

- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（10.2 代替電源設備）
- ・重油タンク（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）（3号及び4号炉共用）（10.9 緊急時対策所）

空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーについては、「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、「10.9 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を設置又は保管する設計とする。衛星電話（固定）は、中央制御室及び緊急時対策所に設置し、衛星電話（携帯）及び衛星電話（可搬）は、緊急時対策所に保管し、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、緊急時対策所に設置する設計とする。

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）（3号及び4号炉共用）
- ・衛星電話（携帯）（3号及び4号炉共用）
- ・衛星電話（可搬）（3号及び4号炉共用）
- ・緊急時衛星通報システム（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) (3号及び4号炉共用)
- ・安全パラメータ表示システム (SPDS) (3号及び4号炉共用)
- ・安全パラメータ伝送システム (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)
- ・燃料油貯蔵タンク (10.2 代替電源設備)
- ・重油タンク (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) (3号及び4号炉共用) (10.9 緊急時対策所)

空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーについては、「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、「10.9 緊急時対策所」にて記載する。

10.12.2.2.1 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。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「10.9 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。

10.12.2.2.2 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。

10.12.2.2.3 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、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、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。

10.12.2.2.4 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。

10.12.2.2.5 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のそれぞれの環境条件を考慮した設計とする。

10.12.2.2.6 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。

10.12.2.3 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10.12.2.1表及び第10.12.2.2表のとおり。

10.12.2.4 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。

10.13 特定重大事故等対処施設

10.13.1 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

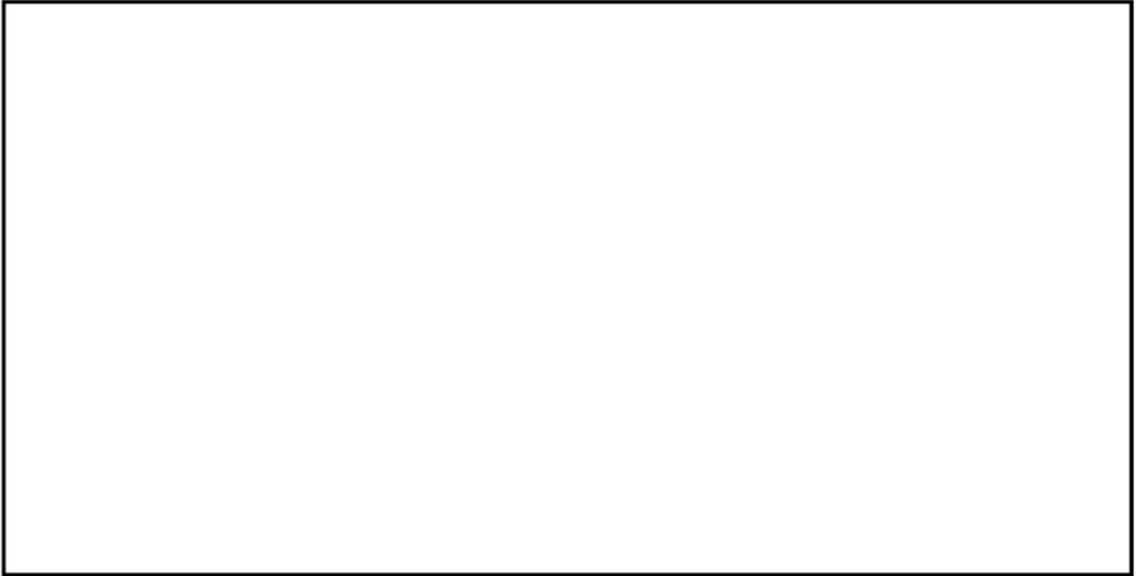
10.13.1.1 概要

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 10.13.1 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。

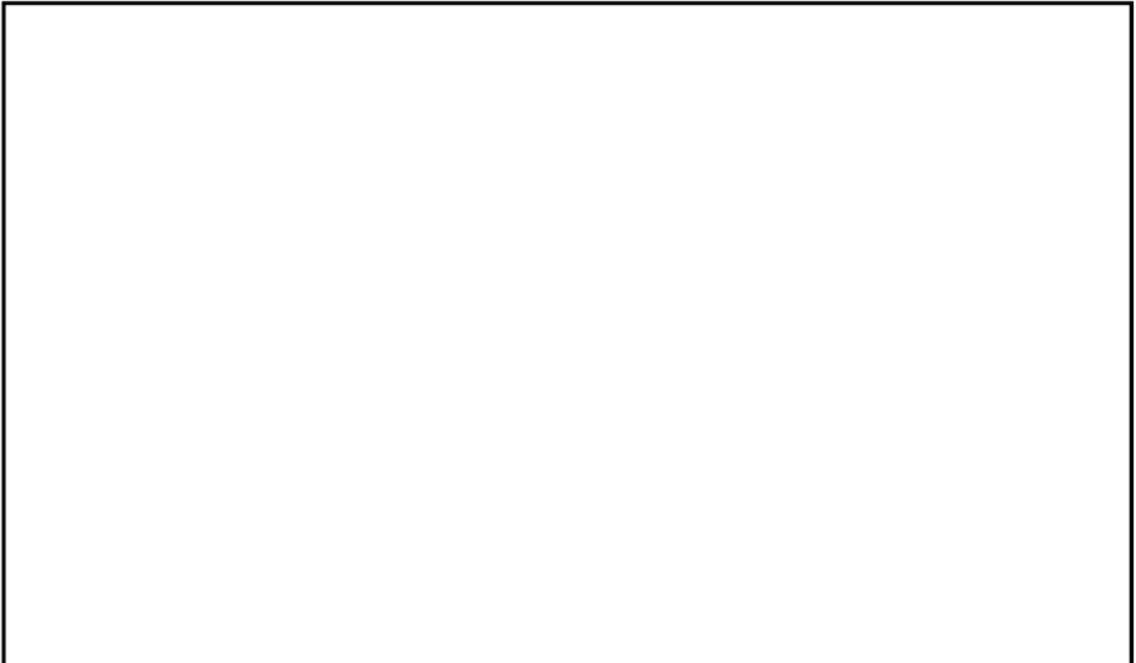
10.13.1.2 設計方針



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。



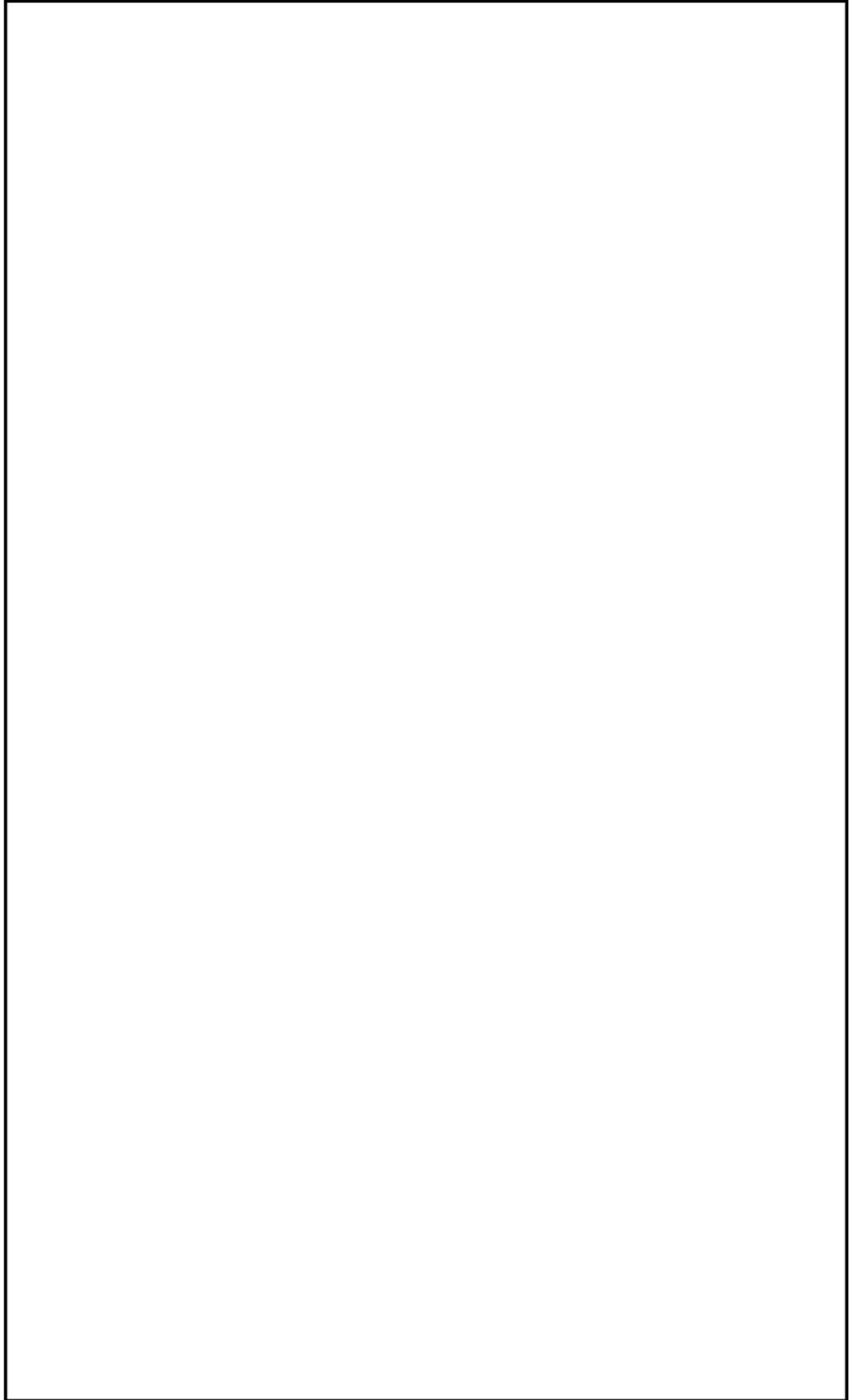
10.13.1.2.1 大型航空機の衝突影響を考慮する対象範囲



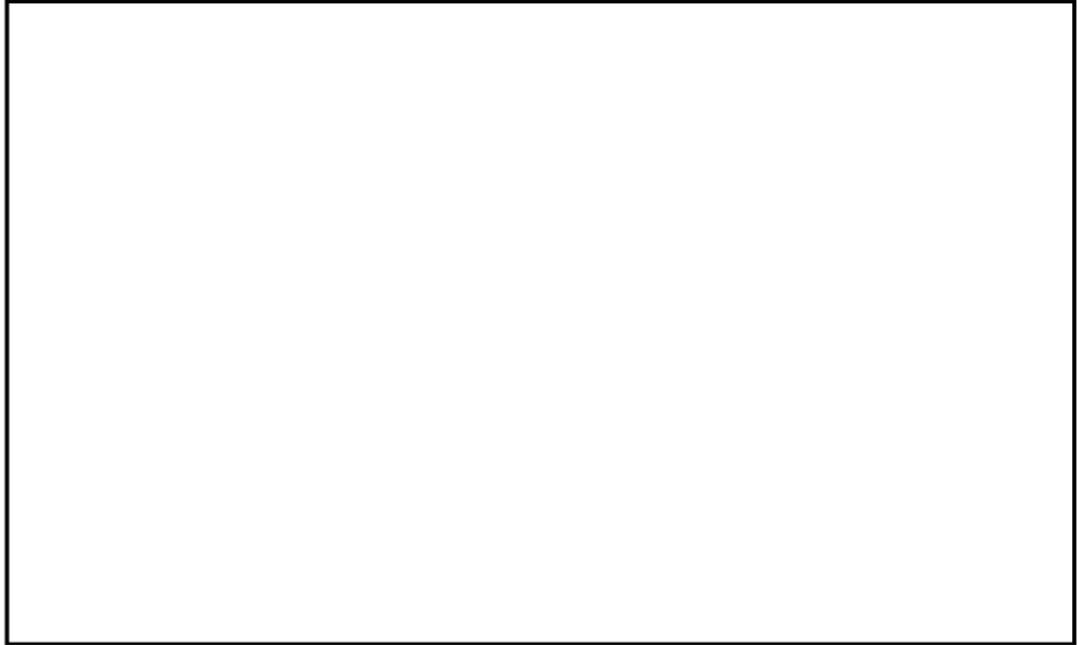
10.13.1.2.2 大型航空機等の特性



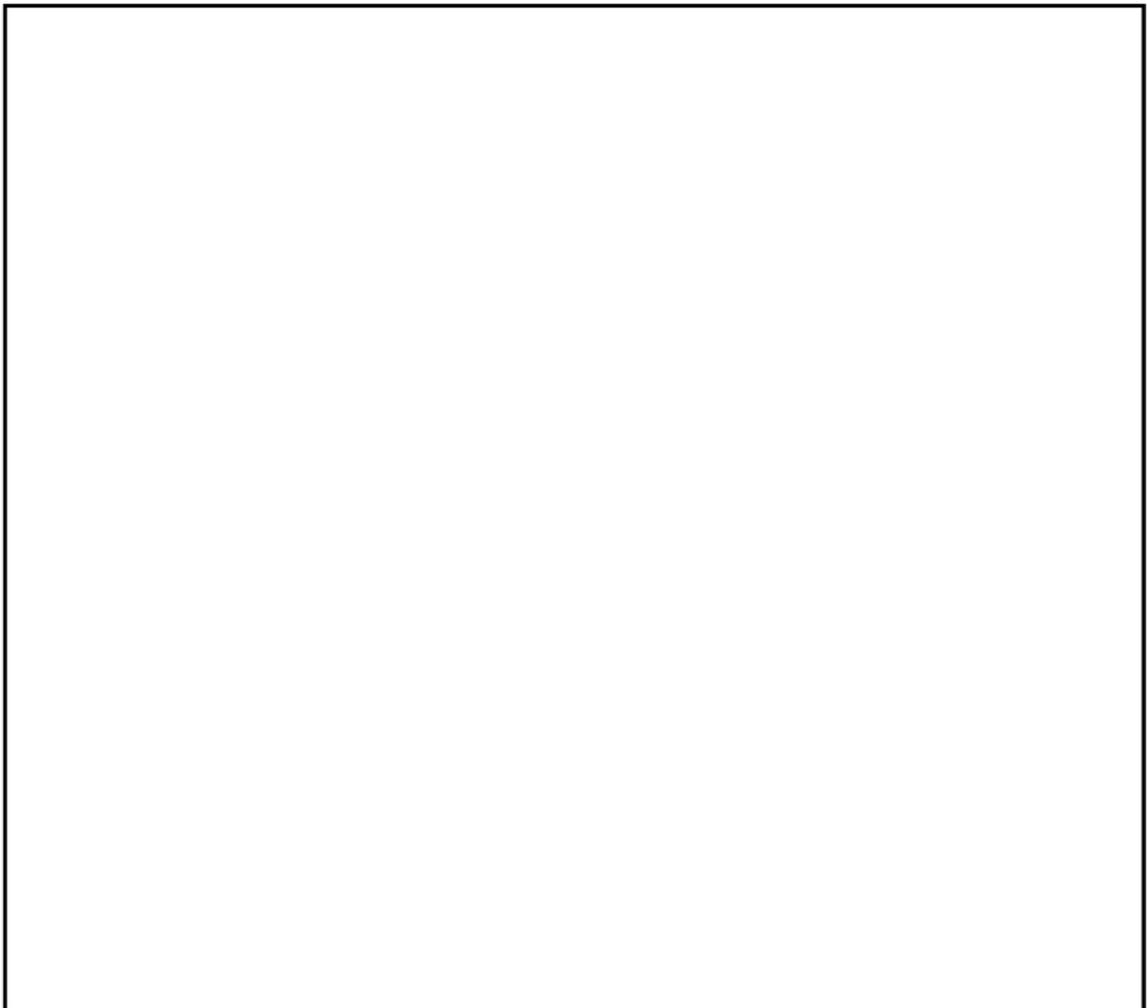
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



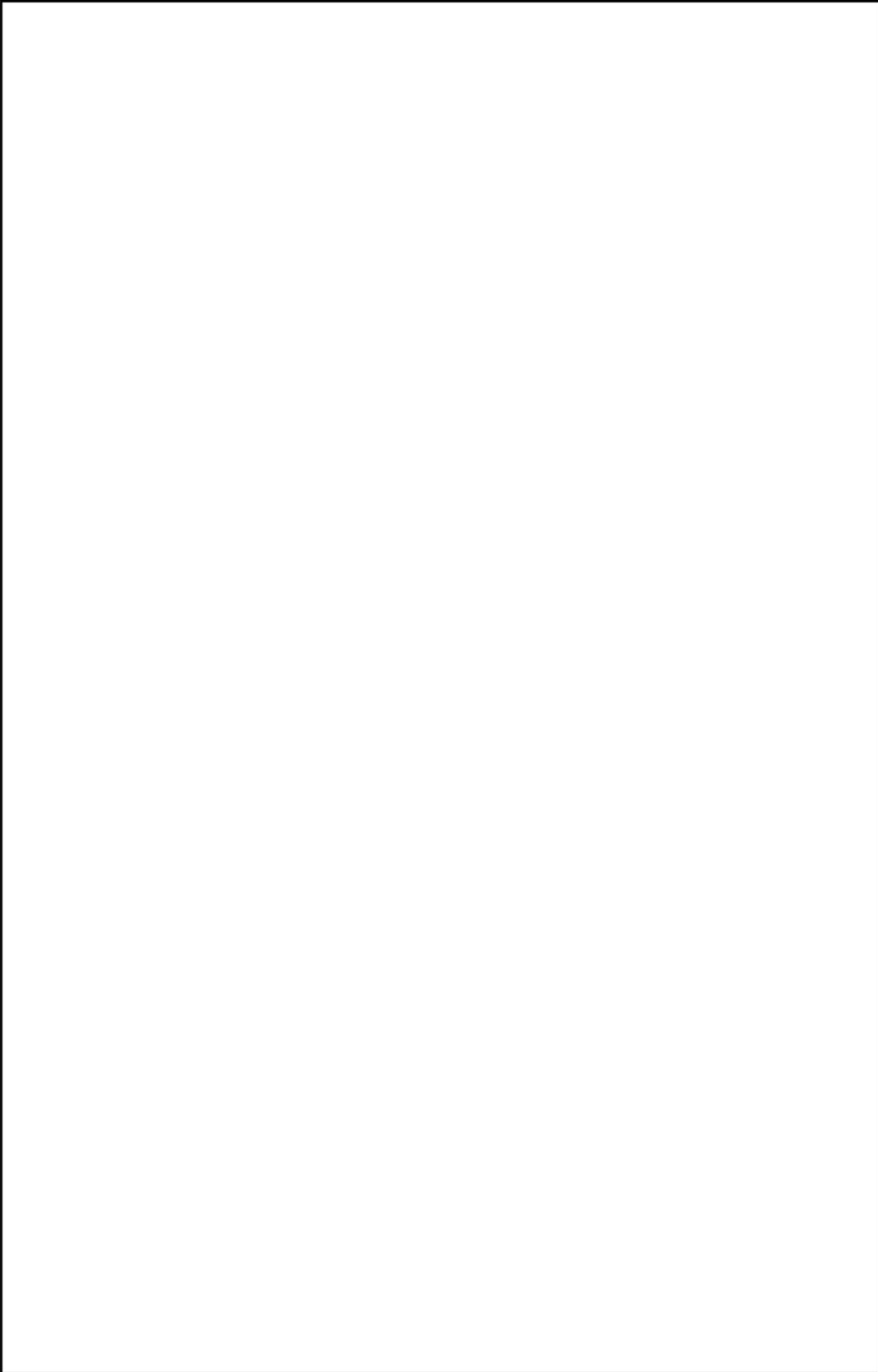
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



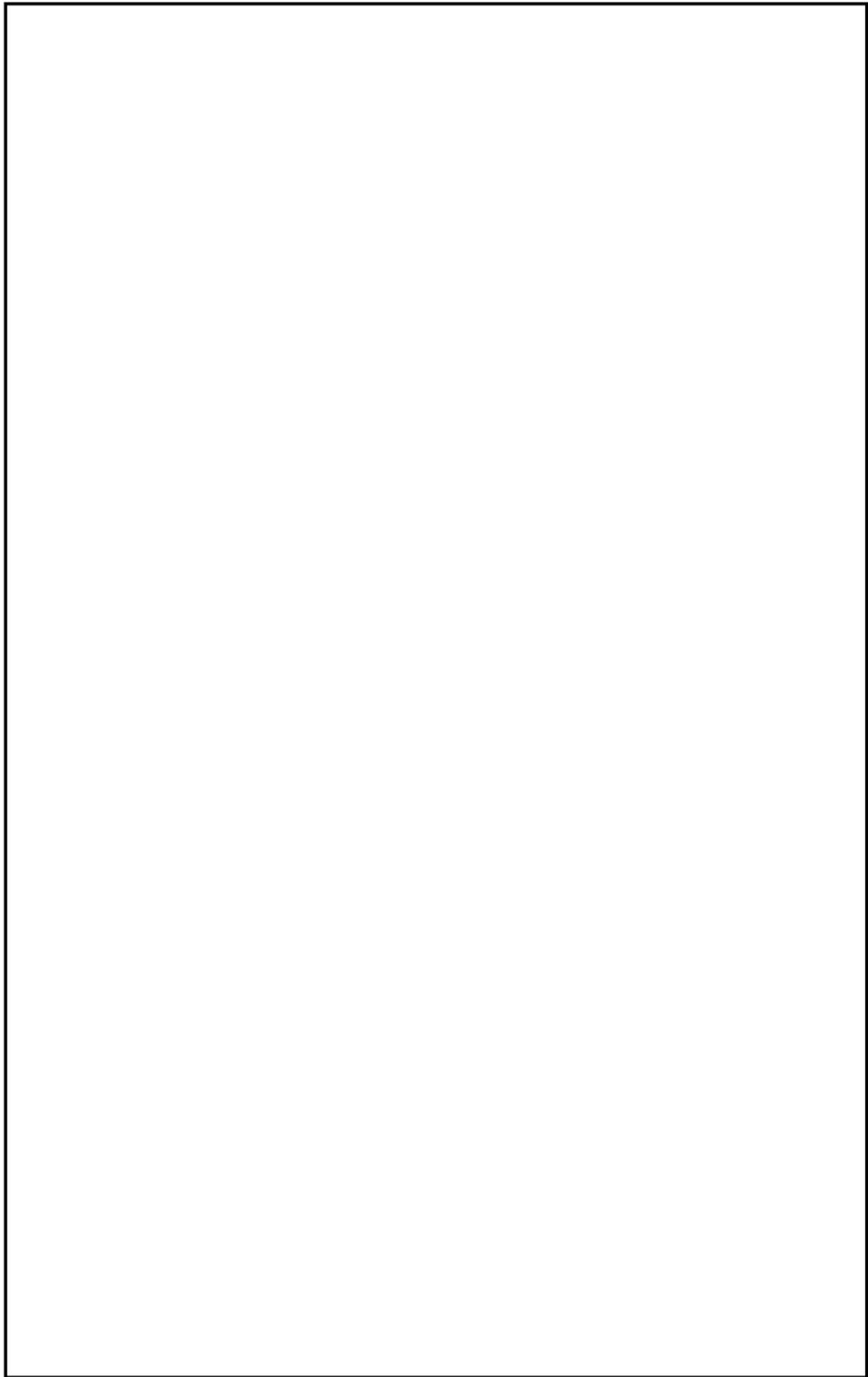
10.13.1.2.3 大型航空機の衝突箇所と大型航空機衝突影響評価の対象範囲の設定



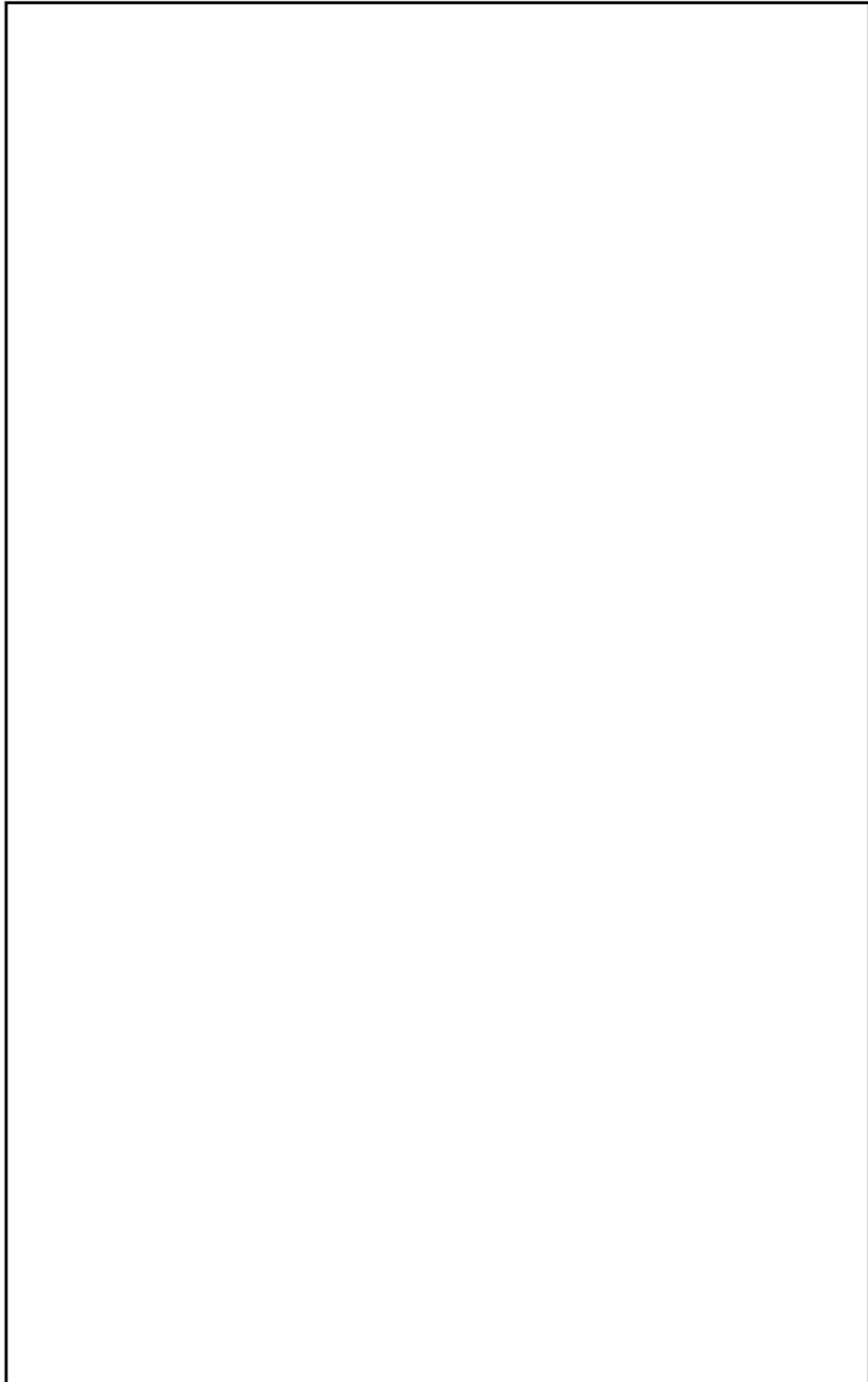
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



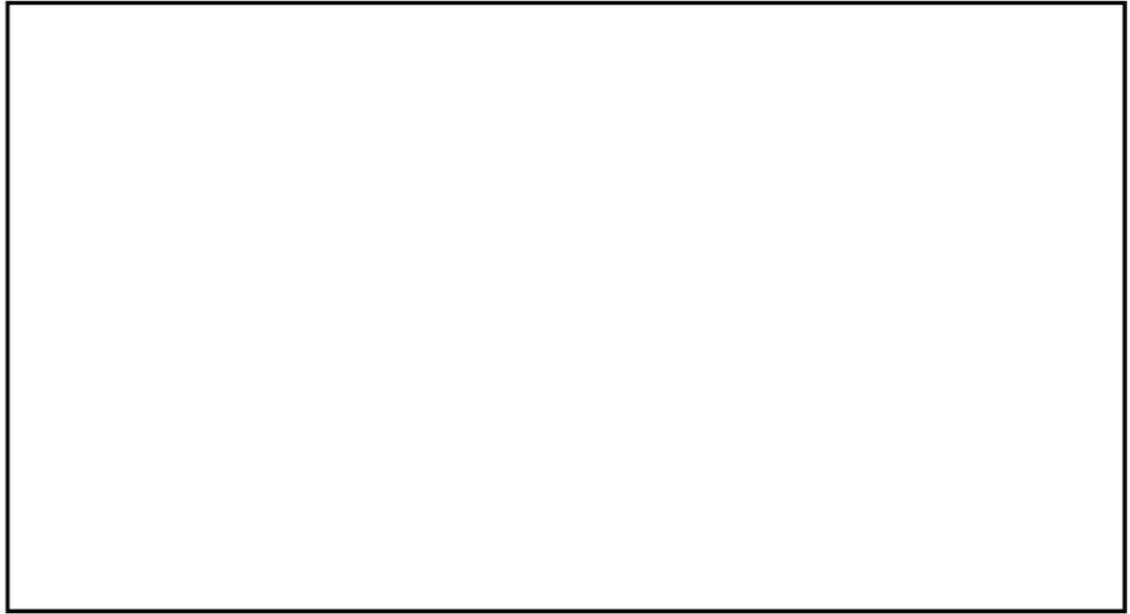
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



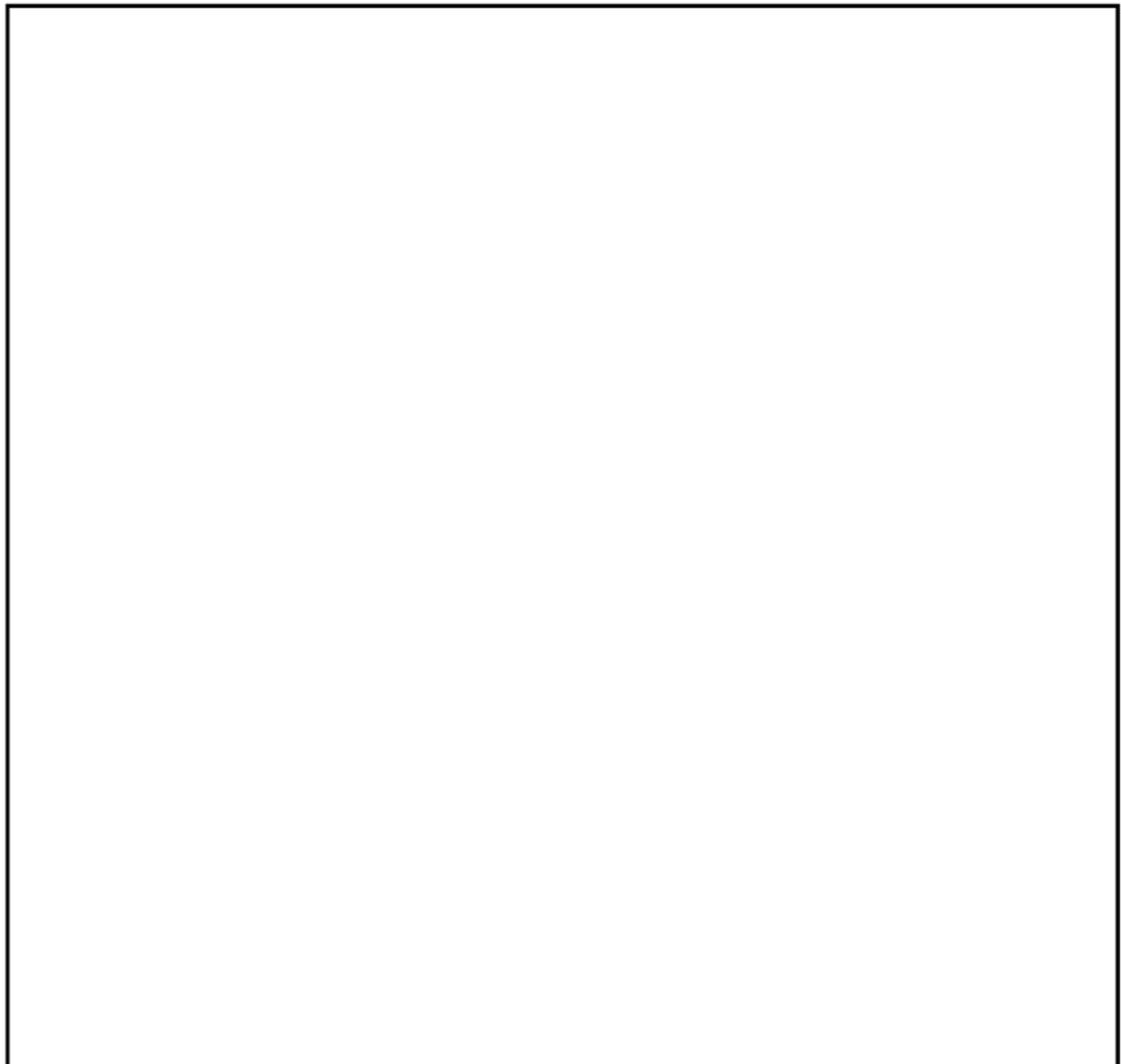
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



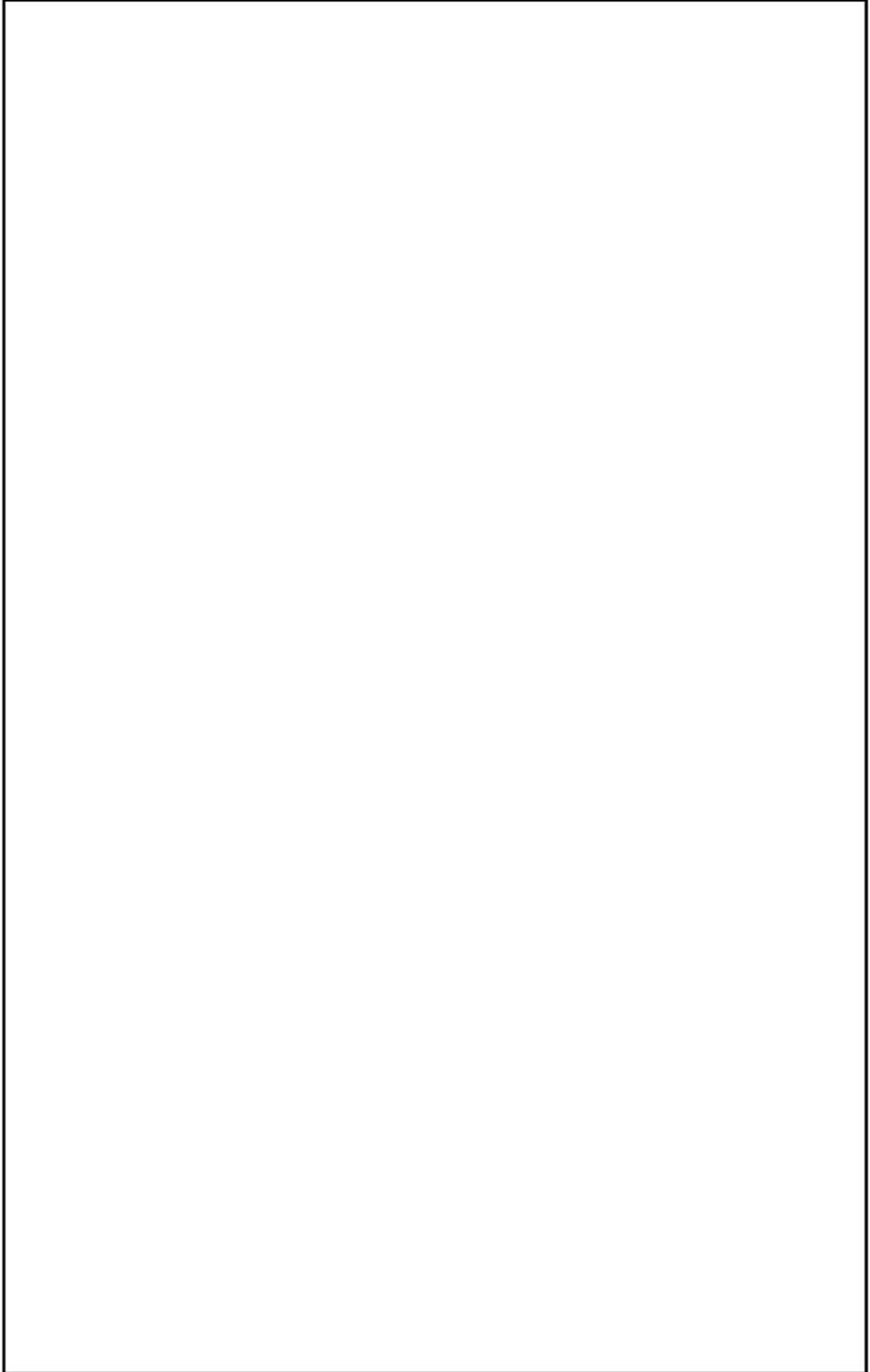
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



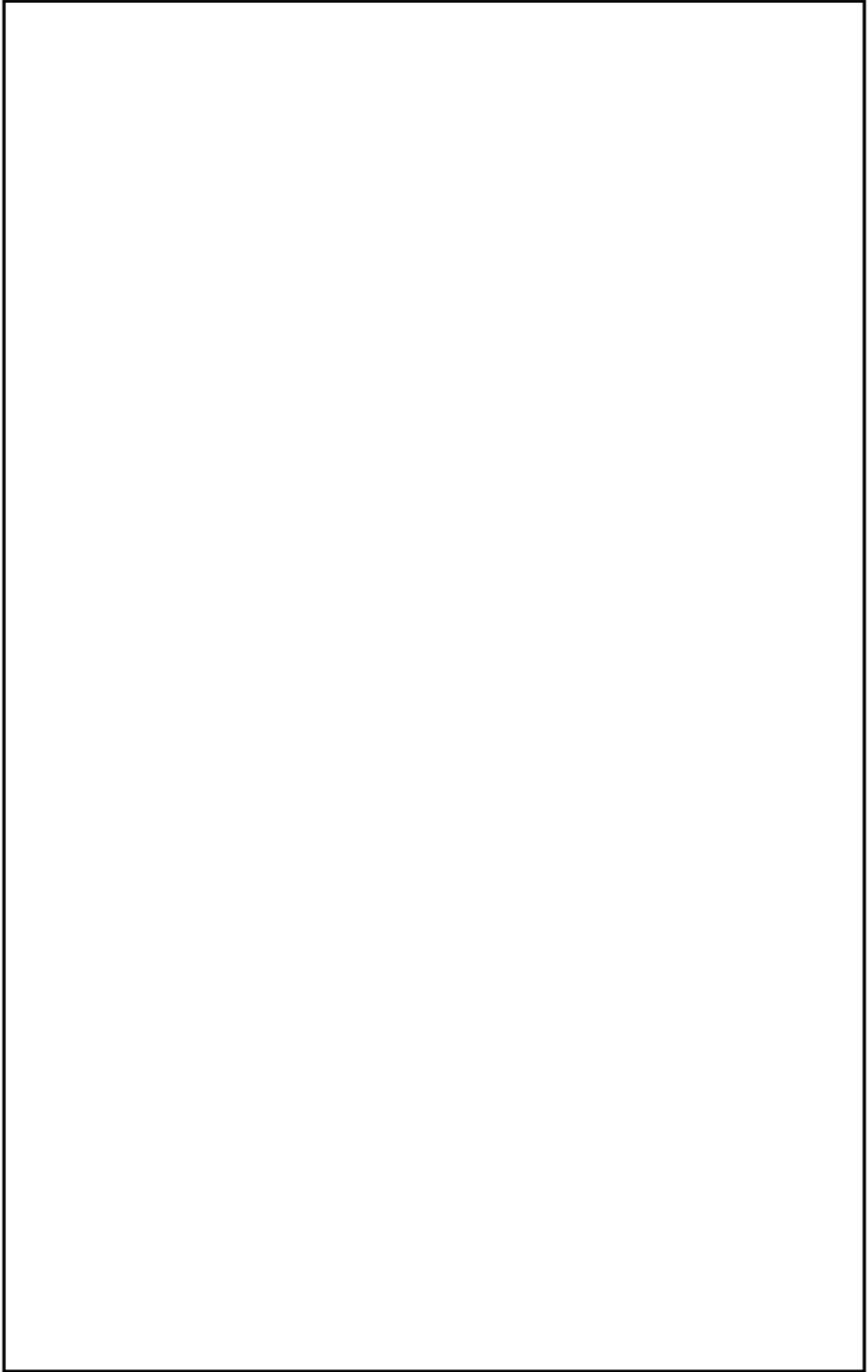
10.13.1.2.4 評価内容の設定



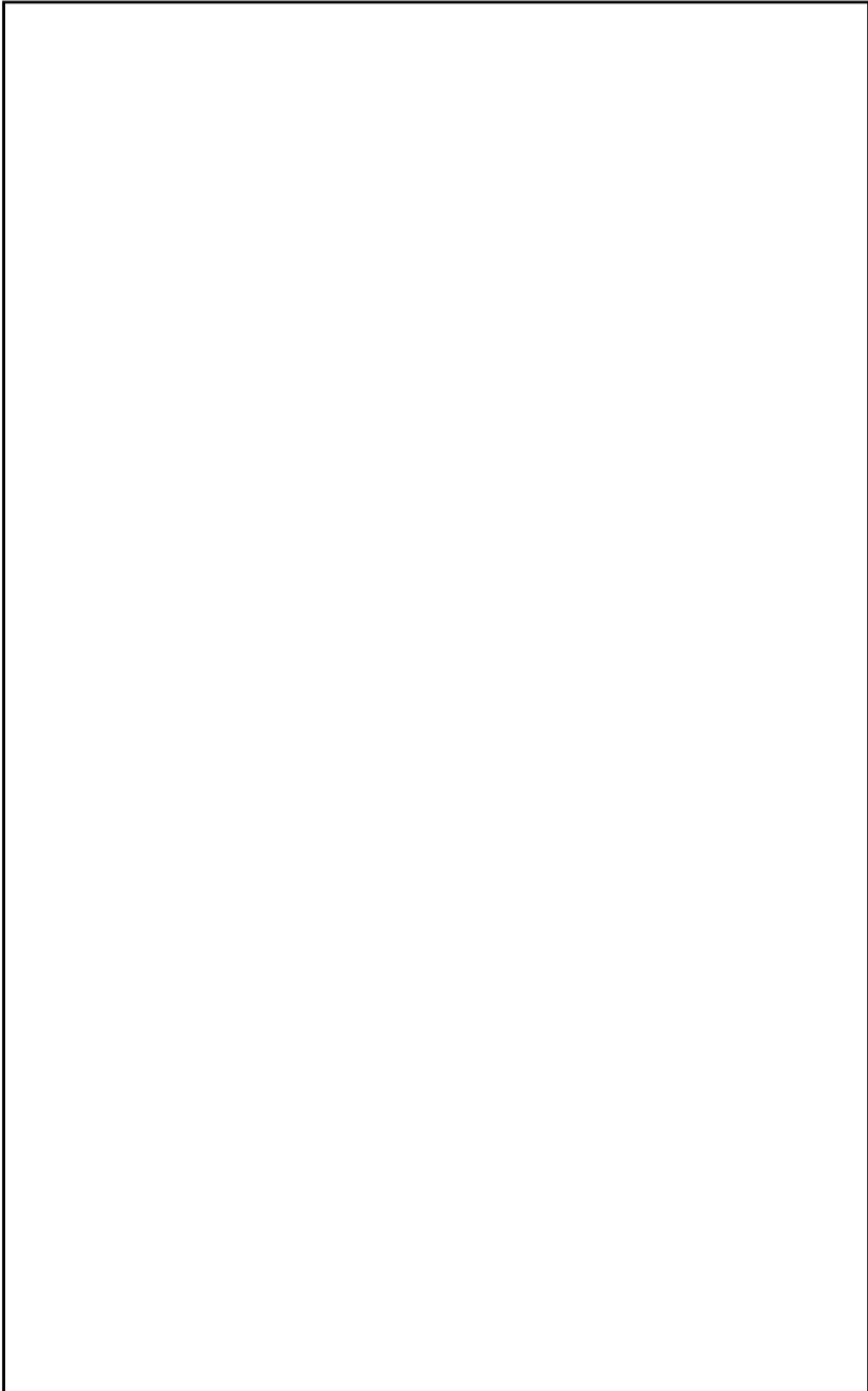
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



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。



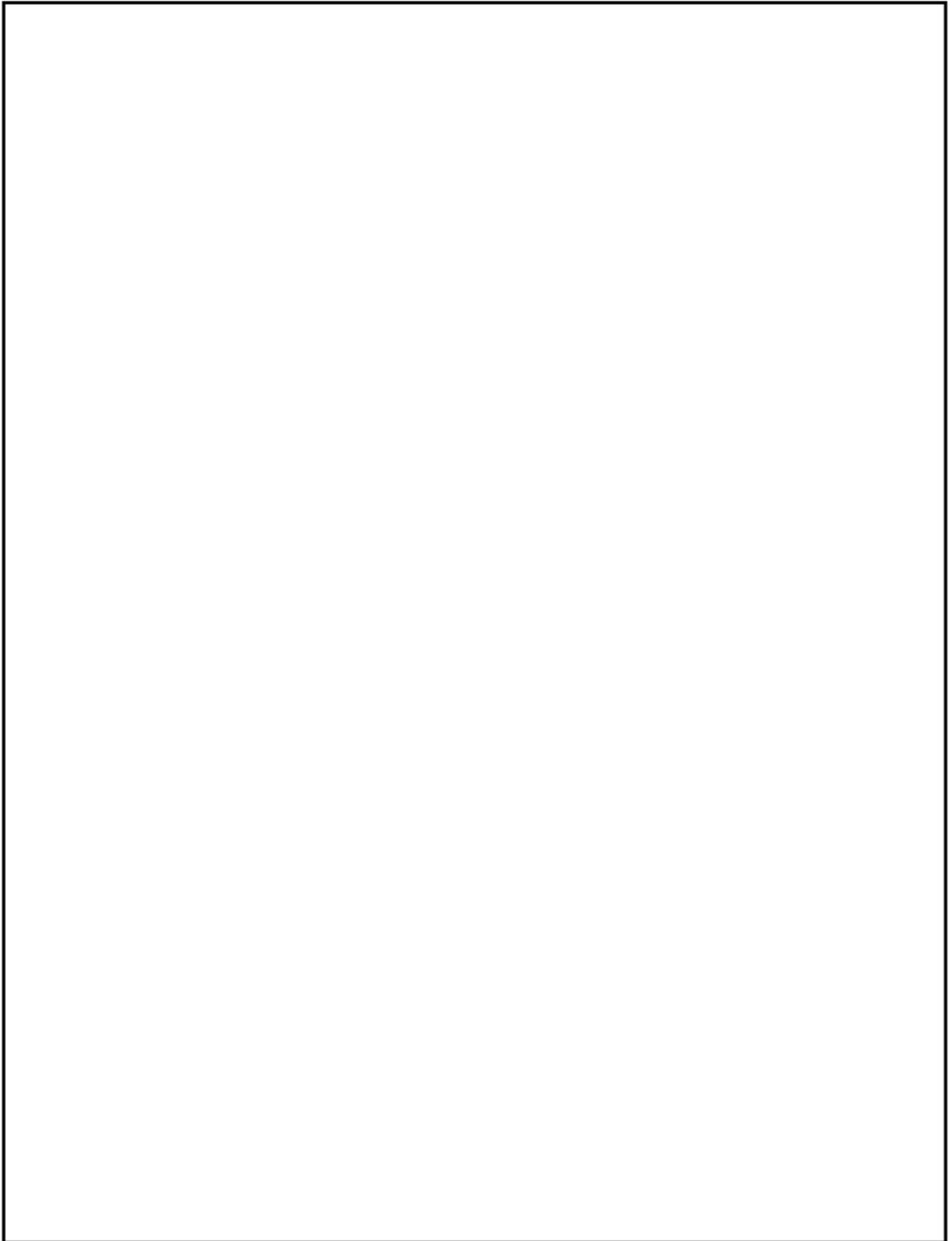
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



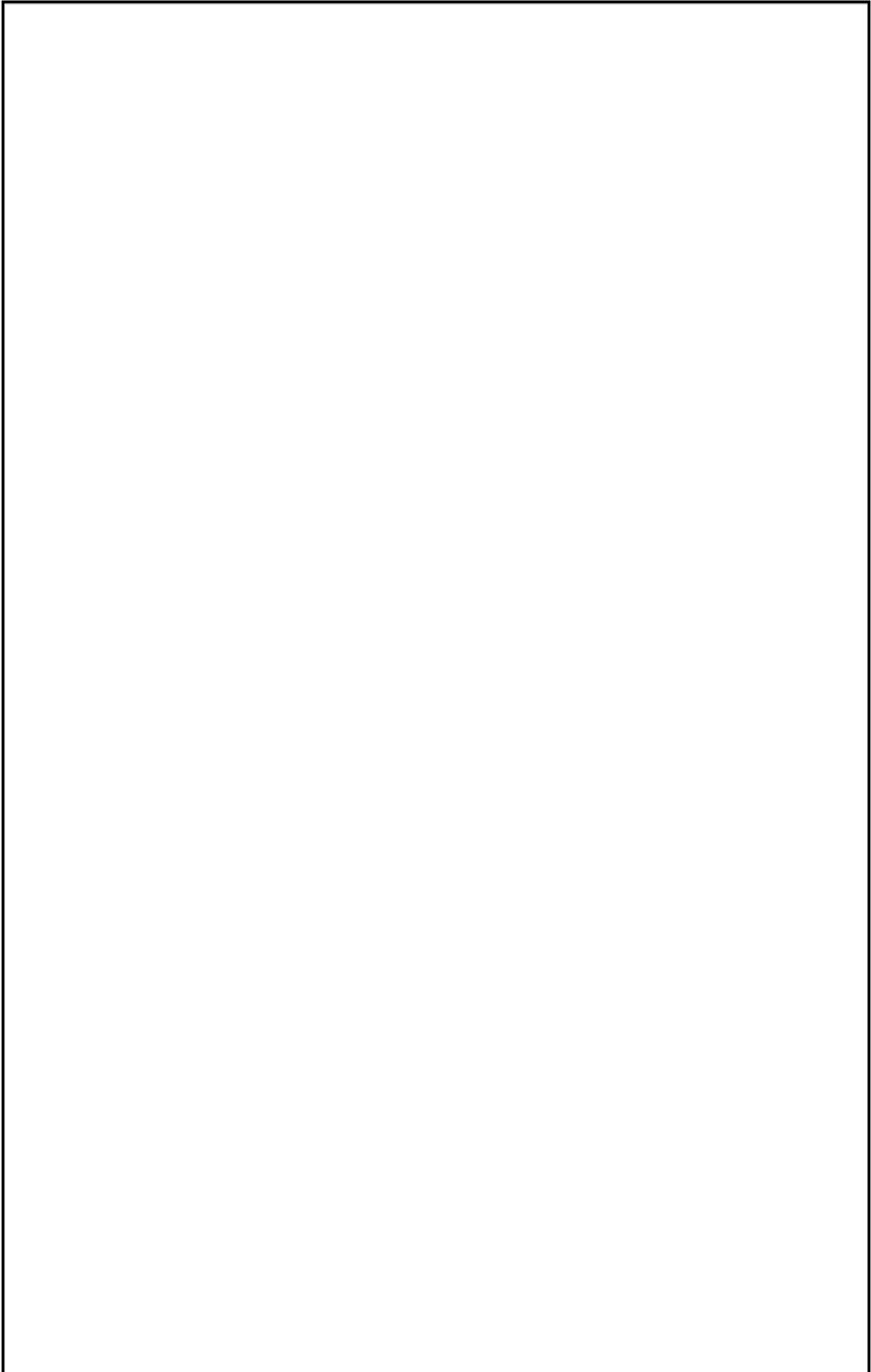
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



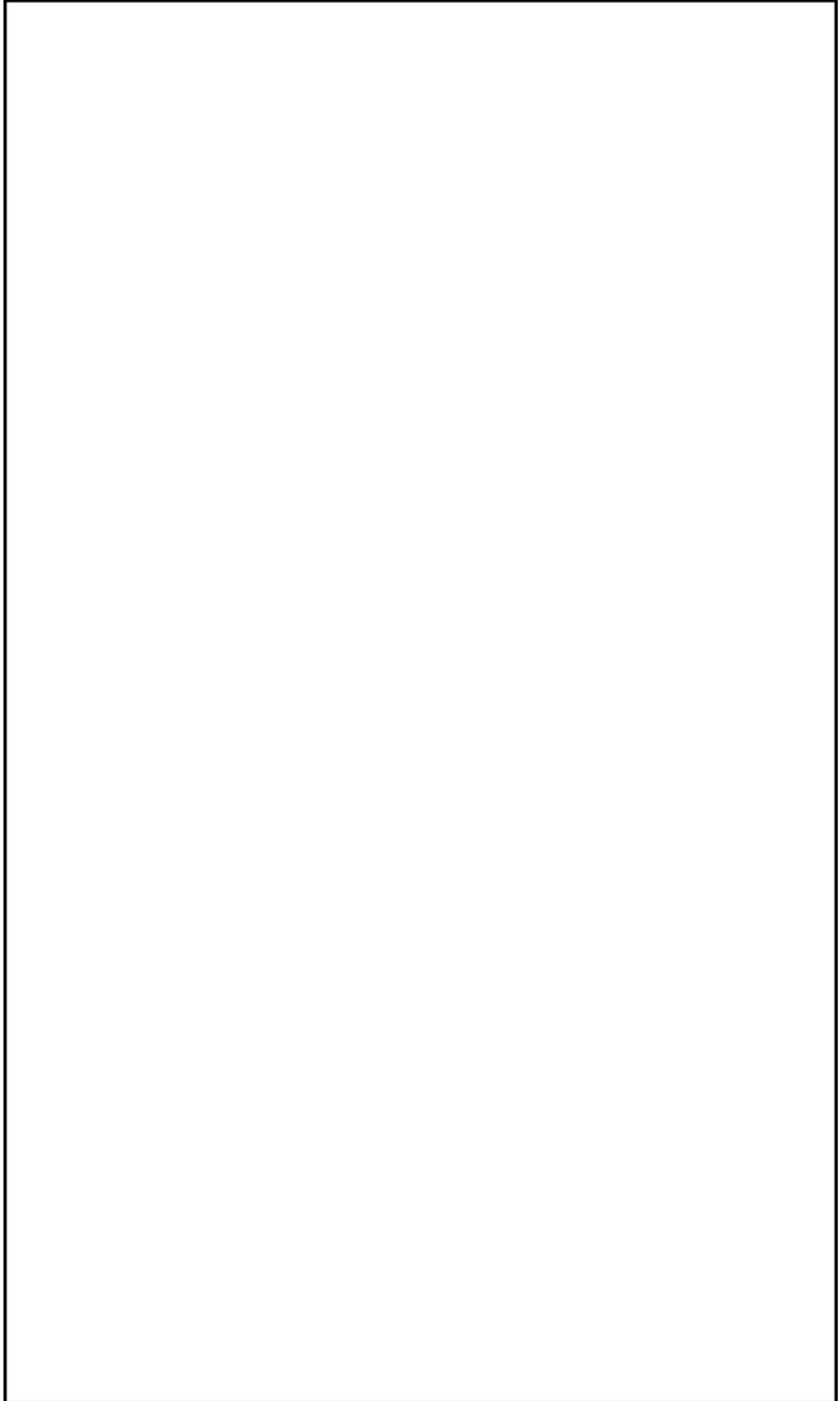
10.13.1.2.5 評価の方法



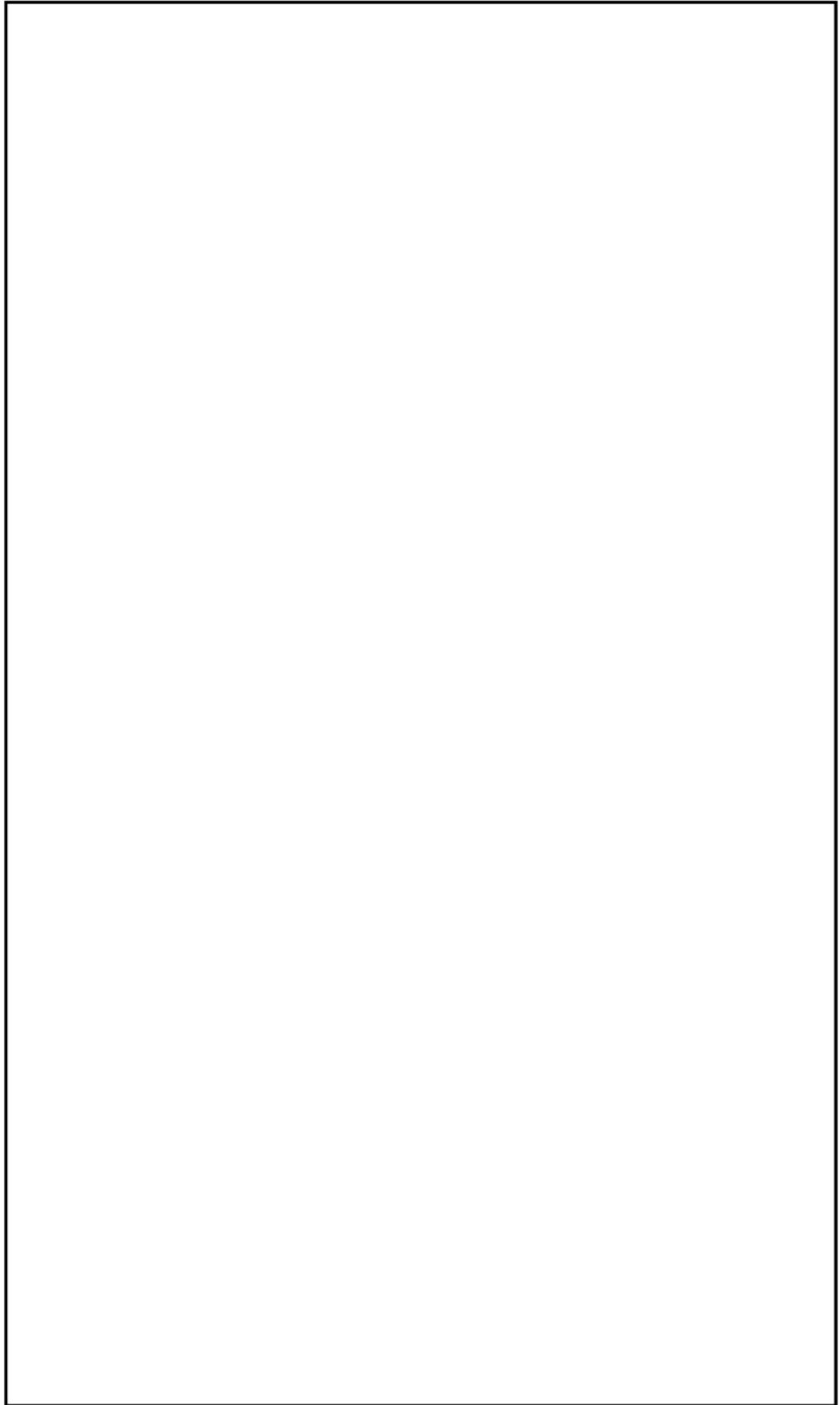
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



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。

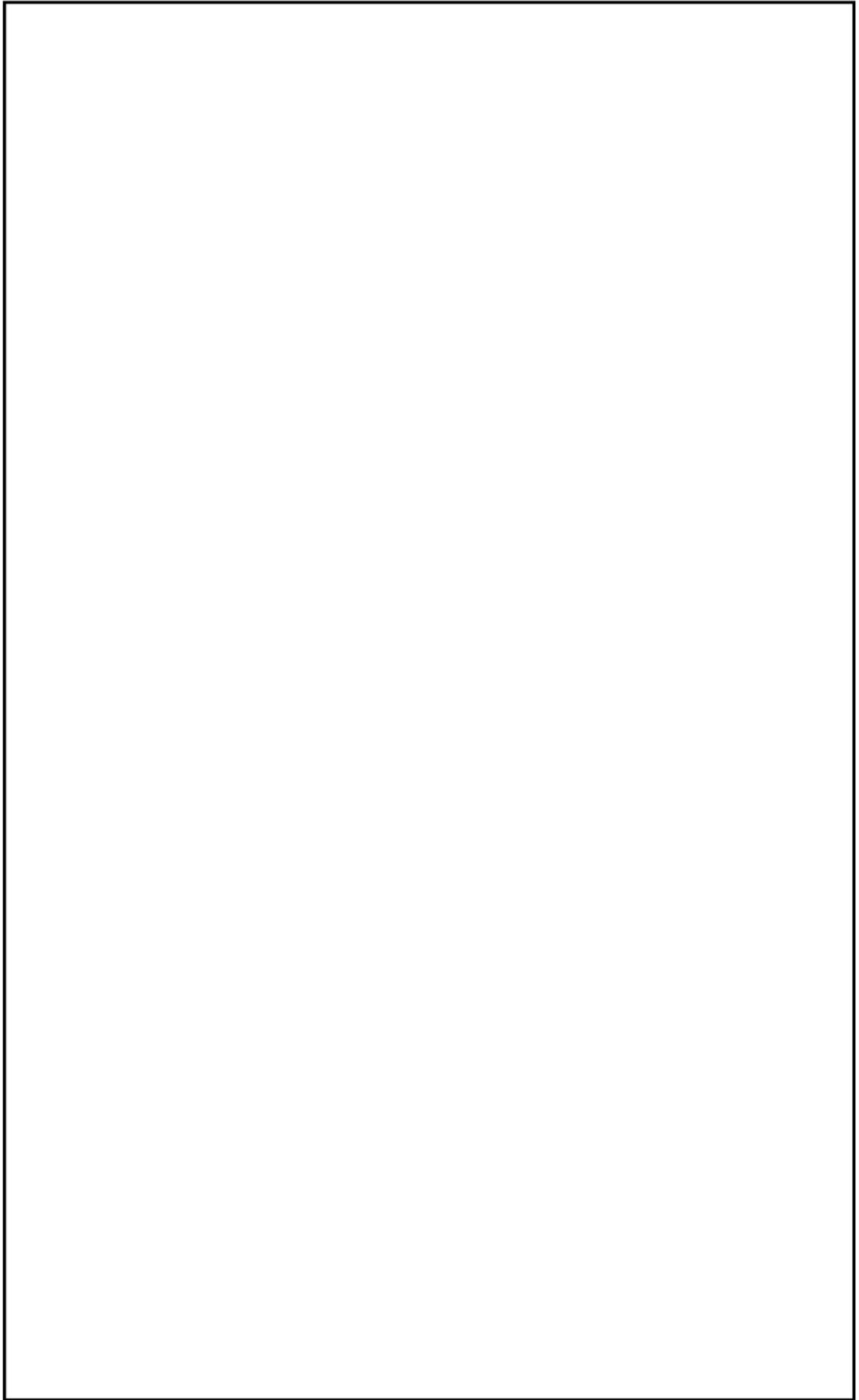


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



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。



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。

10.13.2 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能

10.13.2.1 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10.13.2.1 図に示す。

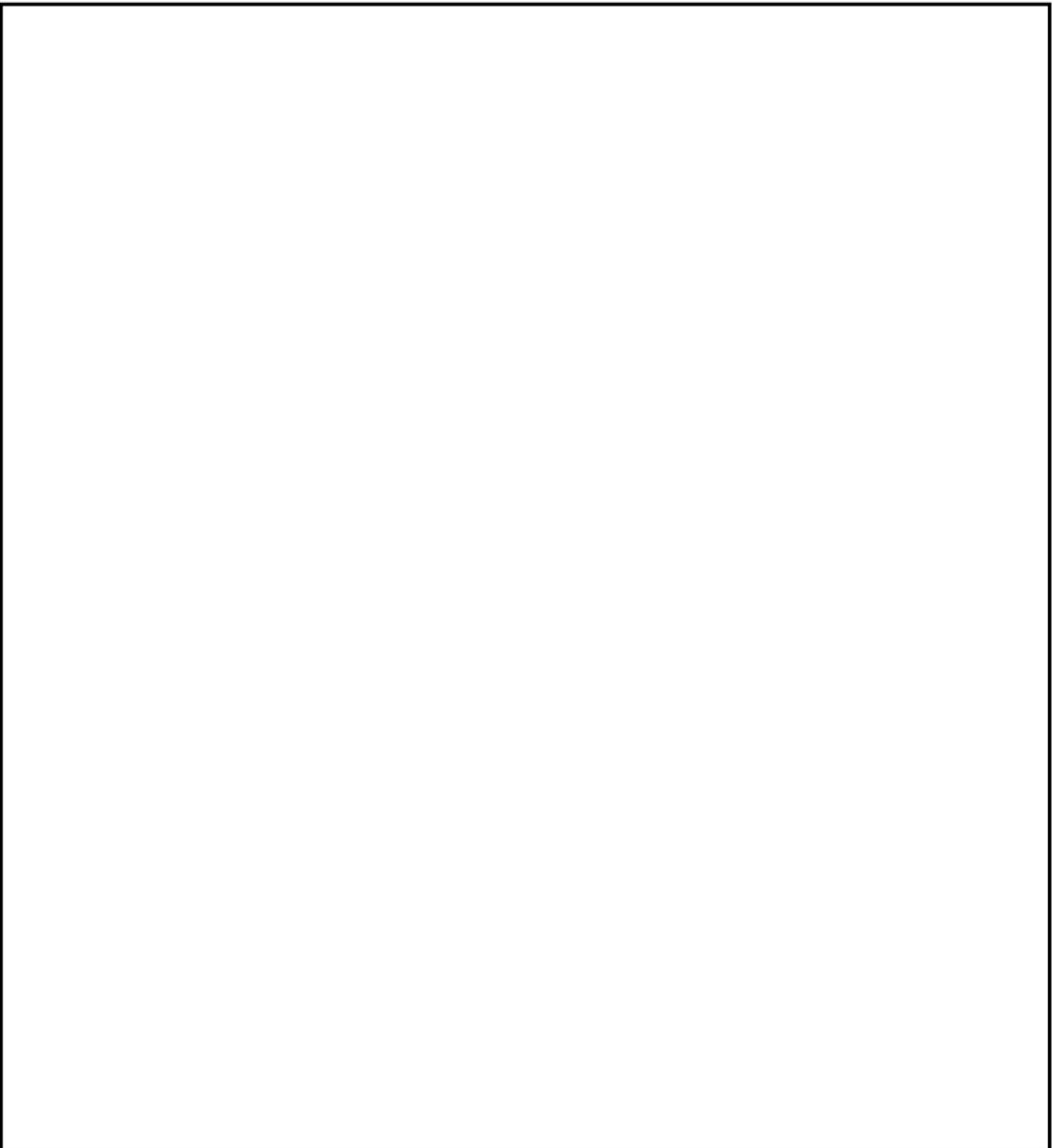
10.13.2.2 設計方針



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。



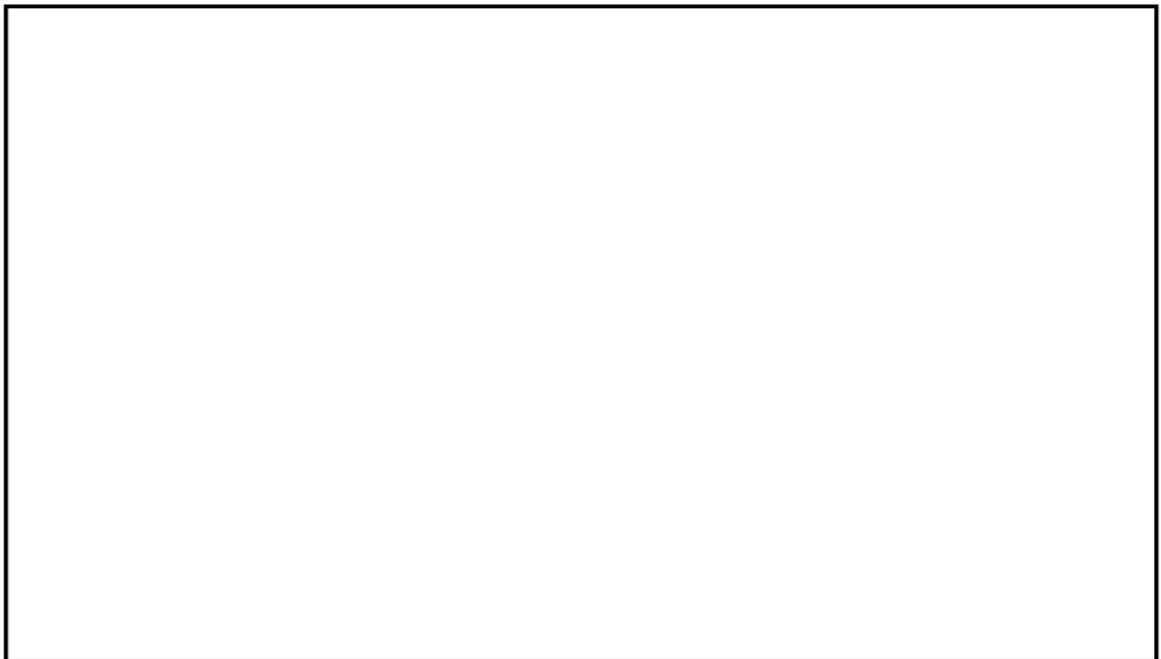
10.13.2.2.1 多重性又は多様性、独立性、位置的分散



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。



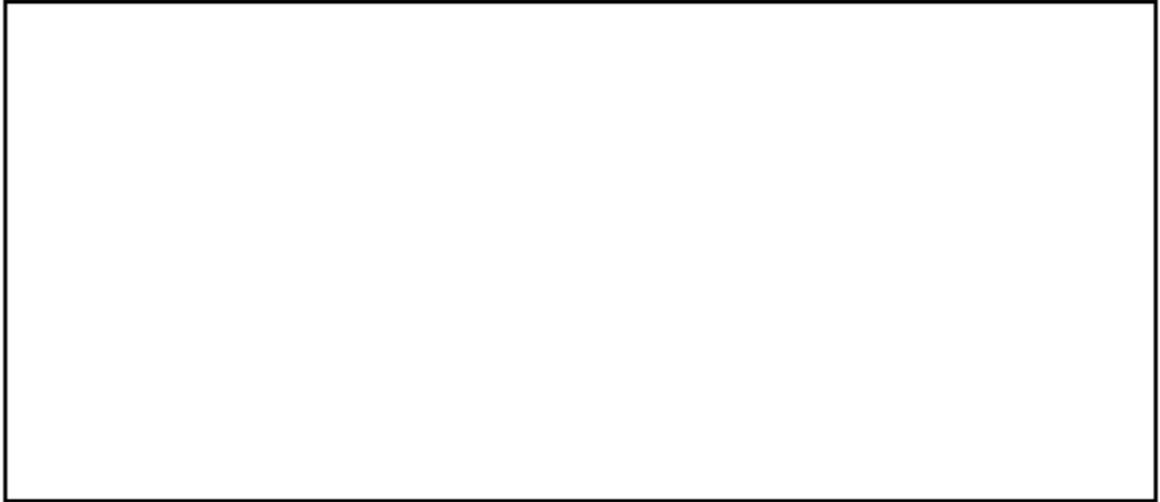
10.13.2.2.2 悪影響防止



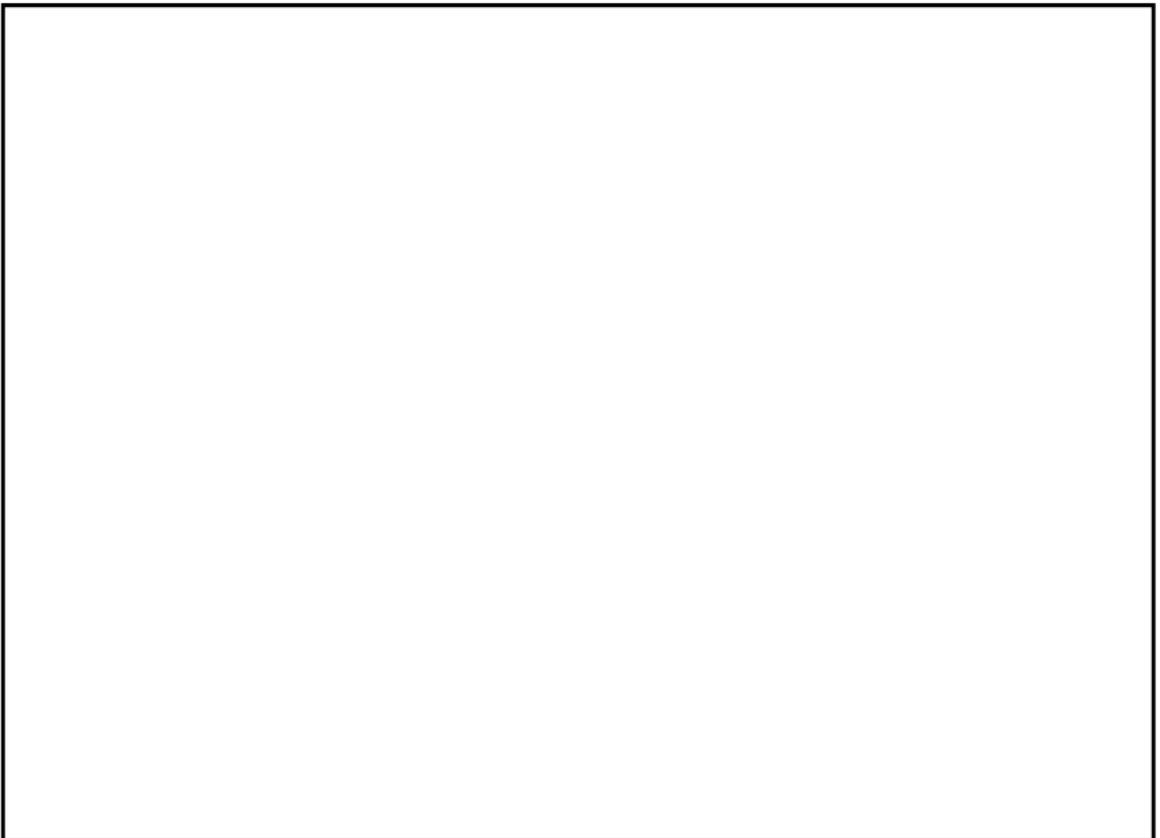
10.13.2.2.3 容量等



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。



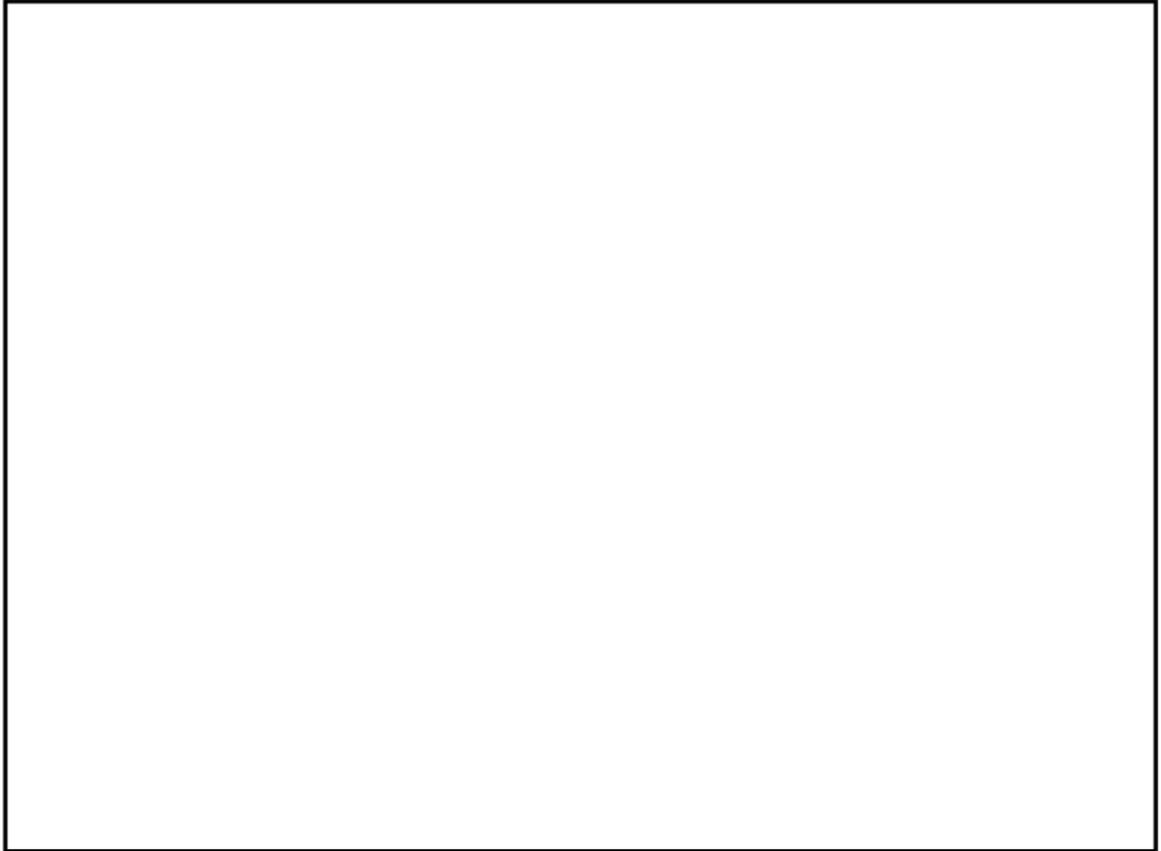
10.13.2.2.4 環境条件等



10.13.2.2.5 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。



10.13.2.3 主要設備及び仕様



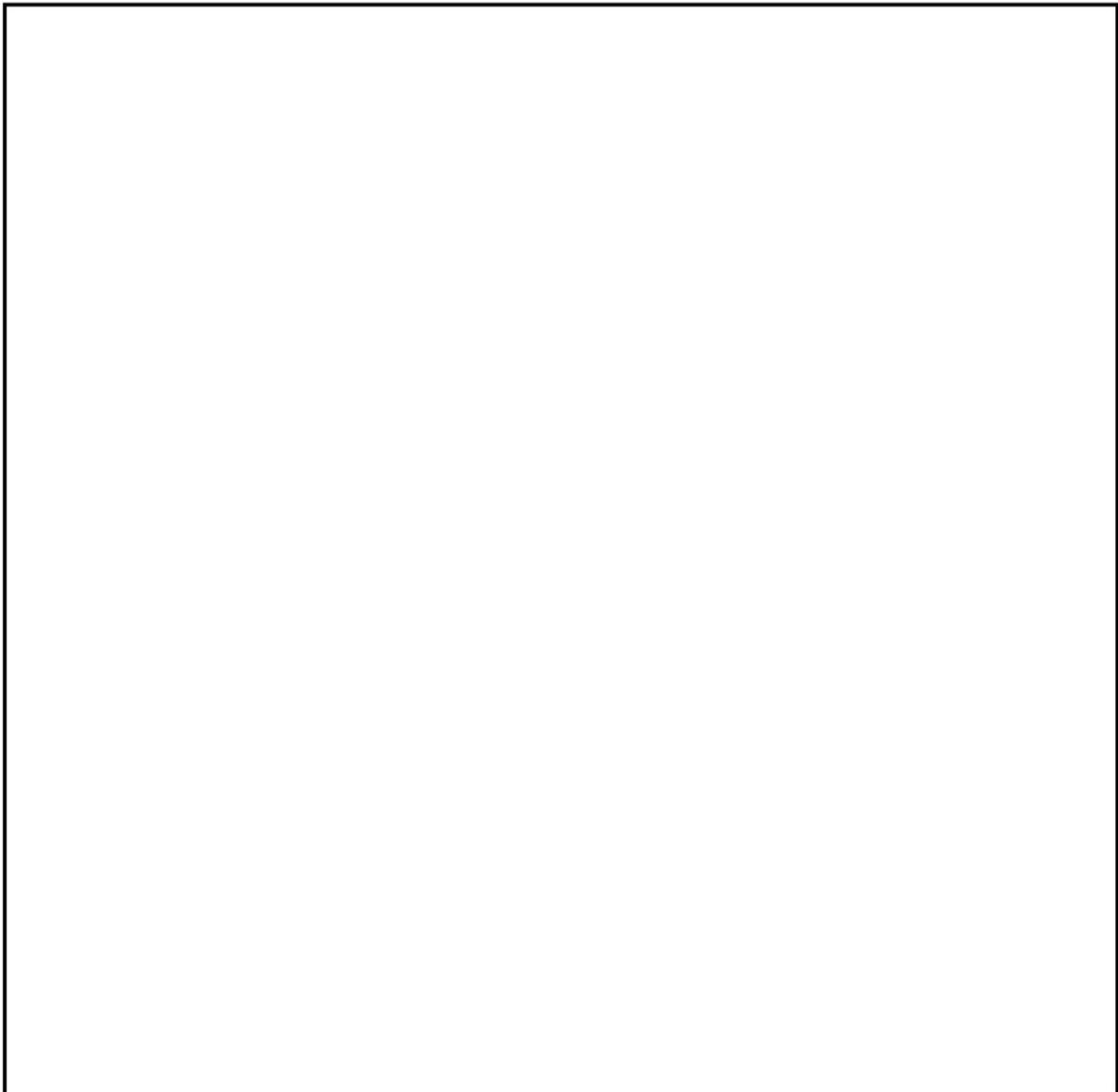
10.13.2.4 試験検査



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。



10.13.2.5 信頼性向上を図るための設計方針



10.13.3 炉内の熔融炉心の冷却機能

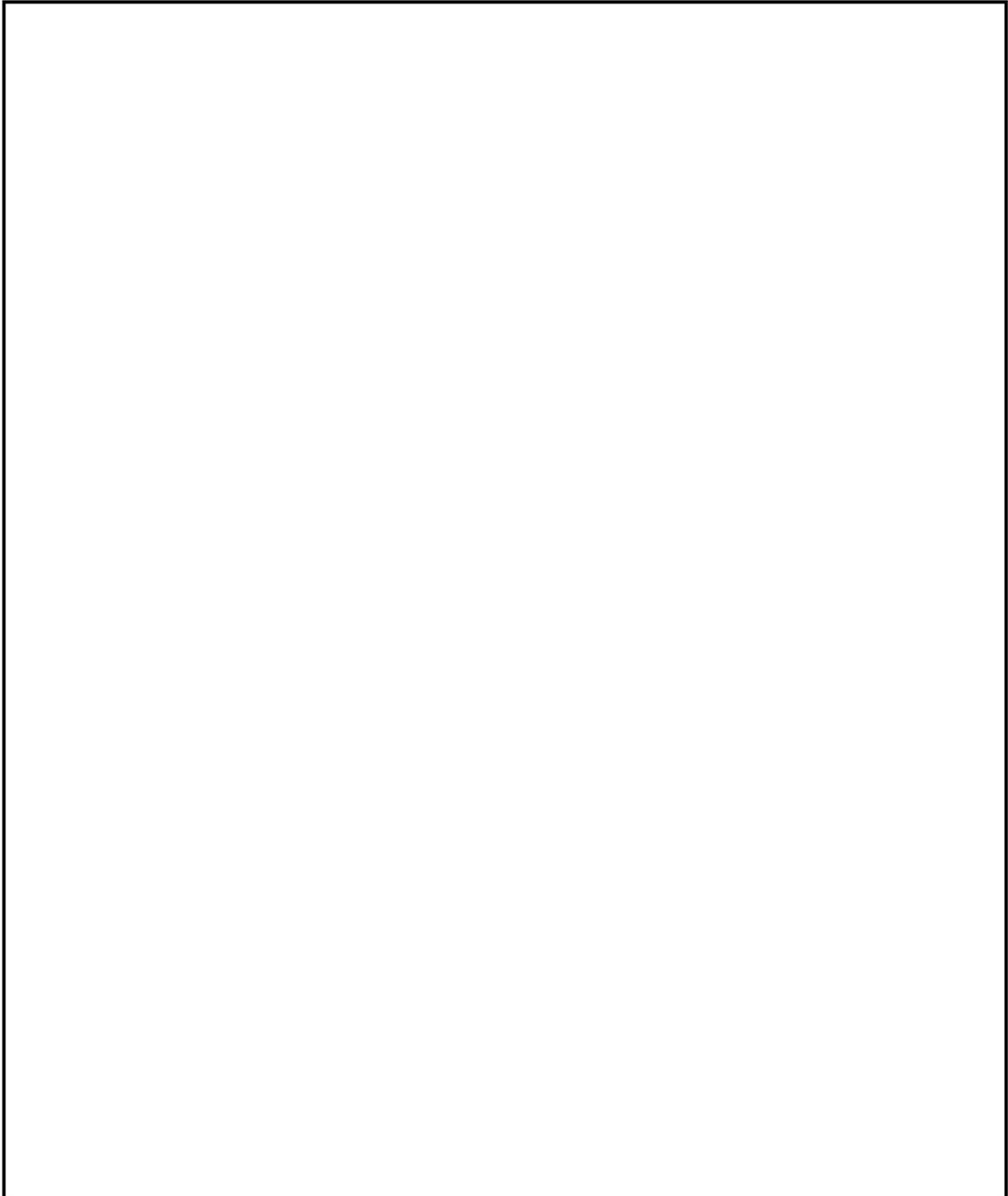
10.13.3.1 概要

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、炉内の熔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。

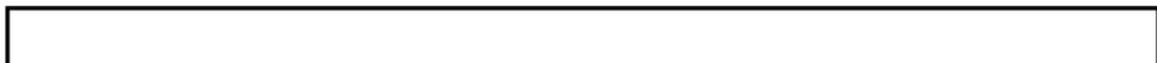
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

