廃液、酸液ドレン（強酸）、雑固体廃棄物（ウエス、金属、機材、使用済フィルタ等）及び脱塩塔使用済樹脂がある。

廃液蒸発装置の濃縮廃液及び酸液ドレン（強酸）は、固化材（アスファルト又はセメント）と共にドラム詰めを行う。

雑固体廃棄物のうち、可燃物は必要に応じて圧縮減容又は焼却処理後ドラム詰め等を行う。また、不燃物は必要に応じて圧縮減容後ドラム詰め等を行うか、又は必要に応じて圧縮減容後固型化材（モルタル）を充てんしてドラム詰めを行う。

脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵するか、又はドラム詰めする。また、脱塩塔使用済樹脂の一部（脱塩塔又は使用済樹脂貯蔵タンクの平均表面線量当量率が  $2\text{mSv/h}$  以下）は、雑固体廃棄物としてドラム詰めし必要に応じて放射能を減衰させた後焼却する。

また、ドラム詰め等が困難な大型機材等については、こん包等の措置を講じる。

上記のほか、使用済制御棒等の放射化された機器が発生することがある。これらは、使用済燃料ピット又は使用済燃料乾式貯蔵容器に貯蔵し、放射能の減衰を図ることとする。

固体廃棄物の発生量の推定に当たっては、放射性廃液の発生量、樹脂の使用量、先行炉の実績等を考慮する。

固体廃棄物の種類別年間推定発生量を第 4.4.1 表に示す。

なお、3号炉及び4号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた 2 基等は、必要に応じて汚染拡大防止対策を講じて、蒸気発生器保管庫（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）に貯蔵保管する。3号炉及び4号炉の蒸気発生器取替えに伴い取り外した蒸気発生器 6 基等は必要に応じて汚染拡大防止対策を講じて、発電所内の蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）に貯蔵保管する。3号炉及び4号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い発生したコンクリート、

鉄筋及び埋め込み金物、並びにその他雑固体廃棄物（不燃物に限る。）は、汚染拡大防止策を講じて、外部遮蔽壁保管庫に貯蔵保管する。また、取替えに伴い発生する雑固体廃棄物は必要に応じて圧縮減容若しくは焼却処理後ドラム詰め又はこん包を行う。

#### 4.4.2 保管管理

ドラム詰め、こん包等の措置を講じた固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

また、3号炉及び4号炉で取り外した原子炉容器上部ふた2基等は蒸気発生器保管庫（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）に貯蔵保管する。3号炉及び4号炉の蒸気発生器取替えに伴い取り外した蒸気発生器6基等は蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）に貯蔵保管する。3号炉及び4号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物、並びにその他雑固体廃棄物（不燃物に限る。）は、外部遮蔽壁保管庫に貯蔵保管する。

また、脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵して放射能の減衰を図る。

固体廃棄物貯蔵庫、蒸気発生器保管庫及び外部遮蔽壁保管庫は管理区域とし、定期的に周辺の放射線サーベイ等を行い厳重に管理する。

第 4.4.1 表 固体廃棄物の年間推定発生量（1号炉、  
2号炉、3号炉及び4号炉合算）

種 類	年間推定発生量
廃液蒸発装置の濃縮廃液固化物	200ℓドラム缶 約 600 本相当
雑固体廃棄物	200ℓドラム缶 約 1,000 本相当
脱塩塔使用済樹脂 <sup>(注1)</sup>	約 3m <sup>3</sup>
使用済制御棒等	発生量不定 <sup>(注2)</sup>

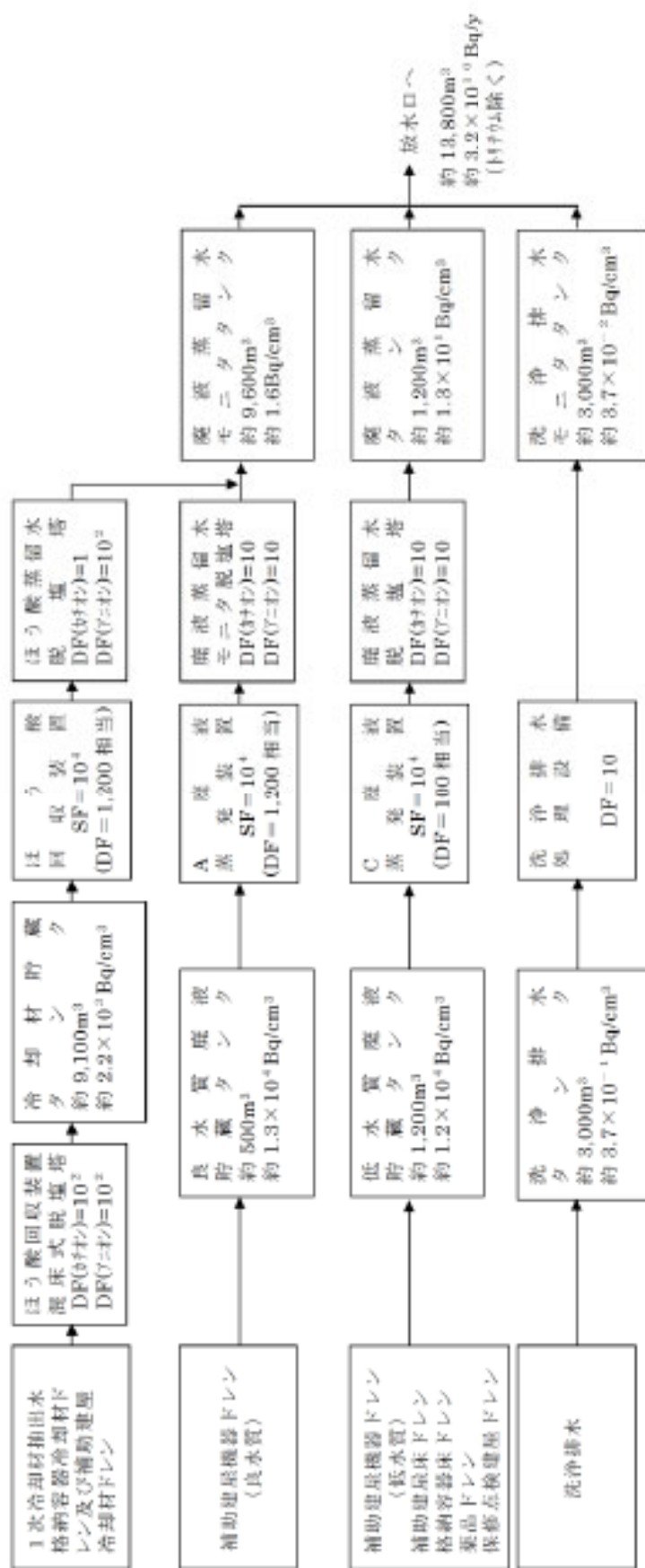
(注1) 脱塩塔使用済樹脂は3号炉及び4号炉合算

(注2) 放射化された機器等であり定常的に発生するものではない。









(注) DF：出口濃度に対する入口濃度の比  
SP：出口濃度に対する濃縮液濃度の比

第4.3.1図 液体廃棄物の年間推定発生量とその放射性物質の濃度（3号炉及び4号炉合算）

#### 4.5 参考文献

- (1) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」  
原子力安全委員会、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂
- (2) 「Table of Isotopes, Sixth Edition」  
Lederer, C.M. et al.  
John Wiley & Sons, Inc., 1968

## 5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価

「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に基づき、気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 線からの外部被ばくによる実効線量、液体廃棄物中の放射性物質の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量及びよう素の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量を、「線量目標値に対する評価指針」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価する。

### 5.1 実効線量の計算

#### 5.1.1 気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 線による実効線量

##### 5.1.1.1 計算方法の概要

実効線量の計算に使用する気体廃棄物中の希ガスとして次の4種類を対象とする。

- (1) ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクから放出される希ガス
- (2) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス
- (3) 原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス
- (4) 原子炉補助建屋の換気により放出される希ガス

(1)及び(2)は、放出が間欠的な事象であるため、着目方位及びその隣接2方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が67%となるように、着目方位を中心とした3方位への最大放出回数を求め、その放射性雲からの実効線量を計算する。また、風速については方位別大気安定度別風速逆数の平均を用いる。

(3)及び(4)は、放出が連続的な事象であるとして、方位別大気安定度別風速逆数の総和を用いてその放射性雲からの実効線量を計算する。

また、風が着目方位に隣接する方位へ向かっている場合は、着目方位にも実効線量の寄与があるので、これも加算する。

方位別の実効線量の1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算は各原子炉からの寄与を保守的に評価して行う。

実効線量の計算は、将来の集落の形成を考慮し、2号原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側13方位の敷地境界外について行

い、希ガスの $\gamma$ 線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。

地点は、2号炉心から陸側方位の敷地境界外で、希ガスの $\gamma$ 線による実効線量が最大となる地点とし、線量の計算に当たっては、その地点に対して、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの寄与を合算する。

### 5.1.1.2 実効線量の計算式

#### (1) 計算に用いる基本式

$\gamma$ 線による空気カーマ率を求める基本式は次式のとおりである。

$$D_{\gamma}(x,y,0) = K_1 \cdot E_{\gamma} \cdot \mu_{en} \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu \cdot r) \cdot \chi(x',y',z') dx' dy' dz'$$

..... (9-8)

$$\chi(x',y',z') = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_x \cdot U} \cdot \exp\left(-\lambda \frac{x'}{U}\right) \cdot \exp\left(-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left[ \exp\left\{-\frac{(z'-h)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z'+h)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right]$$

..... (9-9)

$D_{\gamma}(x,y,0)$  : 計算地点  $(x,y,0)$  における $\gamma$ 線による空気カーマ率  
( $\mu$  Gy/h)

$K_1$  : 空気カーマ率への換算係数  $\left( \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}} \right)$

$E_{\gamma}$  :  $\gamma$ 線の実効エネルギー (MeV/dis)

$\mu_{en}$  : 空気に対する $\gamma$ 線の線エネルギー吸収係数 ( $\text{m}^{-1}$ )

$r$  : 放射性雲中の点 $(x',y',z')$ から計算地点 $(x,y,0)$ までの距離(m)

$$r = \sqrt{(x-x')^2 + (y-y')^2 + (0-z')^2}$$

$\mu$  : 空気に対する $\gamma$ 線の線減衰係数 ( $\text{m}^{-1}$ )

$B(\mu \cdot r)$  : 空気に対する  $\gamma$  線の再生係数

$$B(\mu \cdot r) = 1 + \alpha_B \cdot (\mu \cdot r) + \beta_B \cdot (\mu \cdot r)^2 + \gamma_B \cdot (\mu \cdot r)^3$$

$\alpha_B$ 、 $\beta_B$ 、 $\gamma_B$  は  $\gamma$  線のエネルギー別に与えられる。

$x(x', y', z')$  : 放射性雲中の点  $(x', y', z')$  における放射性物質の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)

$Q$  : 放出率 (Bq/s)

$U$  : 放出源高さを代表する風速 (m/s)

$\lambda$  : 放射性物質の物理的崩壊定数 (s<sup>-1</sup>)

$h$  : 放出源の有効高さ (m)

$\sigma_y$  : 濃度分布の  $y$  方向の拡がりのパラメータ (m)

$\sigma_z$  : 濃度分布の  $z$  方向の拡がりのパラメータ (m)

## (2) 実効線量の計算式

希ガスの  $\gamma$  線による実効線量は方位別に次式を用いて計算する。

$$H_\gamma = H_{\gamma in} + H_{\gamma cont} \dots\dots\dots (9-10)$$

$H_\gamma$  : 希ガスの  $\gamma$  線による方位別年間実効線量 ( $\mu$  Sv/y)

$H_{\gamma in}$  : 間欠放出分 (ガス減衰タンク排気、水素再結合ガス減衰タンク排気及び原子炉停止時の原子炉格納容器換気) の希ガスの  $\gamma$  線による方位別年間実効線量 ( $\mu$  Sv/y)

$H_{\gamma cont}$  : 連続放出分 (原子炉格納容器減圧時の排気及び原子炉補助建屋の換気) の希ガスの  $\gamma$  線による方位別年間実効線量 ( $\mu$  Sv/y)

- a. ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクから放出される希ガス並びに原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス

ガス減衰タンク排気、水素再結合ガス減衰タンク排気及び原子炉停止時の原子炉格納容器換気により間欠的に放出される希ガスの $\gamma$ 線による実効線量は次式を用いて計算する。

$$H_{\text{in}} = \sum_{S=A}^F (H_{\text{in},L,S} + H_{\text{in},L-1,S} + H_{\text{in},L+1,S}) \dots\dots\dots (9-11)$$

$$H_{\text{in},L,S} = K_2 \cdot f_k \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{\text{in}} \cdot E_{\text{in}} \cdot n_T}{3,600 \times 0.5 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \bar{D}_{\gamma,L,S} \cdot \frac{N_{L,S}}{N_t} \cdot \bar{S}_{L,S} \dots\dots\dots (9-12)$$

$$H_{\text{in},L-1,S} = K_2 \cdot f_k \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{\text{in}} \cdot E_{\text{in}} \cdot n_T}{3,600 \times 0.5 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \bar{D}_{\gamma,L-1,S} \cdot \frac{N_{L-1,S}}{N_t} \cdot \bar{S}_{L-1,S} \dots\dots\dots (9-13)$$

$$H_{\text{in},L+1,S} = K_2 \cdot f_k \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{\text{in}} \cdot E_{\text{in}} \cdot n_T}{3,600 \times 0.5 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \bar{D}_{\gamma,L+1,S} \cdot \frac{N_{L+1,S}}{N_t} \cdot \bar{S}_{L+1,S} \dots\dots\dots (9-14)$$

$H_{\text{in},L,S}$  : 風が着目方位(L)へ向かっており、大気安定度がSであるときの着目地点における希ガスの $\gamma$ 線による年間実効線量 ( $\mu$  Sv/y)

$H_{\text{in},L-1,S}$ 、 $H_{\text{in},L+1,S}$  : それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がSであるときの着目地点における希ガスの $\gamma$ 線による年間実効線量 ( $\mu$  Sv/y)

S : 6つの大気安定度型 (A, B, C, D, E, F) を示す添字

$K_2$  : 空気カーマから実効線量への換算係数 ( $\mu$  Sv/ $\mu$  Gy)

$f_k$  : 家屋による遮へい係数

- $f_0$  : 居住係数
- $\bar{D}_{\gamma,L,S}$  : 放出率 1Bq/s、 $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV/dis、風速 1m/s  
 で着目方位(L)へ放出した場合、大気安定度がSである  
 ときの当該距離における $\gamma$ 線による空気カーマ率の  
 方位内平均値 (μ Gy/h)
- $\bar{D}_{\gamma,L-1,S}$ 、 $\bar{D}_{\gamma,L+1,S}$  : それぞれ、放出率 1Bq/s、 $\gamma$ 線エネルギー  
 0.5MeV/dis、風速 1m/s で着目方位に隣接する方位へ放  
 出した場合、大気安定度がSであるときの着目方位の当  
 該距離における $\gamma$ 線による空気カーマ率の方位内平均値  
 (μ Gy/h)
- $\bar{D}_{\gamma,L,S}$ 、 $\bar{D}_{\gamma,L-1,S}$  及び  $\bar{D}_{\gamma,L+1,S}$  は(9-8)式を基本式として求め  
 る。
- $Q_{in}$  : ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気、  
 又は原子炉停止時の原子炉格納容器換気中の希ガスの  
 年間放出量 (Bq/y)
- $E_{\gamma in}$  : ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気、  
 又は原子炉停止時の原子炉格納容器換気中の希ガスの  
 $\gamma$ 線実効エネルギー (MeV/dis)
- $N$  : ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気、  
 又は原子炉停止時の原子炉格納容器換気の回数 (y<sup>-1</sup>)
- $n_{\gamma}$  : 着目方位及びその隣接2方位へ向かう風の出現頻度の和  
 と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が 67%  
 となるように求めた着目方位を中心とした3方位への最  
 大放出回数 (y<sup>-1</sup>)
- $f_{Lr}$  : 着目方位及びその隣接2方位へ向かう風の出現頻度の和

(y<sup>-1</sup>)

N<sub>t</sub> : 総観測回数 (y<sup>-1</sup>)

N<sub>L,S</sub> : 風が着目方位(L)へ向かっているときの大気安定度別観測回数 (y<sup>-1</sup>)

N<sub>L-1,S</sub>、N<sub>L+1,S</sub> : それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっているときの大気安定度別観測回数 (y<sup>-1</sup>)

$\bar{S}_{L,S}$  : 風が着目方位(L)へ向かっており、大気安定度がSであるときの風速逆数の平均 (s/m)

$\bar{S}_{L-1,S}$ 、 $\bar{S}_{L+1,S}$  : それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がSであるときの風速逆数の平均 (s/m)

L : 16方位(計算方位)を示す添字

b. 原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及び原子炉補助建屋の換気により放出される希ガス

原子炉格納容器減圧時の排気及び原子炉補助建屋の換気により連続的に放出される希ガスのγ線による実効線量は、次式を用いて計算する。

$$H_{\gamma\text{cont}} = \sum_{S=A}^F (H_{\gamma\text{cont},L,S} + H_{\gamma\text{cont},L-1,S} + H_{\gamma\text{cont},L+1,S}) \dots\dots\dots (9-15)$$

$$H_{\gamma\text{cont},L,S} = K_2 \cdot f_k \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{\text{cont}} \cdot E_{\gamma\text{cont}}}{3,600 \times 0.5} \cdot \bar{D}_{\gamma,L,S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{L,S} \dots\dots\dots (9-16)$$

$$H_{\gamma\text{cont},L-1,S} = K_2 \cdot f_k \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{\text{cont}} \cdot E_{\gamma\text{cont}}}{3,600 \times 0.5} \cdot \bar{D}_{\gamma,L-1,S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{L-1,S} \dots\dots\dots (9-17)$$

$$H_{\text{ycont,L+1,S}} = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{\text{cont}} \cdot E_{\text{ycont}}}{3,600 \times 0.5} \cdot \bar{D}_{\gamma,L+1,S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{L+1,S} \dots\dots\dots (9-18)$$