炉内の熔融炉心の冷却機能の概略系統図を第 10.13.3.1 図及び第 10.13.3.2 図に示す。

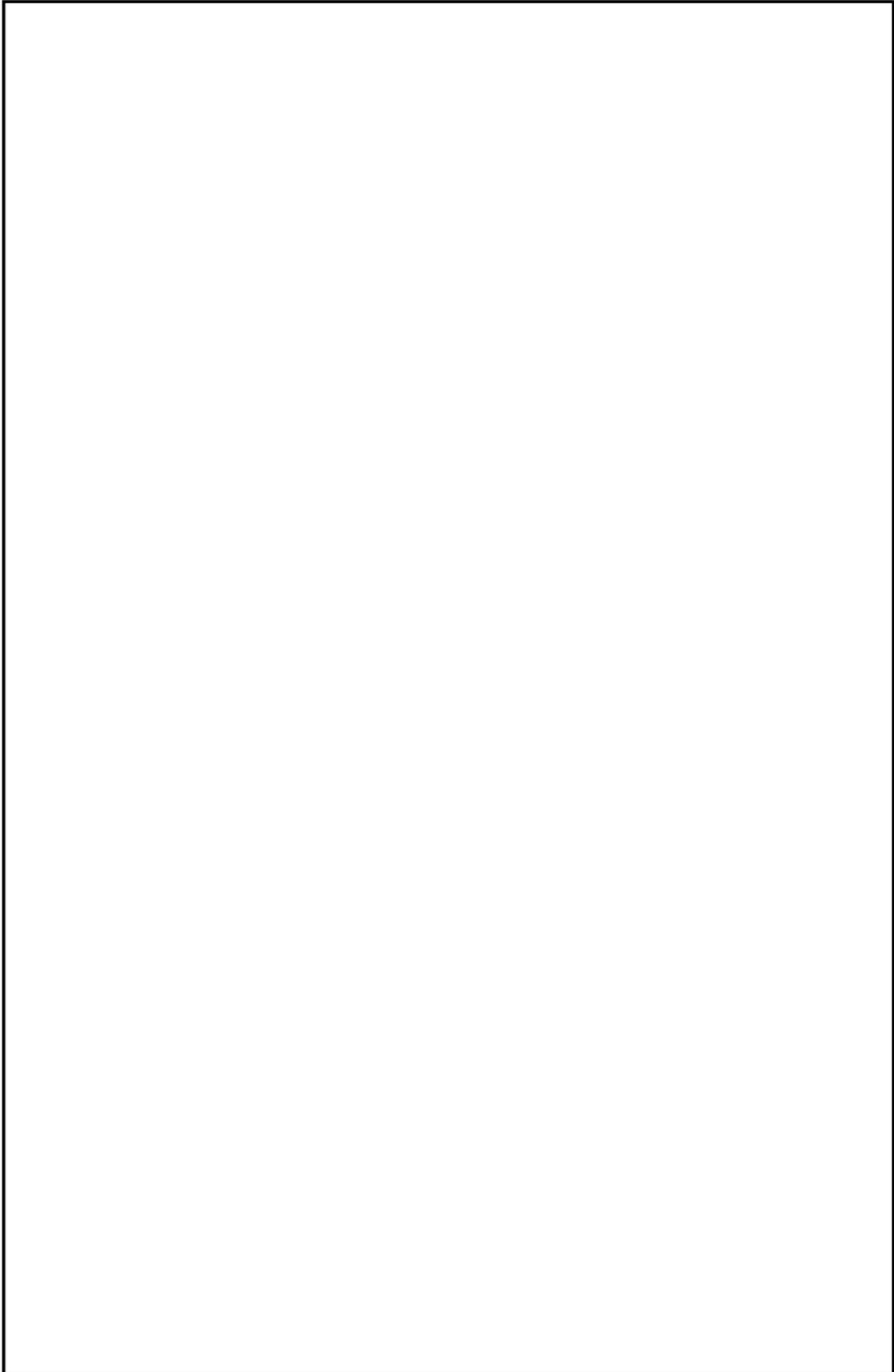
10.13.3.2 設計方針



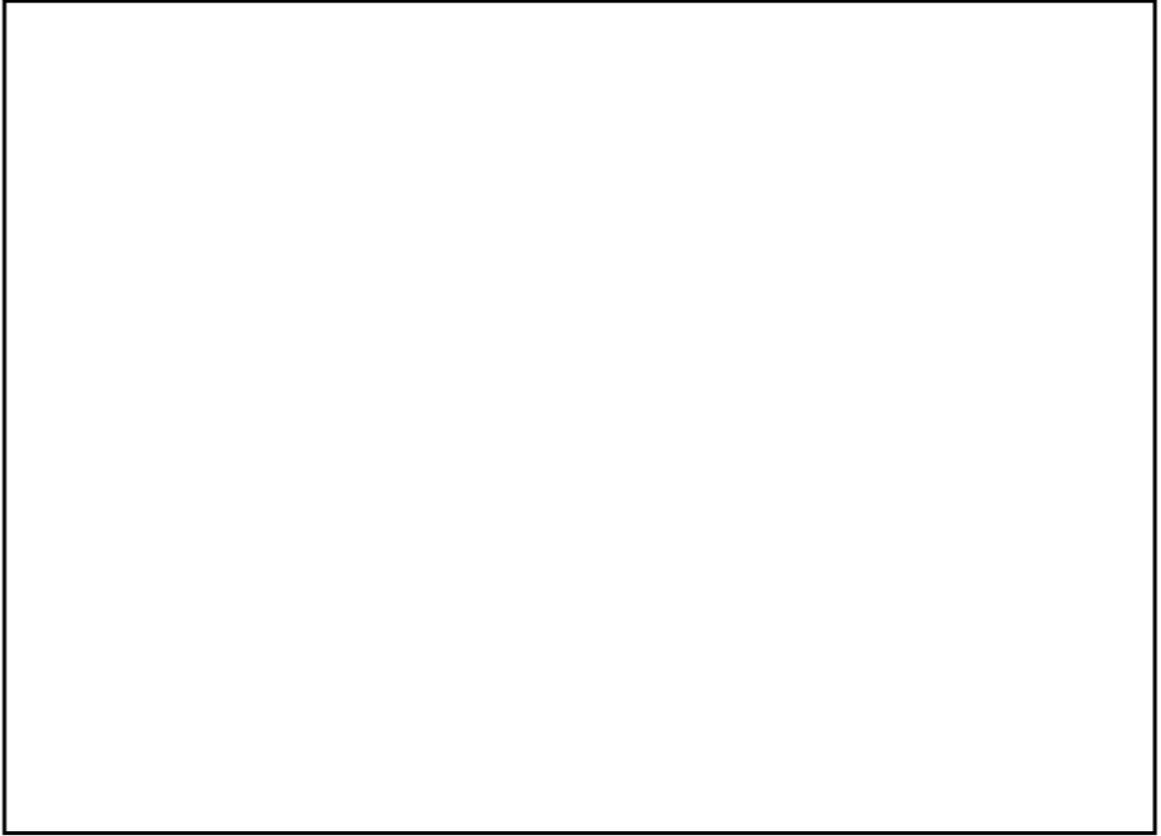
10.13.3.2.1 多重性又は多様性、独立性、位置的分散



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。



10.13.3.2.2 悪影響防止



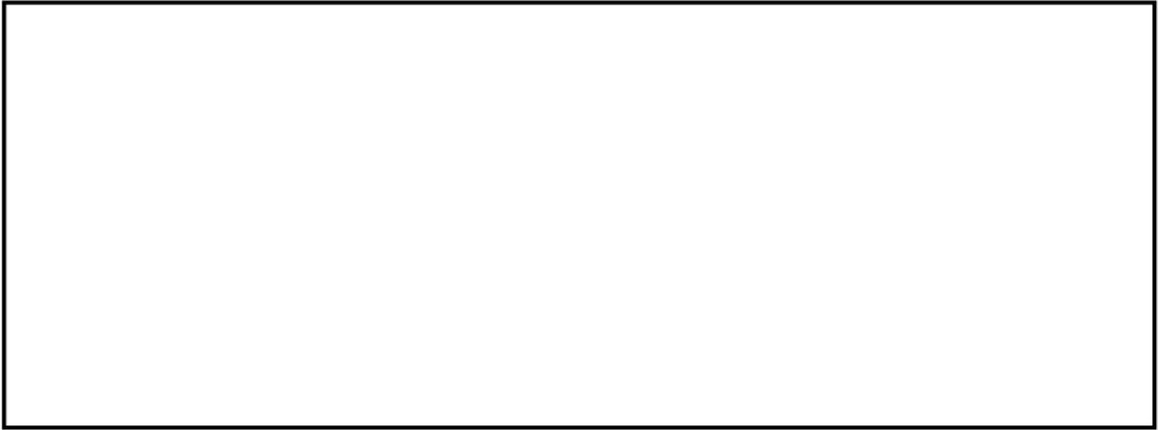
10.13.3.2.3 容量等



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。



10.13.3.2.4 環境条件等



10.13.3.2.5 操作性の確保



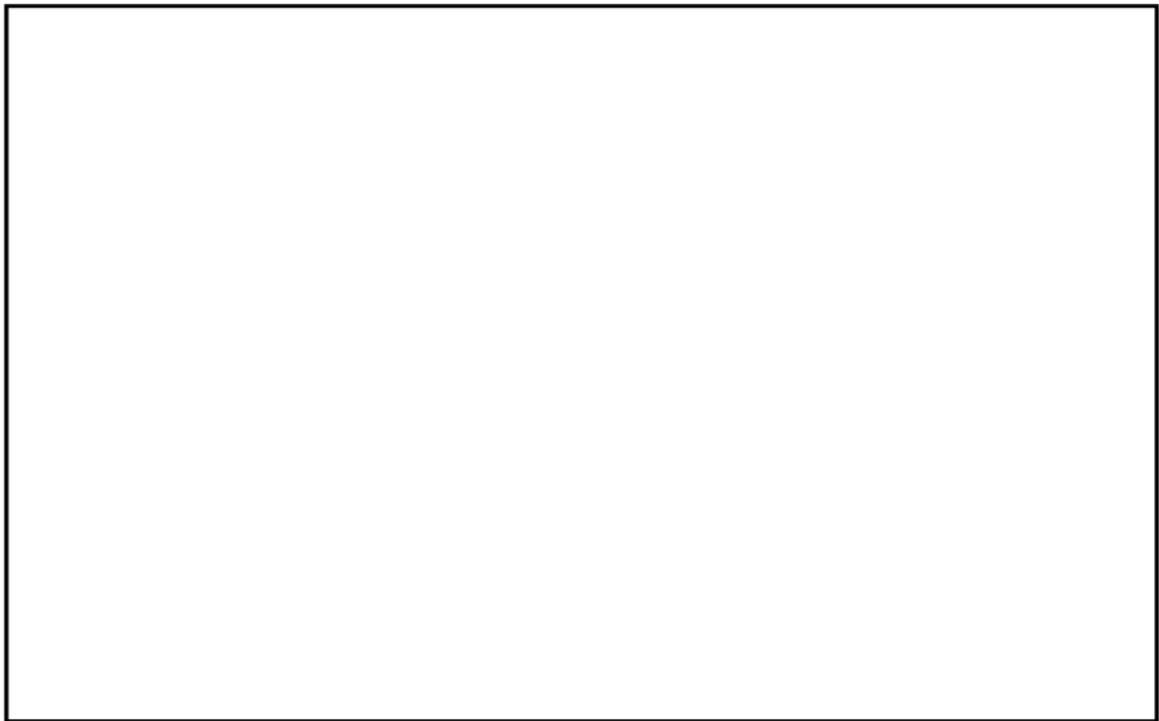
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



10.13.3.3 主要設備及び仕様



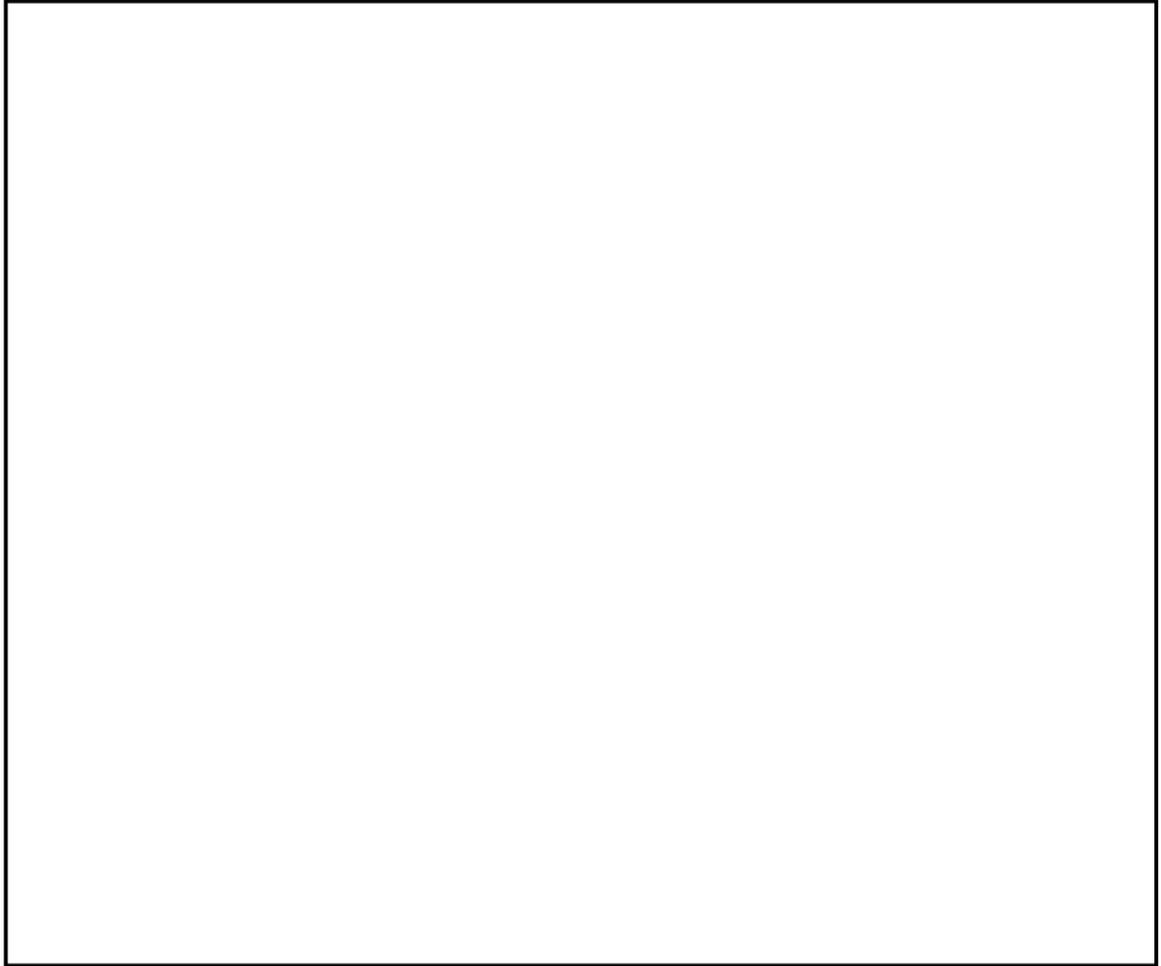
10.13.3.4 試験検査



10.13.3.5 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。



10.13.4 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却機能

10.13.4.1 概要

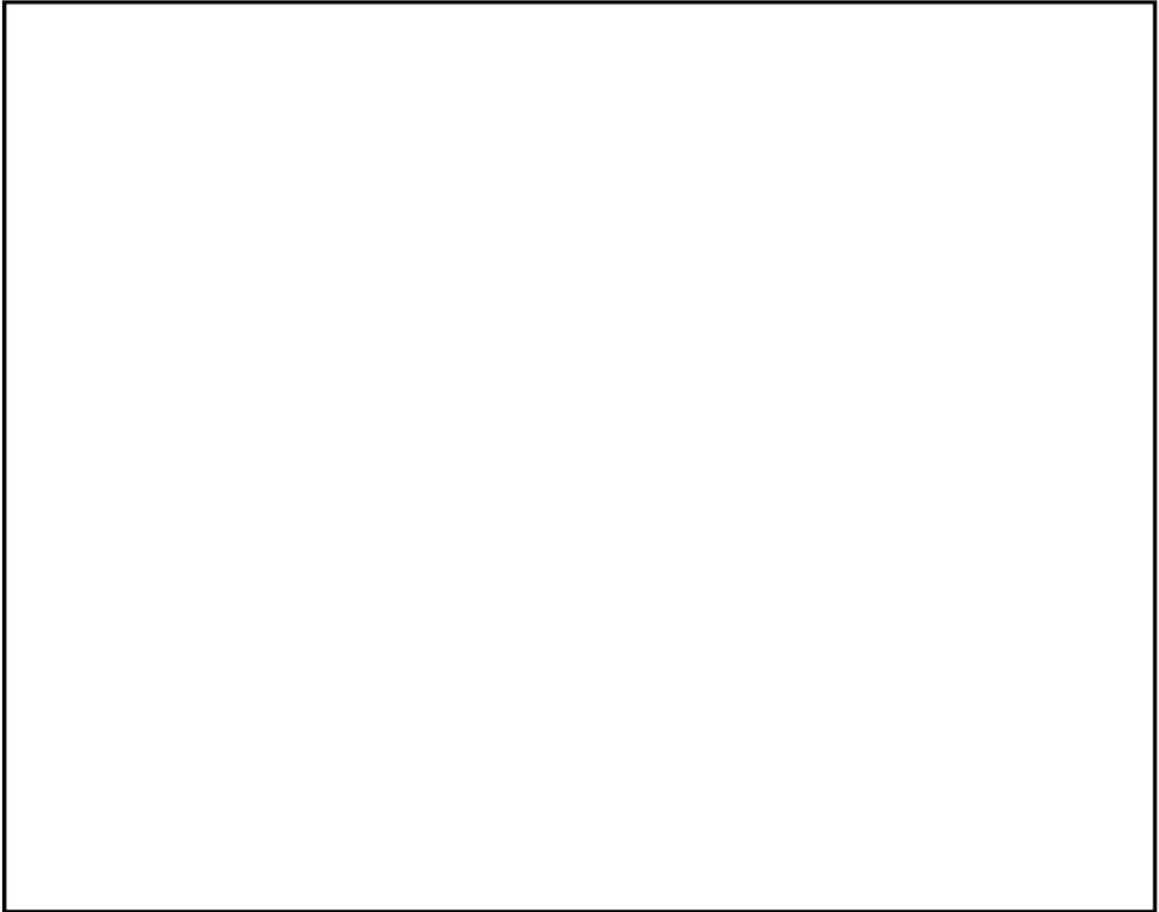
原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却機能を有する特定重大事故等対処施設を設置する。

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 10.13.4.1 図及び第 10.13.4.2 図に示す。

10.13.4.2 設計方針



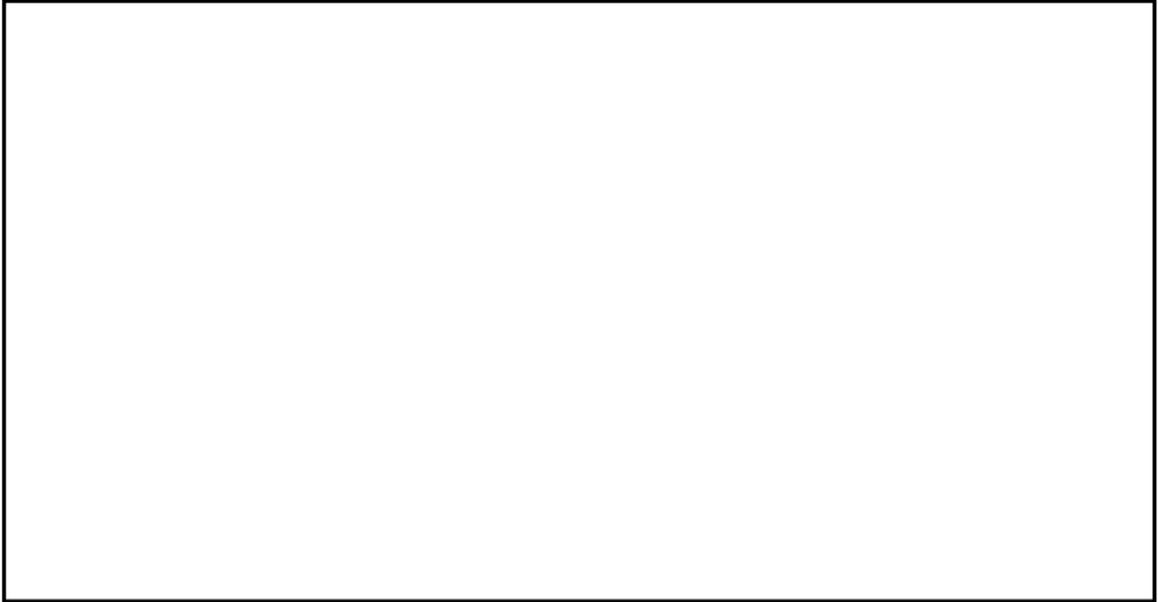
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



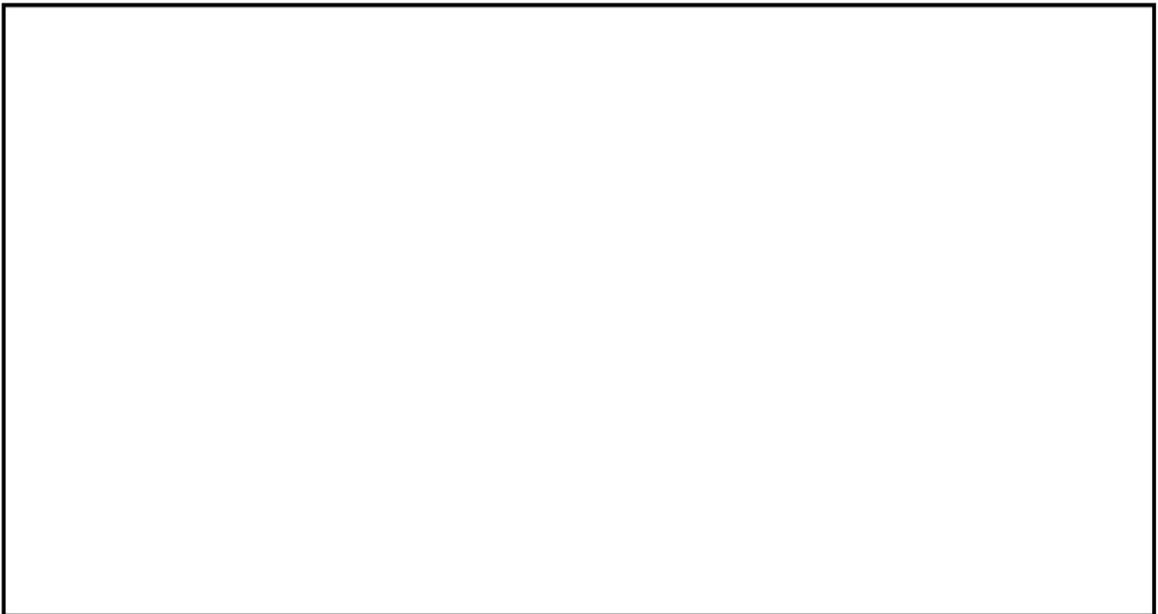
10.13.4.2.1 多重性又は多様性、独立性、位置的分散



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。



10.13.4.2.2 悪影響防止



10.13.4.2.3 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。



10.13.4.2.4 環境条件等

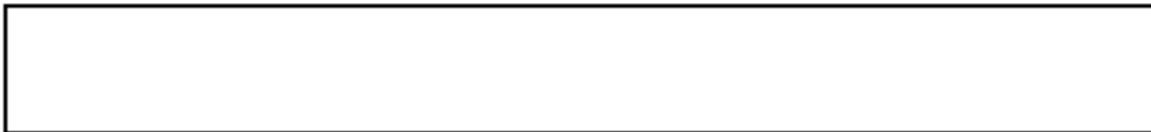


10.13.4.2.5 操作性の確保

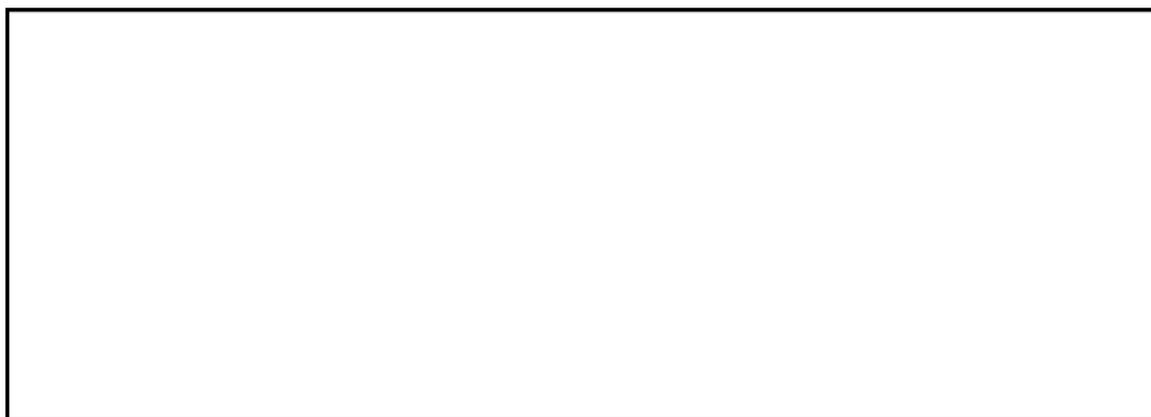


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

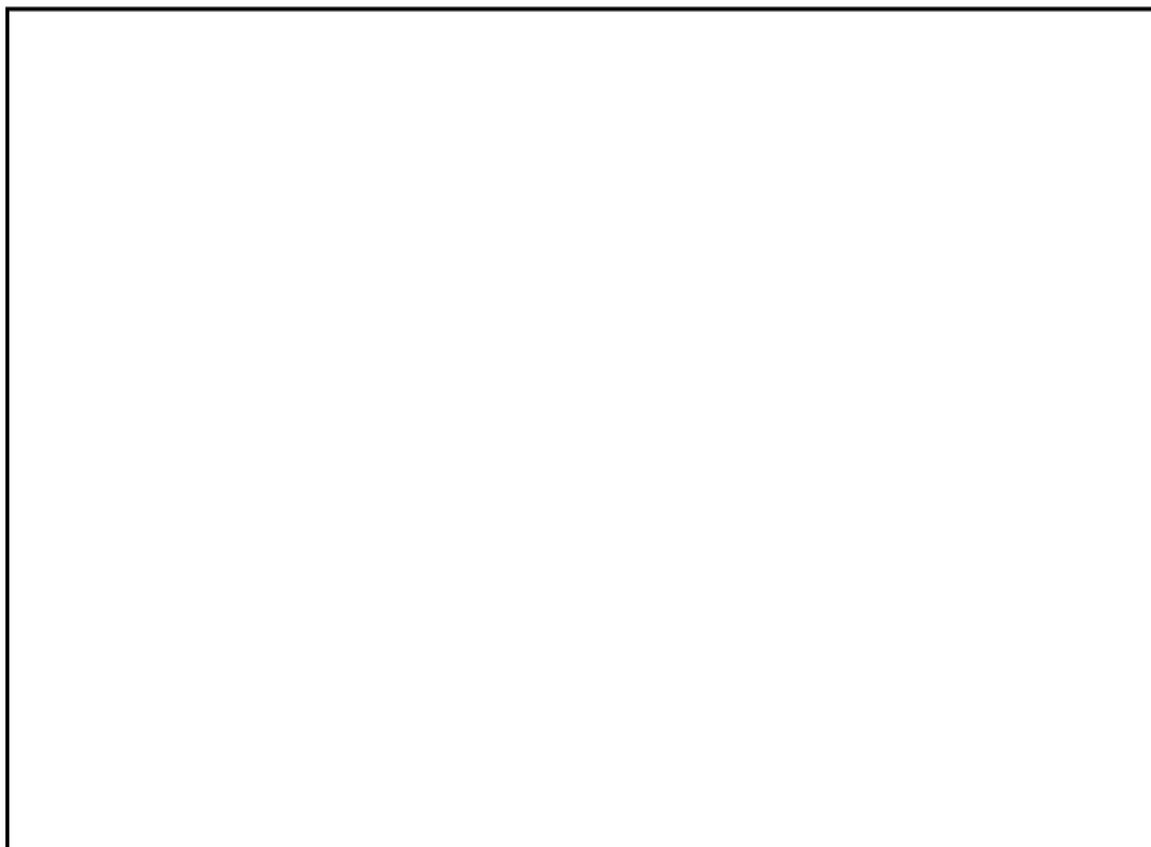
10.13.4.3 主要設備及び仕様

A large empty rectangular box with a black border, indicating that the content for this section has been redacted.

10.13.4.4 試験検査

A large empty rectangular box with a black border, indicating that the content for this section has been redacted.

10.13.4.5 信頼性向上を図るための設計方針

A large empty rectangular box with a black border, indicating that the content for this section has been 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。

10.13.5 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能

10.13.5.1 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 10.13.5.1 図及び第 10.13.5.2 図に示す。

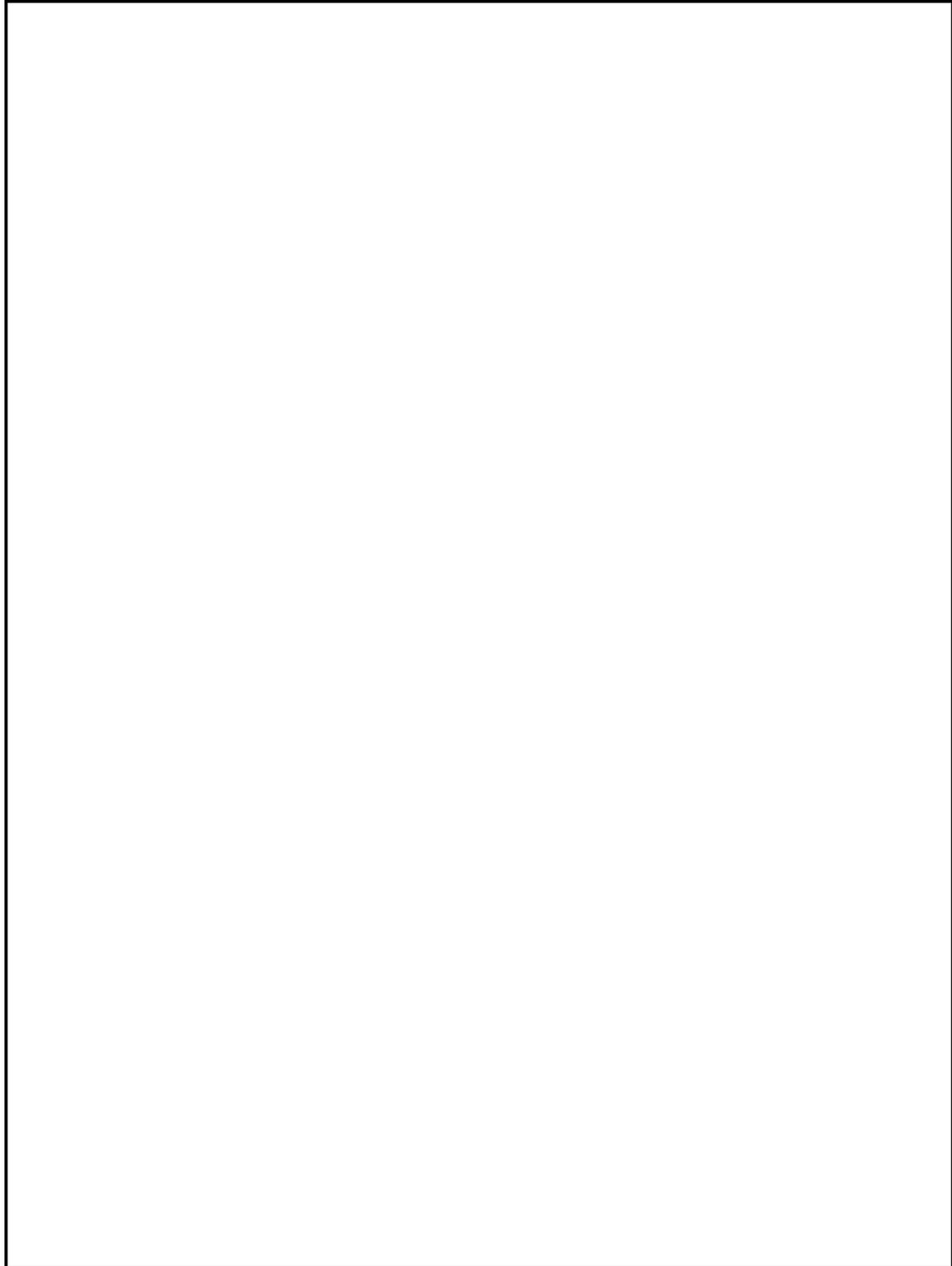
10.13.5.2 設計方針



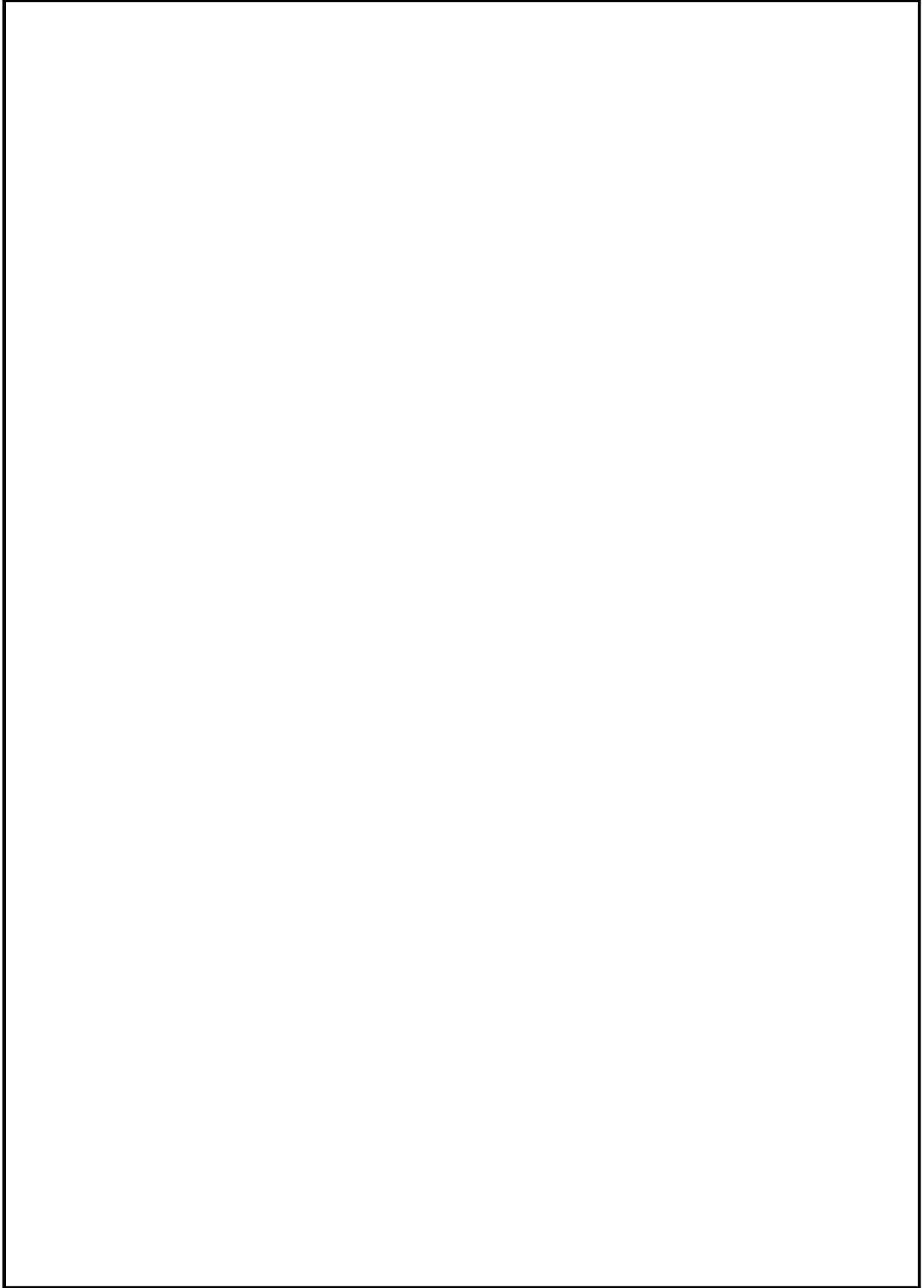
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



10.13.5.2.1 多重性又は多様性、独立性、位置的分散



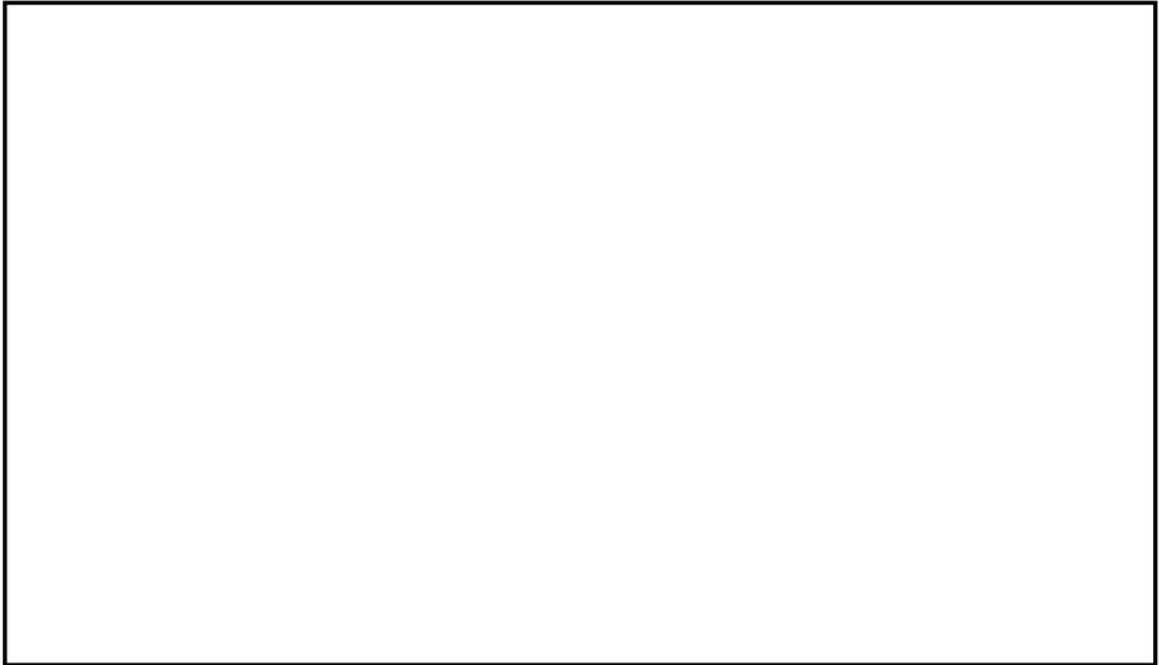
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



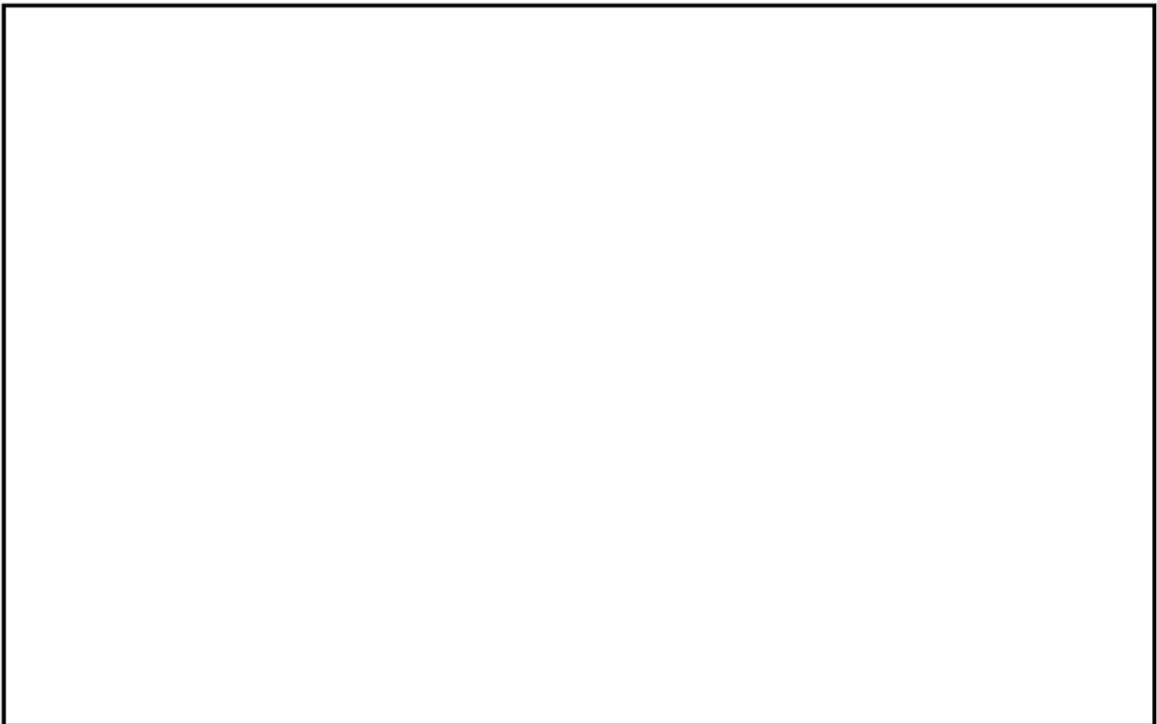
10.13.5.2.2 悪影響防止



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。



10.13.5.2.3 容量等



10.13.5.2.4 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。



10.13.5.2.5 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。

10.13.5.3 主要設備及び仕様

A large rectangular box with a black border, completely empty, indicating that the content for this section has been redacted.

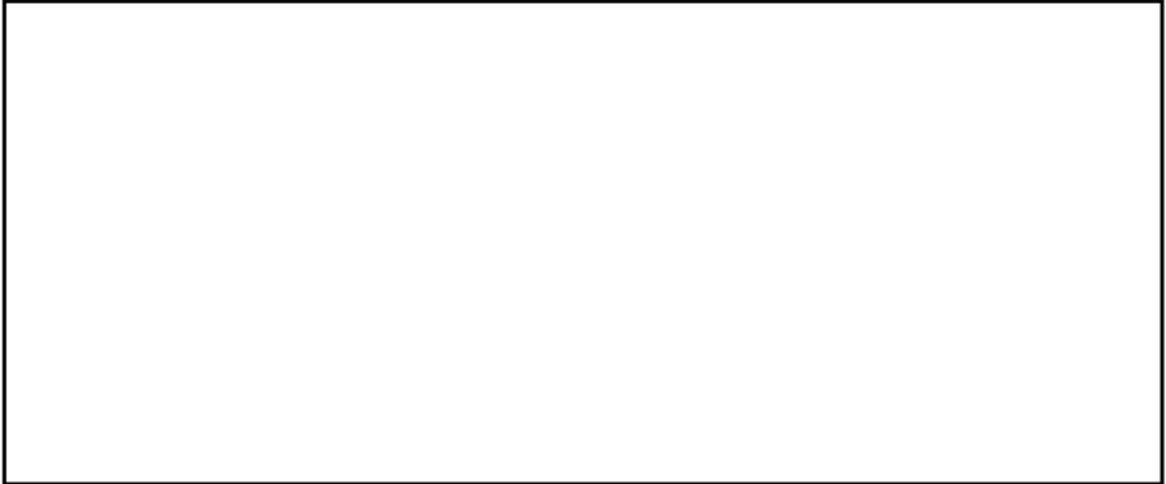
10.13.5.4 試験検査

A large rectangular box with a black border, completely empty, indicating that the content for this section has been redacted.

10.13.5.5 信頼性向上を図るための設計方針

A large rectangular box with a black border, completely empty, indicating that the content for this section has been 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。



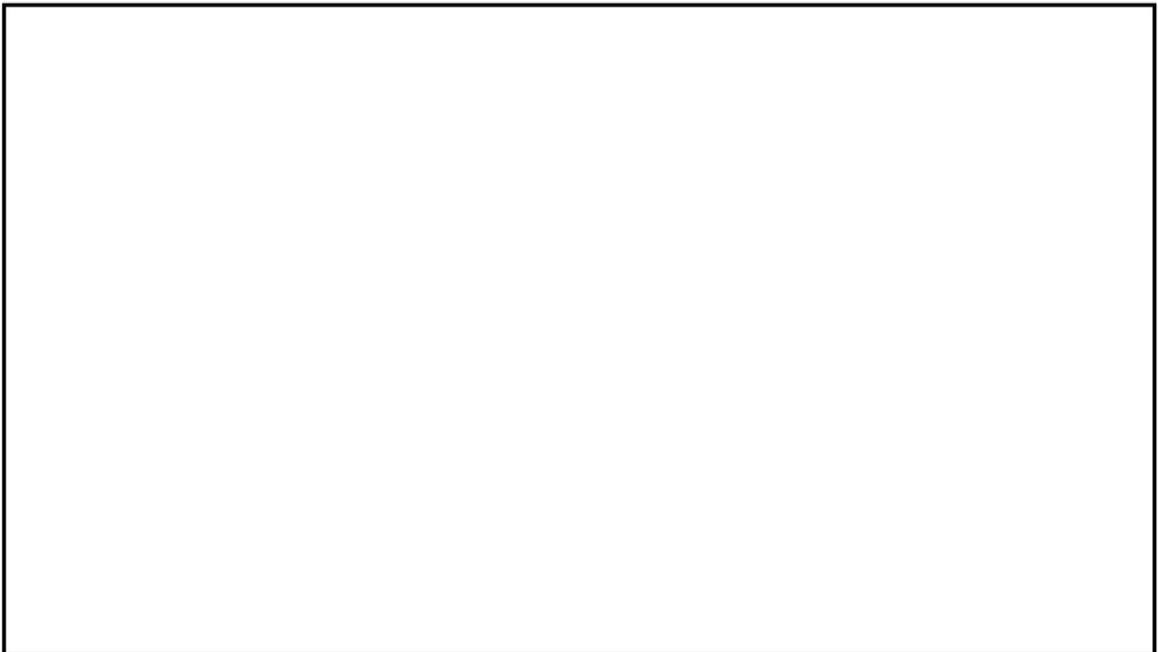
10.13.6 原子炉格納容器の過圧破損防止機能

10.13.6.1 概要

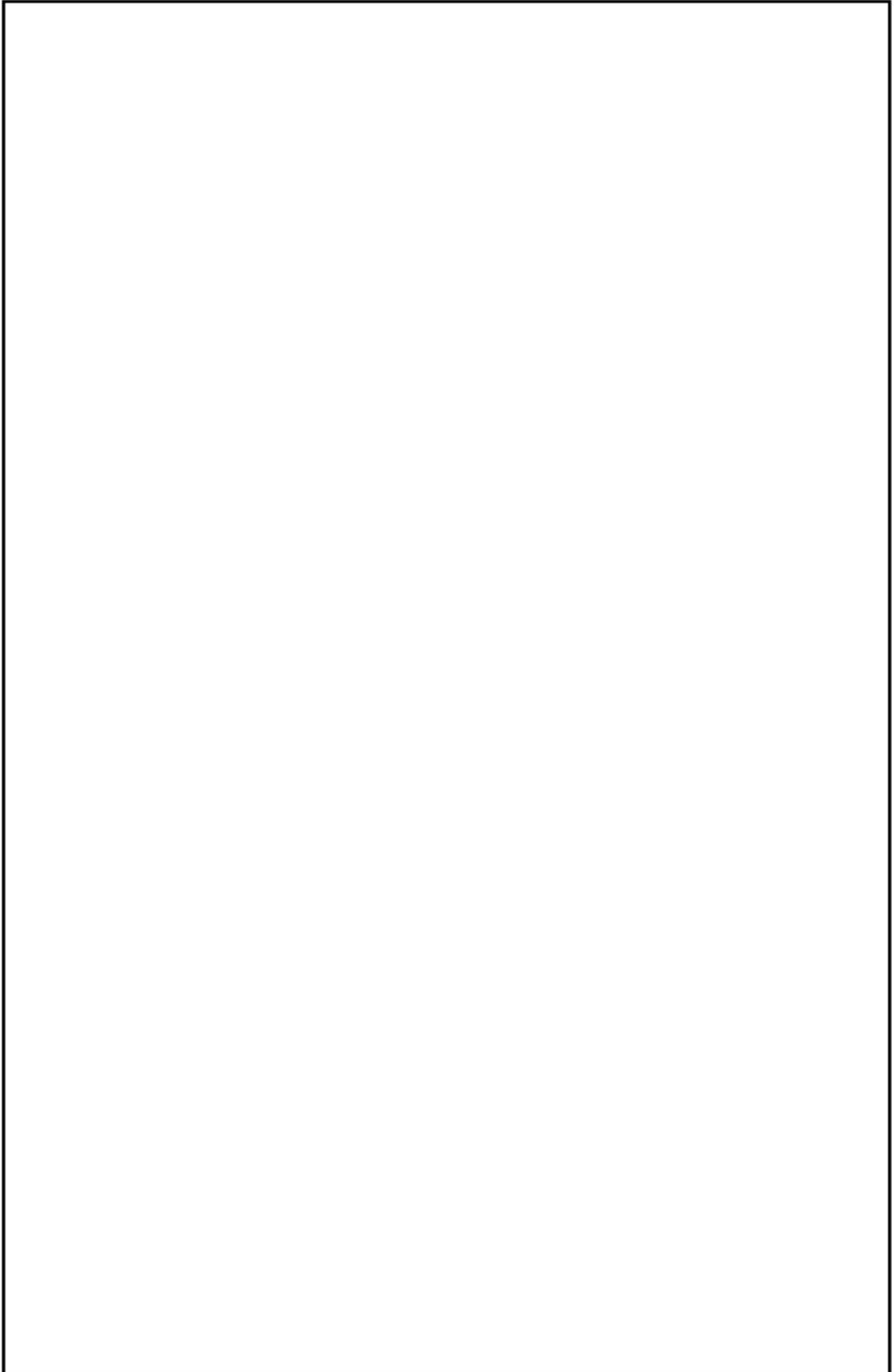
原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器の過圧破損防止機能を有する特定重大事故等対処施設を設置する。

原子炉格納容器の過圧破損防止機能の概略系統図を第 10.13.6.1 図に示す。

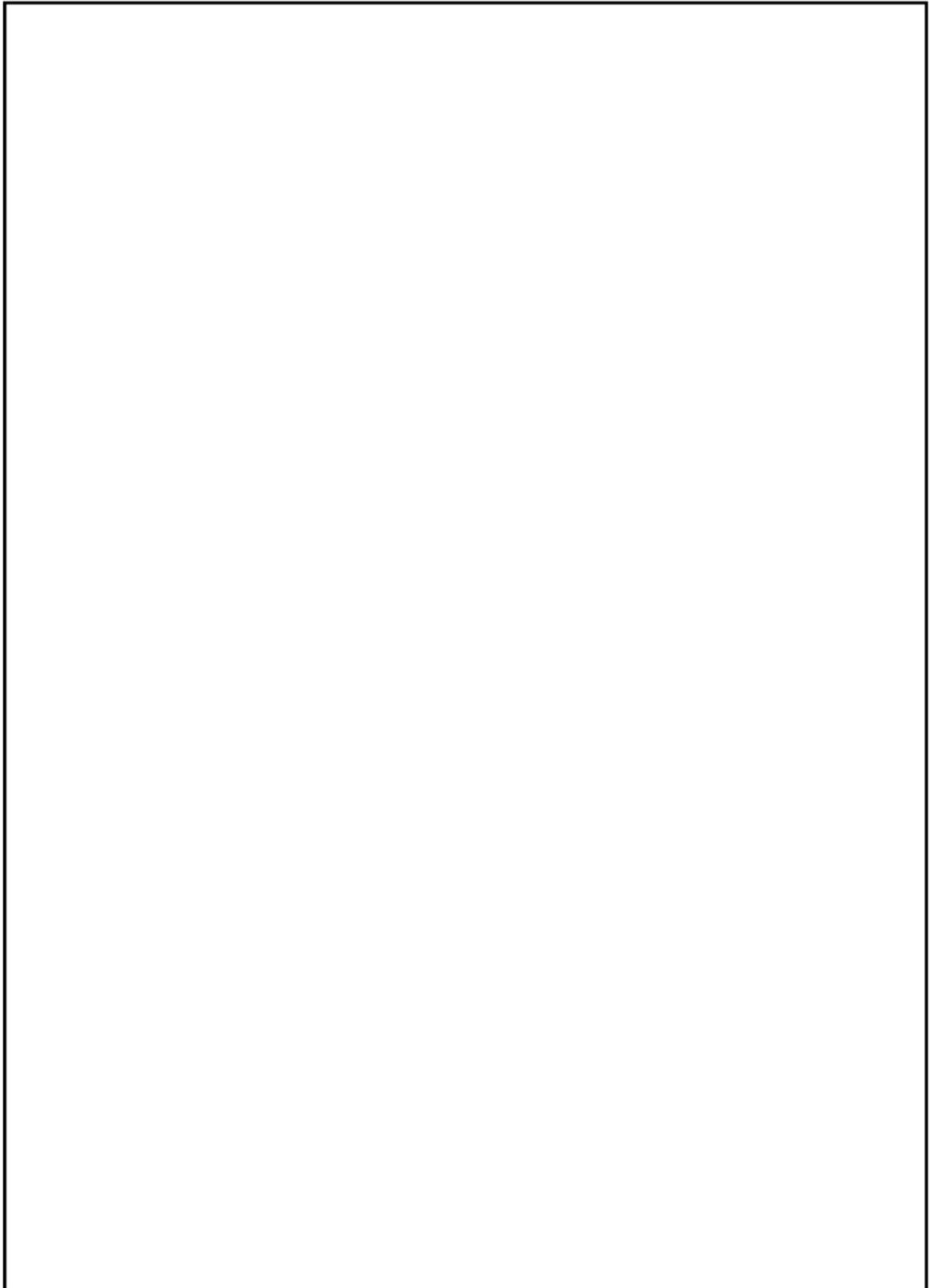
10.13.6.2 設計方針



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。



10.13.6.2.1 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。



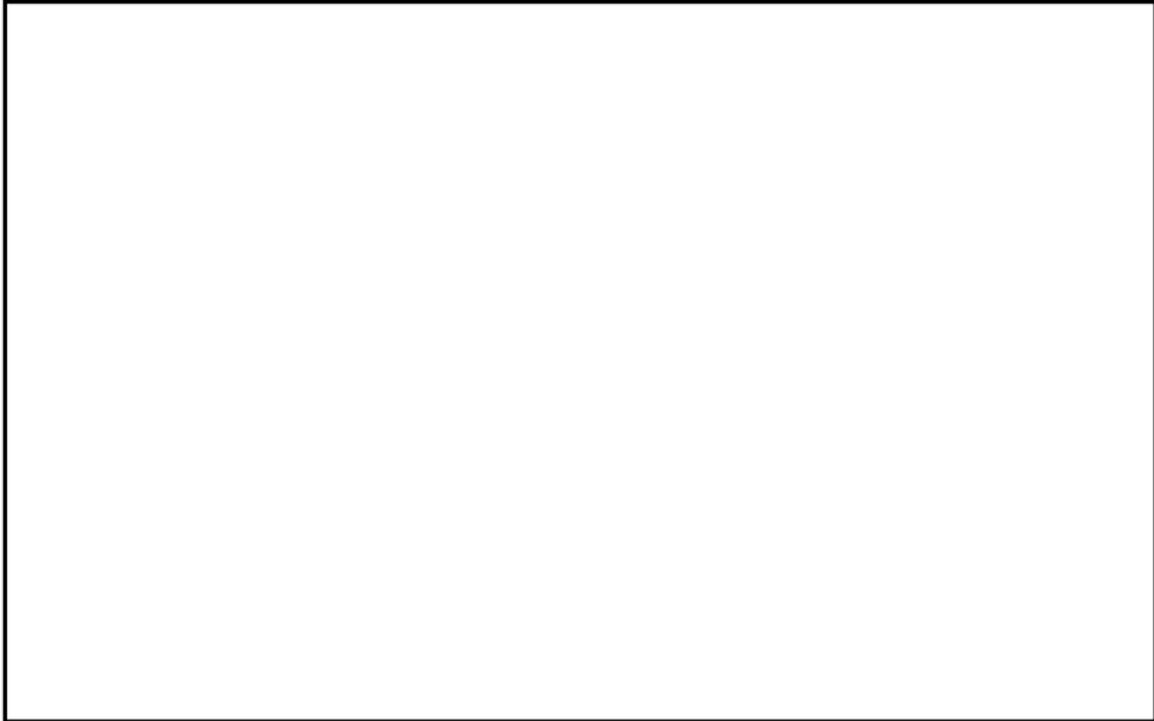
10.13.6.2.2 悪影響防止



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。



10.13.6.2.3 容量等



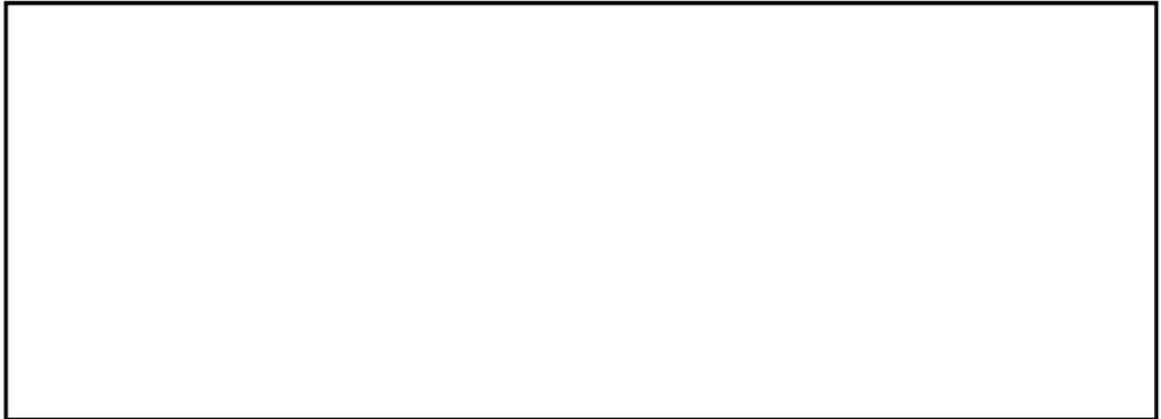
10.13.6.2.4 環境条件等



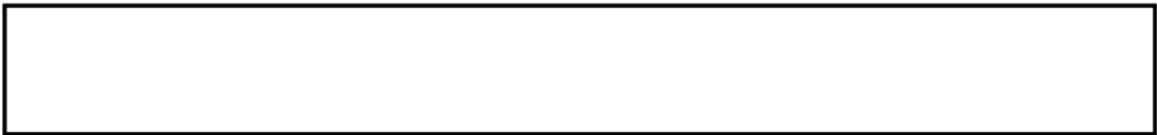
10.13.6.2.5 操作性の確保



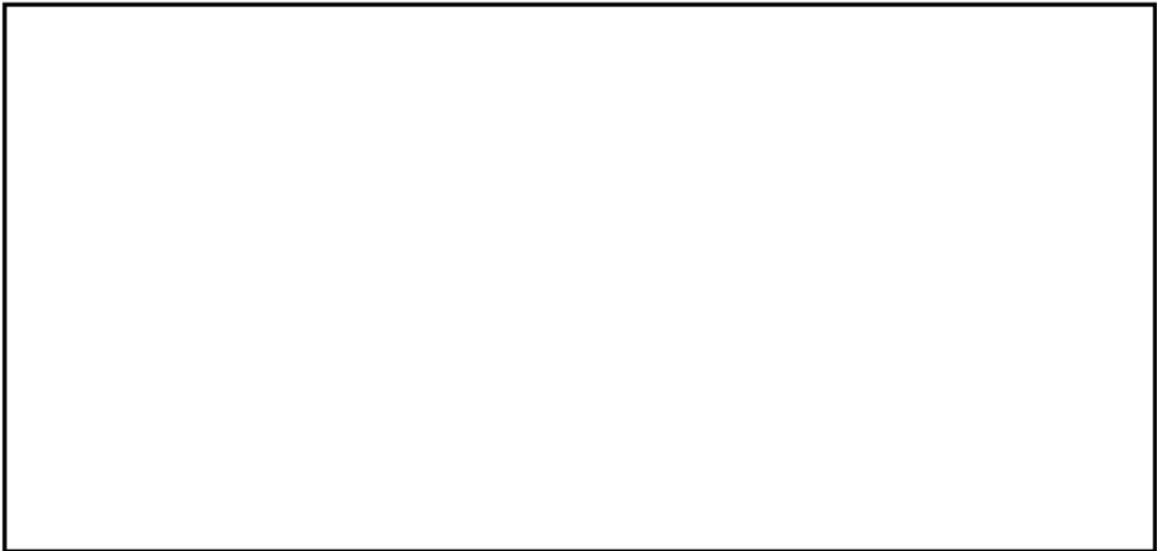
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



10.13.6.3 主要設備及び仕様



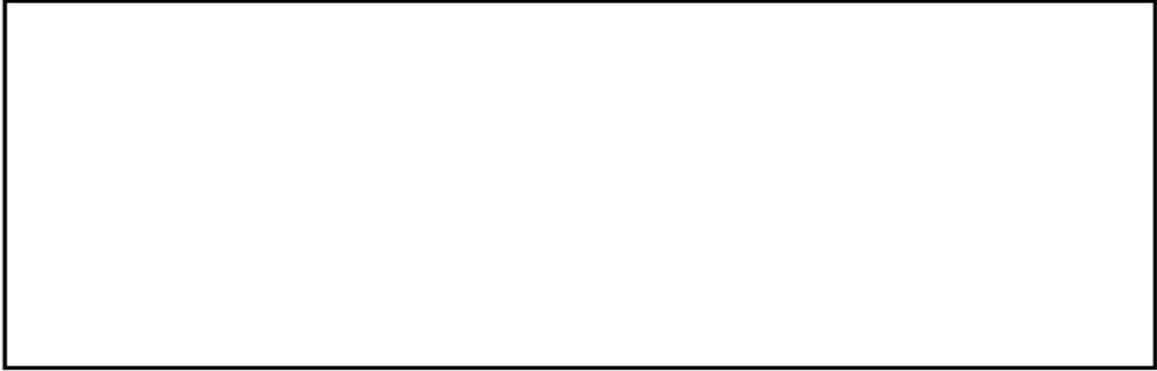
10.13.6.4 試験検査



10.13.6.5 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。

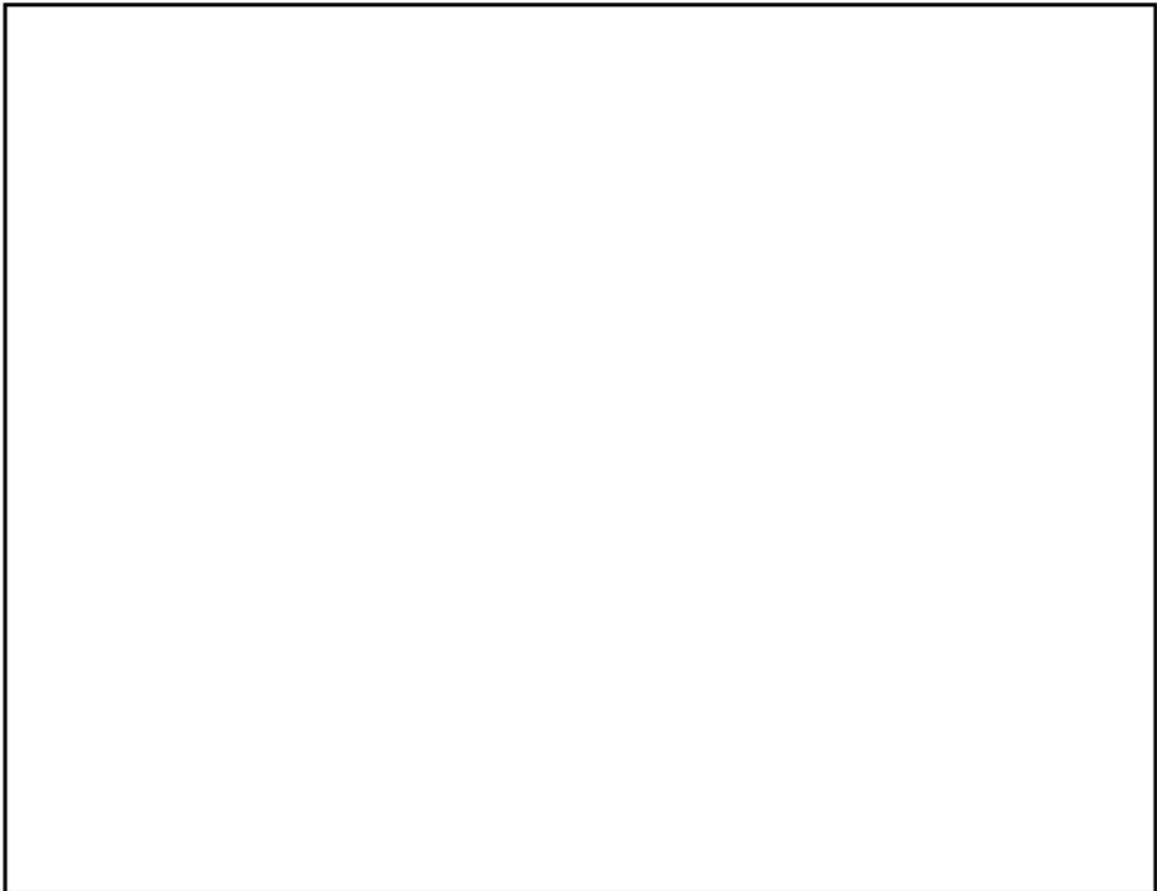


10.13.7 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能

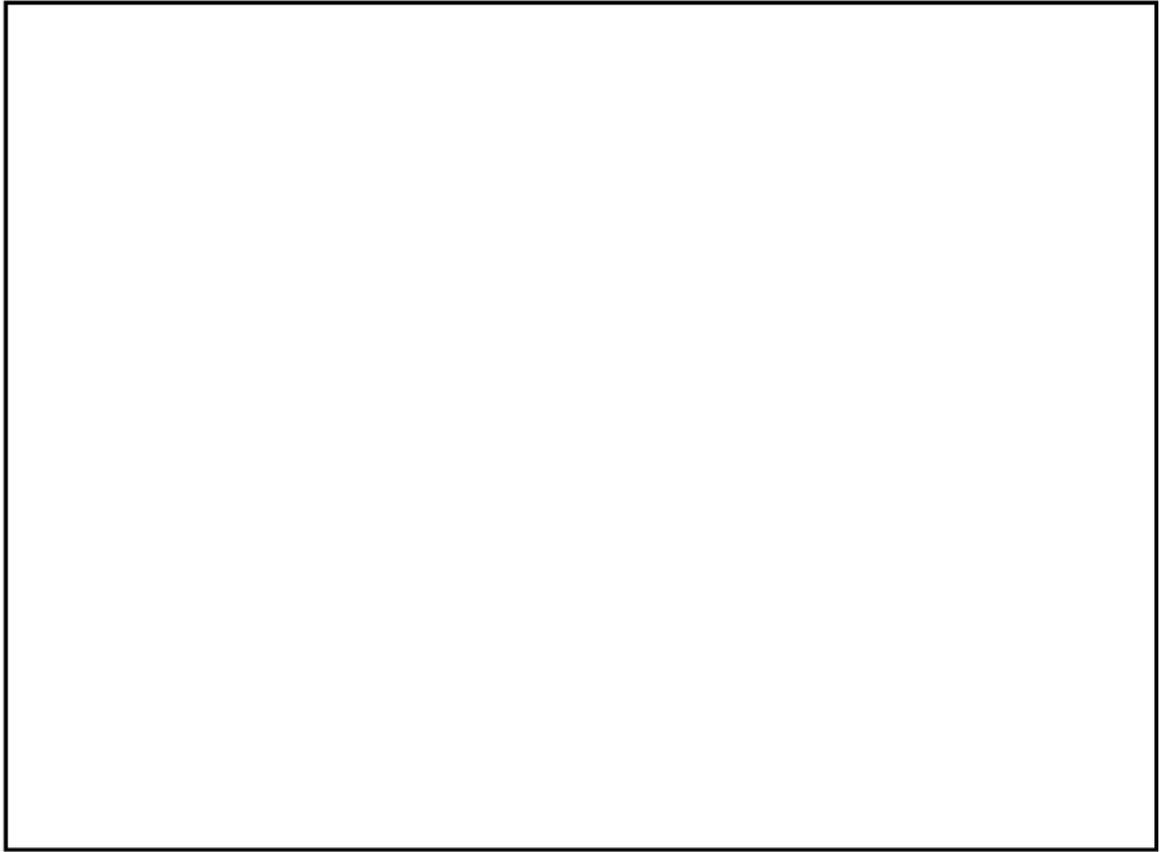
10.13.7.1 概要

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。

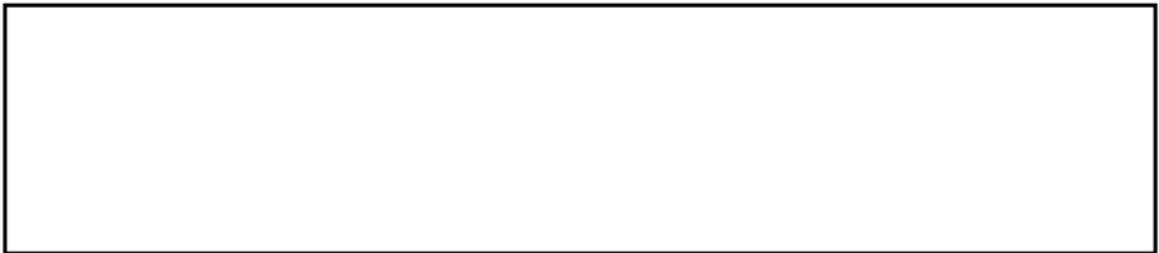
10.13.7.2 設計方針



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。



10.13.7.2.1 多重性又は多様性、独立性、位置的分散



10.13.7.2.2 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。

[Redacted]

10.13.7.2.3 容量等

[Redacted]

10.13.7.2.4 環境条件等

[Redacted]

10.13.7.3 主要設備及び仕様

[Redacted]

10.13.7.4 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。



10.13.7.5 信頼性向上を図るための設計方針



10.13.8 電源設備

10.13.8.1 概要

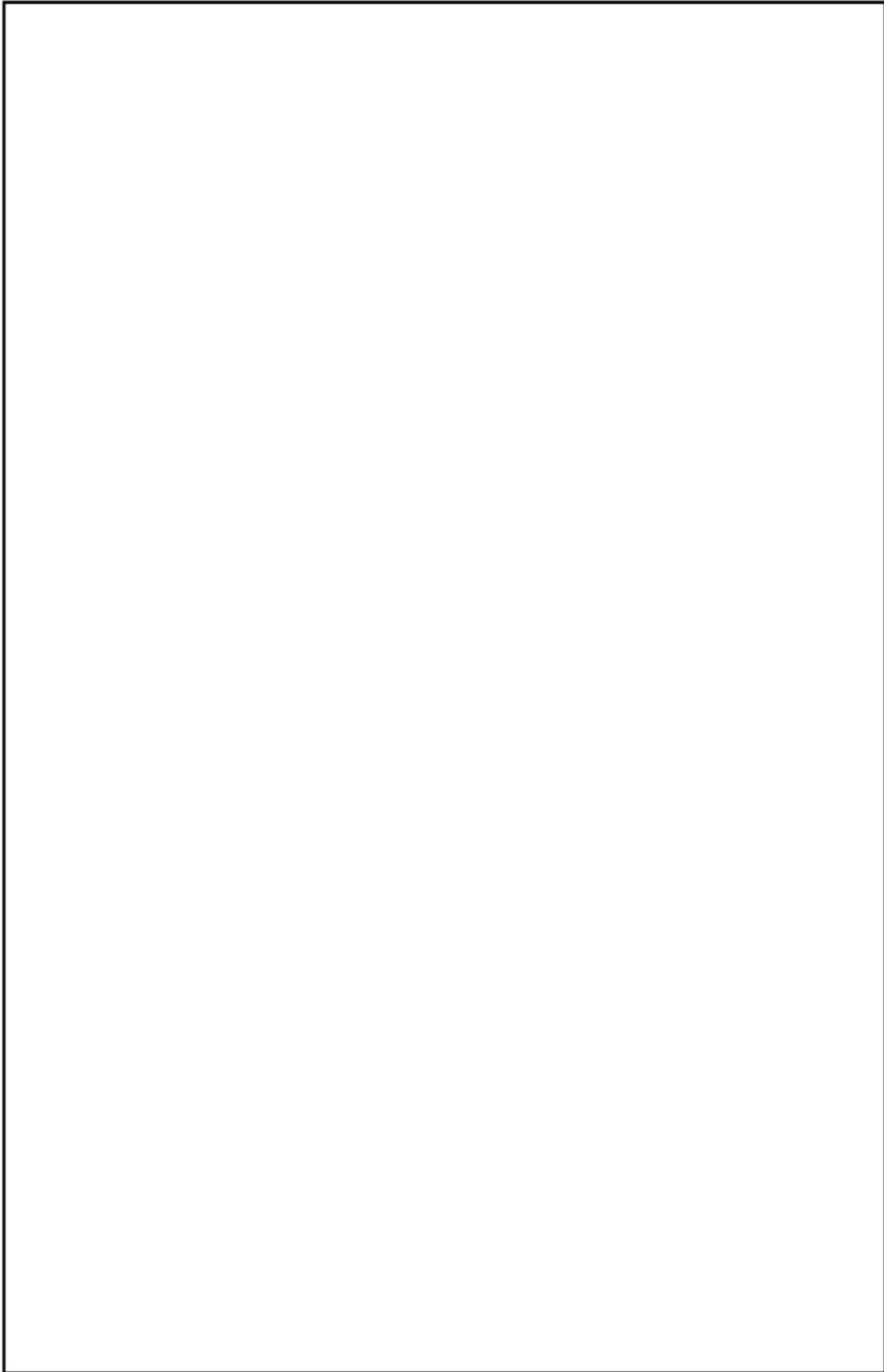
原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な機器へ電力を供給するための電源設備を設置する。

電源設備の概略系統図を第 10.13.8.1 図に示す。

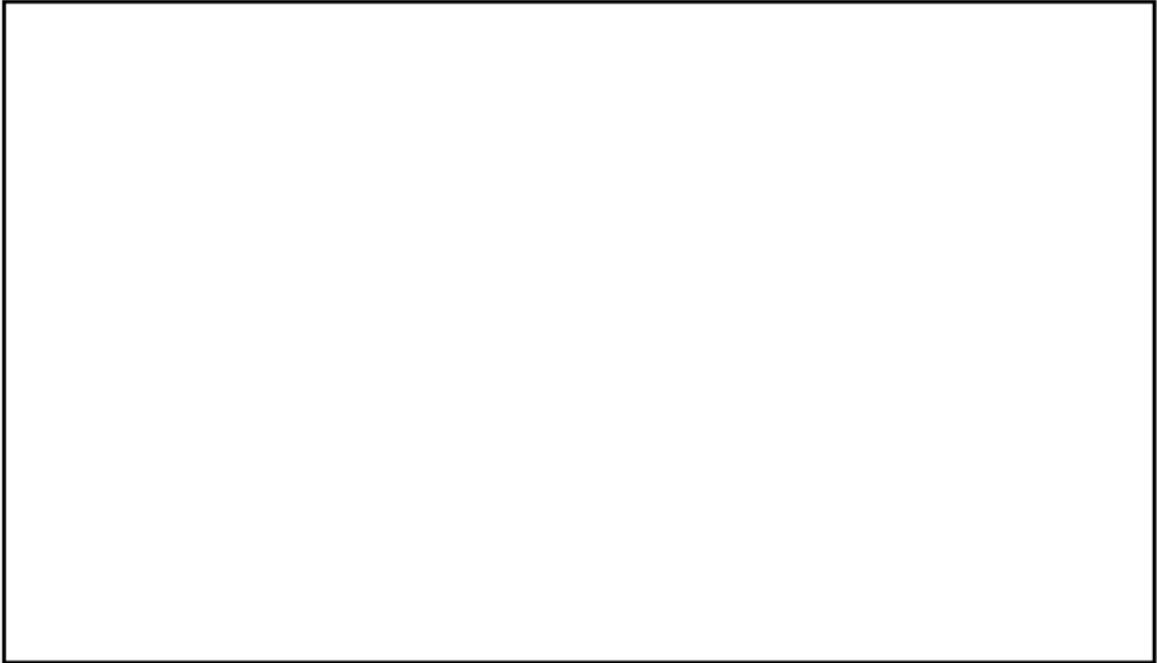
10.13.8.2 設計方針



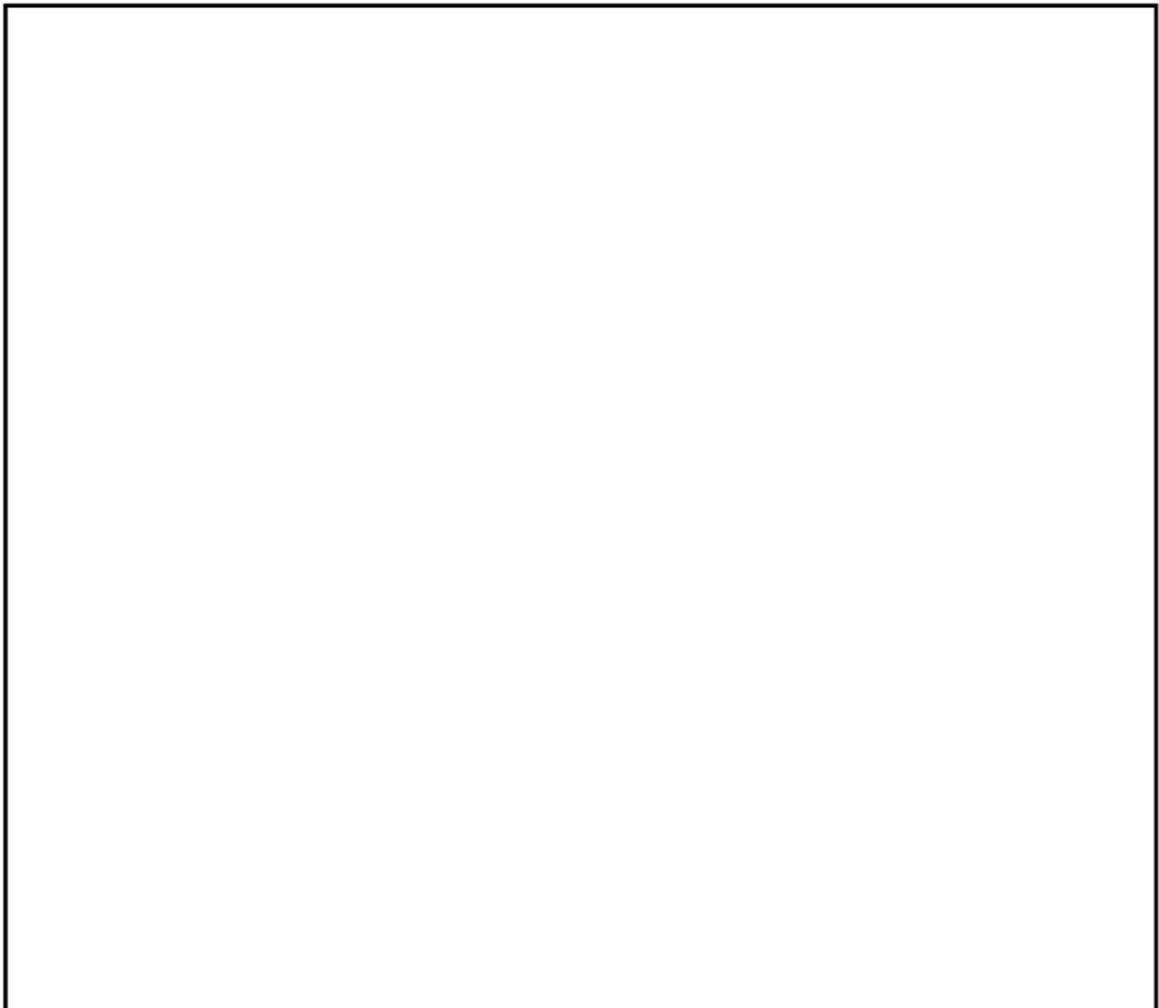
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



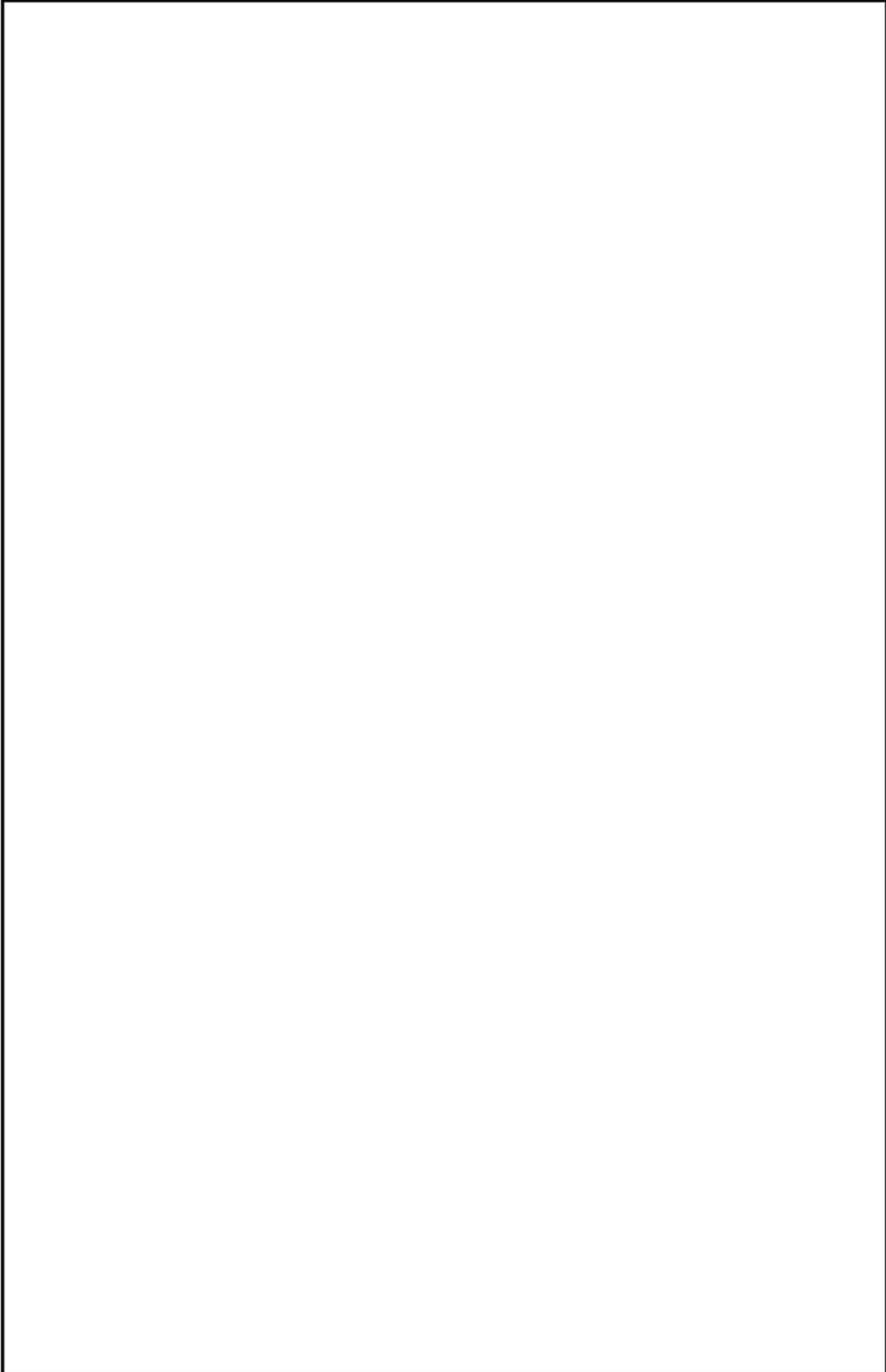
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



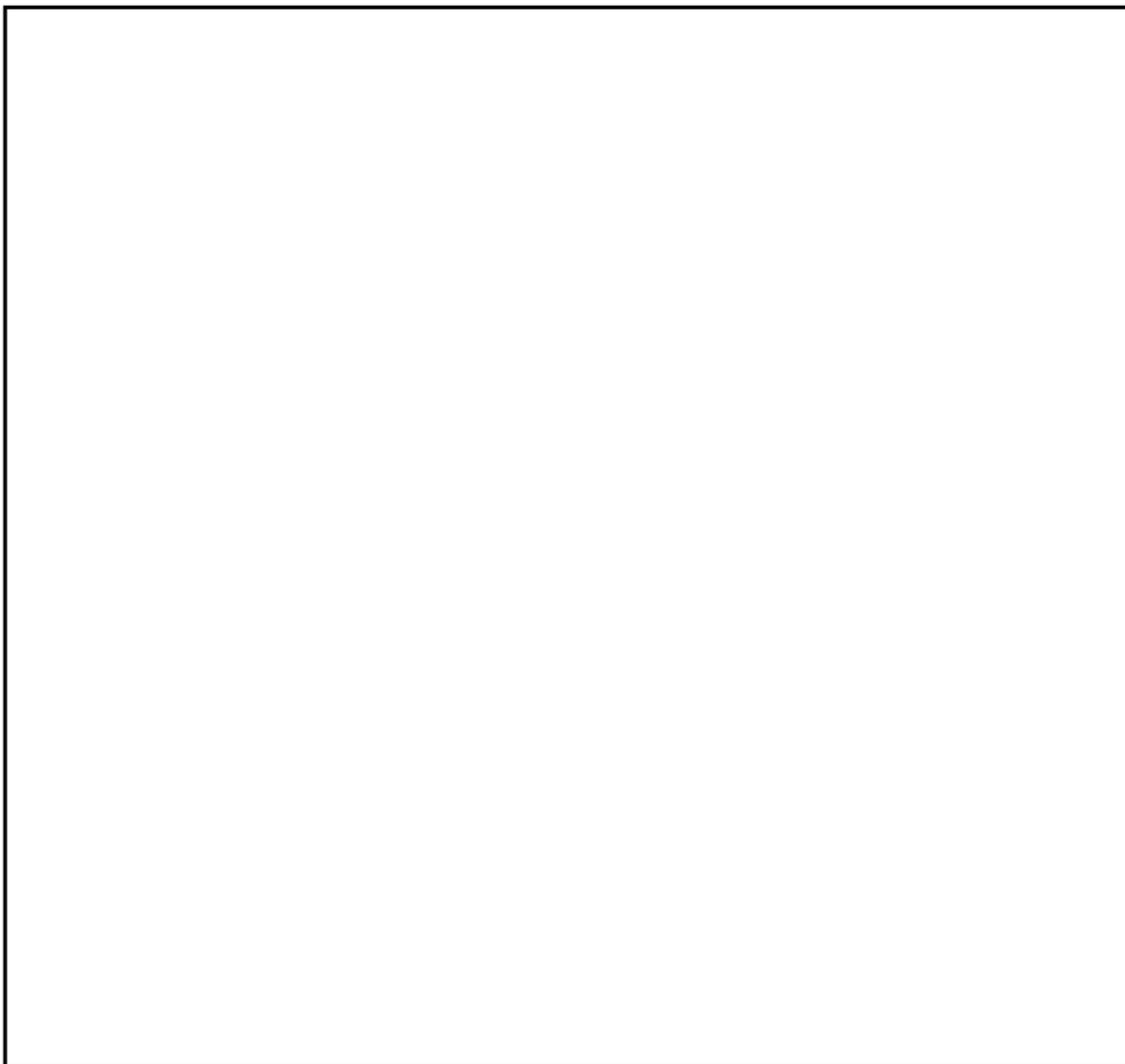
10.13.8.2.1 多重性又は多様性、独立性、位置的分散



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。



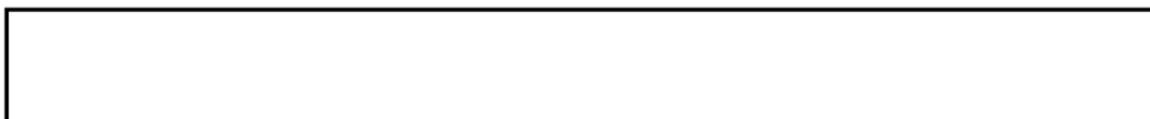
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



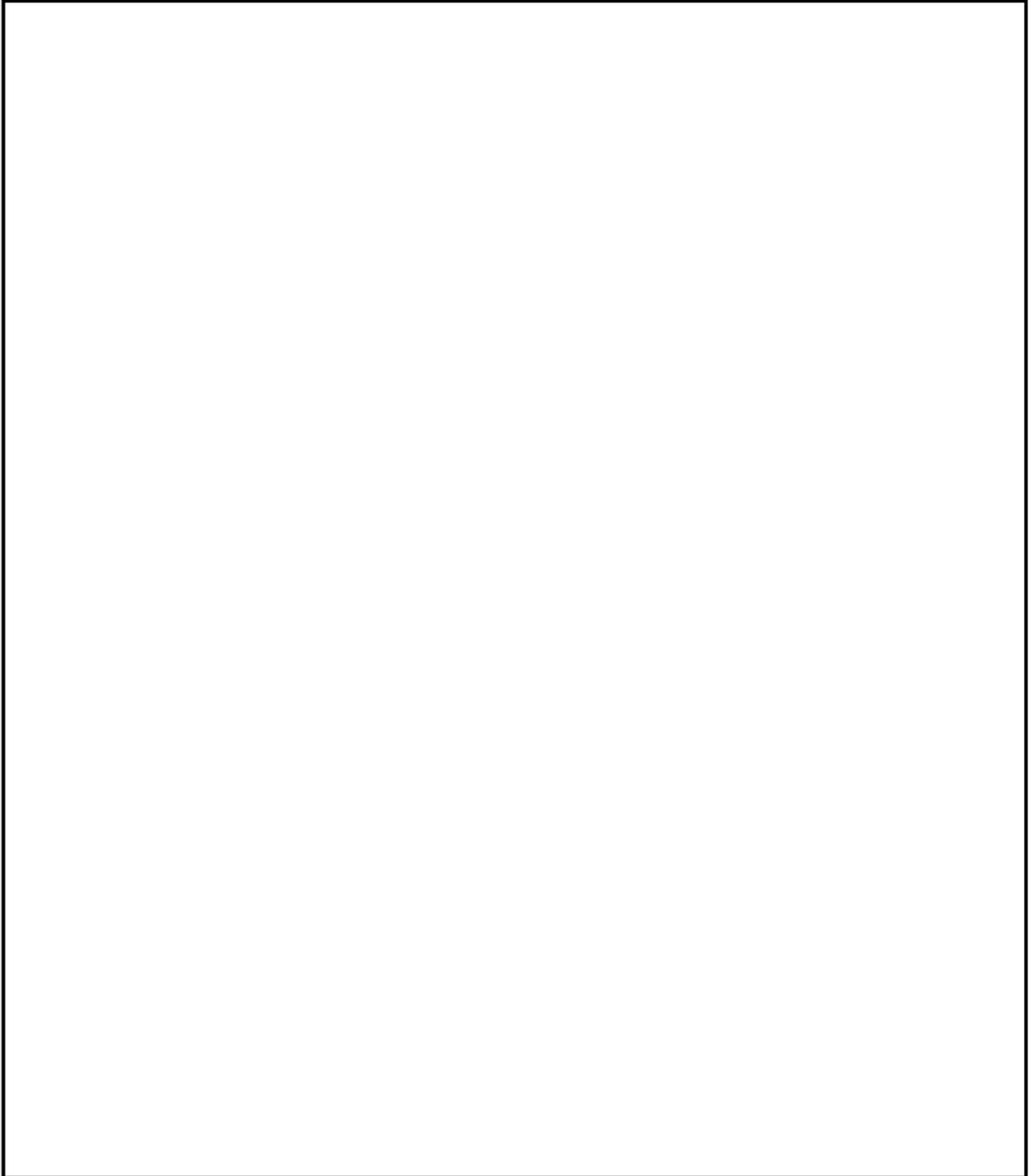
10.13.8.2.2 悪影響防止



10.13.8.2.3 共用の禁止



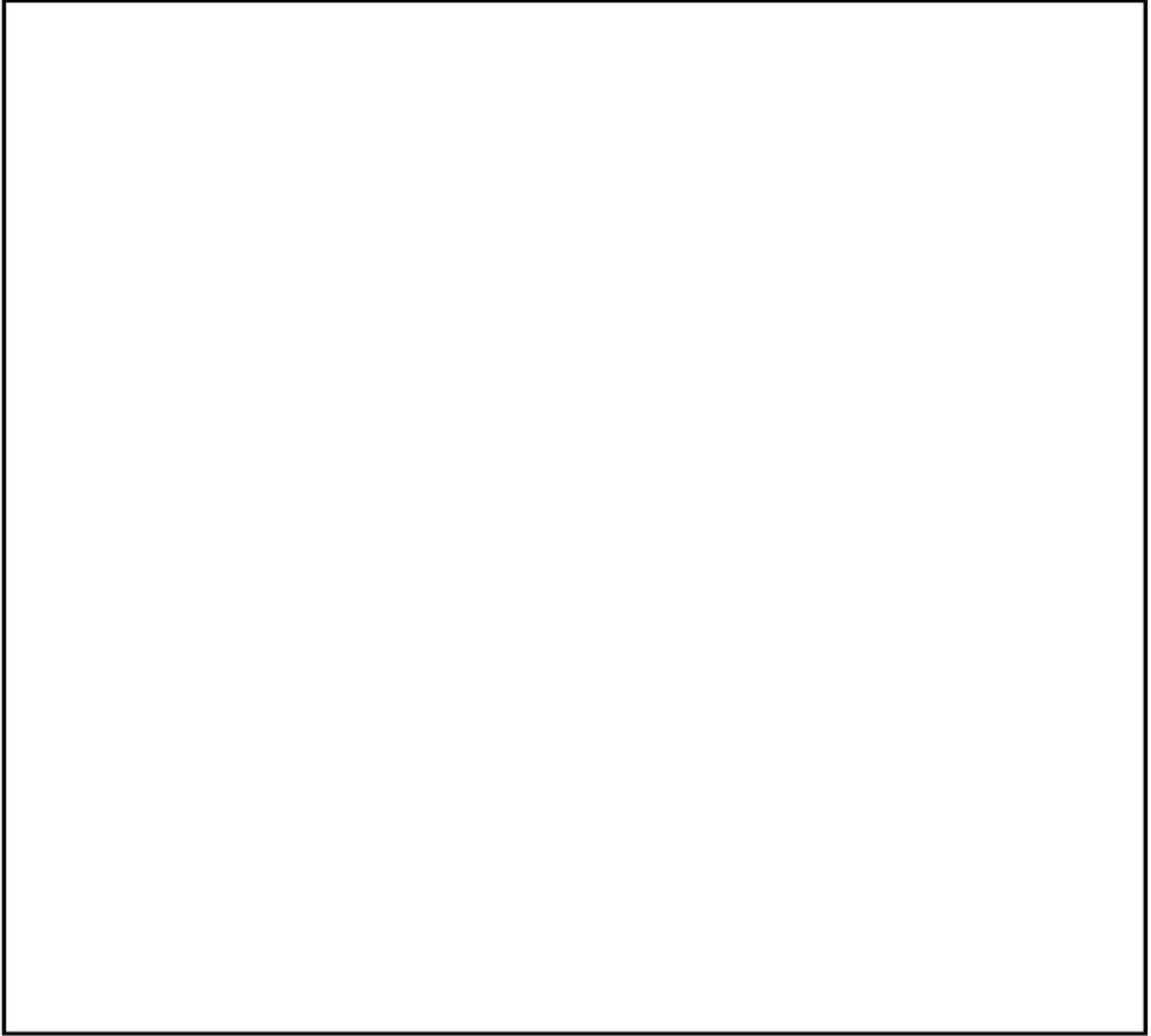
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



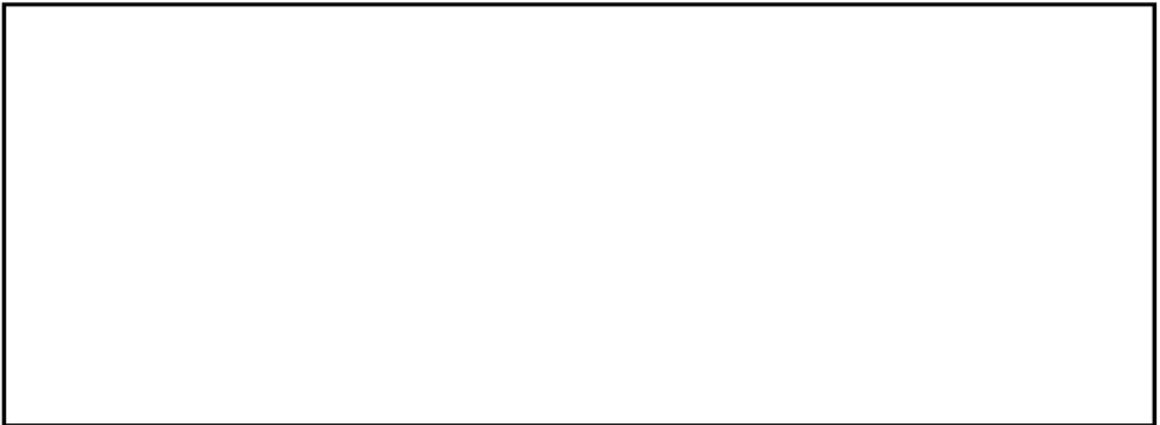
10.13.8.2.4 容量等



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。



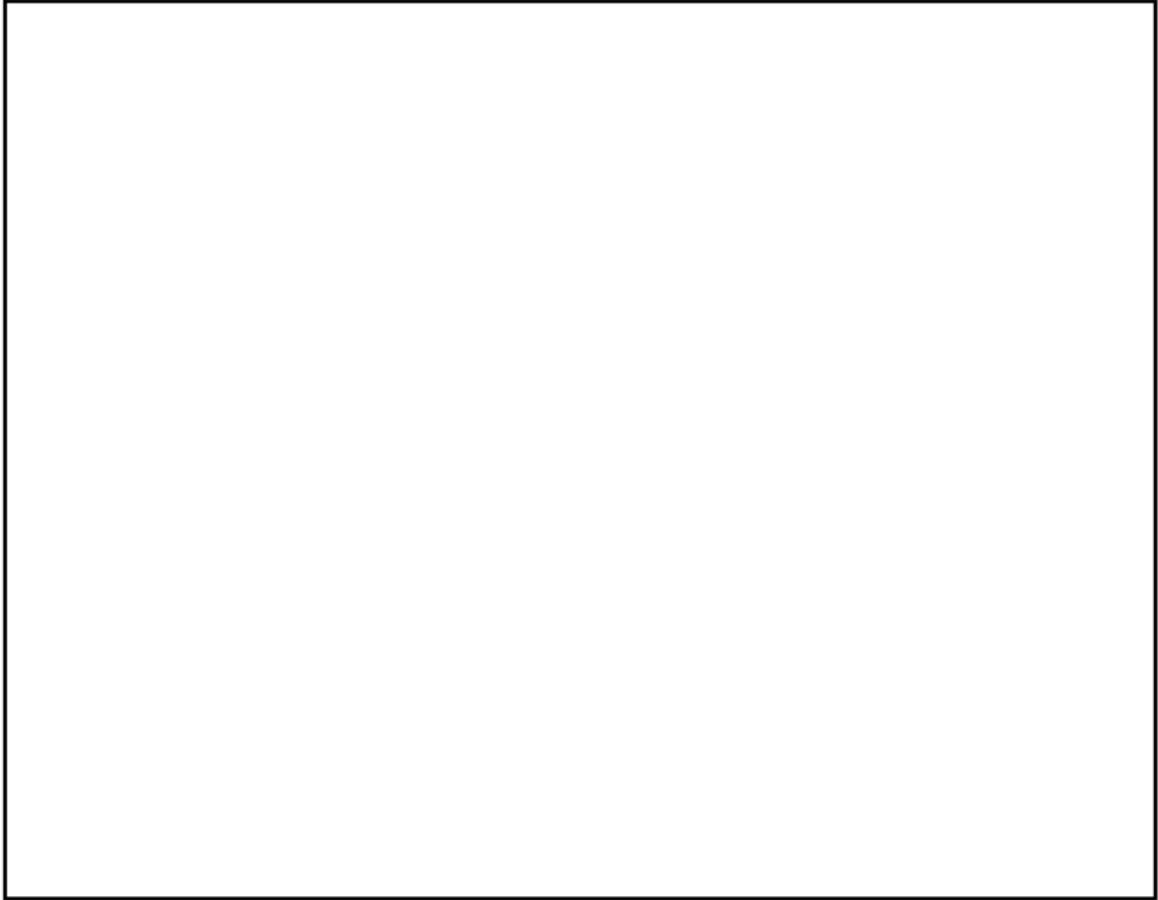
10.13.8.2.5 環境条件等



10.13.8.2.6 操作性の確保



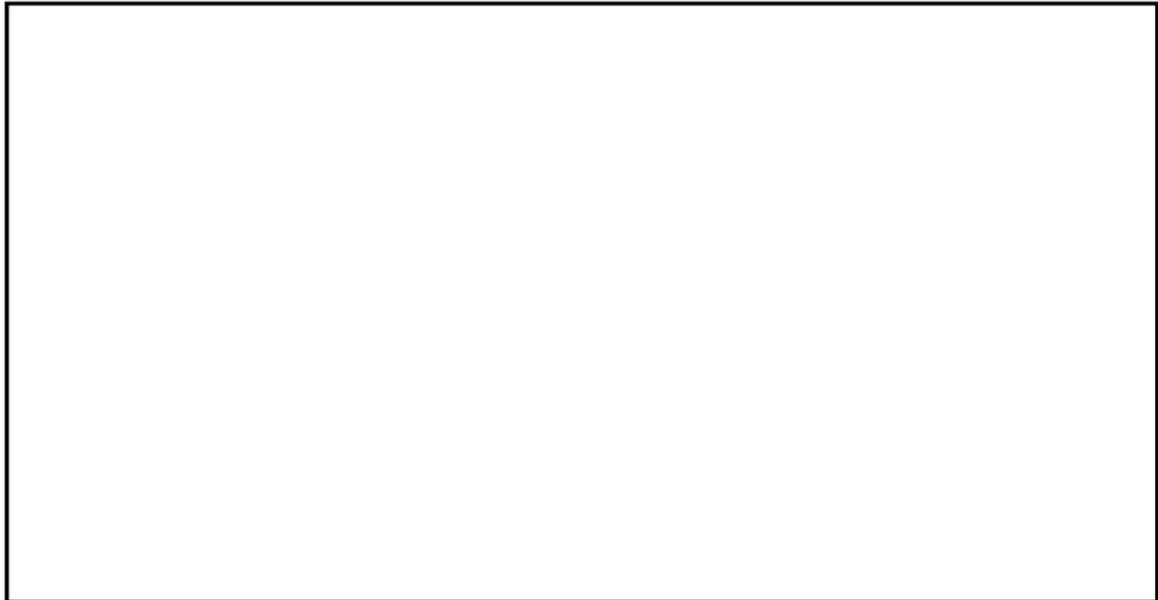
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



10.13.8.3 主要設備及び仕様



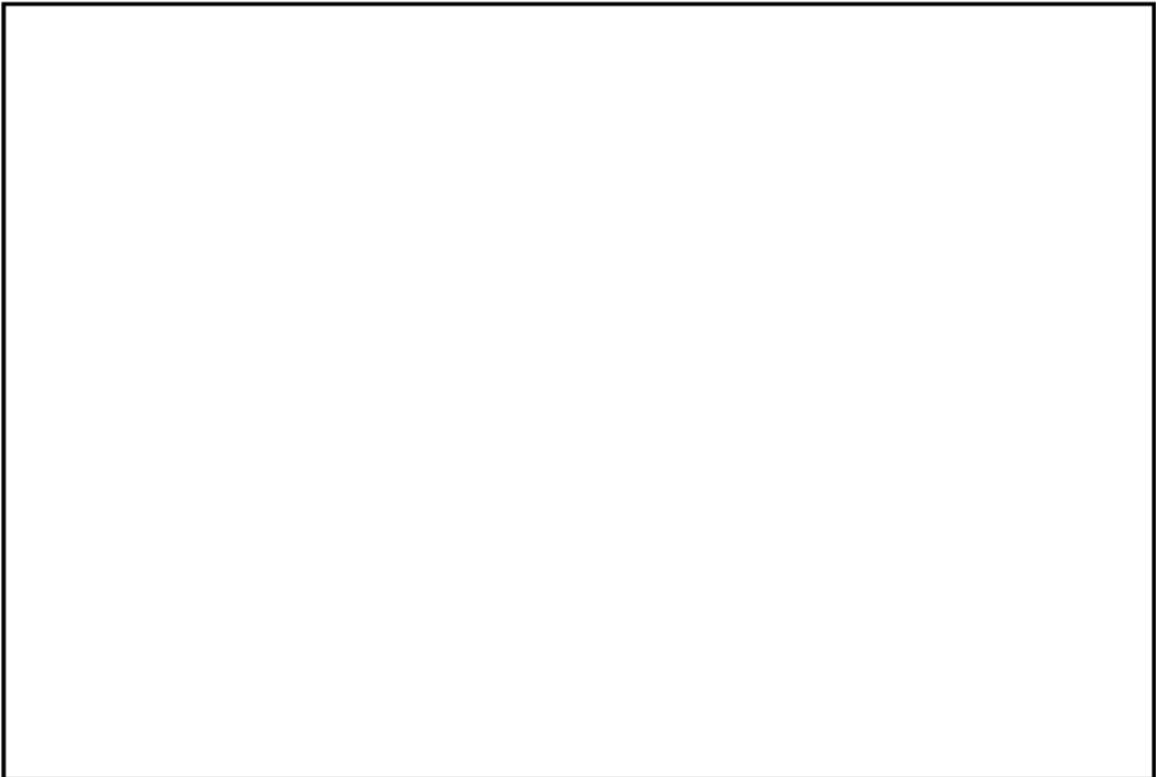
10.13.8.4 試験検査



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。



10.13.8.5 信頼性向上を図るための設計方針



10.13.9 計装設備

10.13.9.1 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 10.13.9.1 図から第 10.13.9.3 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。

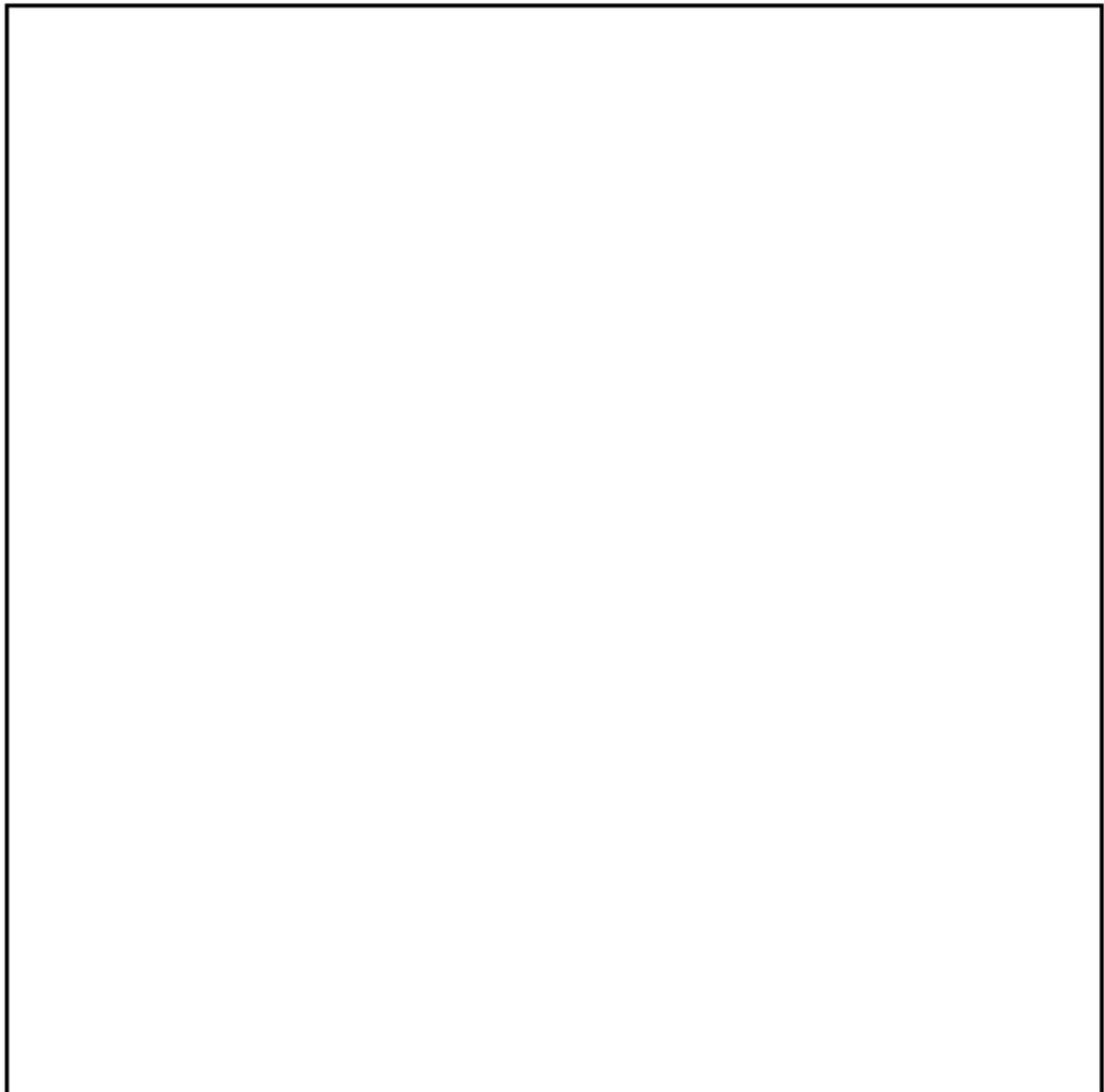
10.13.9.2 設計方針



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。



10.13.9.2.1 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。

10.13.9.2.2 悪影響防止



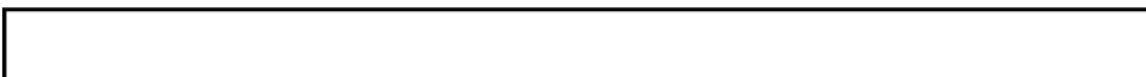
10.13.9.2.3 容量等



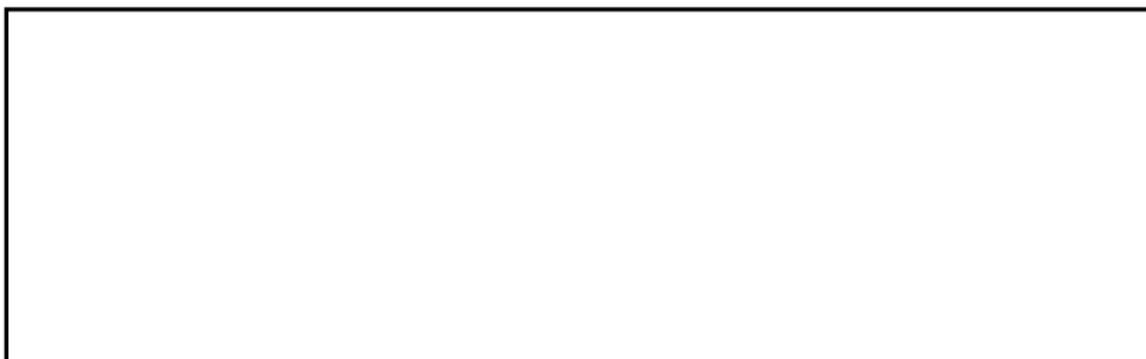
10.13.9.2.4 環境条件等



10.13.9.3 主要設備及び仕様



10.13.9.4 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。

10.13.9.5 信頼性向上を図るための設計方針



10.13.10 通信連絡設備

10.13.10.1 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 10.13.10.1 図に示す。

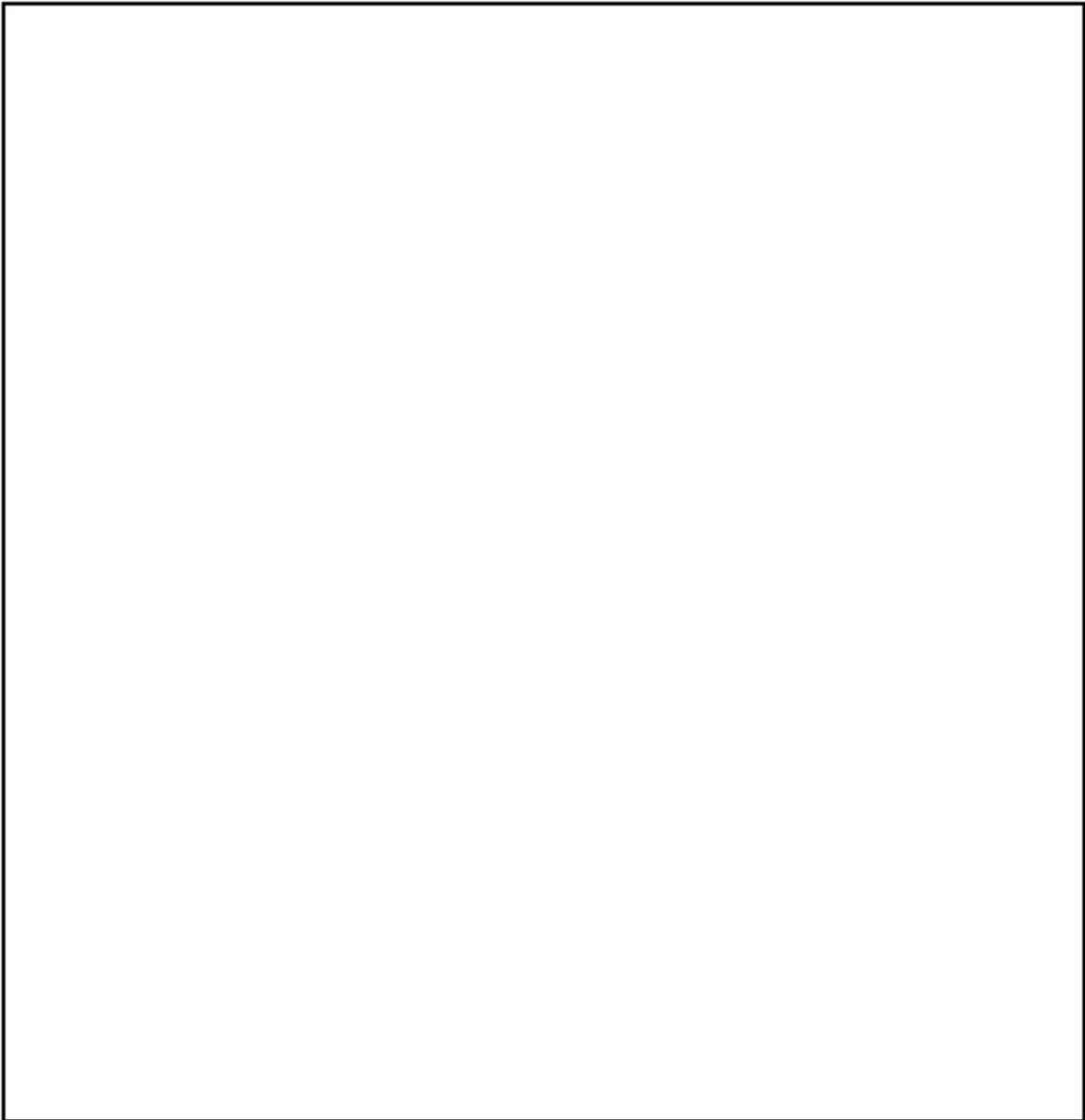
10.13.10.2 設計方針



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。



10.13.10.2.1 多重性又は多様性、独立性、位置的分散



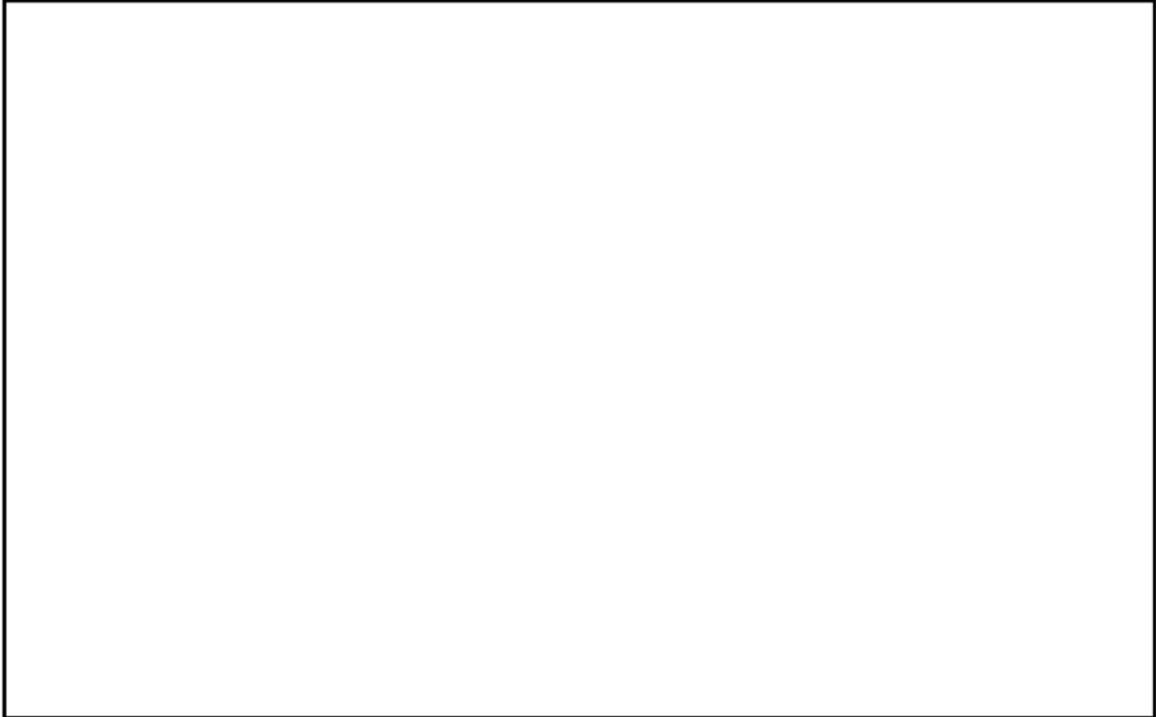
10.13.10.2.2 悪影響防止



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。



10.13.10.2.3 共用の禁止



10.13.10.2.4 容量等



10.13.10.2.5 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。

10.13.10.2.6 操作性の確保

10.13.10.3 主要設備及び仕様

10.13.10.4 試験検査

10.13.10.5 信頼性向上を図るための設計方針

10.13.11 緊急時制御室

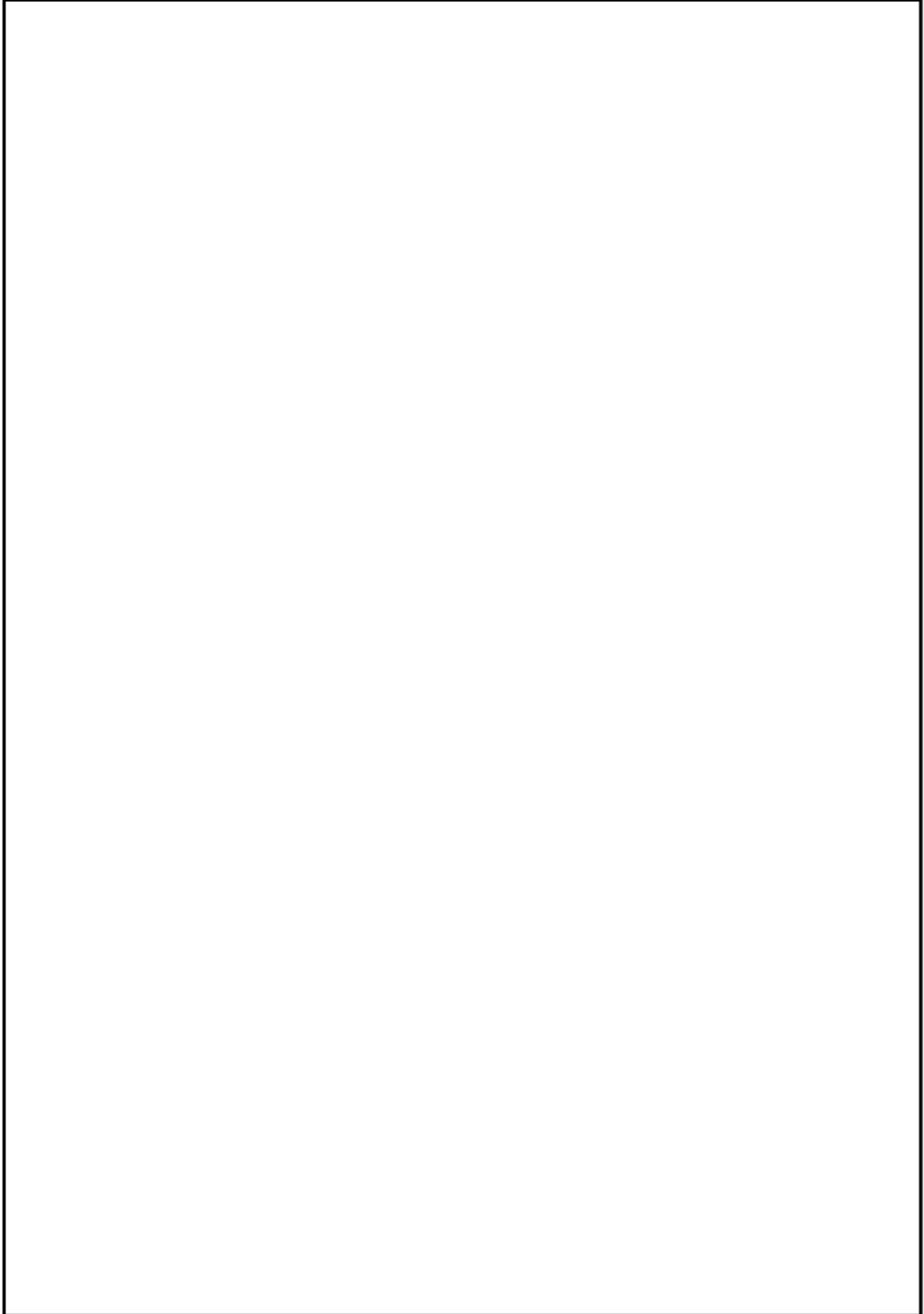
10.13.11.1 概要

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。

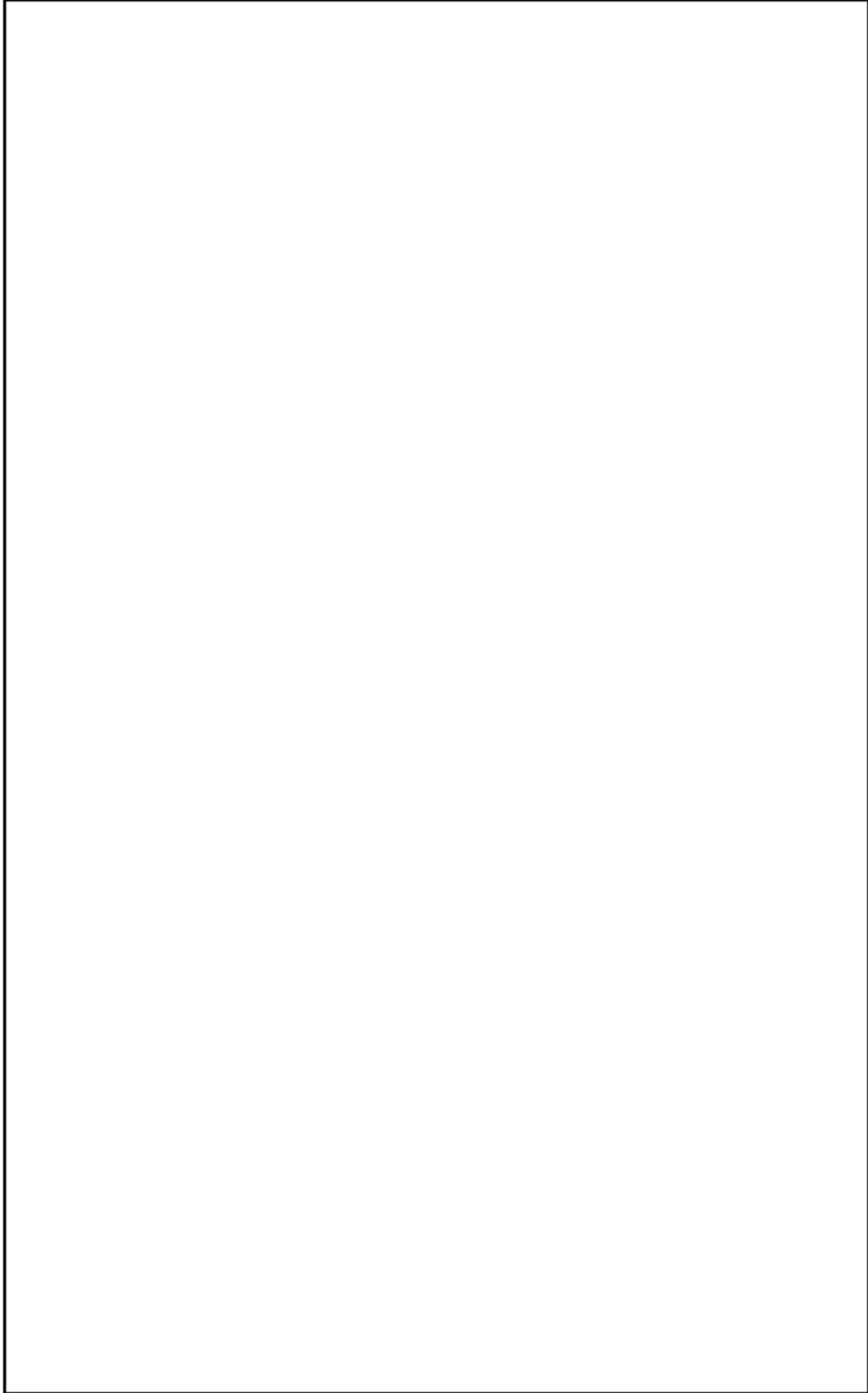
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

緊急時制御室の概略系統図を第 10.13.11.1 図に示す。

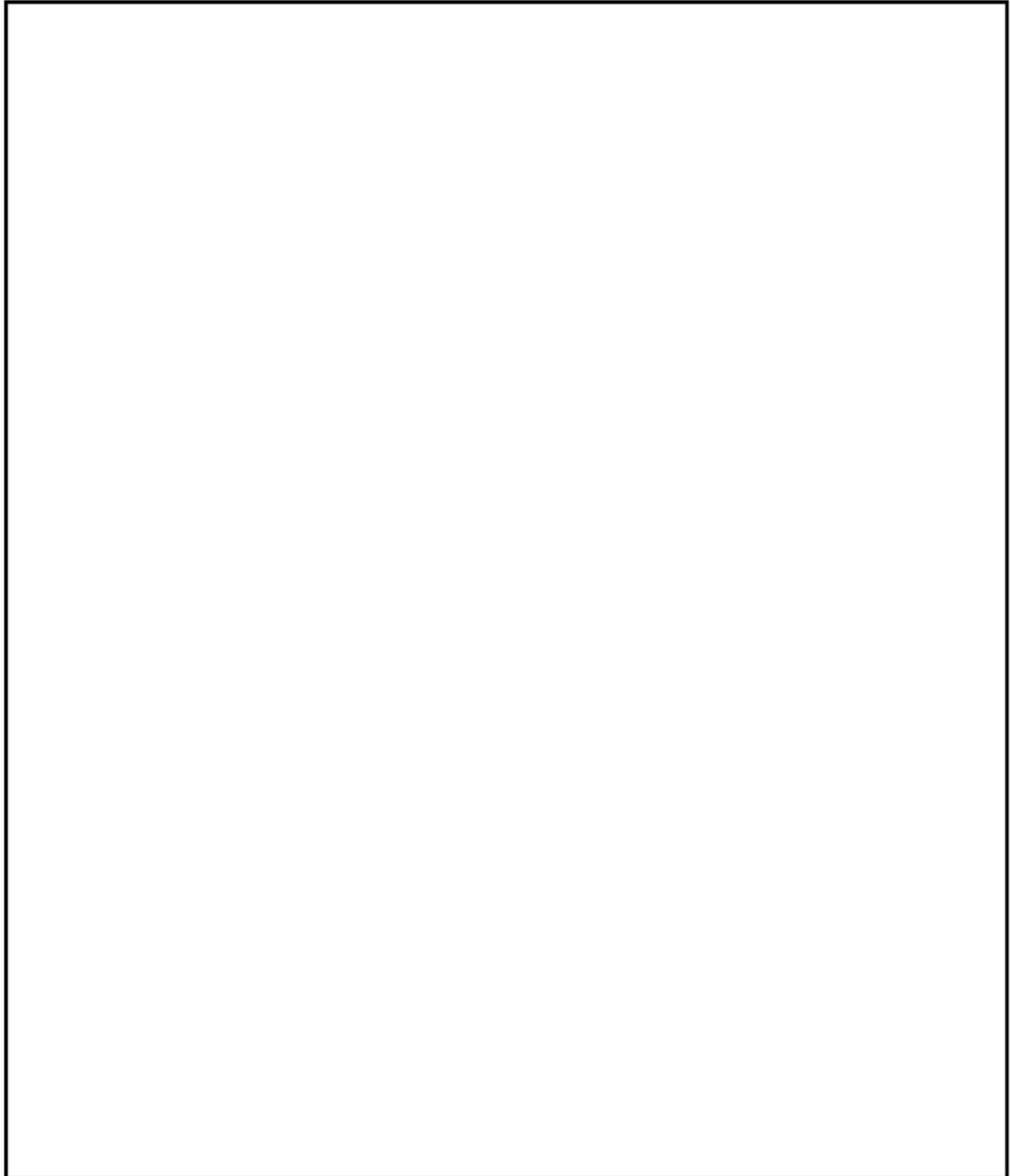
10.13.11.2 設計方針



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。



□□□□は、有毒ガスが特定重大事故等対処施設を操作するために必要な要員に及ぼす影響により、特定重大事故等対処施設を操作するために必要な要員の対処能力が著しく低下し、特定重大事故等対処施設の機能が損なわれることがない設計とする。

そのために、有毒ガス評価ガイドを参照し、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の揮発性等の性状、

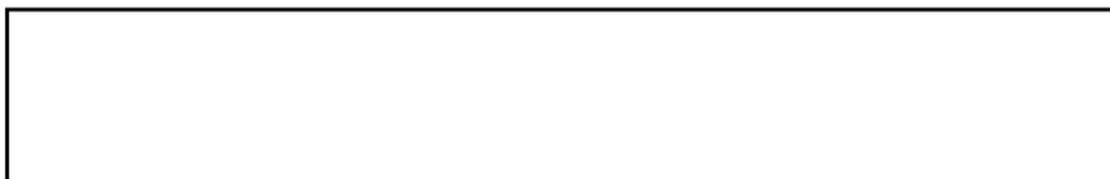
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

貯蔵量、建屋内保管、換気等の貯蔵状況等を踏まえ、敷地内及び中央制御室等から半径 10km 以内にある敷地外の固定源並びに可動源を特定し、特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定する。また、固定源の有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、現場の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

固定源に対しては、貯蔵容器すべてが損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、特定重大事故等対処施設を操作するために必要な要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう設計する。

可動源に対しては、「10.12 通信連絡設備」に記載する通信連絡設備による連絡、の換気空調設備の隔離、防護具の着用等により特定重大事故等対処施設を操作するために必要な要員を防護できる設計とする。

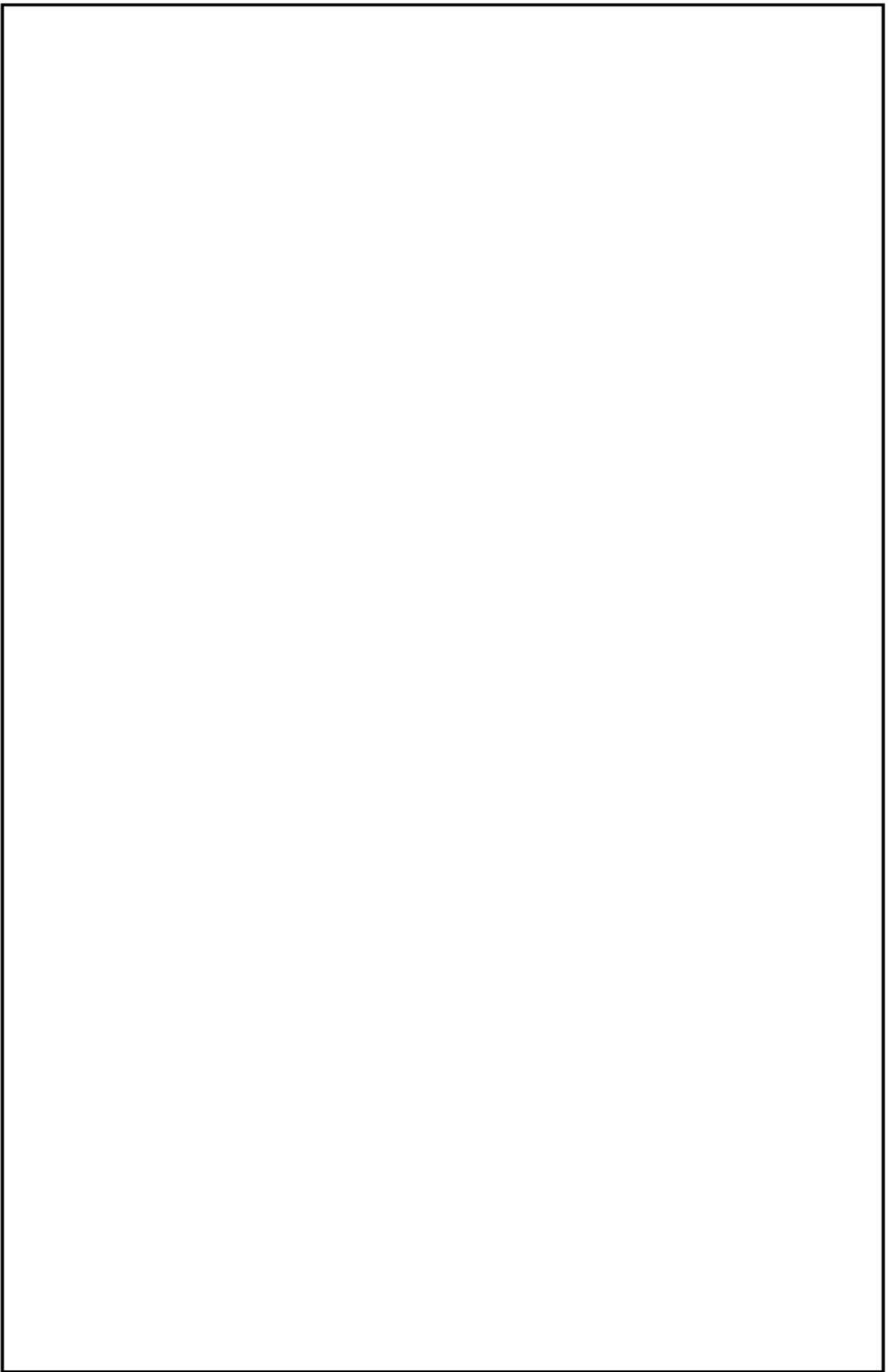
有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、必要に応じて施設管理及び運用管理を適切に実施する。



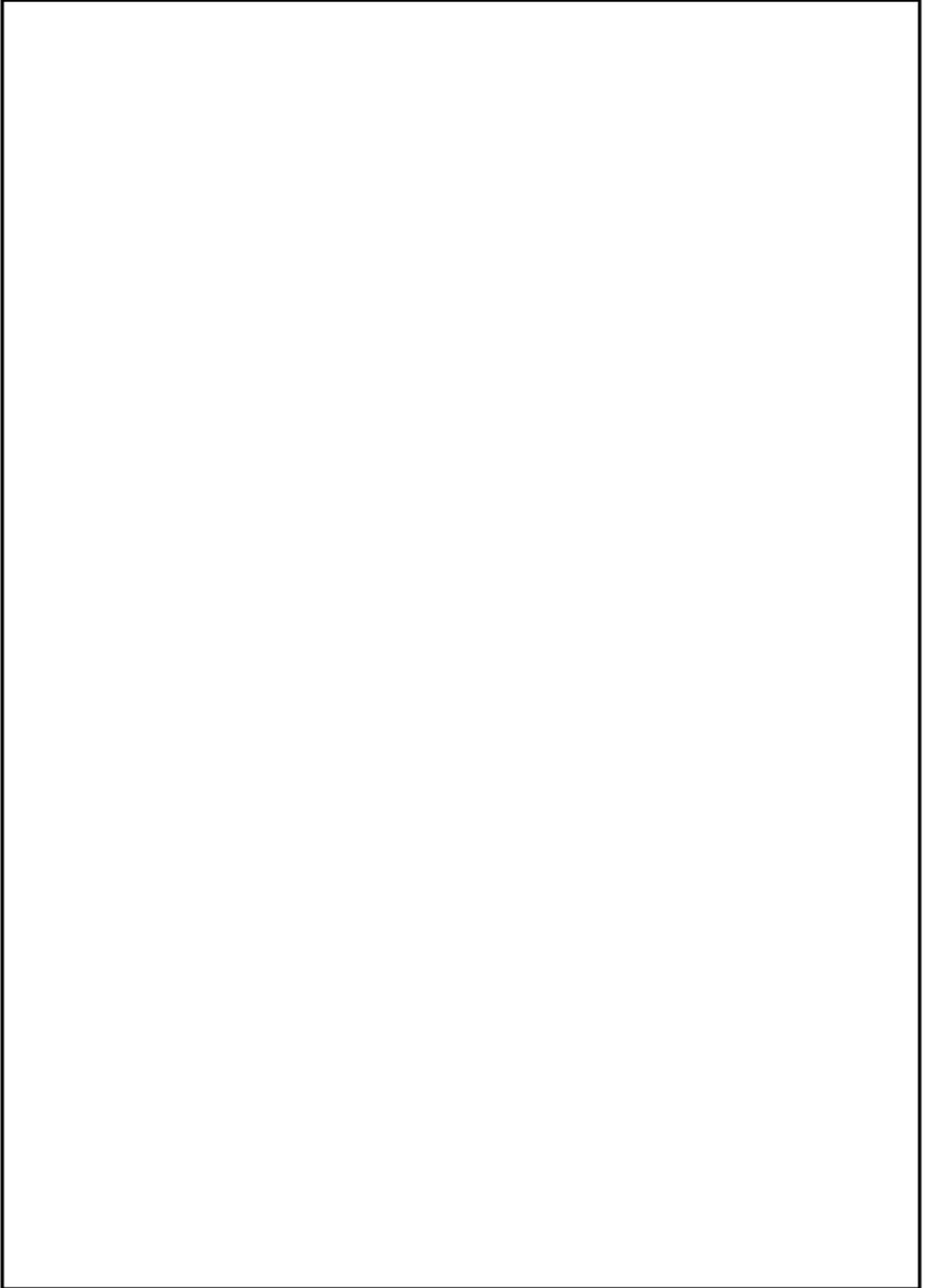
10.13.11.2.1 多重性又は多様性、独立性、位置的分散



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。



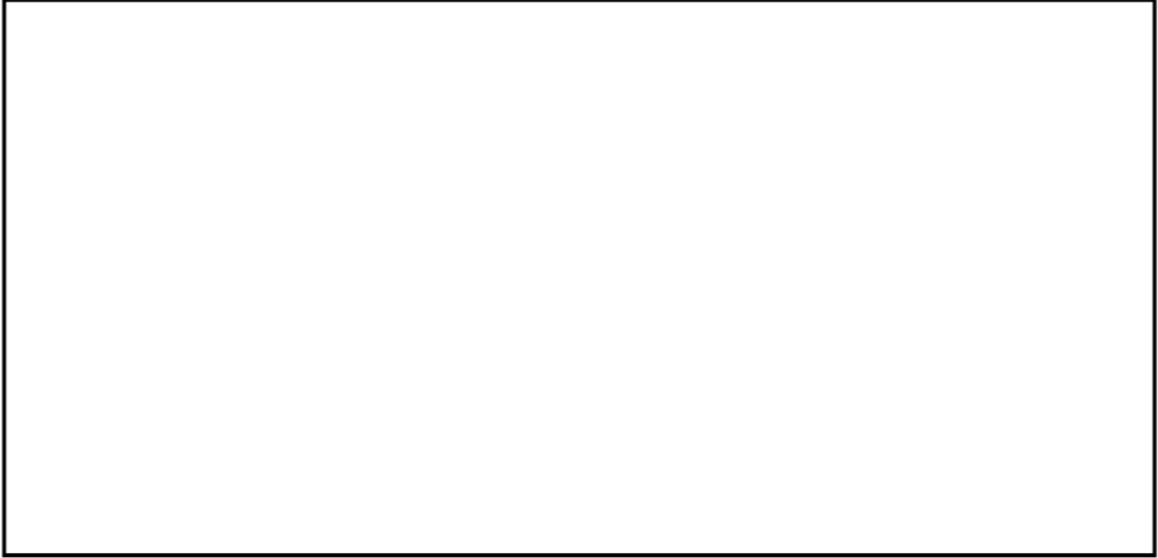
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



10.13.11.2.2 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。



10.13.11.2.3 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。



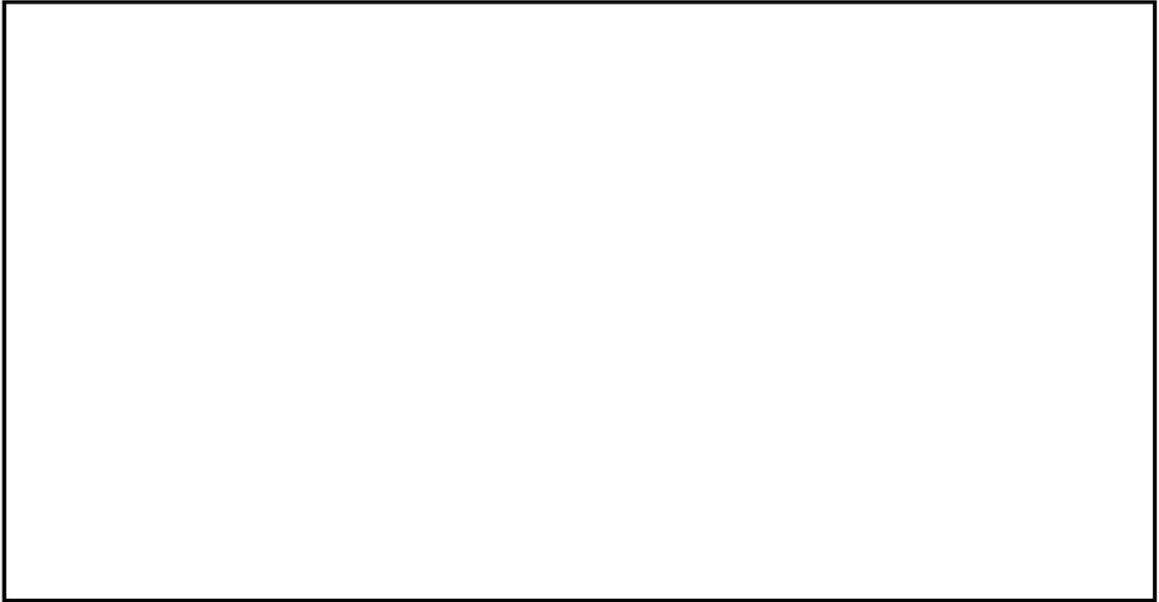
10.13.11.2.4 容量等



10.13.11.2.5 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。



10.13.11.2.6 操作性の確保



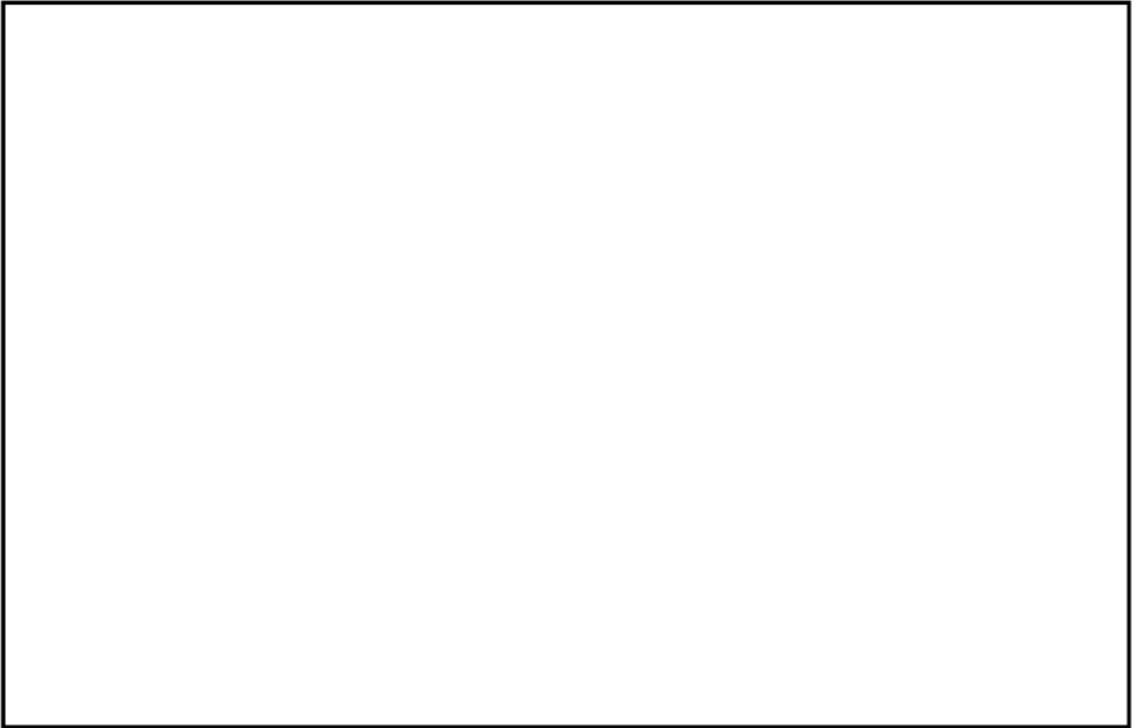
10.13.11.3 主要設備及び仕様



10.13.11.4 試験検査



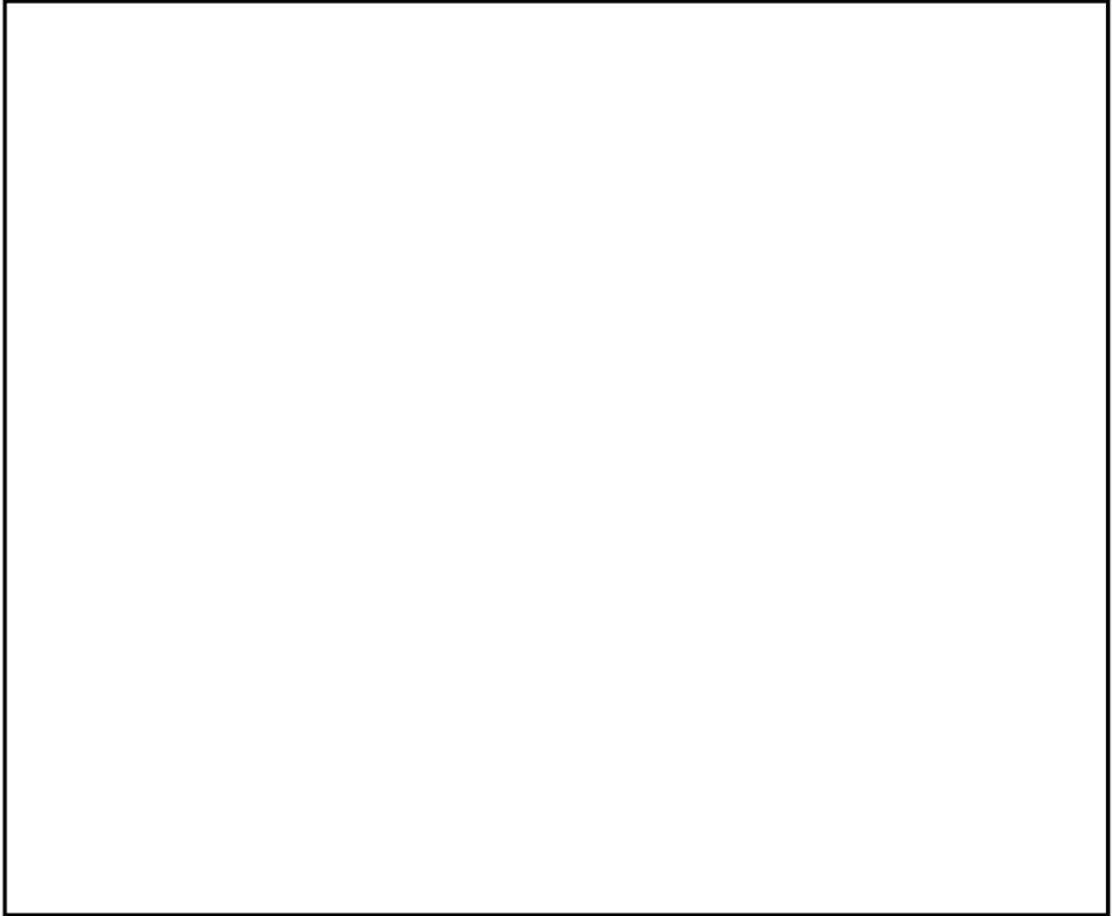
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



10.13.11.5



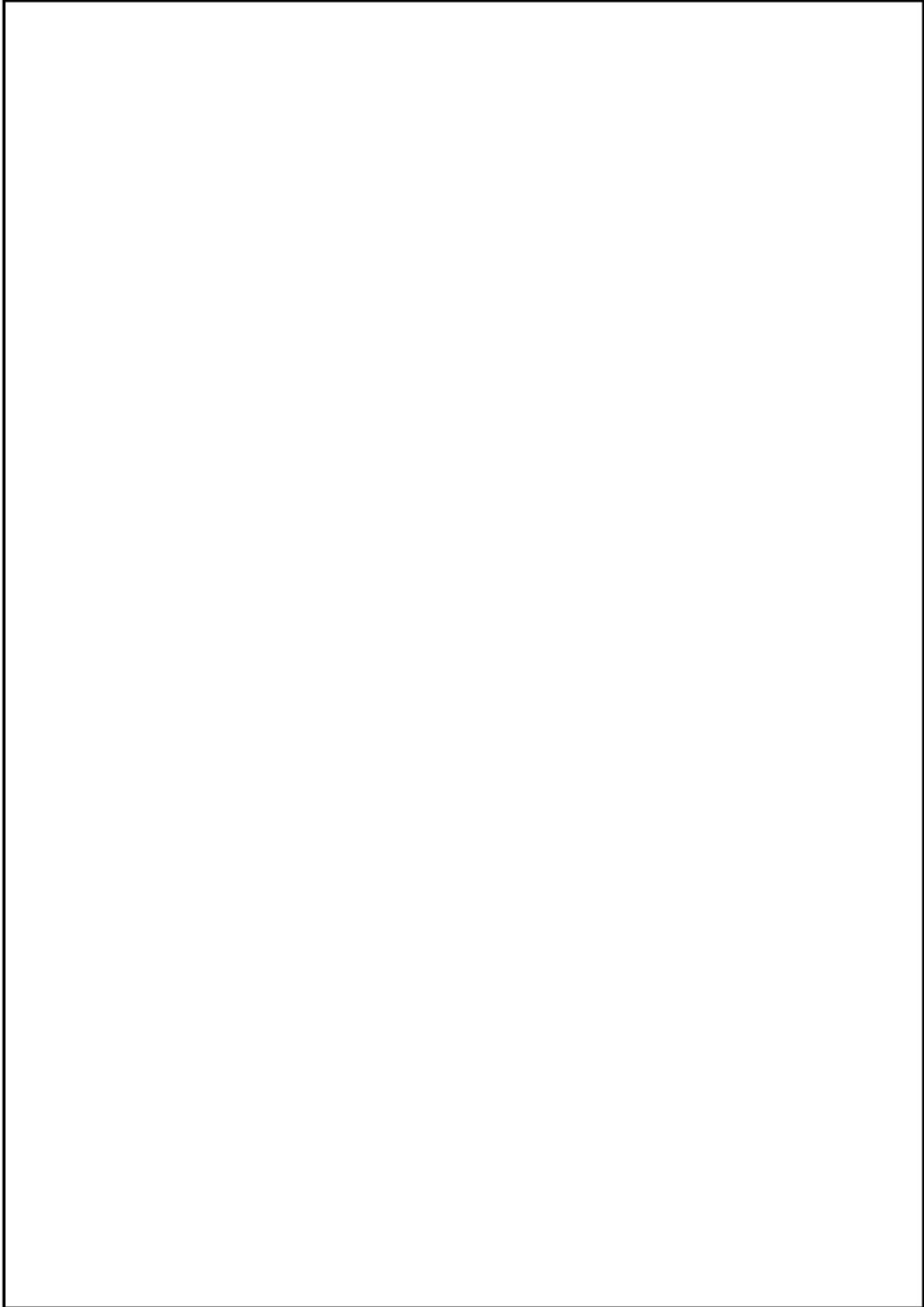
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



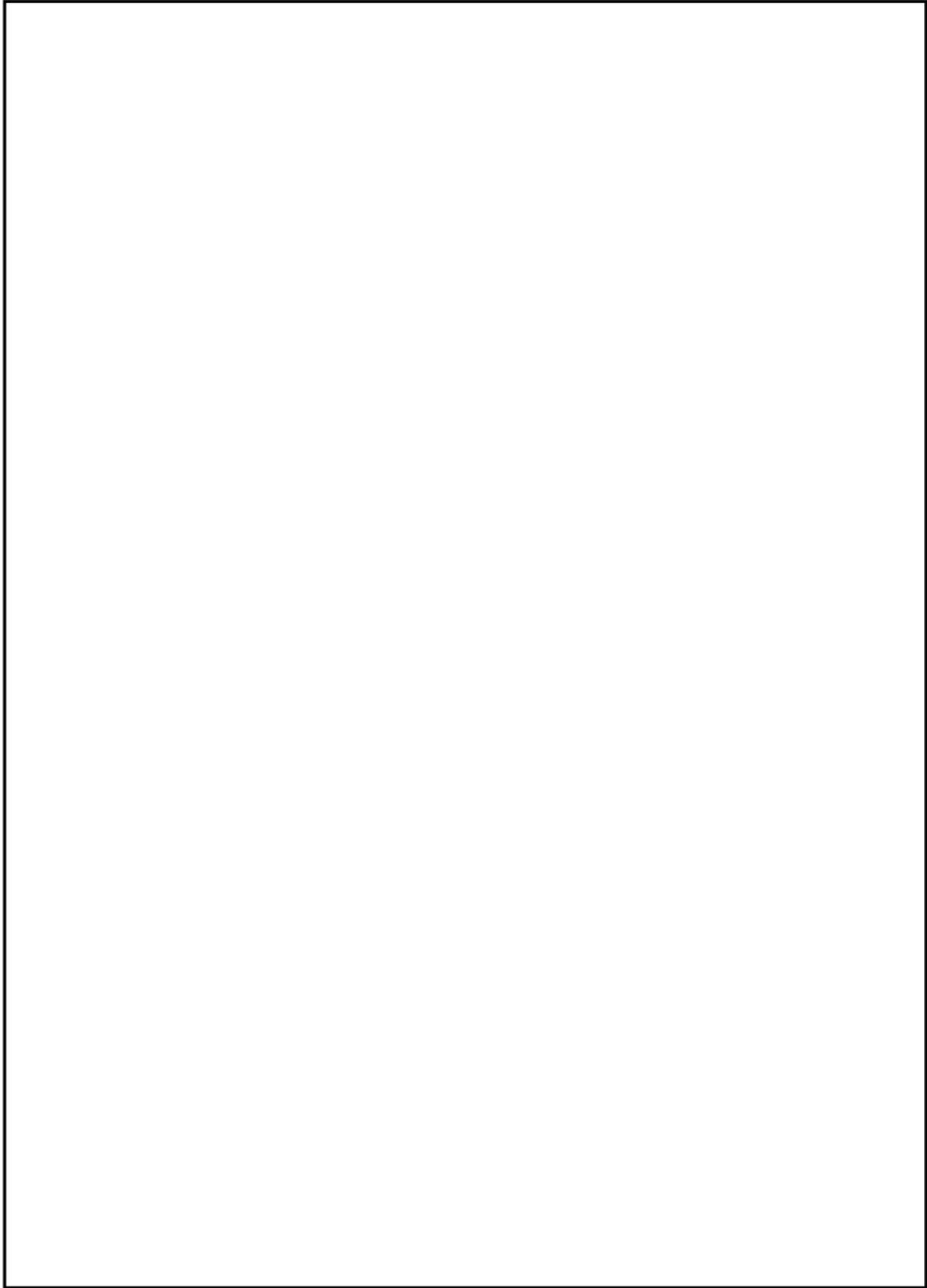
10.13.11.6 信頼性向上を図るための設計方針



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。

10.14 参考文献

- (1) 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
- (2) Stellungnahme der HSK zur Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke bei einem vorsätzlichen Flugzeugabsturz, Würenlingen, März 2003
- (3) 航空豆知識, JAL ホームページ
- (4) Aircraft Crash Impact Analyses Demonstrate Nuclear Power Plant's Structural Strength, December 2002, 米国 NEI 研究レポート
- (5) Zusammenfassung de GRS-Studie durch das Bundesministerium für Umwelt,Naturschutz und Reaktorsicherheit(BMU),Bonn,den 27,11,2002
- (6) P.P. Degen, "Perforation of Reinforced Concrete Slabs by Rigid Missiles", Journal of the Structural Division, ASCE, Vol.106, No.ST7, July 1980
- (7) 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
- (8) 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
- (9) 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
- (10) 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
 - (11) W.S. Chang, "Impact of Solid Missiles on Concrete Barriers", Journal of the Structural Division, ASCE, Vol.107, No.ST2, February 1981
 - (12) 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
 - (13) W.A. von Riesemann 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
 - (14) 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
 - (15) Airplane Characteristics for Airport Planning, BOEING 社ホームページ
 - (16) 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
 - (17) PRTR 制度 届外排出量の推計方法等に係わる資料 平成 26 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
 - (18) Federal Aviation Administration, U.S. DEPARTMENT OF TRANSPORTATION FEDERAL AVIATION ADMINISTRATION

TYPE CERTIFICATE DATA SHEET

- (19) Dimensions & key data, Airbus 社ホームページ
- (20) Airliners.net, <http://www.airliners.net/>
- (21) 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
- (22) Jane's All the World's Aircraft 2000-2001
- (23) Jane's All the World's Aircraft 2013-2014
- (24) Jane's Aero – Engines Issue 25, 2009
- (25) 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
- (26) 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

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 18	約 58	約 13
定 格 電 圧	6.9kV		
電 気 方 式	60Hz	3 相	3 線 変圧器接地式
電 源 引 込 方 式	バスダクト又はケーブルによる		
フイーダ引出方式	ケーブルによる		
母 線 電 流 容 量	1,200A	2,000A	3,000A

遮断器

項 目	受電用	き電用
型 式	SF ₆ ガス遮断器	
個 数	約 18	約 71
極 数	3 極	
操 作 方 式	電動蓄勢バネ操作(DC125V)	
絶 縁 階 級	6A 号	
定 格 電 圧	7.2kV	
定 格 電 流	1,200A 2,000A 3,000A	1,200A
遮 断 電 流	63kA	
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	4	8
型 式	屋内用 3 相乾式変圧器	
冷 却 方 式	自 冷	
周 波 数	60Hz	
容 量	2,000kVA 2,300kVA	750kVA 1,000kVA 2,000kVA 2,500kVA
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 12	約 5	約 39	約 10
定 格 電 圧	600V			
電 気 方 式	60Hz 3相 3線 PT有効接地式			
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、4,000A（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 12	約 5	約 131
極 数	3 極		
操 作 方 式	電動蓄勢バネ操作(DC125V)		
定 格 電 圧	600V		
定 格 電 流	1,600A 3,000A 4,000A	4,000A	1,600A
遮 断 電 流 (交流分実効値)	42kA 65kA 90kA	90kA	50kA
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 4,800A・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 300A×2 個及び約 700A×1 個 後備：約 300A×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 700A×2 個及び約 3,300A×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. 計装用電源（無停電電源装置）

型	式	静止型インバータ
個	数	4
容	量	約 10kVA（1 個あたり）
出	力	電
電	圧	115V

(2) 常用

a. 計装用電源（変圧器）

型	式	乾式
個	数	8
容	量	約 10kVA × 2 個（後備）
		約 70kVA × 2 個（後備）
		約 50kVA × 1 個（常用）
		約 60kVA × 2 個（常用）
		約 75kVA × 1 個（常用）
出	力	電
電	圧	115V 又は 100V

b. 計装用電源（無停電電源装置）

型	式	静止型インバータ
個	数	3
容	量	約 50kVA × 2 個
		約 70kVA × 1 個
出	力	電
電	圧	115V 又は 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 7,100kW (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 8,900kVA (1 台当たり)	
力	率	0.8 (遅れ)	
電	圧	6,900V	
周	波	数	60Hz

(3) 燃料油貯蔵タンク

種	類	横置円筒形
容	量	約 165m ³ (1 基当たり)
基	数	2
取 付 箇 所		E.L. + 2.38m

(4) 重油タンク

種	類	横置円筒形
容	量	約 200m ³ (1 基当たり)
基	数	2
取 付 箇 所		E.L. + 6.1m

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) 燃料油貯蔵タンク（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

種	類	横置円筒形		
基	数	4		
容	量	約 165m ³ （1 基当たり）		
使	用	燃	料	A重油

(3) 重油タンク（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

種	類	横置円筒形		
基	数	4		
容	量	約 200m ³ （1 基当たり）		
使	用	燃	料	A重油

(4) 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

(5) 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 7,100kW (1 台あたり)
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 8,875kVA (1 台あたり)
力 率	0.8 (遅れ)
電 圧	6,900V
周 波 数	60Hz

(6) 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 組あたり)
電 圧	129V (浮動充電時)

(7) 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)

(8) 代替所内電気設備変圧器

個 数	1
容 量	約 500kVA
電 圧	6,600V/460V

(9) 代替所内電気設備分電盤

個	数	1
電	圧	440V

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)

	大 飯 幹 線	第二大飯幹線	大 飯 支 線
公 称 電 圧	500kV	500kV	77kV
回 線 数	2	2	1
導 体 サ イ ズ	TACSR810mm ² 4 導 体	TACSR 810mm ² 4 導 体	CVTSS3×325 mm ² (構内) ACSR/AW160 mm ² (送電線) SPL-KTACSR/耐食 AC 130mm ²
送 電 容 量	約 5,540MW	約 5,540MW	約 59MW
亘 長	約 63km (能勢変電所 まで)	約 50km (京北開閉所 まで)	約 26km (小浜変電所 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、既設

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 ₆ 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	N o . 2 予備変圧器用 遮断器	5 0 0 k V 送電線路用 遮断器	5 0 0 k V 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
	5 0 0 k V 母線区分用遮断器		N o . 1 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、既設	

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 1,310,000kVA
力	率	90%遅れ
電	圧	24,000V
	相	3 相
周	波 数	60Hz
回	転 数	約 1,800rpm
結	線 法	星形
冷	却 法	回転子 水素内部冷却 固定子 水冷却

(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 4,500kW	約 70kVA
電 圧	DC 480V	AC125V
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	26kV
定 格 電 流	34,000A
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	No. 2 予備変圧器	No. 1 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	屋外無圧密封式負荷時 タップ切換器付
容量		約 1,260,000kVA	約 78,000kVA	約 38,000kVA	約 54,000kVA
電圧	1次	24kV	24.0kV/23.4kV /22.8kV	515±25kV	73.5±7.0kV
	2次	515±25kV	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	三角	三角	星形	星形
	2次	星形	星形、星形	星形	星形、星形
	3次	—	—	三角	三角
冷却方式		送油風冷	送油風冷	送油風冷	導油風冷— 油入自冷
個数		1	1	1	1
備考		—	—	3号及び 4号炉共用	1号、2号、 3号及び4号 炉共用、既設

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、既設）

個 数 3

容 量 約25t/h/個

(2) スチームコンバータ

個 数 1

容 量 約30t/h

(3) 補助蒸気ドレンタンク（3号及び4号炉共用）

個 数 1

容 量 約4m³

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
	廃棄物庫消火ポンプ	消火水圧力低
消火設備	<ul style="list-style-type: none"> ・ 二酸化炭素消火設備 ・ ハロン消火設備 ・ スプリンクラー ・ ケーブルトレイ消火設備 ・ エアロゾル消火設備(電気式) ・ 水噴霧消火設備 ・ 遠隔放水装置 	<p style="text-align: center;">設備異常</p> <p>(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	熱感知器又は 炎感知器
原子炉格納容器	煙感知器	熱感知器 (一部、防爆型の熱 感知器含む)
燃料油貯蔵タンク 重油タンク	防爆型熱感知器	防爆型炎感知器
B- 廃棄物庫	煙感知器	熱感知器 (一部、アナログ式 でない熱感知器含 む)
海水管トンネルエリ ア	煙感知器	光ファイバーケーブ ル
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）

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（アニュラス部、原子炉周辺建屋、制御建屋及び廃棄物処理建屋）

(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 1 3 0 1
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（原子炉周辺建屋及び制御建屋）

(3) 局所ハロン消火設備

消 火 剤	ハロン 1 3 0 1
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（原子炉周辺建屋）

(4) ケーブルトレイ消火設備（一部 3 号及び 4 号炉共用）

消 火 剤	ハロゲン化物（FK-5-1-12）
消 火 剤 量	約 4.3kg/m ³ 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（アニュラス部、原子炉周辺建屋、制御建屋及び海水管トンネルエリア）
------	---

(5) 二酸化炭素消火設備

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、海水ポンプ室

(6) エアロゾル消火設備（一部 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（原子炉周辺建屋、制御建屋及び廃棄物処理建屋）

(7) 水噴霧消火設備（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（A－廃棄物庫、C－廃棄物庫）

(8) 遠隔放水装置（1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用）

消火剤	水
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（B－廃

棄物庫)

(9) 消火ポンプ

- ・電動消火ポンプ（3号及び4号炉共用）

台	数	1台
容	量	1,164m ³ /h

- ・ディーゼル消火ポンプ（1号、2号、3号及び4号炉共用）

台	数	1台
容	量	1,164m ³ /h

- ・廃棄物庫消火ポンプ（1号、2号、3号及び4号炉共用）

台	数	1台
容	量	96m ³ /h

- ・消火水バックアップポンプ（3号及び4号炉共用）

台	数	2台
容	量	86.4m ³ /h（1台当たり）

第 10.5.3.1 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 (一部、防爆型 熱感知器含む。)
<div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	防爆型熱感知器	防爆型炎感知器

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 10.5.3.2 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 (<input type="text"/>)

(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 (<input type="text"/>)

(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 (<input type="text"/>)

(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 ³ 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 (<input type="text"/>)

(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
-------	-------

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。

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 (<input type="text"/> <input type="text"/>)

(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 (<input type="text"/> <input type="text"/>)

(7) 消火ポンプ

- ・ 電動消火ポンプ (3号及び4号炉共用)

台数	1台
容量	1,164m ³ /h

- ・ ディーゼル消火ポンプ (1号、2号、3号及び4号炉共用)

台数	1台
容量	1,164m ³ /h

- ・ 廃棄物庫消火ポンプ (1号、2号、3号及び4号炉共用)

台数	1台
容量	96m ³ /h

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) 防護壁（3号及び4号炉共用）

種	類	防護壁
材	料	鉄筋コンクリート、コンクリート
個	数	1

(2) 貯水堰（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・津波に対する防護設備
- ・非常用取水設備

種	類	貯水堰
材	料	鋼管杭、コンクリート、鉄筋コンクリート
個	数	1

(3) 海水ポンプエリア浸水防止蓋（3号及び4号炉共用）

種	類	閉止蓋
材	料	鋼材
個	数	24

(4) 止水壁（3号及び4号炉共用）

種	類	止水壁
材	料	鉄筋コンクリート、鋼材
個	数	1

第 10.6.2.1 表 浸水防護設備の設備仕様

(1) 原子炉周辺建屋堰

種	類	堰
材	料	炭素鋼又は鉄筋コンクリート
個	数	7

(2) 原子炉周辺建屋水密扉

種	類	片開扉
材	料	炭素鋼又はステンレス鋼
個	数	17

(3) 制御建屋水密扉

種	類	片開扉
材	料	炭素鋼又はステンレス鋼
個	数	4

第 10.7.1 表 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラに係るものを除く。）の設備仕様

(1) 軽油ドラム缶（3号及び4号炉共用）

型	式	円筒形容器
個	数	105（予備1）
容	量	約 200ℓ（1個当たり）

第 10.8.1.1 表 非常用取水設備の主要仕様

(1) 貯水堰（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・津波に対する防護設備
- ・非常用取水設備

種	類	貯水堰
材	料	鋼管杭、コンクリート、鉄筋コンクリート
容	量	1,080m ³ 以上 ^{※1}
個	数	1

(2) 海水ポンプ室

種	類	取水槽
材	料	鉄筋コンクリート
容	量	1,080m ³ 以上 ^{※1}
個	数	1

※1 引き波時に海水ポンプの継続運転に必要な水量であり、貯水堰及び海水ポンプ室で確保する水量の合計

第 10.9.1.1 表 緊急時対策所の設備仕様

(1) 緊急時対策所 (3号及び4号炉共用)

個 数 一式

(2) 情報収集設備 (3号及び4号炉共用)

設備名 安全パラメータ表示システム (SPDS)
(3号及び4号炉共用)

個 数 一式

設備名 安全パラメータ伝送システム (3号及び4号炉共用)

個 数 一式

設備名 SPDS表示装置 (3号及び4号炉共用)

個 数 一式

(3) 通信連絡設備 (3号及び4号炉共用)

設備名 衛星電話 (固定) (3号及び4号炉共用)

個 数 一式

設備名 衛星電話 (携帯) (3号及び4号炉共用)

個 数 一式

設備名 衛星電話 (可搬) (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 (3号及び4号炉共用)

個 数 一式

設備名 携行型通話装置 (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 (3号及び4号炉共用)

個 数 一式

設備名 運転指令設備 (3号及び4号炉共用)

個 数 一式

設	備	名	電力保安通信用電話設備（3号及び4号炉 共用）
個		数	一式
設	備	名	加入電話（3号及び4号炉共用）
個		数	一式
設	備	名	加入ファクシミリ（3号及び4号炉共用）
個		数	一式
設	備	名	無線通話装置（3号及び4号炉共用）
個		数	一式
設	備	名	社内TV会議システム（3号及び4号炉共 用）
個		数	一式