$H_{\text{ycont,L,S}}$  : 風が着目方位(L)へ向かっており、大気安定度がSであるときの着目地点における希ガスの $\gamma$ 線による年間実効線量 ( $\mu$  Sv/y)

$H_{\text{ycont,L-1,S}}$ 、 $H_{\text{ycont,L+1,S}}$  : それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がSであるときの着目地点における希ガスの $\gamma$ 線による年間実効線量 ( $\mu$  Sv/y)

$Q_{\text{cont}}$  : 原子炉格納容器減圧時の排気又は原子炉補助建屋の換気中の希ガスの年間放出量 (Bq/y)

$E_{\text{ycont}}$  : 原子炉格納容器減圧時の排気又は原子炉補助建屋の換気中の希ガスの $\gamma$ 線実効エネルギー (MeV/dis)

$S_{L,S}$  : 風が着目方位(L)へ向かっており、大気安定度がSであるときの風速逆数の総和 (s/m)

$S_{L-1,S}$ 、 $S_{L+1,S}$  : それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がSであるときの風速逆数の総和 (s/m)

### 5.1.1.3 計算条件

(9-8) 式及び (9-9) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

$K_1$	: $4.46 \times 10^{-4}$	$\left( \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}} \right)$
$\mu_{\text{air}}$	: $3.84 \times 10^{-3}$	( $\text{m}^{-1}$ )
$\mu$	: $1.05 \times 10^{-2}$	( $\text{m}^{-1}$ )

$\alpha_n$	: 1.000
$\beta_n$	: 0.4492
$\gamma_n$	: 0.0038
$\lambda$	: 0 (考慮しない)
$h$	: 第 5.1.1 表に示すとおりである。

(9-12) 式、(9-13) 式及び (9-14) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

$K_2$	: 0.8	( $\mu$ Sv/ $\mu$ Gy)
$f_1$	: 1	
$f_0$	: 1	
$Q_{in}$	: ガス減衰タンク排気	
	(1号及び2号各炉) $8.2 \times 10^{14}$	(Bq/y)
	ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気	
	(3号及び4号各炉) $5.7 \times 10^{14}$	(Bq/y)
	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	
	(1号及び2号各炉) $5.0 \times 10^{13}$	(Bq/y)
	(3号及び4号各炉) $2.2 \times 10^{13}$	(Bq/y)
$E_{in}$	: ガス減衰タンク排気	
	(1号及び2号各炉) $3.7 \times 10^{-2}$	(MeV/dis)
	ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気	
	(3号及び4号各炉) $3.4 \times 10^{-2}$	(MeV/dis)
	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	
	(1号及び2号各炉) $4.5 \times 10^{-2}$	(MeV/dis)
	(3号及び4号各炉) $4.7 \times 10^{-2}$	(MeV/dis)
$N$	: ガス減衰タンク排気	

(1号及び2号各炉) 20 (回/y)

ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気

(3号及び4号各炉) 30 (回/y)

原子炉停止時の原子炉格納容器換気

(1号、2号、3号及び4号各炉) 10 (回/y)

$n_T$  : 第5.1.2表に示すとおりである。

$f_{LT}$  : 第5.1.3表に示すとおりである。

$N_i$  : 8,760

$N_{L,S}$ 、 $N_{L-1,S}$ 、 $N_{L+1,S}$  : 第5.1.3表に示すとおりである。

$\bar{S}_{L,S}$ 、 $\bar{S}_{L-1,S}$ 、 $\bar{S}_{L+1,S}$  : 第5.1.4表に示すとおりである。

(9-16) 式、(9-17) 式及び (9-18) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

$Q_{cont}$  : 原子炉格納容器減圧時の排気

(1号及び2号各炉)  $6.5 \times 10^{12}$  (Bq/y)

(3号及び4号各炉)  $3.2 \times 10^{12}$  (Bq/y)

原子炉補助建屋の換気

(1号及び2号各炉)  $1.7 \times 10^{14}$  (Bq/y)

(3号及び4号各炉)  $7.6 \times 10^{13}$  (Bq/y)

$E_{\gamma cont}$  : 原子炉格納容器減圧時の排気

(1号及び2号各炉)  $4.6 \times 10^{-2}$  (MeV/dis)

(3号及び4号各炉)  $4.9 \times 10^{-2}$  (MeV/dis)

原子炉補助建屋の換気

(1号及び2号各炉)  $9.1 \times 10^{-2}$  (MeV/dis)

(3号及び4号各炉)  $1.5 \times 10^{-1}$  (MeV/dis)

$S_{L,S}$ 、 $S_{L-1,S}$ 、 $S_{L+1,S}$  : 第 5.1.4 表に示すとおりである。

#### 5.1.1.4 計算結果

将来の集落の形成を考慮し、陸側 13 方位の敷地境界外について 1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算の希ガスの  $\gamma$  線による実効線量の計算を行った結果は第 5.1.5 表に、また評価地点は第 5.1.1 図に示すとおりである。これによれば、陸側 13 方位の敷地境界外で希ガスの  $\gamma$  線による実効線量が最大となるのは 2 号炉心から南南東方向約 830m 地点であり、その実効線量は年間約  $11 \mu\text{Sv}$  である。

参考として上記方位以外の海側敷地境界について、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算の希ガスの  $\gamma$  線による実効線量の計算を行った結果は第 5.1.5 表に、また評価地点は第 5.1.1 図に示すとおりである。

なお、敷地内を通る一般道路における、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算の希ガスの  $\gamma$  線による最大の実効線量は年間約  $14 \mu\text{Sv}$  である。

第5.1.5表 敷地境界外における希ガスの $\gamma$ 線による年間実効線量  
(1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)

(単位： $\mu$ Sv/y)

	評価地点 の方位	2号炉心から 評価地点まで の距離 (m)	実効線量
陸側 評価地点	N	880	4.4
	NNE	880	3.6
	NE	1,020	1.7
	SE	930	9.5
	SSE	830	11
	S	850	7.6
	SSW	930	5.9
	SW	870	6.8
	WSW	870	7.3
	W	900	4.0
	WNW	1,180	3.7
	NW	3,300	0.8
	NNW	900	4.7
参考地点	ENE	800	2.2
	E	580	5.6
	ESE	650	7.7

## 5.1.2 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量

### 5.1.2.1 計算方法の概要

液体廃棄物中の放射性物質による実効線量の計算は、原子炉施設の前面海域に生息する海産物を摂取することによって放射性物質を体内摂取した場合について行う。

ただし、液体廃棄物中のよう素による実効線量計算については、「5.1.3 よう素による実効線量」で行う。

海水中の放射性物質の濃度は、1号炉及び2号炉並びに3号炉及び4号炉の放射性物質の年間放出量をそれぞれの年間の復水器冷却水等の量で除した放水口における濃度とする。

また、前面海域での拡散による希釈効果は考慮しない。

### 5.1.2.2 実効線量の計算式

液体廃棄物による実効線量は次式を用いて計算する。

$$H_w = 365 \cdot \sum_i K_{wi} \cdot A_{wi} \dots\dots\dots (9-19)$$

$$A_{wi} = C_{wi} \cdot \sum_k \{ (CF)_{ik} \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_k \}$$

$H_w$  : 海産物を摂取した場合の実効線量 ( $\mu$  Sv/y)

365 : 年間日数への換算係数 (d/y)

$K_{wi}$  : 核種 i の実効線量係数 ( $\mu$  Sv/Bq)

$A_{wi}$  : 核種 i の海産物摂取による摂取率 (Bq/d)

$C_{wi}$  : 海水中の核種 i の濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$(CF)_{ik}$  : 核種 i の海産物 k に対する濃縮係数  $\left( \frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3} \right)$

$W_k$  : 海産物 k の摂取率 (g/d)

$f_{mk}$  : 海産物 k の市場希釈係数

$f_{ki}$  : 海産物  $k$  の採取から摂取までの核種  $i$  の減衰比  
(魚類及び無せきつい動物に対して)

$$f_{ki} = \exp\left(-\frac{0.693}{T_{1/2i}} \cdot t_k\right)$$

(海藻類に対して)

$$f_{ki} = \frac{3}{12} + \frac{T_{1/2i}}{0.693 \times 365} \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{0.693}{T_{1/2i}} \times 365 \times \frac{9}{12}\right) \right\}$$

$T_{1/2i}$  : 核種  $i$  の物理的半減期 (d)

$t_k$  : 海産物  $k$  (海藻類を除く) の採取から摂取までの時間 (d)

### 5.1.2.3 計算条件

(9-19)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

$K_{wi}$  : 第 5.1.6 表に示すとおりである。

$C_{wi}$  : 第 5.1.7 表に示すとおりである。

$(CF)_{kx}$  : 第 5.1.8 表に示すとおりである。

$W_k$  : 魚 類 200 (g/d)

無せきつい動物 20 (g/d)

海藻類 (生 3 ヶ月、生相当量の乾物 9 ヶ月)  
40 (g/d)

$f_{mk}$  : 1

$t_k$  : 0 (d)

$T_{1/2i}$  : ICRP Publication 72<sup>(1)</sup>による。

#### 5.1.2.4 計算結果

液体廃棄物中の放射性物質による実効線量の計算結果は1号炉及び2号炉で年間約  $2.1\mu\text{Sv}$  であり、また、3号炉及び4号炉で年間約  $1.7\mu\text{Sv}$  である。

したがって、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 線による実効線量、液体廃棄物中の放射性物質による実効線量及びよう素による実効線量の合計に当たっては、1号炉及び2号炉の計算結果である年間約  $2.1\mu\text{Sv}$  を用いる。

### 5.1.3 よう素による実効線量

#### 5.1.3.1 気体廃棄物中のよう素による実効線量

##### (1) 計算方法の概要

実効線量の計算に使用する気体廃棄物中のよう素として、次の4種類を対象とする。

- a. 原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出されるよう素
- b. 原子炉格納容器減圧時の排気により放出されるよう素
- c. 原子炉補助建屋の換気により放出されるよう素
- d. 定期検査時に放出されるよう素

ただし、上記の a、b.及び c.は I-131 及び I-133 について計算し、d. は I-131 のみについて計算する。

実効線量の計算は、大気中に I-131 及び I-133 が存在するときの被ばく経路を考慮し、成人、幼児及び乳児が、呼吸、葉菜摂取及び牛乳摂取によってよう素を体内摂取した場合について行う。

よう素の年平均地上空気中濃度は、a.は放出が間欠的な事象であるとし、b、c.及び d.は放出が連続的な事象であるとし、それぞれ希ガスの $\gamma$ 線による実効線量の計算の場合と同様の方法で求める。

呼吸による実効線量を求める場合には、将来の集落の形成を考慮し、2号原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側13方位の敷地境界外について年平均地上空気中濃度が最大となる地点の地上空気中濃度を用いる。

葉菜摂取による実効線量を求める場合には、食物連鎖を考慮し、2号原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側13方位の敷地境界外について年平均地上空気中濃度が最大となる地点の地上空気中濃度を用いる。

牛乳摂取による実効線量を求める場合には、食物連鎖を考慮し、現存する牧草地のうちで年平均地上空気中濃度が最大となる地点の地上空気中濃度を用いる。

気象条件等は、希ガスの $\gamma$ 線による実効線量の場合と同一とする。

(2) 年平均地上空気中濃度の計算

a. 年平均地上空気中濃度の計算式

よう素の年平均地上空気中濃度は、方位別に次式を用いて計算する。

$$\chi_I = \chi_{im} + \chi_{cont} \dots\dots\dots(9-20)$$

$\chi_I$  : 気体廃棄物中のよう素の年平均地上空気中濃度(Bq/cm<sup>3</sup>)

$\chi_{im}$  : 間欠放出分(原子炉停止時の原子炉格納容器換気中のよう素)による年平均地上空気中濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$\chi_{cont}$  : 連続放出分(原子炉格納容器減圧時の排気中のよう素、原子炉補助建屋の換気中のよう素及び定期検査時に放出されるよう素)による年平均地上空気中濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

(a) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出されるよう素

原子炉停止時の原子炉格納容器換気により間欠的に放出されるよう素の年平均地上空気中濃度は次式を用いて計算する。

$$\chi_{im} = \sum_{S=A}^F (\chi_{im,L,S} + \chi_{im,L-1,S} + \chi_{im,L+1,S}) \quad (9-21)$$

$$\chi_{im,L,S} = \frac{Q_{im} \cdot n_T}{8,760 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \bar{\chi}_{L,S} \cdot \frac{N_{L,S}}{N_i} \cdot \bar{S}_{L,S}$$

$$\chi_{\text{In},L-1,S} = \frac{Q_{\text{In}} \cdot n_T}{8,760 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \bar{\chi}_{L-1,S} \cdot \frac{N_{L-1,S}}{N_t} \cdot \bar{S}_{L-1,S}$$

$$\chi_{\text{In},L+1,S} = \frac{Q_{\text{In}} \cdot n_T}{8,760 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \bar{\chi}_{L+1,S} \cdot \frac{N_{L+1,S}}{N_t} \cdot \bar{S}_{L+1,S}$$

$\chi_{\text{In},L,S}$  : 風が着目方位(L)へ向かっており、大気安定度がSであるときの着目地点における年平均地上空気中濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$\chi_{\text{In},L-1,S}$ 、 $\chi_{\text{In},L+1,S}$  : それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がSであるときの着目地点における年平均地上空気中濃度(Bq/cm<sup>3</sup>)

$Q_{\text{In}}$  : 原子炉停止時の原子炉格納容器換気中のよう素の年間放出量 (Bq/y)

$\bar{\chi}_{L,S}$  : 放出率 1Bq/h、風速 1m/s で着目方位へ放出した場合、大気安定度がSであるときの当該距離における地上空気中濃度の方位内平均値 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$\bar{\chi}_{L-1,S}$ 、 $\bar{\chi}_{L+1,S}$  : それぞれ、放出率 1Bq/h、風速 1m/s で着目方位に隣接する方位へ放出した場合、大気安定度がSであるときの着目方位の当該距離における地上空気中濃度の方位内平均値 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$\bar{\chi}_{L,S}$ 、 $\bar{\chi}_{L-1,S}$ 及び $\bar{\chi}_{L+1,S}$ は(9-9)式を基本式として求める。

(b) 原子炉格納容器減圧時の排気により放出されるよう素、原子炉補助建屋の換気により放出されるよう素及び定期検査時に放出されるよう素

原子炉格納容器減圧時の排気、原子炉補助建屋の換気及び定期検査時に連続的に放出されるよう素の年平均地上空気中濃度は次

式を用いて計算する。

$$\chi_{\text{Icont}} = \sum_{S=A}^F (\chi_{\text{Icont,L,S}} + \chi_{\text{Icont,L-1,S}} + \chi_{\text{Icont,L+1,S}}) \quad (9-22)$$

$$\chi_{\text{Icont,L,S}} = \frac{Q_{\text{Icont}}}{8,760} \cdot \bar{\chi}_{L,S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{L,S}$$

$$\chi_{\text{Icont,L-1,S}} = \frac{Q_{\text{Icont}}}{8,760} \cdot \bar{\chi}_{L-1,S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{L-1,S}$$

$$\chi_{\text{Icont,L+1,S}} = \frac{Q_{\text{Icont}}}{8,760} \cdot \bar{\chi}_{L+1,S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{L+1,S}$$

$\chi_{\text{Icont,L,S}}$  : 風が着目方位(L)へ向かっており、大気安定度がSであるときの着目地点における年平均地上空気中濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$\chi_{\text{Icont,L-1,S}}$ 、 $\chi_{\text{Icont,L+1,S}}$  : それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がSであるときの着目地点における年平均地上空気中濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$Q_{\text{Icont}}$  : 原子炉格納容器減圧時の排気中のよう素、原子炉補助建屋の換気中のよう素又は定期検査時に放出されるよう素の年間放出量 (Bq/y)

#### b. 計算条件

(9-21)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

$Q_{\text{I-131}}$  : 原子炉停止時の原子炉格納容器換気中のよう素の年間放出量

I-131

(1号及び2号各炉)  $2.1 \times 10^9$  (Bq/y)

(3号及び4号各炉)  $1.1 \times 10^9$  (Bq/y)

I-133

(1号及び2号各炉)  $1.9 \times 10^9$  (Bq/y)

(3号及び4号各炉)  $1.4 \times 10^9$  (Bq/y)

(9-22)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

$Q_{\text{leak}}$  : 原子炉格納容器減圧時の排気中のよう素の年間放出量

I-131

(1号及び2号各炉)  $9.7 \times 10^9$  (Bq/y)

(3号及び4号各炉)  $1.2 \times 10^9$  (Bq/y)

I-133

(1号及び2号各炉)  $2.7 \times 10^9$  (Bq/y)

(3号及び4号各炉)  $3.3 \times 10^8$  (Bq/y)

原子炉補助建屋の換気中のよう素の年間放出量

I-131

(1号及び2号各炉)  $8.9 \times 10^9$  (Bq/y)

(3号及び4号各炉)  $2.0 \times 10^9$  (Bq/y)

I-133

(1号及び2号各炉)  $1.5 \times 10^{10}$  (Bq/y)

(3号及び4号各炉)  $3.3 \times 10^9$  (Bq/y)

定期検査時に放出されるよう素の年間放出量

I-131

(1号及び2号各炉)  $5.2 \times 10^9$  (Bq/y)

(3号及び4号各炉)  $1.1 \times 10^9$  (Bq/y)

c. 計算結果

陸側13方位の敷地境界外であって、1号炉、2号炉、3号炉及

び4号炉合算のよう素の年平均地上空気中濃度が最大となる地点は、2号炉心から南南東方向約830mの地点であり、この地点におけるI-131及びI-133の年平均地上空気中濃度の計算結果は、それぞれ約 $9.0 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3$ 及び約 $7.1 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3$ である。

また、現存する牧草地で、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算のよう素の年平均地上空気中濃度が最大となる地点は、2号炉心から西方向約2,770mの地点であり、この地点におけるI-131及びI-133の年平均地上空気中濃度の計算結果は、それぞれ約 $2.8 \times 10^{-11} \text{Bq/cm}^3$ 及び約 $2.3 \times 10^{-11} \text{Bq/cm}^3$ である。