(4) 酸素濃度計（3号及び4号炉共用）

個		数	1（予備2）
測	定	範	囲
			0～25%

(5) 二酸化炭素濃度計（3号及び4号炉共用）

個		数	1（予備2）
測	定	範	囲
			0～1%

第10.9.2.1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（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（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）（3号及び4号炉共用）

個 数 一式

設 備 名 安全パラメータ伝送システム（3号及び4号炉共用）※1

個 数 一式

設 備 名 SPDS表示装置（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（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（固定）（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（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（3号及び4号炉共用）
個		数	一式

第 10.9.2.2 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（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・換気空調設備
- ・緊急時対策所

台	数	1（予備 2）
容	量	約 40m ³ /min

(2) 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・換気空調設備
- ・緊急時対策所

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 ³ /min
効	率	

単体除去効率	99.97%以上（0.15 μ m 粒子）／95%以上
--------	-----------------------------

総合除去効率	99.99%以上（0.7 μ m 粒子）／99.75%以上
--------	-------------------------------

(3) 空気供給装置（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・換気空調設備
- ・緊急時対策所

型	式	空気ポンベ
本	数	一式

(4) 緊急時対策所内可搬型エリアモニタ（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・放射線管理設備
- ・緊急時対策所

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 (3号及び4号炉共用)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・放射線管理設備
- ・緊急時対策所

型 式 半導体式検出器
個 数 1 (予備 1)
計 測 範 囲 0.01~999.9 μ Sv/h

(6) 酸素濃度計 (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 (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 (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) (3号及び4号炉共用)
個 数 一式

設 備 名 衛星電話 (可搬) (3号及び4号炉共用)
個 数 一式

設 備 名 携行型通話装置 (3号及び4号炉共用)
個 数 一式

(9) 電源車 (緊急時対策所用) (3号及び4号炉共用)

台 数 2 (予備 1)
容 量 約 220kVA (1台あたり)
電 圧 440V

第10.12.1.1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	事故一斉放送装置	非常用所内電源 通信用無停電電源装置	—

第 10.12.1.2 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)	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 充電池	
		トランシーバー		充電池 乾電池	
		携行型通話装置		乾電池	
		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 蓄電池	衛星系回線 （通信事業者回線）
			携帯（注1）	充電池	
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。

第 10.12.1.3 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		
			衛星保安電話	非常用所内電源 データ伝送設備電源切替盤用無停電 電源装置		
		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）	T V 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）
			I P 電話			
			I P - F A X			
		社内 T V 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 （専用の電力保安通信用回線） 衛星系回線 （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 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				
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 10.12.1.4 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）	T V 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）
		I P 電話		
		I P - F A X		
	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 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 10.12.1.5 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	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)
		安全パラメータ表示システム (SPDS) (注1)	非常用所内電源 データ伝送設備電源切替盤用無停電 電源装置	
	発電所外	安全パラメータ表示システム (SPDS) (注1)	非常用所内電源 データ伝送設備電源切替盤用無停電 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)
		安全パラメータ伝送システム		有線系回線、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と共用。

第 10.12.2.1 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）（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（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（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（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	T V 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	I P 電話
使 用 回 線	有線系回線
個 数	一式

設 備 名	I P 電話
-------	--------

使用回数	衛星系回線
個数	一式

設備名	IP-FAX
使用回数	有線系回線
個数	一式

設備名	IP-FAX
使用回数	衛星系回線
個数	一式

(4) 安全パラメータ表示システム（SPDS）（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）
-----	---------------------

使用回数	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（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	安全パラメータ伝送システム
-----	---------------

使用回数	有線系回線、衛星系回線
個数	一式

(6) SPDS表示装置（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 10.12.2.2 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）（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）
使 用 回 線	衛星系回線
個 数	一式

(2) 衛星電話（可搬）（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（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

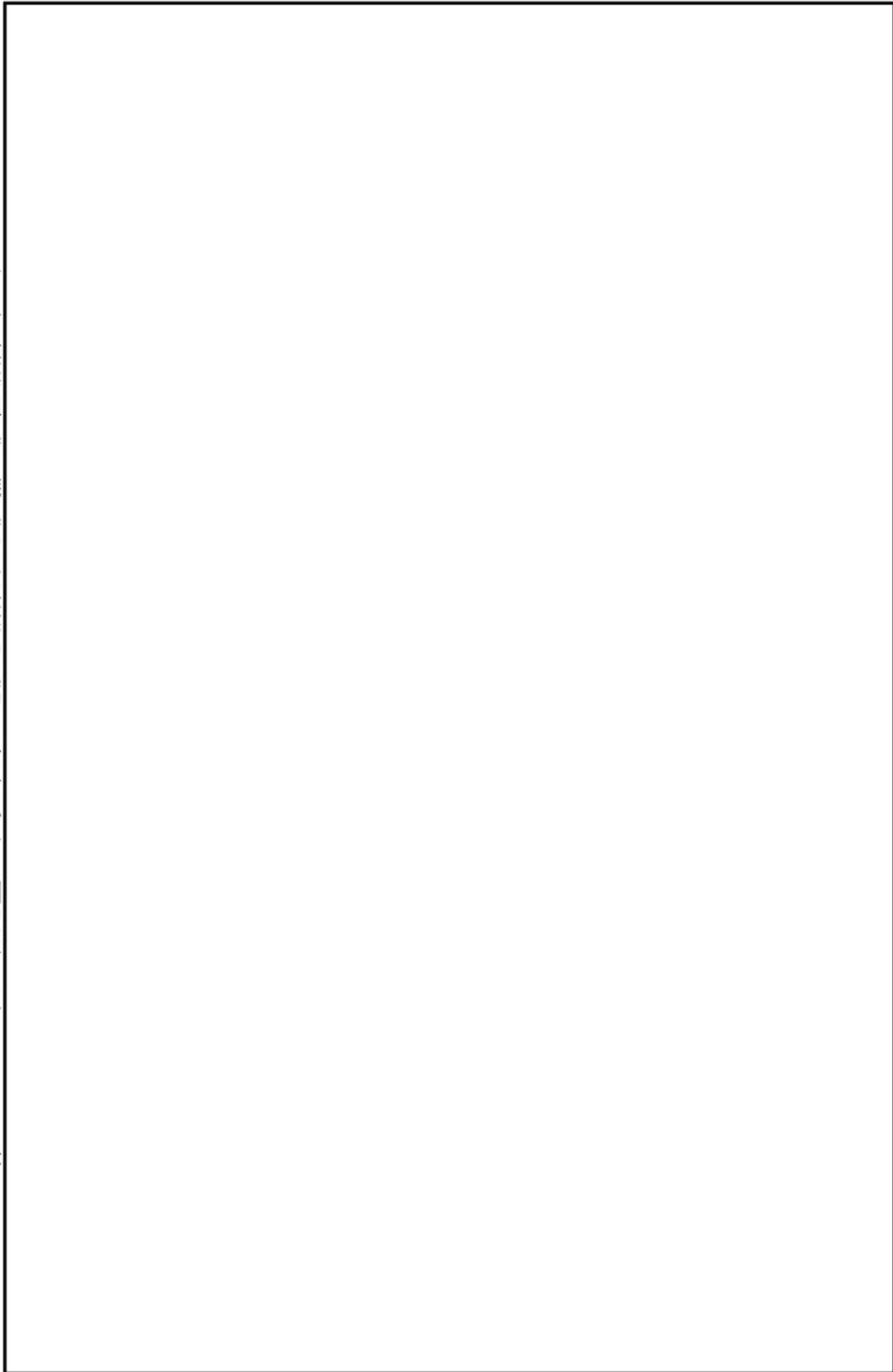
(4) 携行型通話装置（3号及び4号炉共用）

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

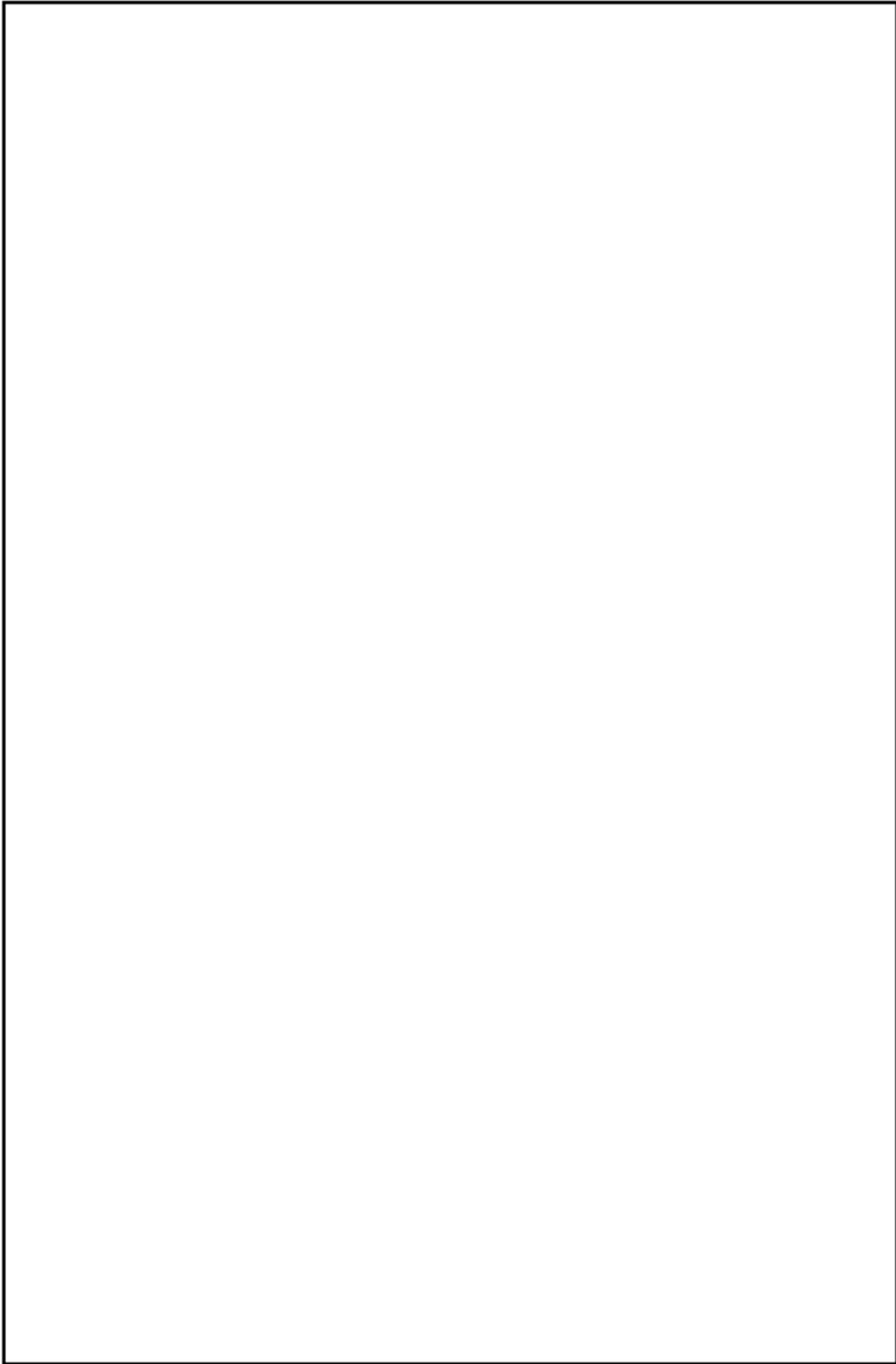
設 備 名	携行型通話装置
使 用 回 線	有線系回線
個 数	一式

第 10.13.1.1 表 特定重大事故等対処施設を構成する設備と設置場所 (1/4)



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10.13.1.1.1表 特定重大事故等対処施設を構成する設備と設置場所 (2/4)



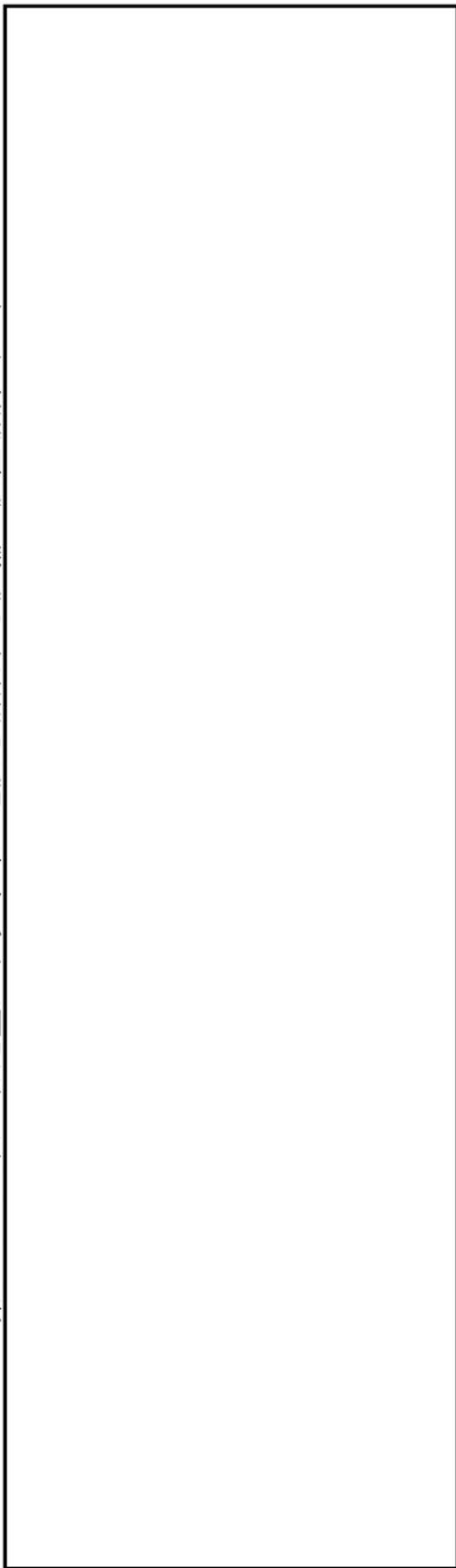
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第10.13.1.1.1表 特定重大事故等対処施設を構成する設備と設置場所 (3/4)

--

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10.13.1.1表 特定重大事故等対処施設を構成する設備と設置場所 (4/4)



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 10.13.1.2 表

[Redacted]

[Redacted]

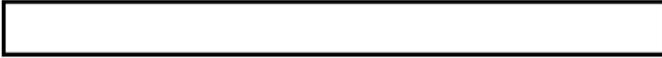
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第10.13.1.3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10.13.1.4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10.13.1.5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10.13.1.6表



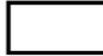
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第10.13.1.1.7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。

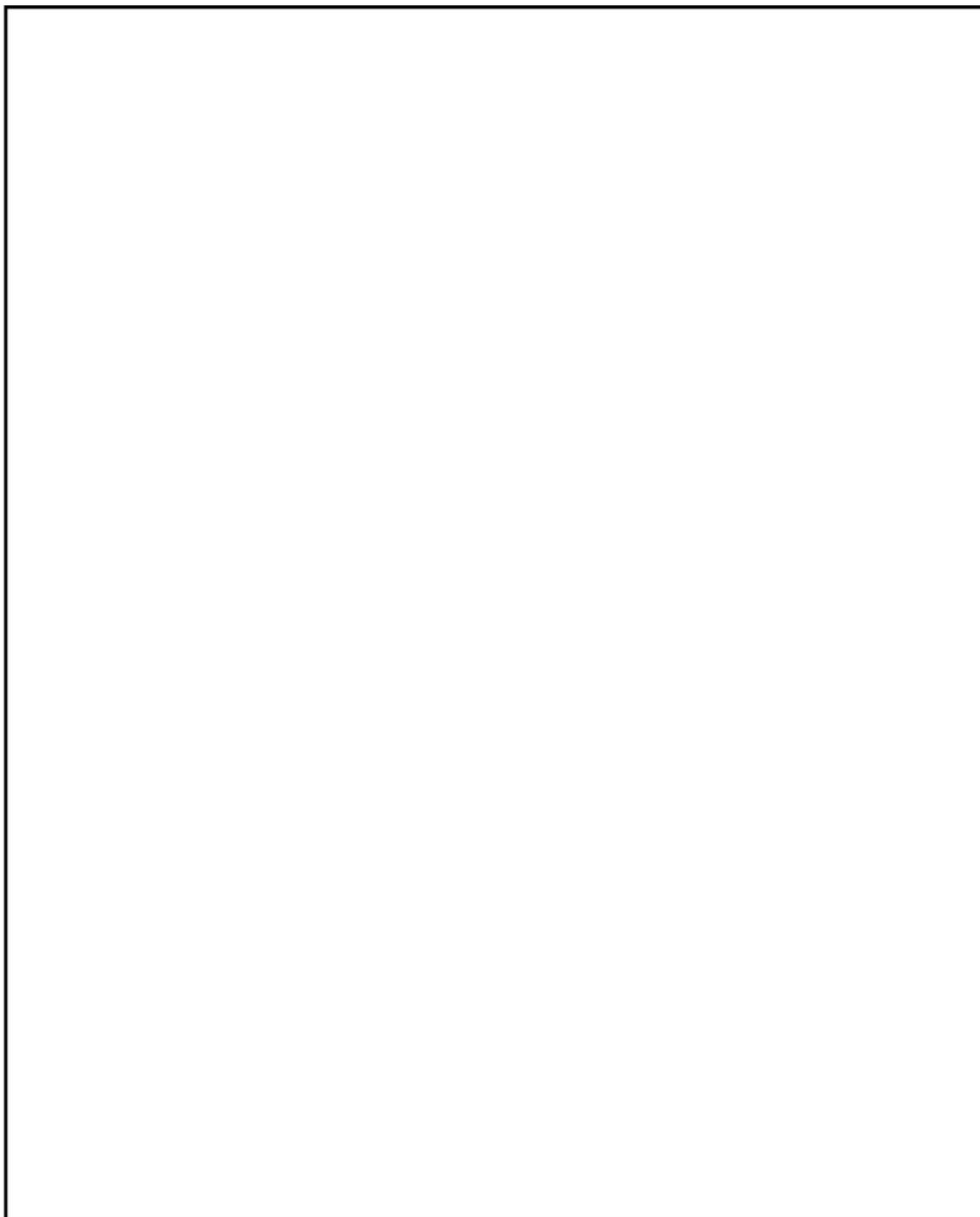
第 10.13.1.8 表 エンジンの主要諸元



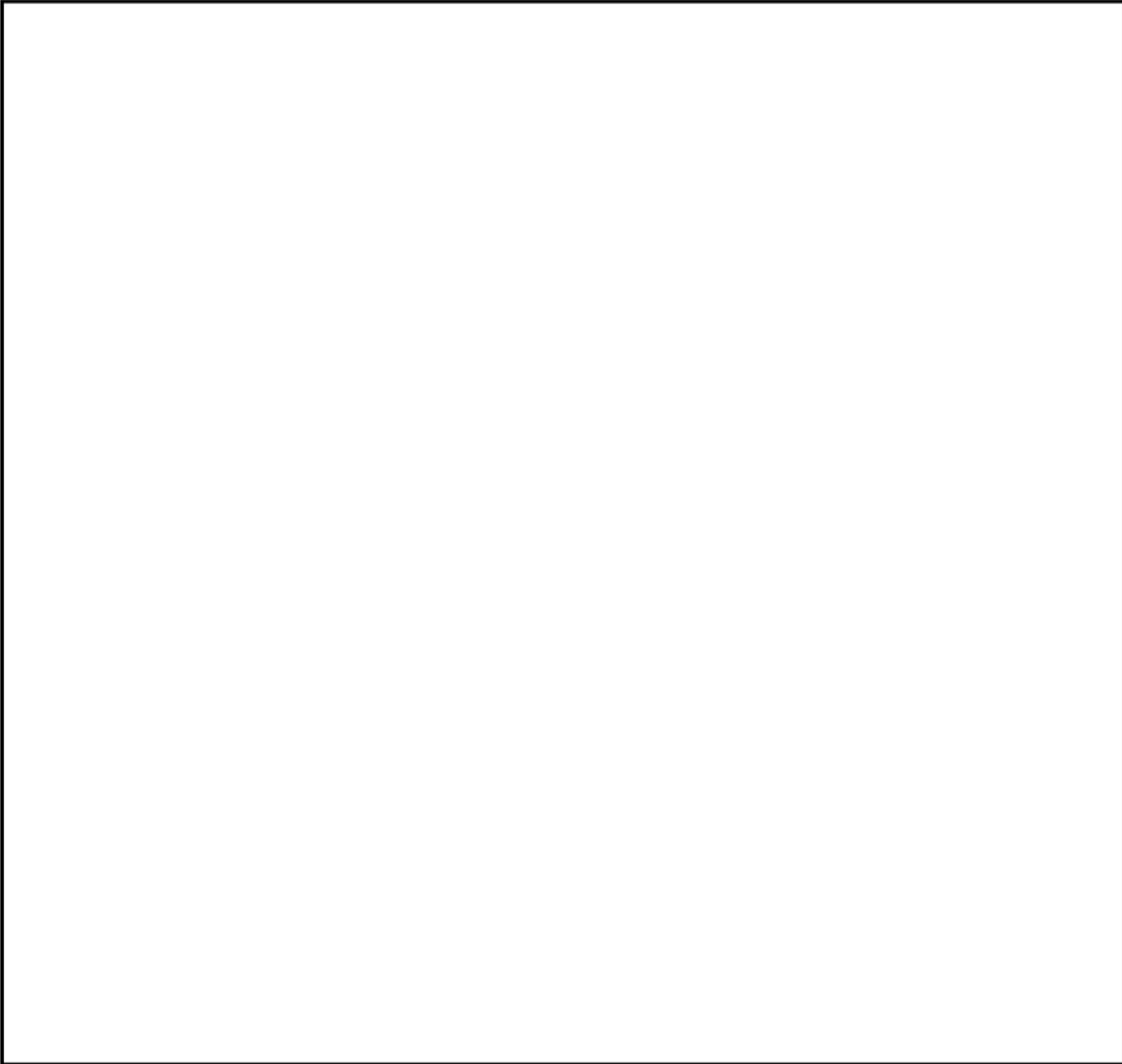
--

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 10.13.2.1 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

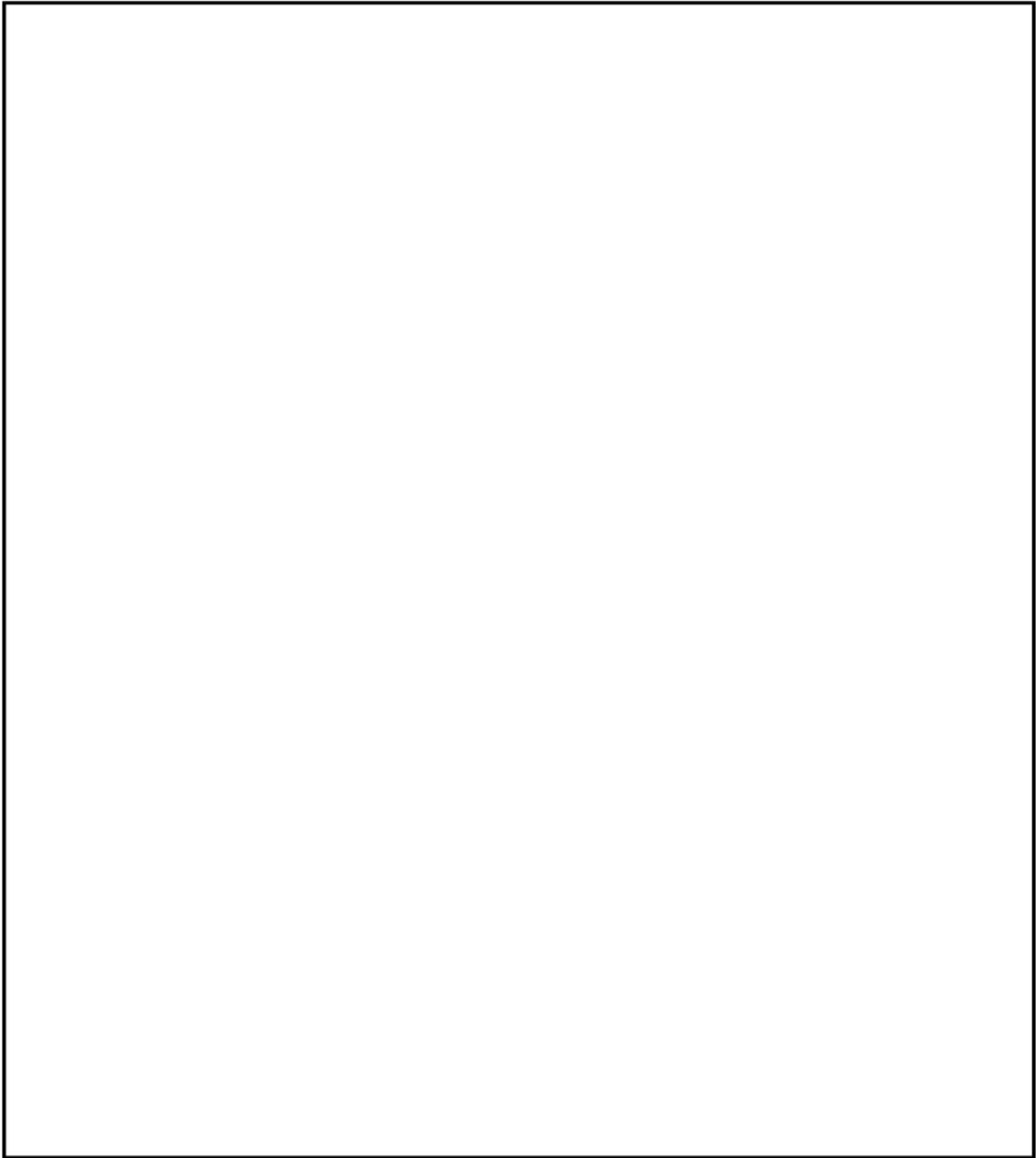


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



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 10.13.3.1 表 炉内の熔融炉心の冷却機能の設備仕様

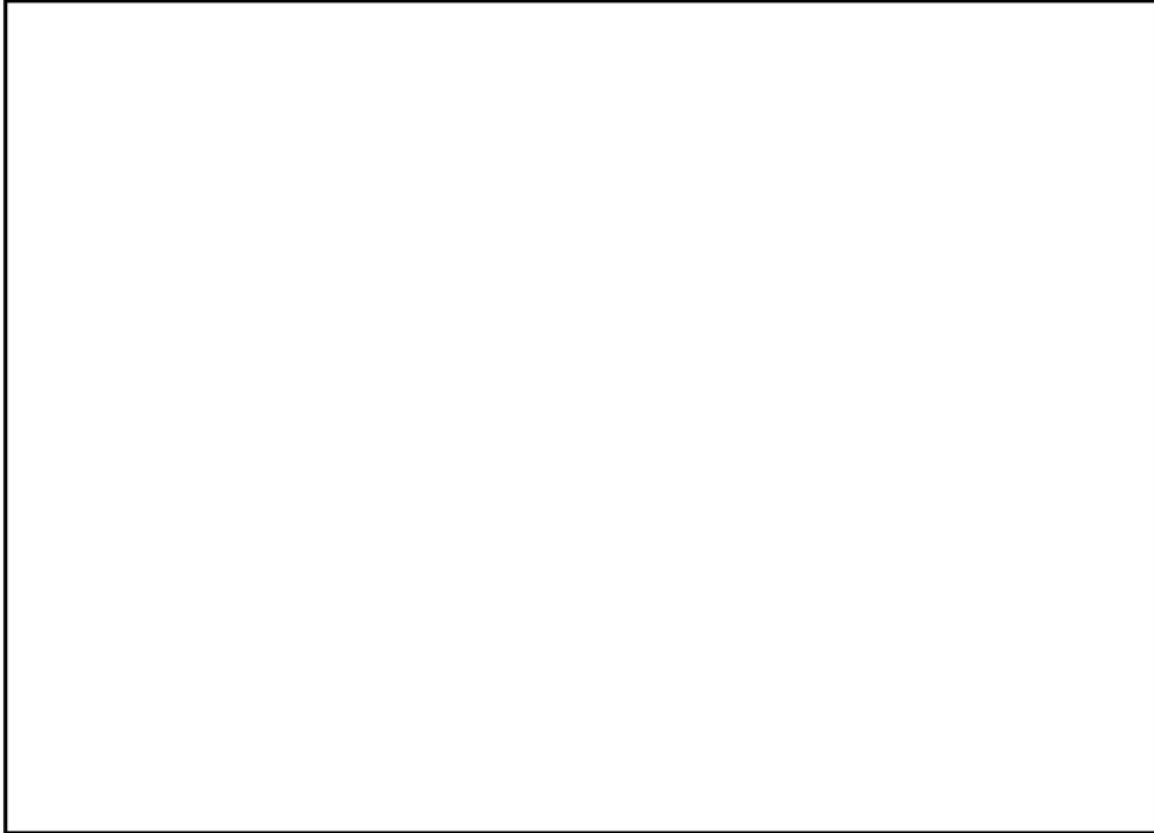


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



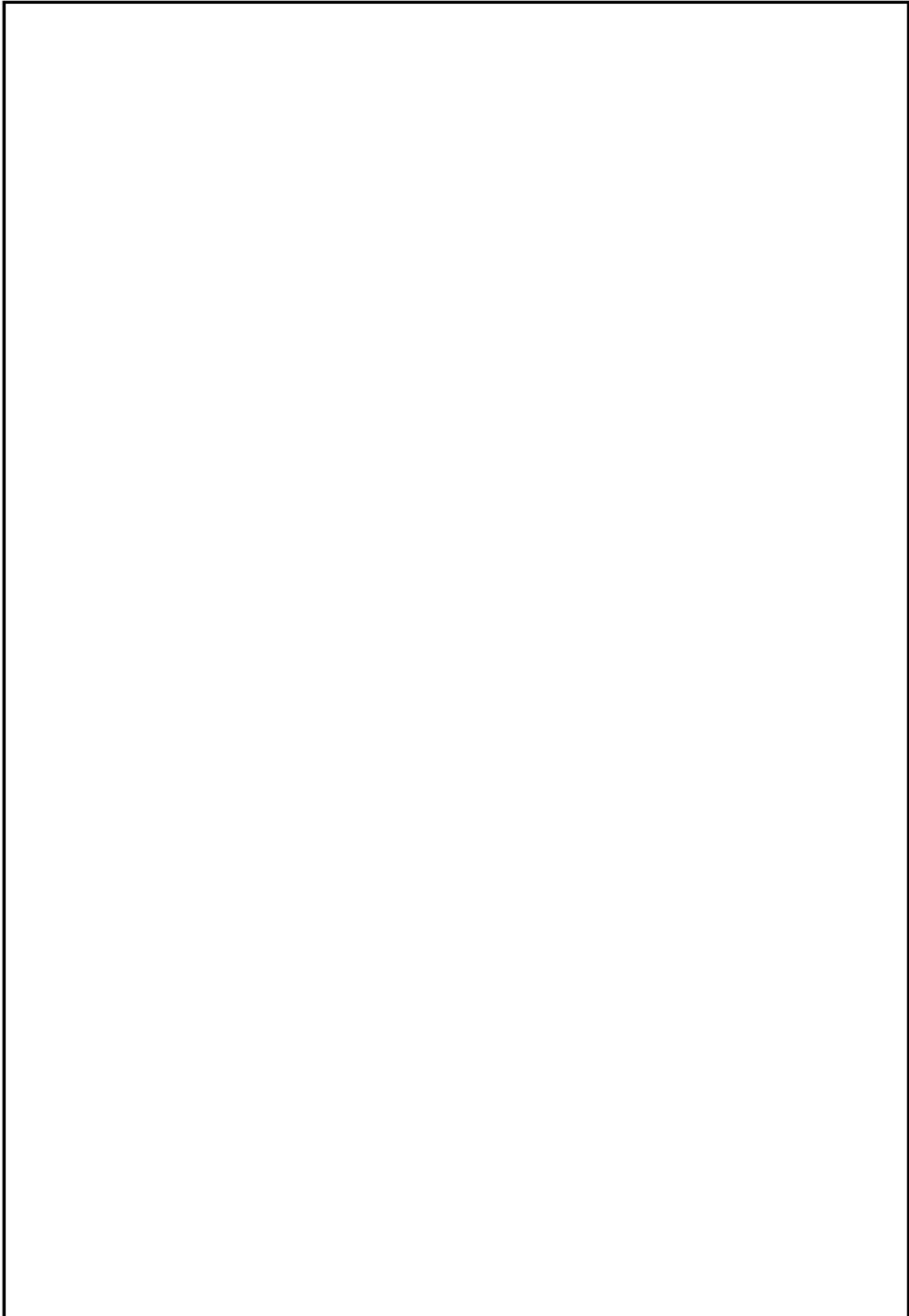
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.13.4.1 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



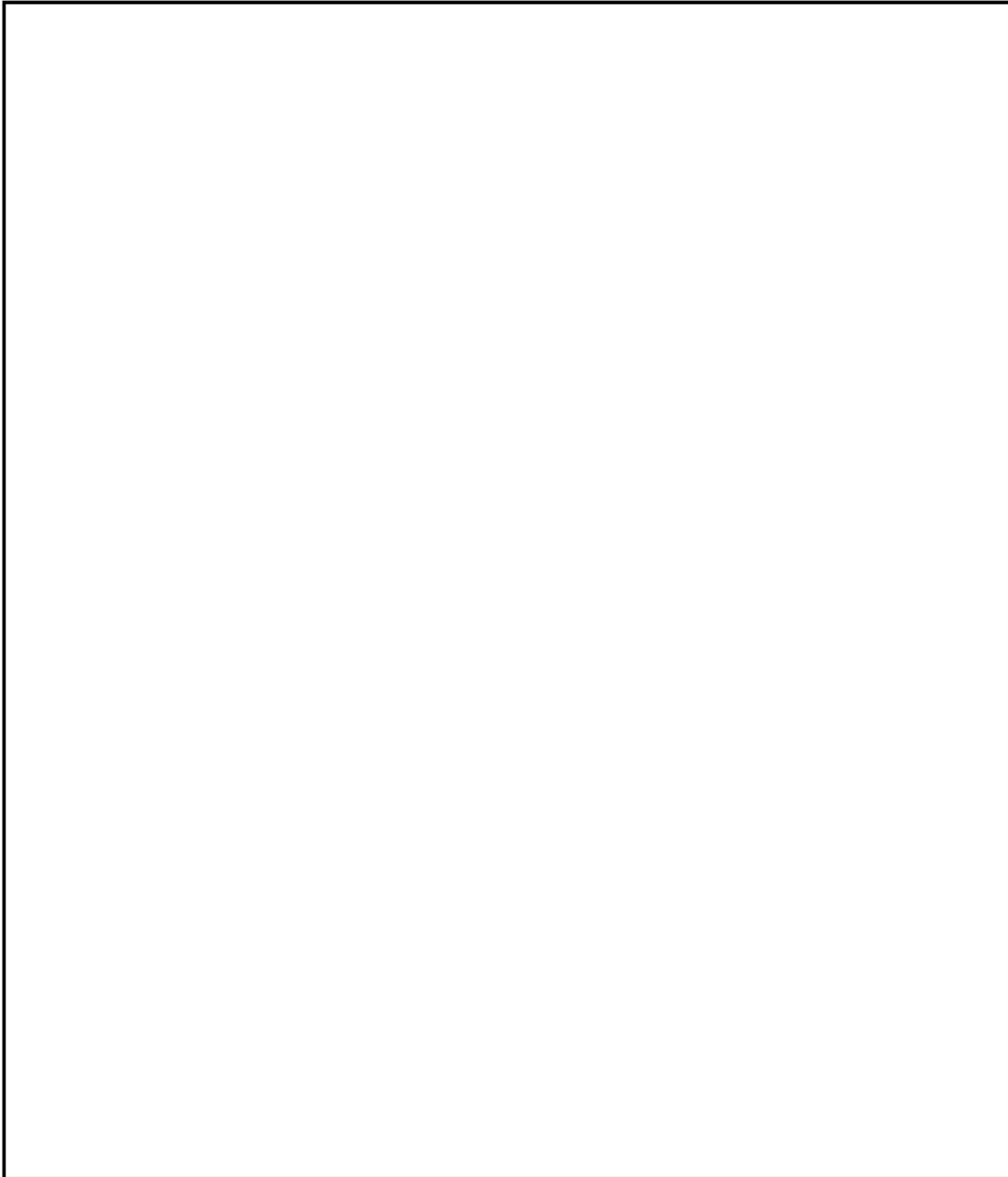
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.13.5.1 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

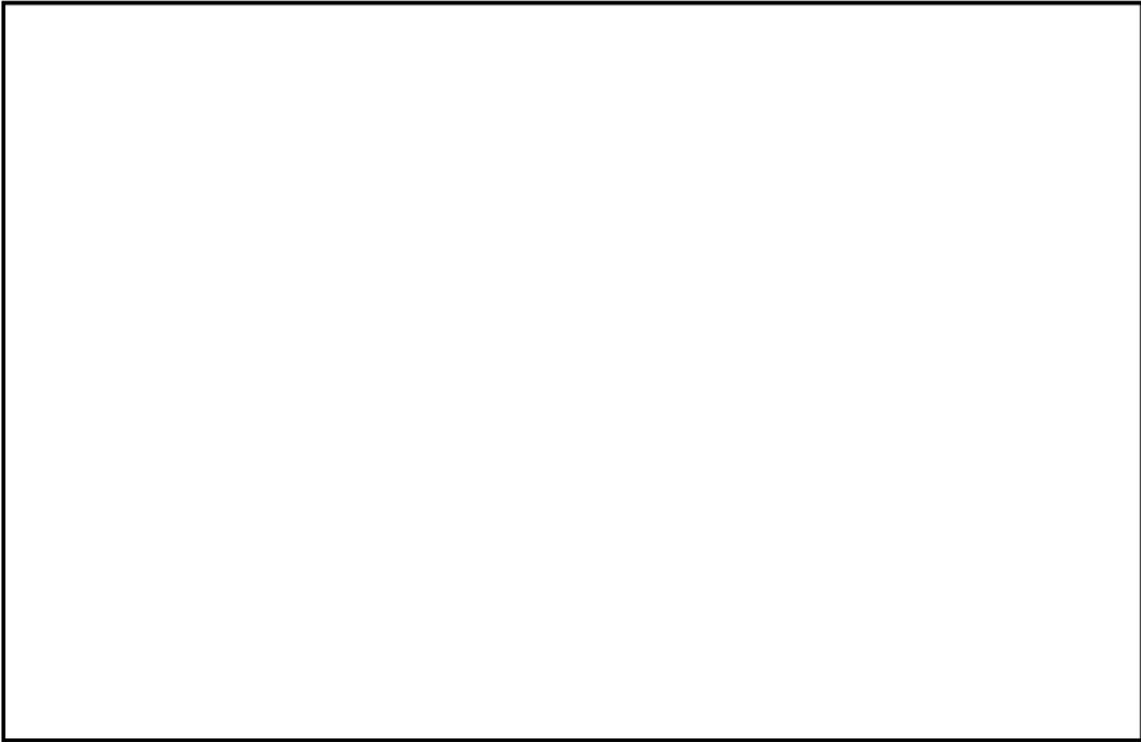


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.13.6.1 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 10.13.7.1 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

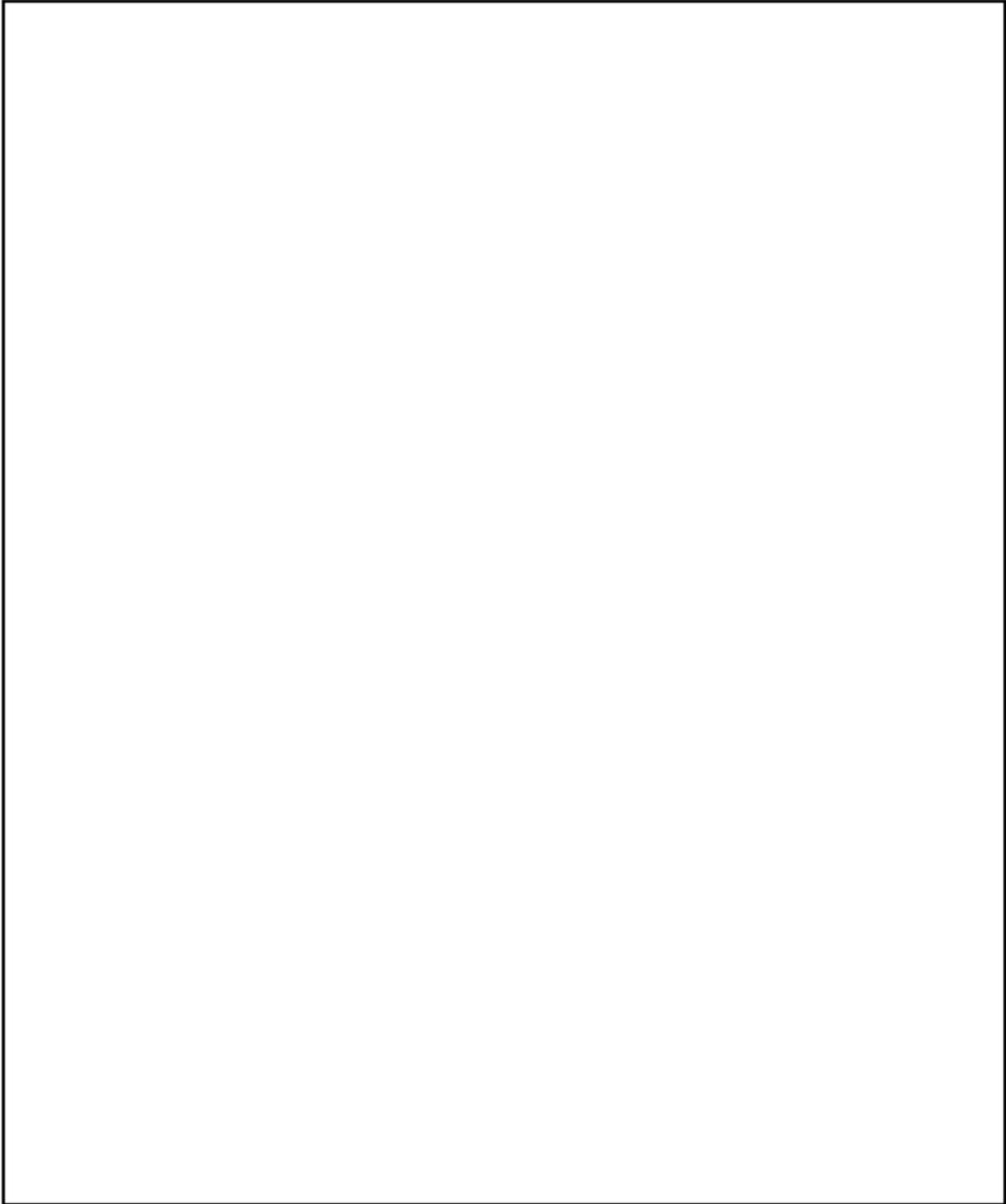


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.13.8.1 表 電源設備の設備仕様

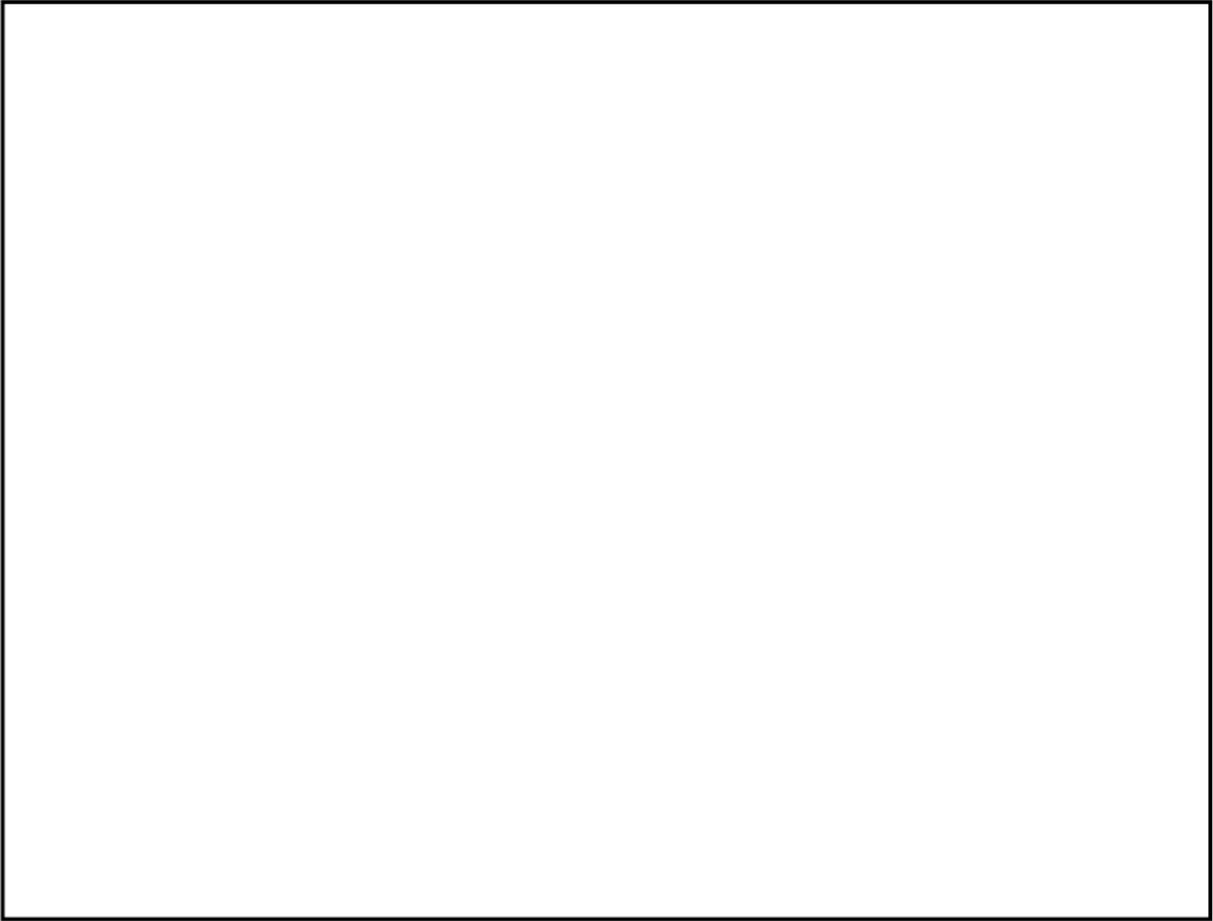
--

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。



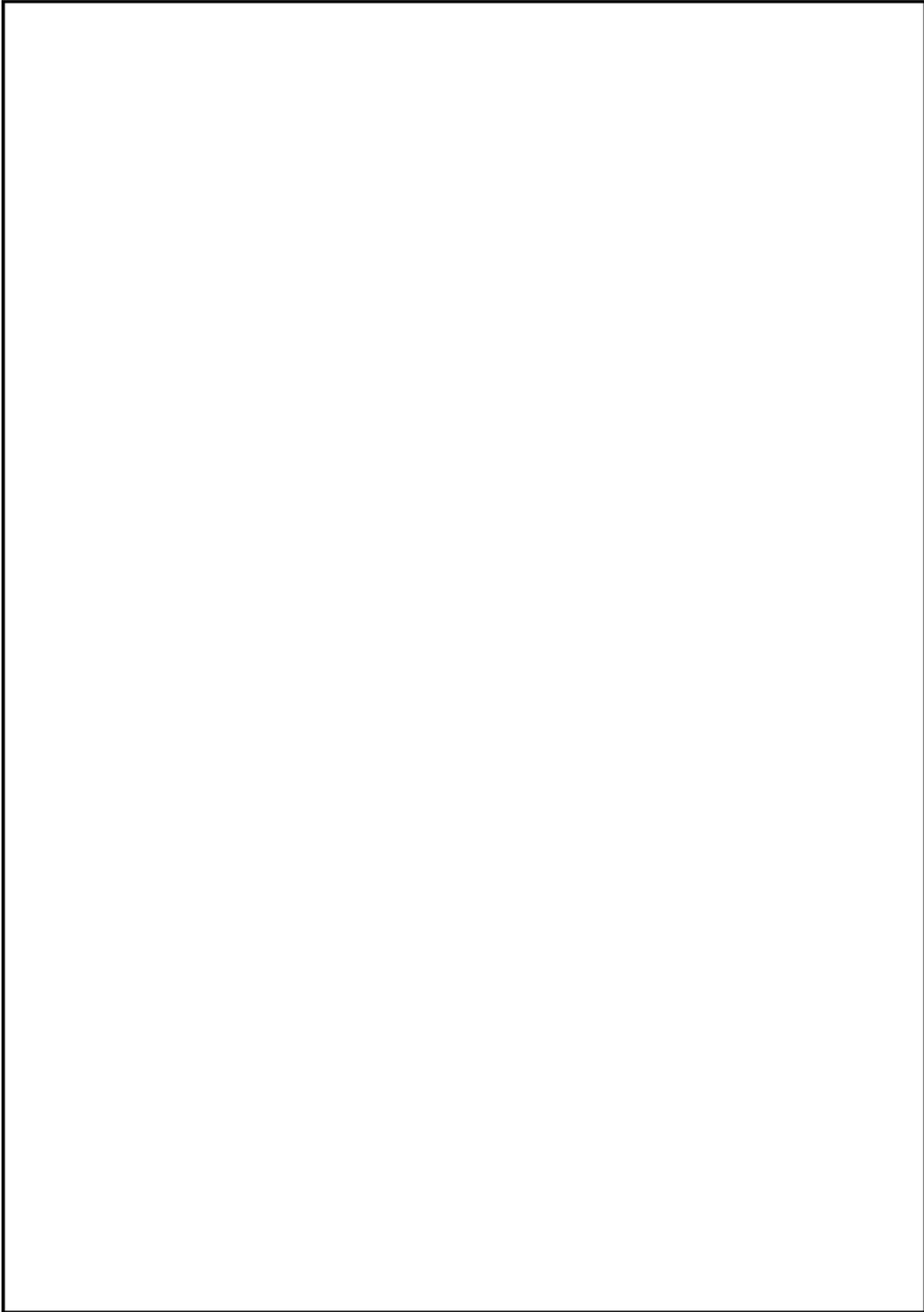
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

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。

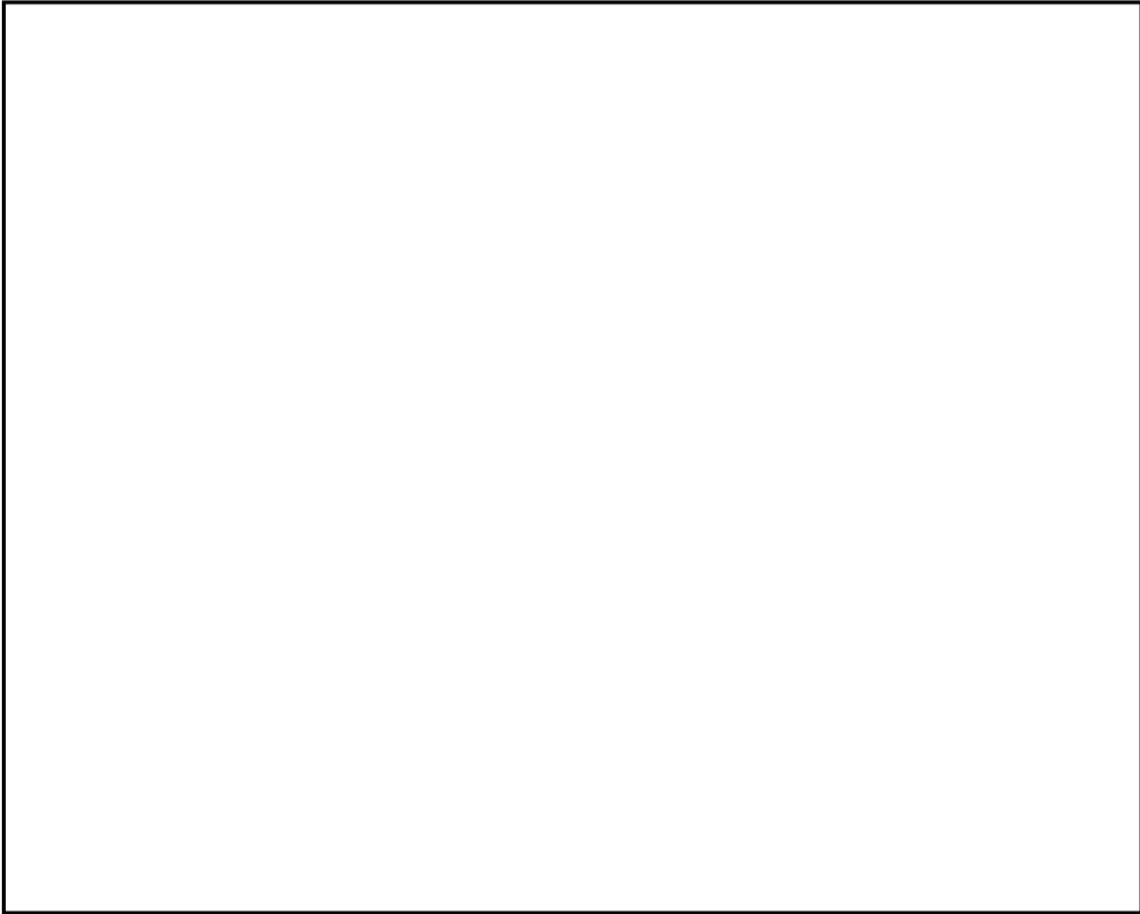


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.13.9.1 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。



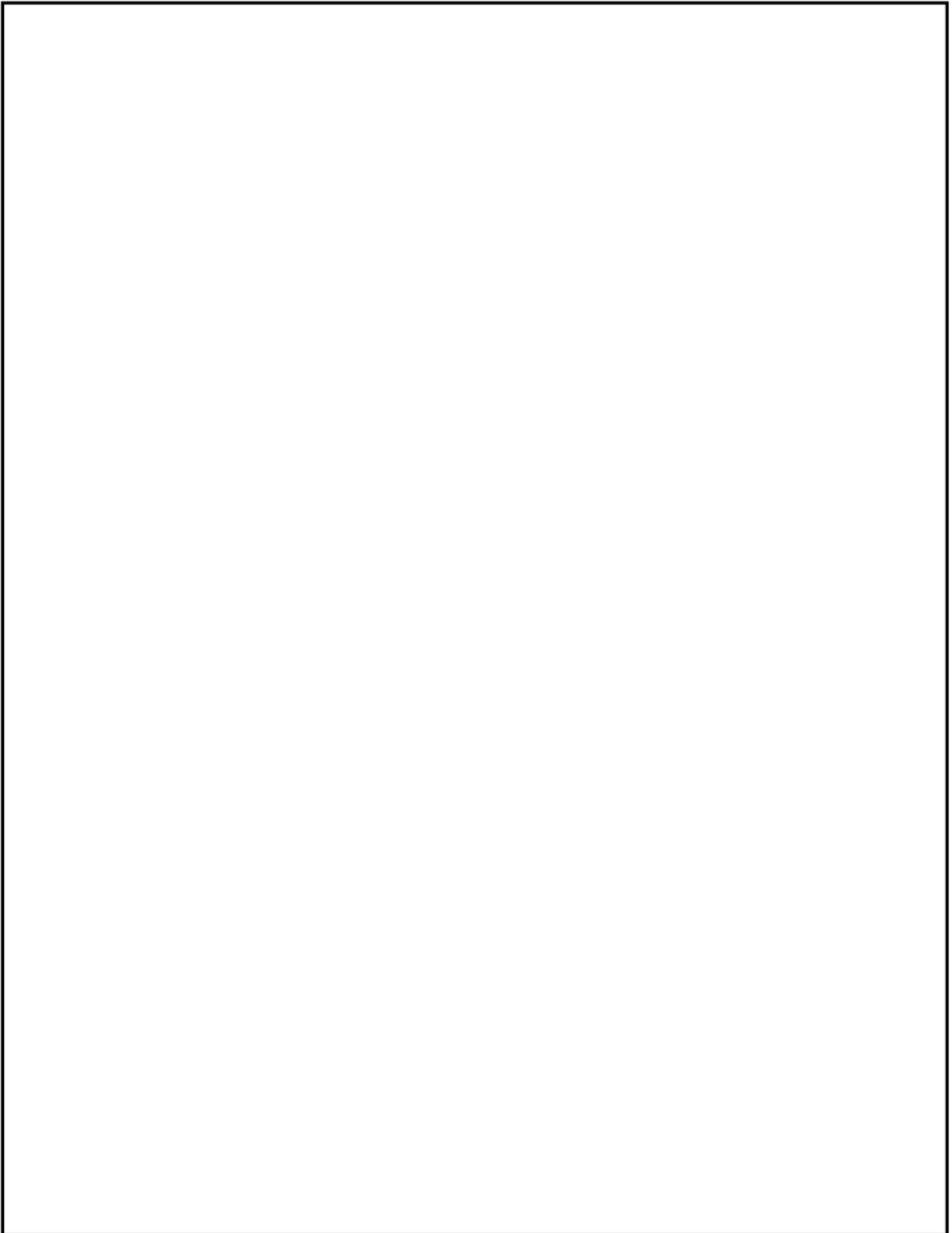
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.13.10.1 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 10.13.11.1 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 10.13.11.2 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 10.13.11.3 表

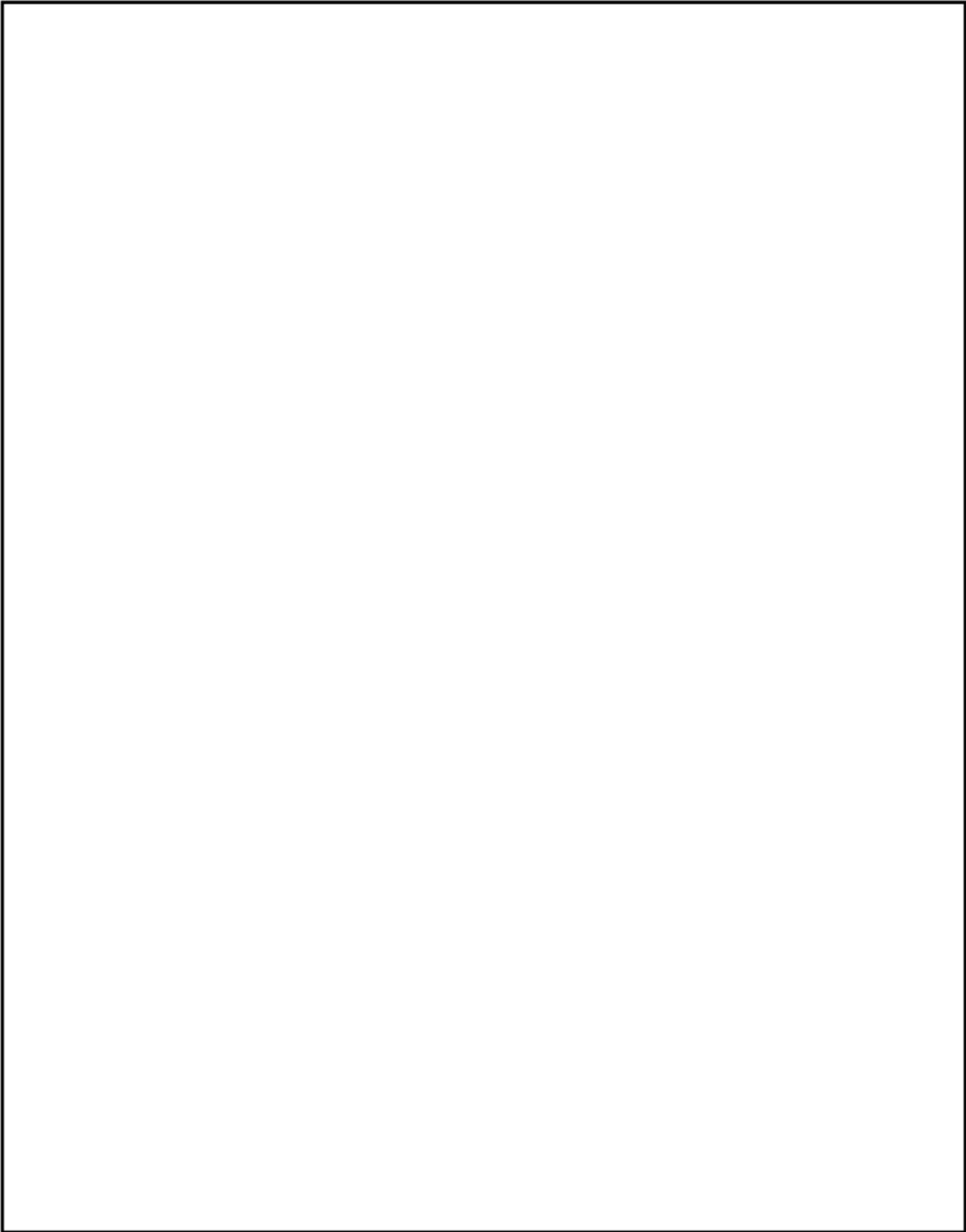
--

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。

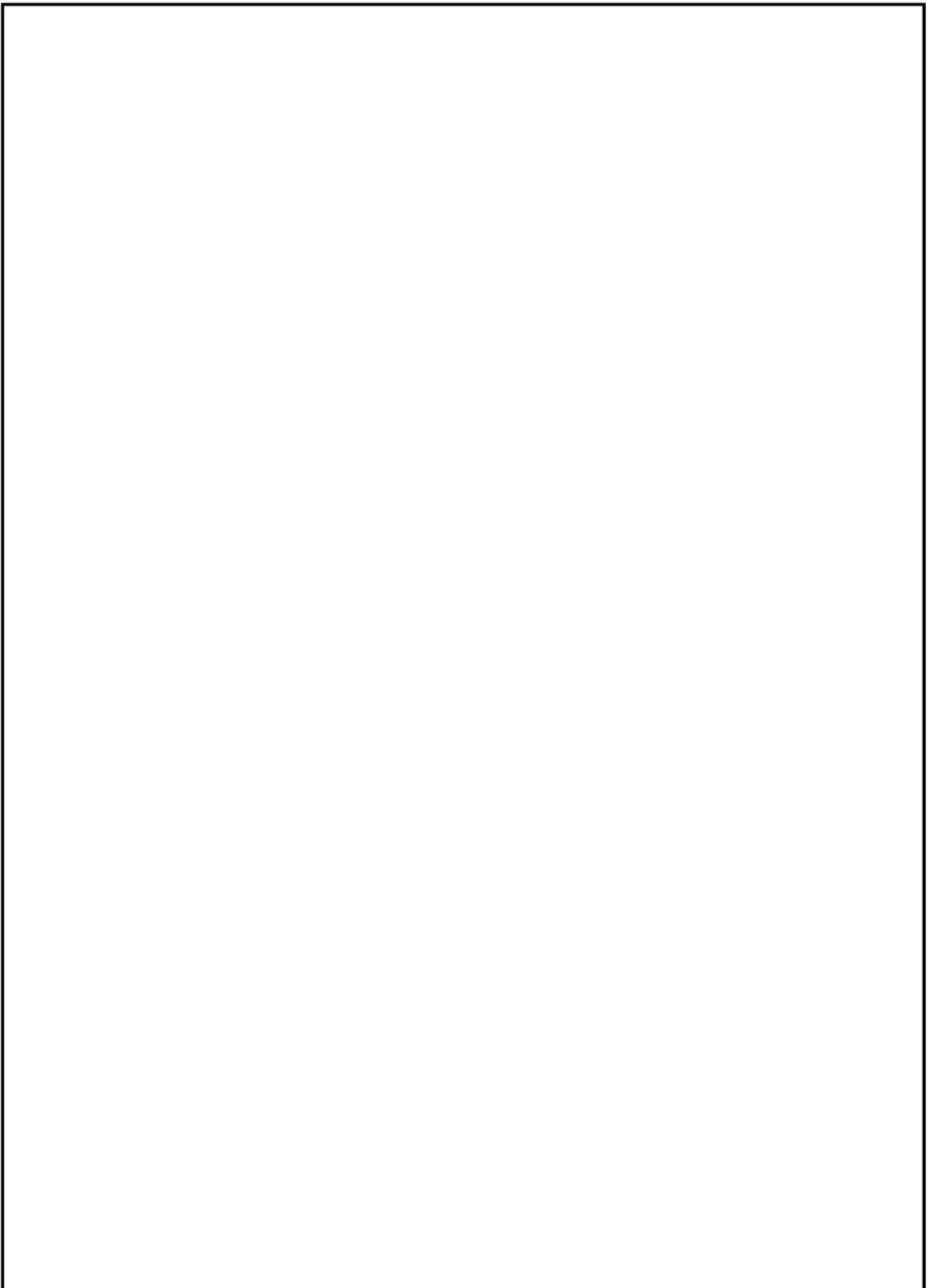
第 10.13.12.1 表



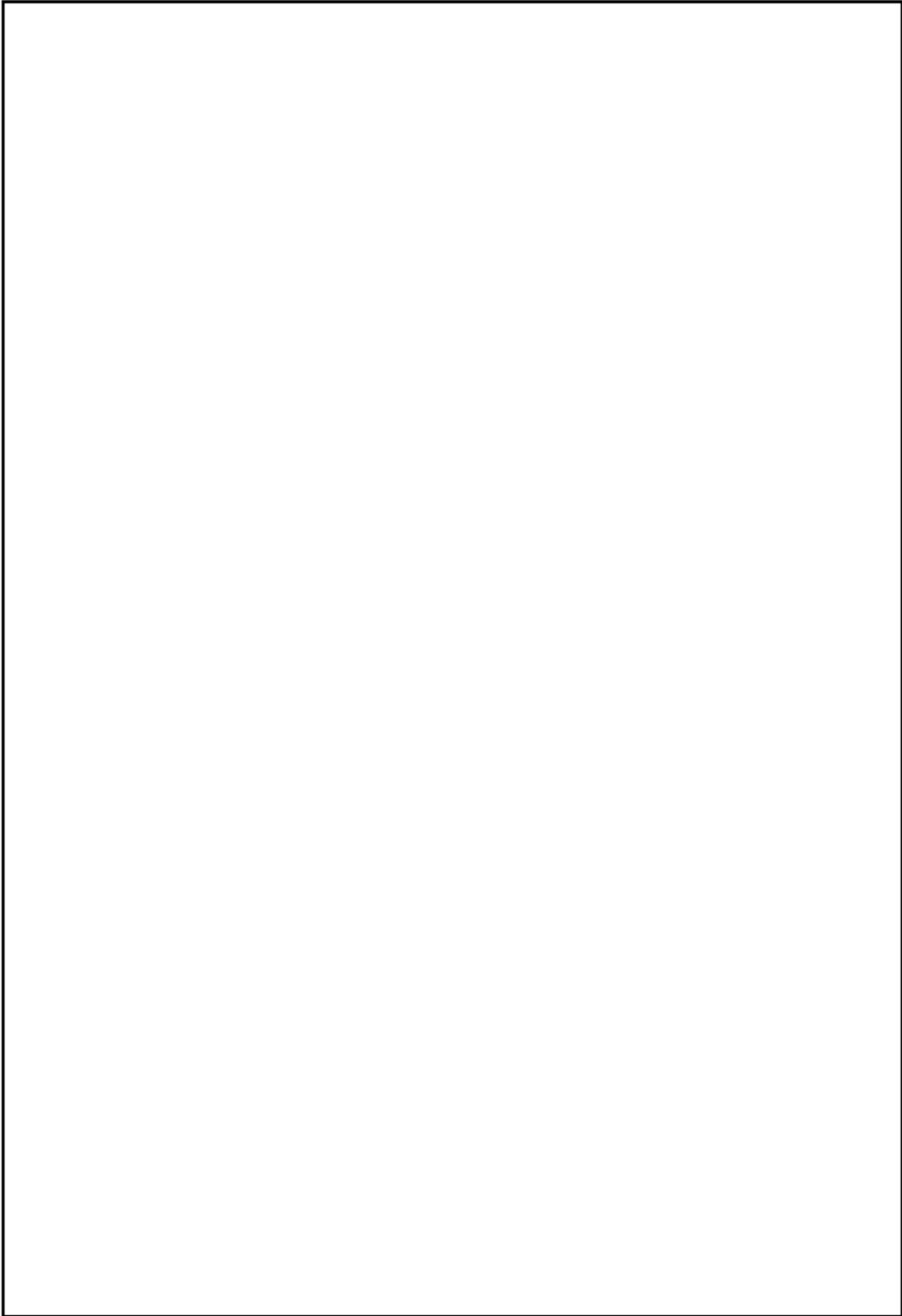
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



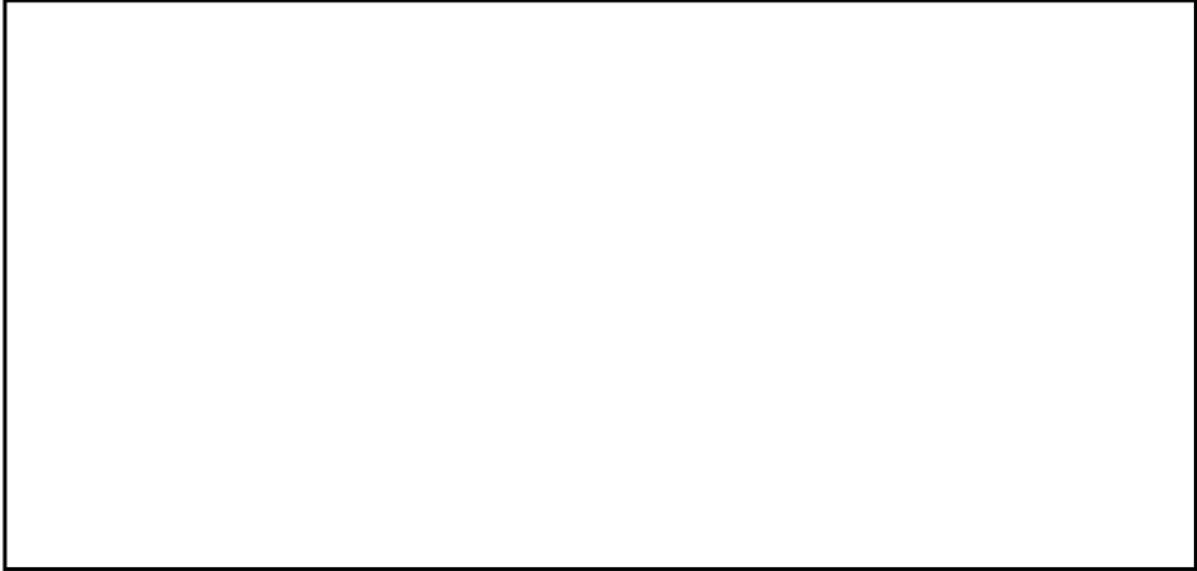
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



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。

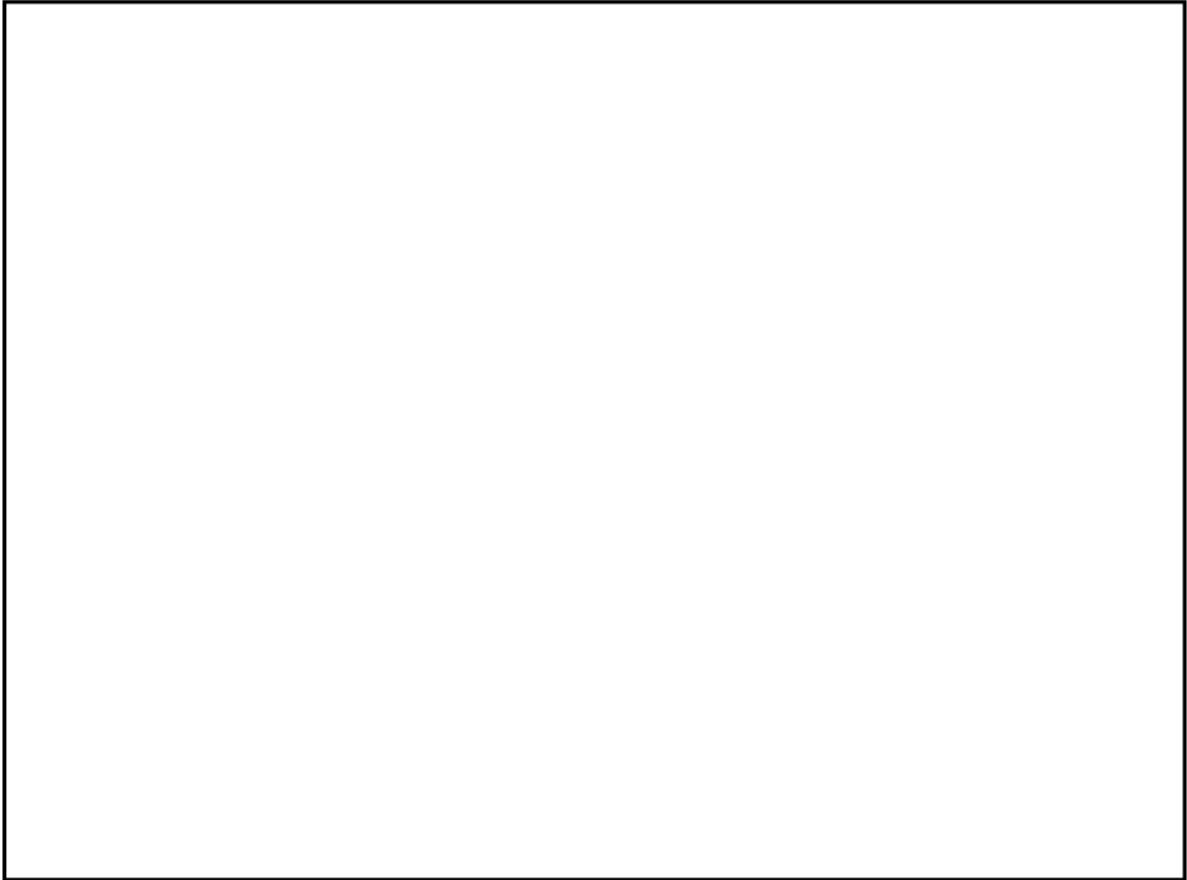


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

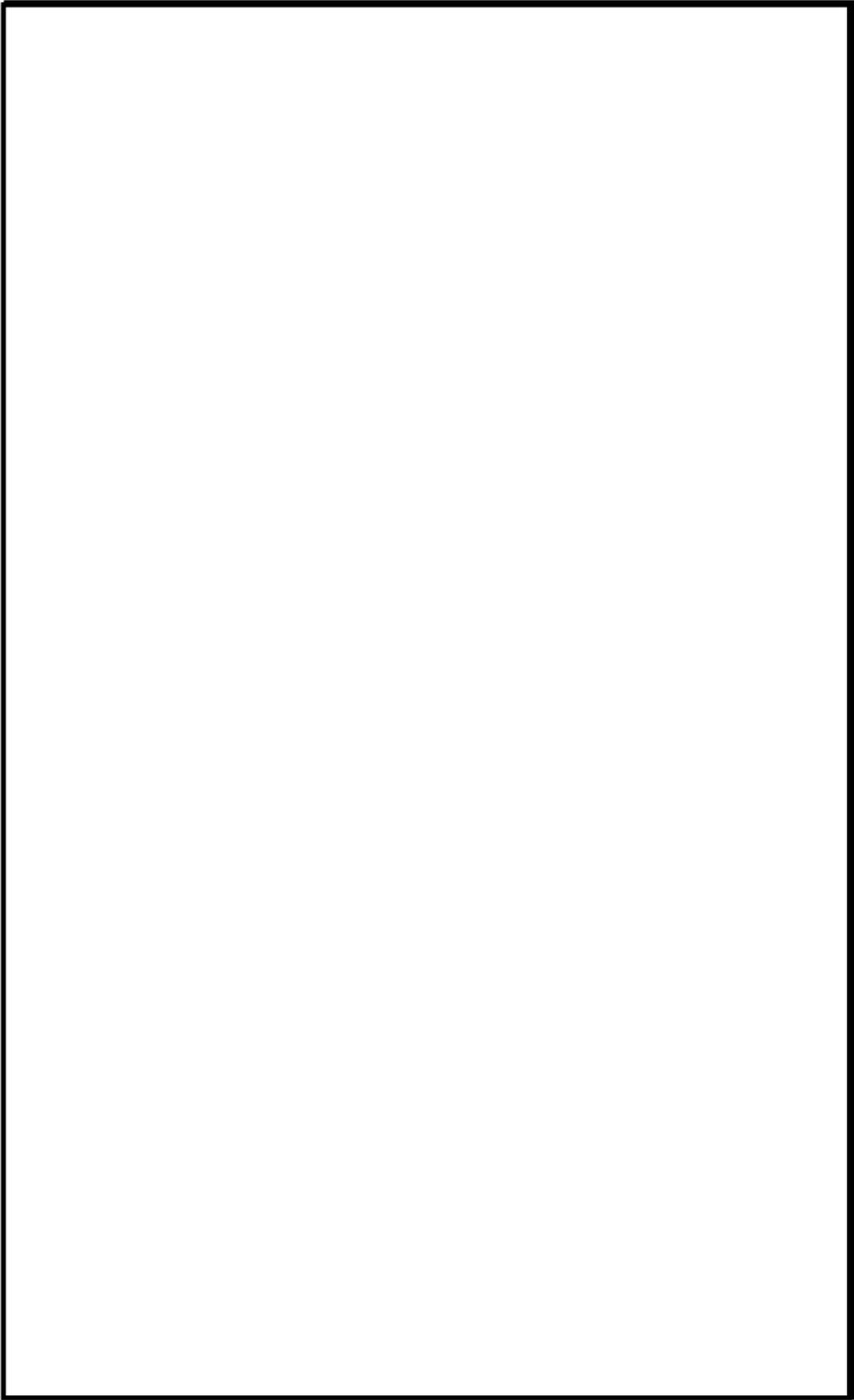


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.13.13.1 表

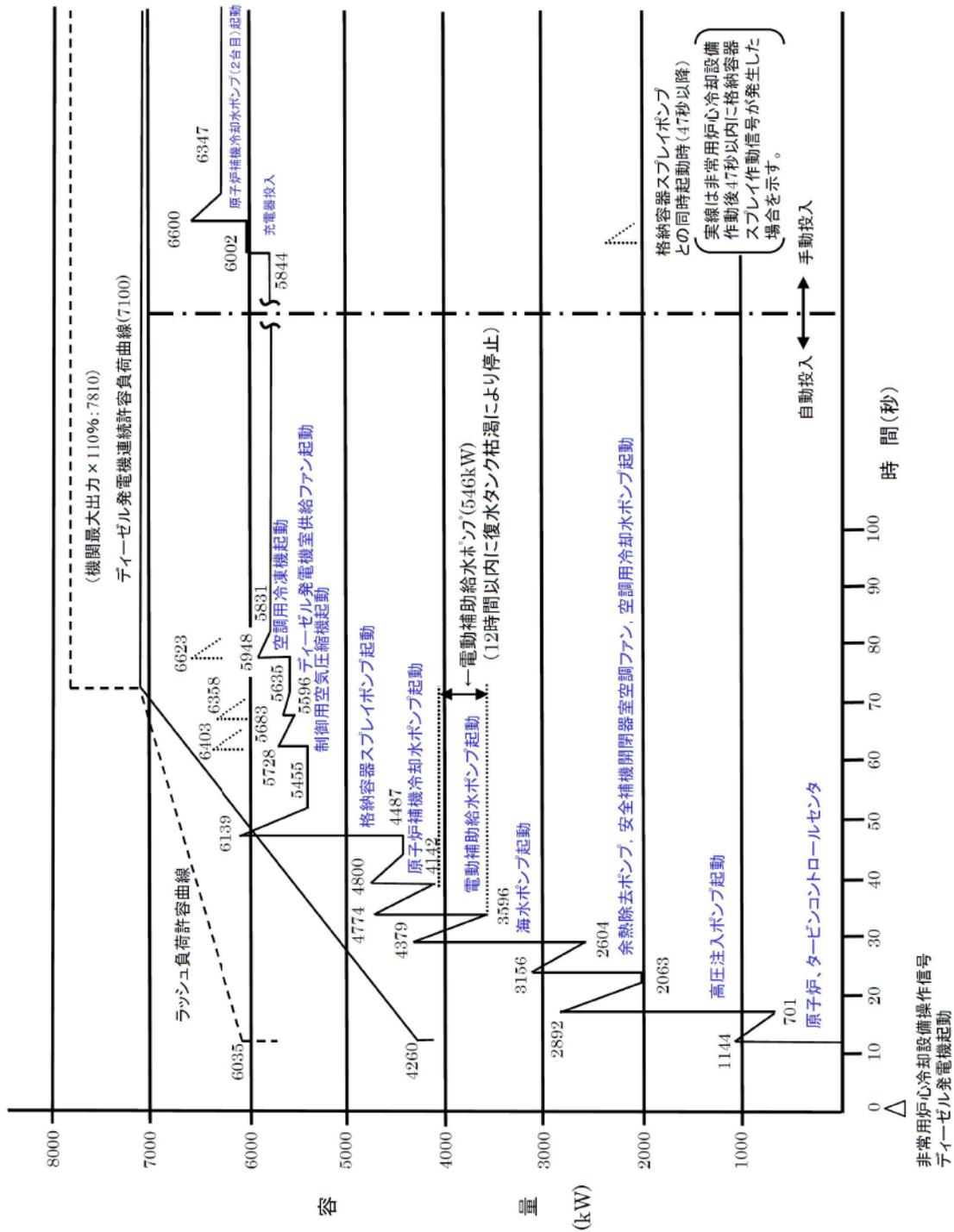


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

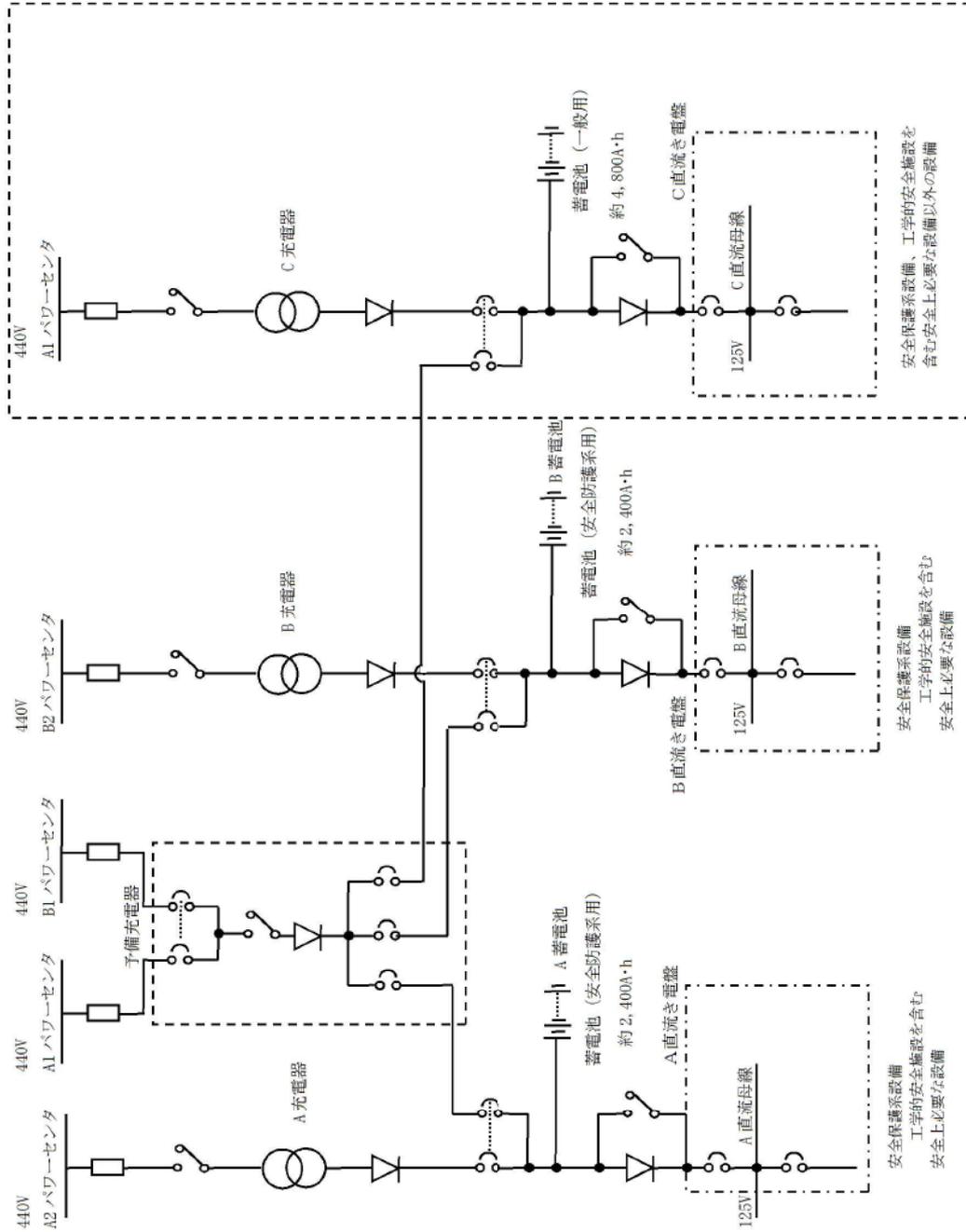


第 10.1.1 図 所内単線結線図

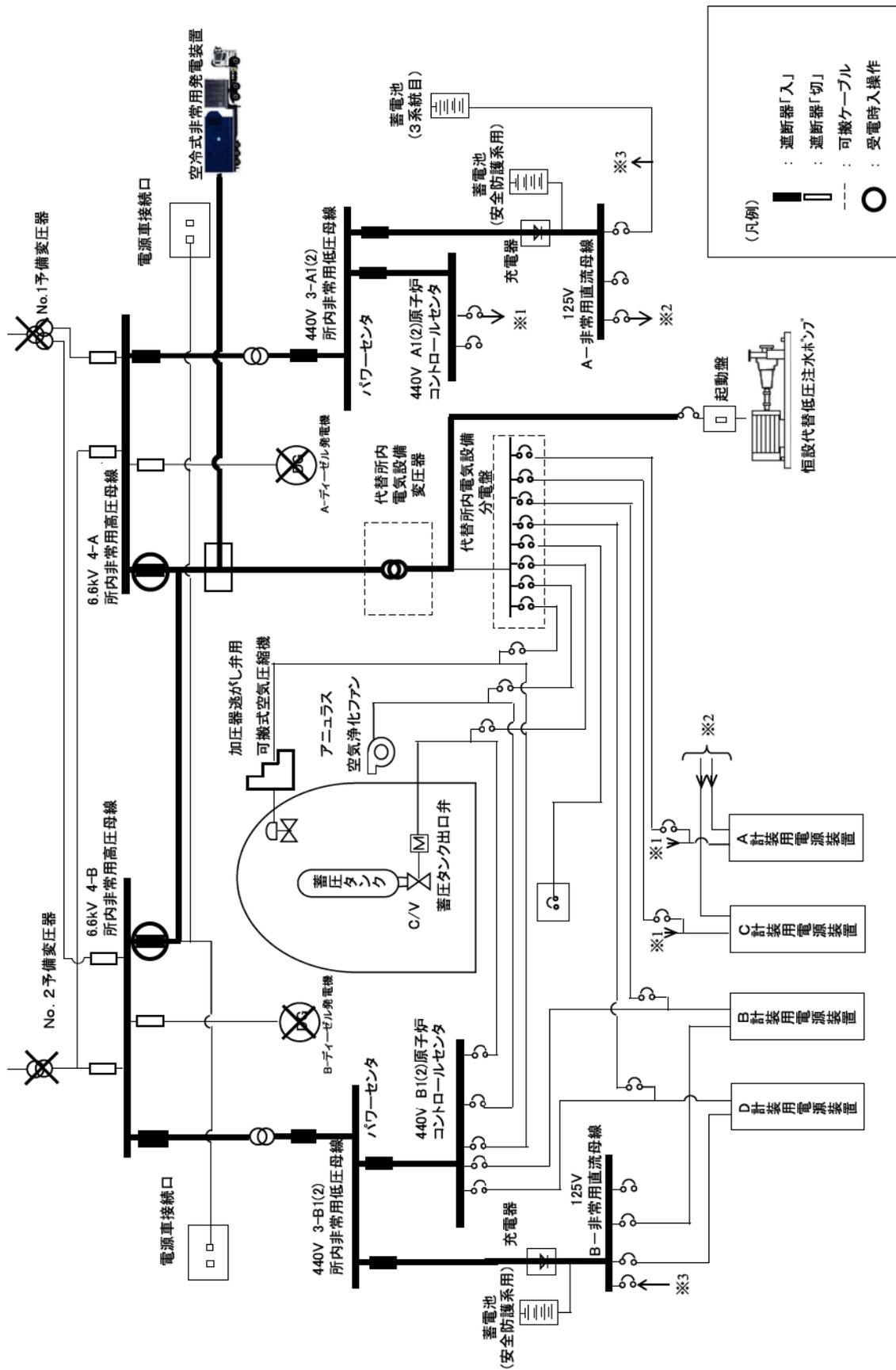
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