### (3) 実効線量の計算式

実効線量は成人、幼児及び乳児について、それぞれ次式を用いて求める。

$$H_{\text{th}} = H_I + H_V + H_M \quad \text{..... (9-23)}$$

$$H_I = 365 \cdot \sum_i K_{Ei} \cdot A_{Ei} \quad \text{..... (9-24)}$$

$$H_V = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Vi} \quad \text{..... (9-25)}$$

$$H_M = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Mi} \quad \text{..... (9-26)}$$

$$A_{Ei} = M_i \cdot \bar{\lambda}_{Ei}$$

$$A_{Vi} = M_V \cdot f_{Vm} \cdot f_{Vi} \cdot f_d \cdot F_{Vi} \cdot \bar{\lambda}_{Vi} \cdot \exp\left(-\frac{0.693}{T_i} \cdot t_V\right)$$

$$A_{Mi} = M_M \cdot f_{Mm} \cdot f_{Mi} \cdot f_r \cdot F_{Mi} \cdot \bar{\lambda}_{Mi} \cdot \exp\left(-\frac{0.693}{T_i} \cdot t_M\right)$$

$H_{\text{th}}$  : 気体廃棄物中のよう素による実効線量 (μ Sv/y)

$H_I$  : 呼吸による実効線量 (μ Sv/y)

$H_V$  : 葉菜摂取による実効線量 (μ Sv/y)

$H_M$  : 牛乳摂取による実効線量 (μ Sv/y)

$K_{Ri}$	: 核種 $i$ の吸入摂取による実効線量係数	$(\mu \text{ Sv/Bq})$
$A_{Ri}$	: 核種 $i$ の呼吸による摂取率	$(\text{Bq/d})$
$K_{Ri}$	: 核種 $i$ の経口摂取による実効線量係数	$(\mu \text{ Sv/Bq})$
$A_{Vi}$	: 核種 $i$ の葉菜摂取による摂取率	$(\text{Bq/d})$
$A_{Mi}$	: 核種 $i$ の牛乳摂取による摂取率	$(\text{Bq/d})$
$M_a$	: 呼吸率	$(\text{cm}^3/\text{d})$
$\bar{X}_i$	: 核種 $i$ の計算地点における年平均地上空気中濃度	$(\text{Bq/cm}^3)$
$M_V$	: 葉菜の摂取率	$(\text{g/d})$
$f_{Vm}$	: 葉菜の市場希釈係数	
$f_{Vt}$	: 葉菜の栽培期間の年間比	
$f_d$	: 葉菜の除染係数	
$F_{Vi}$	: 核種 $i$ が空気中から葉菜に移行する割合	$\left( \frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3} \right)$
$\bar{X}_{Vi}$	: 核種 $i$ の計算地点における年平均地上空気中濃度	$(\text{Bq/cm}^3)$
$T_{Ri}$	: 核種 $i$ の物理的半減期	$(\text{d})$
$t_V$	: 葉菜の採取から摂取までの時間	$(\text{d})$
$M_M$	: 牛乳の摂取率	$(\text{m} \ell/\text{d})$
$f_{Mm}$	: 牛乳の市場希釈係数	
$f_{Mt}$	: 牧草の栽培期間の年間比	
$f_f$	: 飼料の混合比	
$F_{Mi}$	: 核種 $i$ が空気中から牛乳に移行する割合	$\left( \frac{\text{Bq/m} \ell}{\text{Bq/cm}^3} \right)$
$\bar{X}_{Mi}$	: 核種 $i$ の計算地点における年平均地上空気中濃度	

(Bq/cm<sup>3</sup>)

$t_M$  : 牛乳の採取から摂取までの時間 (d)

(4) 計算条件

(9-24)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

$K_{ii}$ : 成人	I-131	$1.5 \times 10^{-2}$	( $\mu\text{Sv/Bq}$ )
	I-133	$2.9 \times 10^{-3}$	( $\mu\text{Sv/Bq}$ )
幼児	I-131	$6.9 \times 10^{-2}$	( $\mu\text{Sv/Bq}$ )
	I-133	$1.6 \times 10^{-2}$	( $\mu\text{Sv/Bq}$ )
乳児	I-131	$1.3 \times 10^{-1}$	( $\mu\text{Sv/Bq}$ )
	I-133	$3.5 \times 10^{-2}$	( $\mu\text{Sv/Bq}$ )
$M_a$ : 成人		$2.22 \times 10^7$	(cm <sup>3</sup> /d)
幼児		$8.72 \times 10^6$	(cm <sup>3</sup> /d)
乳児		$2.86 \times 10^6$	(cm <sup>3</sup> /d)
$\bar{x}_x$ : (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)			
	I-131	$9.0 \times 10^{-10}$	(Bq/cm <sup>3</sup> )
	I-133	$7.1 \times 10^{-10}$	(Bq/cm <sup>3</sup> )

(9-25)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

$K_{xi}$ : 成人	I-131	$1.6 \times 10^{-2}$	( $\mu\text{Sv/Bq}$ )
	I-133	$3.1 \times 10^{-3}$	( $\mu\text{Sv/Bq}$ )
幼児	I-131	$7.5 \times 10^{-2}$	( $\mu\text{Sv/Bq}$ )
	I-133	$1.7 \times 10^{-2}$	( $\mu\text{Sv/Bq}$ )
乳児	I-131	$1.4 \times 10^{-1}$	( $\mu\text{Sv/Bq}$ )
	I-133	$3.8 \times 10^{-2}$	( $\mu\text{Sv/Bq}$ )
$M_v$ : 成人		100	(g/d)
幼児		50	(g/d)

	乳 児	20	(g/d)
$f_{vm}$	:	1	
$f_{vt}$	:	0.5	
$f_d$	:	0.5	
$F_{vi}$	:	I-131	$2.6 \times 10^6$ $\left( \frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3} \right)$
		I-133	$4.3 \times 10^5$ $\left( \frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3} \right)$
$\bar{E}_e$	:	(1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)	
		I-131	$9.0 \times 10^{-10}$ (Bq/cm <sup>3</sup> )
		I-133	$7.1 \times 10^{-10}$ (Bq/cm <sup>3</sup> )
$t_v$	:	0	(d)
$T_{ei}$	:	「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」 <sup>(2)</sup> による。	

(9-26)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

$M_M$	:	成 人	200	(mℓ/d)
		幼 児	500	(mℓ/d)
		乳 児	600	(mℓ/d)
$f_{Mm}$	:	成 人	1	
		幼 児	1	
		乳 児	0.5	
$f_{Mt}$	:	0.5		
$f_z$	:	1		
$F_{Mi}$	:	I-131	$6.2 \times 10^5$	$\left( \frac{\text{Bq/mℓ}}{\text{Bq/cm}^3} \right)$

	I-133	$4.6 \times 10^4$	$\left( \frac{\text{Bq/ml}}{\text{Bq/cm}^3} \right)$
$\bar{z}_M$ : (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)			
	I-131	$2.8 \times 10^{-11}$	(Bq/cm <sup>3</sup> )
	I-133	$2.3 \times 10^{-11}$	(Bq/cm <sup>3</sup> )
$t_M$ : 成人		0	(d)
幼児		0	(d)
乳児		3	(d)

(5) 計算結果

1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中のよう素による実効線量を計算した結果を第5.1.9表に示す。

第5.1.9表 気体廃棄物中のよう素による実効線量計算結果

(1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)

(単位：μSv/y)

摂取経路	核種	成人	幼児	乳児
呼吸	I-131	$1.1 \times 10^{-1}$	$2.0 \times 10^{-1}$	$1.3 \times 10^{-1}$
	I-133	$1.7 \times 10^{-2}$	$3.6 \times 10^{-2}$	$2.6 \times 10^{-2}$
葉菜摂取	I-131	$3.4 \times 10^{-1}$	$8.0 \times 10^{-1}$	$6.0 \times 10^{-1}$
	I-133	$8.6 \times 10^{-3}$	$2.4 \times 10^{-2}$	$2.1 \times 10^{-2}$
牛乳摂取	I-131	$1.1 \times 10^{-2}$	$1.2 \times 10^{-1}$	$1.1 \times 10^{-1}$
	I-133	$1.2 \times 10^{-4}$	$1.6 \times 10^{-3}$	$2.0 \times 10^{-4}$
合計		$4.9 \times 10^{-1}$	$1.2 \times 10^0$	$8.7 \times 10^{-1}$

これによれば、気体廃棄物中の放射性よう素の呼吸、葉菜摂取及び牛乳摂取による実効線量が最大となるのは幼児の場合であり、年間約1.2μSvとなる。

5.1.3.2 液体廃棄物中のよう素による実効線量

(1) 計算方法の概要

液体廃棄物中のよう素による実効線量は、成人、幼児及び乳児が、原子炉施設の前面海域に生息する海産物を摂取することによって、よう素を体内摂取した場合について行う。

海水中のよう素の濃度は「5.1.2 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量」と同様な方法で計算する。

(2) 実効線量の計算式

液体廃棄物中のよう素による実効線量は、海藻類を摂取する場合と摂取しない場合とに分けて、それぞれ以下の式を用いて計算する。

a. 海藻類を摂取する場合

$$H_{wT} = K_3 \cdot \sum_i \frac{A_{wi}}{A_s} \cdot q_s \cdot (SEE)_i \cdot f_{si} \dots\dots\dots (9-27)$$

$$A_{wi} = C_{wi} \cdot \sum_k \{(CF)_{ik} \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ki}\}$$

$$A_s = C_{ws} \cdot \sum_k \{(CF)_{sk} \cdot W_k\}$$

$H_{wT}$  : 海産物を摂取した場合の実効線量 ( $\mu$  Sv/y)

$K_3$  : 実効線量への換算係数

$$\left( \frac{\text{dis} \cdot \text{g} \cdot \mu\text{Sv}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{y}} \right)$$

$A_{wi}$  : 核種 i の海産物摂取による摂取率 (Bq/d)

$A_s$  : 安定よう素の海産物摂取による摂取率 (g/d)

$q_s$  : 甲状腺中の安定よう素量 (g)

$(SEE)_i$  : 核種 i の甲状腺に対する比実効エネルギー  $\left( \frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}} \right)$

$f_{si}$  : 核種 i の甲状腺中比放射能の減衰係数

$C_{ws}$  : 海水中の安定よう素の濃度 (g/cm<sup>3</sup>)

b. 海藻類を摂取しない場合

$$H_F = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Fi} \dots\dots\dots (9-28)$$

$$A_{Fi} = C_{wi} \cdot \sum_k \{(CF)_{ik} \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ki}\}$$

$H_p$  : 海産物（海藻類を除く）を摂取した場合の実効線量  
( $\mu\text{Sv/y}$ )

$A_{Fi}$  : 核種  $i$  の海産物（海藻類を除く）摂取による摂取率  
( $\text{Bq/d}$ )

(3) 計算条件

(9-27)式及び(9-28)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

$K_3$	:	$2.52 \times 10^2$		$\left( \frac{\text{dis} \cdot \text{g} \cdot \mu\text{Sv}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{y}} \right)$
$q_s$	:	成人	$1.2 \times 10^{-2}$	(g)
		幼児	成人の値の $1/5.8$	(g)
		乳児	成人の値の $1/16$	(g)
(SEE) $_{\lambda}$	:	成人	I-131	0.010 $\left( \frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}} \right)$
			I-133	0.022 $\left( \frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}} \right)$
		幼児	I-131	0.058 $\left( \frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}} \right)$
			I-133	0.12 $\left( \frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}} \right)$
		乳児	I-131	0.15 $\left( \frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}} \right)$
			I-133	0.33 $\left( \frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}} \right)$
$f_{si}$	:	成人	I-131	0.1
			I-133	0.01
		幼児	I-131	0.3
			I-133	0.04
		乳児	I-131	0.4

	I-133	0.07	
$W_x$	: 魚 類		
	成 人	200	(g/d)
	幼 児	100	(g/d)
	乳 児	40	(g/d)
	無せきつい動物		
	成 人	20	(g/d)
	幼 児	10	(g/d)
	乳 児	4	(g/d)
	海藻類 (生 3 ヶ月、生相当量の乾物 9 ヶ月)		
	成 人	40	(g/d)
	幼 児	20	(g/d)
	乳 児	8	(g/d)
$C_{w2}$	:	$5 \times 10^{-8}$	(g/cm <sup>3</sup> )

#### (4) 計算結果

1号炉及び2号炉からの液体廃棄物中のよう素による実効線量の計算を行った結果は第5.1.10表のとおりである。

第5.1.10表 液体廃棄物中のよう素による実効線量計算結果

(1号炉及び2号炉合算)

(単位:  $\mu$  Sv/y)

	成 人	幼 児	乳 児
海藻類を摂取する場合	$7.8 \times 10^{-2}$	$2.4 \times 10^{-1}$	$2.9 \times 10^{-1}$
海藻類を摂取しない場合	$7.6 \times 10^{-2}$	$1.8 \times 10^{-1}$	$1.4 \times 10^{-1}$

これによると実効線量が最大となるのは、海藻類を摂取する場合の乳児であり、その実効線量は年間約  $0.29 \mu$  Sv である。

また、3号炉及び4号炉からの液体廃棄物中のよう素による実効線量の計算を行った結果は第5.1.11表のとおりである。

第 5.1.11 表 液体廃棄物中のよう素による実効線量計算結果  
(3号炉及び4号炉合算)

(単位:  $\mu\text{Sv/y}$ )

	成人	幼児	乳児
海藻類を摂取する場合	$6.3 \times 10^{-2}$	$1.9 \times 10^{-1}$	$2.4 \times 10^{-1}$
海藻類を摂取しない場合	$6.2 \times 10^{-2}$	$1.5 \times 10^{-1}$	$1.1 \times 10^{-1}$

これによると実効線量が最大となるのは、海藻類を摂取する場合の乳児であり、その実効線量は年間約  $0.24 \mu\text{Sv}$  である。したがって、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中のよう素及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量の計算に当たっては、1号及び2号炉の放水口における濃度を用いる。

### 5.1.3.3 気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量

#### (1) 計算方法の概要

実効線量の計算は、空気中及び海水中によう素が存在するときの被ばく経路を考慮し、成人、幼児及び乳児が呼吸、葉菜摂取、牛乳摂取及び海産物摂取によってよう素を体内摂取した場合について行う。

気体廃棄物中に含まれるよう素の年平均地上空気中濃度及び液体廃棄物中に含まれるよう素の海水中の濃度は、それぞれ「5.1.3.1 気体廃棄物中のよう素による実効線量」及び「5.1.3.2 液体廃棄物中のよう素による実効線量」の場合と同様な方法で計算する。

#### (2) 実効線量の計算式

気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量は、海藻類を摂取する場合と摂取しない場合とに分けて、それぞれ以下の式を用いて計算する。

##### a. 海藻類を摂取する場合

$$H_T = K_3 \cdot \sum_i \frac{A_i}{A_e} \cdot q_e \cdot (SEE)_i \cdot f_{ei} \dots\dots\dots (9-29)$$

$$A_i = 0.90 \cdot A_{Ei} + A_{Vi} + A_{Mi} + A_{Fi}$$

$H_T$  : 呼吸、葉菜摂取、牛乳摂取及び海産物摂取による実効線量

( $\mu$  Sv/y)

$A_i$  : 核種 i の呼吸、葉菜摂取、牛乳摂取及び海産物摂取による摂取率 (Bq/d)

b. 海藻類を摂取しない場合

$$H_{TF} = 365 \cdot \sum_i \{K_{Ei} \cdot A_{Ei} + K_{Ti} (A_{Vi} + A_{Mi} + A_{Fi})\} \dots\dots\dots (9-30)$$

$H_{TF}$  : 呼吸、葉菜摂取、牛乳摂取及び海産物（海藻類を除く）摂取による実効線量 ( $\mu$  Sv/y)

(3) 計算条件

(9-29) 式及び (9-30) 式の計算に用いたパラメータは「5.1.3.1 気体廃棄物中のよう素による実効線量」及び「5.1.3.2 液体廃棄物中のよう素による実効線量」で述べたとおりである。

(4) 計算結果

1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量の計算を行った結果は第5.1.12表のとおりである。

第 5.1.12 表 気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合  
の実効線量計算結果（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算）

（単位： $\mu\text{Sv/y}$ ）

	成人	幼児	乳児
海藻類を摂取する場合	$1.1 \times 10^{-1}$	$3.3 \times 10^{-1}$	$4.1 \times 10^{-1}$
海藻類を摂取しない場合	$5.6 \times 10^{-1}$	1.4	1.0

これによると、実効線量が最大となるのは、海藻類を摂取しない場合の幼児であり、その実効線量は年間約  $1.4 \mu\text{Sv}$  である。

## 5.2 線量評価結果

敷地境界外における1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 線からの外部被ばくによる実効線量、液体廃棄物中の放射性物質の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量及びよう素の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は、それぞれ年間約 $11\mu\text{Sv}$ 、年間約 $2.1\mu\text{Sv}$ 及び年間約 $1.4\mu\text{Sv}$ となり、合計は年間約 $15\mu\text{Sv}$ である。

この値は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間 $50\mu\text{Sv}$ を下回る。

第 5.1.1 表 線量計算に用いた放出源の有効高さ

	着目方位 2号炉か らの方位	放出源の有効高さ(m) [各炉からの方位]							
		1号炉		2号炉		3号炉		4号炉	
陸 側 評 価 地 点	N	115	[NNW]	70	[N]	105	[NNE]	100	[NNE]
	NNE	75	[N]	70	[NNE]	115	[NNE]	140	[NE]
	NE	70	[NNE]	125	[NE]	165	[NE]	165	[NE]
	SE	80	[SE]	75	[SE]	115	[ESE]	125	[ESE]
	SSE	65	[SSE]	65	[SSE]	85	[SE]	90	[SE]
	S	95	[S]	90	[S]	85	[SE]	85	[SE]
	SSW	85	[SSW]	90	[SSW]	75	[S]	75	[SSE]
	SW	105	[WSW]	90	[SW]	55	[SW]	70	[SSW]
	WSW	105	[WSW]	60	[WSW]	55	[SW]	60	[SW]
	W	180	[W]	115	[W]	155	[W]	80	[WSW]
	WNW	115	[WNW]	80	[WNW]	85	[NW]	85	[NW]
	NW	140	[NW]	115	[NW]	150	[NW]	150	[NW]
	NNW	115	[NNW]	90	[NNW]	80	[N]	100	[NNE]
参 考 地 点	ENE	125	[ENE]	85	[ENE]	105	[ENE]	105	[E]
	E	120	[E]	90	[E]	100	[E]	105	[E]
	ESE	120	[E]	70	[ESE]	105	[E]	105	[E]
牛 乳 摂 取 評 価 地 点	W	210	[W]	140	[W]	185	[W]	190	[W]

第5.1.2表 着目方位及び隣接2方位への最大放出回数

着目方位及びその隣接2方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が、67%となるように求めた着目方位を中心とした3方位への最大放出回数

(単位：y<sup>-1</sup>)

計算地点 の方位	着目方位を中心とした3方位への最大放出回数n <sub>T</sub>		
	ガス減衰タンク排気 (1, 2号各炉)	ガス減衰タンク及び 水素再結合 ガス減衰タンク排気 (3, 4号各炉)	原子炉停止時の 原子炉格納容器換気 (1, 2, 3, 4号各炉)
N	4	5	2
NNE	3	4	1
NE	2	3	1
ENE	2	3	1
E	4	6	2
ESE	8	12	4
SE	10	15	5
SSE	9	13	5
S	6	8	3
SSW	4	5	2
SW	4	5	2
WSW	3	5	2
W	3	4	1
WNW	3	4	1
NW	3	5	2
NNW	4	6	2

第 5.1.3 表 線量計算に用いた気象条件 (1)

計算地点の 方位 L	方位 L へ向かう風の出現 頻度 (%)		方位 L へ向かう風の大気安定度別出現回数 $N_{L,s}$ ( $y^{-1}$ )								
	$f_L$	$f_{L^{(B2)}}$	A	B	C	D	E	F <sup>(B2)</sup>			
N	5.4	15.4	4	44	17	255	14	139			
NNE	4.2	11	3	43	20	183	21	94			
NE	1.4	6.9	1	17	6	60	2	39			
ENE	1.3	6.8	0	15	5	49	2	45			
E	4.1	17.6	2	25	5	196	14	119			
ESE	12.2	36.6	11	112	36	495	39	376			
SE	20.3	47.2	20	268	133	965	49	344			
SSE	14.7	40.2	12	93	75	843	50	211			
S	5.2	24.2	12	46	7	220	19	152			
SSW	4.3	15.7	35	104	10	135	3	91			
SW	6.2	14.9	118	214	26	126	2	62			
WSW	4.4	12.7	121	141	4	73	0	47			
W	2.1	10.2	24	63	0	48	1	45			
WNW	3.7	10.5	10	60	14	147	14	80			
NW	4.7	14.2	11	47	24	179	18	130			
NNW	5.8	15.9	9	52	10	255	12	167			

(注 1) 着目方位及びその隣接 2 方向へ向かう風の出現頻度の和。

(注 2) 大気安定度 F は G を含む。

第 5.1.4 表 線量計算に用いた気象条件 (2)

計算地点の 方位 L	方位 L へ向かう風の大気安定度別風速逆数の総和 $S_{L,s}$ 及び平均 $\overline{S_{L,s}}$ (s/m)																	
	A		B		C		D		E		F <sup>(a)</sup>							
	$S_{L,s}$	$\overline{S_{L,s}}$	$S_{L,s}$	$\overline{S_{L,s}}$	$S_{L,s}$	$\overline{S_{L,s}}$	$S_{L,s}$	$\overline{S_{L,s}}$	$S_{L,s}$	$\overline{S_{L,s}}$	$S_{L,s}$	$\overline{S_{L,s}}$						
N	2.54	0.58	42.61	0.96	8.25	0.47	231.42	0.91	6.95	0.49	169.09	1.22						
NNE	1.97	0.62	29.20	0.67	7.16	0.35	121.57	0.66	7.06	0.33	88.46	0.94						
NE	1.46	1.31	17.46	1.03	2.36	0.38	63.36	1.06	0.81	0.40	52.92	1.37						
ENE	0.20	2.00	20.46	1.35	3.30	0.64	59.31	1.20	1.32	0.65	62.78	1.39						
E	2.55	1.12	30.89	1.23	3.19	0.61	170.34	0.87	7.52	0.53	149.92	1.26						
ESE	9.39	0.87	99.90	0.89	12.71	0.35	348.88	0.70	14.58	0.38	429.00	1.14						
SE	15.00	0.75	167.43	0.62	44.26	0.33	480.53	0.50	18.81	0.39	356.33	1.04						
SSE	10.73	0.93	77.61	0.83	26.14	0.35	354.23	0.42	19.72	0.40	207.40	0.98						
S	11.23	0.98	46.12	1.01	5.25	0.72	189.93	0.86	9.23	0.48	166.41	1.09						
SSW	28.29	0.81	95.26	0.91	8.62	0.83	138.37	1.03	1.88	0.62	109.83	1.20						
SW	73.52	0.62	145.19	0.68	13.17	0.51	143.30	1.14	0.68	0.34	93.70	1.52						
WSW	70.71	0.58	105.29	0.75	3.34	0.79	101.37	1.39	0.00	0.00	72.36	1.55						
W	15.74	0.67	61.87	0.98	0.19	2.00	66.39	1.38	1.02	1.00	64.18	1.43						
WNW	7.81	0.75	53.96	0.90	6.15	0.43	143.27	0.97	7.12	0.50	90.10	1.13						
NW	8.90	0.78	41.11	0.88	15.17	0.65	156.89	0.88	10.16	0.56	155.76	1.20						
NNW	7.75	0.91	53.76	1.04	5.99	0.58	261.13	1.03	9.70	0.80	213.23	1.28						

(注) 大気安定度 F は G を含む。

第5.1.6表 液体廃棄物中に含まれる核種iの実効線量係数

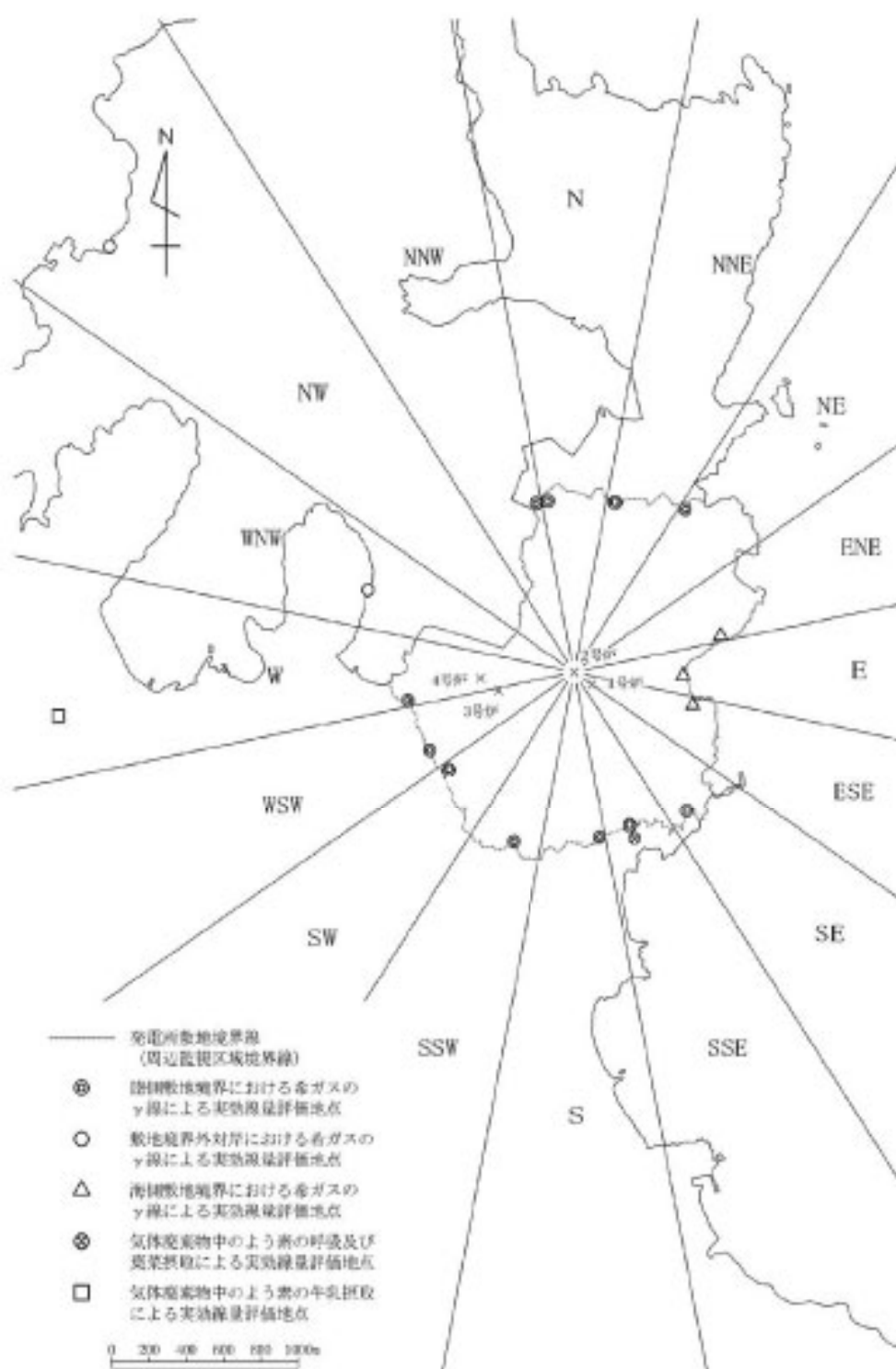
核 種	実効線量への換算係数 $K_{wi}$ ( $\mu\text{ Sv/Bq}$ )
H-3	$1.8 \times 10^{-5}$
Cr-51	$3.8 \times 10^{-5}$
Mn-54	$7.1 \times 10^{-4}$
Fe-59	$1.8 \times 10^{-3}$
Co-58	$7.4 \times 10^{-4}$
Co-60	$3.4 \times 10^{-3}$
Sr-89	$2.6 \times 10^{-3}$
Sr-90	$2.8 \times 10^{-2}$
Cs-134	$1.9 \times 10^{-2}$
Cs-137	$1.3 \times 10^{-2}$

第 5.1.7 表 液体廃棄物の放水口濃度

核種	核種構成 (%)	年間放出量 (Bq/y・炉)	放水口濃度 $C_{wi}$ (Bq/cm <sup>3</sup> )	
			放水口 (1号及び2号炉共用)	放水口 (3号及び4号炉共用)
Cr-51	2	$7.4 \times 10^8$	$5.8 \times 10^{-7}$	$4.7 \times 10^{-7}$
Mn-54	3	$1.2 \times 10^9$	$8.7 \times 10^{-7}$	$7.0 \times 10^{-7}$
Fe-59	2	$7.4 \times 10^8$	$5.8 \times 10^{-7}$	$4.7 \times 10^{-7}$
Co-58	10	$3.7 \times 10^9$	$2.9 \times 10^{-6}$	$2.4 \times 10^{-6}$
Co-60	15	$5.6 \times 10^9$	$4.4 \times 10^{-6}$	$3.5 \times 10^{-6}$
Sr-89	2	$7.4 \times 10^8$	$5.8 \times 10^{-7}$	$4.7 \times 10^{-7}$
Sr-90	1	$3.7 \times 10^8$	$2.9 \times 10^{-7}$	$2.4 \times 10^{-7}$
I-131	15	$5.6 \times 10^9$	$4.4 \times 10^{-6}$	$3.5 \times 10^{-6}$
Cs-134	20	$7.4 \times 10^9$	$5.8 \times 10^{-6}$	$4.7 \times 10^{-6}$
Cs-137	30	$1.2 \times 10^{10}$	$8.7 \times 10^{-6}$	$7.0 \times 10^{-6}$
H-3	—	$5.6 \times 10^{13}$	$4.4 \times 10^{-2}$	$3.6 \times 10^{-2}$

第 5.1.8 表 濃縮係数

核 種	濃縮係数(CF) <sub>k</sub> · $\left(\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3}\right)$		
	魚 類	無せきつい動物	海 藻 類
Cr-51	4×10 <sup>2</sup>	2×10 <sup>3</sup>	2×10 <sup>3</sup>
Mn-54	6×10 <sup>2</sup>	10 <sup>4</sup>	2×10 <sup>4</sup>
Fe-59	3×10 <sup>3</sup>	2×10 <sup>4</sup>	5×10 <sup>4</sup>
Co-58	10 <sup>2</sup>	10 <sup>3</sup>	10 <sup>3</sup>
Co-60	10 <sup>2</sup>	10 <sup>3</sup>	10 <sup>3</sup>
Sr-89	1	6	10
Sr-90	1	6	10
I-131	10	50	4×10 <sup>3</sup>
Cs-134	30	20	20
Cs-137	30	20	20
H-3	1	1	1



第5.1.1図 評価地点

### 5.3 参考文献

(1) "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides:Part5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients",ICRP Publication 72 (1995)

(2) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」

原子力安全委員会、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂

追 補

( 添 付 書 類 九 )

## 目 次

- 追補 1 「5.平常運転時における発電所周辺の一般公衆の被曝線量評価」  
の追補
- I. 牛乳の市場希釈係数について

## 追 補 1

「5.平常運転時における発電所周辺の一般公衆の被曝線量評価」の追補

添付書類九「5.平常運転時における発電所周辺の一般公衆の被曝線量評価」  
の記述に次のとおり追補する。

## 1. 牛乳の市場希釈係数について

高浜発電所周辺の音海、小黑飯、神野等の部落においては、乳牛は飼育されておらず、3, 4号炉の西南西約2.2 kmの地点（以下飼育地点という）に乳牛が数頭飼育されているにすぎない。また乳牛の飼料は配合飼料及び附近の牧草である。

飼育地点で生産された牛乳は、京都府舞鶴市内のミルクプラントへ納入されている。したがって、市場希釈係数としては、飼育地点で生産される牛乳量年間約22 トンをミルクプラントへ入荷する全牛乳量年間約1,800 トンで除した値を採用できる。これによれば、市場希釈係数は $1.3 \times 10^{-2}$ となるが、評価には $2 \times 10^{-2}$ を使用した。

市場希釈係数を $2 \times 10^{-2}$ とした場合には、牛乳摂取による甲状腺被曝線量は、幼児が最大で1, 2, 3, 4号炉合算約0.04mrem/yである。

また、飼育地点で生産された牛乳を直接摂取するとした場合（市場希釈係数が1に相当）には、牛乳摂取による甲状腺被曝線量は幼児が最大で1, 2, 3, 4号炉合算約1.9mrem/yである。

なお、飼育地点で生産された牛乳及び葉菜を直接摂取し、飼育地点で呼吸するとした場合には、甲状腺被曝線量は幼児が最大で1, 2, 3, 4号炉合算約2.4mrem/yである。

## 添 付 書 類 十

変更後における発電用原子炉施設において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説明書

### 目 次

1. 安全評価に関する基本方針	10-1-1
1.1 基本的考え方	10-1-1
1.1.1 運転時の異常な過渡変化	10-1-2
1.1.2 設計基準事故	10-1-3
1.1.3 重大事故及び仮想事故	10-1-5
1.2 主要な解析条件	10-1-6
1.2.1 初期定常運転条件	10-1-6
1.2.2 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間	10-1-6
1.2.3 原子炉トリップ特性	10-1-7
1.2.4 反応度係数	10-1-8
1.2.5 解析に当たって考慮する事項	10-1-8
1.3 解析に使用する計算プログラム	10-1-10
1.4 参考文献	10-1-30
2. 運転時の異常な過渡変化の解析	10-2-1
2.1 序	10-2-1
2.2 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	10-2-2
2.2.1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	10-2-2
2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	10-2-5
2.2.3 制御棒の落下及び不整合	10-2-8
2.2.4 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	10-2-12
2.3 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	10-2-17
2.3.1 原子炉冷却材流量の部分喪失	10-2-17
2.3.2 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	10-2-19
2.3.3 外部電源喪失	10-2-22

2.3.4	主給水流量喪失	10-2-24
2.3.5	蒸気負荷の異常な増加	10-2-27
2.3.6	2次冷却系の異常な減圧	10-2-29
2.3.7	蒸気発生器への過剰給水	10-2-32
2.4	原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	10-2-36
2.4.1	負荷の喪失	10-2-36
2.4.2	原子炉冷却材系の異常な減圧	10-2-39
2.4.3	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	10-2-41
2.5	参考文献	10-2-65
3.	設計基準事故の解析	10-3-1
3.1	序	10-3-1
3.2	原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	10-3-2
3.2.1	原子炉冷却材喪失	10-3-2
3.2.2	原子炉冷却材流量の喪失	10-3-15
3.2.3	原子炉冷却材ポンプの軸固着	10-3-17
3.2.4	主給水管破断	10-3-19
3.2.5	主蒸気管破断	10-3-23
3.3	反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化	10-3-29
3.3.1	制御棒飛び出し	10-3-29
3.4	環境への放射性物質の異常な放出	10-3-36
3.4.1	放射性気体廃棄物処理施設の破損	10-3-36
3.4.2	蒸気発生器伝熱管破損	10-3-38
3.4.3	燃料集合体の落下	10-3-49
3.4.4	原子炉冷却材喪失	10-3-53
3.4.5	制御棒飛び出し	10-3-58
3.5	原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化	10-3-61
3.5.1	原子炉冷却材喪失	10-3-61
3.5.2	可燃性ガスの発生	10-3-63
3.6	その他（地震、火災、風、洪水等）	10-3-65
3.7	参考文献	10-3-100