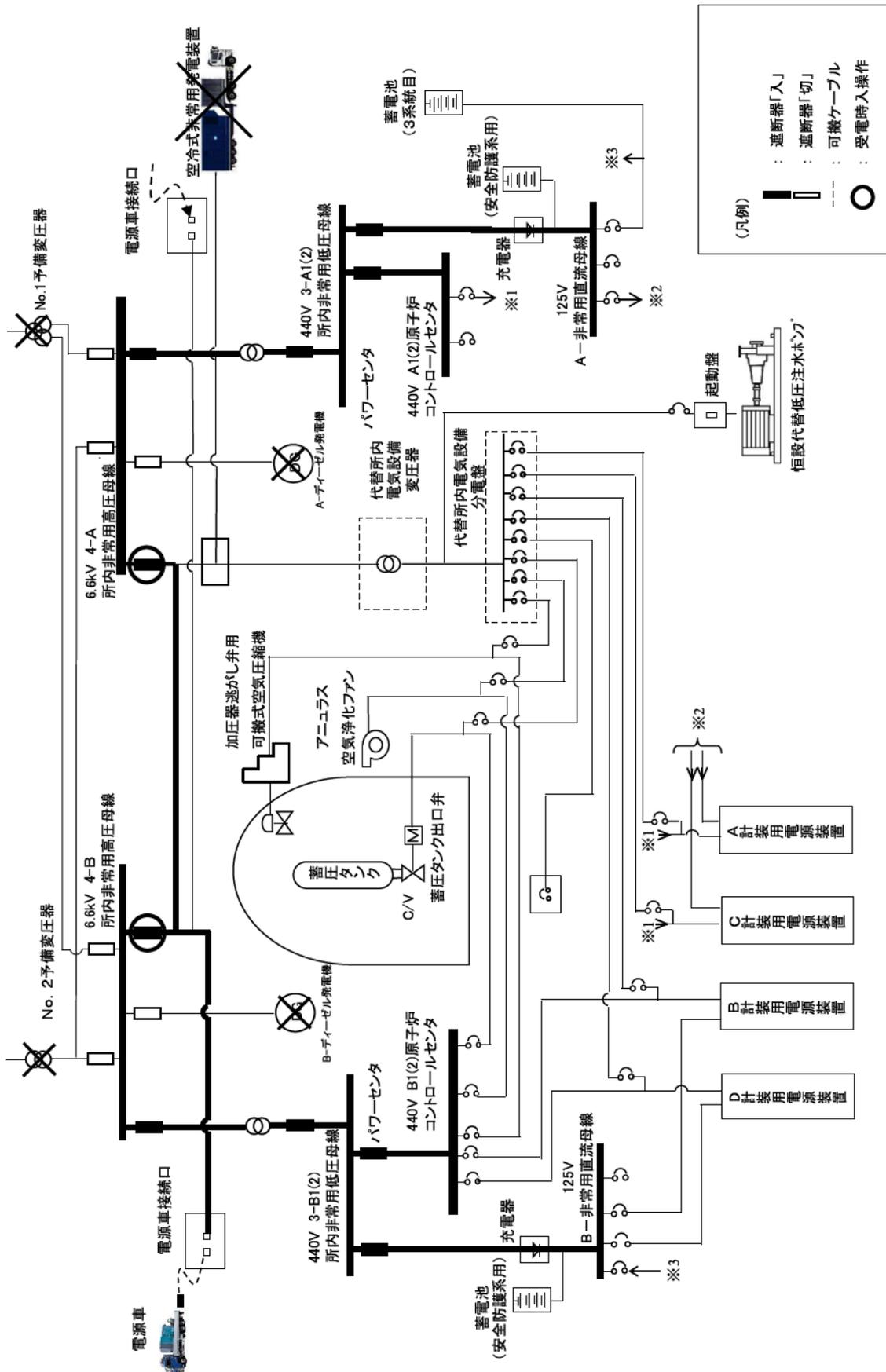
第10.1.2図 工学的安全施設作動時におけるデーゼル発電機の負荷曲線



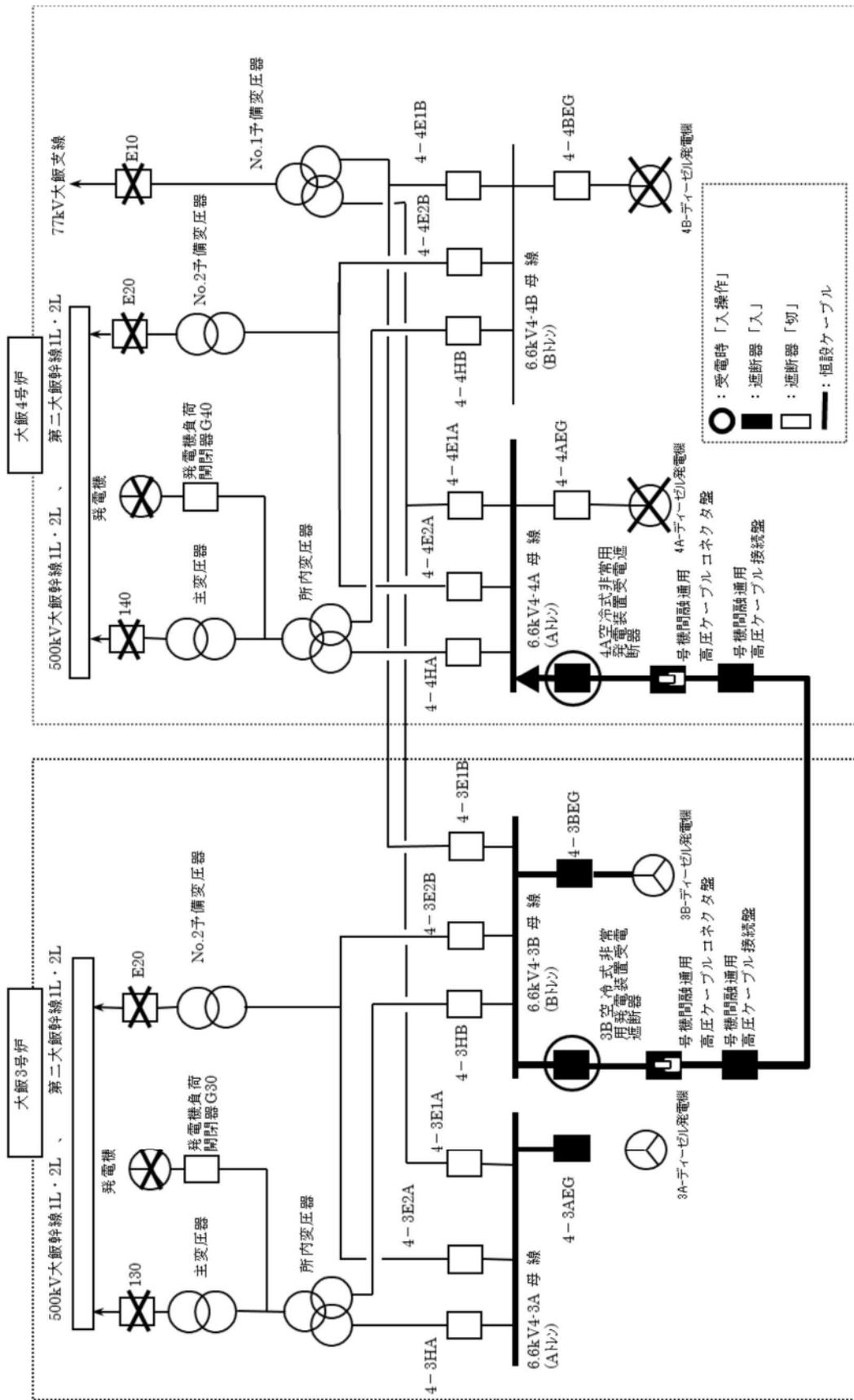
第10.1.3図 直流単線結線図



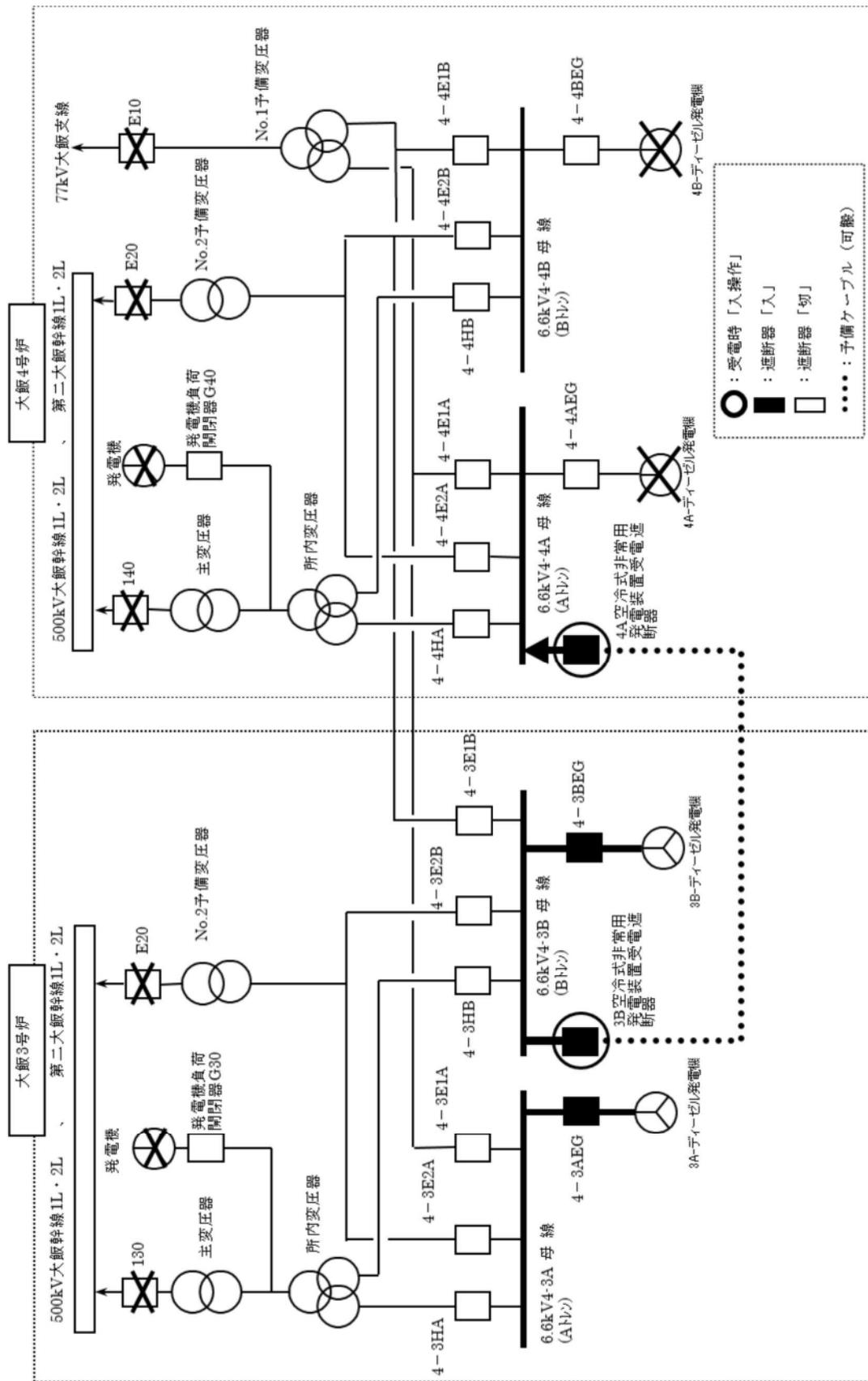
第 10.2.1 図 電源系統概要図 (1)



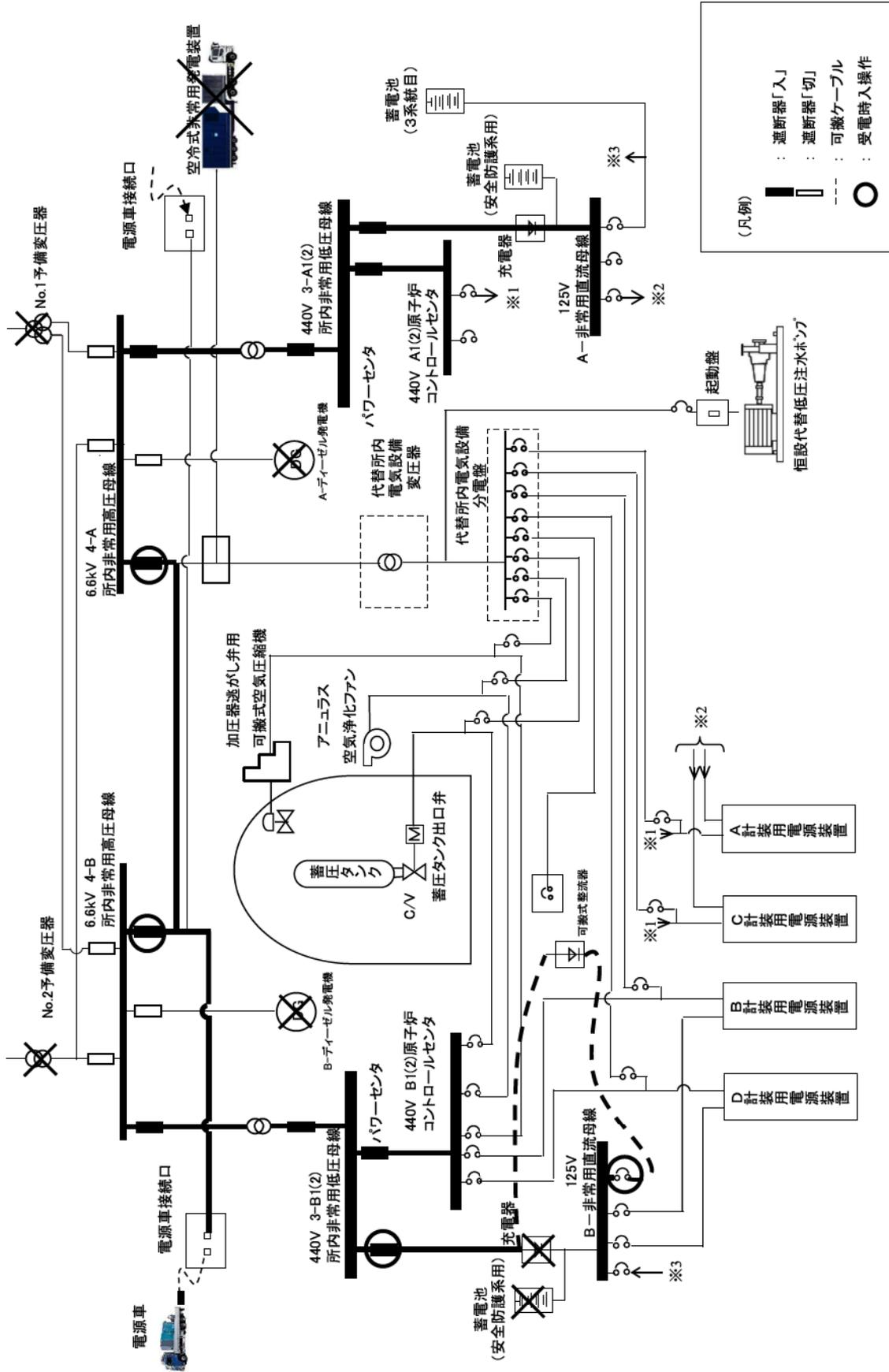
第 10.2.2 図 電源系統概要図 (2)



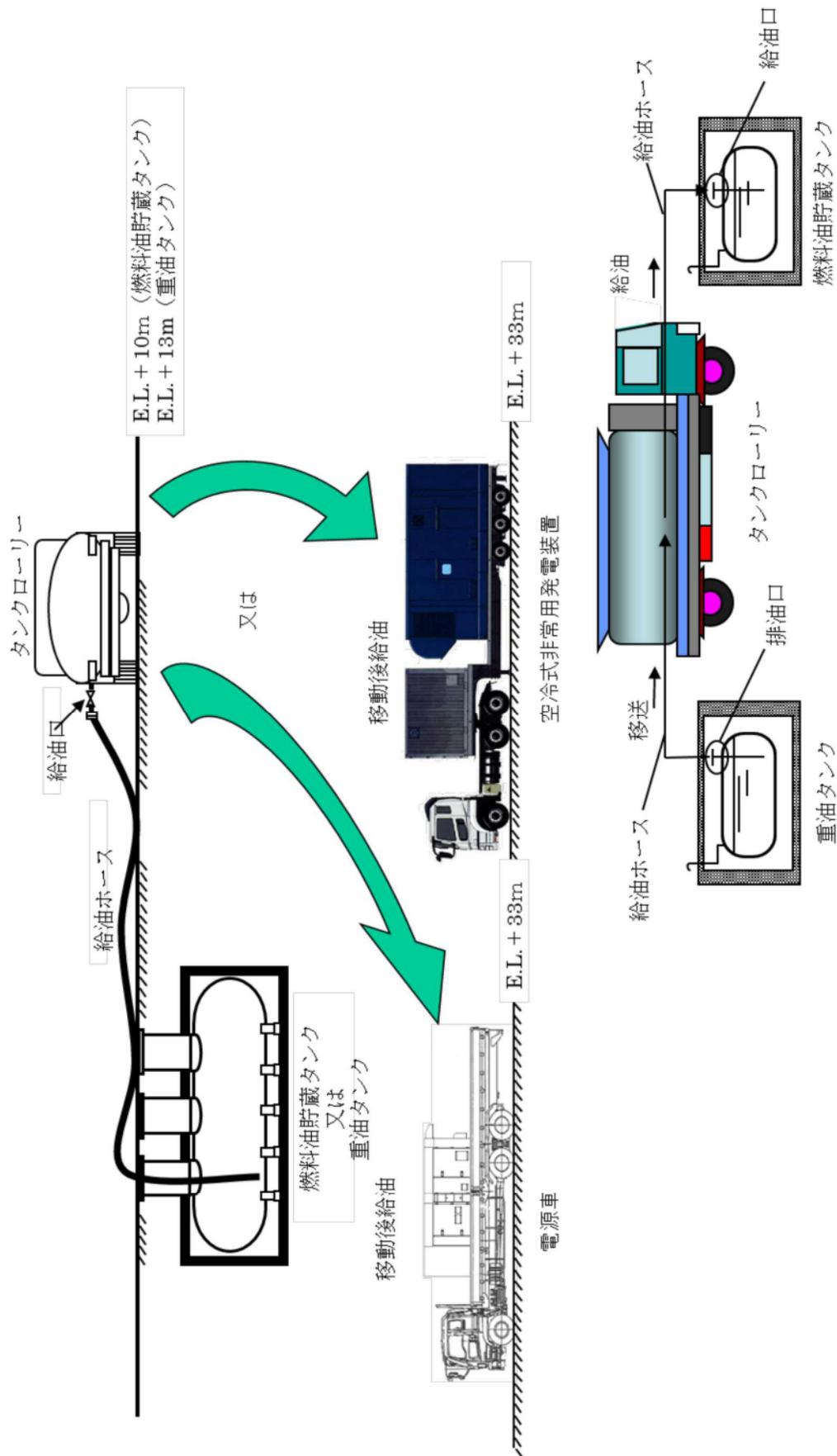
第 10.2.3 図 電源系統概要図 (3)



第 10.2.4 図 電源系統概要図 (4)



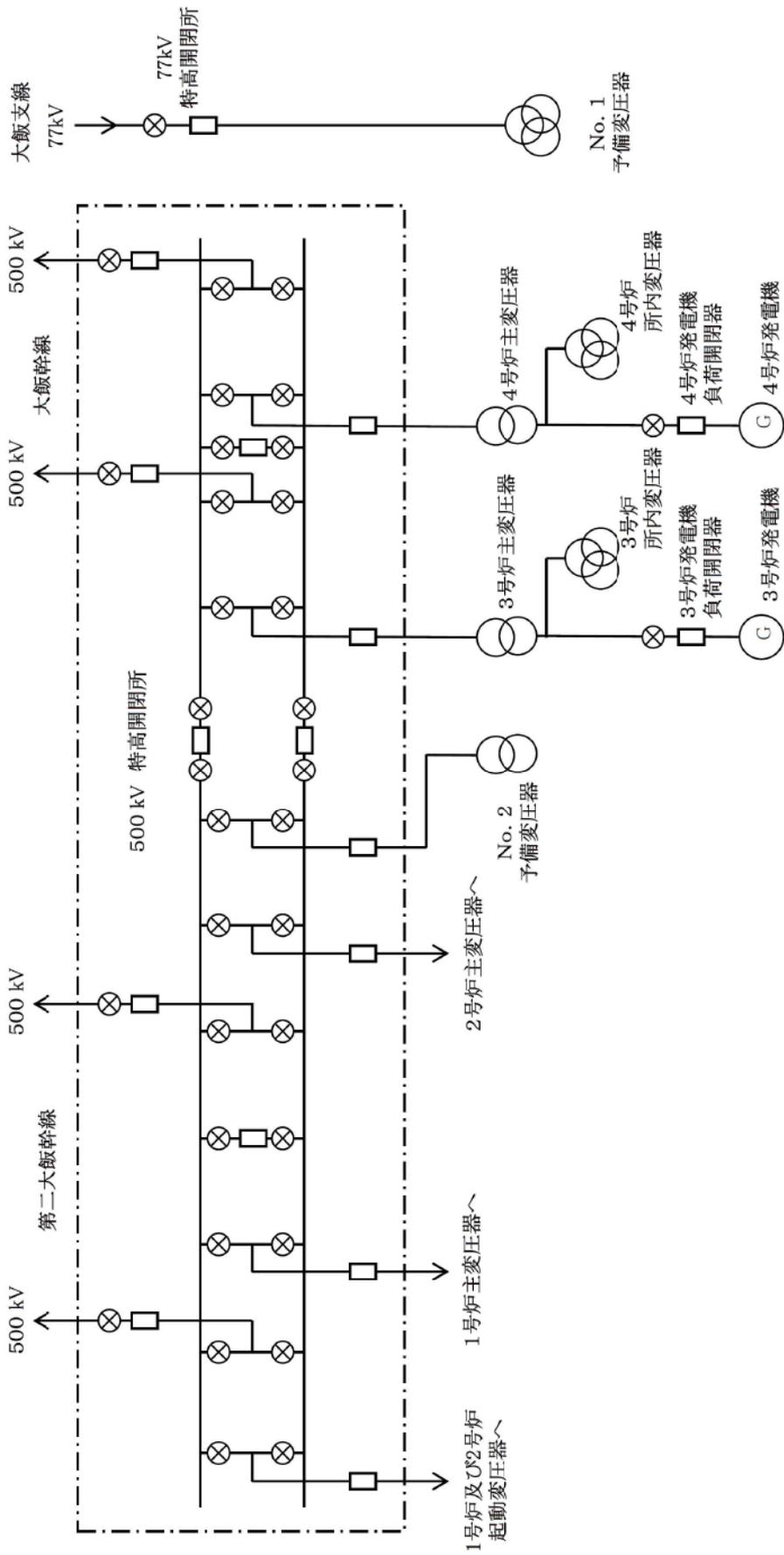
第 10.2.5 図 電源系統概要図 (5)



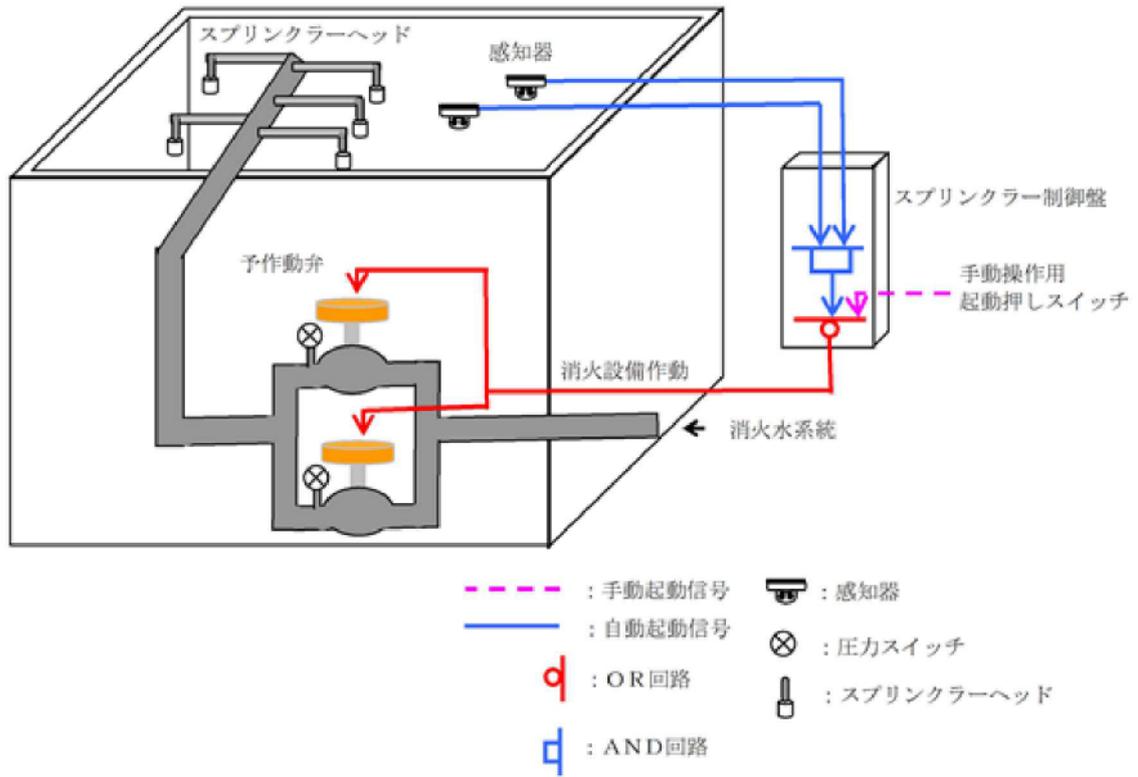
第 10.2.7 図 電源系統概要図 (7)



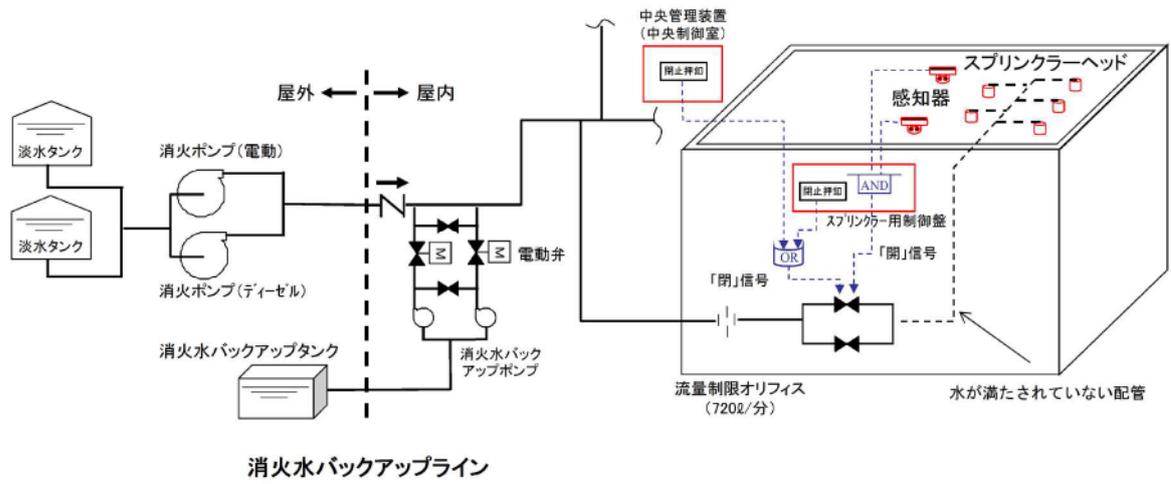
第 10.3.1 図 送電系統図（2020 年 1 月時点系統図）



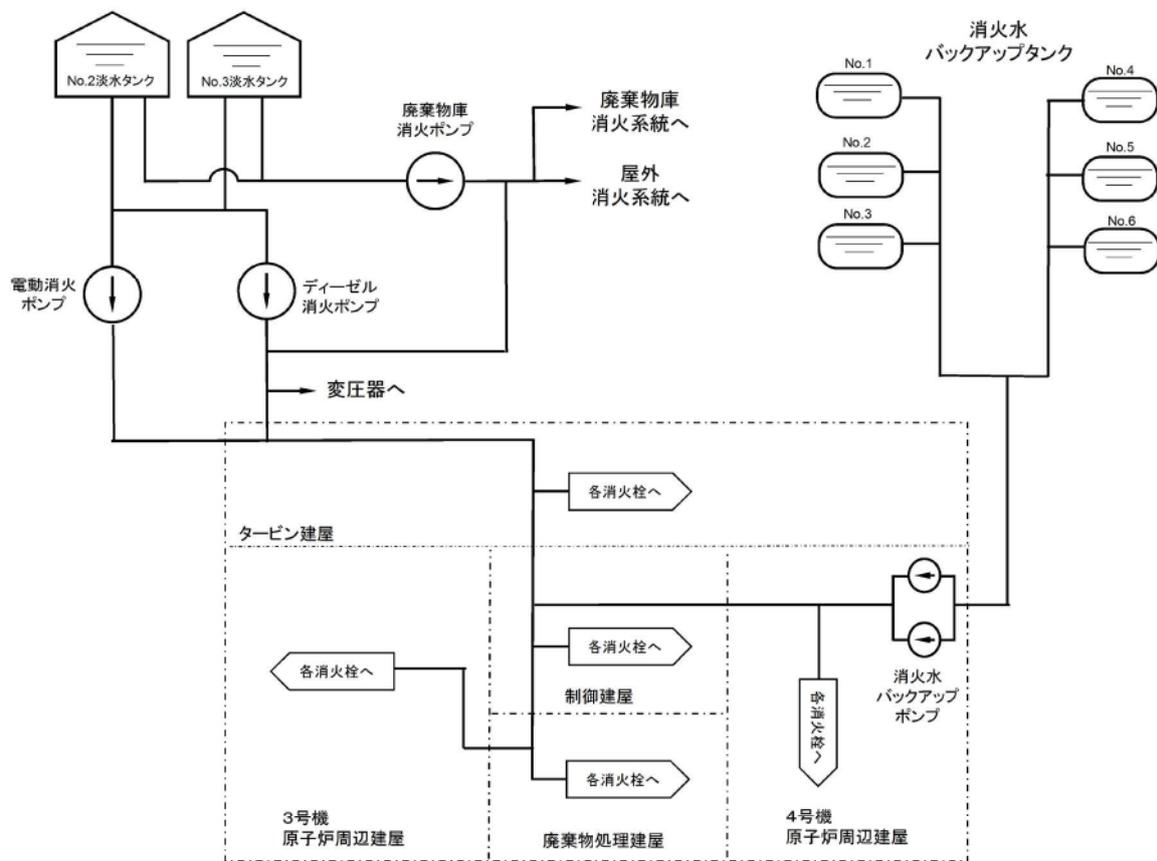
第 10.3.2 図 特高開閉所単線結線図



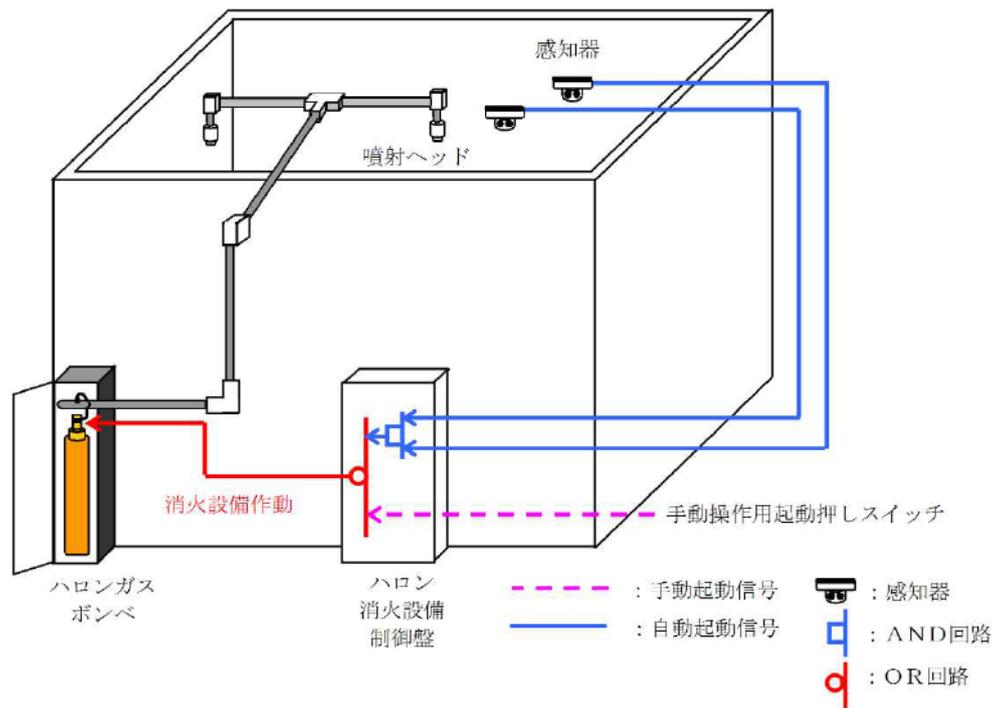
第10.5.1.1図 スプリンクラー概要図(1/3)



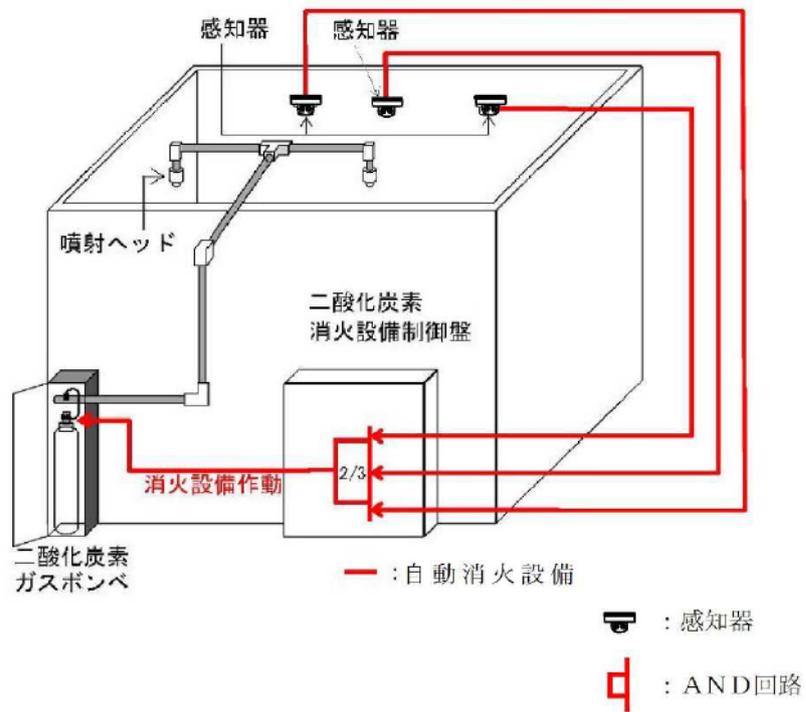
第 10.5.1.1 図 スプリンクラー概要図(2/3)



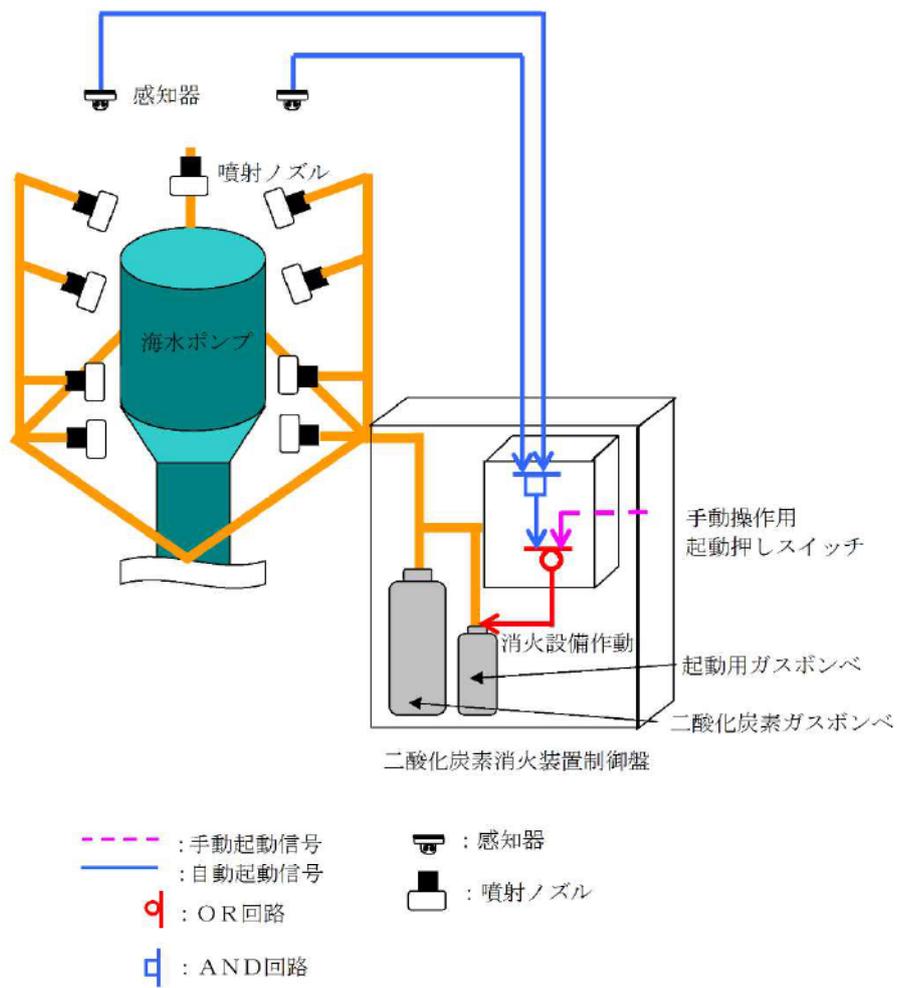
第 10.5.1.1 図 スプリンクラー概要図(3/3)



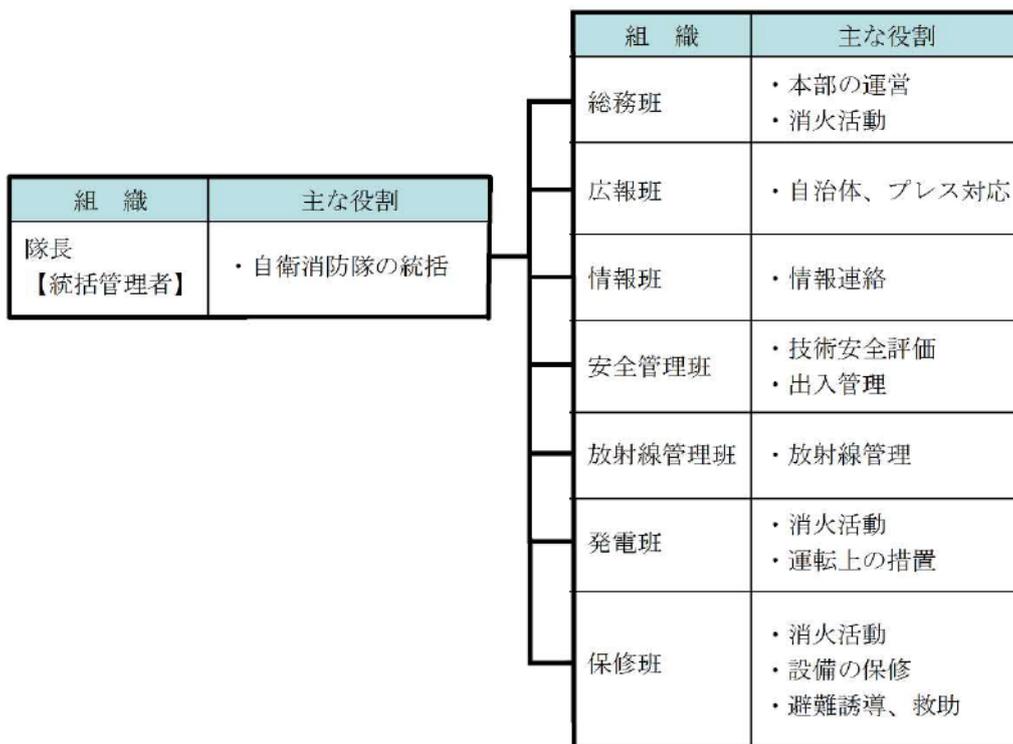
第 10.5.1.2 図 ハロン消火設備概要図



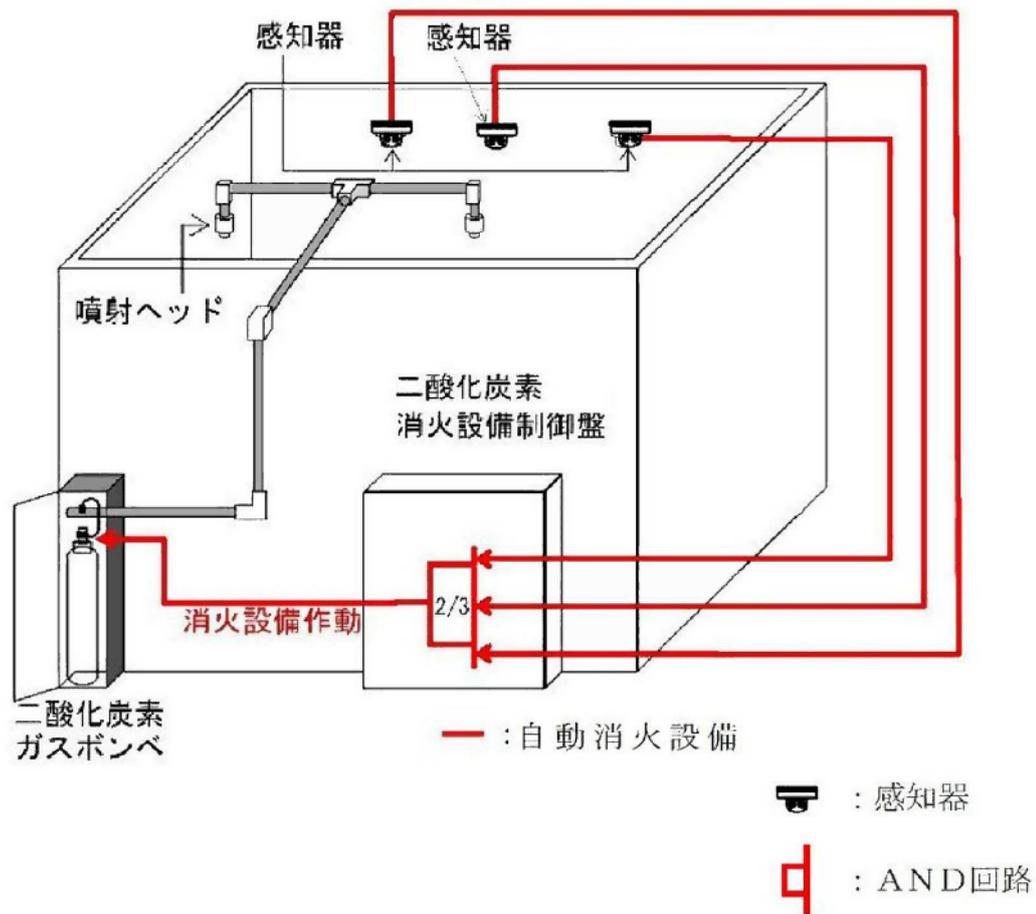
第 10.5.1.3 図 二酸化炭素消火設備概要図
(ディーゼル発電機室)



第 10.5.1.4 図 二酸化炭素消火設備概要図
(海水ポンプ)



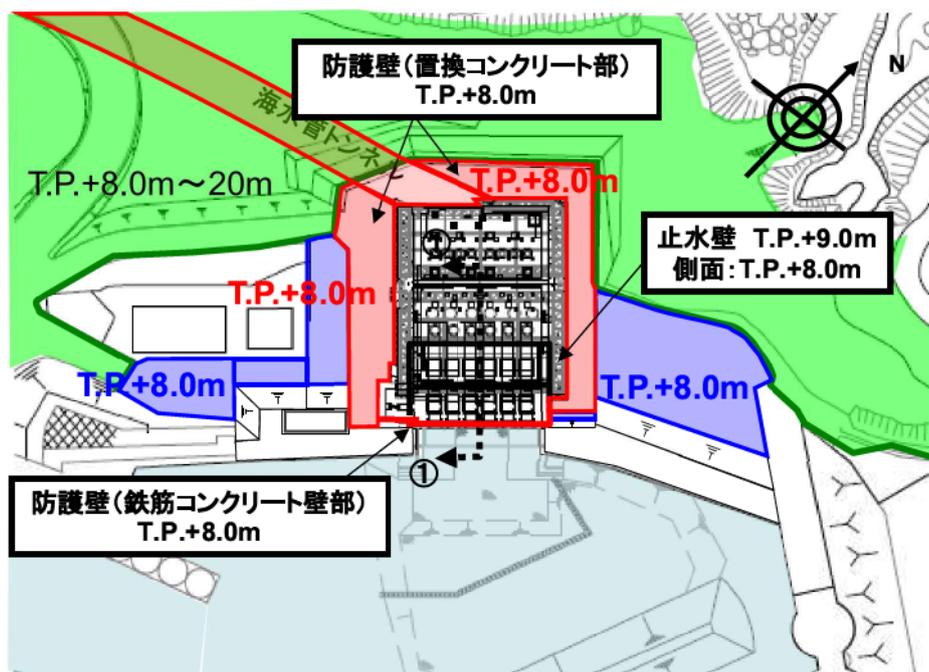
第 10.5.1.5 図 自衛消防隊体制図



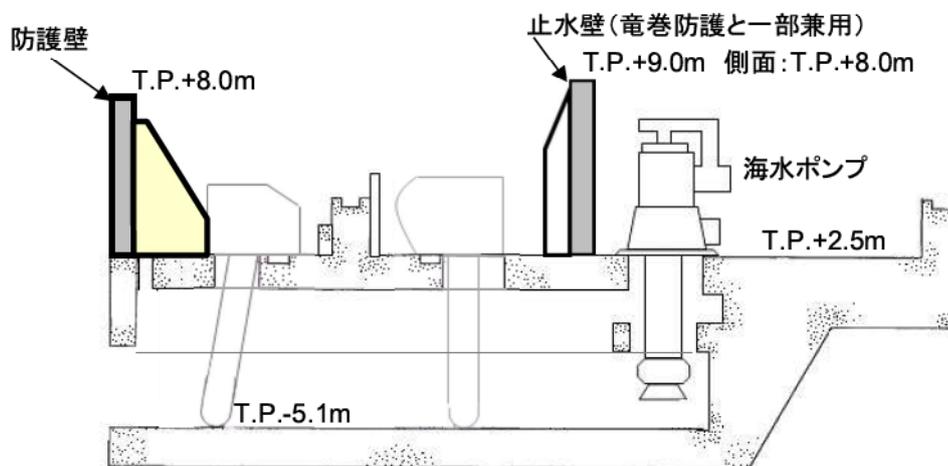
第 10.5.3.1 図 特定重大事故等対処施設の二酸化炭素消火設備概要図



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。

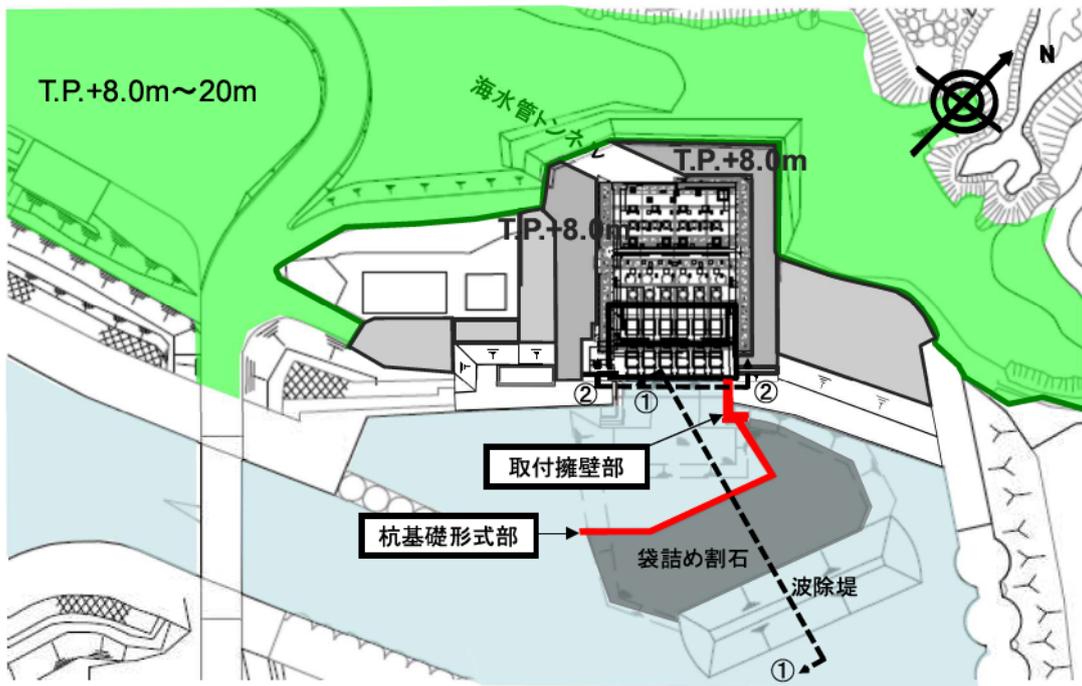


(a) 平面図

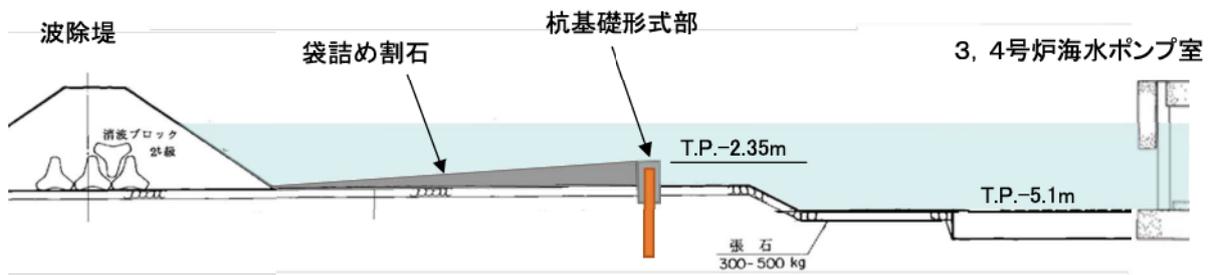


(b) 断面図 (① - ①断面)

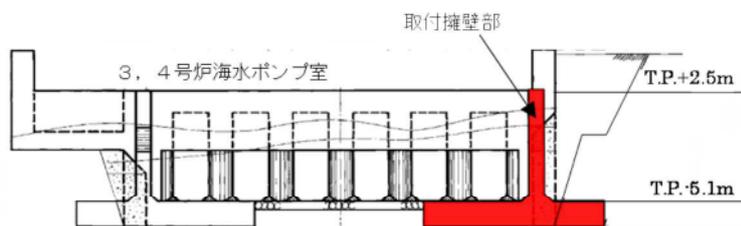
第 10.6.1.1.1 図 防護壁概念図



(a) 平面図

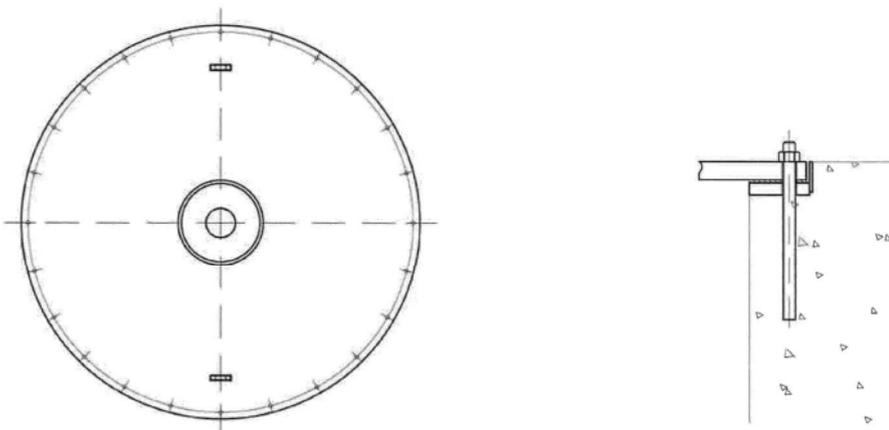
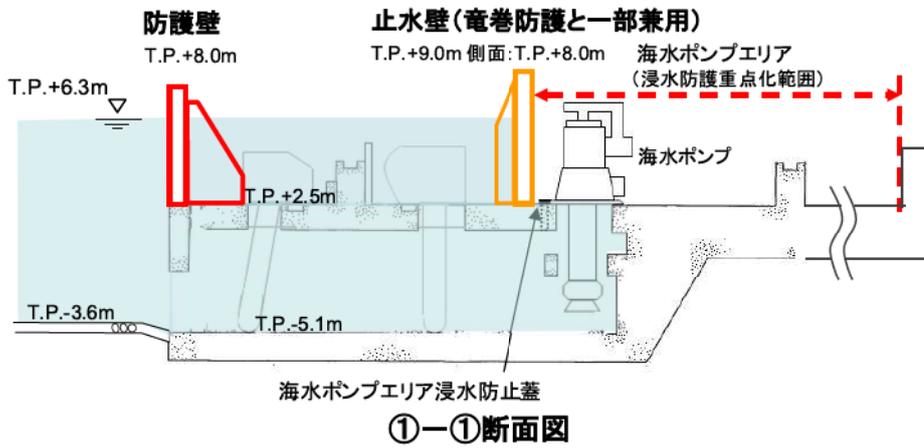
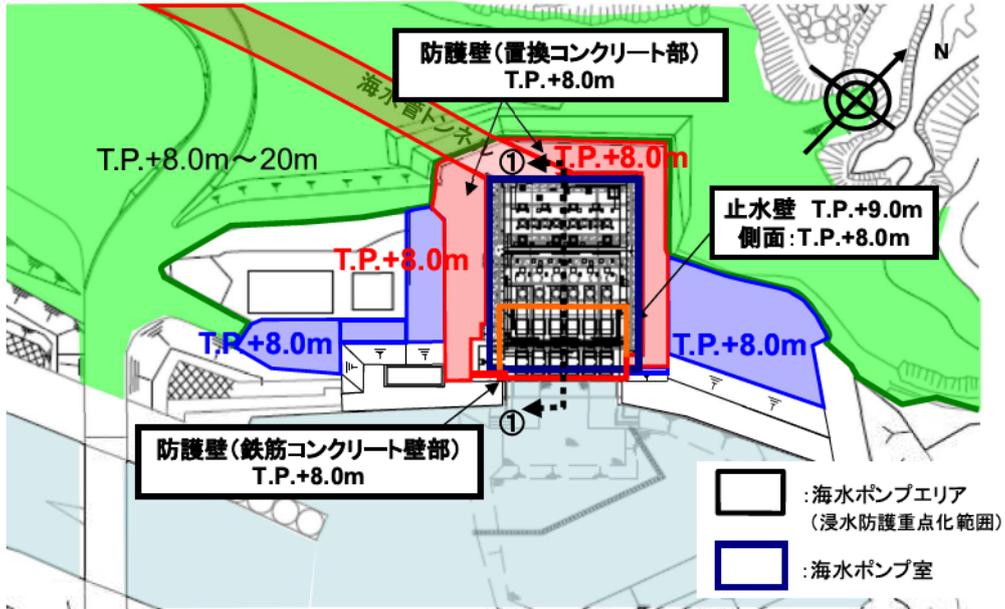


(b) 断面図（杭基礎形式部）（①－①断面）

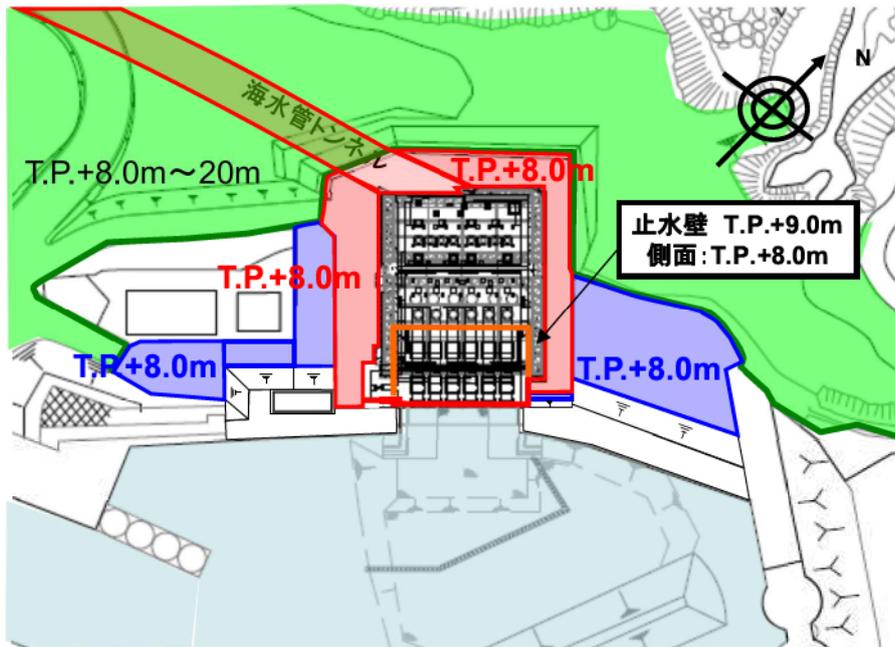


(c) 断面図（取付擁壁部）（②－②断面）

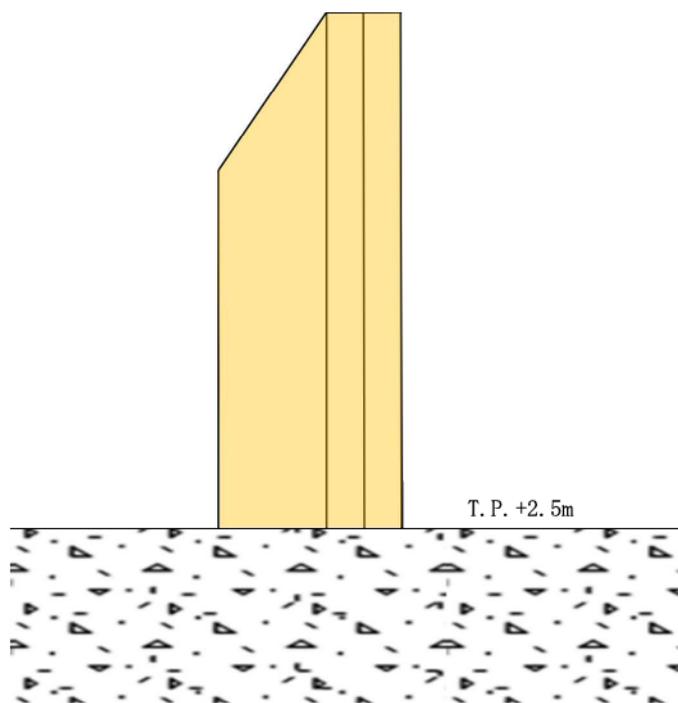
第 10.6.1.1.2 図 貯水堰概念図



第 10.6.1.1.3 図 海水ポンプエリア浸水防止蓋概念図

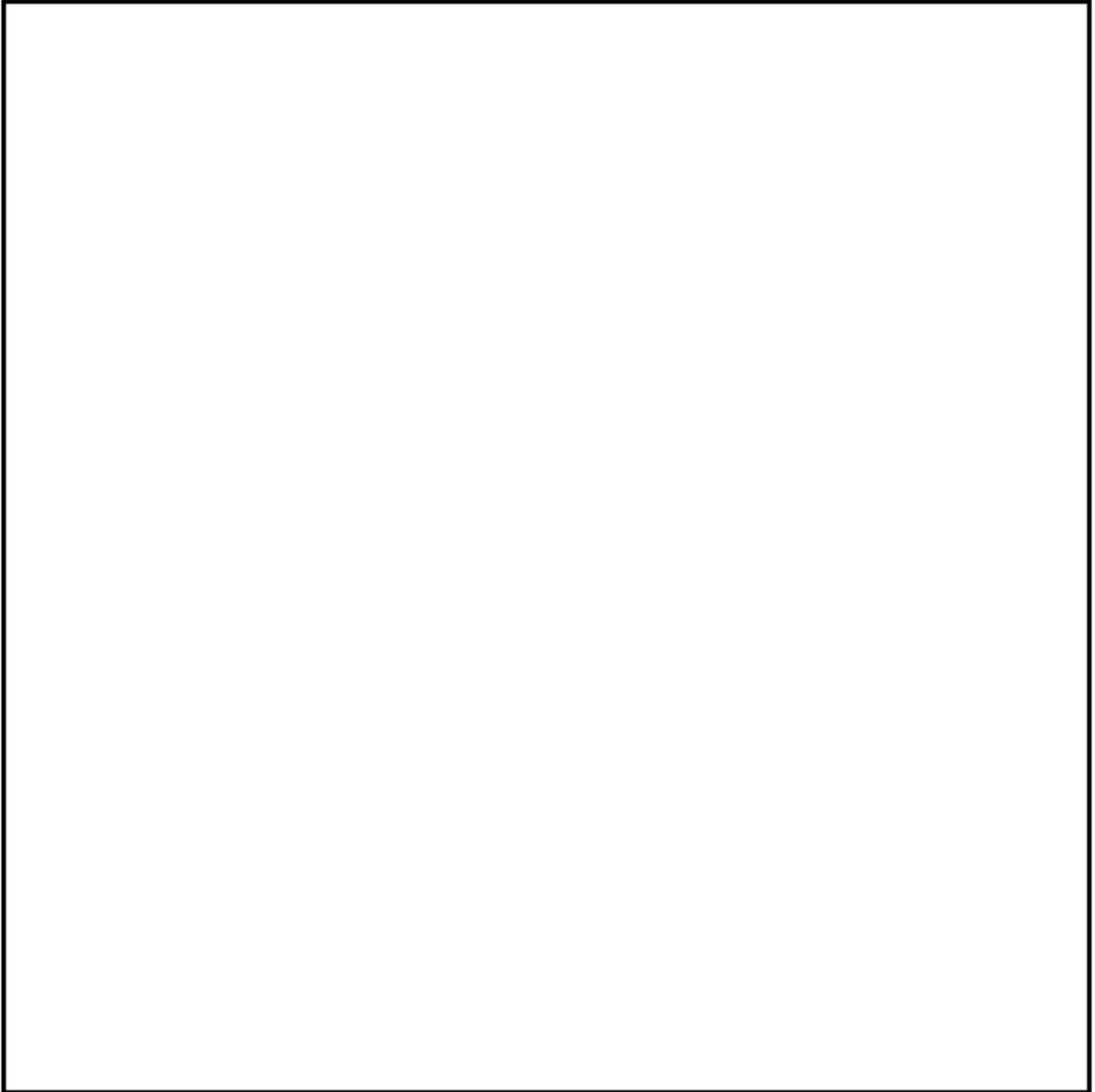


(a) 平面図



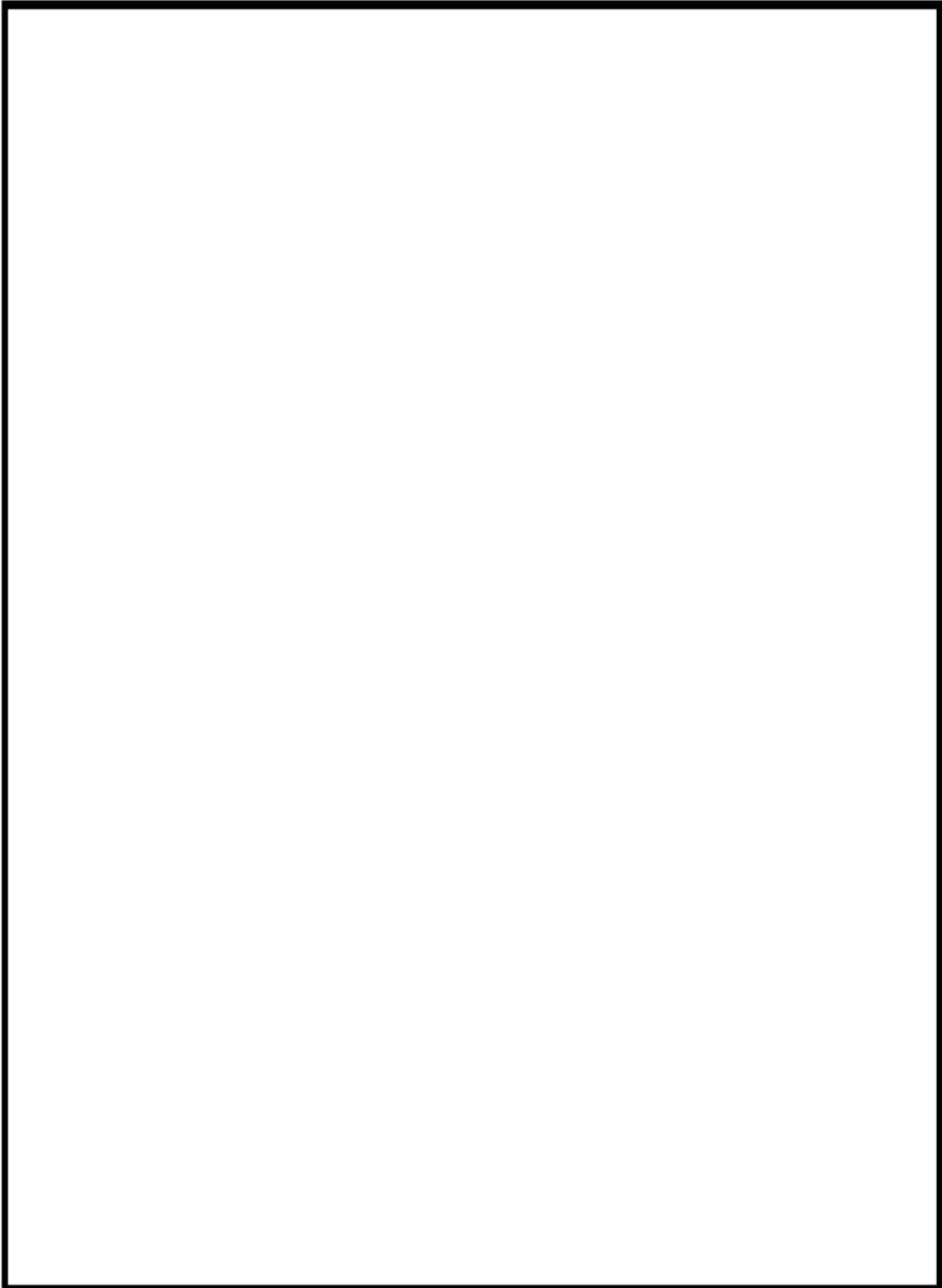
(b) 断面図

第 10.6.1.1.4 図 止水壁概念図



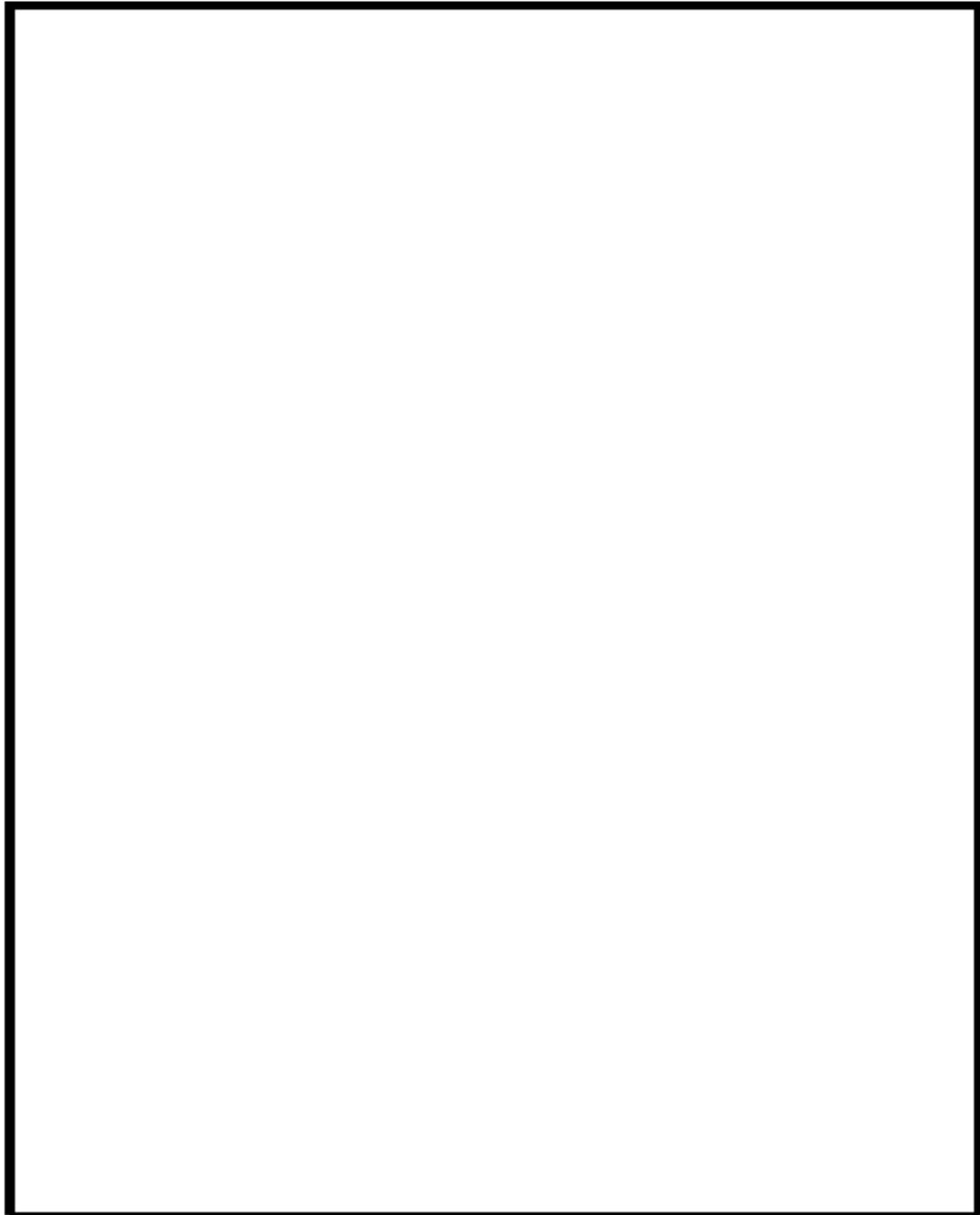
第 10.8.1.1 図 非常用取水設備概要図

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。



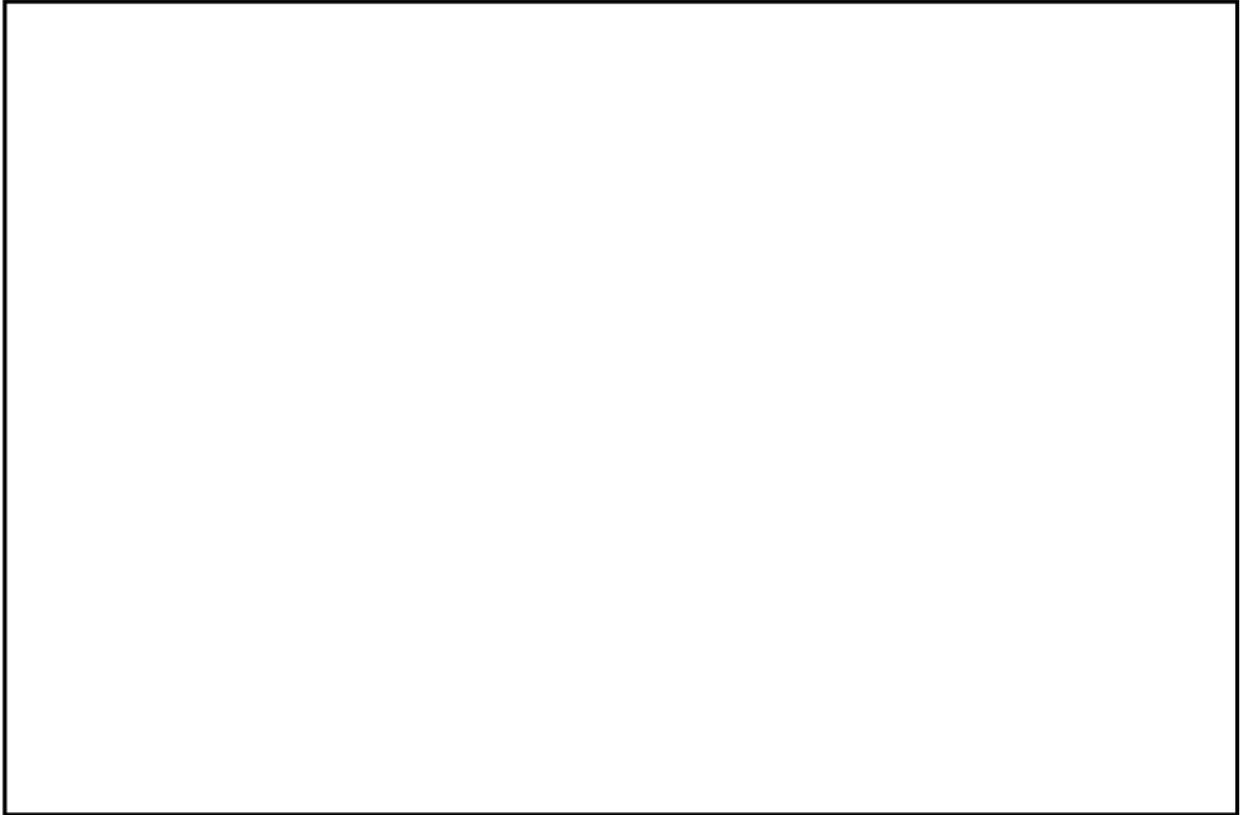
第 10.11.1 図 作業用照明配置図（1 階から 3 階）

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。



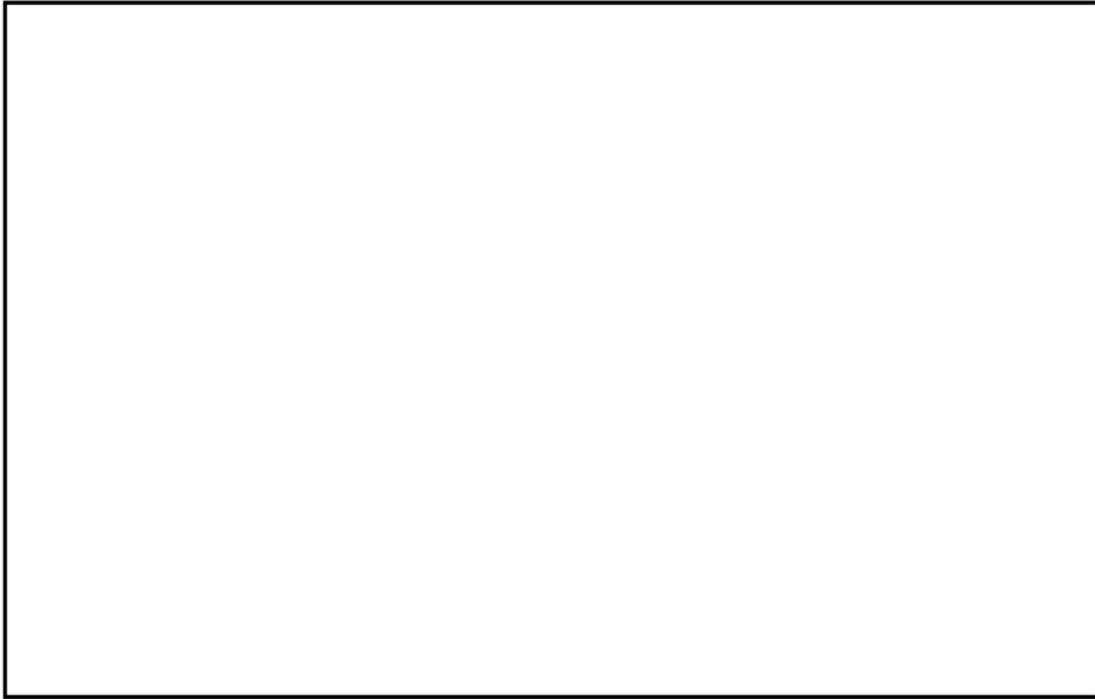
第 10.11.2 図 作業用照明配置図（4 階から 5 階）

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。

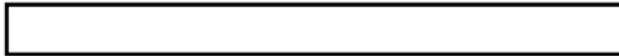


第10.13.1.1図 特定重大事故等対処施設の構内配置図

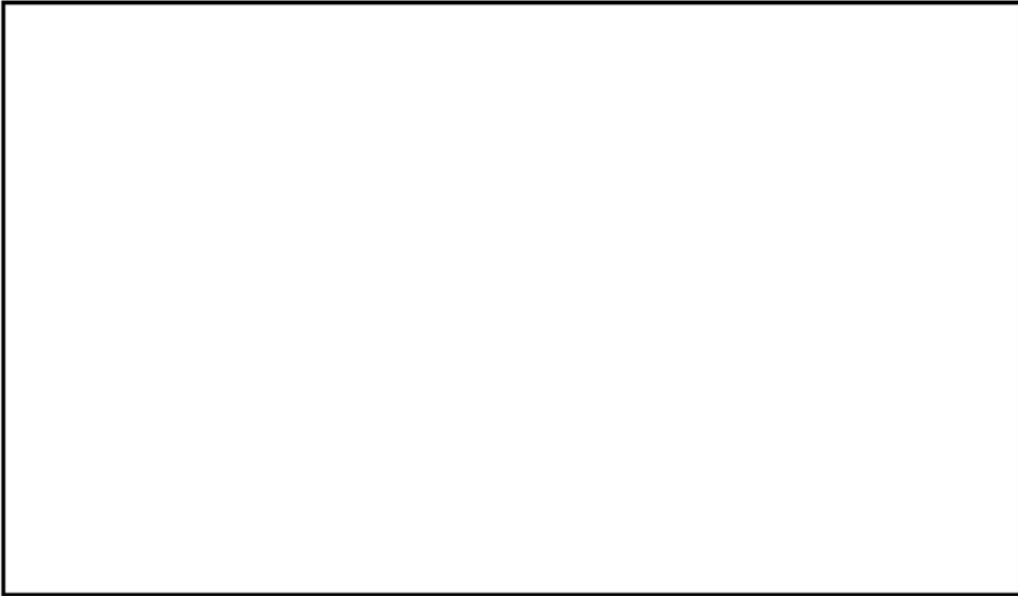
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 10.13.1.2 図



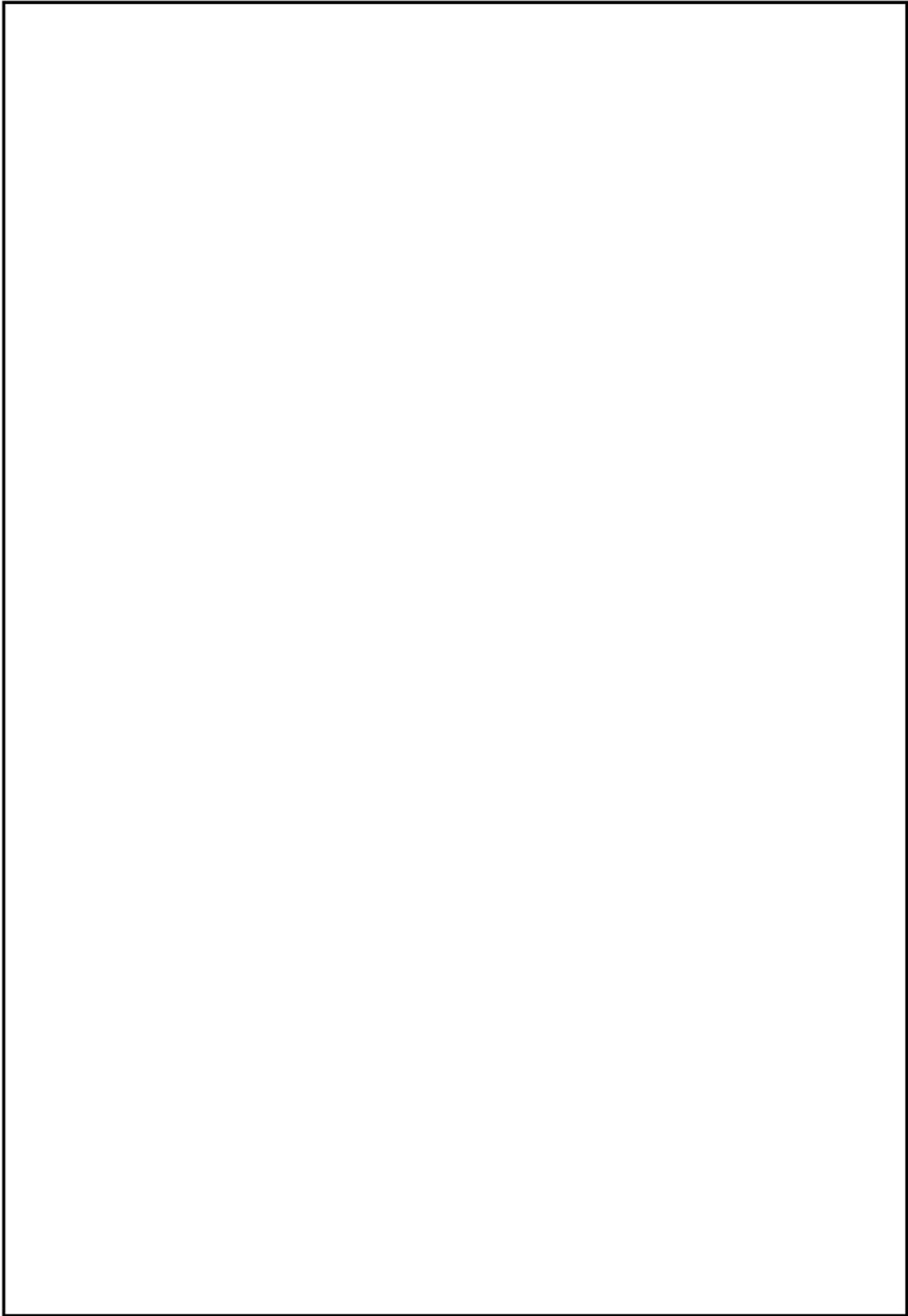
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 10.13.1.3 図

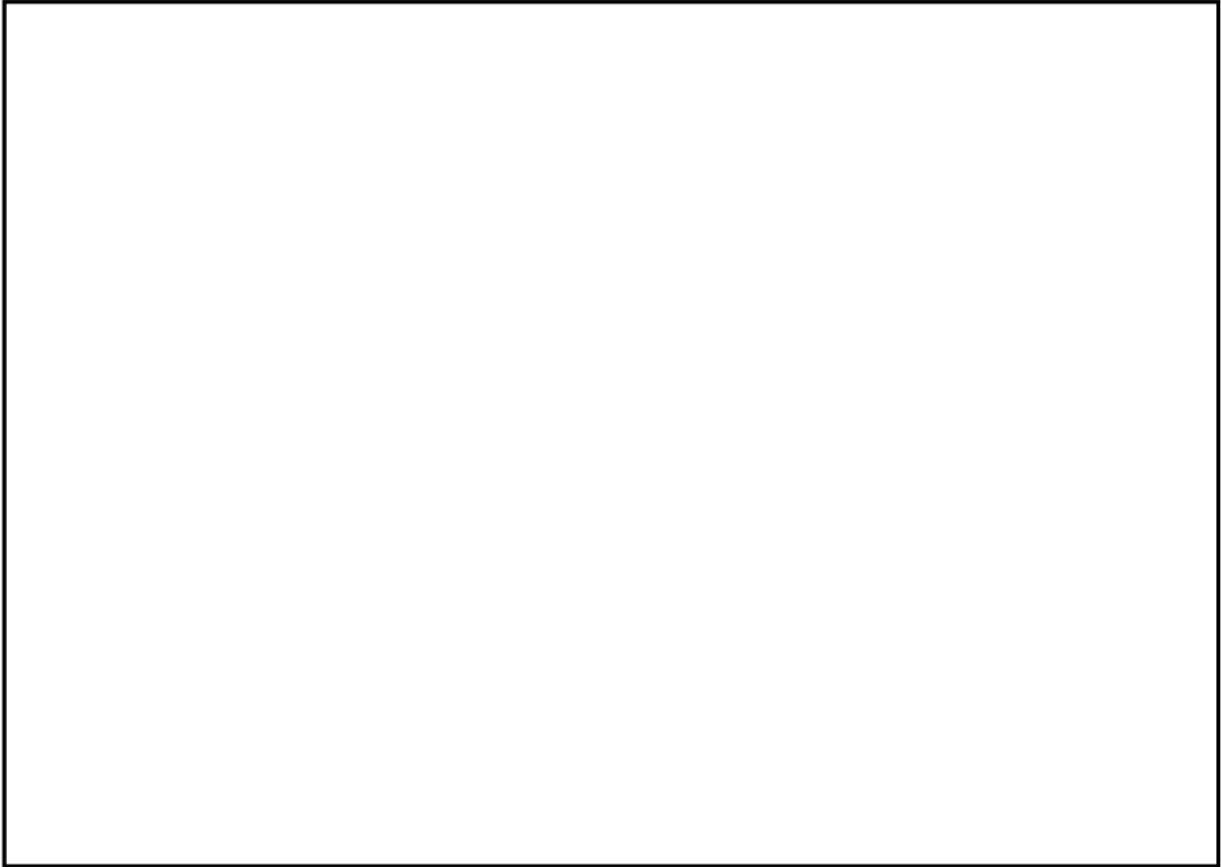


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

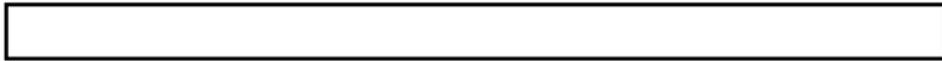


第 10.13.1.4 図

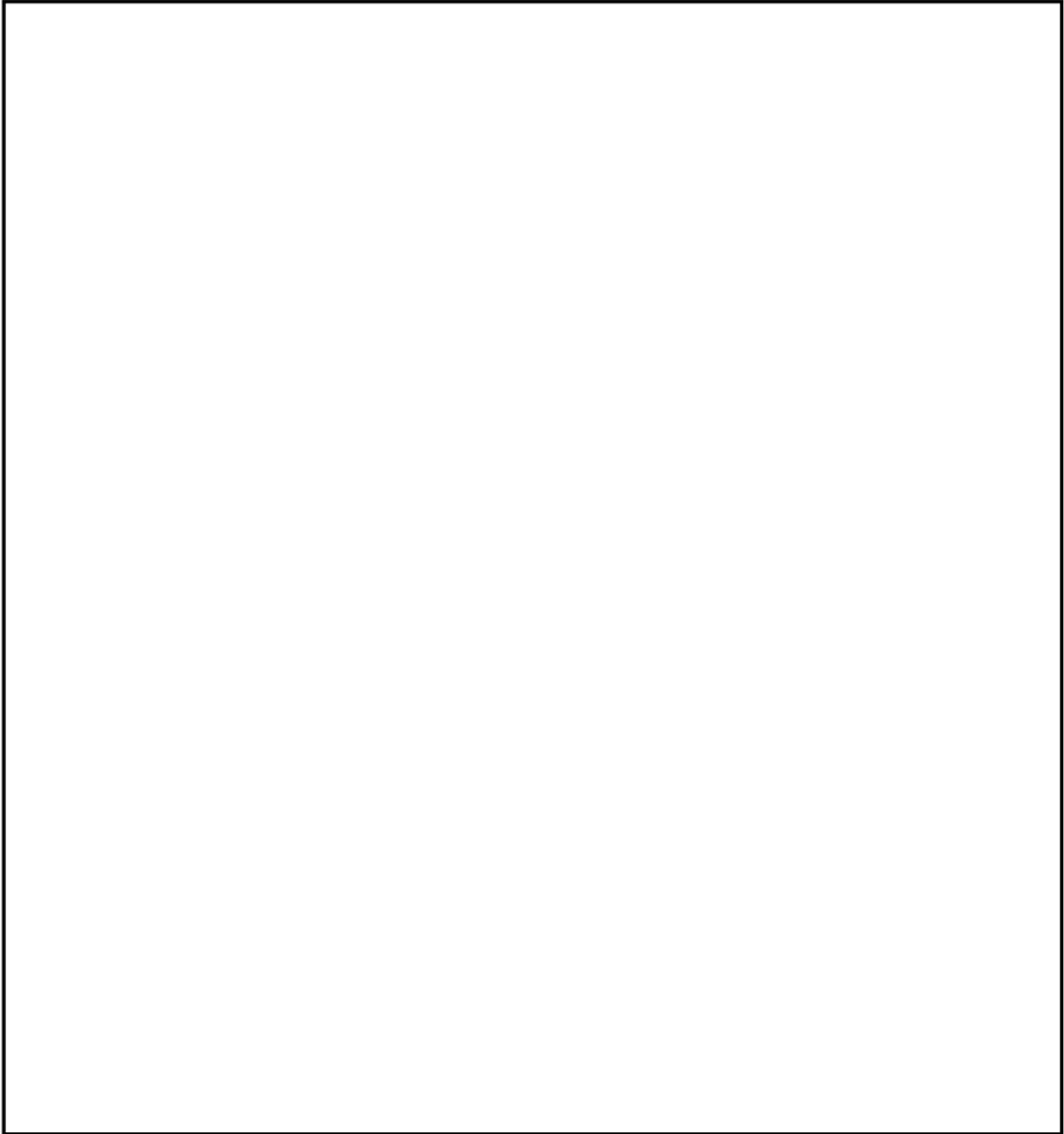
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 10.13.1.4 図



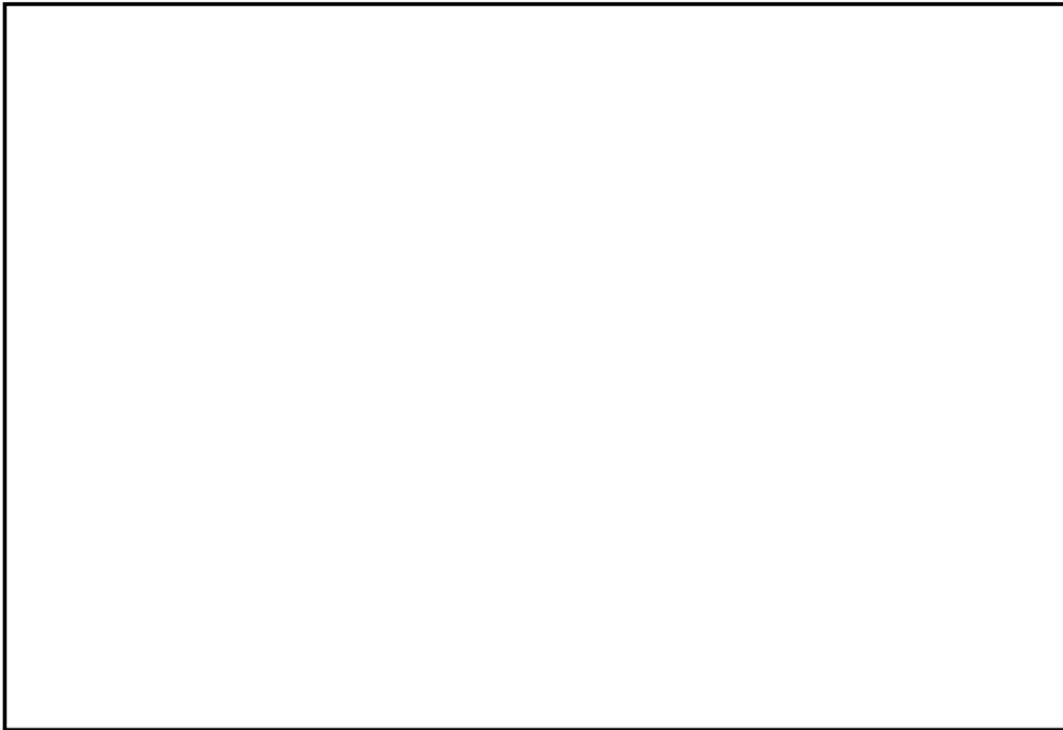
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 10.13.1.4 図

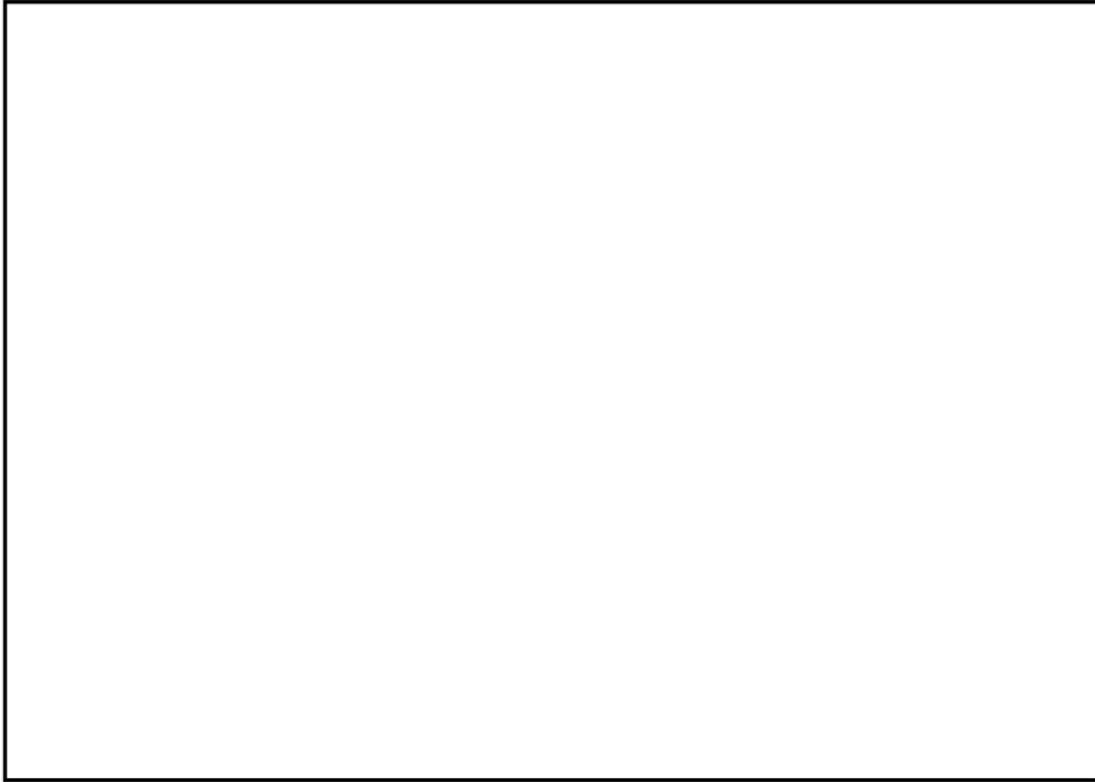


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



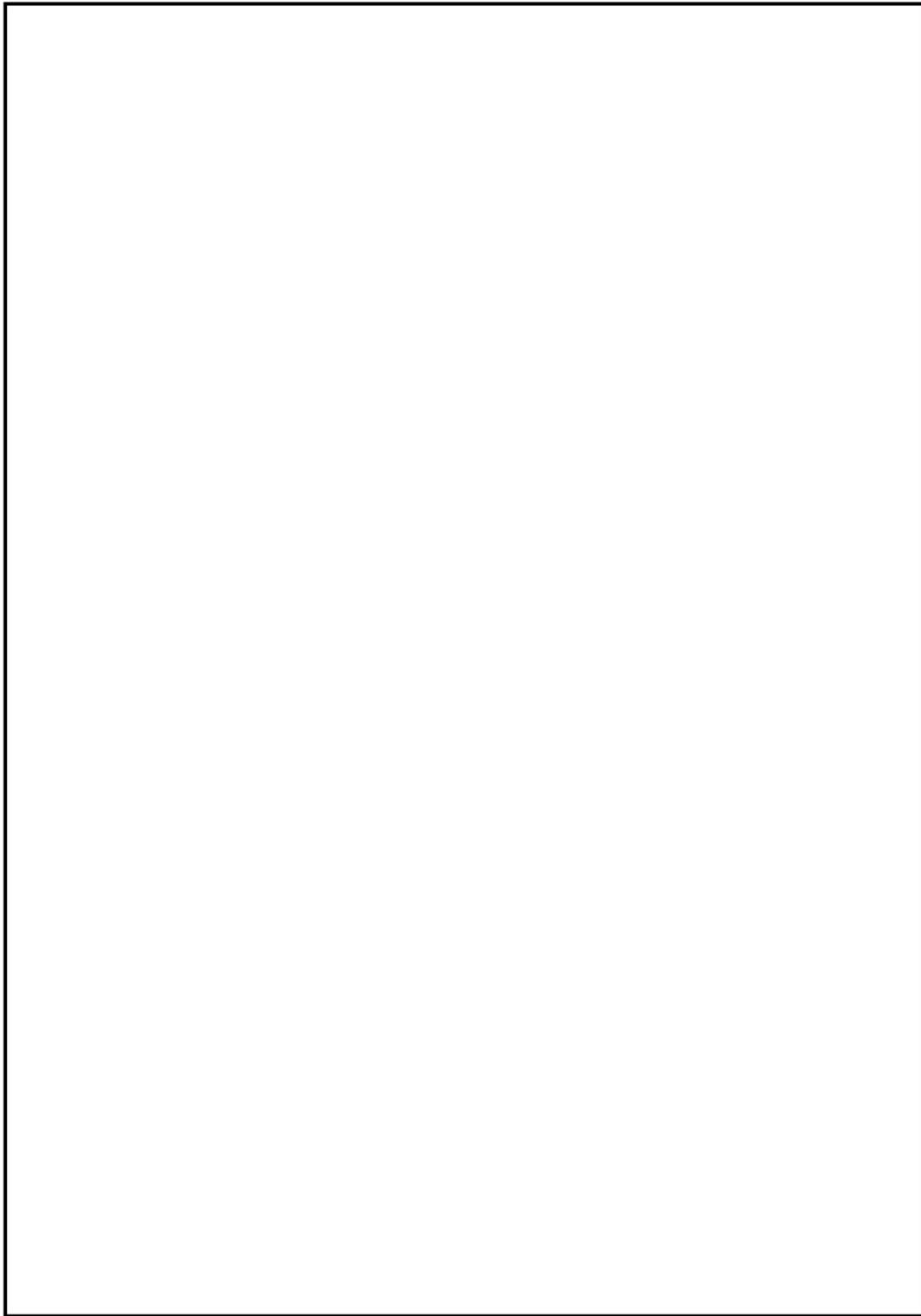
第 10.13.1.5 図 衝撃荷重曲線

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。



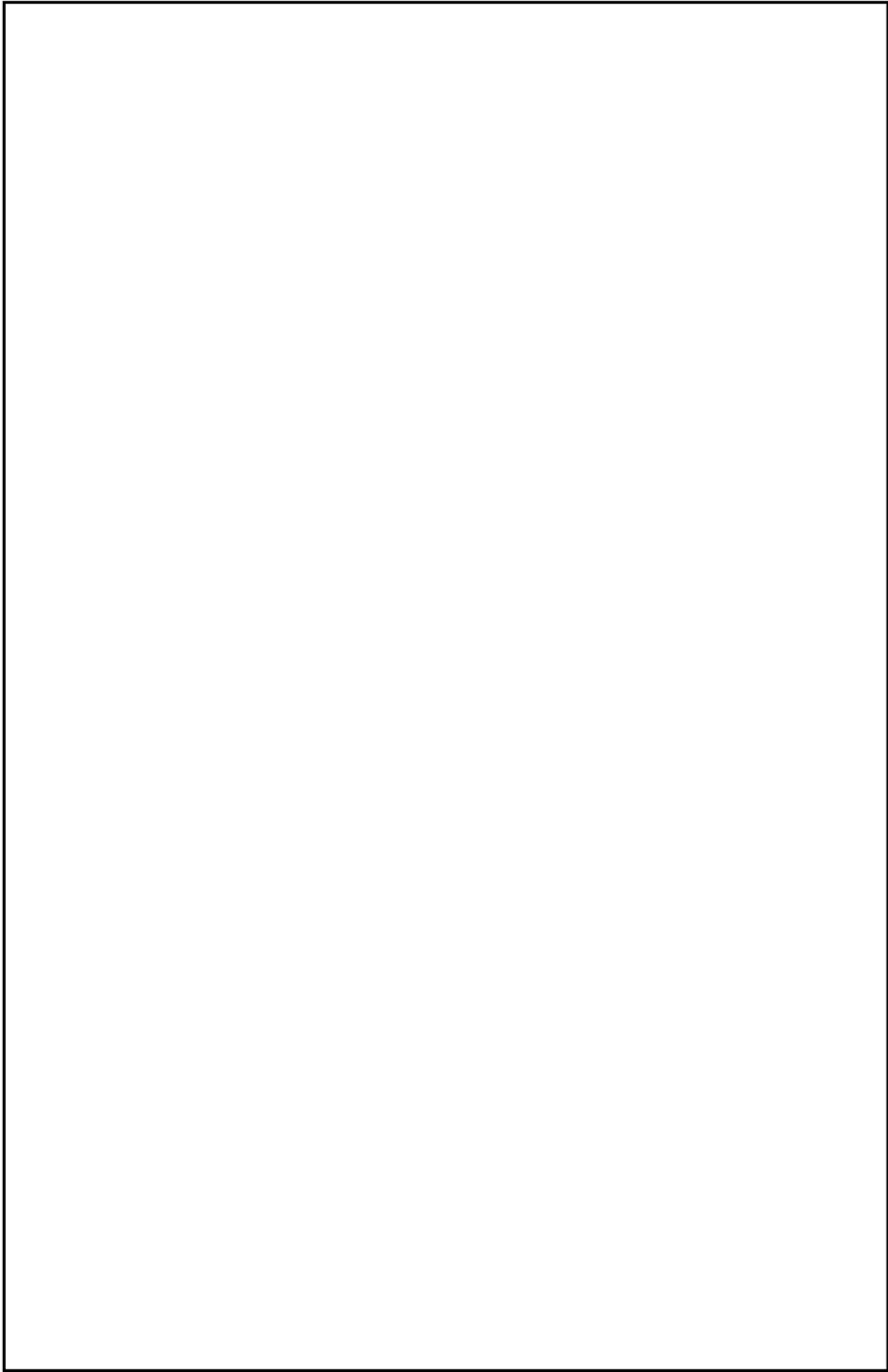
第 10.13.1.6 図 衝撃荷重の入力面積

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。



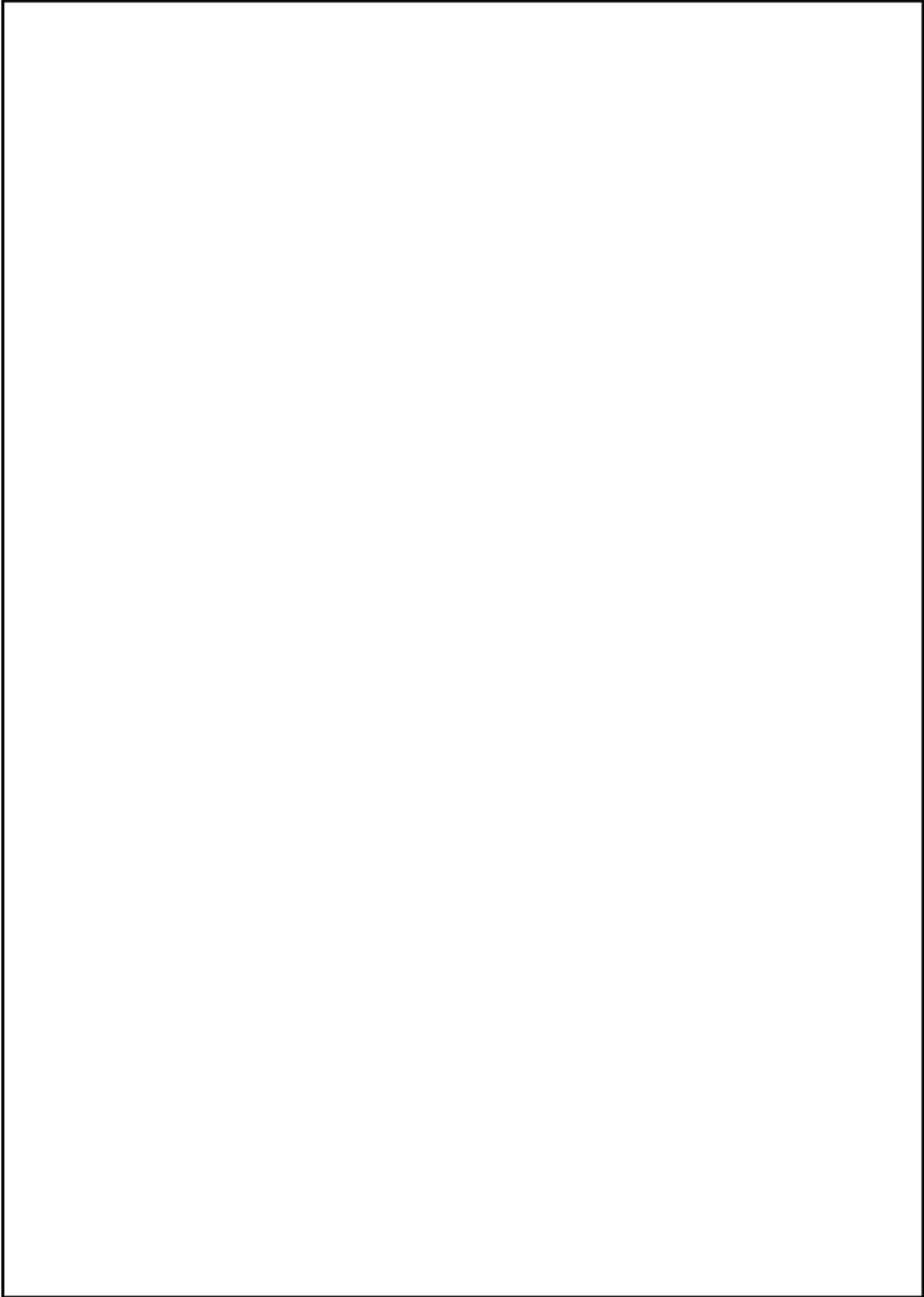
第 10.13.2.1 図 原子炉冷却材圧力カウンタの減圧操作機能 概略系統図(1/2)

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。



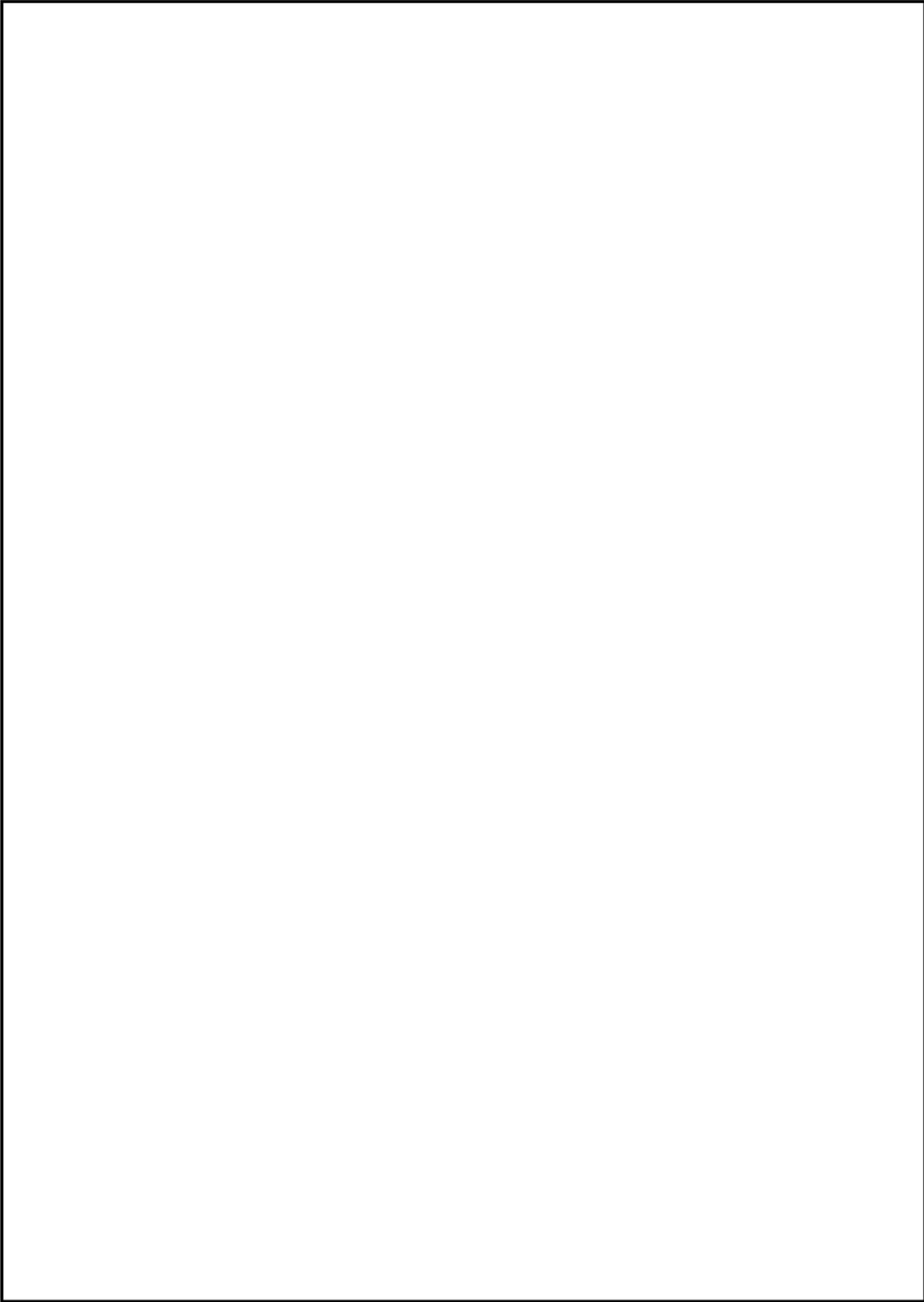
第 10.13.2.1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能 概略系統図(2/2)

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。



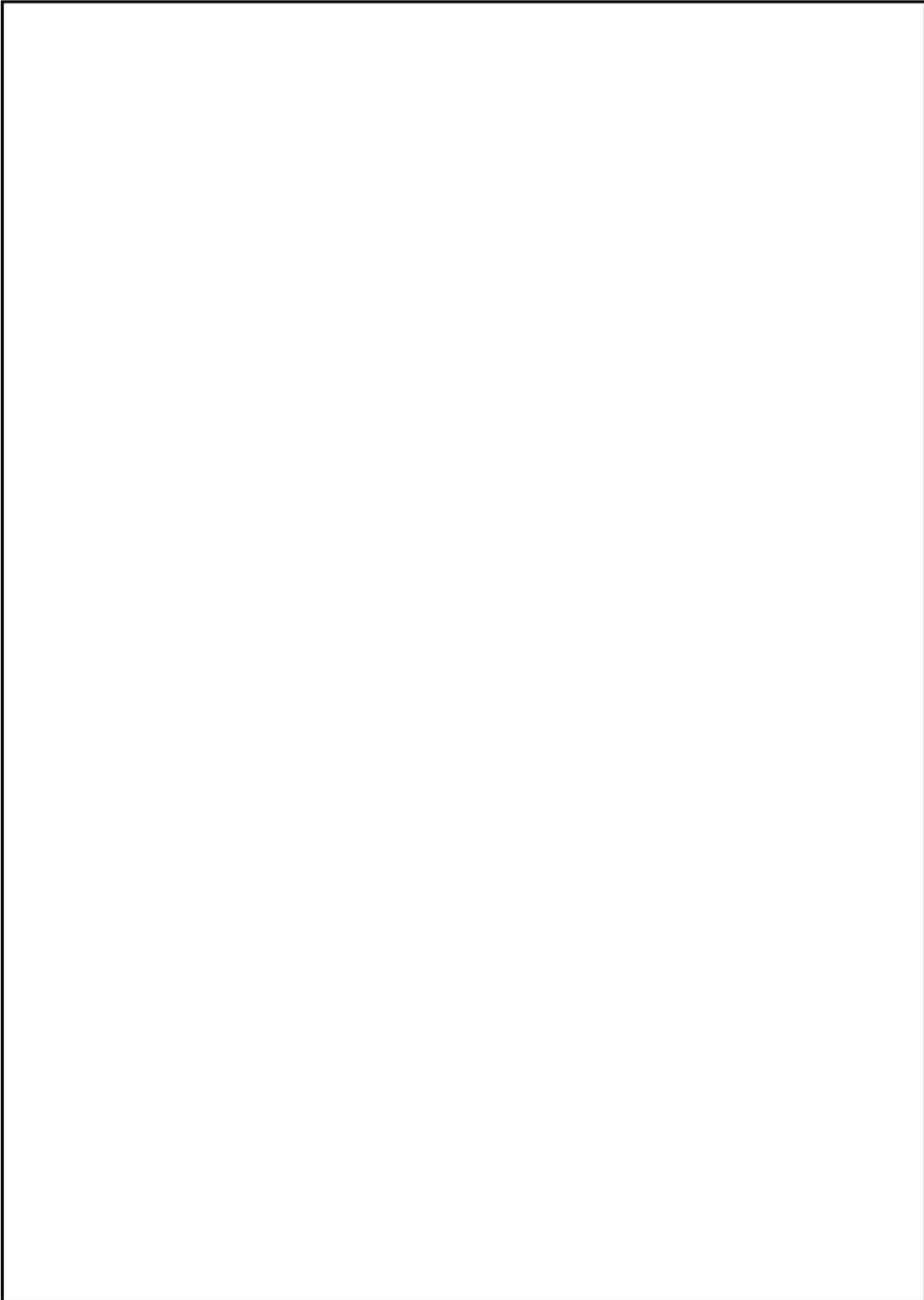
第 10.13.3.1 図 炉内の溶融炉心の冷却機能 概略系統図（3号炉）

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10.13.3.2図 炉内の熔融炉心の冷却機能 概略系統図（4号炉）

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。



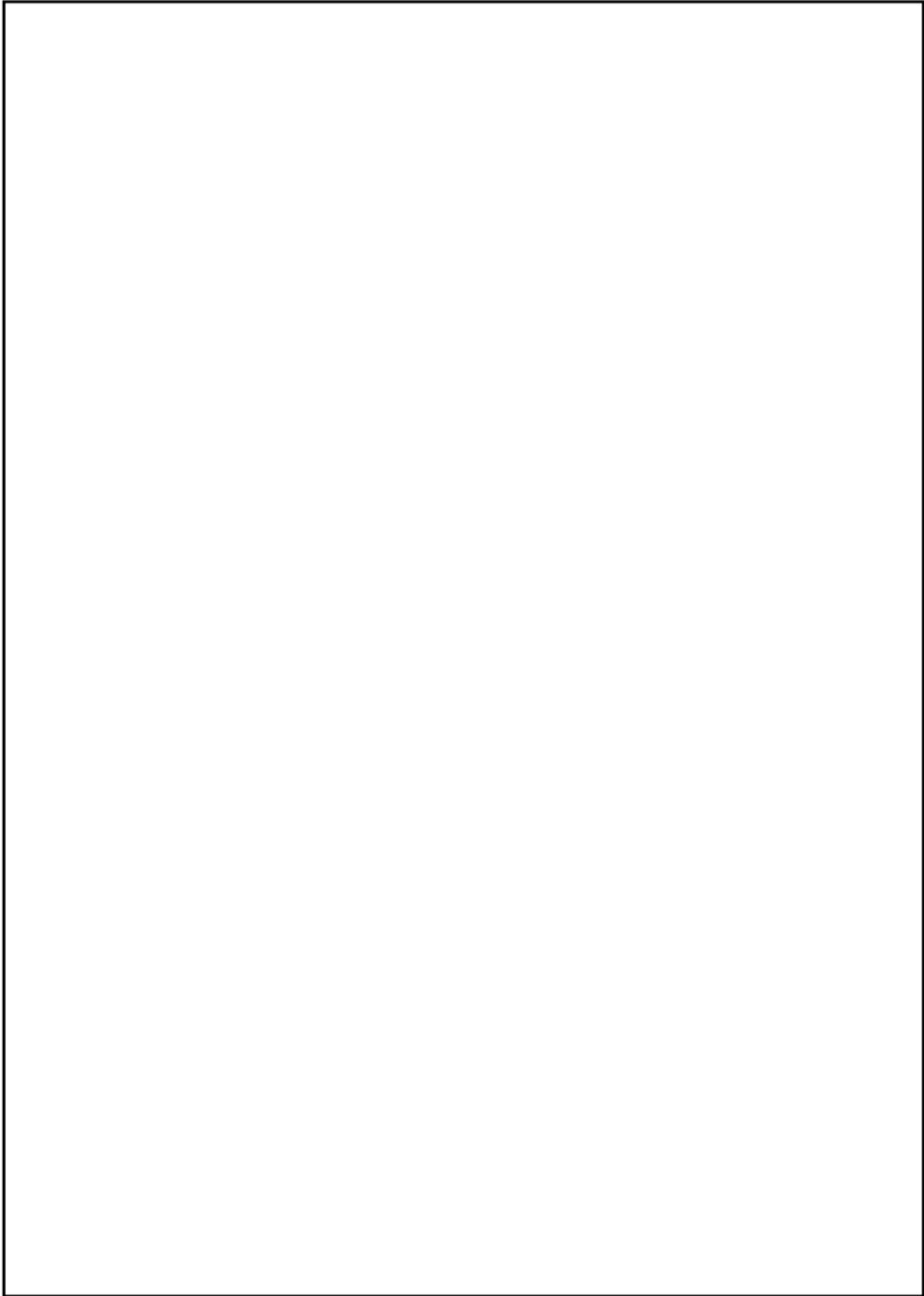
第 10.13.4.1 図 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却機能 概略系統図（3号炉）

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。



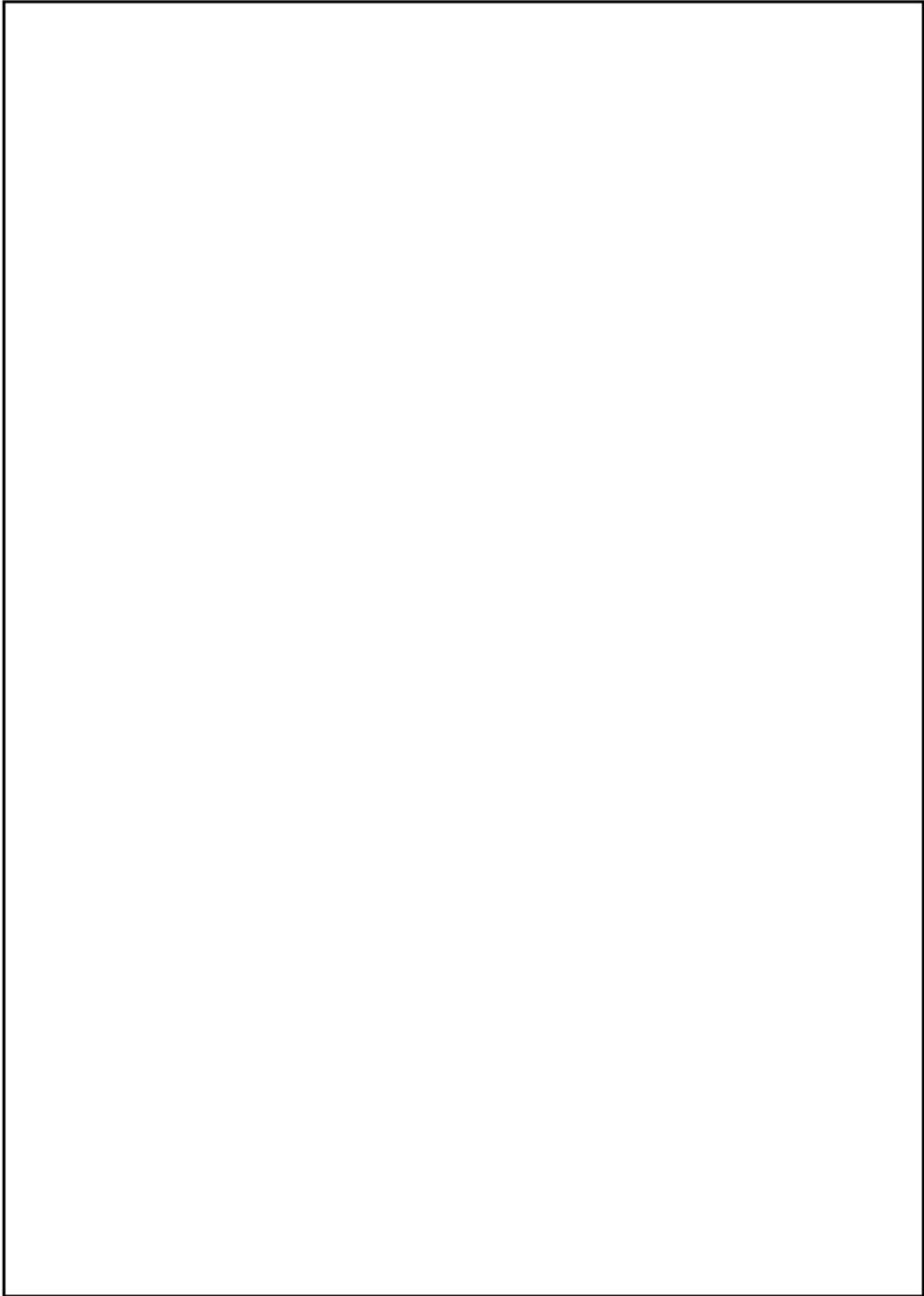
第 10.13.4.2 図 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却機能 概略系統図（4号炉）

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。



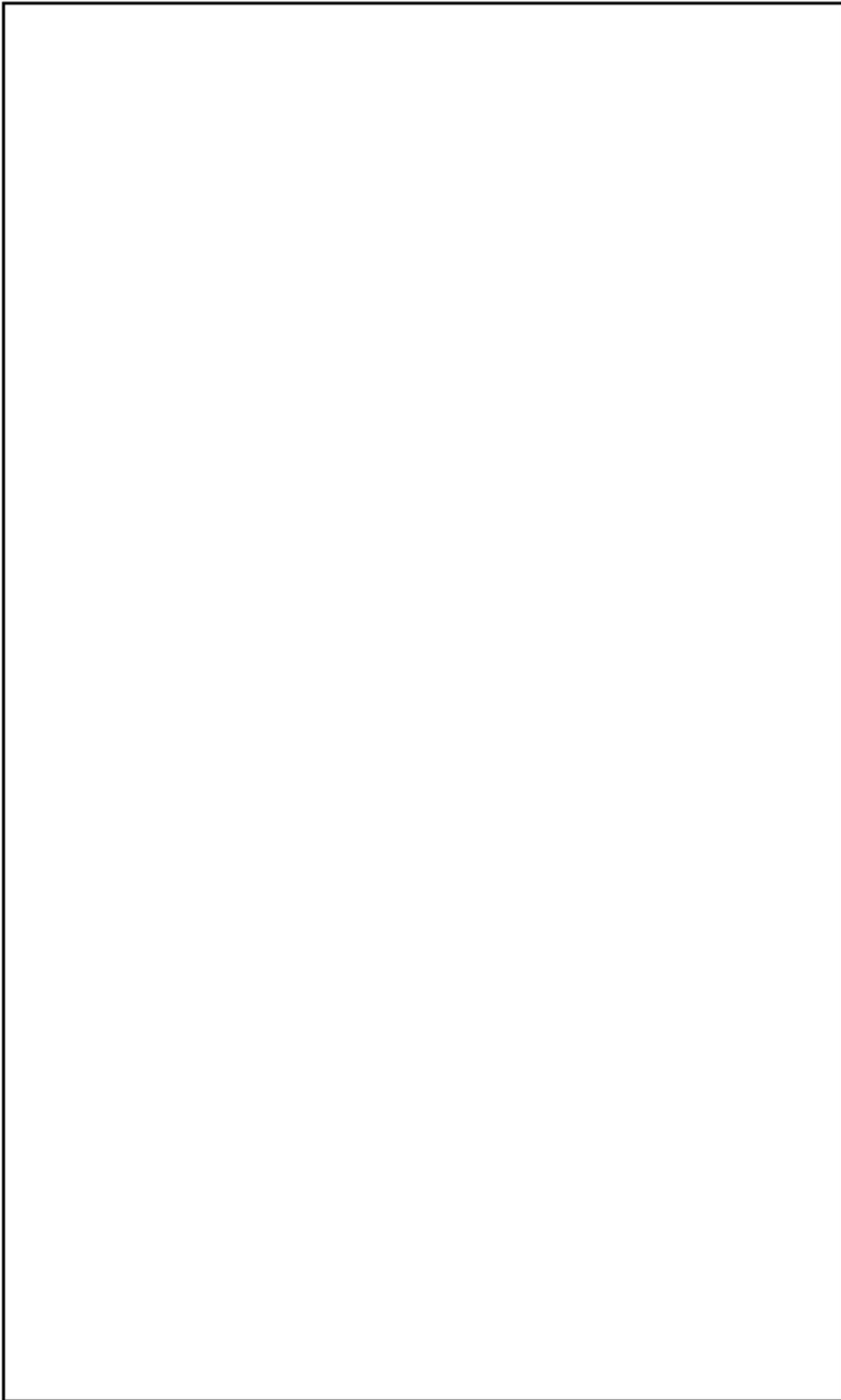
第 10.13.5.1 図 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能 概略系統図（3号炉）

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 10.13.5.2 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（4号炉）

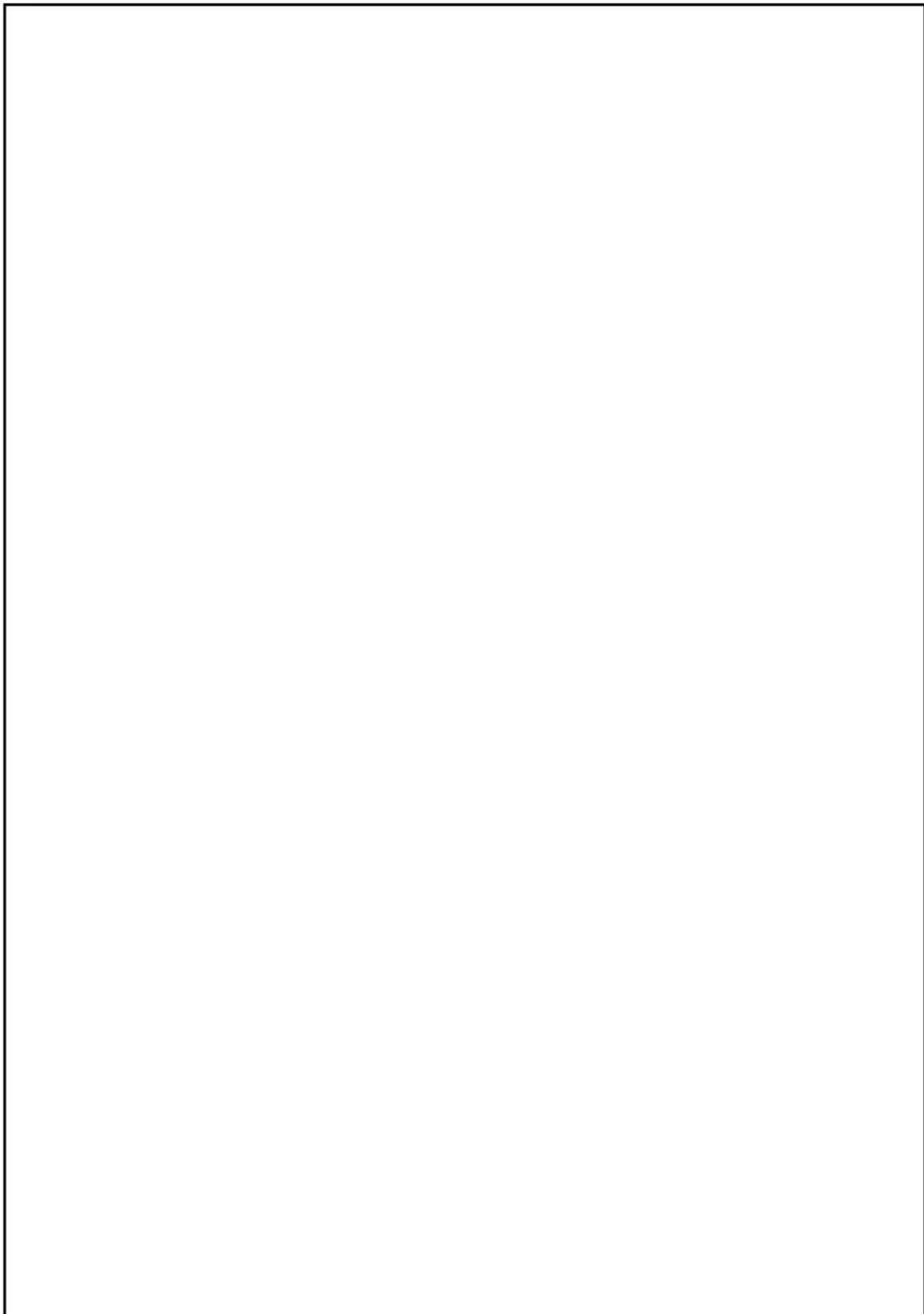
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



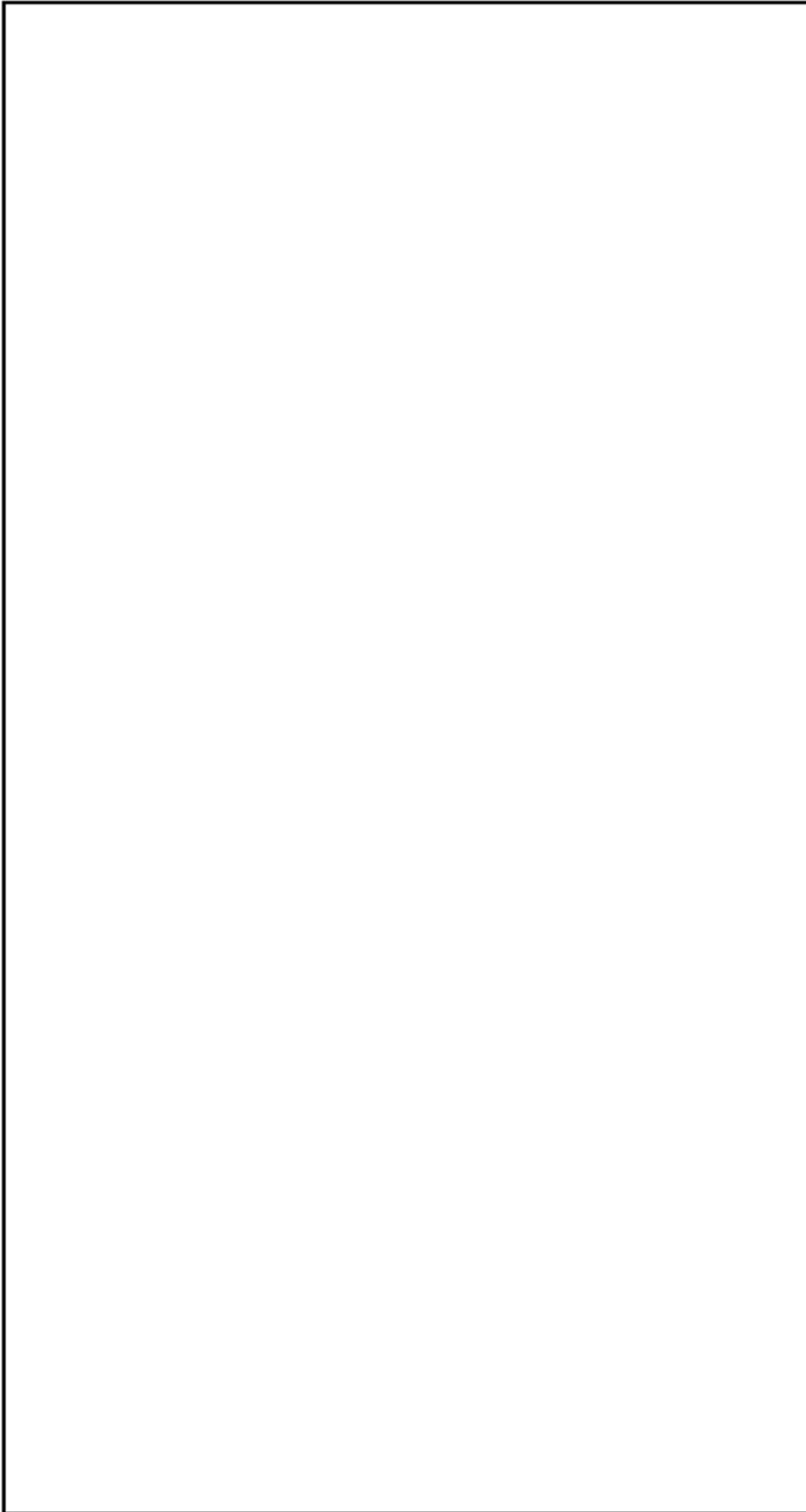
第 10.13.6.1 図 原子炉格納容器の過圧破損防止機能 概略系統図

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。

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。



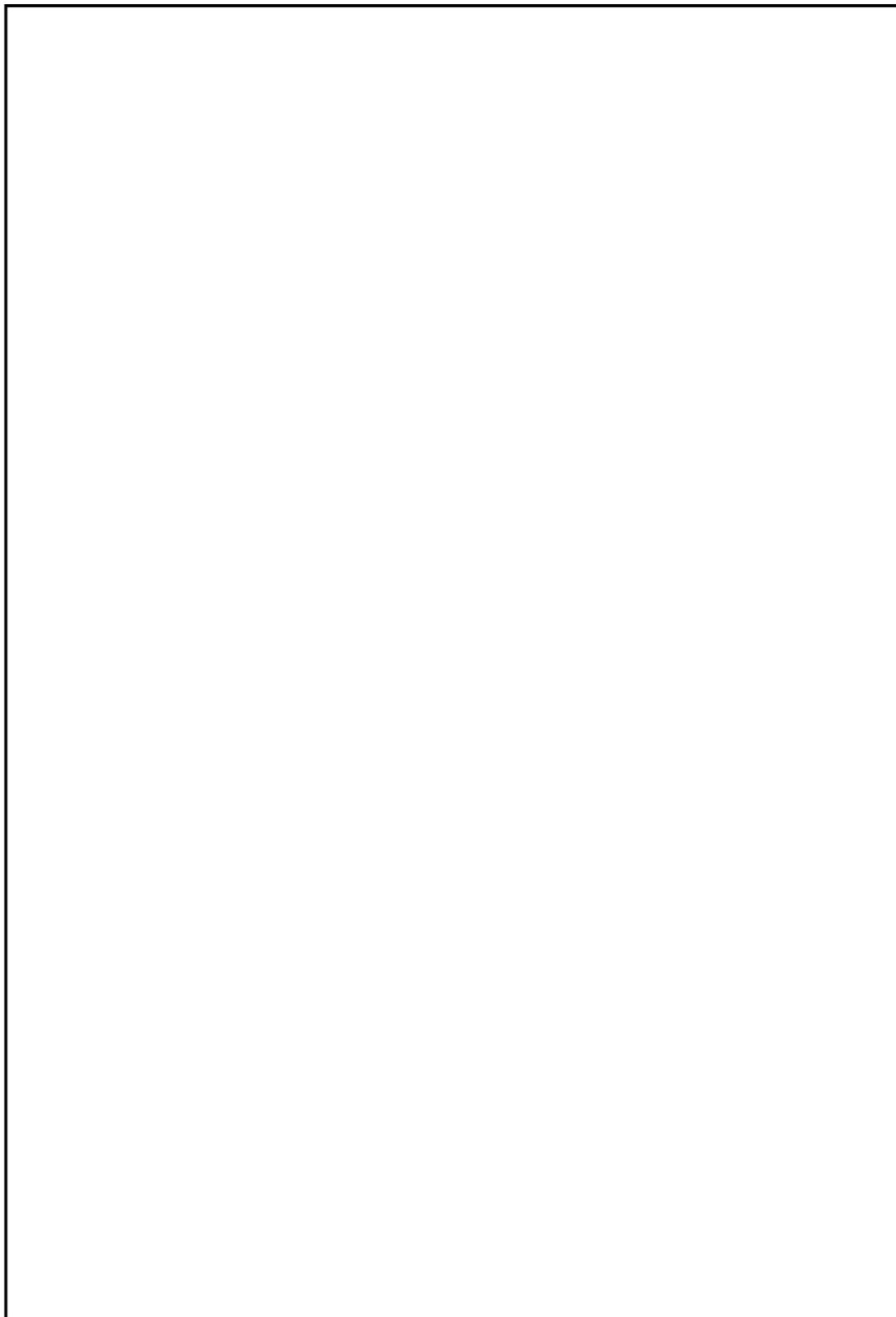
第10.13.8.1図 電源設備 概略系統図



第 10.13.9.1 図 計装設備 概略系統図

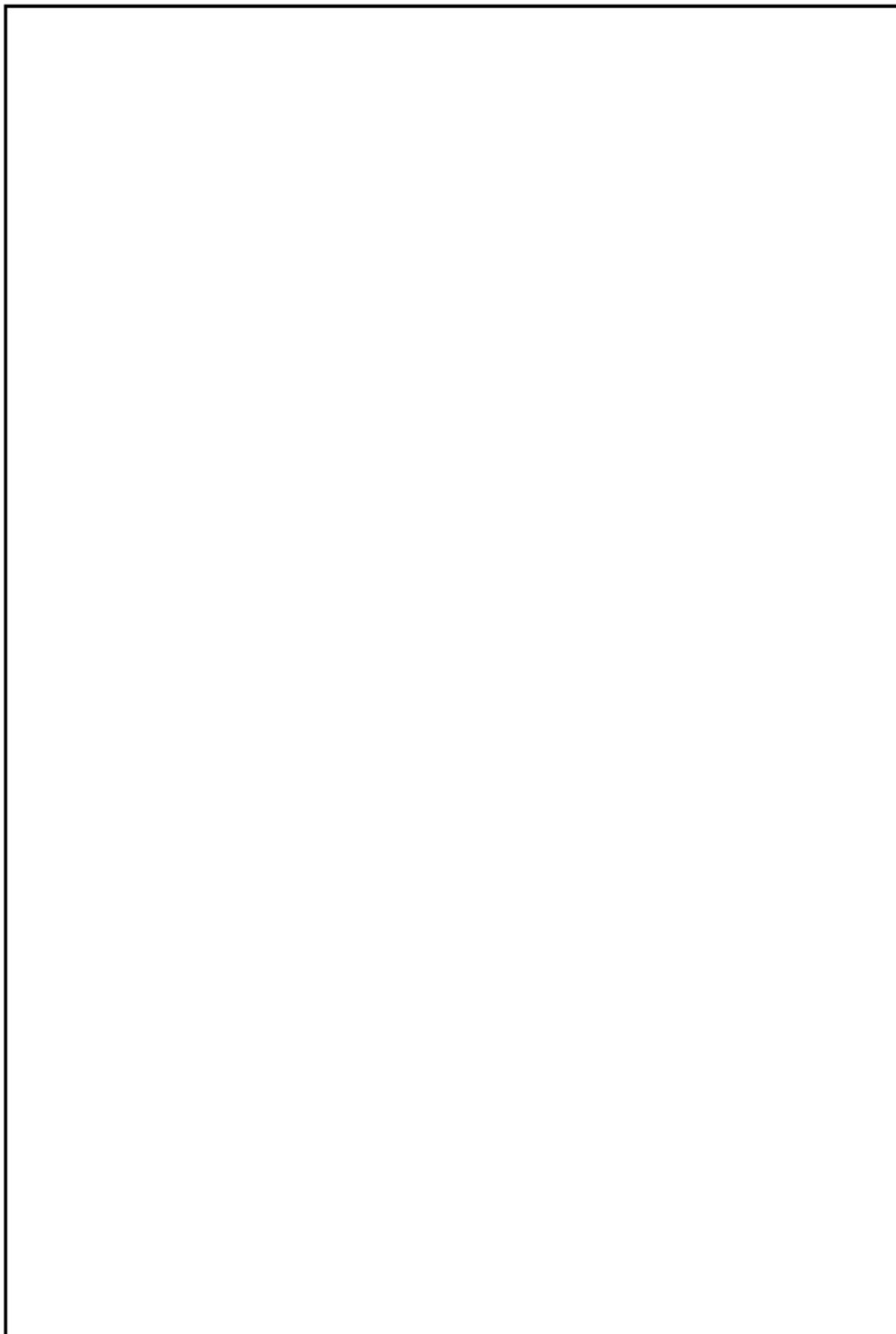
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

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。

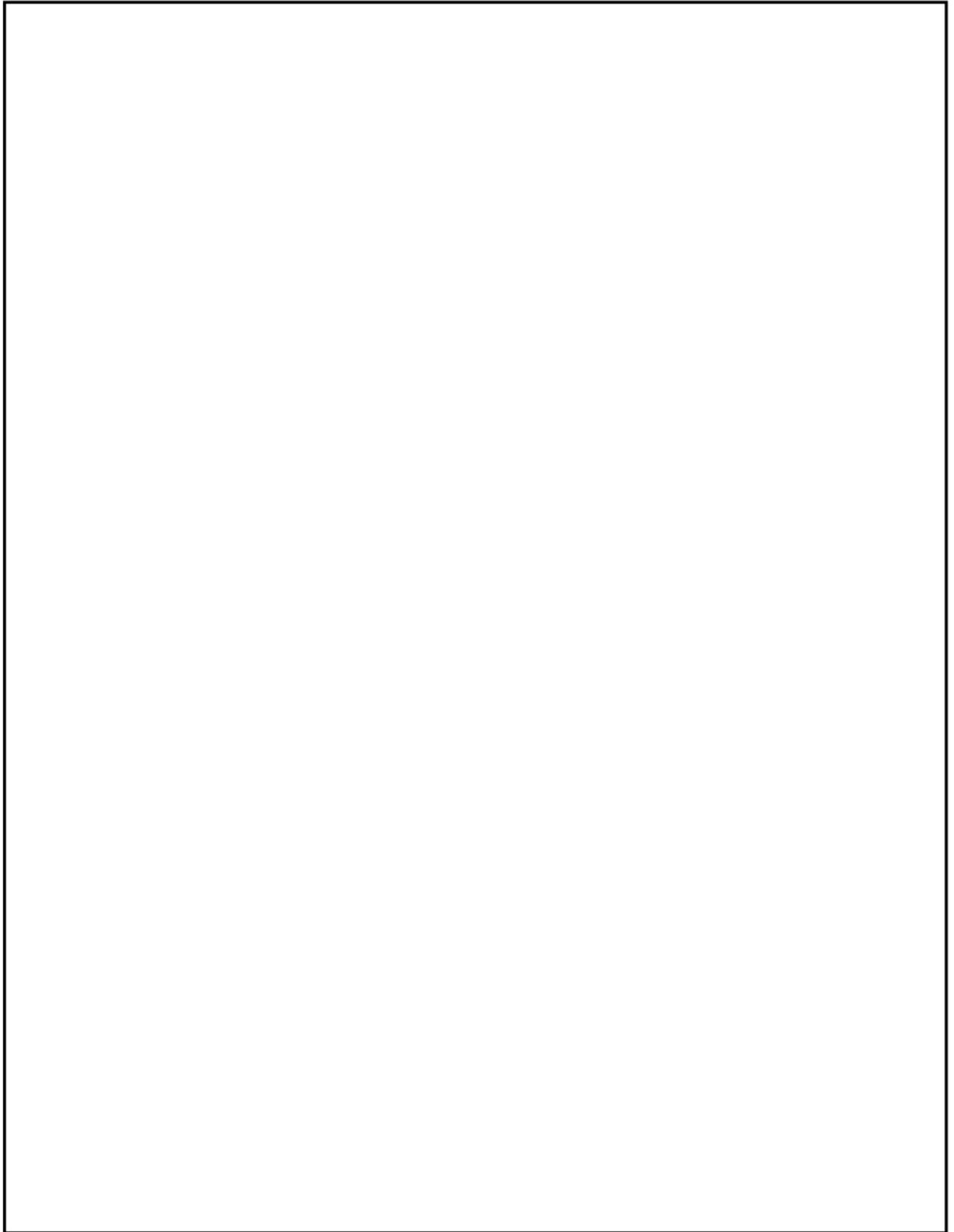


第10.13.9.3図 計装設備 概略系統図（4号炉）

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 10.13.11.1 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。

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大飯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、発電所長、発電用原子炉主任技術者、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、原子燃料課、放射線管理課、第一発電室、第二発電室、保全計画課、電気必修課、計装必修課、原子炉必修課、タービン必修課、土木建築課、電気工事グループ、機械工事グループ及び土木建築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、大飯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。

また、運転管理は、通常時及び異常時に対応するよう作成された運転手順書に従って行うこととし、シミュレータを活用した教育訓練により徹底を図る。異常時の運転手順書については、安全上重要な機器が故障した場合に適切に対応できるよう具体的なものとする。さらに、関連する運転手順書間のつながりの明確化、機器の操作時期、順序、条件等の表現を平易なものとする。

運転手順書については、国内外の事故・故障等を反映して、充実を図る。

11.4 燃料管理

燃料の輸送、貯蔵、原子炉内への装荷、取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おそれがないように管理しながら行う。

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ばく線量が「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保管する場合は、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、発電所周辺の一般公衆、従事者の被ばく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、不必要な放射線被ばく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、被ばく管理、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、保安規定に定める定期的な検査、保守及び改造に関する事項を遵守し、原子炉施設の安全の確保を妨げることがないように行う。

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おそれがある場合には、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

所員に対して、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事態に対処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」等に基づいて所員の健康管理を徹底し、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おそれがある場合には必要な応急措置をとる。

11.11 所員以外の者に対する保安措置

所員以外の者を保全区域及び管理区域内に立ち入らせる場合は、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

原子炉施設の保安に関す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、保安規定の定めるところにより報告を行う。

11.13 運転保守に係る品質保証活動

発電所の安全性、信頼性を維持、向上するため、以下の方針で品質保証活動を実施する。

- (1) 組織、権限を明確にして品質保証活動を恒常的に実施する。
- (2) 信頼性をより高めるため、新しい知見、技術や国内外の運転経験等の情報の反映の要否の定期的な検討等も継続的に進める。

特に、蒸気発生器伝熱管に係る既存の損傷形態についての新しい知見、技術等を積極的に導入し、その抑制を図る。

- (3) 設計変更又は運転・保守管理方法変更に当たっては、その変更の妥当性を十分検討するとともに、変更の結果が的確に運転保守に反映できるよう努める。
- (4) ヒューマンエラーの防止についても、発生事例の要因分析を行い、再発防止を図る。

特に、加圧器逃がし弁等安全上重要な機能を有する機器の計器用空気系統の配置については、安全機能を阻害する可能性のある手動弁の取り付けを極力避ける等、誤操作防止のための配慮を行う。
- (5) 運転保守に係わる機器製作者、工事実施者並びにこれらと契約関係にある者が分担する品質保証活動が、正しく遂行されるよう指導するとともに、品質監査を行い、品質保証活動の徹底、改善を図る。
- (6) 原子力部門とは独立した組織により品質監査を実施し、品質保証活動の徹底、改善を図る。

11.14 評価

保安規定に基づいた上記諸策を厳重に遂行することにより、プラント寿命中にわたって良好に運転保守できる。

追 補

(添付書類 八)

目 次

追補 1 「6.原子炉補助設備」の追補 燃料貯蔵設備の未臨界性について	8-追-4
追補 2 「6.原子炉補助設備」の追補 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 未臨界性について	8-追-12

追補 1

「6.原子炉補助設備」の追補

燃料貯蔵設備の未臨界性について

1. 概要

大飯 3 号炉及び 4 号炉の燃料貯蔵設備の設計においては、臨界実験による解析コードの精度の確認を行う等により、未臨界性の設計基準及び未臨界性評価上の不確定さを現実的に見直している。

なお、評価に用いる燃料濃縮度については、将来の燃料の高燃焼度化及び長期運転化を考慮することとしている。

2. 燃料貯蔵設備の未臨界性に関する評価基準について

大飯 3 号炉及び 4 号炉では燃料貯蔵設備の未臨界性の設計基準を米国の評価基準⁽¹⁾⁽²⁾等を参考として第 1 表のとおりとすることとしている。

3. 未臨界性評価における不確定さについて

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。

3.1 臨界実験の解析（軽水減速一様格子体系－WH 社）

LEOPARD コード及び HIDRA コードによる解析結果の妥当性を各種臨界実験結果⁽³⁾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 2 表に示す。

第 2 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。

3.2 不確定さの評価

大飯 3 号炉及び 4 号炉では、燃料貯蔵設備の未臨界性評価における実効増倍率の不確定さを 0.021 とすることとしている。

不確定さ 0.021 の根拠は以下のとおりである。

(1) 臨界計算上の不確定さ

前記 3.1 項の炉心を模擬した臨界実験の解析をベースにしたもので

平均誤差 $\delta k = 0.0010$

95%信頼度での計算上の不確定さ $\varepsilon_c = 0.0166$

(ANSI で要求されている信頼度)

(2) 製作公差及びラックの偏心に基づく不確定さ

製作公差及びラックの偏心に基づく不確定さは以下のように考慮されている。

a. ラック間隔の公差による不確定さ (ε_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 $\varepsilon_p = 0.0084$ と評価している。

b. ラック辺の公差による不確定さ (ε_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 $\varepsilon_w = 0.0033$ と評価している。

c. キャン内での燃料集合体の片寄り(偏心)による不確定さ (ε_f)

全ての燃料集合体が第 1 図のように 1ヶ所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 $\varepsilon_f = 0.0043$ と評価している。

d. 燃料製作公差による不確定さ (ε_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 $\varepsilon_r = 0.0019$ と評価している。

(3) 設計上の不確定さ

以上から設計上の不確定さ (ε) を下式で評価する。

すなわち

$$\varepsilon = \delta k + \left[\varepsilon_c^2 + \varepsilon_p^2 + \varepsilon_w^2 + \varepsilon_f^2 + \varepsilon_r^2 \right]^{1/2} = 0.02047$$

となり、未臨界性評価上は若干の余裕をみて不確定さを 0.021 としている。

4. 未臨界性評価結果の例

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。

4.1 解析手法及び解析条件

(1) 解析手法

未臨界計算には、PWR 炉心設計における標準的核設計計算手法 (LEOPARD-HIDRA) を用いる。まず、LEOPARD コードで燃料、ラック等の組定数を求め、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. 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。
- b. 使用済燃料貯蔵設備の場合、燃料集合体は純水中 (水密度 1.0g/cm^3) に貯蔵されるとする。
- c. ラックの仕様は新燃料貯蔵設備は中心間隔 430mm、キャン厚さ 6mm、材質は SUS304 とし、使用済燃料貯蔵設備は中心間隔 365mm、キャン厚さ 6mm、材質は SUS304 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、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、垂直方向は通常幾何学的バックリングを使用する。

なお、解析に使用する体系の基本仕様は前記 4.1 項に示すとおりとする。

4.2 新燃料貯蔵設備の評価

純水冠水条件 (水密度 1.0g/cm^3) を適用して評価した結果、実効増倍率は 0.910 となり不確定さ*を考慮しても 0.95 を超えることはない。

また、最適減速条件を適用して評価した結果、実効増倍率は 0.977 となり臨界未満を維持している。

4.3 使用済燃料貯蔵設備の評価

水密度 1.0g/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

0.949 となり、不確定さ*を考慮しても 0.98 を超えることはない。

* 臨界計算上の不確定さ及び製作公差に基づく不確定さを考慮したもので、0.021 を適用している。

5. 参考文献

(1) ANSI/ANS-57.2,1983

(2) ANSI/ANS-57.3,1983

(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 未臨界性の設計基準

設 備	設 計 基 準
新燃料貯蔵設備	純水冠水条件で $K_{eff} \leq 0.95^*$ 最適減速条件で $K_{eff} < 1.0$
使用済燃料貯蔵設備	純水冠水条件で $K_{eff} \leq 0.98^*$

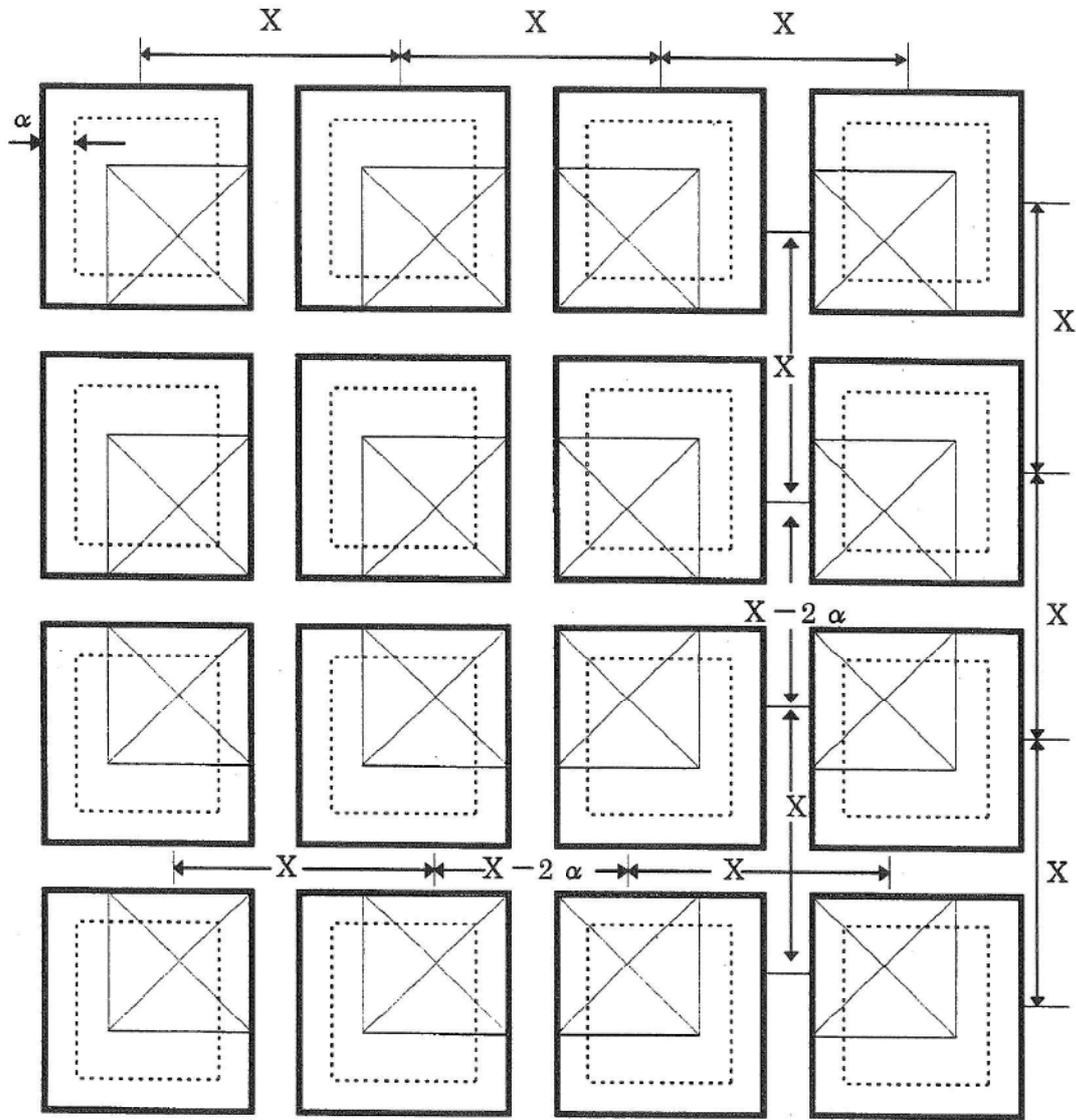
*未臨界性評価には不確定さ 0.021 を見込むこととしている。

第2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_{eff} 計算値
UO ₂		
Al clad	14	1.0012
SS clad	19	0.9963
Borated H ₂ O	7	0.9989
Subtotal	40	0.9985
U-Metal		
Al clad	41	0.9995
Unclad	20	0.9990
Subtotal	61	0.9993
Total	101	0.9990
平均誤差		0.0010
標準偏差		0.0088
95%信頼度の不確定さ		0.0166

X : ラックピッチ

α : 片寄り



第1図 燃料貯蔵ラック内での燃料の片寄り

追補 2

「6.原子炉補助設備」の追補

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⁽¹⁾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。

2. 未臨界性評価における不確定さについて

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⁽²⁾による解析結果の妥当性を各種臨界実験結果⁽³⁾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

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。

ボロン添加ステンレス鋼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

平均誤差 $\delta k=0.0000$

(平均値は 1.0022 となるので、安全側に 0.0000 とする)

95%信頼度での計算上の不確定さ $\varepsilon_c=0.0156$

(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 (ε_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
 $\varepsilon_p=0.0008$ と評価している。

b. ラック辺の公差による不確定さ (ε_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
 $\varepsilon_w=0.0062$ 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 (ε_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 $\varepsilon_f=0.0007$ と評価している。

d. 燃料製作公差による不確定さ (ε_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
 $\varepsilon_r=0.0034$ 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 (ε) を下式で評価する。
すなわち

$$\varepsilon = \delta k + \left[\varepsilon_c^2 + \varepsilon_p^2 + \varepsilon_w^2 + \varepsilon_f^2 + \varepsilon_r^2 \right]^{1/2} = 0.0172$$

となり、未臨界性評価上は若干の余裕をみて不確定さを **0.020** としている。

3. 未臨界性評価結果の例

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、ラック等の組定数を求め、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. 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。
- b. 燃料集合体は純水中 (水密度 1.0g/cm^3) に貯蔵されるとする。
- c. ボロン添加ステンレス鋼ラックの仕様は、中心間隔 282mm、キャン厚さ 4mm、ボロン添加量 0.95wt% (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 1.0g/cm^3 の純水で満たされたとして評価した結果、実効増倍率はボロン添加ステンレス鋼ラックの場合 0.947 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。

4. 参考文献

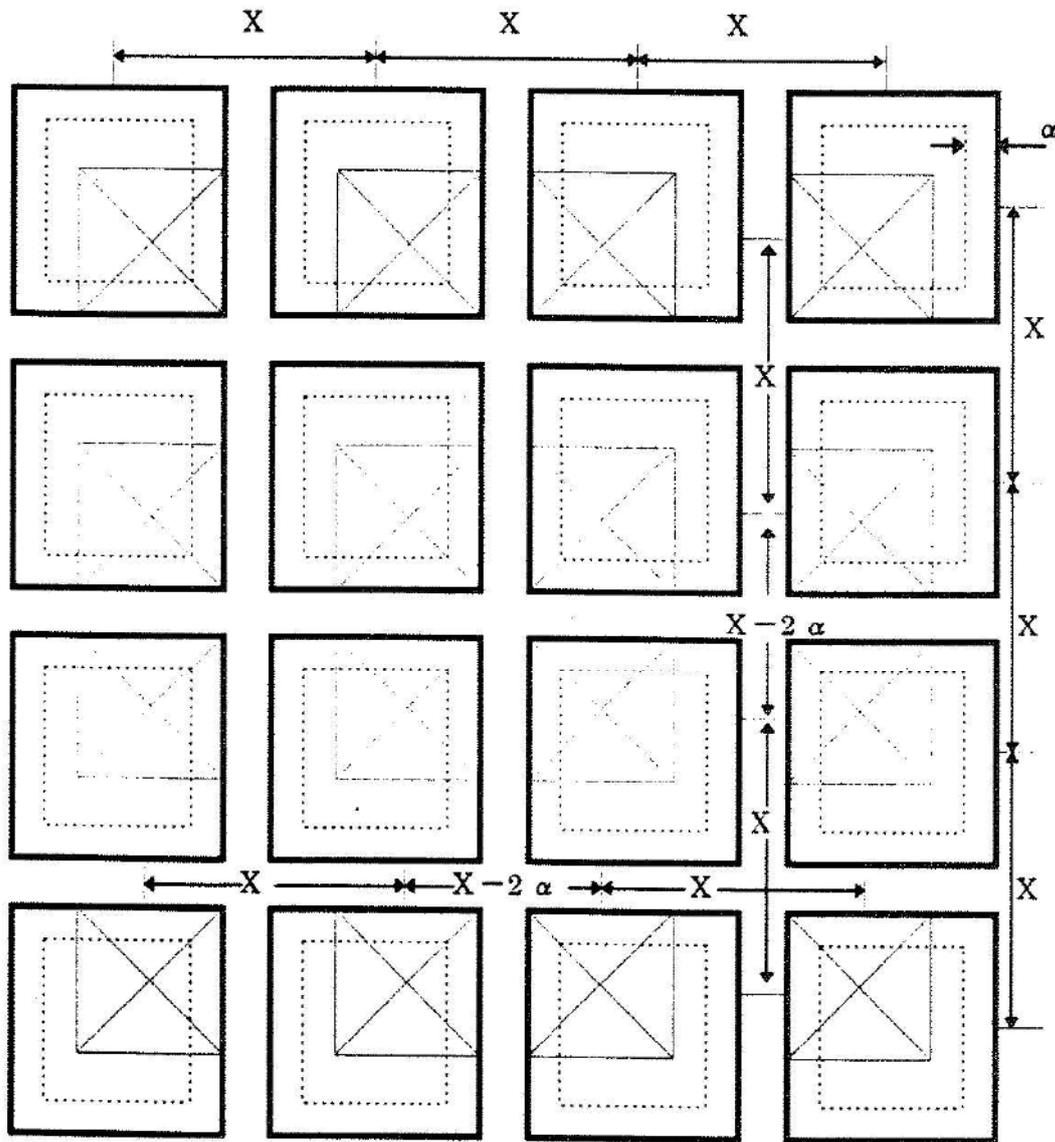
- (1) ANSI/ANS-57.2,1983
- (2) 「三菱PWRの新核設計手法と信頼性」 MAPI-1087 改2
三菱重工業株式会社、平成9年
- (3) 「Criticality Calculation for Uniform Water-Moderated Lattices」
L.E.Strawbridge, R.F.Barry [Nuclear Science and Engineering
23,58-73 (1965)]

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_{eff} 計算値
UO ₂		
Al clad	14	1.0015
SS clad	19	1.0013
Borated H ₂ 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%信頼度の不確定さ		0.0156

X : ラックピッチ

α : 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 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	9-2-2
2.3 作業管理	9-2-7
2.3.1 人の出入管理	9-2-7
2.3.2 物品の出入管理	9-2-8
2.3.3 管理区域内の区分	9-2-8
2.3.4 作業管理	9-2-8
2.4 個人管理	9-2-10
2.5 保全区域内の管理	9-2-12
2.6 周辺監視区域内の管理	9-2-13
2.7 放射性廃棄物の放出管理	9-2-14
2.7.1 気体廃棄物	9-2-14
2.7.2 液体廃棄物	9-2-15
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	9-4-8
4.3	液体廃棄物処理	9-4-17
4.3.1	放射性廃液の発生源	9-4-17
4.3.2	放射性廃液の発生量	9-4-17
4.3.3	液体廃棄物の放出量	9-4-18
4.4	固体廃棄物処理	9-4-20
4.4.1	固体廃棄物の発生源とその発生量	9-4-20
4.4.2	保管管理	9-4-21
4.5	参考文献	9-4-26
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 γ 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	9-5-12
5.1.3	よう素による実効線量	9-5-14
5.2	線量評価結果	9-5-27
5.3	参考文献	9-5-38

表

第2.2.1表	管理区域等の遮へい設計基準	9-2-3
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)	9-2-15
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)	9-2-16
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	9-4-8
第4.2.2表(1)	希ガスの放出量(1号炉)	9-4-13
第4.2.2表(2)	希ガスの放出量(2号炉)	9-4-14
第4.2.2表(3)	希ガスの放出量(3号及び4号各炉)	9-4-15
第4.2.3表(1)	よう素の放出量(1号炉)	9-4-13
第4.2.3表(2)	よう素の放出量(2号炉)	9-4-14
第4.2.3表(3)	よう素の放出量(3号及び4号各炉)	9-4-15
第4.2.4表	希ガス及びよう素の放出量	9-4-16
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)	9-4-19
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)	9-4-21
第5.1.1表	線量計算に用いた放出源の有効高さ	9-5-28
第5.1.2表	着目方位及び隣接2方位への最大放出回数	9-5-29
第5.1.3表(1)	線量計算に用いた気象条件(1)(1号炉及び2号炉)	9-5-30
第5.1.3表(2)	線量計算に用いた気象条件(1)(3号炉及び4号炉)	9-5-31
第5.1.4表(1)	線量計算に用いた気象条件(2)(1号炉及び2号炉)	9-5-32
第5.1.4表(2)	線量計算に用いた気象条件(2)(3号炉及び4号炉)	9-5-33
第5.1.5表	敷地等境界外における希ガスの γ 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)	9-5-10

第5.1.6表	周辺監視区域境界外における希ガスの γ 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） ……	9-5-11
第5.1.7表	液体廃棄物中に含まれる核種 <i>i</i> の実効線量係数 ……	9-5-34
第5.1.8表	液体廃棄物の放水口濃度 ……	9-5-35
第5.1.9表	濃縮係数 ……	9-5-36
第5.1.10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） ……	9-5-21
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 （1号炉及び2号炉合算） ……	9-5-24
第5.1.12表	液体廃棄物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） ……	9-5-24
第5.1.13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） ……	9-5-26

図

第2.1.1図	管理区域及び保全区域図	9-2-17
第2.1.2図	管理区域図（地下1階）	9-2-18
第2.1.3図	管理区域図（1階）	9-2-19
第2.1.4図	管理区域図（2階）	9-2-20
第2.1.5図	管理区域図（3階）	9-2-21
第2.1.6図	管理区域図（4階）	9-2-22
第2.1.7図	周辺監視区域図	9-2-23
第4.1.1図	気体廃棄物処理系統図（換気系を含む）	9-4-22
第4.1.2図	液体廃棄物処理系統図	9-4-23
第4.1.3図	固体廃棄物処理系統図	9-4-24
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）	9-4-25
第5.1.1図	評価地点	9-5-37

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、空気中若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、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則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2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をも考慮して、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2.1.6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2.1.7図に示すようにおおむね敷地等境界に沿って設定する。

2.2 管理区域等の管理

管理区域については、「実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、壁その他の他人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。

管理区域等の管理は、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等を6区分に分け、これらの基準に適合するよう維持管理する。

第 2.2.1 表 管理区域等の遮へい設計基準

区分	外部放射線に係る設計基準	例
第Ⅰ区分	$\leq 0.00625 \text{mSv/h}^*$	中央制御室
第Ⅱ区分	$\leq 0.01 \text{mSv/h}$	放射線管理室
第Ⅲ区分	$\leq 0.02 \text{mSv/h}$	原子炉補助建屋内通路
第Ⅳ区分	$\leq 0.15 \text{mSv/h}$	燃料取替時の原子炉格納容器内
第Ⅴ区分	$\leq 1 \text{mSv/h}$	ほう酸タンク室内
第Ⅵ区分	$> 1 \text{mSv/h}$	運転中の原子炉格納容器内 ガスサージタンク室内

*：管理区域の外側で $1.3 \text{mSv}/3$ ヶ月を超えないように管理する。

遮へいの具体的な説明は、「添付書類八 8.3 遮蔽設備」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 8.2 換気空調設備」に示す。

(3) 線量等の測定

放射線業務従事者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 8.1.1 通常運転時等」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、現場及び中央制御室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。

また、放射線業務従事者が、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る外部放射線に係る線量当量率の測定を行う。

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。

(b) サンプルングによる測定

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 8.1.1 通常運転時等」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ガス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) 廃棄物処理設備排ガスモニタによる測定