4.	重大事故及び仮想事故の解析	10-4-1
4.1	重大事故	10-4-2
4.1.1	原子炉冷却材喪失	10-4-2
4.1.2	蒸気発生器伝熱管破損	10-4-20
4.1.3	結論	10-4-30
4.2	仮想事故	10-4-31
4.2.1	原子炉冷却材喪失	10-4-31
4.2.2	蒸気発生器伝熱管破損	10-4-36
4.2.3	結論	10-4-40
4.3	参考文献	10-4-43
5.	重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために 必要な技術的能力	10-5-1
5.1	重大事故等対策	10-5-2
5.1.1	重大事故等対処設備に係る事項	10-5-2
5.1.2	復旧作業に係る事項	10-5-7
5.1.3	支援に係る事項	10-5-8
5.1.4	手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備	10-5-9
5.2	大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他 のテロリズムへの対応における事項	10-5-30
5.2.1	可搬型設備等による対応	10-5-30
5.2.2	特定重大事故等対処施設の機能を維持するための 体制の整備	10-5-80
6.	重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方	10-6-1
6.1	概要	10-6-1
6.1.1	評価対象の整理及び評価項目の設定	10-6-1
6.1.2	評価に当たって考慮する事項	10-6-1
6.1.3	有効性評価に使用する計算プログラム	10-6-2
6.1.4	有効性評価における解析の条件設定	10-6-2
6.1.5	解析の実施	10-6-3
6.1.6	解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	10-6-3

6.1.7	必要な要員及び資源の評価	10-6-3
6.2	評価対象の整理及び評価項目の設定	10-6-4
6.2.1	運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	10-6-5
6.2.2	運転中の原子炉における重大事故	10-6-11
6.2.3	使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故	10-6-18
6.2.4	運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	10-6-18
6.3	評価に当たって考慮する事項	10-6-22
6.3.1	有効性評価において考慮する措置	10-6-22
6.3.2	安全機能の喪失に対する仮定	10-6-22
6.3.3	外部電源に対する仮定	10-6-22
6.3.4	単一故障に対する仮定	10-6-23
6.3.5	運転員等の操作時間に対する仮定	10-6-23
6.3.6	考慮する範囲	10-6-24
6.4	有効性評価に使用する計算プログラム	10-6-25
6.4.1	M-RELAP5	10-6-25
6.4.2	SPARKLE-2	10-6-27
6.4.3	MAAP	10-6-29
6.4.4	GOTHIC	10-6-31
6.4.5	COCO	10-6-32
6.5	有効性評価における解析の条件設定の方針	10-6-34
6.5.1	解析条件設定の考え方	10-6-34
6.5.2	共通解析条件	10-6-34
6.6	解析の実施方針	10-6-43
6.7	解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針	10-6-44
6.7.1	解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	10-6-44
6.7.2	解析条件の不確かさの影響評価	10-6-44
6.7.3	操作時間余裕の把握	10-6-45
6.8	必要な要員及び資源の評価方針	10-6-46
6.8.1	必要な要員の評価	10-6-46
6.8.2	必要な資源の評価	10-6-46

6.9	参考文献	10-6-47
7.	重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価	10-7-1
7.1	運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	10-7-2
7.1.1	2次冷却系からの除熱機能喪失	10-7-3
7.1.2	全交流動力電源喪失	10-7-44
7.1.3	原子炉補機冷却機能喪失	10-7-115
7.1.4	原子炉格納容器の除熱機能喪失	10-7-134
7.1.5	原子炉停止機能喪失	10-7-172
7.1.6	ECCS注水機能喪失	10-7-220
7.1.7	ECCS再循環機能喪失	10-7-287
7.1.8	格納容器バイパス	10-7-324
7.2	重大事故	10-7-394
7.2.1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	10-7-395
7.2.2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	10-7-504
7.2.3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	10-7-530
7.2.4	水素燃焼	10-7-547
7.2.5	溶融炉心・コンクリート相互作用	10-7-593
7.3	使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故	10-7-620
7.3.1	想定事故1	10-7-620
7.3.2	想定事故2	10-7-639
7.4	運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	10-7-657
7.4.1	崩壊熱除去機能喪失 （余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	10-7-658
7.4.2	全交流動力電源喪失	10-7-688
7.4.3	原子炉冷却材の流出	10-7-720
7.4.4	反応度の誤投入	10-7-748
7.5	必要な要員及び資源の評価	10-7-766
7.5.1	必要な要員及び資源の評価条件	10-7-767
7.5.2	重大事故等対策時に必要な要員の評価結果	10-7-769
7.5.3	重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果	10-7-770

表

第1.2.1表	解析に使用する初期定常運転条件	10-1-20
第1.2.2表	解析に使用する原子炉トリップ限界値及び応答時間	10-1-21
第1.2.3表	解析に使用する工学的安全施設作動信号の作動限界値 及び応答時間	10-1-22
第1.2.4表	解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能 －運転時の異常な過渡変化	10-1-23
第1.2.5表	解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能 －設計基準事故	10-1-24
第1.3.1表	解析に使用する計算プログラム一覧表（1） －運転時の異常な過渡変化	10-1-25
第1.3.2表	解析に使用する計算プログラム一覧表（2） －設計基準事故	10-1-26
第3.2.1.1表	大破断解析結果（低温側配管両端破断）	10-3-8
第3.2.1.2表	大破断解析結果（低温側配管両端破断、流出係数0.4）	10-3-8
第3.2.1.3表	小破断解析結果	10-3-14
第3.3.1.1表	制御棒飛び出し解析結果（高温零出力）	10-3-35
第3.4.2.1表	1次冷却材中のよう素の平衡濃度及び追加放出寄与分	10-3-45
第3.4.2.2表	1次冷却材中の希ガスの平衡濃度及び追加放出寄与分	10-3-46
第3.4.2.3表	よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数及び I-131等価量への換算係数	10-3-47
第4.1.1表	よう素の炉心内蓄積量	10-4-7
第4.1.2表	希ガスの炉心内蓄積量	10-4-8
第4.1.3表	よう素の吸入摂取による小児の甲状腺の等価線量に係る 線量係数及びI-131等価量への換算係数	10-4-14
第4.1.4表	原子炉格納容器内の積算線源強度（重大事故）	10-4-17
第4.1.5表	1次冷却材中のよう素の平衡濃度及び追加放出寄与分	10-4-24
第4.1.6表	1次冷却材中の希ガスの平衡濃度及び追加放出寄与分	10-4-25
第4.2.1表	よう素の吸入摂取による成人の甲状腺の等価線量に係る 線量係数及びI-131等価量への換算係数	10-4-32

第4.2.2表	原子炉格納容器内の積算線源強度（仮想事故）	10-4-34
第4.2.3表	全身線量の積算値（2005年の人口集計による）	10-4-41
第4.2.4表	全身線量の積算値（2055年の人口推計による）	10-4-42
第5.1.1表	重大事故等対策における手順書の概要	10-5-121
第5.1.2表	重大事故等対策における操作の成立性	10-5-191
第5.2.1表	自然災害11事象が原子炉施設へ与える影響の整理	10-5-198
第5.2.2表	自然災害の重畳事象が原子炉施設へ与える影響の整理	10-5-202
第5.2.2.1表	特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の 対応に係る発電所要員の力量管理について	10-5-203
第5.2.2.2表	特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要	10-5-204
第5.2.3表	大規模損壊へ至る可能性のある大規模な自然災害	10-5-220
第5.2.4表	大規模損壊発生時の対応操作一覧	10-5-221
第5.2.5表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.2)	10-5-223
第5.2.6表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.3)	10-5-225
第5.2.7表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4)	10-5-228
第5.2.8表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.5)	10-5-236
第5.2.9表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.6)	10-5-238
第5.2.10表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.7)	10-5-242
第5.2.11表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.8)	10-5-244
第5.2.12表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.9)	10-5-246
第5.2.13表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.10)	10-5-247
第5.2.14表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.11)	10-5-248
第5.2.15表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.12)	10-5-251
第5.2.16表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.13)	10-5-253
第5.2.17表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.14)	10-5-259
第5.2.18表	大規模損壊時の対応に係る発電所要員の力量管理について	10-5-261
第6.2.1表	有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力 審査基準／設置許可基準規則／技術基準規則との関連	10-6-49
第6.2.2表	重要事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における 重大事故に至るおそれがある事故）	10-6-50

第6.2.3表	評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における 重大事故）	10-6-52
第6.2.4表	重要事故シーケンスの選定（運転停止中の原子炉における 重大事故に至るおそれがある事故）	10-6-56
第6.4.1表	有効性評価に使用する解析コード一覧表 －運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	10-6-57
第6.4.2表	有効性評価に使用する解析コード一覧表 －運転中の原子炉における重大事故	10-6-58
第6.4.3表	有効性評価に使用する解析コード一覧表 －運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	10-6-59
第6.4.4表	M-R E L A P 5における重要現象の不確かさ等	10-6-60
第6.4.5表	S P A R K L E - 2における重要現象の不確かさ等	10-6-62
第6.4.6表	M A A Pにおける重要現象の不確かさ等	10-6-63
第6.4.7表	G O T H I Cにおける重要現象の不確かさ等	10-6-68
第6.4.8表	C O C Oにおける重要現象の不確かさ等	10-6-69
第6.7.1表	評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 （運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）	10-6-70
第6.7.2表	評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要 現象一覧（運転中の原子炉における重大事故）	10-6-73
第6.7.3表	評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要 現象一覧（運転停止中の原子炉における重大事故に至る おそれがある事故）	10-6-77
第7.1.1.1表	「2次冷却系からの除熱機能喪失」における重大事故等 対策について	10-7-20
第7.1.1.2表	「2次冷却系からの除熱機能喪失」の主要解析条件 （主給水流量喪失＋補助給水失敗）	10-7-22
第7.1.2.1表	「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について	10-7-71
第7.1.2.2表	「全交流動力電源喪失」の主要解析条件 （外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失 ＋原子炉補機冷却機能喪失＋R C PシールL O C A）	10-7-78

第7.1.2.3表	「全交流動力電源喪失」の主要解析条件（外部電源喪失 +非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失）	10-7-81
第7.1.3.1表	「原子炉補機冷却機能喪失」における重大事故等対策について	10-7-123
第7.1.4.1表	「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等 対策について	10-7-152
第7.1.4.2表	「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件 （中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗）	10-7-155
第7.1.5.1表	「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対策について	10-7-191
第7.1.5.2表	「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（主給水流量喪失）	10-7-193
第7.1.5.3表	「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（負荷の喪失）	10-7-195
第7.1.5.4表	原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失）時の感度解析結果	10-7-197
第7.1.5.5表	原子炉停止機能喪失（負荷の喪失）時の感度解析結果	10-7-197
第7.1.6.1表	「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について	10-7-244
第7.1.6.2表	「ECCS注水機能喪失」の主要解析条件（中破断LOCA +高圧注入失敗）	10-7-247
第7.1.7.1表	「ECCS再循環機能喪失」における重大事故等対策 について	10-7-306
第7.1.7.2表	「ECCS再循環機能喪失」の主要解析条件 （大LOCA+低圧再循環失敗）	10-7-308
第7.1.8.1表	「格納容器バイパス」における重大事故等対策に ついて（インターフェイスシステムLOCA）	10-7-356
第7.1.8.2表	「格納容器バイパス」における重大事故等対策について （蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗）	10-7-359
第7.1.8.3表	「格納容器バイパス」の主要解析条件 （インターフェイスシステムLOCA）	10-7-363
第7.1.8.4表	「格納容器バイパス」の主要解析条件 （蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗）	10-7-366
第7.2.1.1.1表	「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧 破損）」における重大事故等対策について	10-7-425
第7.2.1.1.2表	「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」	

	の主要解析条件（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）	10-7-430
第7.2.1.2.1表	「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」における重大事故等対策について	10-7-484
第7.2.1.2.2表	「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の主要解析条件（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）	10-7-489
第7.2.2.1表	「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）	10-7-523
第7.2.3.1表	「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の主要解析条件（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）	10-7-544
第7.2.4.1表	「水素燃焼」における重大事故等対策について	10-7-571
第7.2.4.2表	「水素燃焼」の主要解析条件（大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故）	10-7-576
第7.2.5.1表	「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）	10-7-611
第7.3.1.1表	「想定事故1」における重大事故等対策について	10-7-631
第7.3.1.2表	「想定事故1」の主要評価条件（使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障）	10-7-632
第7.3.2.1表	「想定事故2」における重大事故等対策について	10-7-649
第7.3.2.2表	「想定事故2」の主要評価条件（使用済燃料ピット冷却系配管の破断）	10-7-650
第7.4.1.1表	「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」における重大事故等対策について	10-7-673
第7.4.1.2表	「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の主要解析条件（燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故）	10-7-676

第7.4.2.1表	「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について	10-7-703
第7.4.2.2表	「全交流動力電源喪失」の主要解析条件（燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故）	10-7-707
第7.4.3.1表	「原子炉冷却材の流出」における重大事故等対策について	10-7-734
第7.4.3.2表	「原子炉冷却材の流出」の主要解析条件（燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故）	10-7-737
第7.4.4.1表	「反応度の誤投入」における重大事故等対策について	10-7-759
第7.4.4.2表	「反応度の誤投入」の主要評価条件（原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故）	10-7-760

図

第1.2.1図	トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線	10-1-27
第1.2.2図	解析に使用したドブブラ出力係数	10-1-28
第1.2.3図	過大出力 $\Delta T$ 高及び過大温度 $\Delta T$ 高による保護限界図（代表例）	10-1-29
第2.2.1.1図	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	10-2-44
第2.2.2.1図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き －速い引き抜きの場合（1）	10-2-45
第2.2.2.2図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き －速い引き抜きの場合（2）	10-2-46
第2.2.2.3図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き －遅い引き抜きの場合（1）	10-2-47
第2.2.2.4図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き －遅い引き抜きの場合（2）	10-2-48
第2.2.2.5図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	10-2-49
第2.2.3.1図	制御棒の落下－制御棒クラスタ自動制御運転	10-2-50
第2.2.3.2図	制御棒の落下－制御棒クラスタ手動制御運転	10-2-51
第2.3.1.1図	原子炉冷却材流量の部分喪失	10-2-52
第2.3.2.1図	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	10-2-53
第2.3.4.1図	主給水流量喪失（1）	10-2-54
第2.3.4.2図	主給水流量喪失（2）	10-2-55
第2.3.5.1図	蒸気負荷の異常な増加－ケースC（自動運転・サイクル初期）	10-2-56
第2.3.5.2図	蒸気負荷の異常な増加－ケースD（自動運転・サイクル末期）	10-2-57
第2.3.6.1図	解析に使用した減速材密度反応度欠損	10-2-58
第2.3.6.2図	2次冷却系の異常な減圧	10-2-59
第2.3.7.1図	蒸気発生器への過剰給水	10-2-60
第2.4.1.1図	負荷の喪失－加圧器圧力制御系作動	10-2-61
第2.4.1.2図	負荷の喪失－加圧器圧力制御系不作動	10-2-62
第2.4.2.1図	原子炉冷却材系の異常な減圧	10-2-63
第2.4.3.1図	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	10-2-64
第3.2.1.1図	原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析－大破断（1）	10-3-67

第3.2.1.2図	原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析－大破断（2）	10-3-68
第3.2.1.3図	原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析－大破断（3）	10-3-69
第3.2.1.4図	原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析－大破断（4）	10-3-70
第3.2.1.5図	原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析－小破断（1） －液相部破断	10-3-71
第3.2.1.6図	原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析－小破断（2） －液相部破断	10-3-72
第3.2.1.7図	原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析－小破断（3） －気相部破断	10-3-73
第3.2.2.1図	原子炉冷却材流量の喪失	10-3-74
第3.2.3.1図	原子炉冷却材ポンプの軸固着	10-3-75
第3.2.4.1図	主給水管破断（1）	10-3-76
第3.2.4.2図	主給水管破断（2）	10-3-77
第3.2.5.1図	解析に使用したドップラ出力欠損	10-3-78
第3.2.5.2図	主蒸気管破断－ケースA（外部電源あり）	10-3-79
第3.2.5.3図	主蒸気管破断－ケースB（外部電源なし）	10-3-80
第3.3.1.1図	制御棒飛び出し－サイクル初期高温全出力	10-3-81
第3.3.1.2図	制御棒飛び出し－サイクル初期高温零出力	10-3-82
第3.3.1.3図	制御棒飛び出し－サイクル末期高温全出力	10-3-83
第3.3.1.4図	制御棒飛び出し－サイクル末期高温零出力	10-3-84
第3.3.1.5図	制御棒飛び出し－サイクル初期高温全出力－圧力解析	10-3-85
第3.3.1.6図	制御棒飛び出し－サイクル初期高温零出力－圧力解析	10-3-86
第3.4.1.1図	放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスの大気放出過程	10-3-87
第3.4.2.1図	蒸気発生器伝熱管破損（1）	10-3-88
第3.4.2.2図	蒸気発生器伝熱管破損（2）	10-3-89
第3.4.2.3図	蒸気発生器伝熱管破損（事故）時のよう素の大気放出過程	10-3-90
第3.4.2.4図	蒸気発生器伝熱管破損（事故）時の希ガスの大気放出過程	10-3-91
第3.4.3.1図	燃料集合体の落下時のよう素の大気放出過程	10-3-92
第3.4.3.2図	燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程	10-3-93
第3.4.4.1図	原子炉冷却材喪失（事故）時のよう素の大気放出過程	10-3-94

第3.4.4.2図	原子炉冷却材喪失（事故）時の希ガスの大気放出過程	10-3-95
第3.4.5.1図	制御棒飛び出し時のよう素の大気放出過程	10-3-96
第3.4.5.2図	制御棒飛び出し時の希ガスの大気放出過程	10-3-97
第3.5.1.1図	原子炉冷却材喪失—原子炉格納容器健全性評価用内圧解析	10-3-98
第3.5.2.1図	可燃性ガスの発生—原子炉格納容器内の水素濃度評価	10-3-99
第4.1.1図	原子炉冷却材喪失（重大事故）時のよう素の大気放出過程	10-4-45
第4.1.2図	原子炉冷却材喪失（重大事故）時の希ガスの大気放出過程	10-4-46
第4.1.3図	蒸気発生器伝熱管破損（重大事故）時のよう素の大気放出過程	10-4-47
第4.1.4図	蒸気発生器伝熱管破損（重大事故）時の希ガスの大気放出過程	10-4-48
第4.2.1図	原子炉冷却材喪失（仮想事故）時のよう素の大気放出過程	10-4-49
第4.2.2図	原子炉冷却材喪失（仮想事故）時の希ガスの大気放出過程	10-4-50
第4.2.3図	蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時のよう素の大気放出過程	10-4-51
第4.2.4図	蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時の希ガスの大気放出過程	10-4-52
第5.2.1図	大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の 検討プロセスの概要	10-5-262
第5.2.2図	大規模な自然災害により生じうるプラントの状況	10-5-263
第5.2.3図	大規模損壊発生時の対応全体フロー（状況把握が困難な場合）	10-5-270
第6.2.1図	P R Aにおけるイベントツリー	10-6-79
第6.2.2図	地震P R A階層イベントツリー	10-6-82
第6.2.3図	津波P R A階層イベントツリー	10-6-82
第6.2.4図	格納容器イベントツリー	10-6-83
第6.2.5図	停止時P R Aにおけるイベントツリー	10-6-84
第6.5.1図	高温点評価用崩壊熱	10-6-85
第6.5.2図	炉心平均評価用崩壊熱	10-6-86
第7.1.1.1図	「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策 の概略系統図	10-7-24
第7.1.1.2図	「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要 （判定プロセス）	10-7-25
第7.1.1.3図	「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要 （「主給水流量喪失+補助給水失敗」の事象進展）	10-7-27

第7.1.1.4図	「2次冷却系からの除熱機能喪失」の作業と所要時間 (主給水流量喪失+補助給水失敗) .....	10-7-28
第7.1.1.5図	1次冷却材圧力の推移 .....	10-7-29
第7.1.1.6図	加圧器上端部クオリティの推移 .....	10-7-29
第7.1.1.7図	加圧器水位の推移 .....	10-7-30
第7.1.1.8図	高温側配管・加圧器サージライン接続部ボイド率の推移 .....	10-7-30
第7.1.1.9図	1次系保有水量の推移 .....	10-7-31
第7.1.1.10図	原子炉容器内水位の推移 .....	10-7-31
第7.1.1.11図	1次系注水流量の推移 .....	10-7-32
第7.1.1.12図	加圧器逃がし弁流量の推移 .....	10-7-32
第7.1.1.13図	燃料被覆管温度の推移 .....	10-7-33
第7.1.1.14図	1次冷却材温度の推移 .....	10-7-33
第7.1.1.15図	蒸気発生器水位の推移 .....	10-7-34
第7.1.1.16図	2次系圧力の推移 .....	10-7-34
第7.1.1.17図	1次冷却材圧力の推移(充てん/高圧注入ポンプ1台の場合) .....	10-7-35
第7.1.1.18図	高圧注入流量の推移(充てん/高圧注入ポンプ1台の場合) .....	10-7-35
第7.1.1.19図	1次系保有水量の推移(充てん/高圧注入ポンプ1台の場合) .....	10-7-36
第7.1.1.20図	原子炉容器内水位の推移(充てん/高圧注入ポンプ1台の場合) .....	10-7-36
第7.1.1.21図	燃料被覆管温度の推移(充てん/高圧注入ポンプ1台の場合) .....	10-7-37
第7.1.1.22図	1次冷却材圧力の推移(開始が早くなる場合) .....	10-7-38
第7.1.1.23図	1次冷却材温度の推移(開始が早くなる場合) .....	10-7-38
第7.1.1.24図	高圧注入流量の推移(開始が早くなる場合) .....	10-7-39
第7.1.1.25図	1次系保有水量の推移(開始が早くなる場合) .....	10-7-39
第7.1.1.26図	原子炉容器内水位の推移(開始が早くなる場合) .....	10-7-40
第7.1.1.27図	燃料被覆管温度の推移(開始が早くなる場合) .....	10-7-40
第7.1.1.28図	1次冷却材圧力の推移(開始が遅くなる場合) .....	10-7-41
第7.1.1.29図	1次冷却材温度の推移(開始が遅くなる場合) .....	10-7-41
第7.1.1.30図	高圧注入流量の推移(開始が遅くなる場合) .....	10-7-42
第7.1.1.31図	1次系保有水量の推移(開始が遅くなる場合) .....	10-7-42
第7.1.1.32図	原子炉容器内水位の推移(開始が遅くなる場合) .....	10-7-43

第7.1.1.33図	燃料被覆管温度の推移（開始が遅くなる場合）	10-7-43
第7.1.2.1図	「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図	10-7-84
第7.1.2.2図	「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（判定プロセス）	10-7-85
第7.1.2.3図	「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要 （「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失 ＋原子炉補機冷却機能喪失 ＋RCPシールLOCA」の事象進展）	10-7-87
第7.1.2.4図	「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要 （外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失 ＋原子炉補機冷却機能喪失」の事象進展）	10-7-88
第7.1.2.5図	「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間 （外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失 ＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA）	10-7-89
第7.1.2.6図	「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間 （外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失 ＋原子炉補機冷却機能喪失）	10-7-91
第7.1.2.7図	1次冷却材圧力の推移 （RCPシールLOCAが発生する場合）	10-7-93
第7.1.2.8図	1次冷却材温度の推移 （RCPシールLOCAが発生する場合）	10-7-93
第7.1.2.9図	1次系保有水量の推移 （RCPシールLOCAが発生する場合）	10-7-94
第7.1.2.10図	蓄圧注入流量積算値の推移 （RCPシールLOCAが発生する場合）	10-7-94
第7.1.2.11図	漏えい流量と注水流量の推移 （RCPシールLOCAが発生する場合）	10-7-95
第7.1.2.12図	RCPシール部からの漏えいのクオリティの推移 （RCPシールLOCAが発生する場合）	10-7-95
第7.1.2.13図	1次冷却材流量の推移 （RCPシールLOCAが発生する場合）	10-7-96

第7.1.2.14図	炉心出口流量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)	10-7-96
第7.1.2.15図	炉心上端ボイド率の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)	10-7-97
第7.1.2.16図	原子炉容器内水位の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)	10-7-97
第7.1.2.17図	燃料被覆管温度の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)	10-7-98
第7.1.2.18図	2次系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)	10-7-98
第7.1.2.19図	主蒸気逃がし弁流量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)	10-7-99
第7.1.2.20図	蒸気発生器保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)	10-7-100
第7.1.2.21図	蒸気発生器水位の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)	10-7-100
第7.1.2.22図	補助給水流量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)	10-7-101
第7.1.2.23図	崩壊熱と2次系除熱量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)	10-7-101
第7.1.2.24図	原子炉格納容器圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)	10-7-102
第7.1.2.25図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)	10-7-102
第7.1.2.26図	原子炉格納容器圧力の長期間の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)	10-7-103
第7.1.2.27図	原子炉格納容器雰囲気温度の長期間の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)	10-7-103
第7.1.2.28図	1次冷却材圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)	10-7-104

第7.1.2.29図	1次冷却材温度の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)	10-7-104
第7.1.2.30図	1次系保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)	10-7-105
第7.1.2.31図	漏えい流量と注水流量の積算値の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)	10-7-105
第7.1.2.32図	漏えい流量と注水流量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)	10-7-106
第7.1.2.33図	1次冷却材流量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)	10-7-106
第7.1.2.34図	炉心上端ポイド率の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)	10-7-107
第7.1.2.35図	原子炉容器内水位の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)	10-7-107
第7.1.2.36図	燃料被覆管温度の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)	10-7-108
第7.1.2.37図	2次系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)	10-7-108
第7.1.2.38図	主蒸気逃がし弁流量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)	10-7-109
第7.1.2.39図	蒸気発生器保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)	10-7-109
第7.1.2.40図	蒸気発生器水位の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)	10-7-110
第7.1.2.41図	補助給水流量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)	10-7-110
第7.1.2.42図	崩壊熱量と2次系除熱量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)	10-7-111
第7.1.2.43図	1次冷却材圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)	

	(主蒸気逃がし弁操作開始の時間余裕確認)	10-7-112
第7.1.2.44図	2次系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合) (主蒸気逃がし弁操作開始の時間余裕確認)	10-7-112
第7.1.2.45図	燃料被覆管温度の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合) (主蒸気逃がし弁操作開始の時間余裕確認)	10-7-113
第7.1.2.46図	1次系保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合) (主蒸気逃がし弁操作開始の時間余裕確認)	10-7-113
第7.1.2.47図	1次冷却材圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合) (蓄圧タンク出口弁閉止操作開始の時間余裕確認)	10-7-114
第7.1.2.48図	1次系保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合) (代替炉心注水操作開始の時間余裕確認)	10-7-114
第7.1.3.1図	「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図	10-7-128
第7.1.3.2図	「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス)	10-7-129
第7.1.3.3図	「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要 (「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」 の事象進展)	10-7-131
第7.1.3.4図	「原子炉補機冷却機能喪失」の作業と所要時間 (原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA)	10-7-132
第7.1.4.1図	「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策の 概略系統図	10-7-158
第7.1.4.2図	「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス)	10-7-159
第7.1.4.3図	「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要 (「中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗」の 事象進展)	10-7-161

第7.1.4.4図	「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の作業と所要時間 (中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗) .....	10-7-162
第7.1.4.5図	1次冷却材圧力の推移 .....	10-7-163
第7.1.4.6図	破断流量の推移 .....	10-7-163
第7.1.4.7図	高圧注入流量の推移 .....	10-7-164
第7.1.4.8図	低圧注入流量の推移 .....	10-7-164
第7.1.4.9図	原子炉容器内水位の推移 .....	10-7-165
第7.1.4.10図	燃料被覆管温度の推移 .....	10-7-165
第7.1.4.11図	格納容器最下階領域水量の推移 .....	10-7-166
第7.1.4.12図	格納容器再循環サンプル水温度の推移 .....	10-7-166
第7.1.4.13図	原子炉格納容器からの除熱量の推移 .....	10-7-167
第7.1.4.14図	原子炉格納容器圧力の推移 .....	10-7-168
第7.1.4.15図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移 .....	10-7-168
第7.1.4.16図	原子炉格納容器圧力の推移(破断口径の影響確認) ..	10-7-169
第7.1.4.17図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移(破断口径の影響確認)	10-7-169
第7.1.4.18図	原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認) .....	10-7-170
第7.1.4.19図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認) .....	10-7-170
第7.1.4.20図	原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕確認) .....	10-7-171
第7.1.5.1図	「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図	10-7-198
第7.1.5.2図	「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要(判定プロセス)	10-7-199
第7.1.5.3図	「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展)	10-7-201
第7.1.5.4図	「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展) ..	10-7-202
第7.1.5.5図	「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間 (主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗) .....	10-7-203
第7.1.5.6図	「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間	

	(負荷の喪失+原子炉トリップ失敗) .....	10-7-204
第7.1.5.7図	原子炉出力の推移(主給水流量喪失) .....	10-7-205
第7.1.5.8図	1次冷却材平均温度の推移(主給水流量喪失) .....	10-7-205
第7.1.5.9図	1次冷却材圧力の推移(主給水流量喪失) .....	10-7-206
第7.1.5.10図	加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移(主給水流量喪失)	10-7-207
第7.1.5.11図	加圧器保有水量の推移(主給水流量喪失) .....	10-7-207
第7.1.5.12図	炉心上端ボイド率の推移(主給水流量喪失) .....	10-7-208
第7.1.5.13図	燃料実効温度と1次冷却材温度の推移(主給水流量喪失)	10-7-208
第7.1.5.14図	2次系除熱量の推移(主給水流量喪失) .....	10-7-209
第7.1.5.15図	蒸気流量の推移(主給水流量喪失) .....	10-7-209
第7.1.5.16図	2次系圧力の推移(主給水流量喪失) .....	10-7-210
第7.1.5.17図	蒸気発生器2次側保有水量の推移(主給水流量喪失)	10-7-211
第7.1.5.18図	給水流量の推移(主給水流量喪失) .....	10-7-211
第7.1.5.19図	原子炉出力の推移(負荷の喪失) .....	10-7-212
第7.1.5.20図	1次冷却材平均温度の推移(負荷の喪失) .....	10-7-212
第7.1.5.21図	1次冷却材圧力の推移(負荷の喪失) .....	10-7-213
第7.1.5.22図	加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移(負荷の喪失) .....	10-7-214
第7.1.5.23図	加圧器保有水量の推移(負荷の喪失) .....	10-7-214
第7.1.5.24図	炉心上端ボイド率の推移(負荷の喪失) .....	10-7-215
第7.1.5.25図	燃料実効温度と1次冷却材温度の推移(負荷の喪失)	10-7-215
第7.1.5.26図	2次系除熱量の推移(負荷の喪失) .....	10-7-216
第7.1.5.27図	蒸気流量の推移(負荷の喪失) .....	10-7-216
第7.1.5.28図	2次系圧力の推移(負荷の喪失) .....	10-7-217
第7.1.5.29図	蒸気発生器2次側保有水量の推移(負荷の喪失) .....	10-7-218
第7.1.5.30図	給水流量の推移(負荷の喪失) .....	10-7-218
第7.1.5.31図	1次冷却材圧力の推移(主給水流量喪失) (定常誤差及びドブプラ効果の感度確認) .....	10-7-219
第7.1.5.32図	1次冷却材圧力の推移(負荷の喪失) (定常誤差及びドブプラ効果の感度確認) .....	10-7-219
第7.1.6.1図	「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図	10-7-250

第7.1.6.2図	「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要（判定プロセス）	10-7-251
第7.1.6.3図	「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要 （「中破断LOCA（6インチ破断）＋高圧注入失敗」 の事象進展）	10-7-253
第7.1.6.4図	「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要 （「中破断LOCA（4インチ破断）＋高圧注入失敗」 の事象進展）	10-7-254
第7.1.6.5図	「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要 （「中破断LOCA（2インチ破断）＋高圧注入失敗」 の事象進展）	10-7-255
第7.1.6.6図	「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間 （中破断LOCA（6インチ破断）＋高圧注入失敗）	10-7-256
第7.1.6.7図	「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間 （中破断LOCA（4インチ破断）＋高圧注入失敗）	10-7-257
第7.1.6.8図	「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間 （中破断LOCA（2インチ破断）＋高圧注入失敗）	10-7-258
第7.1.6.9図	1次冷却材圧力の推移（6インチ破断）	10-7-259
第7.1.6.10図	1次系保有水量の推移（6インチ破断）	10-7-259
第7.1.6.11図	ECCS注水流量の推移（6インチ破断）	10-7-260
第7.1.6.12図	破断流量の推移（6インチ破断）	10-7-260
第7.1.6.13図	気泡炉心水位の推移（6インチ破断）	10-7-261
第7.1.6.14図	炉心入口流量の推移（6インチ破断）	10-7-261
第7.1.6.15図	燃料被覆管温度の推移（6インチ破断）	10-7-262
第7.1.6.16図	2次系圧力の推移（6インチ破断）	10-7-263
第7.1.6.17図	補助給水流量の推移（6インチ破断）	10-7-263
第7.1.6.18図	主蒸気流量の推移（6インチ破断）	10-7-264
第7.1.6.19図	1次冷却材圧力の推移（4インチ破断）	10-7-265
第7.1.6.20図	1次系保有水量の推移（4インチ破断）	10-7-265
第7.1.6.21図	ECCS注水流量の推移（4インチ破断）	10-7-266
第7.1.6.22図	破断流量の推移（4インチ破断）	10-7-266

第7.1.6.23図	気泡炉心水位の推移 (4インチ破断)	10-7-267
第7.1.6.24図	炉心入口流量の推移 (4インチ破断)	10-7-267
第7.1.6.25図	燃料被覆管温度の推移 (4インチ破断)	10-7-268
第7.1.6.26図	2次系圧力の推移 (4インチ破断)	10-7-269
第7.1.6.27図	補助給水流量の推移 (4インチ破断)	10-7-269
第7.1.6.28図	主蒸気流量の推移 (4インチ破断)	10-7-270
第7.1.6.29図	1次冷却材圧力の推移 (2インチ破断)	10-7-271
第7.1.6.30図	1次系保有水量の推移 (2インチ破断)	10-7-271
第7.1.6.31図	E C C S注水流量の推移 (2インチ破断)	10-7-272
第7.1.6.32図	破断流量の推移 (2インチ破断)	10-7-272
第7.1.6.33図	気泡炉心水位の推移 (2インチ破断)	10-7-273
第7.1.6.34図	炉心入口流量の推移 (2インチ破断)	10-7-273
第7.1.6.35図	燃料被覆管温度の推移 (2インチ破断)	10-7-274
第7.1.6.36図	2次系圧力の推移 (2インチ破断)	10-7-275
第7.1.6.37図	補助給水流量の推移 (2インチ破断)	10-7-275
第7.1.6.38図	主蒸気流量の推移 (2インチ破断)	10-7-276
第7.1.6.39図	蓄圧注入流量積分値の推移 (4インチ破断) (蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)	10-7-277
第7.1.6.40図	気泡炉心水位の推移 (4インチ破断) (蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)	10-7-277
第7.1.6.41図	燃料被覆管温度の推移 (4インチ破断) (蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)	10-7-278
第7.1.6.42図	蓄圧注入流量積分値の推移 (2インチ破断) (蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)	10-7-279
第7.1.6.43図	気泡炉心水位の推移 (2インチ破断) (蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)	10-7-279
第7.1.6.44図	燃料被覆管温度の推移 (2インチ破断) (蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)	10-7-280
第7.1.6.45図	1次冷却材圧力の推移 (4インチ破断) (2次系強制冷却の操作時間余裕確認)	10-7-281