気体廃棄物処理設備により処理された排気ガス中の放射性物質の濃度を測定する。

(c) 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。

(d) 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漏えいを検知する。

(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復水中の放射性物質の濃度を測定し、廃液蒸発器等から加熱蒸気復水への漏えいを検知する。

上記のように(a)～(e)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 8.1.1 通常運転時等」に示す。

(f) 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、不要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、原子炉格納容器の機器搬入口において、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行えるようにする。

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又は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、廃棄又は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、格納容器減圧装置、アニュラス空気浄化設備、原子炉補助建屋排気系統及び放射線管理室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試料採取装置を設置し、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 8.1.1 通常運転時等」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、後述の「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	4.0×10^{15}
よう素 (I-131)	1.0×10^{11}

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 7.2 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 8.1.1 通常運転時等」に示す。

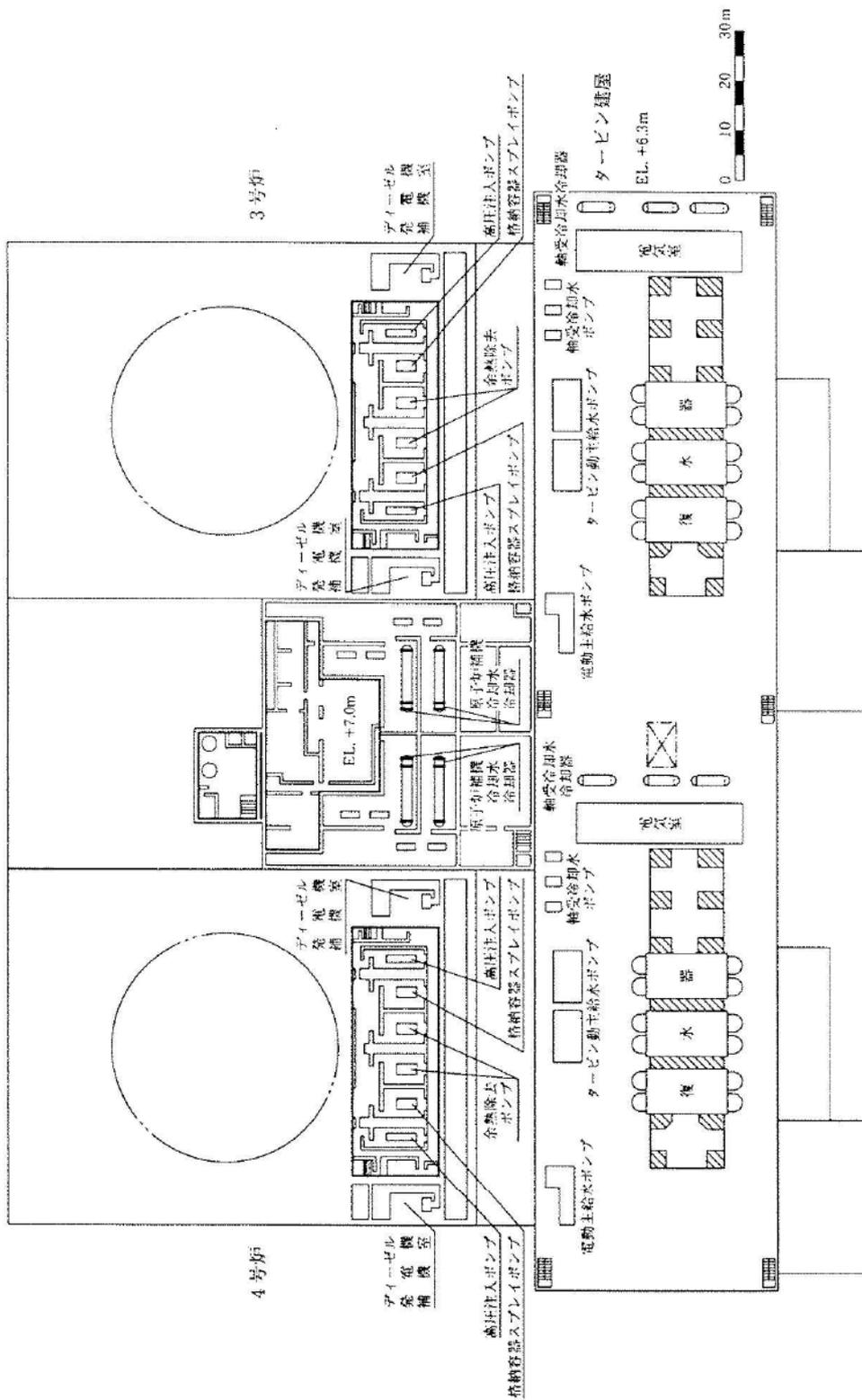
(2) 放出管理目標値

「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、後述の「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。

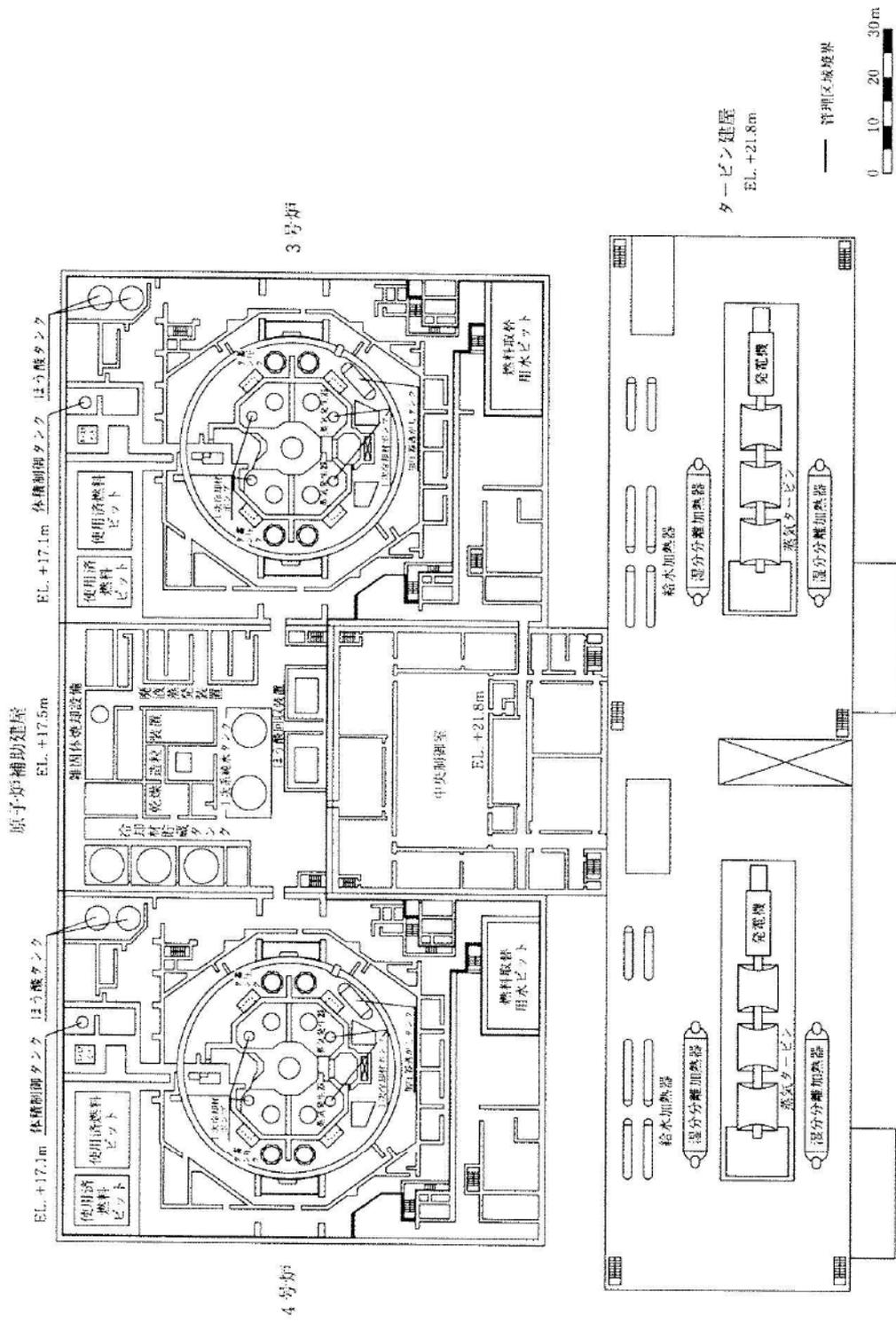
第2.7.2表 液体廃棄物中の放射性物質（トリチウムを除く）の
放出管理目標値（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算）

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 ¹¹

原子炉補助建屋
EL. +3.5m

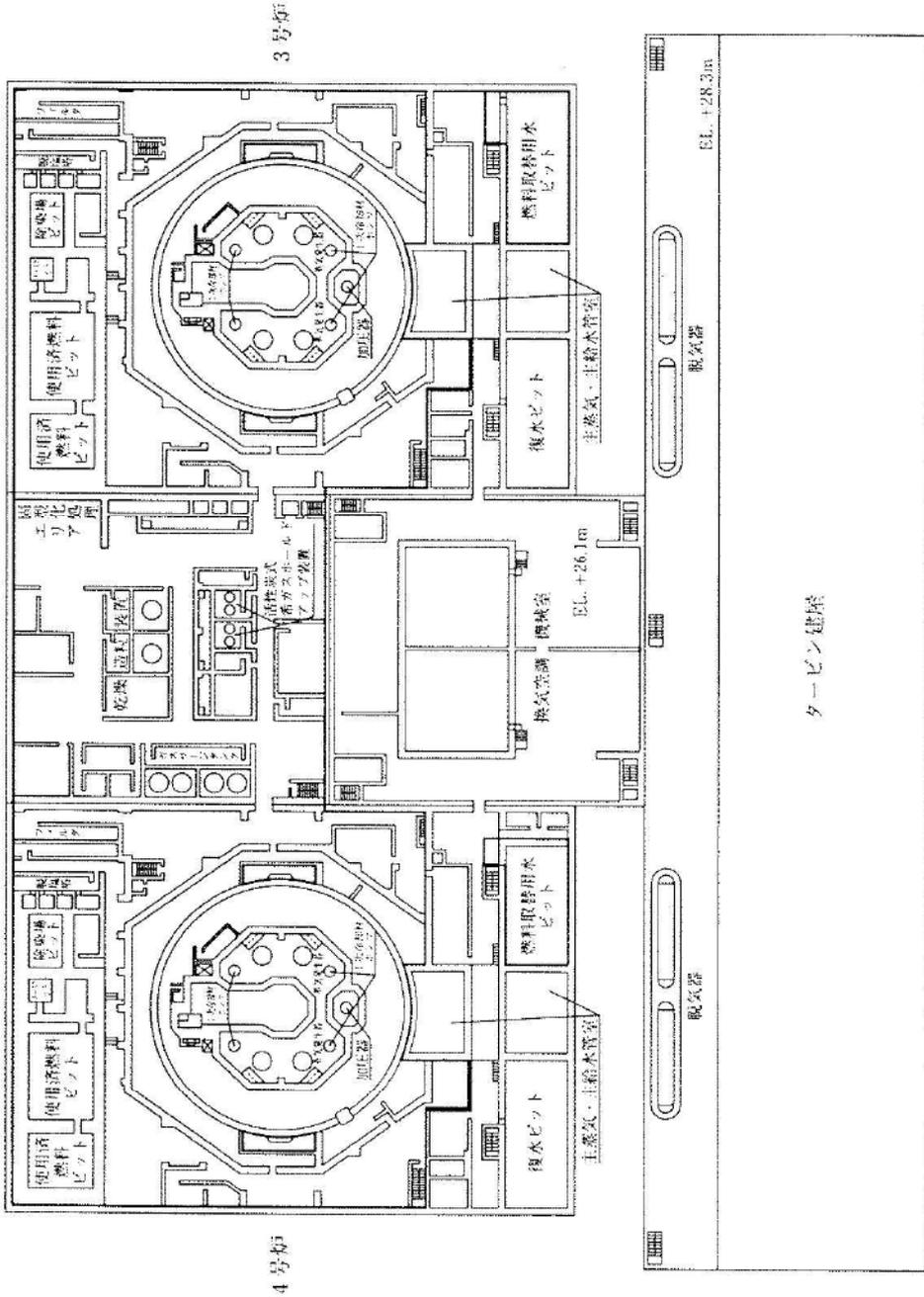


第2.1.2図 管理区域図 (地下1階)



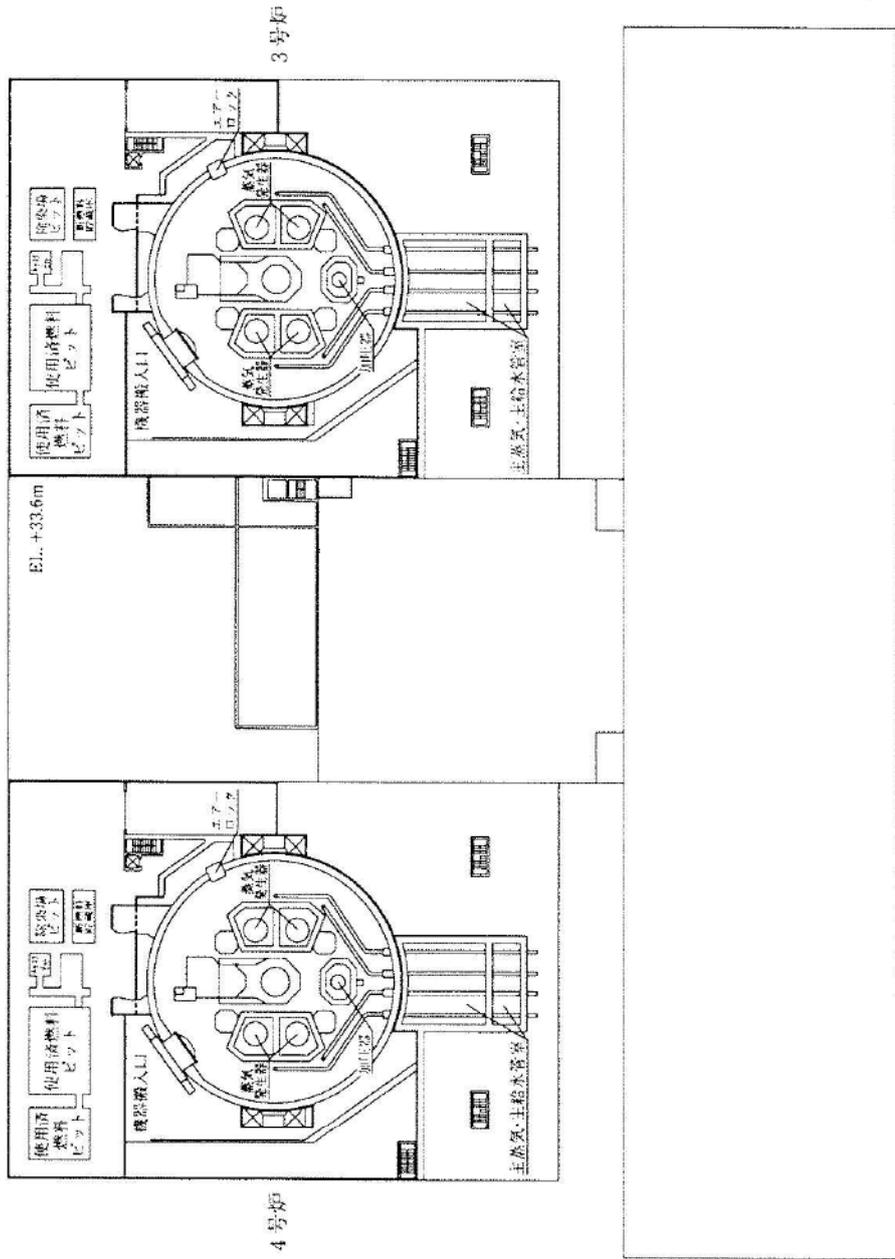
第 2.1.4 図 管理区域図 (2 階)

原子炉補助建屋

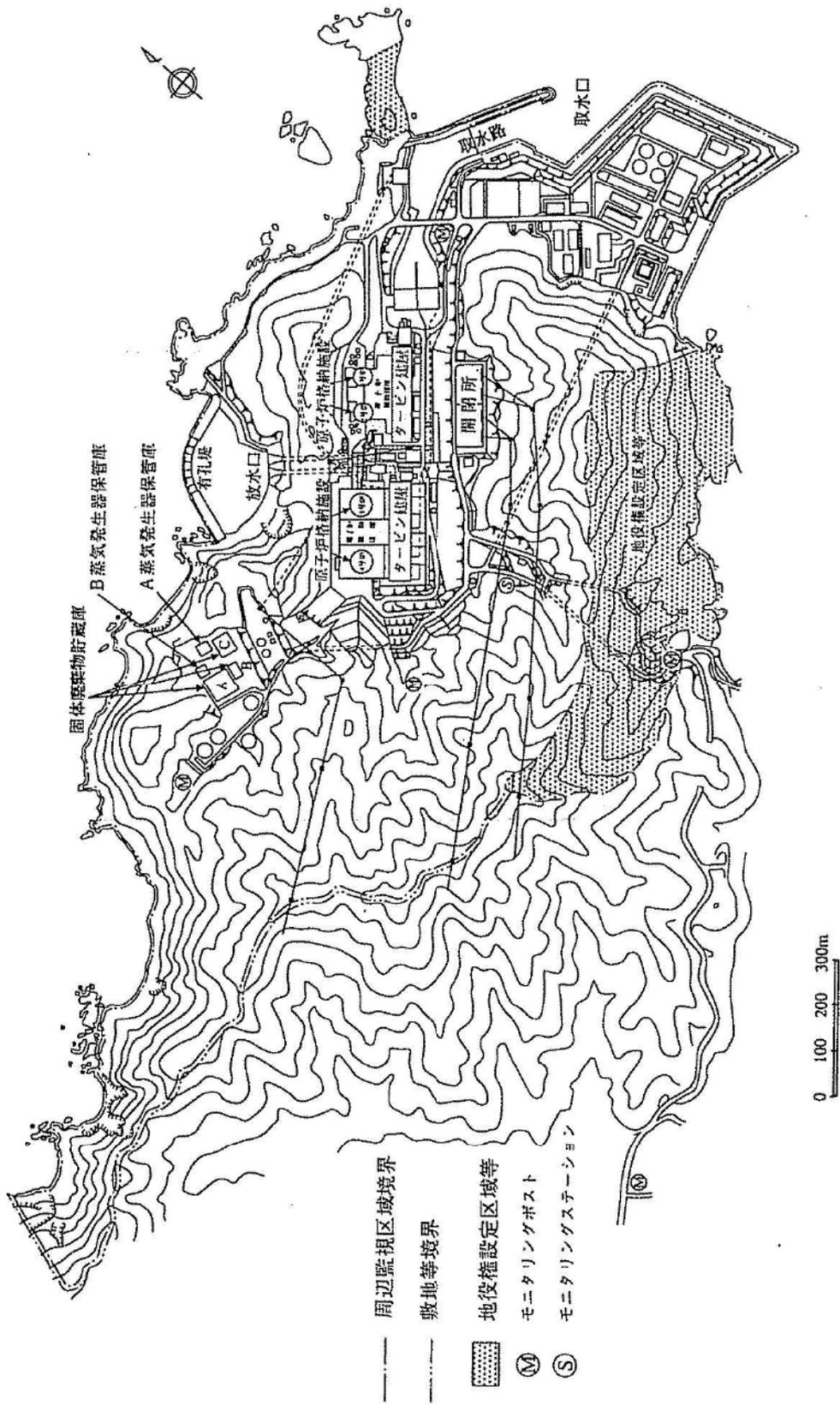


第2.1.5図 管理区域図(3階)

原子炉補助建屋



第2.1.6 図 管理区域図 (4階)



第 2.1.7 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	中央制御室で監視
			電離箱検出器	
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グループにおいて、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、必要に応じ増加する。

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た場合は、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、カバーガス（窒素）を主体とする冷却材貯蔵タンク等のベントガス及び体積制御タンクから連続脱ガスを行う場合の水素を主体とするパージガスがある。これらの気体廃棄物は、活性炭式希ガスホールドアップ装置で放射能の減衰を図った後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。

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、脱塩塔等で処理し、蒸留水等は原則として再使用するが、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9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及びウエス、金属、機材、使用済フィルタ等の雑固体廃棄物並びに脱塩塔使用済樹脂である。

濃縮廃液等は乾燥造粒後固化材（セメントガラス）ととも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若しくは焼却処理後ドラム詰め等を行うか、又は焼却処理後造粒し固化材（セメントガラス）とともにドラム詰め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、3号及び4号炉の原子炉補助建屋内の固型化処理エリアで固型化材（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保管するとともに、また一部は雑固体廃棄物として取り扱い焼却する。

また、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に貯蔵する。

発生したドラム詰め等固体廃棄物は、発電所内に所要の遮へい設計を行った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、発電所内に所要の遮へい設計を行った蒸気発生器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) 活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気

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。）、原子炉格納容器及び原子炉補助建屋内の冷却材ドレンは、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、冷却材貯蔵タンク等のカバーガス及び各機器のベントガスである窒素廃ガスは、ガス圧縮装置により加圧圧縮し、ガスサージタンクに貯留後、冷却材貯蔵タンクのカバーガスとして再使用するが、気体量が余剰となれば、活性炭式希ガスホールドアップ装置で放射能を減衰させた後、排気筒ガスマニタにより、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、原子炉低温停止時における1次冷却材中の脱ガス操作に伴う廃ガス及び体積制御タンクから連続脱ガスを行う場合、水素をキャリアとして体積制御タンクからパージされた廃ガスについても、活性炭式希ガスホールドアップ装置で放射能を減衰させた後、上記と同様の方法で排気筒から放出する。

活性炭式希ガスホールドアップ装置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、1次冷却材中で冷却材混床式脱塩塔等により除去され、更に活性炭式希ガスホールドアップ装置で低減されるので、その量は極めて少なく無現できる程度である。

活性炭式希ガスホールドアップ装置からの放出量の計算及び線量評価では、カバーガスの再使用は考慮しないものとする。

(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フィルタを内蔵した格納容器空気浄化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、微粒子フィルタを内蔵した格納容器排気フィルタユニットにより粒子を除去した後、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、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放射線管理室排気系統の微粒子フィルタ及びよう素フィルタを通した後、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、排気筒から放出する。

(3) 原子炉補助建屋の換気空気

原子炉補助建屋で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。

原子炉補助建屋の換気空気は、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等により排気中の粒子をろ過した後、排気筒ガスモニタで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、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、燃料取替え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、I-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う素の濃度

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う素である。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、体積制御タンクの連続脱ガスは行わないことを前提とする。

(1) 計算式

1次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度は次式を用いて計算する。

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

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

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

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

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⁻¹)

W_m : 1 次冷却材保有量 (g)

α_i : 核種 i の除去定数 (s⁻¹)

t : 年間原子炉運転時間 (s)

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (s⁻¹)

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 のストリッピング係数

W_B	: 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	(%)
σ_i	: 核種 i の熱中性子断面積	(cm ²)
ϕ	: 炉心平均熱中性子束	(n/cm ² ·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。

ν_i	: (Kr、Xe)	6.5×10^{-8}	(s ⁻¹)
	(I)	1.3×10^{-8}	(s ⁻¹)
W_m	: (1号炉)	2.48×10^8	(g)
	(2号炉)	2.50×10^8	(g)
	(3号及び4号各炉)	2.49×10^8	(g)
t	:	2.52×10^7	(s)
		(原子炉の年間稼働率 80%)	
W_p	: (1号及び2号各炉)	4.69×10^3	(g/s)
	(3号及び4号各炉)	7.50×10^3	(g/s)
DF_i	: (Kr、Xe)	1	
	(I)	10	
FS_i	: (体積制御タンクの連続脱ガス無)		
	(Kr-85m)	2.7×10^{-1}	
	(Kr-85)	2.3×10^{-5}	
	(Kr-87)	6.0×10^{-1}	
	(Kr-88)	4.3×10^{-1}	
	(Xe-131m)	1.0×10^{-2}	
	(Xe-133m)	3.7×10^{-2}	
	(Xe-133)	1.6×10^{-2}	
	(Xe-135m)	8.0×10^{-1}	
	(Xe-135)	1.8×10^{-1}	

	(Xe-138)	1.0	
	(I-131)	0.0	
	(I-133)	0.0	
W_B	(1号炉)	2.47×10^2	(g/s)
	(2号炉)	2.49×10^2	(g/s)
	(3号及び4号各炉)	2.43×10^2	(g/s)
σ_i	: (Xe-135 についてのみ考慮する)		
		2.65×10^{-18}	(cm^2)
ϕ	:	3.80×10^{13}	(n / ($\text{cm}^2 \cdot \text{s}$))
P	:	3,411	(MWt)
f	:	1	(%)
λ_i	: } 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」 ⁽¹⁾		
Y_i		: } による。	

(3) 計算結果

1次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度を第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	7.62×10^4	7.57×10^4	7.15×10^4
Kr-85	2.44×10^4	2.42×10^4	2.48×10^4
Kr-87	4.44×10^4	4.41×10^4	4.25×10^4
Kr-88	1.32×10^5	1.31×10^5	1.24×10^5
Xe-131m	5.50×10^4	5.46×10^4	5.22×10^4
Xe-133m	1.01×10^5	1.00×10^5	9.34×10^4
Xe-133	6.51×10^6	6.46×10^6	6.14×10^6
Xe-135m	4.02×10^3	3.99×10^3	3.96×10^3
Xe-135	1.29×10^5	1.28×10^5	1.19×10^5
Xe-138	2.16×10^4	2.14×10^4	2.12×10^4
I-131	8.42×10^4	8.41×10^4	5.49×10^4
I-133	1.42×10^5	1.42×10^5	1.04×10^5

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号炉及び4号炉について、次のように、ガス減衰タンク（1号炉及び2号炉）又は活性炭式希ガスホールドアップ装置（3号炉及び4号炉）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. ガス減衰タンク又は活性炭式希ガスホールドアップ装置から放出される希ガスの量

ガス減衰タンク又は活性炭式希ガスホールドアップ装置から放出される希ガスの量は次式を用いて計算する。

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

Q_{Gi} : ガス減衰タンク又は活性炭式希ガスホールドアップ装置から放出される核種 i の量 (Bq/y)

t_G : ガス減衰タンク又は活性炭式希ガスホールドアップ装置の保持時間 (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^{-1})

- 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。

$$Q_{CVi} = n \cdot \left[\frac{\beta_i}{\lambda_i + \gamma_i} \cdot \{1 - e^{-(\lambda_i + \gamma_i) \cdot t_f}\} + \frac{\beta_i}{\lambda_i} \cdot \{(1 - e^{-\lambda_i \cdot T}) \cdot e^{-(\lambda_i + \gamma_i) \cdot t_f}\} \right] \dots\dots\dots (9-3)$$

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

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

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^{-1})

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)
- L₁ : 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 (m³/s)
- V_{CV} : 原子炉格納容器自由体積 (m³)
- η_{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。

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

..... (9 - 4)

- 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 (m³/y)
- η_{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。

$$Q_{ABi} = A_{Wi} \cdot L_2 \cdot P_{2i} \cdot t \quad \text{..... (9 - 5)}$$

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

- L₂ : 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。

$$Q_{I-131} = (Q_{CVI-131} + Q_{CVDI-131} + Q_{ABI-131}) \times \frac{1}{4} \dots\dots\dots (9-6)$$

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)

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

$Q_{ABI-131}$: 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) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

t_G : (ガス減衰タンク) 2.59 × 10⁶ (s) (30d)

(活性炭式希ガスホールドアップ装置)

(Kr) 2.20 × 10⁵ (s) (61h)

(Xe) 3.89 × 10⁶ (s) (45d)

K : 1

W_e : (1号炉) 6.23 × 10⁹ (g/y)

(2号炉) 6.28 × 10⁹ (g/y)

(3号及び4号各炉) 6.13 × 10⁹ (g/y)

W_d : (1号及び2号各炉) 5.00 × 10⁸ (g/y)

(3号及び4号各炉) 5.00 × 10⁸ (g/y)

n_d : 4 (y⁻¹)

(9-3) 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⁻¹)

t_f : 5.76 × 10⁴ (s) (16h)

T : 2.52 × 10⁶ (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) 1.13 × 10 (m³/s)

	(340m ³ /min×2)
(3号及び4号各炉)	4.17(m ³ /s)
	(125m ³ /min×2)
V _{CV} : (1号及び2号各炉)	3.77×10 ⁴ (m ³)
(3号及び4号各炉)	7.29×10 ⁴ (m ³)
η _{ci} : (Kr、Xe) 0.0 (I) 0.9	
M : 0.7	

(9-4) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

V _p : 1.30×10 ⁵	(m ³ /y)
η _{Di} : (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

(9-5) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

L ₂ : 9.26×10 ⁻¹	(g/s)	(0.08t/d)
P _{2i} : (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	2.1×10^{10}	7.0×10^9	1.8×10^{12}	1.8×10^{12}
Kr-85	1.9×10^{14}	7.3×10^{11}	1.3×10^{11}	5.7×10^{11}	1.9×10^{14}
Kr-87	~0	3.4×10^9	1.2×10^9	1.1×10^{12}	1.1×10^{12}
Kr-88	~0	2.3×10^{10}	7.6×10^9	3.1×10^{12}	3.1×10^{12}
Xe-131m	7.4×10^{13}	7.8×10^{11}	1.7×10^{11}	1.3×10^{12}	7.7×10^{13}
Xe-133m	7.6×10^{10}	3.3×10^{11}	1.0×10^{11}	2.4×10^{12}	2.9×10^{12}
Xe-133	9.9×10^{14}	4.9×10^{13}	1.3×10^{13}	1.6×10^{14}	1.2×10^{15}
Xe-135m	~0	6.3×10^7	2.2×10^7	9.4×10^{10}	9.4×10^{10}
Xe-135	~0	7.1×10^{10}	2.4×10^{10}	3.0×10^{12}	3.1×10^{12}
Xe-138	~0	3.1×10^8	1.1×10^8	5.1×10^{11}	5.1×10^{11}
放出量合計	1.3×10^{15}	5.1×10^{13}	1.4×10^{13}	1.7×10^{14}	1.5×10^{15}
γ線 実効エネルギー (MeV/dis)	3.7×10^{-2}	4.6×10^{-2}	4.6×10^{-2}	9.4×10^{-2}	4.4×10^{-2}
β線 実効エネルギー (MeV/dis)	1.6×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.6×10^{-1}	1.6×10^{-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	5.2×10^8	2.2×10^{10}	9.9×10^9	8.0×10^9	4.0×10^{10}
I-133	8.3×10^8	5.9×10^9	1.7×10^{10}	—	2.4×10^{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	2.1×10^{10}	7.0×10^9	1.8×10^{12}	1.8×10^{12}
Kr-85	1.9×10^{14}	7.2×10^{11}	1.3×10^{11}	5.7×10^{11}	1.9×10^{14}
Kr-87	~0	3.4×10^9	1.2×10^9	1.1×10^{12}	1.1×10^{12}
Kr-88	~0	2.2×10^{10}	7.6×10^9	3.1×10^{12}	3.1×10^{12}
Xe-131m	7.4×10^{13}	7.8×10^{11}	1.7×10^{11}	1.3×10^{12}	7.7×10^{13}
Xe-133m	7.6×10^{10}	3.3×10^{11}	1.0×10^{11}	2.4×10^{12}	2.9×10^{12}
Xe-133	9.9×10^{14}	4.9×10^{13}	1.3×10^{13}	1.5×10^{14}	1.2×10^{15}
Xe-135m	~0	6.3×10^7	2.2×10^7	9.4×10^{10}	9.4×10^{10}
Xe-135	~0	7.0×10^{10}	2.4×10^{10}	3.0×10^{12}	3.1×10^{12}
Xe-138	~0	3.1×10^8	1.1×10^8	5.0×10^{11}	5.0×10^{11}
放出量合計	1.3×10^{15}	5.1×10^{13}	1.3×10^{13}	1.7×10^{14}	1.5×10^{15}
γ 線 実効エネルギー (MeV/dis)	3.7×10^{-2}	4.6×10^{-2}	4.6×10^{-2}	9.4×10^{-2}	4.4×10^{-2}
β 線 実効エネルギー (MeV/dis)	1.6×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.6×10^{-1}	1.6×10^{-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	5.2×10^8	2.2×10^{10}	9.9×10^9	8.0×10^9	4.0×10^{10}
I-133	8.3×10^8	5.9×10^9	1.7×10^{10}	—	2.4×10^{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	活性炭式希ガス ホールドアップ 装置からの排気	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	4.4×10^{10}	2.0×10^{10}	3.4×10^9	1.7×10^{12}	1.8×10^{12}
Kr-85	1.9×10^{14}	7.4×10^{11}	6.5×10^{10}	5.8×10^{11}	1.9×10^{14}
Kr-87	~0	3.3×10^9	5.8×10^8	1.0×10^{12}	1.0×10^{12}
Kr-88	2.7×10^8	2.1×10^{10}	3.7×10^9	2.9×10^{12}	2.9×10^{12}
Xe-131m	2.9×10^{13}	7.4×10^{11}	8.3×10^{10}	1.3×10^{12}	3.1×10^{13}
Xe-133m	6.8×10^8	3.1×10^{11}	4.8×10^{10}	2.2×10^{12}	2.6×10^{12}
Xe-133	1.3×10^{14}	4.6×10^{13}	6.3×10^{12}	1.5×10^{14}	3.3×10^{14}
Xe-135m	~0	6.2×10^7	1.1×10^7	9.3×10^{10}	9.3×10^{10}
Xe-135	~0	6.5×10^{10}	1.2×10^{10}	2.8×10^{12}	2.9×10^{12}
Xe-138	~0	3.0×10^8	5.4×10^7	5.0×10^{11}	5.0×10^{11}
放出量合計	3.5×10^{14}	4.8×10^{13}	6.5×10^{12}	1.6×10^{14}	5.6×10^{14}
γ線 実効エネルギー (MeV/dis)	2.0×10^{-2}	4.6×10^{-2}	4.6×10^{-2}	9.4×10^{-2}	4.3×10^{-2}
β線 実効エネルギー (MeV/dis)	2.0×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.6×10^{-1}	1.8×10^{-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	8.5×10^9	7.3×10^8	1.3×10^9	2.7×10^9	1.3×10^{10}
I-133	3.4×10^9	2.2×10^8	2.4×10^9	—	6.1×10^9

Ar-41 の放出量は $3.7 \times 10^{11} \text{Bq/y}$ 程度で十分小さく無視できる。

また、N-16（半減期 7.35 秒）⁽²⁾及び N-17（半減期 4.14 秒）⁽²⁾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、乾燥造粒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)

原子炉 核種		1 号炉	2 号炉	3 号炉	4 号炉	合 計
		希ガス	1.5×10^{15}	1.5×10^{15}	5.6×10^{14}	5.6×10^{14}
よう素	I-131	4.0×10^{10}	4.0×10^{10}	1.3×10^{10}	1.3×10^{10}	1.1×10^{11}
	I-133	2.4×10^{10}	2.4×10^{10}	6.1×10^9	6.1×10^9	5.9×10^{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放射性廃液の発生源としては、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) 補助建屋機器ドレン
- (4) 格納容器床ドレン及び補助建屋床ドレン
- (5) 薬品ドレン（強酸ドレンを除く）
- (6) 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、冷却材貯蔵タンクに貯留し、ほう酸回収装置脱塩塔でイオン状不純物を除去した後、ほう酸回収装置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）、ほう酸を濃縮処理する。蒸留水は、1次系補給水として原則として再使用し、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)、(4)及び(5)の廃液については、廃液貯蔵タンクに貯蔵し、廃液蒸発装置で濃縮処理する。蒸留水は、廃液蒸留水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。

(6)の廃液については、原則として洗たく排水処理設備で固形分を分離する。処理水は廃液蒸留水タンクに送り、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。

分離した固形分は固体廃棄物として処理する。

上記のほか、強酸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、基底負荷運転に対し、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は、先行炉の実績等から推定する。

放射性廃液の年間推定発生量を第 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及び補助建屋冷却材ドレンは、処理後、原則として再使用するが、評価上は 100%を液体廃棄物として放出するものとする。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 $5.4 \times 10^9 \text{Bq/y}$ 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、約 $6.6 \times 10^5 \text{Bq/g}$ 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。

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：m³/y）

種 別	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	約14,000	約14,000
(2)格納容器冷却材ドレン及び 補助建屋冷却材ドレン		
(3)補助建屋機器ドレン	約 2,800	約 2,800
(4)格納容器床ドレン及び 補助建屋床ドレン		
(5)薬品ドレン(強酸ドレンを除く)		
(6)洗 浄 排 水	約 3,000	約 3,000
合 計	約19,800	約19,800

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 $7.4 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ とする。

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、強酸ドレン、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は、乾燥造粒後固化材（セメントガラス）とともにドラム詰めを行う。

強酸ドレンは、濃縮廃液とともに乾燥造粒後固化材（セメントガラス）ととも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若しくは焼却処理後ドラム詰め等を行うか、又は焼却処理後造粒し固化材（セメントガラス）とともにドラム詰めを行う。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、3号及び4号炉の原子炉補助建屋内の固型化処理エリアで固型化材（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保管するとともに、また一部（脱塩塔の平均表面線量当量率が 2mSv/h 以下）は、雑固体廃棄物として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。

上記の他、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号炉の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保管して放射能の減衰を図る。

固体廃棄物貯蔵庫及び蒸気発生器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。

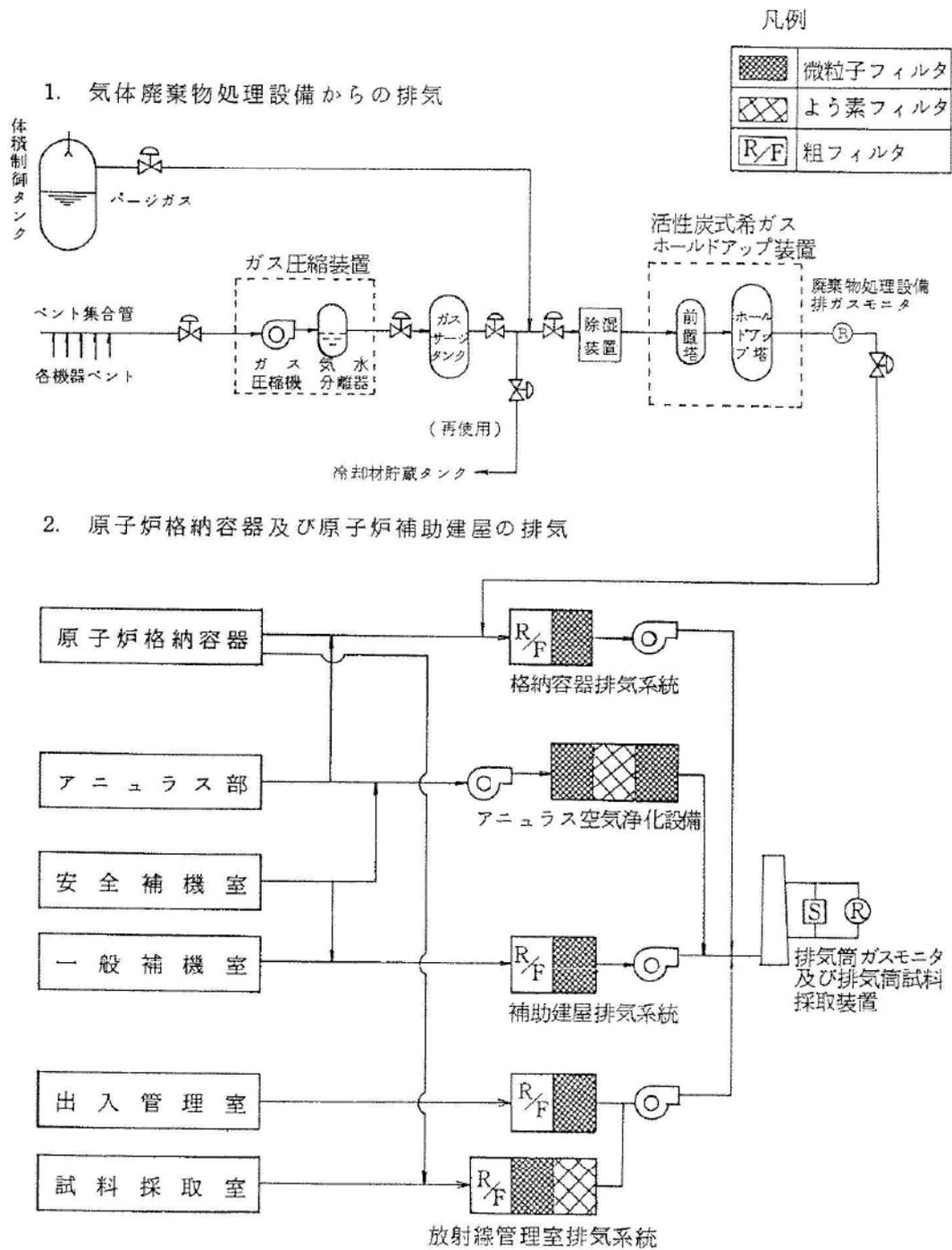
第 4.4.1 表 固体廃棄物の年間推定発生量

(1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)

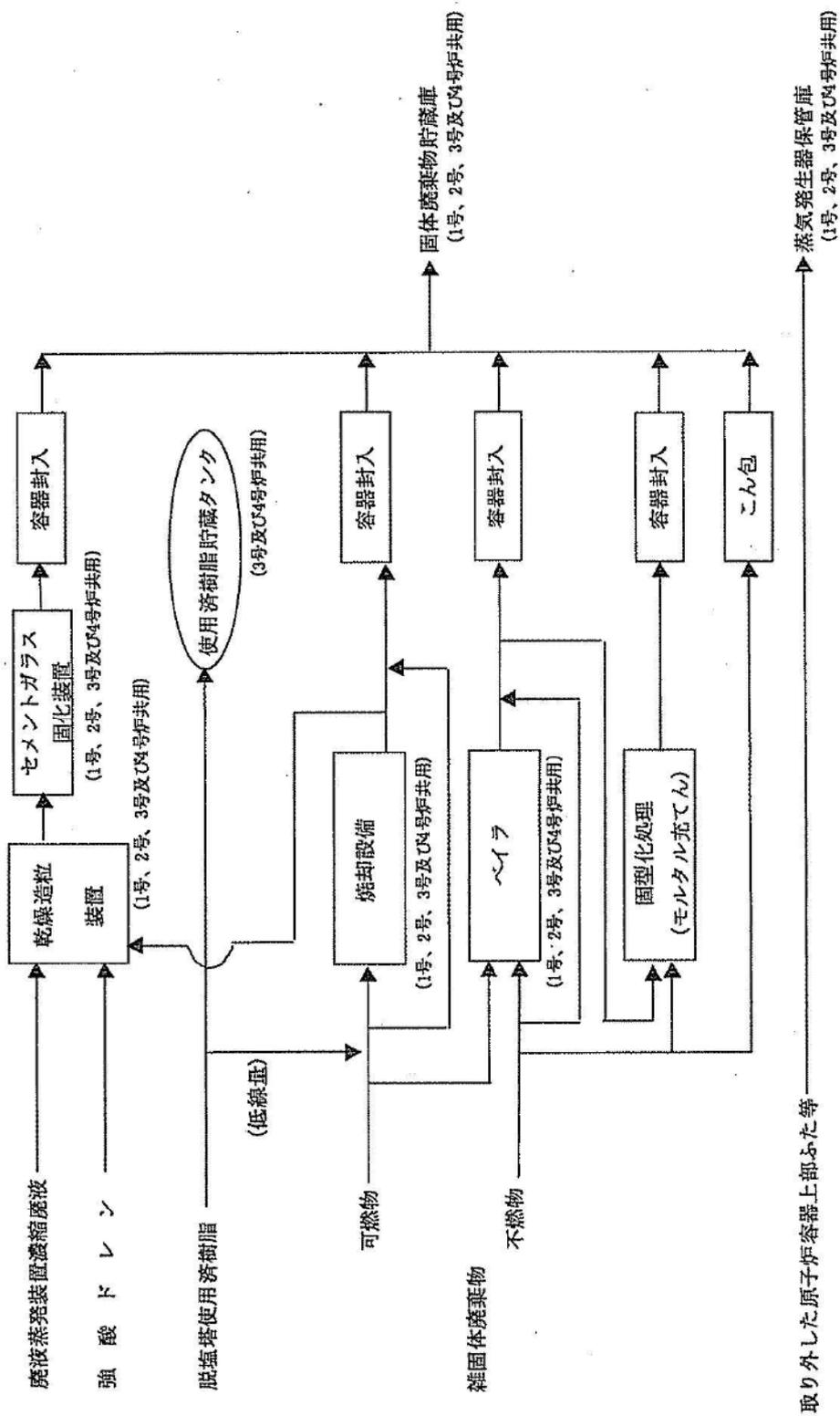
種 類	年間推定発生量
廃液蒸発装置の濃縮廃液固化物	200ℓ ドラム缶 約 450 本相当
廃樹脂処理装置の濃縮廃液固化物	200ℓ ドラム缶 約 1,200 本相当
雑 固 体 廃 棄 物	200ℓ ドラム缶 約 1,300 本相当
脱 塩 塔 使 用 済 樹 脂 ^(注1)	約 5m ³
使 用 済 制 御 棒 等	発生量不定 ^(注2)

(注1) 脱塩塔使用済樹脂は3号炉及び4号炉合算

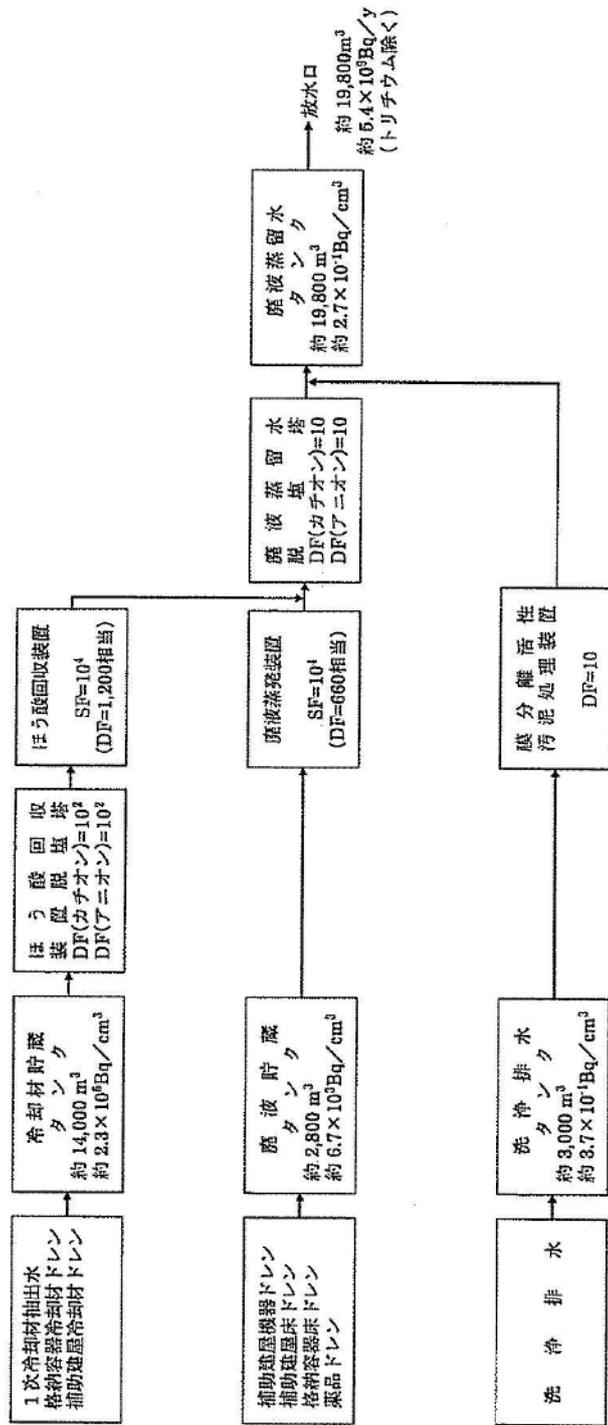
(注2) 放射化された機器等であり定常的に発生するものではない。



第 4.1.1 図 気体廃棄物処理系統図（換気系を含む）



第 4.1.3 図 固体廃棄物処理系統図



(注) DF：出口濃度に対する入口濃度の比
SF：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 γ 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 γ 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) a. ガス減衰タンクから放出される希ガス（1号炉及び2号炉）

b. 活性炭式希ガスホールドアップ装置から放出される希ガス（3号炉及び4号炉）

(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)a.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。

(1)b.、(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。

実効線量の計算は、将来の集落の形成を考慮し、3号原子炉を中心として16方位に分割したうちの集落側6方位の敷地等境界外について行

い、希ガスの γ 線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。

また、集落側7方位の周辺監視区域境界外についても、希ガスの γ 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、3号炉心から集落側方位の敷地等境界外及び周辺監視区域境界外で、希ガスの γ 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

γ 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。

$$D_{\gamma}(x,y,0) = K_1 \cdot E_{\gamma} \cdot \mu_{en} \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu \cdot r) \cdot \chi(x',y',z') dx' dy' dz' \quad \dots\dots\dots (9-7)$$

$$\chi(x',y',z') = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot \exp\left(-\lambda \frac{x'}{U}\right) \cdot \exp\left(-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z'-h)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z'+h)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \quad \dots\dots\dots (9-8)$$

$D_{\gamma}(x,y,0)$: 計算地点 $(x,y,0)$ における γ 線による空気
カーマ率 (μ 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_{γ} : γ 線の実効エネルギー (MeV/dis)

μ_{en} : 空気に対する γ 線の線エネルギー吸収係数 (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)

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

μ : 空気に対する γ 線の線減衰係数 (m^{-1})

$B(\mu \cdot r)$: 空気に対する γ 線の再生係数

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

α_B 、 β_B 、 γ_B は γ 線のエネルギー別に与えられる。

$\chi(x', y', z')$: 放射性雲中の点 (x', y', z') における放射性物質の濃度 (Bq/m³)

Q : 放出率 (Bq/s)

U : 放出源高さを代表する風速 (m/s)

λ : 放射性物質の物理的崩壊定数 (s⁻¹)

h : 放出源の有効高さ (m)

σ_y : 濃度分布の y 方向の拡がりのパラメータ (m)

σ_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 γ 線による実効線量は方位別に次式を用いて計算する。

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

H_γ : 希ガスの γ 線による方位別年間実効線量 (μSv/y)

$H_{\gamma \text{ in}}$: 間欠放出分 (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 γ 線による方位別年間実効線量 (μSv/y)

$H_{\gamma \text{ cont}}$: 連続放出分 (活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気、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 γ 線による方位別年間実効線量 (μSv/y)

a. ガス減衰タンクから放出される希ガス及び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 γ 線による実効線量は次式を用いて計算する。

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

..... (9-10)

$$H_{\gamma \text{ in},L,S} = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{\text{in}} \cdot E_{\gamma \text{ in}} \cdot n_T}{3,600 \times 0.5 \times N \cdot f_{L,T}} \cdot \overline{D}_{\gamma,L,S} \cdot \frac{N_{L,S}}{N_t} \cdot \overline{S}_{L,S} \quad \text{..... (9-11)}$$

$$H_{\gamma \text{ in},L-1,S} = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{\text{in}} \cdot E_{\gamma \text{ in}} \cdot n_T}{3,600 \times 0.5 \times N \cdot f_{L,T}} \cdot \overline{D}_{\gamma,L-1,S} \cdot \frac{N_{L-1,S}}{N_t} \cdot \overline{S}_{L-1,S} \quad \text{..... (9-12)}$$

$$H_{\gamma \text{ in},L+1,S} = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{\text{in}} \cdot E_{\gamma \text{ in}} \cdot n_T}{3,600 \times 0.5 \times N \cdot f_{L,T}} \cdot \overline{D}_{\gamma,L+1,S} \cdot \frac{N_{L+1,S}}{N_t} \cdot \overline{S}_{L+1,S} \quad \text{..... (9-13)}$$

$H_{\gamma \text{ in},L,S}$: 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 γ 線による年間実効線量 ($\mu \text{ Sv/y}$)

$H_{\gamma \text{ in},L-1,S}$ 、 $H_{\gamma \text{ in},L+1,S}$: 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 γ 線による年間実効線量 ($\mu \text{ Sv/y}$)

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 ($\mu \text{ Sv} / \mu \text{ Gy}$)

f_h : 家屋による遮へい係数

f_0 : 居住係数

$\overline{D}_{\gamma,L,S}$: 放出率 1 Bq/s 、 γ 線エネルギー 0.5 MeV/dis 、風速 1 m/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 γ 線による空気カーマ率の方位内平均値 ($\mu \text{ Gy/h}$)

$\overline{D}_{\gamma,L-1,S}$ 、 $\overline{D}_{\gamma,L+1,S}$: それぞれ、放出率 1 Bq/s 、 γ 線エネルギー 0.5 MeV/dis 、風速 1 m/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 γ 線による空気カーマ率の方位内平均値 $(\mu \text{ Gy/h})$

$\bar{D}_{\gamma,L,S}$ 、 $\bar{D}_{\gamma,L-1,S}$ 及び $\bar{D}_{\gamma,L+1,S}$ は (9-7) 式を基本式として求める。

Q_{in} : 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 γ 線実効エネルギー (MeV/dis)

N : 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回数 (y^{-1})

n_T : 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^{-1})

f_{LT} : 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^{-1})

N_t : 総観測回数 (y^{-1})

$N_{L,S}$: 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^{-1})

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

$\bar{S}_{L,S}$: 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. 活性炭式希ガスホールドアップ装置の排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

活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気、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。

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

..... (9-14)

$$H_{\gamma \text{ cont},L,S} = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{\text{cont}} \cdot E_{\gamma \text{ cont}}}{3,600 \times 0.5} \cdot \overline{D}_{\gamma,L,S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{L,S}$$

..... (9-15)

$$H_{\gamma \text{ cont},L-1,S} = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{\text{cont}} \cdot E_{\gamma \text{ cont}}}{3,600 \times 0.5} \cdot \overline{D}_{\gamma,L-1,S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{L-1,S}$$

..... (9-16)

$$H_{\gamma \text{ cont},L+1,S} = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{\text{cont}} \cdot E_{\gamma \text{ cont}}}{3,600 \times 0.5} \cdot \overline{D}_{\gamma,L+1,S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{L+1,S}$$

..... (9-17)

$H_{\gamma \text{ cont},L,S}$: 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 γ 線による年間実効線量 ($\mu \text{ Sv/y}$)

$H_{\gamma \text{ cont},L-1,S}$ 、 $H_{\gamma \text{ cont},L+1,S}$: 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 γ 線による年間実効線量 ($\mu \text{ Sv/y}$)

Q_{cont} : 活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気、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)

$E_{\gamma \text{ cont}}$: 活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気、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 γ 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

(9-7) 式、(9-8) 式の計算に用いたパラメータは次のとおり
である。

$$K_1 : 4.46 \times 10^{-4} \quad \left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}} \right)$$

$$\mu_{\text{en}} : 3.84 \times 10^{-3} \quad (\text{m}^{-1})$$

$$\mu : 1.05 \times 10^{-2} \quad (\text{m}^{-1})$$

$$\alpha_B : 1.000$$

$$\beta_B : 0.4492$$

$$\gamma_B : 0.0038$$

$$\lambda : 0 \text{ (考慮しない)}$$

h : 第 5.1.1 表に示すとおりである。

(9-11)、(9-12) 及び (9-13) 式に用いたパラメータは
次のとおりである。

$$K_2 : 0.8 \quad (\mu \text{ Sv} / \mu \text{ Gy})$$

$$f_h : 1$$

$$f_0 : 1$$

Q_{in} : ガス減衰タンク排気

$$\text{(1号及び2号各炉)} \quad 1.3 \times 10^{15} \quad (\text{Bq/y})$$

原子炉停止時の原子炉格納容器換気

$$\text{(1号及び2号各炉)} \quad 5.1 \times 10^{13} \quad (\text{Bq/y})$$

$$\text{(3号及び4号各炉)} \quad 4.8 \times 10^{13} \quad (\text{Bq/y})$$

$E_{\gamma \text{ in}}$: ガス減衰タンク排気

$$\text{(1号及び2号各炉)} \quad 3.7 \times 10^{-2} \quad (\text{MeV/dis})$$

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)

4.6×10^{-2} (MeV/dis)

N : ガス減衰タンク排気

(1号及び2号各炉) 25

(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(1)及び第5.1.3表(2)に示すとおりである。

N_t : 8,760

$N_{L,S}$ 、 $N_{L-1,S}$ 、 $N_{L+1,S}$: 第5.1.3表(1)及び第5.1.3表(2)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(1)及び第5.1.4表(2)に示すとおりである。

(9-15)、(9-16)及び(9-17)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

Q_{cont} : 活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気

(3号及び4号各炉) 3.5×10^{14} (Bq/y)

原子炉格納容器減圧時の排気

(1号及び2号各炉) 1.4×10^{13} (Bq/y)

(3号及び4号各炉) 6.5×10^{12} (Bq/y)

原子炉補助建屋の換気

(1号及び2号各炉) 1.7×10^{14} (Bq/y)

(3号及び4号各炉) 1.6×10^{14} (Bq/y)

$E_{\gamma, cont}$: 活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気

(3号及び4号各炉) 2.0×10^{-2} (MeV/dis)

原子炉格納容器減圧時の排気

(1号、2号、3号及び4号各炉)

4.6×10^{-2} (MeV/dis)

原子炉補助建屋の換気

(1号及び2号各炉) 9.4×10^{-2} (MeV/dis)

(3号及び4号各炉) 9.4×10^{-2} (MeV/dis)

$S_{L,S}$ 、 $S_{L-1,S}$ 、 $S_{L+1,S}$: 第 5.1.4 表(1)及び第 5.1.4 表(2)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、集落側 6 方位の敷地等境界外について 1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算の希ガスの γ 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、集落側 6 方位の敷地等境界外で希ガスの γ 線による実効線量が最大となるのは 3 号炉心から南南東方向約 760m 地点であり、その実効線量は年間約 $5.2 \mu \text{Sv}$ である。

集落側 7 方位の周辺監視区域境界外及び参考として上記方位以外の海側又は集落に面していない周辺監視区域境界について、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算の希ガスの γ 線による実効線量の計算を行った結果は第 5.1.6 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、集落側 7 方位の周辺監視区域境界外で希ガスの γ 線による実効線量が最大となるのは 3 号炉心から東南東方向約 530m 地点であり、その実効線量は年間約 $8.8 \mu \text{Sv}$ である。

第 5.1.5 表 敷地等境界外における希ガスの γ 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： $\mu\text{Sv}/\text{y}$ ）

評価地点 の方位	3号炉心から 敷地等境界 までの距離(m)	実効線量
SE	740	4.6
SSE	760	5.2
S	820	4.7
SSW	740	3.3
SW	830	2.0
WSW	890	1.3

第 5.1.6 表 周辺監視区域境界外における希ガスの γ 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： $\mu\text{Sv}/\text{y}$ ）

	評価地点 の方位	3号炉心から 周辺監視区域境界 までの距離(m)	実効線量
集 落 側 評 価 地 点	ESE	530	8.8
	SE	510	8.6
	SSE	520	8.3
	S	580	7.3
	SSW	690	4.1
	SW	830	2.0
	WSW	890	1.3
参 考 地 点	W	750	2.2
	WNW	390	7.3
	NW	330	9.4
	NNW	370	1.3×10^1
	N	400	2.1×10^1
	NNE	500	1.4×10^1
	NE	570	9.6
	ENE	820	4.4
	E	890	2.9

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。

$$H_w = 365 \cdot \sum_i K_{wi} \cdot A_{wi} \dots\dots\dots (9-18)$$

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

- | | | |
|-------------|---|---|
| H_w | : 海産物を摂取した場合の実効線量 | ($\mu\text{Sv}/\text{y}$) |
| 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 | ($\mu\text{Sv}/\text{Bq}$) |
| 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^3) |
| $(CF)_{ik}$ | : 核種 i の海産物 k に対する濃縮係数 | $\left(\frac{\text{Bq}/\text{g}}{\text{Bq}/\text{cm}^3}\right)$ |
| 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、無せきつい動物に対して) | |

$$f_{ki} = \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_k\right)$$

(海藻類に対して)

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

T_{ri} : 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

(9-18) 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 5.1.7 表に示すとおりである。

C_{wi} : 第 5.1.8 表に示すとおりである。

$(CF)_{ik}$: 第 5.1.9 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_{ri} : ICRP Publication 72⁽¹⁾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 $1.5 \mu \text{Sv}$ であり、また、3 号炉及び 4 号炉で年間約 $1.3 \mu \text{Sv}$ 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 γ 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 $1.5 \mu \text{Sv}$ 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、呼吸及び葉菜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 γ 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、3号原子炉を中心として16方位に分割したうちの集落側6方位の敷地等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、3号原子炉を中心として16方位に分割したうちの集落側6方位の敷地等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。

気象条件等は、希ガスの γ 線による実効線量の場合と同一とする。

実効線量を考慮するに当たっては、食物連鎖として葉菜摂取以外に牛乳摂取が考えられるが、この牛乳摂取については発電所周辺に乳牛が飼育されておらず、また、乳牛用の牧草地がないので、評価の対象外とした。

(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。

$$\chi_I = \chi_{I \text{ in}} + \chi_{I \text{ cont}} \dots\dots\dots (9-19)$$

χ_I : 気体廃棄物中のよう素の年平均地上空気中濃度
(Bq/cm³)

$\chi_{I \text{ in}}$: 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/cm³)

$\chi_{I \text{ cont}}$: 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/cm³)

(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。

$$\chi_{I \text{ in}} = \sum_{S=A}^F (\chi_{I \text{ in},L,S} + \chi_{I \text{ in},L-1,S} + \chi_{I \text{ in},L+1,S}) \dots\dots\dots (9-20)$$

$$\chi_{I \text{ in},L,S} = \frac{Q_{I \text{ in}} \cdot n_T}{8,760 \times N \cdot f_{L,T}} \cdot \bar{\chi}_{L,S} \cdot \frac{N_{L,S}}{N_t} \cdot \bar{S}_{L,S}$$

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

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

$\chi_{I \text{ in},L,S}$: 風が着目方向(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/cm³)

$\chi_{I \text{ in},L-1,S}$ 、 $\chi_{I \text{ in},L+1,S}$: 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/cm³)

Q_{lin} : 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 1 Bq/h、風速 1 m/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气中濃度の方位内平均値 (Bq/cm³)

$\bar{\chi}_{L-1,S}$ 、 $\bar{\chi}_{L+1,S}$: それぞれ、放出率 1 Bq/h、風速 1 m/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气中濃度の方位内平均値 (Bq/cm³)

$\bar{\chi}_{L,S}$ 、 $\bar{\chi}_{L-1,S}$ 及び $\bar{\chi}_{L+1,S}$ は (9-8) 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气中濃度は次式を用いて計算する。

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

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

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

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

$\chi_{I cont,L,S}$: 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气中濃度 (Bq/cm³)

$\chi_{Icont,L-1,S}$ 、 $\chi_{Icont,L+1,S}$ ：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/cm³)

Q_{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

(9-20) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

Q_{Iin} ：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) 5.2×10^8 (Bq/y)

(3号及び4号各炉) 8.5×10^9 (Bq/y)

I-133

(1号及び2号各炉) 8.3×10^8 (Bq/y)

(3号及び4号各炉) 3.4×10^9 (Bq/y)

(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_{Icont} ：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) 2.2×10^{10} (Bq/y)

(3号及び4号各炉) 7.3×10^8 (Bq/y)

I-133

(1号及び2号各炉) 5.9×10^9 (Bq/y)

(3号及び4号各炉) 2.2×10^8 (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) 9.9×10^9 (Bq/y)

(3号及び4号各炉) 1.3×10^9 (Bq/y)

I-133

(1号及び2号各炉) 1.7×10^{10} (Bq/y)

(3号及び4号各炉) 2.4×10^9 (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) 8.0×10^9 (Bq/y)

(3号及び4号各炉) 2.7×10^9 (Bq/y)

c. 計算結果

集落側6方位の敷地等境界外であって、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、3号炉心から南南東方向約760m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 1.9×10^{-9} Bq/cm³及び約 1.1×10^{-9} Bq/cm³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。

$$H_{th} = H_I + H_V \dots\dots\dots (9-22)$$

$$H_I = 365 \cdot \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \dots\dots\dots (9-23)$$

$$H_V = 365 \cdot \sum_i K_{Vi} \cdot A_{Vi} \dots\dots\dots (9-24)$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \bar{\chi}_{Ii}$$

$$A_{Vi} = M_v \cdot f_{vm} \cdot f_{vt} \cdot f_d \cdot F_{Vi} \cdot \bar{\chi}_{Vi} \cdot \exp\left(-\frac{0.693}{T_{Ii}} t_v\right)$$

H_{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)

K_{Ii} : 核種iの吸入摂取による実効線量係数 (μ Sv/Bq)

A_{Ii} : 核種iの呼吸による摂取率 (Bq/d)

K_{Vi} : 核種iの経口摂取による実効線量係数 (μ Sv/Bq)

A_{Vi} : 核種iの葉菜摂取による摂取率 (Bq/d)

M_a	: 呼吸率	(cm^3/d)
$\bar{\chi}_{\text{Ii}}$: 核種 i の計算地点における年平均地上空気中濃度	(Bq/cm^3)
M_V	: 葉菜の摂取率	(g/d)
f_{V_m}	: 葉菜の市場希釈係数	
f_{V_t}	: 葉菜の栽培期間の年間比	
f_d	: 葉菜の除染係数	
F_{V_i}	: 核種 i が空気中から葉菜に移行する割合	$\left(\frac{\text{Bq}/\text{g}}{\text{Bq}/\text{cm}^3} \right)$
$\bar{\chi}_{\text{Vi}}$: 核種 i の計算地点における年平均地上空気中濃度	(Bq/cm^3)
T_{r_i}	: 核種 i の物理的半減期	(d)
t_v	: 葉菜の採取から摂取までの時間	(d)

(4) 計算条件

(9-23) 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	1.5×10^{-2}	$(\mu \text{ Sv}/\text{Bq})$
	I-133	2.9×10^{-3}	$(\mu \text{ Sv}/\text{Bq})$
	幼児 I-131	6.9×10^{-2}	$(\mu \text{ Sv}/\text{Bq})$
	I-133	1.6×10^{-2}	$(\mu \text{ Sv}/\text{Bq})$
	乳児 I-131	1.3×10^{-1}	$(\mu \text{ Sv}/\text{Bq})$
	I-133	3.5×10^{-2}	$(\mu \text{ Sv}/\text{Bq})$
M_a	: 成人	2.22×10^7	(cm^3/d)
	幼児	8.72×10^6	(cm^3/d)
	乳児	2.86×10^6	(cm^3/d)
$\bar{\chi}_{\text{Ii}}$: (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)		
	I-131	1.9×10^{-9}	(Bq/cm^3)
	I-133	1.1×10^{-9}	(Bq/cm^3)

(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_{Ti}	: 成人 I-131	1.6×10^{-2}	$(\mu \text{ Sv}/\text{Bq})$
	I-133	3.1×10^{-3}	$(\mu \text{ Sv}/\text{Bq})$

幼児 I-131	7.5×10^{-2}	(μ Sv/Bq)
I-133	1.7×10^{-2}	(μ Sv/Bq)
乳児 I-131	1.4×10^{-1}	(μ Sv/Bq)
I-133	3.8×10^{-2}	(μ 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	2.6×10^6	($\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3}$)
: I-133	4.3×10^5	($\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3}$)
$\bar{\chi}_{vi}$: (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)		
I-131	1.9×10^{-9}	(Bq/cm ³)
I-133	1.1×10^{-9}	(Bq/cm ³)
t_V : 0		(d)
T_{ri} : 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」 ⁽²⁾ による。		

(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5.1.10表に示す。

第 5.1.10 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	2.3×10^{-1}	4.1×10^{-1}	2.5×10^{-1}
	I-133	2.4×10^{-2}	5.2×10^{-2}	3.8×10^{-2}
葉菜摂取	I-131	7.0×10^{-1}	1.7	1.3
	I-133	1.3×10^{-2}	3.4×10^{-2}	3.1×10^{-2}
合計		9.6×10^{-1}	2.2	1.6

これによれば、気体廃棄物中の放射性よう素の呼吸及び葉菜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 2.2 μSv 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

$$H_{WT} = K_3 \cdot \sum_i \frac{A_{wi}}{A_s} \cdot q_s \cdot (SEE)_i \cdot f_{si} \dots\dots\dots (9-25)$$

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

$$A_S = C_{WS} \cdot \sum_k \{(CF)_{ik} \cdot W_k\}$$

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 ($\frac{dis \cdot g \cdot \mu Sv}{MeV \cdot Bq \cdot y}$)

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)

qs : 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 ($\frac{MeV}{g \cdot dis}$)

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^3)

b. 海藻類を摂取しない場合

$$H_F = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Fi} \dots\dots\dots (9-26)$$

$$A_{Fi} = C_{Wi} \cdot \sum_k \{(CF)_{ik} \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ki}\}$$

H_F : 海産物（海藻類を除く）を摂取した場合の実効線量 ($\mu Sv/y$)

A_{Fi} : 核種 i の海産物（海藻類を除く）摂取による摂取率 (Bq/d)

(3) 計算条件

(9-25) 式及び (9-26) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_3 : 2.52×10^2 ($\frac{dis \cdot g \cdot \mu Sv}{MeV \cdot Bq \cdot y}$)

qs : 成人 1.2×10^{-2} (g)

幼児 成人の値の $1/5.8$ (g)

乳児 成人の値の $1/16$ (g)

(SEE) _I : 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 _k : 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 _{ws} :		5 × 10 ⁻⁸	(g/cm ³)

(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5.1.11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
(1号炉及び2号炉合算)

(単位： $\mu\text{Sv}/\text{y}$)

	成人	幼児	乳児
海藻類を摂取する場合	5.6×10^{-2}	1.7×10^{-1}	2.1×10^{-1}
海藻類を摂取しない場合	5.5×10^{-2}	1.3×10^{-1}	9.5×10^{-2}

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 $0.21 \mu\text{Sv}$ 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5.1.12表のとおりである。

第5.1.12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： $\mu\text{Sv}/\text{y}$)

	成人	幼児	乳児
海藻類を摂取する場合	4.9×10^{-2}	1.5×10^{-1}	1.9×10^{-1}
海藻類を摂取しない場合	4.8×10^{-2}	1.2×10^{-1}	8.4×10^{-2}

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 $0.19 \mu\text{Sv}$ 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

$$H_T = K_3 \cdot \sum_i \frac{A_i}{A_s} \cdot q_s \cdot (SEE)_i \cdot f_{Si} \dots\dots\dots (9-27)$$

$$A_i = 0.90 \cdot A_{Hi} + A_{Vi} + A_{Wi}$$

H_T : 呼吸、葉菜摂取及び海産物摂取による実効線量
(μ Sv/y)

A_i : 核種 i の呼吸、葉菜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

$$H_{TF} = 365 \cdot \sum_i \{K_{Hi} \cdot A_{Hi} + K_{Ti} (A_{Vi} + A_{Fi})\} \dots\dots\dots (9-28)$$

H_{TF} : 呼吸、葉菜摂取及び海産物（海藻類を除く）摂取による実効線量
(μ Sv/y)

(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「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5.1.13表のとおりである。

第5.1.13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： $\mu\text{Sv}/\text{y}$)

	成人	幼児	乳児
海藻類を摂取する場合	1.2×10^{-1}	3.4×10^{-1}	4.2×10^{-1}
海藻類を摂取しない場合	1.1	2.3	1.7

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 $2.3 \mu\text{Sv}$ である。

5.2 線量評価結果

敷地等境界外における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 γ 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 $5.2\mu\text{Sv}$ 、年間約 $1.5\mu\text{Sv}$ 及び年間約 $2.3\mu\text{Sv}$ となり、合計は年間約 $9.0\mu\text{Sv}$ 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 (3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		
	周辺監視 区域外	敷地等 境界外	周辺監視 区域外	敷地等 境界外	周辺監視 区域外	敷地等 境界外	周辺監視 区域外	敷地等 境界外	
集落側 評価地点等	ESE	40[SSE]	/	40[SSE]	/	40[ESE]	/	40[ESE]	/
	SE	40[SSE]	65[SSE]	40[SSE]	65[SSE]	40[SE]	65[SE]	40[ESE]	55[SE]
	SSE	45[S]	55[S]	40[SSE]	45[S]	50[SSE]	65[SSE]	35[SE]	50[SSE]
	S	45[S]	55[S]	35[S]	45[S]	85[S]	95[S]	40[SSE]	50[SSE]
	SSW	50[SSW]	60[SSW]	50[SSW]	60[SSW]	90[SSW]	90[SSW]	50[S]	55[SSW]
	SW	50[SW]	50[SW]	40[SW]	40[SW]	95[SW]	95[SW]	55[SSW]	55[SSW]
	WSW	50[SW]	50[SW]	40[SW]	40[SW]	160[WSW]	160[WSW]	115[WSW]	115[WSW]
参考地点	W	40[W]	/	35[W]	/	40[W]	/	35[WNW]	/
	WNW	40[W]	/	35[W]	/	40[WNW]	/	35[NW]	/
	NW	40[W]	/	35[W]	/	40[NW]	/	35[NNW]	/
	NNW	40[WNW]	/	35[WNW]	/	40[NNW]	/	35[NNW]	/
	N	40[NW]	/	35[NW]	/	40[N]	/	35[N]	/
	NNE	40[NNW]	/	35[N]	/	40[NNE]	/	35[NNE]	/
	NE	40[NNE]	/	35[NNE]	/	40[NE]	/	35[NE]	/
	ENE	40[ENE]	/	35[ENE]	/	40[ENE]	/	35[NE]	/
	E	40[E]	/	35[E]	/	40[E]	/	35[ENE]	/

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⁻¹)

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_T		
	ガス減衰タンク 排 気	原子炉停止時の 原子炉格納容器換気	
	(1号及び 2号各炉)	(1号及び 2号各炉)	(3号及び 4号各炉)
N	6	2	2
NNE	4	2	2
NE	4	2	2
ENE	3	1	2
E	3	1	2
ESE	4	2	2
SE	8	3	3
SSE	9	4	4
S	8	3	3
SSW	5	2	2
SW	2	1	1
WSW	1	1	1
W	3	1	1
WNW	8	3	3
NW	11	4	4
NNW	10	4	4

第 5.1.3 表(1) 線量計算に用いた気象条件(1) (1号炉及び2号炉)

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 _{LT} (注1)	A	B	C	D	E	F (注2)	
N	3.0	19.1	1	14	17	157	28	44	
NNE	4.1	13.6	0	29	34	237	16	47	
NE	6.5	12.0	4	57	41	370	28	71	
ENE	1.4	8.9	1	14	3	81	2	26	
E	1.0	9.1	0	9	4	59	1	13	
ESE	6.7	15.2	2	64	35	471	7	13	
SE	7.5	27.1	12	64	35	520	14	8	
SSE	12.9	30.3	36	110	72	881	17	16	
S	9.9	27.8	37	159	80	560	9	19	
SSW	5.0	17.2	18	148	50	196	9	16	
SW	2.3	8.0	11	81	11	88	4	7	
WSW	0.7	4.0	12	8	2	31	0	4	
W	1.0	8.6	19	26	2	33	0	8	
WNV	6.9	26.9	25	85	45	431	9	12	
NW	19.0	37.9	5	99	114	1264	109	75	
NNW	12.0	34.0	1	36	44	741	119	114	

(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5.1.3表(2) 線量計算に用いた気象条件(1) (3号炉及び4号炉)

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 _{LT} (注1)	A	B	C	D	E	F (注2)	
N	3.7	17.8	2	15	24	207	24	49	
NNE	3.8	12.7	3	31	31	214	18	38	
NE	5.2	12.2	2	51	32	290	17	60	
ENE	3.2	13.0	4	37	7	191	6	32	
E	4.6	12.9	4	42	24	290	13	30	
ESE	5.1	19.3	8	45	27	343	7	14	
SE	9.6	26.1	11	48	45	706	16	16	
SSE	11.4	29.9	17	101	75	774	16	14	
S	8.9	24.9	42	191	67	450	10	22	
SSW	4.6	15.7	23	136	47	174	8	16	
SW	2.2	7.5	6	53	16	104	5	10	
WSW	0.7	3.8	7	15	2	30	0	5	
W	0.9	7.1	14	21	0	41	0	6	
WNW	5.5	26.8	18	57	26	358	6	14	
NW	20.4	36.2	13	115	110	1331	132	90	
NNW	10.3	34.4	8	45	57	618	94	77	

(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(1) 線量計算に用いた気象条件(2) (1号炉及び2号炉)

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 $\bar{S}_{L,s}$ (s/m)											
	A		B		C		D		E		F ^(注)	
	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$
N	1.51	1.12	13.51	0.98	6.07	0.35	94.96	0.60	11.44	0.40	33.03	0.76
NNE	0.00	0.00	17.94	0.63	7.31	0.22	105.60	0.45	4.43	0.27	33.23	0.70
NE	2.57	0.58	32.04	0.57	12.02	0.30	149.11	0.40	8.54	0.30	36.08	0.51
ENE	0.98	0.80	12.40	0.89	0.98	0.31	54.49	0.68	0.60	0.30	23.35	0.91
E	0.00	0.00	6.97	0.74	3.14	0.76	39.74	0.68	0.28	0.28	11.75	0.90
ESE	1.95	0.86	33.91	0.53	8.68	0.25	119.44	0.25	1.97	0.28	9.49	0.76
SE	8.48	0.69	37.07	0.58	6.14	0.18	90.14	0.17	3.40	0.24	5.55	0.68
SSE	28.77	0.80	57.67	0.52	15.75	0.22	155.57	0.18	5.39	0.31	12.47	0.76
S	29.39	0.80	84.98	0.53	24.89	0.31	139.76	0.25	2.47	0.27	16.44	0.86
SSW	12.88	0.73	68.91	0.46	14.03	0.28	75.75	0.39	2.20	0.24	12.37	0.76
SW	9.26	0.81	48.39	0.60	3.24	0.29	49.47	0.56	1.03	0.26	6.92	1.04
WSW	13.86	1.13	7.20	0.90	0.83	0.40	21.37	0.69	0.00	0.00	4.76	1.28
W	17.23	0.89	22.29	0.87	0.66	0.32	25.62	0.78	0.00	0.00	6.67	0.81
WNW	12.39	0.50	42.86	0.50	8.48	0.19	103.45	0.24	2.34	0.26	13.00	1.09
NW	4.07	0.87	54.62	0.55	34.10	0.30	345.17	0.27	31.58	0.29	46.33	0.62
NNW	1.17	2.00	26.81	0.75	14.01	0.32	265.53	0.36	38.45	0.32	63.56	0.56

(注) 大気安定度FはGを含む。

第 5.1.4 表(2) 線量計算に用いた気象条件(2) (3号炉及び4号炉)

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 $\bar{S}_{L,s}$ (s/m)											
	A		B		C		D		E		F (注)	
	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\bar{S}_{L,s}$
N	3.37	1.41	17.02	1.14	13.96	0.57	125.38	0.61	17.50	0.72	39.80	0.81
NNE	2.98	0.98	21.36	0.69	8.53	0.27	108.24	0.51	8.07	0.45	30.54	0.81
NE	2.85	1.22	36.91	0.73	11.62	0.37	148.84	0.51	6.39	0.37	34.76	0.58
ENE	3.90	0.95	29.70	0.79	3.67	0.53	109.09	0.57	2.88	0.50	21.16	0.67
E	4.40	1.07	29.88	0.72	11.82	0.49	105.85	0.37	5.27	0.41	21.78	0.74
ESE	7.44	0.95	29.21	0.64	6.46	0.24	82.44	0.24	2.41	0.37	13.36	0.94
SE	9.62	0.89	28.08	0.59	8.81	0.19	119.24	0.17	5.18	0.33	11.97	0.75
SSE	13.78	0.80	52.47	0.52	20.62	0.27	151.30	0.20	5.48	0.34	13.90	0.99
S	34.48	0.82	110.82	0.58	24.99	0.37	144.59	0.32	5.51	0.53	23.38	1.06
SSW	18.22	0.80	82.53	0.61	15.74	0.34	82.11	0.47	3.21	0.40	13.93	0.87
SW	6.26	1.08	29.31	0.56	4.38	0.28	66.42	0.64	3.87	0.86	11.84	1.16
WSW	6.82	1.05	11.53	0.79	1.63	0.70	25.82	0.87	0.00	0.00	4.67	0.89
W	11.83	0.85	26.73	1.25	0.00	0.00	39.35	0.97	0.00	0.00	6.50	1.13
WNW	12.35	0.68	35.78	0.63	6.46	0.25	90.64	0.25	2.28	0.41	12.66	0.93
NW	12.22	0.96	70.66	0.61	36.02	0.33	381.57	0.29	44.31	0.33	62.17	0.69
NNW	8.19	0.99	39.64	0.87	27.39	0.48	261.58	0.42	41.93	0.44	48.55	0.63

(注) 大気安定度FはGを含む。

第 5.1.7 表 液体廃棄物中に含まれる核種 i の実効線量係数

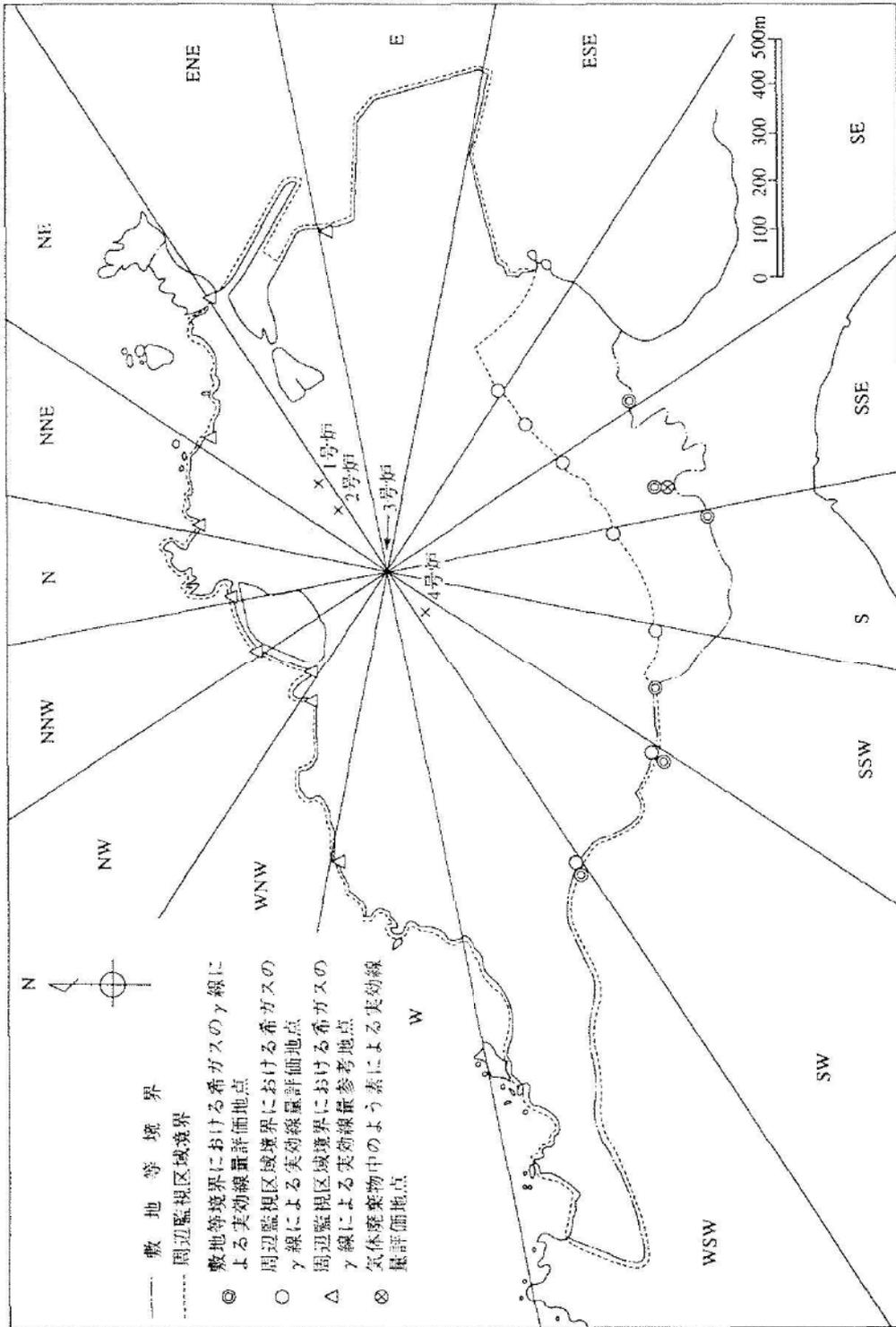
核 種	実効線量係数 K_{wi} (μ Sv/Bq)
H-3	1.8×10^{-5}
Cr-51	3.8×10^{-5}
Mn-54	7.1×10^{-4}
Fe-59	1.8×10^{-3}
Co-58	7.4×10^{-4}
Co-60	3.4×10^{-3}
Sr-89	2.6×10^{-3}
Sr-90	2.8×10^{-2}
Cs-134	1.9×10^{-2}
Cs-137	1.3×10^{-2}