第7.1.6.46図	1次系保有水量の推移（4インチ破断） （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）	10-7-281
第7.1.6.47図	炉心入口流量の推移（4インチ破断） （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）	10-7-282
第7.1.6.48図	蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断） （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）	10-7-282
第7.1.6.49図	気泡炉心水位の推移（4インチ破断） （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）	10-7-283
第7.1.6.50図	燃料被覆管温度の推移（4インチ破断） （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）	10-7-283
第7.1.6.51図	1次冷却材圧力の推移（2インチ破断） （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）	10-7-284
第7.1.6.52図	1次系保有水量の推移（2インチ破断） （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）	10-7-284
第7.1.6.53図	炉心入口流量の推移（2インチ破断） （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）	10-7-285
第7.1.6.54図	蓄圧注入流量積分値の推移（2インチ破断） （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）	10-7-285
第7.1.6.55図	気泡炉心水位の推移（2インチ破断） （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）	10-7-286
第7.1.6.56図	燃料被覆管温度の推移（2インチ破断） （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）	10-7-286
第7.1.7.1図	「ECCS再循環機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図	10-7-311
第7.1.7.2図	「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要（判定プロセス）	10-7-312
第7.1.7.3図	「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要 （「大破断LOCA+低圧再循環失敗」の事象進展）	10-7-314
第7.1.7.4図	「ECCS再循環機能喪失」の作業と所要時間 （大破断LOCA+低圧再循環失敗）	10-7-315
第7.1.7.5図	1次冷却材圧力の推移	10-7-316
第7.1.7.6図	1次冷却材温度（炉心部温度）の推移	10-7-316

第7.1.7.7図	破断流量の推移	10-7-317
第7.1.7.8図	高圧注入流量の推移	10-7-317
第7.1.7.9図	低圧注入流量の推移	10-7-318
第7.1.7.10図	代替再循環流量の推移	10-7-318
第7.1.7.11図	原子炉容器内水位の推移	10-7-319
第7.1.7.12図	燃料被覆管温度の推移	10-7-319
第7.1.7.13図	格納容器最下階領域水量の推移	10-7-320
第7.1.7.14図	格納容器再循環サンプル水温度の推移	10-7-320
第7.1.7.15図	原子炉格納容器圧力の推移	10-7-321
第7.1.7.16図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移	10-7-321
第7.1.7.17図	原子炉容器内水位の推移（コード間比較）	10-7-322
第7.1.7.18図	燃料被覆管温度の推移（M-RELAP5）	10-7-322
第7.1.7.19図	原子炉容器内水位の推移 （代替再循環操作時間余裕確認）（M-RELAP5）	10-7-323
第7.1.7.20図	燃料被覆管温度の推移 （代替再循環操作時間余裕確認）（M-RELAP5）	10-7-323
第7.1.8.1図	「格納容器バイパス」の重大事故等対策の概略系統図 （インターフェイスシステムLOCA）	10-7-369
第7.1.8.2図	「格納容器バイパス」の重大事故等対策の概略系統図 （蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗）	10-7-370
第7.1.8.3図	「格納容器バイパス」の対応手順の概要（判定プロセス） （インターフェイスシステムLOCA）	10-7-371
第7.1.8.4図	「格納容器バイパス」の対応手順の概要 （「インターフェイスシステムLOCA」の事象進展）	10-7-373
第7.1.8.5図	「格納容器バイパス」の対応手順の概要（判定プロセス） （蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗）	10-7-374
第7.1.8.6図	「格納容器バイパス」の対応手順の概要 （「蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器隔離失敗」の事象進展）	10-7-376
第7.1.8.7図	「格納容器バイパス」の作業と所要時間	

	(インターフェイスシステムLOCA) .....	10-7-377
第7.1.8.8図	「格納容器バイパス」の作業と所要時間 (蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器隔離失敗) .....	10-7-378
第7.1.8.9図	1次冷却材圧力の推移 (インターフェイスシステムLOCA) .....	10-7-379
第7.1.8.10図	1次冷却材温度の推移 (インターフェイスシステムLOCA) .....	10-7-379
第7.1.8.11図	1次系保有水量の推移 (インターフェイスシステムLOCA) .....	10-7-380
第7.1.8.12図	1次系注水流量(高圧及び充てん)の推移 (インターフェイスシステムLOCA) .....	10-7-380
第7.1.8.13図	1次系注水流量(蓄圧注入)の推移 (インターフェイスシステムLOCA) .....	10-7-381
第7.1.8.14図	注水流量積分値の推移 (インターフェイスシステムLOCA) .....	10-7-381
第7.1.8.15図	加圧器逃がし弁流量の推移 (インターフェイスシステムLOCA) .....	10-7-382
第7.1.8.16図	加圧器水位の推移 (インターフェイスシステムLOCA) .....	10-7-382
第7.1.8.17図	破断流量の推移 (インターフェイスシステムLOCA) .....	10-7-383
第7.1.8.18図	破断流クオリティの推移 (インターフェイスシステムLOCA) .....	10-7-383
第7.1.8.19図	炉心上端ボイド率の推移 (インターフェイスシステムLOCA) .....	10-7-384
第7.1.8.20図	燃料被覆管温度の推移 (インターフェイスシステムLOCA) .....	10-7-384
第7.1.8.21図	蒸気発生器への給水流量の推移 (インターフェイスシステムLOCA) .....	10-7-385

第7.1.8.22図	蒸気流量の推移 (インターフェイスシステムLOCA)	10-7-385
第7.1.8.23図	1、2次系圧力の推移(蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器隔離失敗)	10-7-386
第7.1.8.24図	1次冷却材温度の推移(蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器隔離失敗)	10-7-386
第7.1.8.25図	1次系注水流量の推移(蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器隔離失敗)	10-7-387
第7.1.8.26図	破断流量の推移(蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器隔離失敗)	10-7-387
第7.1.8.27図	加圧器逃がし弁流量の推移(蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器隔離失敗)	10-7-388
第7.1.8.28図	1次系保有水量の推移(蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器隔離失敗)	10-7-388
第7.1.8.29図	炉心上端ボイド率の推移(蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器隔離失敗)	10-7-389
第7.1.8.30図	加圧器水位の推移(蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器隔離失敗)	10-7-389
第7.1.8.31図	原子炉容器内水位の推移(蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器隔離失敗)	10-7-390
第7.1.8.32図	燃料被覆管温度の推移(蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器隔離失敗)	10-7-390
第7.1.8.33図	蒸気発生器水位の推移(蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器隔離失敗)	10-7-391
第7.1.8.34図	蒸気発生器への給水流量の推移 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)	10-7-391
第7.1.8.35図	蒸気流量の推移 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)	10-7-392
第7.1.8.36図	1次系注水流量(高圧及び充てん)の推移 (インターフェイスシステムLOCA)(操作時間余裕確認)	10-7-393

第7.1.8.37図	1次系注水流量（高圧及び充てん）の推移 （蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗） （操作時間余裕確認）	10-7-393
第7.2.1.1.1図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策の概略系統図	10-7-433
第7.2.1.1.2図	格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の対応手順の概要	10-7-434
第7.2.1.1.3図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）	10-7-435
第7.2.1.1.4図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（判定プロセス） （大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）	10-7-437
第7.2.1.1.5図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（対応手順の概要） （大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）	10-7-439
第7.2.1.1.6図	1次冷却材圧力の推移	10-7-440
第7.2.1.1.7図	原子炉容器内水位の推移	10-7-441
第7.2.1.1.8図	燃料最高温度の推移	10-7-441
第7.2.1.1.9図	原子炉格納容器圧力の推移	10-7-442
第7.2.1.1.10図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移	10-7-442
第7.2.1.1.11図	原子炉格納容器圧力の推移（～4時間）	10-7-443
第7.2.1.1.12図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移（～4時間）	10-7-443
第7.2.1.1.13図	原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）の推移	10-7-444
第7.2.1.1.14図	Cs-137の積算放出放射エネルギーの推移	10-7-445
第7.2.1.1.15図	Cs-137大気放出過程	10-7-446
第7.2.1.1.16図	原子炉格納容器圧力の推移	

	(溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)	10-7-447
第7.2.1.1.17図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)	10-7-447
第7.2.1.1.18図	原子炉容器内水位の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)	10-7-448
第7.2.1.1.19図	原子炉格納容器圧力の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)	10-7-448
第7.2.1.1.20図	原子炉容器内水位の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)	10-7-449
第7.2.1.1.21図	原子炉格納容器圧力の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)	10-7-449
第7.2.1.1.22図	原子炉容器内水位の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)	10-7-450
第7.2.1.1.23図	原子炉格納容器圧力の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)	10-7-450
第7.2.1.1.24図	原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)	10-7-451
第7.2.1.1.25図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)	10-7-451
第7.2.1.1.26図	原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)	10-7-452
第7.2.1.1.27図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)	10-7-452
第7.2.1.1.28図	原子炉格納容器圧力の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)	10-7-453
第7.2.1.1.29図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)	10-7-453
第7.2.1.2.1図	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温 破損)」の重大事故等対策の概略系統図	10-7-492
第7.2.1.2.2図	格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷	

	(格納容器過温破損)」の対応手順の概要	10-7-493
第7.2.1.2.3図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の作業と所要時間(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故)	10-7-494
第7.2.1.2.4図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の事象進展(判定プロセス)(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故)	10-7-496
第7.2.1.2.5図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の事象進展(対応手順の概要)(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故)	10-7-498
第7.2.1.2.6図	原子炉容器内水位の推移	10-7-499
第7.2.1.2.7図	上部プレナム気相温度の推移	10-7-499
第7.2.1.2.8図	原子炉格納容器圧力の推移	10-7-500
第7.2.1.2.9図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移	10-7-500
第7.2.1.2.10図	原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧(絶対圧)	10-7-501
第7.2.1.2.11図	原子炉下部キャビティ水量の推移	10-7-501
第7.2.1.2.12図	原子炉格納容器圧力の推移(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)	10-7-502
第7.2.1.2.13図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)	10-7-502
第7.2.1.2.14図	原子炉格納容器圧力の推移(加圧器逃がし弁開放操作開始の時間余裕確認)	10-7-503
第7.2.1.2.15図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移(加圧器逃がし弁開放操作開始の時間余裕確認)	10-7-503
第7.2.2.1図	1次冷却材圧力の推移	10-7-527
第7.2.2.2図	蓄圧注入流量の推移	10-7-527
第7.2.2.3図	1次冷却材圧力の推移(蓄圧タンク保持圧力の影響確認)	10-7-528
第7.2.2.4図	1次冷却材圧力の推移(加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)	10-7-529

第7.2.2.5図	1次冷却材圧力の推移 (加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合) ……………	10-7-529
第7.2.4.1図	「水素燃焼」の重大事故等対策の概略系統図 ……………	10-7-579
第7.2.4.2図	格納容器破損モード「水素燃焼」の対応手順の概要 ……	10-7-580
第7.2.4.3図	「水素燃焼」の作業と所要時間(大破断LOCA時に 低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故) ……	10-7-581
第7.2.4.4図	水素濃度評価の概要 ……………	10-7-582
第7.2.4.5図	水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価の流れ ……………	10-7-583
第7.2.4.6図	「水素燃焼」の事象進展(判定プロセス)(大破断LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故) ……	10-7-584
第7.2.4.7図	「水素燃焼」の事象進展(対応手順の概要)(大破断LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故) ……	10-7-586
第7.2.4.8図	原子炉格納容器内の水素・水蒸気濃度の推移(MAAP) ……	10-7-587
第7.2.4.9図	燃料最高温度の推移(MAAP) ……………	10-7-587
第7.2.4.10図	ジルコニウム-水反応割合の推移(MAAP) ……………	10-7-588
第7.2.4.11図	原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移(GOTHIC) ……	10-7-588
第7.2.4.12図	原子炉格納容器内の各区画水素濃度(ドライ)の推移 (GOTHIC) ……………	10-7-589
第7.2.4.13図	原子炉格納容器圧力の推移(MAAP) ……………	10-7-590
第7.2.4.14図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移(MAAP) ……………	10-7-590
第7.2.4.15図	1次冷却材圧力の推移(MAAP) ……………	10-7-591
第7.2.4.16図	原子炉格納容器内の平均水素濃度(ウェット)の推移 (原子炉格納容器水素燃焼装置の効果に期待する場合) ……	10-7-592
第7.2.4.17図	原子炉格納容器内の平均水素濃度(ドライ)の推移 (原子炉格納容器水素燃焼装置の効果に期待する場合) ……	10-7-592
第7.2.5.1図	原子炉下部キャビティ水量の推移 ……………	10-7-615
第7.2.5.2図	ベースマツト侵食深さの推移 ……………	10-7-615
第7.2.5.3図	原子炉下部キャビティ水量の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認) ……………	10-7-616
第7.2.5.4図	ベースマツト侵食深さの推移	

	(高温側配管全ループ破断時の影響確認) .....	10-7-616
第7.2.5.5図	原子炉下部キャビティ水量の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認) .....	10-7-617
第7.2.5.6図	ベースマツト侵食深さの推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認) .....	10-7-617
第7.2.5.7図	原子炉下部キャビティ水量の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認) .....	10-7-618
第7.2.5.8図	ベースマツト侵食深さの推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認) .....	10-7-618
第7.2.5.9図	原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認) .....	10-7-619
第7.2.5.10図	ベースマツト侵食深さの推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認) .....	10-7-619
第7.3.1.1図	「想定事故1」の重大事故等対策の概略系統図 .....	10-7-634
第7.3.1.2図	「想定事故1」の対応手順の概要 (「使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障」の事象進展)	10-7-635
第7.3.1.3図	「想定事故1」の作業と所要時間 (使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障) .....	10-7-636
第7.3.1.4図	「想定事故1」の使用済燃料ピット水位低下時間評価結果	10-7-638
第7.3.2.1図	「想定事故2」の重大事故等対策の概略系統図 .....	10-7-652
第7.3.2.2図	「想定事故2」の対応手順の概要 (「使用済燃料ピット冷却系配管の破断」の事象進展)	10-7-653
第7.3.2.3図	「想定事故2」の作業と所要時間 (使用済燃料ピット冷却系配管の破断) .....	10-7-654
第7.3.2.4図	「想定事故2」の使用済燃料ピット水位低下時間評価結果	10-7-656
第7.4.1.1図	「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時 冷却機能喪失)」の重大事故等対策の概略系統図 .....	10-7-678
第7.4.1.2図	「崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」 の対応手順の概要(「燃料取出前のミッドループ運転中	

	に余熱除去機能が喪失する事故」の事象進展) ……………	10-7-679
第7.4.1.3図	「崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失) の作業と所要時間(燃料取出前のミッドループ運転中 に余熱除去機能が喪失する事故) ……………	10-7-680
第7.4.1.4図	1次冷却材圧力の推移 ……………	10-7-681
第7.4.1.5図	炉心上端ボイド率の推移 ……………	10-7-681
第7.4.1.6図	開口部からの流出流量と注水流量の推移 ……………	10-7-682
第7.4.1.7図	加圧器頂部クォリティの推移 ……………	10-7-682
第7.4.1.8図	原子炉容器内水位の推移 ……………	10-7-683
第7.4.1.9図	1次冷却系保有水量の推移 ……………	10-7-683
第7.4.1.10図	加圧器水位の推移 ……………	10-7-684
第7.4.1.11図	1次冷却材温度の推移 ……………	10-7-684
第7.4.1.12図	燃料被覆管温度の推移 ……………	10-7-685
第7.4.1.13図	燃料被覆管温度の推移(炉心注水操作開始の時間余裕確認)	10-7-686
第7.4.1.14図	1次冷却系保有水量の推移 (炉心注水操作開始の時間余裕確認) ……………	10-7-686
第7.4.1.15図	1次冷却系保有水量の推移(恒設代替低圧注水ポンプ 炉心注水操作開始の時間余裕確認) ……………	10-7-687
第7.4.2.1図	「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図	10-7-709
第7.4.2.2図	「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要 (「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失 するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉 補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展) ……………	10-7-710
第7.4.2.3図	「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間 (燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失 するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉 補機冷却機能が喪失する事故) ……………	10-7-711
第7.4.2.4図	1次冷却材圧力の推移 ……………	10-7-713
第7.4.2.5図	炉心上端ボイド率の推移 ……………	10-7-713

第7.4.2.6図	開口部からの流出流量と注水流量の推移	10-7-714
第7.4.2.7図	加圧器頂部クォリティの推移	10-7-714
第7.4.2.8図	原子炉容器内水位の推移	10-7-715
第7.4.2.9図	1次冷却系保有水量の推移	10-7-715
第7.4.2.10図	加圧器水位の推移	10-7-716
第7.4.2.11図	1次冷却材温度の推移	10-7-716
第7.4.2.12図	燃料被覆管温度の推移	10-7-717
第7.4.2.13図	燃料被覆管温度の推移（炉心注水操作開始の時間余裕確認）	10-7-718
第7.4.2.14図	1次冷却系保有水量の推移 （炉心注水操作開始の時間余裕確認）	10-7-718
第7.4.2.15図	1次冷却系保有水量の推移（恒設代替低圧注水ポンプ 炉心注水操作開始の時間余裕確認）	10-7-719
第7.4.3.1図	「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図	10-7-739
第7.4.3.2図	「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要 （「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材 圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の事象進展）	10-7-740
第7.4.3.3図	「原子炉冷却材の流出」の作業時間と手順 （燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材 圧力バウンダリ機能が喪失する事故）	10-7-741
第7.4.3.4図	1次冷却材圧力の推移	10-7-742
第7.4.3.5図	炉心上端ボイド率の推移	10-7-742
第7.4.3.6図	開口部からの流出流量と注入流量の推移	10-7-743
第7.4.3.7図	加圧器頂部クォリティの推移	10-7-743
第7.4.3.8図	高温側配管クォリティ（余熱除去系抽出口）の推移	10-7-744
第7.4.3.9図	原子炉容器内水位の推移	10-7-745
第7.4.3.10図	1次系保有水量の推移	10-7-745
第7.4.3.11図	加圧器水位の推移	10-7-746
第7.4.3.12図	1次冷却材温度の推移	10-7-746
第7.4.3.13図	燃料被覆管温度の推移	10-7-747
第7.4.3.14図	1次系保有水量の推移（炉心注水操作開始の時間余裕確認）	10-7-747

第7.4.4.1図	「反応度の誤投入」の重大事故等対策の概略系統図	-----10-7-762
第7.4.4.2図	「反応度の誤投入」の対応手順の概要 （「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等 により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展）	----10-7-763
第7.4.4.3図	「反応度の誤投入」の作業と所要時間 （原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等 により原子炉へ純水が流入する事故）	-----10-7-764
第7.4.4.4図	反応度の誤投入時の臨界到達時間評価結果	-----10-7-765

## 1. 安全評価に関する基本方針

### 1.1 基本的考え方

本発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の安全評価の目的は以下のとおりである。

#### (1) 安全設計の基本方針の妥当性の確認

本原子炉が固有の安全性と安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示し、原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認する。

#### (2) 立地条件の適否の確認

万一重大な事故が発生したとしても工学的安全施設により放射性物質が発電所敷地周辺へ多量に放出されるのを防止できることを示し、発電所周辺の一般公衆との離隔に関する妥当性を確認する。

原子炉の安全設計の基本方針の妥当性は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）により、また、原子炉の立地条件の適否は「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」（以下「原子炉立地審査指針」という。）によりそれぞれ判断されるが、これらの判断の過程で行う安全評価は「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（以下「ECCS性能評価指針」という。）及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（以下「RIE評価指針」という。）等に基づいて行うものとする。

なお、『「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」の適用方法などについて』を踏まえ、「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」を用いた被ばく評価を行わない。

本原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認するために、異常状態、すなわち「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」

について解析し、評価を行う。

一方、本原子炉施設の立地条件の適否を判断するための安全評価を行うに当たっては、「原子炉立地審査指針」に基づき、重大事故及び仮想事故について評価を行う。

### 1.1.1 運転時の異常な過渡変化

#### 1.1.1.1 定義

「運転時の異常な過渡変化」とは、原子炉の運転中において原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象をいう。

#### 1.1.1.2 評価事象

本原子炉において評価する「運転時の異常な過渡変化」は、「安全評価指針」に基づき、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」（以下「MS」という。）に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

##### (1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

- a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
- b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
- c. 制御棒の落下及び不整合
- d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

##### (2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

- a. 原子炉冷却材流量の部分喪失
- b. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
- c. 外部電源喪失

- d. 主給水流量喪失
  - e. 蒸気負荷の異常な増加
  - f. 2次冷却系の異常な減圧
  - g. 蒸気発生器への過剰給水
- (3) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化
- a. 負荷の喪失
  - b. 原子炉冷却材系の異常な減圧
  - c. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

#### 1.1.1.3 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。

- (1) 最小限界熱流束比（以下「最小DNBR」という。）が許容限界値<sup>(1)</sup>以上であること。
- (2) 燃料被覆管の機械的破損が生じないよう、燃料中心最高温度は燃料ペレットの融点未満であること。
- (3) 燃料エンタルピは許容限界値以下であること。
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である17.16MPa[gage]の1.1倍の圧力18.88MPa [gage]以下であること。

上記の判断基準に対して、想定した「運転時の異常な過渡変化」ごとに更に具体的な基準を用いる場合には、各事象の説明の中でその具体的な基準を記述する。

#### 1.1.2 設計基準事故

##### 1.1.2.1 定義

「設計基準事故」とは、前述の「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合

は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象をいう。

#### 1.1.2.2 評価事象

本原子炉において評価する「設計基準事故」は、「安全評価指針」に基づき、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

- (1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化
  - a. 原子炉冷却材喪失
  - b. 原子炉冷却材流量の喪失
  - c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着
  - d. 主給水管破断
  - e. 主蒸気管破断
- (2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化
  - a. 制御棒飛び出し
- (3) 環境への放射性物質の異常な放出
  - a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損
  - b. 蒸気発生器伝熱管破損
  - c. 燃料集合体の落下
  - d. 原子炉冷却材喪失
  - e. 制御棒飛び出し
- (4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化
  - a. 原子炉冷却材喪失
  - b. 可燃性ガスの発生

### 1.1.2.3 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような二次的損傷が生じず、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。

- (1) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- (2) 燃料エンタルピは制限値を超えないこと。
- (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59MPa [gage]以下であること。
- (4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力 0.283MPa[gage]以下であること。
- (5) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

上記の判断基準に対して想定した「設計基準事故」ごとに更に具体的な基準を用いる場合には、各事象の説明の中でその具体的な基準を記述する。

## 1.1.3 重大事故及び仮想事故

### 1.1.3.1 定義

重大事故及び仮想事故とは「原子炉立地審査指針」に基づき、原子炉立地条件の適否を評価する見地から想定する必要のある事象をいう。

### 1.1.3.2 評価事象

本原子炉において評価する重大事故及び仮想事故は、「安全評価指針」に基づき以下の事象とする。

#### (1) 重大事故

前記「事故」の解析結果を参考として、これらの「事故」の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故を取り上げ、技術的

に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定することとし、「安全評価指針」に従い、原子炉格納容器内放出に係る事故として原子炉冷却材喪失を、また、原子炉格納容器外放出に係る事故として蒸気発生器伝熱管破損を選定する。

## (2) 仮想事故

重大事故として取り上げた事故について、より多くの放射性物質の放出量を仮想した事故を想定する。

### 1.1.3.3 判断基準

原子炉施設の立地上の妥当性の判断基準は、重大事故及び仮想事故の評価内容が「原子炉立地審査指針」に適合することである。

## 1.2 主要な解析条件

「運転時の異常な過渡変化」の解析及び「設計基準事故」の解析に当たって用いている基本的な解析条件及び考慮すべき事項について記載する。

### 1.2.1 初期定常運転条件

解析では、原子炉出力の初期値として、定格値に定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、定格値に定常運転時の誤差を考慮した値を用いる。

解析に使用する初期定常運転条件を第1.2.1表に示す。これらの初期値の選定に際しては、判断基準に照らして最も厳しくなるように定常誤差の符号を選択するが、DNBRの評価では統計的熱設計手法<sup>(2)</sup>を使用するため、初期定常の誤差の効果はパラメータの不確定さを統計的に考慮する因子(DNBR乗数)に含まれており、初期値として定格値を用いる。

### 1.2.2 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉保護設備により監視している原子炉施設の運転変数が設定値を超えた場合、原子炉のトリップ信号を発生し、自動的に制御棒駆動装置に電源を

供給する遮断器を開放する。制御棒クラスタは、電源喪失により駆動装置から切り離され、自重によって炉心へ落下する。原子炉の緊急停止動作には、信号発生遅れ、原子炉トリップ遮断器開放時間及び制御棒クラスタ切離し時間の時間遅れがある。

解析では、原子炉トリップ信号は、原子炉施設の運転変数がトリップ設定値に余裕を見込んだトリップ限界値に達したときに発生するものとする。

このトリップ限界値は、トリップ設定点に安全側に誤差を考慮した値を用いる。

また、緊急停止動作の応答時間遅れとしては、トリップ状態に達した時点から制御棒駆動装置を離れ落下を始めるまでの時間を取り、それぞれのトリップ信号に対して解析結果が厳しくなるよう控えめに決めた値を使用する。第1.2.2表に解析で用いた原子炉トリップ限界値及び応答時間を示す。

工学的安全施設作動設備の監視している運転変数が設定値に達した場合は、非常用炉心冷却設備等の工学的安全施設を作動する信号が発生する。解析に当たっては、工学的安全施設作動信号は、原子炉施設の運転変数が作動設定値に安全側に誤差を考慮した作動限界値に達したとき発生するものとする。また、この信号の発生には応答時間遅れとして、作動状態に達した時点から工学的安全施設を作動させるためのシーケンス開始までの時間を取り、それぞれの信号に対して解析結果が厳しくなるように決めた値を使用する。

第1.2.3表に解析で用いた工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間を示す。

### 1.2.3 原子炉トリップ特性

原子炉のトリップの効果を期待する場合においては、トリップを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なトリップ遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が、全引き抜き位置にあるものとして停止効果を考慮する。制御棒クラスタの固着は確率的には非常に小さいので、この仮定は原子炉停止系の停止能力の解析上の余裕となる。

さらに、解析では、トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度の

添加は、制御棒クラスタ挿入時間と挿入時の軸方向中性子束分布に関しても安全側に考慮して、第 1.2.1 図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの 85%挿入までの時間が解析上重要であり、この時間を 2.2 秒としている。

#### 1.2.4 反応度係数

原子炉の過渡応答は、反応度の帰還効果、とりわけ減速材温度あるいは密度係数及びドププラ出力係数に依存する。「運転時の異常な過渡変化」の解析及び「設計基準事故」の解析では、これらの反応度係数はそれぞれの解析において安全側の値を使用する。

減速材密度係数は、出力運転状態からの解析では、サイクル初期からサイクル末期を含み、 $0 \sim 0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ の範囲の値を使用し、ドププラ出力係数は第 1.2.2 図に示す値を用いる。これらは、安全側に十分余裕を含み決定している。

#### 1.2.5 解析に当たって考慮する事項

##### (1) 解析に当たって考慮する範囲

想定された事象の解析を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、当該原子炉施設の通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される異なった運転モードを考慮して、判断基準に照らして最も厳しくなる初期状態を選定する。また、解析は、原則として事象が収束し、補助給水系又は主給水系による蒸気発生器保有水の確保及び主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁による除熱及び化学体積制御系によるほう素の添加、さらには余熱除去冷却系の作動により、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点まで行う。

##### (2) 安全機能に対する仮定

- a. 想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮するものは、原則として「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」において定めるMS-1に属するもの及びMS-2に属するものとする。

タービントリップ動作は作動系に高い信頼性を有する設計としてしているので、その作動に期待する。

解析に当たって考慮している主要な安全機能を第1.2.4表及び第1.2.5表に示す。

- b. 解析に当たっては、想定された事象に加えて、「設計基準事故」に対処するために必要な系統、機器について、原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析を行う。この場合、事象発生後短時間にわたっては動的機器について、また、長時間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器については、原則として故障を仮定しない。静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復ができる場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しない。
- c. 事象に対処するために必要な運転員の手動操作については、適切な時間的余裕を考慮する。
- d. 安全保護系の動作を期待する場合においては、安全保護系作動のための信号の種類及び信号発生時点を明確にする。安全保護系以外の系であっても、その動作が解析の結果に有意な影響を与えるものについては、同様とする。
- e. 「設計基準事故」の解析に当たって、工学的安全施設の動作を期待する場合においては、外部電源が利用できない場合も考慮する。

### (3) 解析に使用するモデル及びパラメータ

解析に当たって使用するモデル及びパラメータは、評価の結果が厳しくなるように選定する<sup>(3)</sup>。また、蒸気発生器伝熱管施栓率は10%までを考慮する。ただし、評価目的の範囲内で合理的なものを用いるも

のとする。

なお、パラメータに不確定因子が考えられる場合には適切な安全余裕を見込んで解析を行う。

また、原則としてパラメータは、ウラン燃料炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心の両炉心を包絡するように選定する。さらに、ウラン燃料とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料では燃料中心温度等の解析結果が異なるため、ウラン燃料とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で判断基準が同じ場合は、評価の結果が厳しくなる燃料を選定し、判定基準が異なる場合は、各々の燃料について解析を行う<sup>(3)</sup>。なお、「原子炉冷却材喪失(小破断)」、「主蒸気管破断」及び「制御棒飛び出し」については、炉心により解析結果が異なるため、評価の結果が厳しくなる炉心の解析を行う<sup>(3)</sup>。

### 1.3 解析に使用する計算プログラム

「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」の解析に使用する計算プログラム（以下「コード」という。）の一覧表をそれぞれ第 1.3.1 表及び第 1.3.2 表に示す。表中の計算コードの概要を次に記載する。

#### (1) FACTRAN<sup>(4)(5)</sup>

燃料棒の過渡解析コード FACTRAN は、燃料棒の過渡変化を計算する詳細な解析コードで、制御棒飛び出しのような急峻な過渡変化を取り扱えるよう燃料を十分多数の半径方向空間ノードに区分し、温度の関数である材料の物性値及び詳細な燃料ペレット-燃料被覆管ギャップの熱伝達の計算、DNB 後の過渡変化を取り扱う遷移及び膜沸騰熱伝達相関式、ジルコニウム-水反応及び材質の部分的熔融計算の模擬が可能である。

FACTRAN の入力には、原子炉出力及び 1 次冷却材パラメータ（圧力、流量、温度、密度）を時間の関数として入力し、出力としては、金属被覆の燃料棒断面の温度分布の過渡変化及び被覆管の表面における熱流束の過渡変化が求められる。

#### (2) MARVEL<sup>(4)(5)</sup>

プラント過渡特性解析コードMARVELは、原子炉容器、1次冷却材高温側配管、1次冷却材低温側配管、蒸気発生器、加圧器及び加圧器サージ管を含む1次冷却系全体を適切に模擬し、6群の遅発中性子及び反応度帰還を含む1点近似中性子動特性、燃料棒の熱的動特性、1次冷却材の熱水力学的挙動及び蒸気発生器内での熱伝達を計算する。制御系としては、制御棒制御系、タービンバイパス制御系、給水制御系及び加圧器圧力制御系を模擬し、さらに、必要に応じて原子炉保護設備、工学的安全施設及び化学体積制御設備等の模擬が可能である。

このコードは、特に多ループの加圧水型原子炉でループ間で異なった条件が存在する場合のプラント過渡特性解析に有効である。解析目的により、多ループプラントの物理的、熱的及び熱水力学的特性は、2つの等価ループに分けて扱われる。

MARVELの入力には、原子炉出力、1次冷却材温度等の初期条件、1次冷却材体積等のプラントデータ、核特性データ、原子炉保護設備及び非常用炉心冷却設備作動限界値等を含み、出力としては、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材温度、DNB相関式<sup>(4)</sup>に基づくDNBR等の過渡変化が求められる。

### (3) PHOENIX<sup>(4)(5)</sup>

1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXは、単一あるいは複数の1次冷却材ポンプの故障に対し個々のループ流量、炉心流量及びポンプ回転数を計算する。流量は、各々の1次冷却材ループ及び炉心に沿って1次冷却材流量の運動量平衡方程式を解くことにより計算する。この運動量平衡の式には連続の式、ポンプの運動量平衡の式及びポンプ特性を含んでいる。1次冷却材ループ数は、最大6ループまで模擬可能である。

PHOENIXの入力には、慣性モーメント、揚程曲線等の1次冷却材ポンプ特性データ等を含み、出力としては、1次冷却材流量の過渡変化が求められる。

### (4) CHICKIN-M<sup>(4)(5)</sup>

炉心動特性解析コードCHICKIN-Mは、炉心内の熱出力を6

群の遅発中性子及び反応度帰還を含む 1 点近似動特性方程式により求め、特に反応度が急激に加わる事象の解析に有効である。燃料中の温度は半径方向だけの 1 次元の熱伝導方程式を、また、流路内の 1 次冷却材の温度、流量及び圧力は軸方向だけの 1 次元の質量、運動量及びエネルギー保存則を適用して求める。これらの変数より燃料による反応度帰還量及び 1 次冷却材密度による反応度帰還量を求め、これに制御棒クラスタによる反応度変化を加えた全反応度変化が 1 点近似動特性方程式の入力となり、熱出力の変化が求められる。

CHICKIN-Mの入力には、燃料の形状、核特性等の炉心データ、原子炉出力、1次冷却材温度等の初期条件を含み、出力としては、中性子束、1次冷却材温度等の過渡変化が求められる。

#### (5) THINC-III<sup>(6)</sup>

過渡解析に使用する熱水力計算コードTHINC-IIIは、熱水力設計計算コードTHINC-Iに過渡解析の機能を持たせたコードであり、炉心を3次元的に分割して、各メッシュに対し質量、運動量及びエネルギー保存則を適用して解くものである。

THINC-IIIの入力には、炉心定数に加えて、炉心入口流量、熱流束、出力等の時間変化を入力し、出力としては、炉心内冷却材温度、圧力、密度、ボイド率、DNB相関式<sup>(1)(7)</sup>によるDNBR等の時間変化が求められる。

#### (6) TWINKLE<sup>(4)(5)</sup>

多次元炉心動特性解析コードTWINKLEは、主に反応度事故に対し、空間及び時間依存中性子束の動特性変化を解析する詳細な解析コードである。中性子束の動特性解析はエネルギー2群拡散方程式を解く。

遅発中性子は6群で模擬する。さらに、6領域からなる燃料ペレット-被覆管-1次冷却材燃料棒熱伝達モデル及び縦軸方向を中性子束の動特性解析と同じメッシュ点で解く1次冷却材熱水力モデルを含む。ドップラ、減速材等の負帰還効果は空間依存として扱い、1点近似動特性モデルと異なって、各メッシュ点で吸収断面積の補正をすること

により考慮されている。

TWINKLEの入力には、各メッシュでの中性子断面積、実効増倍率、入口温度、圧力、流量等の時間変化が入れられ、出力としては、中性子束レベル、中性子束分布及び炉心熱系の応答が空間及び時間依存で求められる。

#### (7) SATAN-M<sup>(8)(9)</sup>

ブローダウン解析コードSATAN-Mは、1次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解き、1次冷却系配管破断時における各ノード内冷却材の圧力、エンタルピ、密度、ノード間の流量等を算出するものであり、平均及び高温領域炉心状態、1次冷却材ポンプ状態、出力変化、破断口流出流量、原子炉トリップ、非常用炉心冷却設備状態等の諸量の模擬が含まれている。

蓄圧注入系の評価で注入水バイパス量を求める必要がある場合にはバイパス終了時間を求め、その時間までに蓄圧タンクより注入された水が炉心をバイパスするものとする。このバイパス終了時間は、ドリフトフラックスモデルにより計算される注入水が原子炉容器ダウンコマを下降し始める時間である。

SATAN-Mの入力には、原子炉出力、1次冷却材温度等初期状態を指定する運転パラメータ、系の形状及び水力学的諸量、核特性データ及び燃料状態を指定する炉心データ、原子炉保護設備と非常用炉心冷却設備作動限界値及び動作特性パラメータ、1次冷却材ポンプ特性曲線、破断想定位置、断面積及び体様等の条件を含み、主要な出力はブローダウン各時点における炉心圧力、炉心流量、エンタルピ等の燃料棒熱解析に必要な諸量、リフィル解析の初期条件となる蓄圧タンク残存水量、蓄圧タンク圧力、蒸気発生器2次側状態量、原子炉容器内残存水量、原子炉格納容器内圧解析に必要な破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。

#### (8) SATAN-VI<sup>(10)</sup>

ブローダウン解析コードSATAN-VIは、原子炉格納容器健全性評価におけるブローダウン現象を模擬するものであり、大破断ブロー