第 5.1.8 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 ³)	
			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	7.4×10^8	4.2×10^{-7}	3.7×10^{-7}
Mn-54	3	1.2×10^9	6.2×10^{-7}	5.5×10^{-7}
Fe-59	2	7.4×10^8	4.2×10^{-7}	3.7×10^{-7}
Co-58	10	3.7×10^9	2.1×10^{-6}	1.9×10^{-6}
Co-60	15	5.6×10^9	3.1×10^{-6}	2.8×10^{-6}
Sr-89	2	7.4×10^8	4.2×10^{-7}	3.7×10^{-7}
Sr-90	1	3.7×10^8	2.1×10^{-7}	1.9×10^{-7}
I-131	15	5.6×10^9	3.1×10^{-6}	2.8×10^{-6}
Cs-134	20	7.4×10^9	4.2×10^{-6}	3.7×10^{-6}
Cs-137	30	1.2×10^{10}	6.2×10^{-6}	5.5×10^{-6}
H-3	—	7.4×10^{13}	4.2×10^{-2}	3.7×10^{-2}

第 5.1.9 表 濃縮係数

核種	濃縮係数 (CF) _{ik} ($\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3}$)		
	魚類	無せきつい動物	海藻類
Cr-51	4×10^2	2×10^3	2×10^3
Mn-54	6×10^2	10^4	2×10^4
Fe-59	3×10^3	2×10^4	5×10^4
Co-58	10^2	10^3	10^3
Co-60	10^2	10^3	10^3
Sr-89	1	6	10
Sr-90	1	6	10
I-131	10	50	4×10^3
Cs-134	30	20	20
Cs-137	30	20	20
H-3	1	1	1



第5.1.1.1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

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	10-1-7
1.2.1 初期定常運転条件	10-1-7
1.2.2 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間	10-1-7
1.2.3 原子炉トリップ特性	10-1-8
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	10-1-9
1.3 解析に使用する計算プログラム	10-1-11
1.4 参考文献	10-1-20
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	10-2-11
2.3 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	10-2-16
2.3.1 原子炉冷却材流量の部分喪失	10-2-16
2.3.2 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	10-2-18
2.3.3 外部電源喪失	10-2-20
2.3.4 主給水流量喪失	10-2-22

2.3.5	蒸気負荷の異常な増加	10-2-26
2.3.6	2次冷却系の異常な減圧	10-2-28
2.3.7	蒸気発生器への過剰給水	10-2-31
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	10-2-35
2.4.1	負荷の喪失	10-2-35
2.4.2	原子炉冷却材系の異常な減圧	10-2-38
2.4.3	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	10-2-40
2.5	参考文献	10-2-43
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	10-3-20
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	10-3-46
3.4.4	原子炉冷却材喪失	10-3-49
3.4.5	制御棒飛び出し	10-3-55
3.5	原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化	10-3-58
3.5.1	原子炉冷却材喪失	10-3-58
3.5.2	可燃性ガスの発生	10-3-61
3.6	その他（地震、火災、風、洪水等）	10-3-63
3.7	参考文献	10-3-65
4.	重大事故及び仮想事故の解析	10-4-1

4.1	重大事故	10-4-1
4.1.1	原子炉冷却材喪失	10-4-1
4.1.2	蒸気発生器伝熱管破損	10-4-19
4.1.3	結論	10-4-29
4.2	仮想事故	10-4-30
4.2.1	原子炉冷却材喪失	10-4-30
4.2.2	蒸気発生器伝熱管破損	10-4-35
4.2.3	結論	10-4-39
4.3	参考文献	10-4-42
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	10-5-6
5.1.3	支援に係る事項	10-5-7
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	10-5-8
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	10-5-29
5.2.1	可搬型設備等による対応	10-5-29
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	10-5-78
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 ⁽¹⁾	10-6-25
6.4.1	M-R E L A P 5 ⁽¹⁾	10-6-25
6.4.2	S P A R K L E - 2 ⁽¹⁾	10-6-27
6.4.3	M A A P ⁽¹⁾	10-6-28
6.4.4	G O T H I C ⁽¹⁾	10-6-31
6.4.5	C O C O ⁽¹⁾⁽²⁾⁽³⁾⁽⁴⁾	10-6-32
6.5	有効性評価における解析の条件設定の方針	10-6-33
6.5.1	解析条件設定の考え方	10-6-33
6.5.2	共通解析条件	10-6-33
6.6	解析の実施方針	10-6-41
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	10-6-42
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	10-6-42
6.7.2	解析条件の不確かさの影響評価	10-6-42
6.7.3	操作時間余裕の把握	10-6-43
6.8	必要な要員及び資源の評価方針	10-6-44

6.8.1	必要な要員の評価	10-6-44
6.8.2	必要な資源の評価	10-6-44
6.9	参考文献	10-6-45
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	10-7-1
7.1.1	2次冷却系からの除熱機能喪失	10-7-1
7.1.2	全交流動力電源喪失	10-7-42
7.1.3	原子炉補機冷却機能喪失	10-7-113
7.1.4	原子炉格納容器の除熱機能喪失	10-7-132
7.1.5	原子炉停止機能喪失	10-7-167
7.1.6	E C C S注水機能喪失	10-7-217
7.1.7	E C C S再循環機能喪失	10-7-283
7.1.8	格納容器バイパス	10-7-318
7.2	重大事故	10-7-386
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)	10-7-386
7.2.2	高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	10-7-492
7.2.3	原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用	10-7-517
7.2.4	水素燃焼	10-7-533
7.2.5	熔融炉心・コンクリート相互作用	10-7-578
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	10-7-604
7.3.1	想定事故1	10-7-604
7.3.2	想定事故2	10-7-623
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	10-7-641
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)	10-7-641
7.4.2	全交流動力電源喪失	10-7-671

7.4.3	原子炉冷却材の流出	10-7-702
7.4.4	反応度の誤投入	10-7-731
7.5	必要な要員及び資源の評価	10-7-749
7.5.1	必要な要員及び資源の評価条件	10-7-749
7.5.2	重大事故等対策時に必要な要員の評価結果	10-7-752
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	10-7-753

表

第 1.2.1 表	解析に使用する初期定常運転条件	10-1-22
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	10-1-23
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	10-1-24
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	10-1-25
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	10-1-26
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	10-1-27
第 1.3.2 表	解析に使用する計算プログラム一覧表(2) －事故	10-1-28
第 3.2.1.1 表	大破断解析結果（低温側配管スプリット破断）	10-3-8
第 3.2.1.2 表	大破断解析結果 （流出係数 0.6、蒸気発生器伝熱管施栓率 0 %）	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	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	10-3-44
第 4.1.1 表	よう素の炉心内蓄積量	10-4-6
第 4.1.2 表	希ガスの炉心内蓄積量	10-4-7
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	10-4-13
第 4.1.4 表	原子炉格納容器内及びアニュラス部内の積算線源 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	10-4-23
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	10-4-24

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 - 1 3 1 等価量への換算係数 ……10-4-31
第 4.2.2 表	原子炉格納容器内及びアニュラス部内の積算線源強度（仮想事故） ……10-4-33
第 4.2.3 表	全身線量の積算値 （2000年の人口集計による） ……10-4-40
第 4.2.4 表	全身線量の積算値 （2050年の人口推計による） ……10-4-41
第 5.1.1 表	重大事故等対策における手順書の概要 ……10-5-119
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 ……10-5-199
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 ……10-5-203
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 ……10-5-204
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 ……10-5-205
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 ……10-5-221
第 5.2.4 表	大規模損壊発生時の対応操作一覧 ……10-5-222
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） ……10-5-224
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） ……10-5-226
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） ……10-5-229
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） ……10-5-237
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） ……10-5-239
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） ……10-5-243
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)	10-5-245
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)	10-5-247
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)	10-5-248
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)	10-5-249
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)	10-5-252
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)	10-5-254
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)	10-5-260
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	10-5-262
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	10-6-46
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）	10-6-47
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）	10-6-49
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）	10-6-53
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	10-6-54
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	10-6-55
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	10-6-56
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	10-6-57
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	10-6-59
第6.4.6表	M A A Pにおける重要現象の不確かさ等	10-6-60
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	10-6-65
第6.4.8表	C O C Oにおける重要現象の不確かさ等	10-6-66
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）	10-6-67
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）	10-6-70
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）	10-6-74
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	10-7-18
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）	10-7-20
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	10-7-69
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）	10-7-76
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）	10-7-79
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	10-7-121
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	10-7-148

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 （大破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗 + 低圧再循環失敗） ……………	10-7-151
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 ……………	10-7-186
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） ……………	10-7-188
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） ……………	10-7-190
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 ……………	10-7-192
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 ……………	10-7-192
第7.1.6.1表	「E C C S 注水機能喪失」における 重大事故等対策について ……………	10-7-240
第7.1.6.2表	「E C C S 注水機能喪失」の主要解析条件 （中破断 L O C A + 高圧注入失敗） ……………	10-7-243
第7.1.7.1表	「E C C S 再循環機能喪失」における 重大事故等対策について ……………	10-7-300
第7.1.7.2表	「E C C S 再循環機能喪失」の主要解析条件 （大破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗） ……………	10-7-302
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 L O C A） ……………	10-7-348
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） ……………	10-7-351
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 L O C A） ……………	10-7-355
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)	10-7-358
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	10-7-415
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L O C A時に 高圧注入機能、低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）	10-7-420
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	10-7-472
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）	10-7-477
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）	10-7-510
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L O C A時に高圧注入機能、 低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）	10-7-530
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	10-7-556
第7.2.4.2表	「水素燃焼」の主要解析条件（大破断L O C A時に 高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故）	10-7-561
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L O C A時に高圧注入機能、低圧注入機能 及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）	10-7-595
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	10-7-615
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）	10-7-616

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 ……	10-7-633
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) ……	10-7-634
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 ……	10-7-656
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) ……	10-7-659
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 ……	10-7-686
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) ……	10-7-689
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 ……	10-7-716
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) ……	10-7-719
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	10-7-742
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動作等に より原子炉へ純水が流入する事故) ……	10-7-743

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	10-1-29
第 1.2.2 図	解析に使用したドップラ出力係数	10-1-30
第 1.2.3 図	過大出力 ΔT 高及び過大温度 ΔT 高による 保護限界図（代表例）	10-1-31
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（1）	10-2-49
第 2.2.2.6 図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き（2）	10-2-50
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	10-2-51
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	10-2-52
第 2.3.1.1 図	原子炉冷却材流量の部分喪失	10-2-53
第 2.3.2.1 図	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	10-2-54
第 2.3.4.1 図	主給水流量喪失（1）	10-2-55
第 2.3.4.2 図	主給水流量喪失（2）	10-2-56
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）	10-2-57
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）	10-2-58
第 2.3.6.1 図	解析に使用した減速材密度反応度欠損	10-2-59
第 2.3.6.2 図	解析に使用したドップラ出力欠損	10-2-60
第 2.3.6.3 図	2次冷却系の異常な減圧	10-2-61

第 2.3.7.1 図	蒸気発生器への過剰給水	10-2-62
第 2.4.1.1 図	負荷の喪失－加圧器圧力制御系作動	10-2-63
第 2.4.1.2 図	負荷の喪失－加圧器圧力制御系不作動	10-2-64
第 2.4.2.1 図	原子炉冷却材系の異常な減圧	10-2-65
第 2.4.3.1 図	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	10-2-66
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	主蒸気管破断－ケース A（外部電源あり）	10-3-78
第 3.2.5.2 図	主蒸気管破断－ケース B（外部電源なし）	10-3-79
第 3.3.1.1 図	制御棒飛び出し－サイクル初期高温全出力	10-3-80
第 3.3.1.2 図	制御棒飛び出し－サイクル末期高温全出力	10-3-81
第 3.3.1.3 図	制御棒飛び出し－サイクル初期高温零出力	10-3-82
第 3.3.1.4 図	制御棒飛び出し－サイクル末期高温零出力	10-3-83
第 3.3.1.5 図	制御棒飛び出し－サイクル末期高温全出力	

	－圧力解析	10-3-84
第 3.3.1.6 図	制御棒飛び出し－サイクル末期高温零出力	
	－圧力解析	10-3-85
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	10-3-86
第 3.4.2.1 図	蒸気発生器伝熱管破損（1）	10-3-87
第 3.4.2.2 図	蒸気発生器伝熱管破損（2）	10-3-88
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	10-3-89
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	10-3-90
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	10-3-91
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	10-3-92
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	10-3-93
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	10-3-94
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	10-3-95
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	10-3-96
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	10-3-97
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	10-3-98
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	10-4-44
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	10-4-45
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	10-4-46
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	10-4-47
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	10-4-48
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	10-4-49
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	10-4-50
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	10-4-51
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	10-5-263
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	10-5-264
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）	10-5-271
第 6.2.1 図	P R Aにおけるイベントツリー	10-6-76
第 6.2.2 図	地震 P R A階層イベントツリー	10-6-79
第 6.2.3 図	津波 P R A階層イベントツリー	10-6-79
第 6.2.4 図	格納容器イベントツリー	10-6-80
第 6.2.5 図	停止時 P R Aにおけるイベントツリー	10-6-81
第 6.5.1 図	高温点評価用崩壊熱	10-6-82
第 6.5.2 図	炉心平均評価用崩壊熱	10-6-83
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	10-7-22
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）	10-7-23
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）	10-7-25
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）	10-7-26

第 7.1.1.5 図	1 次冷却材圧力の推移	10-7-27
第 7.1.1.6 図	加圧器上端部クオリティの推移	10-7-27
第 7.1.1.7 図	加圧器水位の推移	10-7-28
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	10-7-28
第 7.1.1.9 図	1 次冷却系保有水量の推移	10-7-29
第 7.1.1.10 図	原子炉容器内水位の推移	10-7-29
第 7.1.1.11 図	1 次冷却系注水流量の推移	10-7-30
第 7.1.1.12 図	加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移	10-7-30
第 7.1.1.13 図	燃料被覆管温度の推移	10-7-31
第 7.1.1.14 図	1 次冷却材温度の推移	10-7-31
第 7.1.1.15 図	蒸気発生器水位の推移	10-7-32
第 7.1.1.16 図	2 次冷却系圧力の推移	10-7-32
第 7.1.1.17 図	1 次冷却材圧力の推移 (高圧注入ポンプ 1 台の場合)	10-7-33
第 7.1.1.18 図	高圧注入流量の推移 (高圧注入ポンプ 1 台の場合)	10-7-33
第 7.1.1.19 図	1 次冷却系保有水量の推移 (高圧注入ポンプ 1 台の場合)	10-7-34
第 7.1.1.20 図	原子炉容器内水位の推移 (高圧注入ポンプ 1 台の場合)	10-7-34
第 7.1.1.21 図	燃料被覆管温度の推移 (高圧注入ポンプ 1 台の場合)	10-7-35
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)	10-7-36
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)	10-7-36
第 7.1.1.24 図	高圧注入流量の推移 (開始が早くなる場合)	10-7-37
第 7.1.1.25 図	1 次冷却系保有水量の推移 (開始が早くなる場合)	10-7-37
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)	10-7-38
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)	10-7-38
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)	10-7-39

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）	……10-7-39
第 7.1.1.30 図	高圧注入流量の推移（開始が遅くなる場合）	……10-7-40
第 7.1.1.31 図	1 次冷却系保有水量の推移（開始が遅くなる場合）	……10-7-40
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）	……10-7-41
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）	……10-7-41
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	……10-7-82
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）	……10-7-83
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シールドOCA」の事象進展）	……10-7-85
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）	……10-7-86
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シールドOCA）	……10-7-87
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）	……10-7-89
第 7.1.2.7 図	1 次冷却材圧力の推移（RCPシールドOCAが発生する場合）	……10-7-91
第 7.1.2.8 図	1 次冷却材温度の推移（RCPシールドOCAが発生する場合）	……10-7-91
第 7.1.2.9 図	1 次冷却系保有水量の推移（RCPシールドOCAが発生する場合）	……10-7-92
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) ……………	10-7-92
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) ……………	10-7-93
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) ……………	10-7-93
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) ……………	10-7-94
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) ……………	10-7-94
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) ……………	10-7-95
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) ……………	10-7-95
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) ……………	10-7-96
第 7.1.2.18 図	2次冷却系圧力の推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合) ……………	10-7-96
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) ……………	10-7-97
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) ……………	10-7-98
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) ……………	10-7-98
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) ……………	10-7-99
第 7.1.2.23 図	崩壊熱と2次冷却系除熱量の推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合) ……………	10-7-99
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) ……………	10-7-100
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) ……………	10-7-100
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) ……………	10-7-101
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) ……………	10-7-101
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) ……………	10-7-102
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) ……………	10-7-102
第 7.1.2.30 図	1次冷却系保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合) ……………	10-7-103
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) ……………	10-7-103
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) ……………	10-7-104
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) ……………	10-7-104
第 7.1.2.34 図	炉心上端ボイド率の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合) ……………	10-7-105
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) ……………	10-7-105
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) ……………	10-7-106
第 7.1.2.37 図	2次冷却系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合) ……………	10-7-106
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) ……………	10-7-107
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) ……………	10-7-107
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) ……………	10-7-108
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) ……………	10-7-108
第 7.1.2.42 図	崩壊熱量と 2 次冷却系除熱量の推移	
	(RCPシールLOCAが発生しない場合) ……………	10-7-109
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) ……………	10-7-110
第 7.1.2.44 図	2 次冷却系圧力の推移	
	(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) ……………	10-7-110
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) ……………	10-7-111
第 7.1.2.46 図	1 次冷却系保有水量の推移	
	(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) ……………	10-7-111
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) ……………	10-7-112
第 7.1.2.48 図	1 次冷却系保有水量の推移	
	(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) ……………	10-7-112
第 7.1.3.1 図	「原子炉補機冷却機能喪失時」 重大事故等対策の概略系統図 ……………	10-7-126
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) ……………	10-7-127
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) ……………	10-7-129

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) ……………	10-7-130
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 ……………	10-7-154
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) ……………	10-7-155
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(「大破断LOCA+格納容器スプレイ注入 失敗+低圧再循環失敗」の事象進展) ……………	10-7-157
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(大破断LOCA+格納容器スプレイ 注入失敗+低圧再循環失敗) ……………	10-7-158
第 7.1.4.5 図	1次冷却材圧力の推移 ……………	10-7-159
第 7.1.4.6 図	破断流量の推移 ……………	10-7-159
第 7.1.4.7 図	高圧注入流量の推移 ……………	10-7-160
第 7.1.4.8 図	低圧注入流量の推移 ……………	10-7-160
第 7.1.4.9 図	原子炉容器内水位の推移 ……………	10-7-161
第 7.1.4.10 図	燃料被覆管温度の推移 ……………	10-7-161
第 7.1.4.11 図	原子炉格納容器外周部水量の推移 ……………	10-7-162
第 7.1.4.12 図	格納容器再循環サンプル水温度の推移 ……………	10-7-162
第 7.1.4.13 図	原子炉格納容器からの除熱量の推移 ……………	10-7-163
第 7.1.4.14 図	原子炉格納容器圧力の推移 ……………	10-7-164
第 7.1.4.15 図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移 ……………	10-7-164
第 7.1.4.16 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) ……	10-7-165
第 7.1.4.17 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) ……	10-7-165
第 7.1.4.18 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) ……	10-7-166

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	10-7-193
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）	10-7-194
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）	10-7-196
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）	10-7-197
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）	10-7-198
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）	10-7-199
第 7.1.5.7 図	原子炉出力の推移（主給水流量喪失）	10-7-200
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）	10-7-200
第 7.1.5.9 図	1次冷却材圧力の推移（主給水流量喪失）	10-7-201
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）	10-7-202
第 7.1.5.11 図	加圧器保有水量の推移（主給水流量喪失）	10-7-202
第 7.1.5.12 図	炉心上端ボイド率の推移（主給水流量喪失）	10-7-203
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）	10-7-203
第 7.1.5.14 図	2次冷却系除熱量の推移（主給水流量喪失）	10-7-204
第 7.1.5.15 図	蒸気流量の推移（主給水流量喪失）	10-7-204
第 7.1.5.16 図	2次冷却系圧力の推移（主給水流量喪失）	10-7-205
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）	10-7-206
第 7.1.5.18 図	給水流量の推移（主給水流量喪失）	10-7-206
第 7.1.5.19 図	1次冷却材圧力の推移（主給水流量喪失）	

	(減速材温度係数初期値を $-13\text{pcm}/^{\circ}\text{C}$ とした場合)	10-7-207
第 7.1.5.20 図	原子炉出力の推移 (負荷の喪失)	10-7-208
第 7.1.5.21 図	1 次冷却材平均温度の推移 (負荷の喪失)	10-7-208
第 7.1.5.22 図	1 次冷却材圧力の推移 (負荷の喪失)	10-7-209
第 7.1.5.23 図	加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移 (負荷の喪失)	10-7-210
第 7.1.5.24 図	加圧器保有水量の推移 (負荷の喪失)	10-7-210
第 7.1.5.25 図	炉心上端ボイド率の推移 (負荷の喪失)	10-7-211
第 7.1.5.26 図	燃料実効温度と 1 次冷却材温度の推移 (負荷の喪失)	10-7-211
第 7.1.5.27 図	2 次冷却系除熱量の推移 (負荷の喪失)	10-7-212
第 7.1.5.28 図	蒸気流量の推移 (負荷の喪失)	10-7-212
第 7.1.5.29 図	2 次冷却系圧力の推移 (負荷の喪失)	10-7-213
第 7.1.5.30 図	蒸気発生器 2 次側保有水量の推移 (負荷の喪失)	10-7-214
第 7.1.5.31 図	給水流量の推移 (負荷の喪失)	10-7-214
第 7.1.5.32 図	1 次冷却材圧力の推移 (負荷の喪失) (減速材温度係数初期値を $-13\text{pcm}/^{\circ}\text{C}$ とした場合)	10-7-215
第 7.1.5.33 図	1 次冷却材圧力の推移 (主給水流量喪失) (初期定常誤差及びドップラ効果の感度確認)	10-7-216
第 7.1.5.34 図	1 次冷却材圧力の推移 (負荷の喪失) (初期定常誤差及びドップラ効果の感度確認)	10-7-216
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	10-7-246
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)	10-7-247
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)	10-7-249
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)	10-7-250

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）	10-7-251
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）	10-7-252
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）	10-7-253
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）	10-7-254
第 7.1.6.9 図	1 次冷却材圧力の推移（6 インチ破断）	10-7-255
第 7.1.6.10 図	1 次冷却系保有水量の推移（6 インチ破断）	10-7-255
第 7.1.6.11 図	ECCS 注水流量の推移（6 インチ破断）	10-7-256
第 7.1.6.12 図	破断流量の推移（6 インチ破断）	10-7-256
第 7.1.6.13 図	気泡炉心水位の推移（6 インチ破断）	10-7-257
第 7.1.6.14 図	炉心入口流量の推移（6 インチ破断）	10-7-257
第 7.1.6.15 図	燃料被覆管温度の推移（6 インチ破断）	10-7-258
第 7.1.6.16 図	2 次冷却系圧力の推移（6 インチ破断）	10-7-259
第 7.1.6.17 図	補助給水流量の推移（6 インチ破断）	10-7-259
第 7.1.6.18 図	主蒸気流量の推移（6 インチ破断）	10-7-260
第 7.1.6.19 図	1 次冷却材圧力の推移（4 インチ破断）	10-7-261
第 7.1.6.20 図	1 次冷却系保有水量の推移（4 インチ破断）	10-7-261
第 7.1.6.21 図	ECCS 注水流量の推移（4 インチ破断）	10-7-262
第 7.1.6.22 図	破断流量の推移（4 インチ破断）	10-7-262
第 7.1.6.23 図	気泡炉心水位の推移（4 インチ破断）	10-7-263
第 7.1.6.24 図	炉心入口流量の推移（4 インチ破断）	10-7-263
第 7.1.6.25 図	燃料被覆管温度の推移（4 インチ破断）	10-7-264
第 7.1.6.26 図	2 次冷却系圧力の推移（4 インチ破断）	10-7-265

第 7.1.6.27 図	補助給水流量の推移 (4 インチ破断)	10-7-265
第 7.1.6.28 図	主蒸気流量の推移 (4 インチ破断)	10-7-266
第 7.1.6.29 図	1 次冷却材圧力の推移 (2 インチ破断)	10-7-267
第 7.1.6.30 図	1 次冷却系保有水量の推移 (2 インチ破断)	10-7-267
第 7.1.6.31 図	E C C S 注水流量の推移 (2 インチ破断)	10-7-268
第 7.1.6.32 図	破断流量の推移 (2 インチ破断)	10-7-268
第 7.1.6.33 図	気泡炉心水位の推移 (2 インチ破断)	10-7-269
第 7.1.6.34 図	炉心入口流量の推移 (2 インチ破断)	10-7-269
第 7.1.6.35 図	燃料被覆管温度の推移 (2 インチ破断)	10-7-270
第 7.1.6.36 図	2 次冷却系圧力の推移 (2 インチ破断)	10-7-271
第 7.1.6.37 図	補助給水流量の推移 (2 インチ破断)	10-7-271
第 7.1.6.38 図	主蒸気流量の推移 (2 インチ破断)	10-7-272
第 7.1.6.39 図	蓄圧注入流量積分値の推移 (6 インチ破断)	
	(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)	10-7-273
第 7.1.6.40 図	気泡炉心水位の推移 (6 インチ破断)	
	(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)	10-7-273
第 7.1.6.41 図	燃料被覆管温度の推移 (6 インチ破断)	
	(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)	10-7-274
第 7.1.6.42 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)	10-7-275
第 7.1.6.43 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)	10-7-275
第 7.1.6.44 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)	10-7-276
第 7.1.6.45 図	1 次冷却材圧力の推移 (4 インチ破断)	
	(2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)	10-7-277
第 7.1.6.46 図	1 次冷却系保有水量の推移 (4 インチ破断)	
	(2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)	10-7-277
第 7.1.6.47 図	炉心入口流量の推移 (4 インチ破断)	
	(2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)	10-7-278

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 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認) ……………	10-7-278
第 7.1.6.49 図	気泡炉心水位の推移 (4 インチ破断) (2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認) ……………	10-7-279
第 7.1.6.50 図	燃料被覆管温度の推移 (4 インチ破断) (2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認) ……………	10-7-279
第 7.1.6.51 図	1 次冷却材圧力の推移 (2 インチ破断) (2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認) ……………	10-7-280
第 7.1.6.52 図	1 次冷却系保有水量の推移 (2 インチ破断) (2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認) ……………	10-7-280
第 7.1.6.53 図	炉心入口流量の推移 (2 インチ破断) (2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認) ……………	10-7-281
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 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認) ……………	10-7-281
第 7.1.6.55 図	気泡炉心水位の推移 (2 インチ破断) (2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認) ……………	10-7-282
第 7.1.6.56 図	燃料被覆管温度の推移 (2 インチ破断) (2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認) ……………	10-7-282
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 ……………	10-7-305
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) ……………	10-7-306
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 + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗」の事象進展) ……………	10-7-308
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 + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗) ……………	10-7-309
第 7.1.7.5 図	1 次冷却材圧力の推移 ……………	10-7-310
第 7.1.7.6 図	1 次冷却材温度 (炉心部温度) の推移 ……………	10-7-310

第 7.1.7.7 図	破断流量の推移	10-7-311
第 7.1.7.8 図	高圧注入流量の推移	10-7-311
第 7.1.7.9 図	低圧注入流量の推移	10-7-312
第 7.1.7.10 図	代替再循環流量の推移	10-7-312
第 7.1.7.11 図	原子炉容器内水位の推移	10-7-313
第 7.1.7.12 図	燃料被覆管温度の推移	10-7-313
第 7.1.7.13 図	原子炉格納容器外周部水量の推移	10-7-314
第 7.1.7.14 図	格納容器再循環サンプル水温度の推移	10-7-314
第 7.1.7.15 図	原子炉格納容器圧力の推移	10-7-315
第 7.1.7.16 図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移	10-7-315
第 7.1.7.17 図	原子炉容器内水位の推移（コード間比較）	10-7-316
第 7.1.7.18 図	燃料被覆管温度の推移（M-RELAP5）	10-7-316
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）	10-7-317
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）	10-7-317
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）	10-7-361
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）	10-7-362
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）	10-7-363
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）	10-7-365
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）	10-7-366

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） ……………	10-7-368
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） ……………	10-7-369
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） ……	10-7-370
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） ……………	10-7-371
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） ……………	10-7-371
第 7.1.8.11 図	1 次冷却系保有水量の推移 （インターフェイスシステム LOCA） ……………	10-7-372
第 7.1.8.12 図	1 次冷却系注水流量（高圧及び充てん）の推移 （インターフェイスシステム LOCA） ……………	10-7-372
第 7.1.8.13 図	1 次冷却系注水流量（蓄圧注入）の推移 （インターフェイスシステム LOCA） ……………	10-7-373
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） ……………	10-7-373
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） ……………	10-7-374
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） ……………	10-7-374
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） ……………	10-7-375
第 7.1.8.18 図	破断流クォリティの推移 （インターフェイスシステム LOCA） ……………	10-7-375
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） ……………	10-7-376
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 L O C A) ……………	10-7-376
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 L O C A) ……………	10-7-377
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 L O C A) ……………	10-7-377
第 7.1.8.23 図	1、2次冷却系圧力の推移(蒸気発生器伝熱管 破損+破損側蒸気発生器隔離失敗) ……………	10-7-378
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) ……………	10-7-378
第 7.1.8.25 図	1次冷却系注水流量の推移(蒸気発生器伝熱管 破損+破損側蒸気発生器隔離失敗) ……………	10-7-379
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) ……………	10-7-379
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) ……………	10-7-380
第 7.1.8.28 図	1次冷却系保有水量の推移(蒸気発生器伝熱管 破損+破損側蒸気発生器隔離失敗) ……………	10-7-380
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) ……………	10-7-381
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) ……………	10-7-381
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) ……………	10-7-382
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) ……………	10-7-382
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) ……………	10-7-383
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) ……………	10-7-383
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) ……………	10-7-384
第 7.1.8.36 図	1 次冷却系注水流量 (高圧及び充てん) の推移 (インターフェイスシステム L O C A) (操作時間余裕確認) ……………	10-7-385
第 7.1.8.37 図	1 次冷却系注水流量 (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) ……………	10-7-385
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 ……………	10-7-423
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 ……………	10-7-424
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 L O C A 時に高圧注入機能、低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) ……………	10-7-425
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 L O C A時に高圧注入機能、低圧注入機能及び 格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) ……………	10-7-427
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 L O C A時に高圧注入機能、低圧注入機能 及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) ……	10-7-429
第 7.2.1.1.6 図	1 次冷却材圧力の推移 ……………	10-7-430
第 7.2.1.1.7 図	原子炉容器内水位の推移 ……………	10-7-431
第 7.2.1.1.8 図	燃料最高温度の推移 ……………	10-7-431
第 7.2.1.1.9 図	原子炉格納容器圧力の推移 ……………	10-7-432
第 7.2.1.1.10 図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移 ……………	10-7-432
第 7.2.1.1.11 図	原子炉格納容器圧力の推移 (～4 時間) ……………	10-7-433
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) ……………	10-7-433

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	10-7-434
第 7.2.1.1.14 図	C s - 1 3 7 積算放出放射エネルギーの推移	10-7-435
第 7.2.1.1.15 図	C s - 1 3 7 の大気放出過程	10-7-436
第 7.2.1.1.16 図	原子炉格納容器圧力の推移（熔融炉心 ・コンクリート相互作用による影響確認）	10-7-437
第 7.2.1.1.17 図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移（熔融炉心 ・コンクリート相互作用による影響確認）	10-7-437
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）	10-7-438
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）	10-7-438
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）	10-7-439
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）	10-7-439
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）	10-7-440
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）	10-7-440
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）	10-7-441
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）	10-7-441
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）	10-7-442
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）	10-7-442
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）	10-7-443

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) ……………	10-7-443
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 ……………	10-7-480
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 ……	10-7-481
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) ……………	10-7-482
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) ……………	10-7-484
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) ……………	10-7-486
第 7.2.1.2.6 図	原子炉容器内水位の推移 ……………	10-7-487
第 7.2.1.2.7 図	上部プレナム気相温度の推移 ……………	10-7-487
第 7.2.1.2.8 図	原子炉格納容器圧力の推移 ……………	10-7-488
第 7.2.1.2.9 図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移 ……………	10-7-488
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) ……………	10-7-489
第 7.2.1.2.11 図	原子炉下部キャビティ水量の推移 ……………	10-7-489
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) ……	10-7-490
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) ……	10-7-490
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) ……10-7-491
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) ……10-7-491
第 7.2.2.1 図	1 次冷却材圧力の推移 ……10-7-514
第 7.2.2.2 図	蓄圧注入流量の推移 ……10-7-514
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) ……10-7-515
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) ……10-7-516
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) ……10-7-516
第 7.2.4.1 図	「水素燃焼」の重大事故等対策の概略系統図 ……10-7-564
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 ……10-7-565
第 7.2.4.3 図	「水素燃焼」の作業と所要時間(大破断 L O C A 時に 高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故) ……10-7-566
第 7.2.4.4 図	水素濃度評価の概要 ……10-7-567
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 ……10-7-568
第 7.2.4.6 図	「水素燃焼」の事象進展(判定プロセス) (大破断 L O C A 時に高圧注入機能及び 低圧注入機能が喪失する事故) ……10-7-569
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 L O C A 時に高圧注入機能及び 低圧注入機能が喪失する事故) ……10-7-571
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 (M A A P) ……10-7-572
第 7.2.4.9 図	燃料最高温度の推移(M A A P) ……10-7-572
第 7.2.4.10 図	ジルコニウム-水反応割合の推移(M A A P) ……10-7-573
第 7.2.4.11 図	原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (G O T H I C) ……10-7-573
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)	10-7-574
第 7.2.4.13 図	原子炉格納容器圧力の推移 (MAAP)	10-7-575
第 7.2.4.14 図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (MAAP)	10-7-575
第 7.2.4.15 図	1次冷却材圧力の推移 (MAAP)	10-7-576
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 (熔融炉心・コンクリート相互作用による 水素発生の不確かさ影響)	10-7-577
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 (熔融炉心・コンクリート相互作用による 水素発生の不確かさ影響)	10-7-577
第 7.2.5.1 図	原子炉下部キャビティ水量の推移	10-7-599
第 7.2.5.2 図	ベースマット侵食深さの推移	10-7-599
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)	10-7-600
第 7.2.5.4 図	ベースマット侵食深さの推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)	10-7-600
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)	10-7-601
第 7.2.5.6 図	ベースマット侵食深さの推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)	10-7-601
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)	10-7-602
第 7.2.5.8 図	ベースマット侵食深さの推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)	10-7-602
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)	10-7-603
第 7.2.5.10 図	ベースマット侵食深さの推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)	10-7-603
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	10-7-618
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) ……10-7-619
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) ……10-7-620
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 ……10-7-622
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 ……10-7-636
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) ……10-7-637
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) ……10-7-638
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 ……10-7-640
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 ……10-7-661
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) ……10-7-662
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) ……10-7-663
第 7.4.1.4 図	1次冷却材圧力の推移 ……10-7-664
第 7.4.1.5 図	炉心上端ボイド率の推移 ……10-7-664
第 7.4.1.6 図	開口部からの流出流量と注水流量の推移 ……10-7-665
第 7.4.1.7 図	加圧器頂部クオリティの推移 ……10-7-665
第 7.4.1.8 図	原子炉容器内水位の推移 ……10-7-666
第 7.4.1.9 図	1次冷却系保有水量の推移 ……10-7-666
第 7.4.1.10 図	加圧器水位の推移 ……10-7-667

第 7.4.1.11 図	1 次冷却材温度の推移	10-7-667
第 7.4.1.12 図	燃料被覆管温度の推移	10-7-668
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)	10-7-669
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)	10-7-669
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)	10-7-670
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	10-7-691
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)	10-7-692
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)	10-7-693
第 7.4.2.4 図	1 次冷却材圧力の推移	10-7-695
第 7.4.2.5 図	炉心上端ボイド率の推移	10-7-695
第 7.4.2.6 図	開口部からの流出流量と注水流量の推移	10-7-696
第 7.4.2.7 図	加圧器頂部クォリテイの推移	10-7-696
第 7.4.2.8 図	原子炉容器内水位の推移	10-7-697
第 7.4.2.9 図	1 次冷却系保有水量の推移	10-7-697
第 7.4.2.10 図	加圧器水位の推移	10-7-698
第 7.4.2.11 図	1 次冷却材温度の推移	10-7-698
第 7.4.2.12 図	燃料被覆管温度の推移	10-7-699
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)	10-7-700
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) ……………	10-7-700
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) ……………	10-7-701
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 ……………	10-7-721
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) ……………	10-7-722
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) ……………	10-7-723
第 7.4.3.4 図	1 次冷却材圧力の推移 ……………	10-7-724
第 7.4.3.5 図	炉心上端ボイド率の推移 ……………	10-7-724
第 7.4.3.6 図	開口部からの流出流量と注水流量の推移 ……………	10-7-725
第 7.4.3.7 図	加圧器頂部クォリテイの推移 ……………	10-7-725
第 7.4.3.8 図	高温側配管クォリテイ (余熱除去系抽出口) の推移	10-7-726
第 7.4.3.9 図	原子炉容器内水位の推移 ……………	10-7-727
第 7.4.3.10 図	1 次冷却系保有水量の推移 ……………	10-7-727
第 7.4.3.11 図	加圧器水位の推移 ……………	10-7-728
第 7.4.3.12 図	1 次冷却材温度の推移 ……………	10-7-728
第 7.4.3.13 図	燃料被覆管温度の推移 ……………	10-7-729
第 7.4.3.14 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) ……………	10-7-730
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	10-7-745
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動作等により 原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展) ……………	10-7-746
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	

	誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故) ……10-7-747
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 ……10-7-748

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及び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。）、「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。

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D N B R」という。）が許容限界値以上であること。
- (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溶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 0.39MPa[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」ごとにさら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がある事象をいう。

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

前述の「事故」の解析結果を参考として、それらの「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」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解析結果が最も厳しくなるように定常誤差の符号を選択するが、DNBRの評価では改良統計的熱設計手法⁽¹⁾を使用するため、初期定常運転状態の誤差の効果は最小DNBRの許容限界値に含まれており、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に達した場合、原子炉のトリップ信号が発信し、自動的に制御棒駆動装置に電源を供給するしゃ断器を開放する。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、重力によって炉心へ落下する。原子炉の緊急停止動作には、信号発信遅れ、原子炉トリップしゃ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限界値に達したときに発信するものとする。

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ている。

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クラスタが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が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信する。解析では、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限界値に達したとき発信するものとする。この作動限界値は、作動設定値に安全側に誤差を考慮した値を用いている。また、この信号の発信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係数あるいは減速材密度係数及びドップラ出力係数に依存する。「運転時の異常な過渡変化」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、 $0 \sim 0.51(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は第 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解析結果が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。

タービントリップ機能は作動系に高い信頼性を有する設計としているので、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及び機器について、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. 安全保護系の作動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信時点を明確にする。安全保護系以外の系であっても、その作動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、工学的安全施設の作動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。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、燃料ペレット熱伝導率として、燃焼に伴い熱伝導率が低下する効果を適切に考慮し⁽²⁾、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線⁽³⁾を使用する。

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「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) F A C T R A N⁽⁴⁾⁽⁵⁾

燃料棒の過渡解析コード F A C T R A N 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、D N B 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。

F A C T R A N 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) M A R V E L⁽⁴⁾⁽⁵⁾

プラント過渡特性解析コード M A R V E L 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。

M A R V E L 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⁽⁶⁾に基づくDNBR等の過渡変化が求められる。

(3) PHOENIX⁽⁴⁾⁽⁵⁾

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⁽⁴⁾⁽⁵⁾

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⁽⁷⁾

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⁽⁶⁾⁽⁸⁾によるDNBR等の時間変化が求められる。

(6) TWINKLE⁽⁴⁾⁽⁵⁾

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。更に、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⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾

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カ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⁽¹¹⁾

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、大破断ブローダウン解析用SATAN-Mと同等なコードである。

SATAN-VIの入力にはSATAN-Mと同様の諸量を含み、主要な出力はブローダウン各時点における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。

(9) SATAN-M (Small LOCA)⁽¹⁰⁾⁽¹²⁾

小破断ブローダウン解析コードSATAN-M (Small LOCA) は、小破断時の現象を考慮して気水分離現象及びノード間の水頭差がより正確に算出できるように、大破断ブローダウン解析用SATAN-Mに機能追加を行ったコードである。

SATAN-M (Small LOCA) の入力にはSATAN-Mと同様の諸量を含み、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、気泡炉心水位等の燃料棒熱解析に必要な諸量である。

(10) WREFLOOD⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾⁽¹¹⁾

リフィル／再冠水解析コードWREFLOODは、非常用炉心冷却設

備性能評価においてはリフィル期間、また、原子炉格納容器健全性評価においてはリフィル及び再冠水期間における1次冷却系全体の模擬をSATAN-M又はSATAN-VIに引き続き行う。

リフィル期間はバイパス終了後、非常用炉心冷却設備からの注入により、原子炉容器下部プレナムが満水になるまでを模擬する。

再冠水期間は炉心において発生する蒸気及び巻き込み水のループを通過しての原子炉格納容器への放出が主な現象であるから、ループ内における流量は分岐点、注入点以外は一様として運動量方程式を解く方法を用いている。ただし、各場所における圧力が一様でないことを考慮するため、1次冷却系をノードに区分して模擬する。また、流体のエンタルピ変化に対しては、原子炉容器ダウンコマ及び下部プレナムでの器壁からの伝熱、炉心内における崩壊熱及びその他の残留熱の放出、蒸気発生器内における2次側からの伝熱が考慮されている。

破断口外部の背圧すなわち原子炉格納容器内圧はこのコードと同時に計算されるCOCO（後述）の出力として与えられる。

WRELFLOODの入力は系の形状及び水力学的諸量、非常用炉心冷却設備の動作特性パラメータ、蓄圧タンク及び原子炉容器残存水量、蒸気発生器2次側状態量等を含み、主要な出力は再冠水解析に必要な再冠水開始時刻（注入水によって下部プレナムが満水になる時刻）、再冠水開始時の蓄圧タンク残存水量等の諸量、原子炉格納容器内圧解析の入力となる破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。

(11) BASH-M⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾

再冠水解析コードBASH-Mは、非常用炉心冷却設備性能評価において、再冠水期間における1次冷却系全体の模擬を行い、燃料被覆管最高温度を計算するための燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を算出する。BASH-Mは大別して炉心部の流動・伝熱モデルとそのほかの1次冷却系流動モデルからなる。

炉心部の流動・伝熱モデルでは、平均出力に対応した燃料棒内の熱伝導方程式を解く部分と、流体挙動を質量、エネルギー保存則とドリフトフラックスモデルにより解く部分からなるが、軸方向を詳細にノード分

割し、熱伝達モデルを介在することで、両者は結合され、各ノードにおける流量、ボイド率、エンタルピ等が算出される。熱伝達モデルとしては、以下の体様が含まれ、各位置の流動状況に応じて使用される。

- a. 液相への強制対流熱伝達
- b. 核沸騰熱伝達
- c. 遷移沸騰熱伝達
- d. 膜沸騰熱伝達
- e. 液滴へのふく射熱伝達
- f. 蒸気への強制対流熱伝達
- g. 蒸気へのふく射熱伝達

1次冷却系流動モデルは、炉心部の流動・伝熱モデルより、炉心出口質量流量、エネルギー流量等を受け渡され、S A T A N - Mと同様に、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、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し、炉心部の流動・伝熱モデルへ炉心入口質量流量等を受け渡す。炉心部モデルと1次冷却系流動モデルとは、このように互いに出力を受け渡ししながら計算を進める。

破断口外部の背圧すなわち原子炉格納容器内圧はこのコードと同時に計算されるC O C O（後述）の出力として与えられる。

B A S H - Mの入力は、系の形状及び水力学的諸量、燃料の線出力密度等再冠水開始時初期条件、非常用炉心冷却設備の動作特性パラメータ等を含み、主要な出力は燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ、原子炉格納容器内圧解析の入力となる破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。

(12) C O C O⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾⁽¹¹⁾

原子炉格納容器内圧解析コードC O C Oは、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一様とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。

気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかはコード内

で自動的に判定して、対応した状態方程式を用いる。また、原子炉格納容器スプレイ設備等熱除去系のみならず、原子炉格納容器内構築物との間の熱の授受もモデルに組み込まれている。

COCOの入力としては、原子炉格納容器自由体積及び構築物形状・数量等のデータ、熱除去系等の特性及び作動パラメータ、圧力、温度、湿度等の初期条件のほかに、1次冷却系からの質量流量及びエネルギー放出量が必要であるが、これはブローダウン時にはSATAN-M又はSATAN-VI、リフィル時にはWREFLOOD、再冠水時にはBASH-M又はWREFLOODの出力として与えられる。主要な出力は原子炉格納容器内圧の時間変化である。

(13) LOCTA-M⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾

燃料棒熱解析コードLOCTA-Mは、SATAN-M、WREFLOOD、BASH-Mの出力を入力として、ブローダウン過程より再冠水過程に至るまでの燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。LOCTA-Mは大別して燃料被覆管表面熱伝達係数を求める部分と燃料棒熱モデル部分とから構成される。

燃料被覆管表面熱伝達係数は、ブローダウン中はSATAN-Mの出力として与えられる炉心圧力、炉心流量、エンタルピ等から求められ、次のような体様が含まれる。

- a. 核沸騰熱伝達
- b. 遷移沸騰熱伝達
- c. 蒸気流への強制対流熱伝達
- d. 蒸気へのふく射熱伝達

リフィル中は燃料棒間のふく射熱伝達のみを考慮し、また再冠水過程はBASH-Mの出力として与えられる炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を入力として、BASH-Mの炉心部の流動・伝熱モデルと同一のモデルを使用して、燃料被覆管表面熱伝達係数を算出する。

熱モデル部分では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に区分し、境界条件の下で熱発生及び熱伝導を解くが、次の影響が考慮されている。

- a. 燃料ペレット内での分布を考えた熱発生
- b. 燃料被覆管でのジルコニウム-水反応による熱発生
- c. 温度及び酸化ジルコニウム生成に伴う諸物性値の変化

ここで、燃料被覆管が破裂したと計算された後では、燃料被覆管内面において少なくとも破裂箇所の上下各々3.8cmの範囲でジルコニウム-水反応が起こるものと仮定する。燃料被覆管と水との反応熱の評価はORNLの実験に基づいて三菱原子力工業㈱が作成した反応速度相関式⁽¹³⁾により計算する。また、燃料被覆管のジルコニウム-水反応量はBaker-Justの式⁽¹⁴⁾に基づいて計算する。

燃料ペレット-燃料被覆管の間のギャップ熱伝達係数は、ギャップ内気体組成、ギャップ形状、ギャップ内気体及び周辺の温度を考慮して求められる。この場合、燃料被覆管変形の影響も考慮されている。

LOCTA-Mの入力としてはSATAN-M、WREFLOOD及びBASH-Mの出力のほかに燃料ペレット初期温度と線出力密度等の燃料棒に関する初期条件が含まれる。出力としては「ECCS性能評価指針」の基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム-水反応量を含む。

(14) LOCTA-IV⁽¹⁰⁾⁽¹²⁾

燃料棒熱解析コードLOCTA-IVは、SATAN-M (Small LOCA) の出力を入力として、小破断ブローダウン時炉心部の水位が一時的に低下し燃料棒が露出する場合の燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。LOCTA-IVの解析モデルは大破断解析用コードLOCTA-Mのブローダウン過程の解析モデルと基本的に同じである。

LOCTA-IVの入力としてはSATAN-M (Small LOCA) の出力のほかに燃料ペレット初期温度と線出力密度等の燃料棒に関する初期条件が含まれる。出力としては「ECCS性能評価指針」の基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム-水反応量を含む。

(15) その他のコード

原子炉格納容器内に浮遊する核分裂生成物からの γ 線による線量の計

算には線量計算コードSCATTERING及びSPANを使用するが詳細は「4.1.1.4 原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物及びアニュラス部内浮遊核分裂生成物による線量」で述べる。

また、特に中性子束分布の歪を考慮しなければならない事象については、核設計計算コードANC⁽¹⁵⁾を使用して、燃焼度の関数としての2群群定数等を入力とし、3次元拡散計算を行い、減速材密度、キセノン濃度及びドップラ効果の空間分布を考慮した出力分布を求める。

1.4 参考文献

- (1) 「改良統計的熱設計手法について」
MHI-NES-1009 改1
三菱重工業、平成12年
- (2) 「三菱PWR高燃焼度化ステップ2燃料の機械設計」
MHI-NES-1021 改3
三菱重工業、平成14年
- (3) 「PWRの安全解析用崩壊熱について」
MHI-NES-1010 改2
三菱重工業、平成14年
- (4) 「三菱PWRの事故解析計算コードの概要」
MAPI-1017 改2
三菱原子力工業、昭和52年
- (5) 「三菱PWRの事故解析コードの検証」
MAPI-1058
三菱原子力工業、昭和55年
- (6) 「三菱新DNB相関式(MIRC-1)について」
MAPI-1075 改3
三菱重工業、平成12年
- (7) 「THINC-IIIコードの概要」
MAPI-1072
三菱原子力工業、昭和59年
- (8) 「DNB相関式について」
MAPI-1029 改2
三菱重工業、平成12年
- (9) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法(大破断時)」
MAPI-1035 改8
三菱重工業、平成11年
- (10) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価感度解析」
MAPI-1063 改2

- 三菱原子力工業、平成 2 年
- (11) 「三菱 PWR 原子炉格納容器内圧評価解析手法」
MHI-NES-1016
三菱重工業、平成 12 年
- (12) 「三菱 PWR 非常用炉心冷却系性能評価解析方法（小破断時）」
MAPI-1041 改 7
三菱重工業、平成 11 年
- (13) 「ジルコニウム-水蒸気反応速度式」
MAPI-1057 改 1
三菱原子力工業、昭和 56 年
- (14) 「Studies of Metal-Water Reactions at High Temperatures,
III. Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water
Reaction」
L. Baker, L. C. Just, ANL-6548, 1962
- (15) 「三菱 PWR の新核設計手法と信頼性」
MAPI-1087 改 5
三菱重工業、平成 10 年

第 1.2.1 表 解析に使用する初期定常運転条件

	定 格 値	定 常 誤 差
原 子 炉 出 力	3,423MWt	±2%
1 次冷却材平均温度	307.1℃	±2.2℃
原 子 炉 圧 力	15.41MPa[gage]	±0.21MPa

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

原子炉トリップ信号	解析に使用するトリップ限界値	応答時間 (秒)
出力領域中性子束高 (高設定)	118% (定格出力値に対して)	0.5
出力領域中性子束高 (低設定)	35% (定格出力値に対して)	0.5
過大温度 ΔT 高	第 1.2.3 図	6.0
過大出力 ΔT 高	第 1.2.3 図	6.0
原子炉圧力高	16.61MPa[gage]	2.0
原子炉圧力低	12.73MPa[gage]	2.0
1 次冷却材流量低	87% (定格流量に対して)	1.0
1 次冷却材ポンプ回転数低	92.6% (定格回転数に対して)	0.6
蒸気発生器水位異常低	狭域水位検出器下端水位	2.0
タービントリップ	—	1.0

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

工学的安全施設作動信号	解析に使用する作動限界値	応答時間 (秒)
非常用炉心冷却設備作動信号 a. 原子炉圧力低 b. 主蒸気ライン圧力低 c. 原子炉格納容器圧力高	 12.04MPa[gage] 3.35MPa[gage] 0.048MPa[gage]	 2.0 2.0 2.0
主蒸気ライン隔離信号 主蒸気ライン圧力低	 3.35MPa[gage]	 2.0
原子炉格納容器 スプレー作動信号 原子炉格納容器圧力異常高	 0.205MPa[gage]	 2.0

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

分類	機能	系統及び機器
MS-1	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 (トリップ機能)
	未臨界維持機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 非常用炉心冷却系 (ほう酸水注入 機能)
	原子炉冷却材圧力 バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁 (開機能)
	原子炉停止後の除熱機能	補助給水系 主蒸気安全弁
	工学的安全施設及び原子炉停止系へ の作動信号の発生機能	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源系
MS-3	タービントリップ機能	タービントリップ

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

分類	機能	系統及び機器
MS-1	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び 制御棒駆動系（トリップ機能）
	未臨界維持機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 非常用炉心冷却系（ほう酸水注入機能）
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁（開機能）
	原子炉停止後の除熱機能	補助給水系 主蒸気安全弁 主蒸気隔離弁 主蒸気逃がし弁（手動逃がし機能）
	炉心冷却機能	非常用炉心冷却系
	放射性物質の閉じ込め機能 放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器 アニュラス 原子炉格納容器隔離弁 原子炉格納容器スプレイ系 アニュラス空気浄化系
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源系
MS-2	放射性物質放出の防止機能	放射性気体廃棄物処理系の隔離弁
	異常状態の緩和機能	加圧器逃がし弁（手動開閉機能）
MS-3	タービントリップ機能	タービントリップ

第 1.3.1 表 解析に使用する計算プログラム一覧表(1)

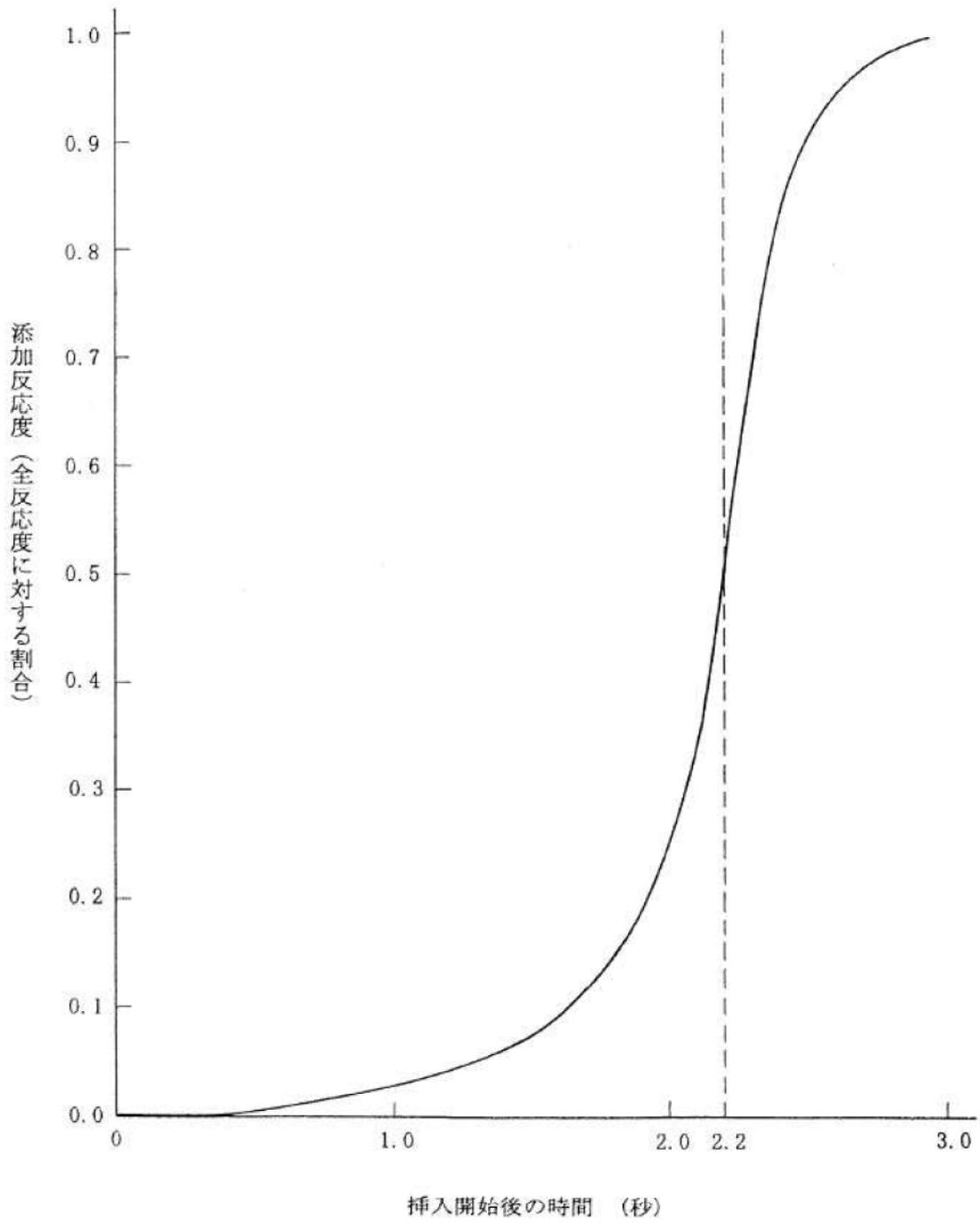
—運転時の異常な過渡変化

分 類	解 析 項 目	使用計算プログラム
炉心内の反応度 又は出力分布の 異常な変化	原子炉起動時における 制御棒の異常な引き抜き	CHICKIN-M FACTRAN THINC-III MARVEL
	出力運転中の 制御棒の異常な引き抜き	MARVEL FACTRAN
	制御棒の落下及び不整合	MARVEL THINC-III
	原子炉冷却材中の ほう素の異常な希釈	—————
炉心内の熱発生 又は熱除去の異 常な変化	原子炉冷却材流量の部分喪失	PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC-III
	原子炉冷却材系の 停止ループの誤起動	MARVEL
	外部電源喪失	—————
	主給水流量喪失	MARVEL
	蒸気負荷の異常な増加	
	2次冷却系の異常な減圧	MARVEL ANC THINC-III
	蒸気発生器への過剰給水	MARVEL
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	負荷の喪失	MARVEL
	原子炉冷却材系の異常な減圧	
	出力運転中の 非常用炉心冷却系の誤起動	

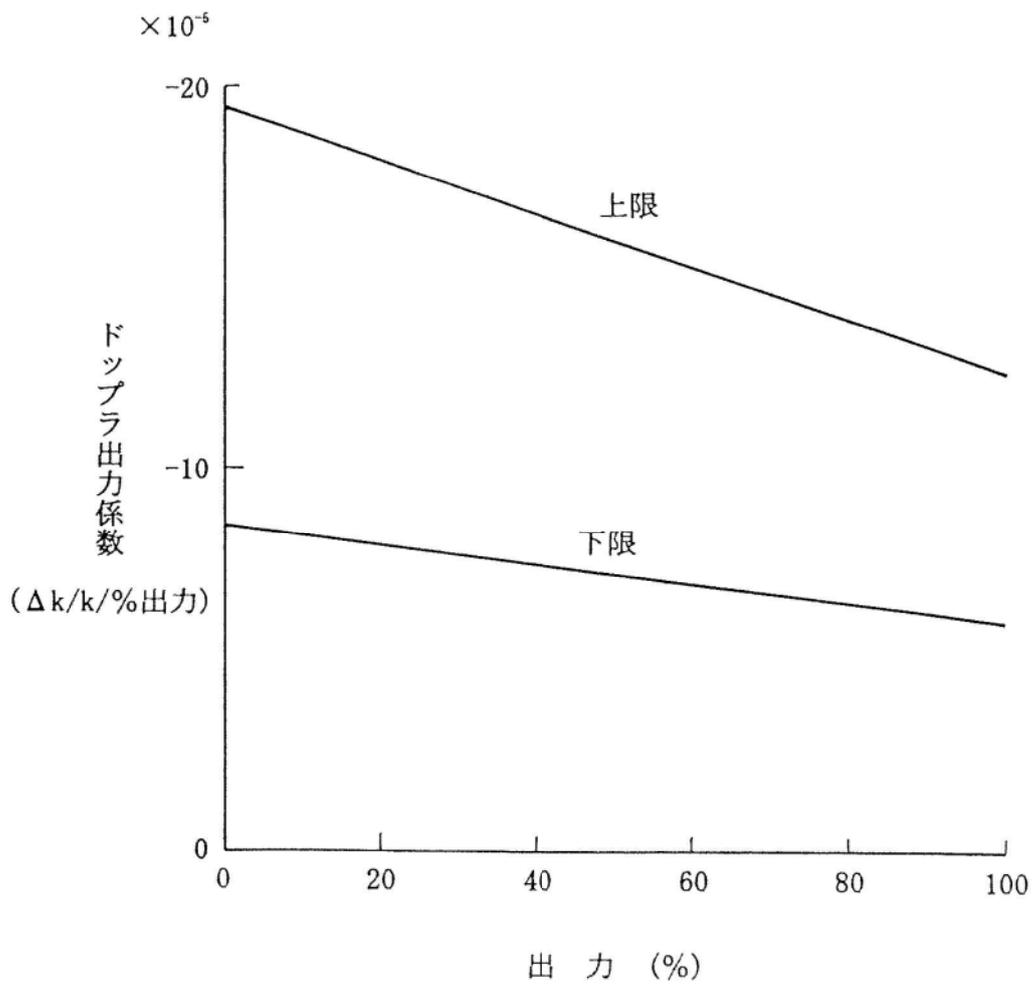
第 1.3.2 表 解析に使用する計算プログラム一覧表(2)

一事故

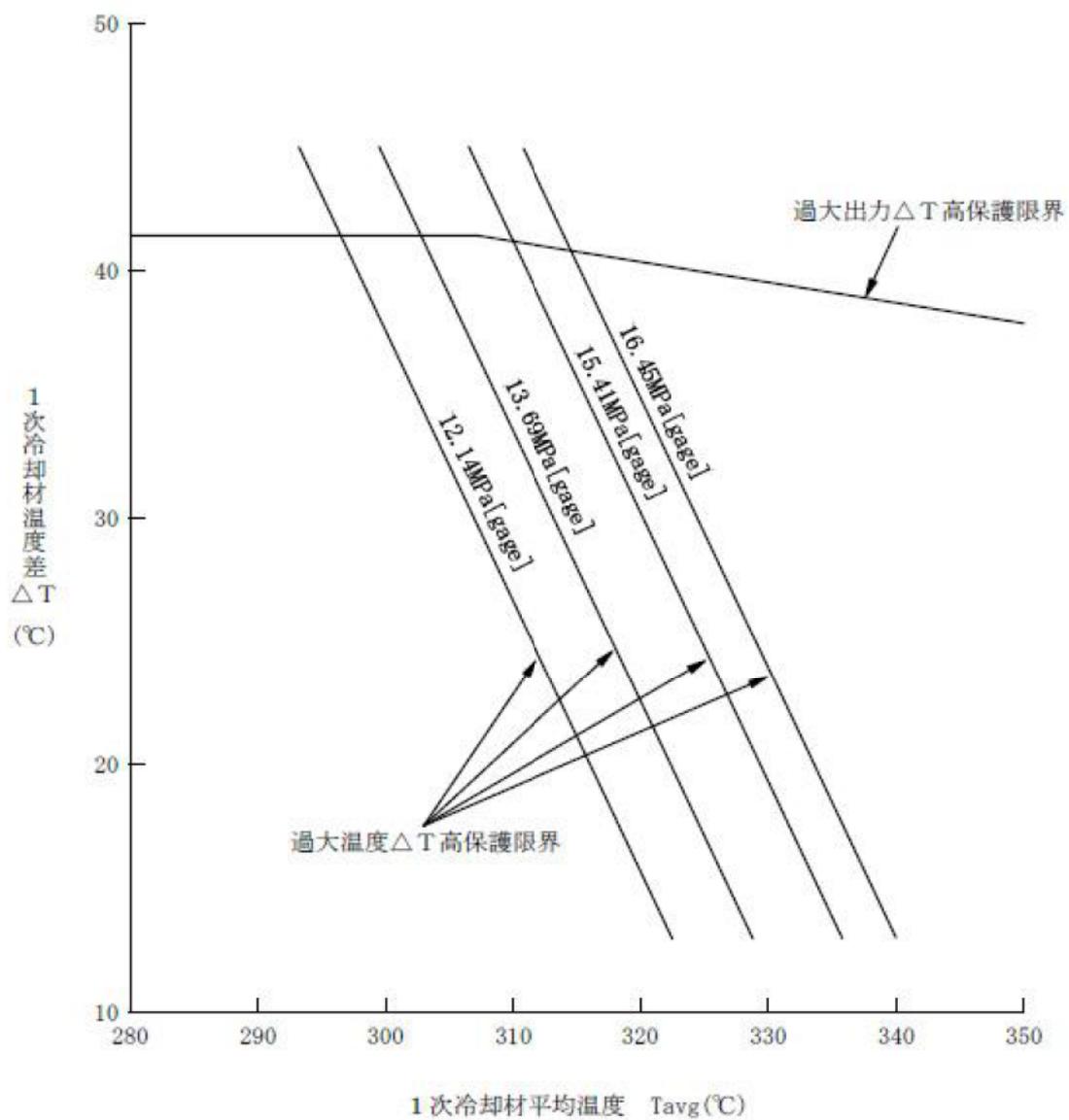
分類	解析項目		使用計算プログラム
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	原子炉冷却材喪失	大破断	SATAN-M WREFLOOD BASH-M LOCTA-M COCO
		小破断	SATAN-M (Small LOCA) LOCTA-IV
	原子炉冷却材流量の喪失		PHOENIX MARVEL
	原子炉冷却材ポンプの軸固着		FACTRAN THINC-III
	主給水管破断		MARVEL FACTRAN THINC-III
	主蒸気管破断		MARVEL ANC THINC-III
反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化	制御棒飛び出し		TWINKLE FACTRAN THINC-III MARVEL
環境への放射性物質の異常な放出	放射性気体廃棄物処理施設の破損		—————
	蒸気発生器伝熱管破損		MARVEL FACTRAN THINC-III
	燃料集合体の落下		—————
	原子炉冷却材喪失		SCATTERING SPAN
	制御棒飛び出し		
原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化	原子炉冷却材喪失		SATAN-VI WREFLOOD COCO
	可燃性ガスの発生		—————



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



第 1.2.2 図 解析に使用したドップラ出力係数



第 1.2.3 図 過大出力 ΔT 高及び過大温度 ΔT 高による保護限界図
(代表例)

2. 運転時の異常な過渡変化の解析

2.1 序

本原子炉施設において発生する可能性のある「運転時の異常な過渡変化」に対して、その発生原因と防止対策及び拡大防止対策を説明し、その経過の解析及び結果の評価を行い、本原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

2.2 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

2.2.1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

2.2.1.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の起動時に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

制御棒クラスタの異常な連続的引き抜きが生じると、中性子束は急激に上昇するが、負のドップラ係数による反応度帰還効果によって抑えられる。この自己制御性は、原子炉保護設備が作動するまでの初期において、出力上昇を抑制するので重要な役割を果たす。さらに、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

制御棒クラスタの引き抜きにより過度の反応度添加率で反応度が添加されることがないように制御棒クラスタはバンク構成とし、バンク単位で挿入、引き抜きを行い、各バンクごとに所定の順序で駆動する。また、駆動の最大速度を約 114cm/min に制限している。

(3) 拡大防止対策

- a. 「中間領域中性子束高」信号又は「出力領域中性子束高」信号による「制御棒クラスタ引抜阻止」インターロックにより制御棒クラスタの引き抜きを自動的に阻止し、過渡変化の進行を未然に防止する。
- b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。
 - (a) 中性子源領域中性子束高
 - (b) 中間領域中性子束高
 - (c) 出力領域中性子束高（低設定）
 - (d) 出力領域中性子束高（高設定）
 - (e) 出力領域中性子束変化率高

2.2.1.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

炉心動特性解析コードCHICKIN-Mにより中性子束等の過渡応答を求め、さらに、この結果を用いて、燃料棒過渡解析コードFACTRANによって、熱点の燃料エンタルピ等の変化を計算する。

また、熱水力計算コードTHINC-IIIにより炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮してプラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉圧力の変化を求める。

(2) 解析条件

- a. 原子炉出力の初期値は定格値の 10^{-13} とする。
- b. 初期温度条件は高温零出力状態の温度として、 291.7°C とする。
高温では、燃料ペレットから1次冷却材への熱伝達がよく、燃料ペレット熱容量が大きく、また、ドップラ係数の絶対値が小さいことから、ドップラ効果は小さくなるため、より低い温度条件より厳しい。また、初期の実効増倍率は1.0とする。これらは原子炉出力上昇を最も急峻にする。
- c. 反応度添加率は、最大反応度値を有する2つのバンクの制御棒クラスタが、最大速度（約 $114\text{cm}/\text{min}$ ）で炉心から同時に引き抜かれると想定した場合の最大反応度添加率を上回る値として、 $7.5 \times 10^{-4} (\Delta k/k)/\text{s}$ とする。
- d. 実効遅発中性子割合（ β_{eff} ）は0.75%を使用する。
- e. ドップラ係数は、燃料実効温度の関数として考慮し、過渡変化の発生初期に起こる原子炉出力の最大値がより大きくなるように、安全側に絶対値が小さめの値とする。
- f. 減速材温度係数は、高温停止状態から出力運転状態までの最大の値を包絡する値として $8.0 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$ とする。燃料から1次冷却材への熱伝達は原子炉出力の変化に比較して時間遅れが大きいいため、原子炉出力の初期変化に対する減速材温度係数の寄与は小さい。しかし、中性子束ピークの現れた後の出力の低下は、減速材温度係数に依存するので、この場合が最も厳しくなる。

g. 原子炉は、「出力領域中性子束高（低設定）」信号で自動停止するものとする。

h. 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析の場合には定格値に負の定常誤差を考慮した値、圧力解析の場合には定格値に正の定常誤差を考慮した値とする。

(3) 解析結果

中性子束、燃料エンタルピ及び原子炉圧力の変化を第 2.2.1.1 図に示す。中性子束は、過渡変化発生の約 10.7 秒後に「出力領域中性子束高（低設定）」信号のトリップ限界値まで上昇し、さらに、定格出力値の約 3.4 倍まで上昇するが、ドップラ反応度帰還効果によって急速に抑えられ、約 11.2 秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより、低下する。

燃料エンタルピ及びピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値は、それぞれ約 $378\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ 及び約 $94\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ である。

また、原子炉圧力の最大値は、約 $17.0\text{MPa}[\text{gage}]$ である。

なお、ピーク出力部燃料エンタルピの最大値は、約 $173\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ であり、浸水燃料の存在を仮定しても、この過渡変化による燃料棒の破裂は生じない。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.2.1.3 結 論

この過渡変化において、十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、燃料エンタルピは燃料の許容設計限界である $712\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ （「R I E 評価指針」に示す $170\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ に相当。）を十分下回り、ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値はペレット燃焼度 $65,000\text{MWd/t}$ 以上 $75,000\text{MWd/t}$ 程度までの P C M I 破損しきい値のためやすである $167\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ （「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（以下「R I E 報告書」という。）に示す $40\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ に相当。）を下回っており、燃料の

健全性が損なわれることはない。

また、原子炉圧力は過度に上昇することなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

2.2.2.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

制御棒クラスタの異常な連続的引き抜きに伴って、原子炉出力が上昇し、1次冷却材温度が上昇して、DNBRが低下するが、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、DNBRが許容限界値を下回る前に、この過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

制御棒クラスタの引き抜きにより過度の反応度添加率で反応度が添加されることがないように制御棒クラスタはバンク構成とし、バンク単位で挿入、引き抜きを行い、各バンクごとに所定の順序で駆動する。また、駆動の最大速度を約 114cm/min に制限している。

(3) 拡大防止対策

- a. 「出力領域中性子束高」信号、「過大温度 ΔT 高」信号又は「過大出力 ΔT 高」信号による「制御棒クラスタ引抜阻止」インターロックにより、制御棒クラスタの引き抜きを手動又は自動のいずれの場合にも自動的に阻止し、過渡変化の進行を未然に防止する。
- b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。
 - (a) 出力領域中性子束高
 - (b) 過大出力 ΔT 高
 - (c) 過大温度 ΔT 高
 - (d) 原子炉圧力高

- (e) 加圧器水位高
- (f) 出力領域中性子束変化率高

2.2.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求め、これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料温度を求める。

(2) 解析条件

- a. DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は出力運転時の最小値である $0(\Delta k/k)/(\text{g/cm}^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 1.2.2 図の下限の値とする。
- c. 制御棒クラスタ引き抜きによる最大の反応度添加率としては、最大反応度価値を有する 2 つのバンクの制御棒クラスタが、最大速度で同時に引き抜かれる場合を想定した最大反応度添加率を上回る値として、 $7.5 \times 10^{-4}(\Delta k/k)/\text{s}$ とする。
- d. 原子炉は、「出力領域中性子束高（高設定）」信号又は「過大温度 ΔT 高」信号のトリップ限界値に達すると、自動停止するものとする。
- e. 燃料中心温度の評価では、初期原子炉出力は定格出力の 102% とし、最も厳しい解析結果をもたらす燃焼度を仮定する。

(3) 解析結果

制御棒クラスタの引き抜き速度が速い場合として最大の反応度添加率である $7.5 \times 10^{-4}(\Delta k/k)/\text{s}$ とした場合の原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小DNBRの変化を第 2.2.2.1 図に示す。この場合、原子炉出力が急速に上昇し、過渡変化発生の約 1.5 秒後に「出力領域中性子束高」信号のトリップ限界値に達し、約 2.0 秒後に制御棒クラスタは落下を開始する。原子炉出力の最大値は定格値の約 125%である。この自動停止は非常に早い時期に行われるので、原

原子炉圧力及び1次冷却材平均温度の変化は小さく、原子炉圧力の上昇は約 0.5MPa、最小DNBRは約 1.79 となる。また、燃料中心温度の変化を第 2.2.2.2 図に示すが、その最高値は約 2,150°Cである。

制御棒クラスタの引き抜き速度が遅い場合として最小のDNBRを与える反応度添加率 $3.2 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/s$ とした場合の原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小DNBRの変化を第 2.2.2.3 図に示す。この場合、過渡変化は反応度添加率が小さいため長くなるが、過渡変化発生の約 34 秒後に「過大温度 ΔT 高」信号のトリップ限界値に達し、約 40 秒後に制御棒クラスタは落下を開始する。原子炉出力の最大値は定格値の約 118%である。原子炉圧力及び1次冷却材平均温度の上昇は、制御棒クラスタの速い引き抜きの場合より大きい。原子炉圧力の上昇は約 0.7MPa、1次冷却材平均温度の最高値は約 313°Cにとどまり、過渡変化中の最小DNBRも約 1.62 である。

また、燃料中心温度については、最高値を与える反応度添加率 $5.2 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/s$ とした場合の変化を第 2.2.2.4 図に示すが、その最高値は約 2,300°Cである。

反応度添加率と最小DNBRの関係は、第 2.2.2.5 図に示すとおりで反応度添加率の全範囲にわたる最小DNBRは、約 1.62 である。

また、反応度添加率と燃料中心温度の関係は、第 2.2.2.6 図に示すとおりで反応度添加率の全範囲にわたる燃料中心温度の最高値は約 2,300°Cである。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.2.2.3 結 論

出力運転中の制御棒クラスタの異常な引き抜きにおいて、あらゆる反応度添加率に対して、原子炉は十分早く自動停止し、最小DNBRは許容限界値を下回ることはなく、燃料中心最高温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力

の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.2.3 制御棒の落下及び不整合

2.2.3.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障等により、炉心に挿入されている制御棒クラスタの配置に異常が生じ、炉心内の出力分布が変化する以下の制御棒クラスタの落下と不整合の事象を想定する。

制御棒クラスタの落下は、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から全挿入位置に落下する事象として考える。

もし、防止対策が何らとられないとすると、低下した原子炉出力を補償するために他の制御棒クラスタが引き抜かれ、過渡変化の生じる前の出力に復帰する。この状態では炉心出力分布がひずんでおり熱水路係数が大きいため、原子炉の安全性の余裕の減少となるので、その過渡変化が過大になる前に、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

制御棒クラスタの不整合は、炉心に挿入されるバンクの制御棒クラスタが挿入限界位置にあり、かつ、そのうちの 1 本の制御棒クラスタが全引き抜き位置にある不整合な状態として考える。

この場合、不ぞろいに駆動された制御棒クラスタ付近の原子炉出力は局部的に変化し、炉心出力分布は通常運転状態より悪化する。もし、防止対策が何らとられないとすると、熱水路係数が大きくなり、原子炉の安全性の余裕が減少する。

したがって、この過渡変化が過大となる前に検出され、修正されて、原子炉の安全性が確保されるよう防止対策がとられるようになっている。

(2) 防止対策

各制御棒クラスタは、バンクごとに所定の順序で駆動され、通常

運転時において、それぞれの出力に対して定められた運転範囲内にあり、この範囲外の異常な制御棒クラスタパターン及び異常な位置で運転されることはない。

(3) 拡大防止対策

- a. 各制御棒クラスタの位置を指示する位置指示計装を中央制御室に設ける。
- b. 出力分布の非対称性は、炉外核計装又は炉内計装によって検出できる。
- c. 運転員は、「制御棒位置偏差大」警報によって、同一バンクに生じた不整動作を検知できる。
- d. さらに、運転員は、各々の制御棒クラスタの位置指示計の下限信号による「制御棒落下」警報によって、制御棒クラスタの落下を知ることができる。
- e. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。
 - (a) 出力領域中性子束変化率高
 - (b) 中間領域中性子束高
 - (c) 出力領域中性子束高
 - (d) 原子炉圧力低

2.2.3.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、制御棒クラスタ落下による原子炉出力、熱流束、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求める。制御棒クラスタの不整合については、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である $0(\Delta k/k) / (\text{g/cm}^3)$

とし、ドップラ出力係数は第 1.2.2 図の下限の値とする。

- c. 添加される負の反応度は、定格出力運転中、引き抜き上端より制御棒クラスタ 1 本が落下した場合の最大値を上回る値として、 $2.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$ をとり、瞬時に加わるものとする。
- d. 制御用制御棒クラスタは、自動制御運転である場合及び手動制御運転である場合の両方について解析する。

自動制御運転の場合は、制御棒クラスタ落下により、原子炉出力、1 次冷却材平均温度及び原子炉圧力は低下するが、制御棒制御系の作動により、原子炉出力と 1 次冷却材平均温度は、初期運転状態に復帰するものとする。

- e. 制御棒クラスタの落下後の核的エンタルピ上昇熱水路係数($F_{\Delta H^N}$)として、1.87 を使用する。
- f. 制御棒クラスタの不整合は、最も厳しい状態として、制御棒クラスタのバンク D が挿入限界に位置し、うち 1 本の制御棒クラスタが全引き抜き位置にあるものとする。

(3) 解析結果

定格出力運転中、最大反応度値を有する制御棒クラスタ 1 本が落下した場合を上回る負の反応度が添加されたときの原子炉出力、熱流束、1 次冷却材平均温度、原子炉圧力及び最小 DNB R の変化を第 2.2.3.1 図及び第 2.2.3.2 図に示す。

制御棒クラスタは瞬時に落下し終わるとしているため、原子炉出力及び熱流束は過渡変化の発生直後急減し、一時的に原子炉圧力及び 1 次冷却材平均温度も低下するが、その後自動制御運転の場合は、制御棒制御系の作動により回復する。

この過渡変化中に最小 DNB R は熱流束の減少とともに上昇し、熱流束が復帰するにつれ低下する。解析では、熱水路係数として制御棒クラスタ落下後の値を用い、かつ、過渡変化中一定として最小 DNB R を計算しているが、この場合でも最小 DNB R は約 1.64 である。原子炉出力の最大値は約 105% であるので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。また、原子炉圧力の上昇は約 0.2MPa である。

制御棒制御系が手動制御運転である場合には、原子炉圧力が低下し続け、過渡変化発生の約 70 秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約 72 秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、原子炉は自動停止する。最小DNBRはこの過渡変化中に初期値以下に低下することはない。

また、制御棒クラスタの不整合の場合においては最小DNBRは約 1.69 である。この場合、原子炉出力の変化はないので、燃料中心温度は十分溶融点未満であり、原子炉圧力の変化もない。

自動又は手動による原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2 次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.2.3.3 結 論

前述の結果のように、最も厳しい定格出力運転状態において制御棒クラスタの落下が起こり、原子炉出力が制御棒制御系の作動により定格出力へ復帰した場合でも、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

また、制御棒クラスタの不整合が生じた場合でも、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の変化はないので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.2.4 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

2.2.4.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の起動時又は出力運転中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1 次冷却材中に純水が注入され、1 次冷却材中のほう素濃度が低下して反応度が添加される事象を想定

する。

プラント起動時のように原子炉が停止状態にある場合は、この反応度添加により、停止余裕が減少し臨界に至るおそれがある。出力運転時で、制御棒クラスタを自動制御している場合は、添加反応度を補償するように制御棒クラスタが挿入限界を超えて挿入されるため、必要な停止余裕を失うおそれがある。

また、制御棒クラスタの手動制御時には「2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」と同様、原子炉出力が上昇し、熱流束の増加及び1次冷却材温度の上昇によって、DNBRの許容限界値に対する余裕が減少する。

しかし、このような過渡変化は、異常状態の発生から保護動作が必要となるまでの間には十分な時間的余裕があり、運転員の操作又は原子炉トリップにより安全に終止できる。

(2) 防止対策

- a. ほう素の希釈は、ある一定量の純水を1次冷却系に注入することによって行われ、純水が設定量だけ注入され終わると、純水注入ラインの弁を自動的に閉止するので、設定値を超えるほう素の希釈は起こらない。
- b. 希釈を行う場合、運転員に対して、自動補給モードから希釈モードへの切換え及び起動スイッチの操作という2段の手順が必要であるようにし、どちらかの手順を怠ると希釈できないようにして、運転員の不注意な希釈の可能性を小さくする設計としている。
- c. 化学体積制御設備は、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報又は「制御棒クラスタ挿入限界」警報によって、運転員が異常を検知し、十分修正動作がとれるよう、その最大ほう素希釈率を制限している。

(3) 拡大防止対策

- a. 化学体積制御設備の故障によって、ほう酸水又は純水の流量が設定流量から外れた場合は、運転員に流量偏差大の警報で注意を喚起するとともに、体積制御タンク入口及び充てんポンプ入口の

補給水制御弁を自動的に閉じ、1次冷却系への補給を停止する。

b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。

- (a) 中性子束高
- (b) 過大温度 ΔT 高

2.2.4.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

1次冷却材と希釈水は完全混合するものとし、ほう素の平衡式及び質量の平衡式を用いて計算する。

(2) 解析条件

a. プラント起動時の異常な希釈

- (a) 1次冷却材の体積は、解析結果が厳しくなるような値として、加圧器等を除いた1次冷却系の有効体積を用いる。
- (b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量(82m³/h)とする。
- (c) 1次冷却系は、燃料取替用水ピットのほう酸水(ほう素濃度2,800ppm)で満たされているものとする。
- (d) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、設定値に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。

b. 出力運転時の異常な希釈

- (a) 1次冷却材の体積は、プラント起動時と同様の有効体積を用いる。
- (b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、充てんポンプ3台運転時の全容量(57m³/h)とする。
- (c) 初期ほう素濃度は、大きめの反応度添加率を与えるよう、出力運転時に予想される最高濃度を上回る値として2,100ppmとする。
- (d) 反応度停止余裕は0.016 $\Delta k/k$ とする。

(3) 解析結果

a. プラント起動時の異常な希釈

この場合には、1次冷却材の初期ほう素濃度と臨界に達するほう素濃度の差が大きく、希釈率も比較的小さいため、希釈が始まってから「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報が発せられるまでに約52分を要し、臨界に至るまでに更に約12分を要する。したがって、運転員が異常状態を検知し、原因を取り除く手段をとるのに希釈停止操作時間を考慮しても十分な時間がある。

異常の原因を除去した後は、ほう素の濃縮及び通常の運転操作により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

b. 出力運転時の異常な希釈

原子炉が自動制御出力運転にある場合は、希釈に伴う反応度添加を補償するよう、制御棒クラスタを炉心内に自動挿入する。制御棒クラスタが挿入限界に達した後、更に希釈が続けられて、停止余裕を失うに至るまでに約15分を要するため、希釈停止操作時間を考慮しても「制御棒クラスタ挿入限界」警報により、運転員が異常状態を検知し、原因を取り除き、あらかじめ決められた手順でほう素の再濃縮を行うのに十分な時間がある。

原子炉が手動制御出力運転にあり、かつ、運転員が異常状態に対し何らの措置もとらない場合には、原子炉出力及び1次冷却材温度が上昇し、「過大温度 ΔT 高」信号により原子炉は自動停止する。この過渡変化は「2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」と同様で、反応度添加率はこの解析で使用した範囲に含まれており、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度は溶融点未満である。また、原子炉圧力の上昇もわずかである。

異常の原因を除去した後は、手動又は自動による原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.2.4.3 結 論

プラント起動時にほう素を誤って希釈した場合、原子炉が臨界にな

るまでに、運転員が「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報により異常状態を検知し、これを終結させるのに十分な時間がある。また、出力運転時に制御棒クラスタを自動制御している場合も、ほう素希釈に伴い、制御棒クラスタを自動的に挿入し、必要な停止余裕が失われるまでに、運転員が「制御棒クラスタ挿入限界」警報により異常状態を検知し、これを終結させるのに十分な時間がある。制御棒クラスタを手動制御している場合には自動挿入されないため、原子炉出力が上昇するが、原子炉は「過大温度 ΔT 高」信号により自動停止し、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

2.3.1 原子炉冷却材流量の部分喪失

2.3.1.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動する1次冷却材ポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象を想定する。具体的には、2台の1次冷却材ポンプの駆動電源が喪失するものとする。

この場合、炉心損傷のおそれのない低出力時以外は、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

1次冷却材ポンプは、単一の所内母線故障で2台以上のポンプが同時に停止しないよう別々の所内母線に接続し、発電機並列中、この母線は発電機側の電源から給電され、発電機側の電源がしゃ断された場合にも連続して外部の500kV送電線より給電される構成とする。

(3) 拡大防止対策

- a. 1次冷却材ポンプは、フライホイールを設けて慣性を大きくして、電源喪失の際にも1次冷却材流量の急速な低下を防ぎ、熱除去能力が急速に失われることを防止する。
- b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。
 - (a) 1次冷却材流量低
 - (b) 1次冷却材ポンプ回転数低

2.3.1.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXにより1次冷却材流量コーストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力